

Школа Инженерная школа ядерных технологий
 Направление подготовки 14.03.02. Ядерные физика и технологии
 Отделение школы (НОЦ) Отделение ядерно-топливного цикла

БАКАЛАВРСКАЯ РАБОТА

Тема работы
Нейтронно-физический расчет ядерного реактора типа УГР

УДК 621.039.512:621.039.534.3

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0А6В	Токарев Денис Сергеевич		

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Чертков Ю.Б.	к.ф.-м.н.		

КОНСУЛЬТАНТЫ ПО РАЗДЕЛАМ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН	Киселева Е.С.	к.э.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
Ядерные физика и технологии	Бычков П.Н.	к.т.н.		

Планируемые результаты обучения

Код результата	Результат обучения (компетенции)
P1	Демонстрировать культуру мышления, способность к обобщению, анализу, восприятию информации, постановке цели и выбору путей ее достижения; стремления к саморазвитию, повышению своей квалификации и мастерства; владение основными методами, способами и средствами получения, хранения, переработки информации, навыки работы с компьютером как средством управления информацией; способность работы с информацией в глобальных компьютерных сетях.
P2	Способность логически, верно, аргументировано и ясно строить устную и письменную речь; критически оценивать свои достоинства и недостатки, намечать пути и выбирать средства развития достоинств и устранения недостатков.
P3	Готовностью к кооперации с коллегами, работе в коллективе; к организации работы малых коллективов исполнителей, планированию работы персонала и фондов оплаты труда; генерировать организационно-управленческих решения в нестандартных ситуациях и нести за них ответственность; к разработке оперативных планов работы первичных производственных подразделений; осуществлению и анализу исследовательской и технологической деятельности как объекта управления.
P4	Умение использовать нормативные правовые документы в своей деятельности; использовать основные положения и методы социальных, гуманитарных и экономических наук при решении социальных и профессиональных задач, анализировать социально-значимые проблемы и процессы; осознавать социальную значимость своей будущей профессии, обладать высокой мотивацией к выполнению профессиональной деятельности.
P5	Владеть одним из иностранных языков на уровне не ниже разговорного.
P6	Владеть средствами самостоятельного, методически правильного использования методов физического воспитания и укрепления здоровья, готов к достижению должного уровня физической подготовленности для обеспечения полноценной социальной и профессиональной деятельности.
P7	Использовать основные законы естественнонаучных дисциплин в профессиональной деятельности, применять методы математического анализа и моделирования, теоретического и экспериментального исследования.
P8	Владеть основными методами защиты производственного персонала и населения от возможных последствий аварий, катастроф, стихийных бедствий; И быть готовым к оценке ядерной и радиационной безопасности, к оценке воздействия на окружающую среду, к контролю за соблюдением экологической безопасности, техники безопасности, норм и правил производственной санитарии, пожарной, радиационной и ядерной безопасности, норм охраны труда; к контролю соответствия разрабатываемых проектов и технической документации стандартам, техническим условиям, требованиям безопасности и другим нормативным документам; за соблюдением технологической дисциплины и обслуживанию технологического оборудования ; и к организации защиты объектов интеллектуальной собственности и результатов исследований и разработок как коммерческой тайны предприятия; и понимать сущность и значение информации в развитии современного информационного общества,

	сознавать опасности и угрозы, возникающие в этом процессе, соблюдать основные требования информационной безопасности, в том числе защиты государственной тайны).
P9	Уметь производить расчет и проектирование деталей и узлов приборов и установок в соответствии с техническим заданием с использованием стандартных средств автоматизации проектирования; разрабатывать проектную и рабочую техническую документацию, оформление законченных проектно-конструкторских работ; проводить предварительного технико-экономического обоснования проектных расчетов установок и приборов.
P10	Готовность к эксплуатации современного физического оборудования и приборов, к освоению технологических процессов в ходе подготовки производства новых материалов, приборов, установок и систем; к наладке, настройке, регулировке и опытной проверке оборудования и программных средств; к монтажу, наладке, испытанию и сдаче в эксплуатацию опытных образцов приборов, установок, узлов, систем и деталей.
P11	Способность к организации метрологического обеспечения технологических процессов, к использованию типовых методов контроля качества выпускаемой продукции; и к оценке инновационного потенциала новой продукции.
P12	Способность использовать информационные технологии при разработке новых установок, материалов и приборов, к сбору и анализу информационных исходных данных для проектирования приборов и установок; технические средства для измерения основных параметров объектов исследования, к подготовке данных для составления обзоров, отчетов и научных публикаций; к составлению отчета по выполненному заданию, к участию во внедрении результатов исследований и разработок; и проведения математического моделирования процессов и объектов на базе стандартных пакетов автоматизированного проектирования и исследований.
P13	Уметь готовить исходные данные для выбора и обоснования научно-технических и организационных решений на основе экономического анализа; использовать научно-техническую информацию, отечественный и зарубежный опыт по тематике исследования, современные компьютерные технологии и базы данных в своей предметной области; и выполнять работы по стандартизации и подготовке к сертификации технических средств, систем, процессов, оборудования и материалов;
P14	Готовность к проведению физических экспериментов по заданной методике, составлению описания проводимых исследований и анализу результатов; анализу затрат и результатов деятельности производственных подразделений; к разработки способов применения ядерно-энергетических, плазменных, лазерных, СВЧ и мощных импульсных установок, электронных, нейтронных и протонных пучков, методов экспериментальной физики в решении технических, технологических и медицинских проблем.
P15	Способность к приемке и освоению вводимого оборудования, составлению инструкций по эксплуатации оборудования и программ испытаний; к составлению технической документации (графиков работ, инструкций, планов, смет, заявок на материалы, оборудование), а также установленной отчетности по утвержденным формам; и к организации рабочих мест, их техническому оснащению, размещению технологического оборудования.

Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов	<ul style="list-style-type: none"> – Предварительный теплофизический расчет реактора – Нейтронно-физический расчет «холодного» и «горячего» реактора – Оптимизация параметров ячейки и расчет коэффициента размножения – Оценка отравления реактора ксеноном и самарием – Определение длительности кампании – Оценка коэффициента воспроизводства
Перечень графического материала	<ul style="list-style-type: none"> – Презентация – Сборочный чертеж – Спецификация

Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы

Раздел	Консультант
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и энергосбережение	Доцент ОСГН ШБИП, к.э.н. Киселева Е.С.
Социальная ответственность	Ассистент ОЯТЦ ИЯТШ, к.ф.-м.н. Гоголева Т.С.

Названия разделов, которые должны быть написаны на иностранном языке:

нет

Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику	27.04.2020
---	------------

Задание выдал руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Чертков Ю.Б.	к.ф.-м.н		27.04.2020

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0А6В	Токарев Денис Сергеевич		27.04.2020

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

Студенту:

Группа	ФИО
0А6В	Токареву Денису Сергеевичу

Школа	ИЯТШ	Отделение школы (НОЦ)	ЯТЦ
Уровень образования	Бакалавриат	Направление/специальность	14.03.02 Ядерные физика и технологии

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

1. <i>Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих</i>	Стоимость материальных ресурсов и специального оборудования определены в соответствии с рыночными ценами г. Томска. Тарифные ставки исполнителей определены штатным расписанием НИ ТПУ.
2. <i>Нормы и нормативы расходования ресурсов</i>	– 30% премии; 20% надбавки; 30% районный коэффициент.
3. <i>Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования</i>	– коэффициент отчисления во внебюджетные фонды – 30,2 %;

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. <i>Оценка коммерческого потенциала, перспективности и альтернатив проведения НИ с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения</i>	– выявить потенциальных потребителей; – произвести анализ конкурентных технических решений; – произвести SWOT-анализ.
2. <i>Планирование и формирование бюджета научных исследований</i>	– выявить структуру работ и их исполнителей; – определить трудоемкость проводимых работ; – разработать график проведения исследования; – рассчитать размер бюджета исследования.
3. <i>Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования</i>	– оценить экономическую эффективность проекта.

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей):

1. Оценка конкурентоспособности технических решений
2. Матрица SWOT
3. Бюджет проведения НИ
4. Диаграмма Гантта

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	27.04.2020
---	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОГСН ШБИП	Киселева Елена Станиславовна	К.Э.Н.		27.04.2020

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0А6В	Токарев Денис Сергеевич		27.04.2020

ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа	ФИО
0А6В	Токарев Денис Сергеевич

Школа	ИЯТШ	Отделение (НОЦ)	ОЯТЦ
Уровень образования	Бакалавриат	Направление/специальность	14.03.02 Ядерные физика и технологии

Тема ВКР:

Нейтронно-физический расчет ядерного реактора типа УГР	
Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:	
1. Характеристика объекта исследования (вещество, материал, прибор, алгоритм, методика, рабочая зона) и области его применения	Объект исследования: ядерный энергетический реактор типа УГР. Область применения: ядерная энергетика.
Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:	
1. Правовые и организационные вопросы обеспечения безопасности: <ul style="list-style-type: none"> – специальные (характерные при эксплуатации объекта исследования, проектируемой рабочей зоны) правовые нормы трудового законодательства; – организационные мероприятия при компоновке рабочей зоны. 	<ul style="list-style-type: none"> – СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03. Гигиенические требования к персональным электронно-вычислительным машинам и организации работы. – ГОСТ 12.2.032-78 ССБТ. Рабочее место при выполнении работ сидя. Общие эргономические требования
2. Производственная безопасность: 2.1. Анализ выявленных вредных и опасных факторов 2.2. Обоснование мероприятий по снижению воздействия	Вредные и опасные факторы: <ul style="list-style-type: none"> – отклонение показателей микроклимата; – механические колебания; – недостаток искусственного освещения; – повышенный уровень электромагнитного излучения; – акустические колебания; – психофизиологические нагрузки; – электрический ток.
3 Экологическая безопасность:	<ul style="list-style-type: none"> – анализ влияния работы ядерного реактора на атмосферу, гидросферу и литосферу; – защита окружающей среды.
4 Безопасность в чрезвычайных ситуациях:	<ul style="list-style-type: none"> – выбор и описание возможных ЧС при разработке ядерного реактора; – анализ типичной ЧС - пожар в рабочем помещении.

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	27.04.2020
--	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ ИЯТШ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н.		27.04.2020

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0А6В	Токарев Д.С.		27.04.2020

Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
 федеральное государственное автономное
 образовательное учреждение высшего образования
 «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» (ТПУ)

Школа Инженерная школа ядерных технологий
 Направление подготовки (специальность) 14.03.02. Ядерные физика и технологии
 Уровень образования высшее
 Отделение школы (НОЦ) Отделение ядерно-топливного цикла
 Период выполнения (весенний семестр 2019/2020 учебного года)

Форма представления работы:

Бакалаврская работа

(бакалаврская работа, дипломный проект/работа, магистерская диссертация)

КАЛЕНДАРНЫЙ РЕЙТИНГ-ПЛАН выполнения выпускной квалификационной работы

Срок сдачи студентом выполненной работы:	08.06.2020
--	------------

Дата контроля	Название раздела (модуля) / вид работы (исследования)	Максимальный балл раздела (модуля)
27.04.2020	<i>Выдача задания</i>	
30.04.2020	<i>Выбор конструктивной схемы</i>	
10.04.2020	<i>Расчёт «холодного» состояния реактора</i>	
17.04.2020	<i>Оптимизация параметров реактора</i>	
20.04.2020	<i>Расчёт «горячего» состояния реактора</i>	
27.04.2020	<i>Оценка эффектов реактивности при отравлении реактора</i>	
11.05.2020	<i>Расчёт реактора в программе WIMS-D5</i>	
18.05.2020	<i>Оценка топливной кампании</i>	
08.06.2020	<i>Сдача работы</i>	

СОСТАВИЛ:

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Чертков Ю.Б.	к.ф.-м.н		

СОГЛАСОВАНО:

Руководитель ООП

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Бычков П.Н.	к.т.н.		

РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа 116 с., 21 рис., 26 табл., 38 источников, 5 прил., 1 чертеж, 1 спецификация.

Ключевые слова: Ядерный реактор, нейтронно-физический расчёт, реактор с газовым теплоносителем, программный комплекс WIMS, отравление, выгорание.

Объектом исследования является реактор типа УГР, тепловой мощностью 750 МВт с газовым теплоносителем, работающим на топливе UO_2 с обогащением 3,3%, с материалом оболочек твэлов сталь марки 1X18H9T.

Цель работы – проведение нейтронно-физического расчета реактора типа УГР с газовым теплоносителем, состоящий в физическом обосновании конструкции и определении совокупности физических параметров, удовлетворяющего поставленным требованиям.

В процессе исследования проводились расчеты параметров реактора по известному соотношению и с использованием программного обеспечения

В результате исследования проведен нейтронно-физический расчет одноклассовым методом по известным соотношениям, и многоклассовым с использованием программного обеспечения, также проведен расчет величины отравления ксеноном и самарием

Основные конструктивные, технологические и технико-эксплуатационные характеристики: УГР, тепловой мощностью 750 МВт с CO_2 теплоносителем, работающим на топливе UO_2 с обогащением 3,3%, с материалом оболочек твэлов – сталь марки 1X18H9T.

Степень внедрения: низкая.

Область применения: ядерная энергетика.

Экономическая эффективность/значимость работы высокая.

В будущем планируется продолжать работу по данной тематике.

Обозначения и сокращения

УТР – уран-графитовый реактора;

AGR – усовершенствованный газоохлаждаемый реактор;

ГТР – газографитовый реактор;

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор;

PWR – реактор с водой под давлением;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

ТК – топливный канал;

ЯЭУ – ядерная энергетическая установка;

РБМК – реактор большой мощности канальный;

ПЭВМ – персональная электронно-вычислительная машина;

ЭМП – электромагнитное поле;

МФУ – многофункциональное устройство;

АЭС – атомная электростанция;

ЧС – чрезвычайная ситуация.

Содержание

Введение.....	14
1 Обзор литературы	15
1.1 Типы уран-графитовых реакторов	15
1.2 Преимущества и недостатки реакторов с графитовым замедлителем	16
1.3 Преимущества и недостатки реакторов с газовым теплоносителем	16
1.4 Реактор AGR.....	18
2 Расчетная часть.....	22
2.1 Предварительный тепловой расчет	22
2.2 Расчет «холодного» реактора.....	24
2.2.1 Расчет концентраций	24
2.2.2 Расчет микроскопических сечений	27
2.2.3 Расчет макроскопических сечений.....	28
2.3 Расчет коэффициента размножения в бесконечной среде.....	29
2.3.1 Расчет выхода нейтронов на один акт поглощения в топливе	29
2.3.2 Расчет коэффициента размножения на быстрых нейтронах	30
2.3.3 Расчет коэффициента использования тепловых нейтронов	30
2.3.4 Расчет вероятности избежать резонансного захвата	32
2.4 Расчет эффективного коэффициента размножения.....	33
2.4.1 Длина диффузии в решетке.....	33
2.4.2 Расчет возраста нейтронов	34
2.4.3 Расчет геометрического параметра	34
2.4.4 Оптимизация параметров ячейки	35
2.5 Ядерно-физические характеристики «горячего» реактора.....	39
2.5.1 Определение температуры нейтронного газа	40
2.5.2 Расчет коэффициента размножения «горячего» реактора.....	43
2.6 Эффекты реактивности при отравлении реактора.....	46
2.6.1 Определение равновесной концентрации Xe и I	46
2.6.2 Динамика изменения концентрации Xe и I после пуска реактора.....	48

2.6.3 Потери реактивности при отравлении Хе	49
2.6.4 «Йодная яма»	50
2.6.5 Определение равновесной концентрации Sm и Pm.....	53
2.6.6 Динамика изменения концентраций Sm и Pm	54
2.6.7 Потеря реактивности при отравлении Sm	56
2.6.8 Нестационарное отравление Sm	57
2.7 Расчет нейтронно-физических параметров с помощью программного комплекса WIMS-D5B	59
2.7.1 Расчет коэффициентов размножения	60
2.7.2 Оценка топливной кампании реактора	61
2.7.3 Расчет вклада различных нуклидов в энерговыделение реактора.....	64
2.7.4 Оценка коэффициента воспроизводства реактора AGR	66
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	69
3.1 Потенциальные потребители результатов исследования	69
3.2 Анализ конкурентных технических решений	70
3.3 SWOT-анализ.....	72
3.4 Организация и планирование работ	76
3.4.1 Продолжительность этапов работ	77
3.5 Расчёт накопления готовности проекта	79
3.6 Расчёт сметы на выполнение проекта.....	80
3.6.1 Расчёт затрат на материалы	81
3.6.2 Расчёт заработной платы.....	82
3.6.3 Расчёт затрат на страховые взносы	83
3.6.4 Расчёт затрат на электроэнергию	84
3.6.5 Расчёт амортизационных расходов	85
3.6.6 Расчёт прочих расходов.....	86
3.6.7 Расчёт суммарной себестоимости разработки	86
3.6.8 Расчёт прибыли	87
3.6.9 Расчёт НДС	87
3.6.10 Цена разработки проекта.....	87

3.6.11 Оценка экономической эффективности проекта	88
4 Социальная ответственность	89
4.1 Правовые и организационные вопросы обеспечения безопасности	89
4.1.1 Специальные правовые нормы трудового законодательства	90
4.1.2 Организационные мероприятия при компоновке рабочей зоны	90
4.2 Производственная безопасность.....	92
4.2.1 Анализ вредных и опасных факторов, которые могут возникнуть при разработке ядерного реактора.....	92
4.2.2 Мероприятия по защите исследователя от действий опасных и вредных факторов	95
4.3 Экологическая безопасность.....	97
4.4 Безопасность в чрезвычайных ситуациях.....	99
4.4.1 Анализ вероятных ЧС, которые могут возникнуть при проведении нейтронно-физического расчета	99
4.4.2 Комплекс мероприятий по предотвращению пожара	100
Заключение	103
Список использованных источников	104
Приложение А	108
Приложение Б.....	111
Приложение В.....	113
Приложение Г	115
Приложение Д.....	116

Введение

Атомная энергетика в настоящее время является самой чистой и экономически выгодной отраслью энергетики из всех, способных обеспечить энергией крупные промышленные предприятия и жилой сектор. Вследствие этого атомная энергетика постоянно развивается, появляются все новые, более эффективные ядерные энергетические установки, используемые для производства тепловой энергии. Однако на стадии проектирования и разработки таких установок возникает необходимость теоретического обоснования таких ключевых моментов, как их работоспособность и безопасность. Такое обоснование способен обеспечить нейтронно-физический расчет.

Нейтронно-физический расчет ядерного реактора сейчас позволяет физически обосновать его конструкцию, а также определить ключевые физические параметры. Он является один из важнейших математических инструментов на стадии проектирования, оптимизации и модернизации ядерных реакторов.

Целью данной работы является проведение нейтронно-физического расчета ядерного реактора типа УГР.

Для достижения поставленной цели необходимо осуществить следующие задачи:

- предварительный тепловой расчет параметров активной зоны;
- расчет коэффициента размножения в бесконечной среде и расчет эффективного коэффициента размножения для «холодного» и «горячего» реактора;
- проведение оптимизации параметров топливной ячейки;
- проведение оценки отрицательного вклада в запас реактивности за счет эффекта отравления;
- оценка величины топливной кампании ядерного реактора
- оценка коэффициента воспроизводства.

1 Обзор литературы

Понимание свойств и особенностей реакторов типа УГР, к коим относится рассчитываемый в работе реактор, способствует осознанию правильности полученных результатов. Также знание особенности конструкции реактора, позволяет сделать более глубокие и обоснованные выводы, по результатам полученным в ходе расчета. По этим причинам возникает необходимость рассмотрения свойств, преимуществ и недостатков, а также конструкционных особенностей реактора AGR.

1.1 Типы уран-графитовых реакторов

Реакторы с графитовым замедлителем представляет собой тип реакторов, которые замедляется графитом. Уран-графитовые реакторы являются достаточно распространенными на сегодняшний день несмотря на то, что все большее предпочтение в атомной отрасли отдается водо-водным реакторам. Уран-графитовые реакторы обладают рядом ценных и значимых свойств, так, например, реакторы с тяжеловодным замедлителем обладают ценным свойством возможности работы с использованием природного необогащенного урана. Также еще одной важной особенностью УГР является малая объёмная плотность энерговыделения, что является благоприятной особенностью при внезапном прекращении подачи энергии. Основными недостатками УГР являются отсутствие места для подавления пара и ограниченные меры предосторожности, которые может обеспечить их конструкция [1].

Наиболее часто встречающимися типами графитовых реакторов на сегодняшний день являются:

- Двухцелевые газографитовые корпусные реакторы (ГГР).
- Энергетические реакторы с жидкометаллическим (натриевым) теплоносителем на обогащенном уране с оболочкой из нержавеющей стали или циркония.
- Промышленные низкотемпературные графитовые реакторы для производства плутония.

– Энергетические каналные реакторы с водяным теплоносителем на слабообогащенном металлическом или диоксидном топливе с оболочкой из нержавеющей стали или сплавов на основе циркония или алюминия.

1.2 Преимущества и недостатки реакторов с графитовым замедлителем

Графит в качестве материала замедлителя обладает рядом преимуществ, таких как термостойкость, химическая инертность, малое микроскопическое сечение поглощения нейтронов и высокая теплопроводность. За счет этих качеств при эксплуатации реактора с графитовым замедлителем возникает ряд положительных особенностей:

- Более высокие коэффициенты воспроизводства, чем в ВВЭР.
- Возможность использования в сочетании с графитом различных теплоносителей, в том числе высокотемпературных.
- Использование природного урана в сочетании с газовым теплоносителем сводит к минимуму количество конструкционных материалов в активной зоне [2].

Основным недостатком графита является его достаточно высокая стоимость, что связано со энергоёмкой и сложной технологией его получения. Также графит обладает хорошей радиационной стойкостью и термической устойчивостью при температурах не доходящих до $850\text{ }^{\circ}\text{C}$, из чего вытекает необходимость его непрерывного охлаждения в процессе работы реактора [3].

1.3 Преимущества и недостатки реакторов с газовым теплоносителем

Газообразные теплоносители имеют большое число преимуществ, в сравнении с другими типами теплоносителей за счет того, что газ имеют четко определенное фазовое состояние. В отличие от жидких теплоносителей, они не подвержены изменению фазы, что приводит к сложным проблемам с двухфазным потоком при ненормальных условиях эксплуатации [4].

Основными недостатками газовых теплоносителей являются их низкая теплоемкость, а также низкий коэффициент теплопередачи. За счет этих недостатков

в реакторах с газовым теплоносителем возникает необходимость использовать более высокие рабочие температуры, для обеспечения конкурентоспособности и энергоэффективности.

Для охлаждения ядерного реактора рассматривался широкий спектр газов. Чаще всего для применения в ядерных реакторах рассматриваются диоксид углерода и гелий. В реакторе AGR, исследуемом в данной работе, применяется именно углекислый газ.

С точки зрения своих физических свойств, углекислый газ является наилучшим доступным газообразным теплоносителем. При относительно низких температурах CO_2 в 350°C газ не вступает в реакцию с графитовым замедлителем и не вступает в реакцию с конструкционным материалом. Однако при повышении температуры, возникают трудности из-за химической реакции (1.1):



Здесь С (углерод) представляет собой графитовые блоки замедлителя, и реакция медленно удаляет замедлитель из реактора, уменьшая прочность графитовой кладки. Также стоит отметить, что реакция (1.1) вызвана не только повышением температуры, но и увеличением ядерной радиации.

Возникновение реакции (1.1) является потенциально очень серьезным ограничением, поскольку структура активной зоны, включая выравнивание топливного канала, зависит от физической прочности графитовых блоков. В случае реактора AGR, где температура теплоносителя достигает 650°C существует два подхода к решению этой проблемы:

– Входящий (относительно холодный) углекислый газ подается через структуру замедлителя на вход топливных каналов, таким образом поддерживая замедлитель при более низкой температуре.

– Окись углерода и метан добавляются к углекислому газу для ингибирования вышеуказанной химической реакции. Механизмы, с помощью которых достигается это торможение, являются сложными. Один механизм состоит в том, что добавки производят тонкий слой углерода на графите, и этот углеродный слой «жертвенно» реагирует с охлаждающей жидкостью, предотвращая воздействие на графитовые

блоки. Трудность заключается в том, что при определенных обстоятельствах углерод может осаждаться на самих топливных элементах. Поэтому в AGR требуется очень точный химический контроль [4].

1.4 Реактор AGR

Усовершенствованный газоохлаждаемый реактор – это ядерный реактор, в котором в качестве нейтронного замедлителя используется графит, а в качестве основного теплоносителя - газообразный диоксид углерода. Топливом являются диоксида урана, обогащенные до 2,5–3,5%, находящийся в трубах из нержавеющей стали. Из-за использования обогащенного топлива активная зона реактора весьма компактна для уран-графитовых реакторов за счет уменьшения массы замедлителя. Также можно отметить, что использование оболочки из нержавеющей стали позволяет значительно повысить температуру на выходе CO_2 , что приводит к более высокой температуре пара под давлением и, следовательно, к более высокой тепловой эффективности установки [5].

AGR является вторым поколением британских газоохлаждаемых реакторов, которые были спроектированы так, чтобы иметь высокий тепловой КПД, который составляет около 42%, что лучше, чем у современных реакторов с водой под давлением, которые имеют типичный термический КПД. 34% [6]. Это связано с более высокой температурой на выходе теплоносителя, составляющей примерно $640\text{ }^\circ\text{C}$, которую можно легко получить только при охлаждении газом, по сравнению с примерно $320\text{ }^\circ\text{C}$ для PWR. Однако активная зона реактора значительно больше, чем у легководяных реакторов для той же выходной мощности, и выгорание топлива при выгрузке ниже, так что топливо используется менее эффективно, что противодействует преимуществу термического КПД [7].

Активная зона реактора имеет диаметр 13,1 м и закрыта сверху крышкой толщиной 5,5 м. Верхняя крышка реактора пронизана большим числом загрузочных каналов. Это делает невозможным пропустить стягивающие бетон струны через секцию корпуса над активной зоной. Поэтому эти стяжки размещены с внешней стороны крышки. Аксиальное сжатие бетонного корпуса осуществляется

вертикальными стяжками, проходящими через стены, а напряжение вдоль окружности создается намоткой проволочных канатов под напряжением. Эти канаты укладываются в специальные каналы в стенках корпуса.

Газ прокачивается через каналы реактора под высоким давлением с помощью газовых циркуляционных насосов. Его основные пути потока показаны на рисунке 1.1. Циркуляционный насос перекачивает охлажденный газ из нижней части котлов в пространство под активной зоной. Около половины этого газа поступает непосредственно во впускные отверстия топливного канала, а остальная часть, известная как возвратный поток, проходит через кольцевое пространство, окружающее сердечник, вдоль внутренней поверхности газовой перегородки к верхней перегородке. Он возвращается вниз через проходы между графитовым замедлителем и графитовыми гильзами топливных элементов, чтобы присоединиться к основному потоку охлаждающей жидкости в нижней части топливных каналов [8].

Таким образом, возвращающийся поток охлаждает графитовые блоки, систему удержания активной зоны и газовую перегородку. Объединенный поток проходит вверх по топливным каналам и через направляющие трубки. Затем горячий газ поступает в пространство над газовой перегородкой и опускается вниз через котлы, где он охлаждается перед тем, как снова попасть в газовые циркуляторы под котлами.

Основная причина повторного поступления потока из верхней части активной зоны в нижнюю часть состоит в том, чтобы поддерживать температуру замедлителя ниже 450°C , чтобы избежать чрезмерного термического окисления графитовых блоков и ограничить температурные градиенты внутри кирпича примерно до 50°C . Это наиболее экономично достигается за счет поступающего потока охлаждающей жидкости, в котором часть охлаждающей жидкости будет проходить внизу между блоками, прежде чем попасть на дно топливных каналов. Тем не менее, это усложняет внутреннюю компоновку внутри корпуса реактора, что обуславливает необходимость создания газовой перегородки вокруг активной зоны.

Направляющие трубки топливных элементов, расположенные в верхней части каждого канала, используются для направления горячего газа через

пространство под газовой перегородкой, прежде чем он будет выпущен в
пространство выше.

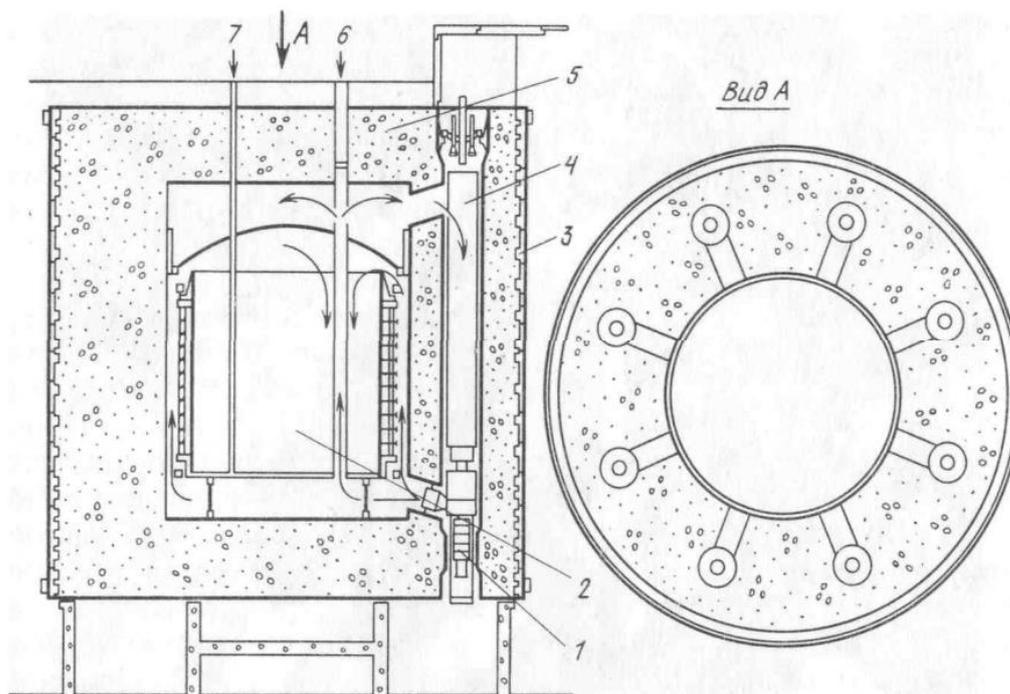


Рисунок 1 – Система циркуляции теплоносителя в усовершенствованном газоохлаждаемом реакторе AGR: 1 – газодувка с двигателем; 2 – активная зона; 3 – каналы для обмотки стягивающими струнами; 4 – парогенератор; 5 – верхняя крышка; 6 – каналы для перегрузки топлива; 7 – стержень регулирования

ТВС реактора AGR, представленный на рисунке 1.2, состоит из 36 твэлов, окруженных двумя concentрическими графитовыми гильзами. Твэлы опираются на верхнюю и нижнюю решетки, которые крепятся к внешней графитовой втулке. Возможный изгиб стержней твэлов ограничен опорными скобами. Опорные решетки, скобы, и внутренние втулки графита закреплены в положении с помощью винтового стопорного кольца в верхней части. Весь блок образует сложную топливную ячейку. Восемь ТВС реактора соединены между собой соединительным стержнем, образуя узел топливного стрингера [9].

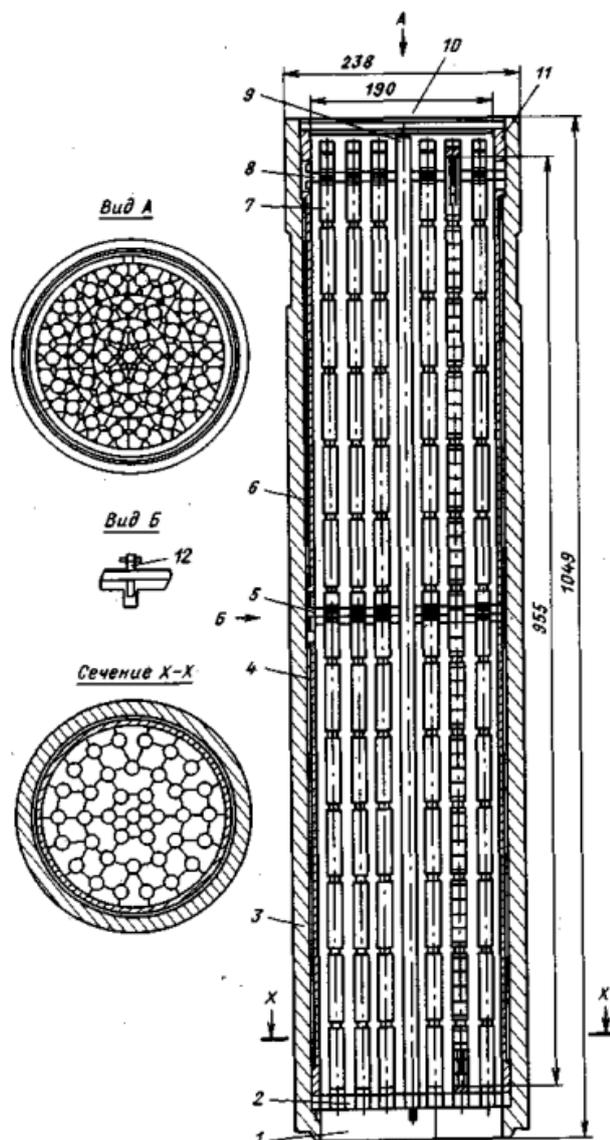


Рисунок 2 – Сборка твэлов для реактора AGR: 1 – нижний торец; 2 – нижняя решетка; 3 – внешняя графитовая трубка; 4 – нижняя графитовая трубка; 5 – центральная решетка; 6 – верхняя графитовая трубка; 7 – твэл; 8 – верхняя решетка; 9 – направляющая трубка; 10 – верхний торец; 11 – закрепительное кольцо; 12 – деталь закрепления

Реактор имеет доступ к каждому топливному каналу, то есть каждый канал имеет отдельное открывающееся отверстие в крышке бетонного корпуса реактора. Это позволяет измерять температуру газа в каждом канале и дистанционно регулировать поток газового теплоносителя. Также, данная особенность позволяет проводить перегрузку топлива реактора, находящегося в рабочем состоянии с помощью перегрузочной машины, которая устанавливает ТВС верхней части сосуда.

2 Расчетная часть

В данном разделе работы представлен предварительный тепловой расчет реактора, расчет холодного реактора, расчет коэффициента размножения в бесконечной среде, эффективный коэффициент размножения, а также проведена оптимизация параметров ячейки.

2.1 Предварительный тепловой расчет

Для расчета использовались основные параметры, приведенные в таблице 2.1.

Таблица 2.1 – Значение размеров основных компонентов активной зоны

Шаг решетки, см	число твэлов, штук	Диаметр отверстия в топливе, см	Внутренний диаметр, см	Толщина обложки, см	Топливный канал (внутренний)	Топливный канал (внешний диаметр), см	Толщина обложки топливного канала, см	Внешний радиус твэла, см
45,7	36	0,51	1,56	0,04	19	19,13	0,065	0,82

Предварительная оценка размеров активной зоны, которые обеспечили бы нужный теплосъем при заданной мощности реактора:

$$V_{a.z.} = \frac{N}{N_0} \eta_v = \frac{750}{1} \cdot 1 = 750 \text{ м}^3,$$

$$D_{a.z.} = \sqrt[3]{\frac{4 \cdot V_{a.z.}}{\pi \cdot m}} = \sqrt[3]{\frac{4 \cdot 750}{\pi \cdot 0,6}} = 11,675 \text{ м} = 1167,5 \text{ см},$$

$$H_{a.z.} = m \cdot D_{a.z.} = 0,6 \cdot 1167,5 = 700,5 \text{ см},$$

где $V_{a.z.}$ – объем, м³;

$D_{a.z.}, H_{a.z.}$ – диаметр и высота активной зоны, см;

m – отношение высоты к диаметру;

N – заданная мощность реактора;

N_0 – средняя удельная объемная нагрузка активной зоны, кВт/л;

η_v – коэффициент, учитывающий увеличение объема реактора вследствие размещения регулирующих стержней;

Максимальная удельная объемная нагрузка активной зоны:

$$N_{0\max} = N_0 \cdot K_v = 1 \cdot 2,5 = 2,5 \text{ кВт/л},$$

где K_v – объемный коэффициент неравномерности тепловыделения.

В случае квадратной ячейки с заданным размером $a_{яч} = 45,7$ см площадь ячейки равна:

$$S_{яч} = a_{яч}^2 = 45,7^2 = 2088,49 \text{ см}^2.$$

Периметр тепловыделяющей поверхности ТВЭЛА:

$$\Pi_0 = \pi \cdot 2 \cdot r_{твэл} = 3,14 \cdot 2 \cdot 0,82 = 5,1522 \text{ см},$$

где $r_{твэл}$ – радиус ТВЭЛА.

Максимально допустимая тепловая нагрузка на поверхности тепловыделяющих элементов (определяет размеры активной зоны при заданном шаге решетки):

$$q_{\max} = \frac{N_{0\max} \cdot S_{яч}}{116 \cdot \Pi_0 \cdot n} = \frac{2,5 \cdot 2088,49}{116 \cdot 5,1522 \cdot 37} = 0,2361125 \text{ Гкал/(м}^2 \cdot \text{ч)} = 274,6 \text{ Вт/м}^2,$$

где Π_0 – периметр тепловыделяющей поверхности одного ТВЭЛА, см;

n – число ТВЭЛОВ в сборке;

$S_{яч}$ – площадь сечения ячейки, см².

Площадь сечения прохода теплоносителя, приходящегося на один элемент, вычислялась по формуле:

$$S_1 = \frac{\pi \cdot R_{ТК}^2}{n} - \frac{\pi \cdot d_{ТК}^2}{4} = \frac{3,14 \cdot 9,565^2}{37} - \frac{3,14 \cdot 1,64^2}{4} = 5,7548 \text{ см}^2.$$

Разность теплосодержания теплоносителя на входе и на выходе:

$$\Delta i = C_p \cdot (T_{вых} - T_{вх}) = 0,2667 \cdot (475 - 318) = 41,87 \text{ ккал/кг} = 175,3 \text{ кДж/кг},$$

где C_p – теплоемкость при рабочих параметрах, Дж/кг · К.

Скорость прокачки теплоносителя:

$$v = \frac{q_{\max} \cdot \Pi_0 \cdot H_{a.з.}}{3,6 \cdot k_z \cdot \rho \cdot \Delta i \cdot S_1} = \frac{0,2361 \cdot 5,1522 \cdot 700,5}{3,6 \cdot 1,35 \cdot 0,01589 \cdot 41,8745 \cdot 5,7548} = 45,78 \text{ м/с},$$

где k_z – осевой коэффициент неравномерности;

ρ – средний удельный вес теплоносителя при рабочих параметрах, г/см³.

2.2 Расчет «холодного» реактора

Расчёт реактора в «холодном» состоянии является важной и весьма значимой частью работы по нейтронно-физическому расчету реактора. Проведённый расчет позволил оценить способность реактора поддерживать реакцию деления и установить степень его работоспособности. На основании данных, полученных в ходе расчета «холодного» реактора, сделан вывод о целесообразности проведения дальнейших, конкретизирующих расчетов.

2.2.1 Расчет концентраций

Вычислины значения ядерных концентраций для каждого элемента активной зоны. Для i -го элемента справедлива формула (2.1):

$$N_i = \frac{N_A \cdot \rho_i}{A_i}, \text{ ядер/см}^3, \quad (2.1)$$

где ρ_i – плотность i -го элемента, г/см³;

A_i – атомная масса i -го элемента [10];

N_A – число Авогадро.

Поскольку в качестве топлива используют уран, обогащенный до величины 3,3 % по изотопу U^{235} , то концентрации изотопов вычислялись по формулам:

$$N_5 = N_U \cdot \frac{C_5}{100}, \text{ ядер/см}^3, \quad (2.2)$$

$$N_8 = N_U \cdot \left(1 - \frac{C_5}{100}\right), \text{ ядер/см}^3, \quad (2.3)$$

где N_U – концентрация ядер урана;

C_5 – обогащения по U^{235} .

Концентрация молекул в веществе рассчитывалась по формуле (2.4):

$$N_{\text{мол}} = \frac{N_A \cdot \rho_{\text{мол}}}{M_{\text{мол}}}, \text{ молекул/см}^3, \quad (2.4)$$

где $\rho_{\text{мол}}$ – молекулярная масса соединения;

$M_{\text{мол}}$ – плотность соединения.

Концентрация ядер в молекулярном соединении определялась следующей формулой:

$$N_i = x \cdot N_{\text{мол}}, \text{ молекул/см}^3, \quad (2.5)$$

где x – число атомов i -го сорта в молекуле.

Для сплавов концентрация i -го элемента, процентное содержание которого C_i расчет производился по формуле (2.6):

$$N_i = \frac{C_i}{100} \frac{N_A \cdot \rho_i}{A_i}, \text{ ядер/см}^3. \quad (2.6)$$

По приведенным выше формулам рассчитаны гетерогенные концентрации компонентов активной зоны:

$$N_{UO_2} = \frac{N_A \cdot \rho_{UO_2}}{M_{UO_2}} = \frac{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 10,4}{238 \cdot 0,967 + 235 \cdot 0,033 + 32} = 2,28 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_U = N_{UO_2} = 2,32 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_O^{\text{мон}} = 2 \cdot N_{UO_2} = 4,64 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_5 = N_U \cdot \frac{C_5}{100} = 2,32 \cdot \frac{3,3}{100} = 7,66 \cdot 10^{20} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_8 = N_U \cdot \left(1 - \frac{C_5}{100}\right) = 2,32 \cdot \frac{96,7}{100} = 2,24 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{CO_2} = \frac{N_A \cdot \rho_{CO_2}}{M_{CO_2}} = \frac{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 0,0646}{44} = 8,84 \cdot 10^{20} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_C^{\text{менл}} = N_{CO_2} = 8,84 \cdot 10^{20} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_O^{\text{менл}} = 2 \cdot N_{CO_2} = 1,77 \cdot 10^{21} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_C^{\text{зам}} = \frac{N_A \cdot \rho_C}{M_C} = \frac{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 1,71}{12} = 8,58 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{Fe} = \frac{C_{Fe}}{100} \frac{N_A \cdot \rho_{\text{стали}}}{A_{\text{стали}}} = \frac{70,7}{100} \frac{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 7,9}{55,471} = 6,01 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{Cr} = \frac{C_{Cr}}{100} \frac{N_A \cdot \rho_{\text{стали}}}{A_{\text{стали}}} = \frac{18}{100} \frac{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 7,9}{55,471} = 1,65 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{Ni} = \frac{C_{Ni}}{100} \frac{N_A \cdot \rho_{стали}}{A_{стали}} = \frac{9}{100} \frac{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 7,9}{55,471} = 7,26 \cdot 10^{21} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{Ti} = \frac{C_{Ti}}{100} \frac{N_A \cdot \rho_{стали}}{A_{стали}} = \frac{0,8}{100} \frac{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 7,9}{55,471} = 7,93 \cdot 10^{20} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{Mg} = \frac{C_{Mg}}{100} \frac{N_A \cdot \rho_{стали}}{A_{стали}} = \frac{1,5}{100} \frac{6,02 \cdot 10^{23} \cdot 7,9}{55,471} = 1,3 \cdot 10^{21} \text{ ядер/см}^3;$$

Расчет гомогенизированной ядерной концентрации для i -го элемента проведен с использованием формулы (2.7):

$$N_i^{гом} = N_i \frac{S_i}{S_{яч}}, \quad (2.7)$$

где i – гомогенизируемый элемент;

S_i – площадь поперечного сечения, занимаемая i -ным элементом;

N_i – ядерная концентрация i -го элемента.

Определены значения площадей топлива, теплоносителя, замедлителя и оболочки, необходимые для расчета гомогенизируемой ядерной концентрации:

$$S_{топлива} = n \cdot \pi (r_{табл.внеш}^2 - r_{табл.внутр}^2) = 36 \cdot 3,14 \cdot (0,78^2 - 0,255^2) = 61,42 \text{ см}^2;$$

$$S_{оболочки} = n \cdot \pi (r_{твэл.внеш}^2 - r_{твэл.внутр}^2) + \pi ((r_{TK}^{внеш})^2 - (r_{TK}^{внутр})^2) = \\ = 37 \cdot 3,14 \cdot (0,82^2 - 0,78^2) + 3,14 \cdot (9,565^2 - 9,5^2) = 11,126 \text{ см}^2;$$

$$S_{теплонос} = \pi \cdot (r_{TK}^{внутр})^2 - \pi \cdot n \cdot (r_{твэл}^{внеш})^2 = 3,14 \cdot 9,565^2 - 3,14 \cdot 37 \cdot 0,82^2 = 210,836 \text{ см}^2;$$

$$S_{зам} = S_{яч} - \pi \cdot (r_{TK}^{внеш})^2 = 2088,49 - 3,14 \cdot 9,565^2 = 1805,1 \text{ см}^2.$$

Для расчета гомогенизированной в фиктивном блоке ядерной концентрации i -того элемента применялась формула (2.8):

$$N_i^\Phi = N_i \frac{S_i}{S_\Phi} \text{ ядер/см}^3, \quad (2.8)$$

где S_Φ – площадь фиктивного блока.

Определили площадь фиктивного блока:

$$S_\Phi = S_{топлива} + S_{оболочки} + S_{теплонос} = 63,16 + 11,33 + 212,928 = 287,422 \text{ см}^2.$$

Результаты расчета гетерогенной, гомогенной и двузонной ядерных концентраций приведены в таблице 2.2.

Таблица 2.2 – Значения гомогенизированных концентраций

Элемент	UO ₂	²³⁵ U	²³⁸ U	O топливо	CO ₂	C (газ)	O (газ)	C	Fe	Cr	Ni	Ti	Mg
$N_i^{гом} \cdot 10^{-20}$	6,826	0,225	6,600	13,651	0,893	0,893	1,785	741,81	3,200	0,877	0,387	0,042	0,069
$N_i^Ф \cdot 10^{-20}$	50,303	1,660	48,643	100,607	6,579	6,579	13,158	858,28	23,584	6,466	2,850	0,311	0,509

2.2.2 Расчет микроскопических сечений

Поперечные сечения поглощения и деления, отнесенные к средней скорости тепловых нейтронов, определялись по формулам (2.9) и (2.10):

$$\overline{\sigma}_a = \sigma_{a0} \cdot 0,886 \cdot f_a \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г}}}, \quad (2.9)$$

$$\overline{\sigma}_f = \sigma_{f0} \cdot 0,886 \cdot f_a \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г}}}, \quad (2.10)$$

где σ_{a0} и σ_{f0} – табличные значения сечений [11];

f – поправочный коэффициент, учитывающий отклонение сечений поглощения и деления от закона $\frac{1}{v^2}$.

Поскольку в тепловых реакторах температура нейтронного газа превышает температуру среды в среднем на 50 – 100 °С. При расчете холодного реактора приняли $T_{н.г.} = 393\text{К}$.

Для микроскопических сечений рассеяния (σ_s) воспользовались табличными значениями [4].

Транспортное микроскопическое сечения ядра характеризуют анизотропию свойств среды и определялось выражением (2.11):

$$\sigma_{tr} = \overline{\sigma}_a + \sigma_{str}, \quad (2.11)$$

где σ_{str} – транспортное сечение рассеяния, равное:

$$\sigma_{str} = \sigma_s \cdot (1 - \bar{\mu}), \quad (2.12)$$

где $\bar{\mu}$ – средний косинус угла рассеяния.

Поскольку $T_{н.г.} = 393\text{К}$, то значение функции отклонения от закона $\frac{1}{v^2}$ для U^{235} составило $f = 0,96$.

Табличные значения сечений [4], а также пересчитанные на температуру нейтронного газа сечения поглощения и деления для всех элементов, входящих в состав ячейки сведены в таблице 2.3. Все значения микроскопических сечений в таблице 2.3 приведены в барнах.

Таблица 2.3 – Микроскопические сечения взаимодействия

Элемент	σ_{f0}	σ_{a0}	σ_c	σ_s	$\bar{\mu}$	$\bar{\sigma}_f$	$\bar{\sigma}_a$	σ_{str}	σ_{tr}
U^{235}	582	683,000	101,000	15,00	0,003	427,431	502,016	15,00	501,990
U^{238}	0	2,710	2,710	9,00	0,003	0,000	1,986	9,00	10,932
O	0	0,000	0,000	3,75	0,040	0,000	0,000	3,75	3,750
C	0	0,004	0,004	4,70	0,060	0,000	0,003	4,70	4,703
Fe	0	2,530	2,530	11,40	0,010	0,000	1,804	11,40	13,204
Cr	0	3,100	3,100	4,20	0,010	0,000	2,210	4,20	6,410
Ni	0	4,600	4,600	17,00	0,010	0,000	3,280	17,00	20,280
Ti	0	5,800	5,800	4,20	0,010	0,000	4,135	4,20	8,335
Mg	0	13,160	13,160	2,30	0,012	0,000	9,383	2,30	11,683

2.2.3 Расчет макроскопических сечений

Макроскопические поперечные сечения вычисляются следующим образом:

$$\Sigma_i = \sigma_i \cdot N_i. \quad (2.13)$$

Для гомогенных смесей и гетерогенных сред, рассматриваемых как гомогенные, все макроскопические сечения вычисляются по общему правилу:

$$\Sigma = \sum_{i=1}^m N_i^{zom} \cdot \sigma_i. \quad (2.14)$$

Замедляющая способность вычисляется по следующему правилу:

$$\xi \Sigma_s = \sum_{i=1}^m \xi_i \cdot N_i \cdot \sigma_{si}, \quad (2.15)$$

$$\xi_i = \frac{2}{A_i + \frac{2}{3}}, \quad (2.16)$$

где A_i – массовое число нуклида.

Результаты расчета макроскопических сечений и замедляющей способности материалов «холодного» ядерного реактора по вышеизложенным формулам представлены в приложении А в таблицах А.1, А.2 и А.3 для гетерогенной, гомогенной организации ячейки и фиктивного блока соответственно.

2.3 Расчет коэффициента размножения в бесконечной среде

Коэффициент размножения в бесконечной среде определялся формулой четырех сомножителей:

$$k_\infty = \mu\varphi\theta\eta, \quad (2.17)$$

где η – коэффициент размножения на тепловых нейтронах в горючем;

μ – коэффициент размножения на быстрых нейтронах;

φ – вероятность избежать резонансного захвата;

θ – коэффициент использования тепловых нейтронов.

2.3.1 Расчет выхода нейтронов на один акт поглощения в топливе

Поскольку топливом является диоксид урана, то коэффициент размножения на тепловых нейтронах определялся согласно формуле (2.18):

$$\eta = \nu_f \frac{\sum_{fmon}}{\sum_{amon}}, \quad (2.18)$$

где ν_f – число нейтронов, которое испускается при одном акте деления.

Для U^{235} $\nu_f = 2,42$.

$$\eta = 2,42 \cdot \frac{0,327}{0,428} = 1,85.$$

2.3.2 Расчет коэффициента размножения на быстрых нейтронах

В гетерогенном реакторе коэффициент размножения на быстрых нейтронах зависит от диффузионных свойств топливного блока, а также от размеров и расположения топлива.

При расчете μ для стержневых и трубчатых ТВЭЛов использовалась следующая формула (2.19):

$$\mu = 1 + \frac{0,092 \cdot P}{1 - 0,52 \cdot P} \cdot \mu_1, \quad (2.19)$$

$$\mu_1 = \frac{N_8}{N_{08}}, \quad (2.20)$$

где P – вероятность того, что быстрый нейтрон испытывает какое-либо столкновение с ядром ^{238}U ;

μ_1 – пористость блока по ^{238}U ;

N_{08} – число ядер ^{238}U в 1 см^3 естественного урана;

N_8 – число ядер ^{238}U в 1 см^3 блока.

Поскольку содержание ^{235}U в естественном уране $C_{05} = 0,72\%$, а $\rho_{0u} = 19,08 \text{ г/см}^3$ – плотность естественного урана, то:

$$\begin{aligned} N_{08} &= \left(1 - \frac{C_{U^{235}}^{\text{нрп}}}{100\%}\right) \cdot N_a \cdot \frac{\rho_{0U}^{\text{нрп}}}{M_u} = \left(1 - \frac{0,72}{100}\right) \cdot 6,02 \cdot 10^{23} \cdot \frac{19,08}{238} = \\ &= 4,79137 \cdot 10^{22} \text{ ядер / см}^3. \end{aligned}$$

Для данной геометрии топлива $P=0,15$.

$$\mu = 1 + \frac{0,092 \cdot 0,15}{1 - 0,52 \cdot 0,15} \cdot 0,469 = 1,015.$$

2.3.3 Расчет коэффициента использования тепловых нейтронов

Коэффициент использования тепловых нейтронов определен по следующей формуле (2.21):

$$\theta = \theta_\phi \cdot \theta_0, \quad (2.21)$$

где θ_ϕ – отношение числа тепловых нейтронов, поглощенных в фиктивном блоке, к общему числу поглощенных в ячейке нейтронов;

θ_0 – коэффициент использования тепловых нейтронов внутри фиктивного блока.

Определили коэффициент использования тепловых нейтронов внутри фиктивного блока по формуле:

$$\theta_0 = \frac{\Sigma_a^{mon}}{\Sigma_a^\phi} = \frac{0,923}{0,1} = 0,923.$$

Расчет величины θ_ϕ велся из соотношения (2.22):

$$\frac{1}{\theta_\phi} = 1 + F \cdot \frac{S_{зам} \cdot \Sigma_a^{зам}}{S_\phi \cdot \Sigma_a^\phi} + (E - 1). \quad (2.22)$$

Для цилиндрического уранового стержня коэффициент экранирования:

$$F = \frac{\bar{\Phi}_{зам}}{\Phi_\phi} = \frac{1}{2} \frac{R_\phi}{L_\phi} \frac{I_0\left(\frac{R_\phi}{L_\phi}\right)}{I_1\left(\frac{R_\phi}{L_\phi}\right)}, \quad (2.23)$$

где I_0 и I_1 – модифицированные функции Бесселя нулевого и первого порядка;

$R_\phi = R_{TK} + \Delta_{обTK} = 9,56$ см – радиус фиктивного блока;

L_ϕ – длина диффузии фиктивного блока, определяемая по классическому правилу:

$$L_\phi = \sqrt{\frac{1}{3\Sigma_{a\phi} \cdot \Sigma_{tr\phi}}} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot 0,1 \cdot 0,227}} = 3,8213 \text{ см.}$$

Подставляя полученные значения получили:

$$F = \frac{1}{2} \frac{9,565}{3,8213} \cdot \frac{3,2975}{2,5237} = 1,6353.$$

Фактор, учитывающий избыточное поглощение нейтронов в замедлителе:

$$(E - 1) = \frac{1}{2} \left(\frac{R_{зам}}{L_{зам}} \right)^2 \left(\ln \frac{R_{зам}}{L_\phi} - 0,75 \right), \quad (2.24)$$

где $R_{зам} = \sqrt{\frac{S_{яч}}{3,14}} = \sqrt{\frac{2088,49}{3,14}} = 25,79$ см – радиус эквивалентной ячейки;

$L_{зам}$ – длина диффузии в замедлителе (графите), вычислялась по формуле:

$$L_{зам} = \sqrt{\frac{1}{3\Sigma_{a зам} \cdot \Sigma_{tr зам}}} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot 0,000261 \cdot 0,401}} = 56,467 \text{ см.}$$

Подставляя значения получили:

$$(E - 1) = \frac{1}{2} \left(\frac{25,79}{56,467} \right)^2 \left(\ln \frac{25,79}{3,8213} - 0,75 \right) = 0,120925.$$

Тогда:

$$\frac{1}{\theta_\phi} = 1 + 1,6353 \cdot \frac{1805,1 \cdot 0,000261}{283,38 \cdot 0,1} + 0,120925 = 1,15;$$

$$\theta_\phi = \frac{1}{1,15} = 0,871.$$

Окончательно получили:

$$\theta = \theta_\phi \cdot \theta_0 = 0,923 \cdot 0,871 = 0,804.$$

2.3.4 Расчет вероятности избежать резонансного захвата

Для ячейки со стержневыми блоками вероятности избежать резонансного захвата рассчитывалась по формуле (2.25):

$$\varphi = \exp\left(-\frac{k_T \cdot R_U \sqrt{R_\phi \cdot n \cdot \mu_1 + 0,73 \cdot n \cdot R_U^2 \cdot \mu_1}}{\xi \cdot \Sigma_s^{зам} \cdot S_{зам} + \xi \cdot \Sigma_s^{\phi.бл} \cdot S_\phi}\right), \quad (2.25)$$

где $\xi \cdot \Sigma_s^{зам}$ и $\xi \cdot \Sigma_s^{\phi.бл}$ – замедляющая способность замедлителя и фиктивного блока соответственно;

$S_{зам}$ и S_ϕ – площадь замедлителя и фиктивного блока;

R_U – радиус топливной таблетки;

$n = 36$ – число ТВЭЛов в элементарной ячейке;

μ_1 – пористость блока;

R_ϕ – радиус фиктивного блока;

k_T – температурный коэффициент, вычисляемый по формуле:

$$k_T = 0,775 \cdot (1 + 0,00175 \sqrt{T_U}) = 0,775 \cdot (1 + 0,00175 \sqrt{393}) = 1,0071526$$

Тогда:

$$\varphi = \exp\left(-\frac{1,00715 \cdot 0,78 \sqrt{9,5 \cdot 36 \cdot 0,469} + 0,73 \cdot 36 \cdot 0,78^2 \cdot 0,469}{0,0633 \cdot 1805,1 + 0,009 \cdot 283,385}\right) = 0,863.$$

Окончательно получили:

$$k_\infty = 1,007 \cdot 0,863 \cdot 0,804 \cdot 1,85 = 1,294.$$

2.4 Расчет эффективного коэффициента размножения

Эффективный коэффициент размножения реактора вычислялся по формуле (2.26):

$$k_{эфф} = \frac{k_\infty e^{-B^2 \tau}}{1 + B^2 L^2}, \quad (2.26)$$

где k_∞ – коэффициент размножения нейтронов бесконечной среды;

B^2 – геометрический параметр;

τ – возраст нейтронов в решетке;

L^2 – квадрат длины диффузии нейтронов в решетке.

2.4.1 Длина диффузии в решетке

Расчет квадрата длины диффузии для реактора, имеющего сложные каналы с большим числом ТВЭЛ, производился по следующему соотношению (2.27):

$$L^2 = L_{зам}^2 \frac{1 + \frac{S_\phi}{S_{зам}} \cdot F}{1 + \frac{S_\phi}{S_{зам}} \cdot \frac{\bar{\Sigma}_{трф}}{\bar{\Sigma}_{трзам}}} \cdot \frac{S_{яч}}{S_{зам}} \cdot (1 - \theta_\phi), \quad (2.27)$$

где $L_{зам}^2$ – квадрат длины диффузии в замедлителе, см;

$\bar{\Sigma}_{трф}$ – транспортное макроскопическое сечение фиктивного блока, см⁻¹;

$\bar{\Sigma}_{трзам}$ – транспортное макроскопическое сечение замедлителя, см⁻¹;

Определили длину диффузии в замедлителе по формуле:

$$L_{зам}^2 = \frac{1}{3 \sum_{aC} \sum_{irC}} = \frac{1}{3 \cdot 0,000261 \cdot 0,401} = 3187,73 \text{ см}^2,$$

$$L_{зам} = \sqrt{3187,73} = 56,467 \text{ см}.$$

Подставив численные значения всех величин, получили следующее значение:

$$L^2 = 56,467^2 \frac{1 + \frac{283,385}{1805,1} \cdot 1,6352}{1 + \frac{283,385}{1805,1} \cdot \frac{0,227}{0,401}} \cdot \frac{2088,49}{1805,1} \cdot (1 - 0,871) = 538,14 \text{ см}^2.$$

2.4.2 Расчет возраста нейтронов

Для уран-графитовых реакторов, к коим и относится усовершенствованный газоохлаждаемый реактор, возраст нейтронов можно принимать, как и в чистом замедлителе:

$$\tau \approx \tau_{зам}. \quad (2.28)$$

Таким образом в расчете принято:

$$\tau = \tau_{зам} = 473,3116 \text{ см}^2.$$

2.4.3 Расчет геометрического параметра

Определили геометрический параметр рассчитываемого реактора [12]. Для цилиндрического реактора геометрический параметр определялся по формуле (2.29):

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{H_э} \right)^2 + \left(\frac{2,405}{R_э} \right)^2, \quad (2.29)$$

где $H_э = H_{a.э.} + 2\delta$, $R_э = R_{a.э.} + \delta$ – эквивалентные размеры реактора, см;

δ – эффективная добавка за счет отражателя, см.

Для уран-графитовых реакторов с графитовым отражателем эффективная добавка вычислялась по следующей формуле (2.30):

$$\delta = 1,2 L_{omp} \cdot th \frac{T}{L_{omp}}, \quad (2.30)$$

где $L_{omp} = L_{зам}$ – длина диффузии в отражателе, см;

T – толщина отражателя, см.

В свою очередь толщина отражателя вычислялась как:

$$T = 1,5M_{omp}, \quad (2.31)$$

где M_{omp} – длина миграции в отражателе, см.

Определили длину миграции в отражателе:

$$M_{omp} = \sqrt{L_{зам}^2 + \tau_{зам}} = \sqrt{3188,51 + 352} = 59,5 \text{ см.}$$

Подставив численные величины, рассчитали искомые значения:

$$T = 1,5M_{omp} = 1,5 \cdot 59,5 = 89,25 \text{ см,}$$

$$\delta = 1,2L_{omp} \cdot th\left(\frac{T}{L_{omp}}\right) = 1,2 \cdot 56,467 \cdot th\frac{89,25}{56,467} = 62,25 \text{ см,}$$

$$H_3 = H_{a.з.} + 2\delta = 700,5266 + 2 \cdot 62,25 = 809,11 \text{ см,}$$

$$R_3 = R_{a.з.} + \delta = 583,77216 + 62,25 = 638,06 \text{ см.}$$

Подставив рассчитанные величины в исходную формулу геометрического параметра, получили его значение:

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{H_3}\right)^2 + \left(\frac{2,405}{R_3}\right)^2 = \left(\frac{3,14}{809,11}\right)^2 + \left(\frac{2,405}{638,06}\right)^2 = 2,93 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-2}.$$

Окончательно эффективный коэффициент размножения «холодного» реактора:

$$k_{эфф} = \frac{k_{\infty} e^{-B^2\tau}}{1 + B^2L^2} = \frac{1,294 \cdot e^{-2,93 \cdot 10^{-5} \cdot 352}}{1 + 2,93 \cdot 10^{-5} \cdot 538,14} = 1,2608.$$

2.4.4 Оптимизация параметров ячейки

Оптимизацию параметров ячейки для нахождения наибольшего эффективного коэффициента размножения была проведена в 3 этапа.

Сначала изменялся шаг решётки, от которого зависит размер ячейки под ключ при постоянном диаметре твэла. После изменялись значения размера радиуса топливного канала, затем были изменены значение величины радиуса топливной таблетки. Для каждого изменения контролировалось значение скорости прокачки теплоносителя.

Полученные данные для изменения размера под ключ приведены в таблице 2.4.

Таблица 2.4 – Изменение размера под ключ

Шаг решетки, см	k_{∞}	$k_{эфф}$
40	1,280	1,2475
41	1,286	1,2528
42	1,290	1,2567
43	1,292	1,2594
44	1,294	1,2608
45	1,294	1,2612
46	1,294	1,2606
47	1,292	1,2591
48	1,290	1,2568
49	1,287	1,2537
50	1,283	1,2498
51	1,278	1,2454
52	1,273	1,2403
53	1,267	1,2346

На рисунке 2.1 и представлен график зависимости коэффициента размножения в бесконечной среде от изменения шага решетки.

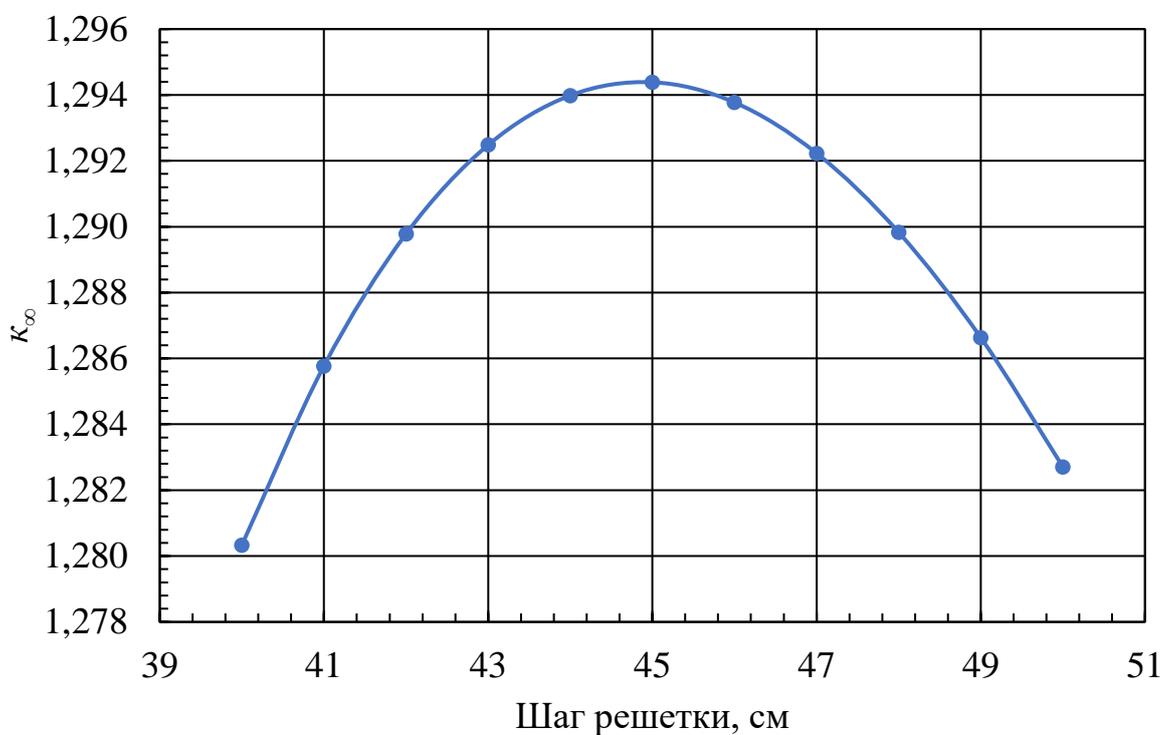


Рисунок 2.1 – График зависимости коэффициента размножения в бесконечной среде от шага решетки

Как можно видеть из рисунка 2.1 значение шага решетки равное 45 см дает наибольшее значение коэффициентов размножения.

Данные, полученные при изменении радиуса технологического канала при постоянном диаметре твэлов и размере шага решетки равного 45 см представлены в таблице 2.5.

Таблица 2.5 – Изменение радиуса технологического канала

Диаметр ТК, см	k_{∞}	$k_{эфф}$
12	1,2316	1,2000
13	1,2439	1,2121
14	1,2550	1,2228
15	1,2648	1,2324
16	1,2736	1,2410
17	1,2814	1,2486
18	1,2883	1,2553
19	1,2944	1,2612
20	1,2996	1,2663
21	1,3041	1,2707
22	1,3078	1,2743
23	1,3107	1,2771
24	1,3129	1,2792
25	1,3143	1,2806
26	1,3149	1,2813
27	1,3148	1,2811
28	1,3139	1,2802
29	1,3121	1,2785
30	1,3095	1,2760
31	1,3059	1,2725
32	1,3014	1,2681
33	1,2958	1,2626
34	1,2890	1,2560
35	1,2810	1,2482
36	1,2716	1,2391

На рисунке 2.2 представлен график зависимости коэффициента размножения в бесконечной среде от изменения диаметра топливного канала.

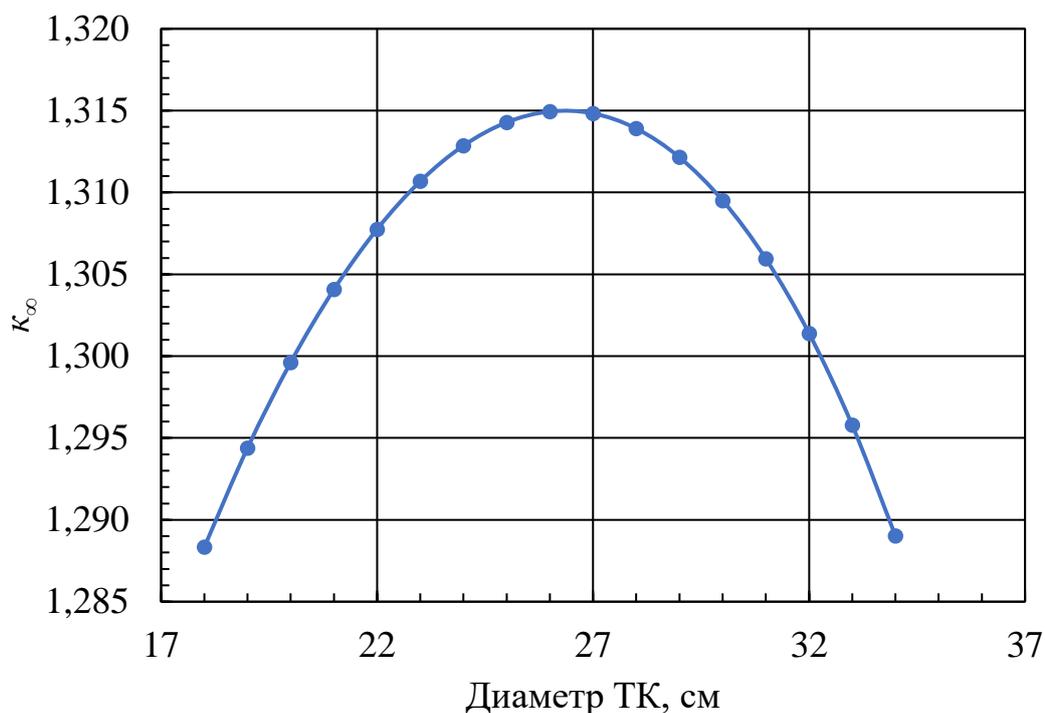


Рисунок 2.2 – График зависимости коэффициента размножения в бесконечной среде от диаметра топливного канала

Как можно видеть из рисунка 2.2 наибольшее значение коэффициенты размножения имеют при значении диаметра топливного канала равного 26 см.

Проведено изменение внешнего диаметра топливной таблетки при неизменном оптимальном значении шага решетки 45 см. и оптимальном значении топливного канала 26 см. Данные, полученные при таком изменении отображены в таблице 2.6.

Таблица 2.6 – Значения коэффициентов размножения при изменении диаметра топливной таблетки

Радиус таблетки, см	k_{∞}	$k_{эфф}$
0,5	1,3389	1,1809
0,55	1,3688	1,2073
0,6	1,3777	1,2152
0,65	1,3739	1,2118
0,7	1,3620	1,2013
0,75	1,3447	1,1861
0,8	1,3240	1,1678
0,85	1,3008	1,1473
0,9	1,2760	1,1254

На рисунке 2.3 представлен график зависимости коэффициентов размножения от изменения диаметра топливной таблетки.

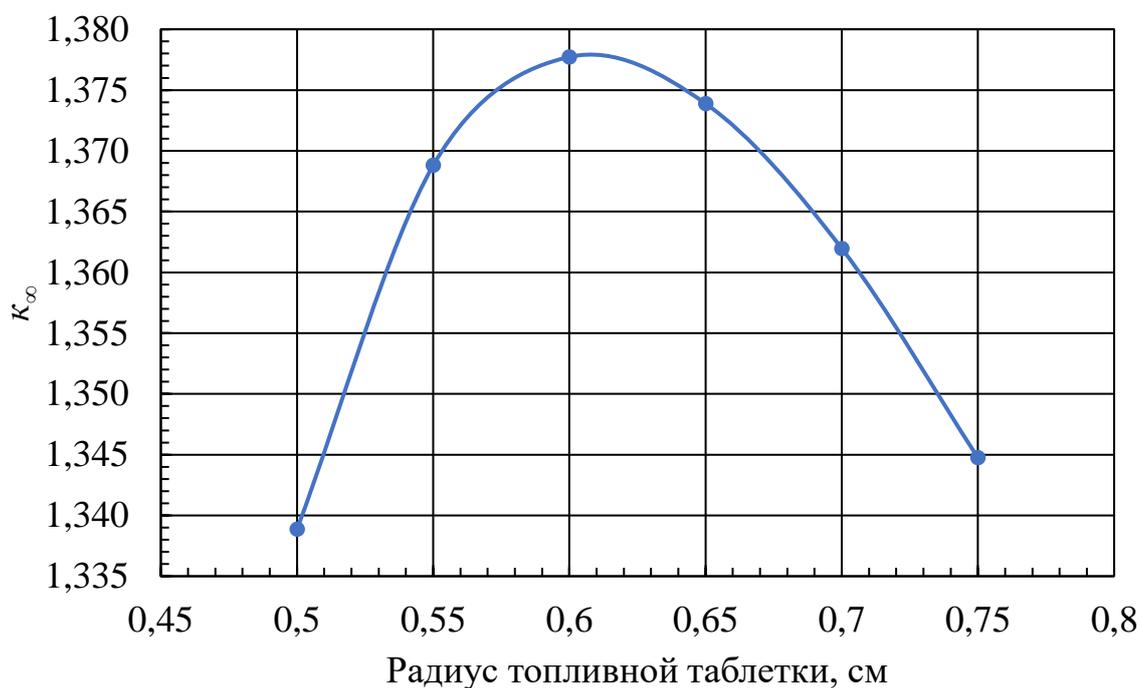


Рисунок 2.3 – График зависимости коэффициента размножения в бесконечной среде от радиуса топливной таблетки

Как можно видеть из рисунка 2.3 наибольшее значение коэффициенты размножения достигают при диаметре топливной таблетки 0,6 см.

Оптимальными параметрами были выбраны те, при которых коэффициент размножения в бесконечной среде будет максимальным и приведены в таблице 2.7.

Таблица 2.7 – Оптимальные параметры ячейки

Шаг решетки, см	45,0
Радиус топливной таблетки, см	0,6
Диаметр технологического канала, см	26,0
k_{∞}	1,3777
$k_{эфф}$	1,3424

2.5 Ядерно-физические характеристики «горячего» реактора

Для обеспечения высокой эффективности энерговыделения элементы активной зоны ядерного реактора, такие как теплоноситель, топливо, замедлитель и

конструкционные материалы в процессе своей работы нагреваются до значительных температур. Вследствие этого происходит повышение температуры нейтронного газа, что влияет на значение микроскопических сечений взаимодействия, а также меняется плотность теплоносителя. Все эти факторы влияют на значение таких важных для работы реактора величин как коэффициент размножения и запас реактивности. Поэтому при расчете реактора важно учесть эти изменения.

Вышеперечисленные явления необходимо учитывать при нейтронно-физическом расчете. В данном разделе произведен перерасчет основных параметров для горячего состояния реактора.

2.5.1 Определение температуры нейтронного газа

Для учета влияния температуры на работу реактора была определена эффективную температуру нейтронного газа. На основании этой температуры рассчитаны новые значения микроскопических сечений взаимодействия.

При расчете принималось, что средняя температура замедлителя равна средней температуре теплоносителя. В нашем случае она равна:

$$T_{зам} = T_{тепл}^{ср} = \frac{T_{тепл}^{вых} + T_{тепл}^{вход}}{2} = \frac{475 + 318}{2} + 273 = 669,5 \text{ K}.$$

Эффективная температура нейтронного газа определялась по формуле (2.32):

$$T_{эф}^{н.г.} = T_{зам} \cdot \left(1 + 1,4 \frac{\bar{\Sigma}_{аяч.}(kT_{зам})}{\xi \bar{\Sigma}_{сяч.}(kT_{зам})}\right), \text{ K}. \quad (2.32)$$

Сечения $\bar{\Sigma}_{аяч.}$ и $\xi \bar{\Sigma}_{сяч.}$ брались при температуре замедлителя.

Учет изменения концентрации веществ производился по формуле (2.33):

$$N_T = N_{хол} \frac{\rho_{гор}}{\rho_{хол}}, \quad (2.33)$$

где $\rho_{хол}$ и $\rho_{гор}$ – плотность материала в холодном и горячем состоянии соответственно [13];

$N_{хол}$ – концентрация материалов в холодном состоянии.

Точку пересечения спектров Ферми и Максвелла определялась графически, а также из следующего трансцендентного уравнения (2.34):

$$f_{zp}(\chi_{zp}) = \frac{\chi_{zp}^2 \cdot e^{-\chi_{zp}}}{1 - (1 + \chi_{zp}) \cdot e^{-\chi_{zp}}} = \frac{\Sigma_a(E_{zp}, E_T)}{\xi \Sigma_s}, \quad (2.34)$$

где $\chi_{zp} = E_{zp} / E_T$;

$$E_T = k \cdot T_{н.г.}.$$

Для определения температуры нейтронного газа было выбрано пробное значение $\chi_{zp} = 4$. Из графиков, приведенных на рисунке 2.4, определено значение $F(\chi_{zp})$.

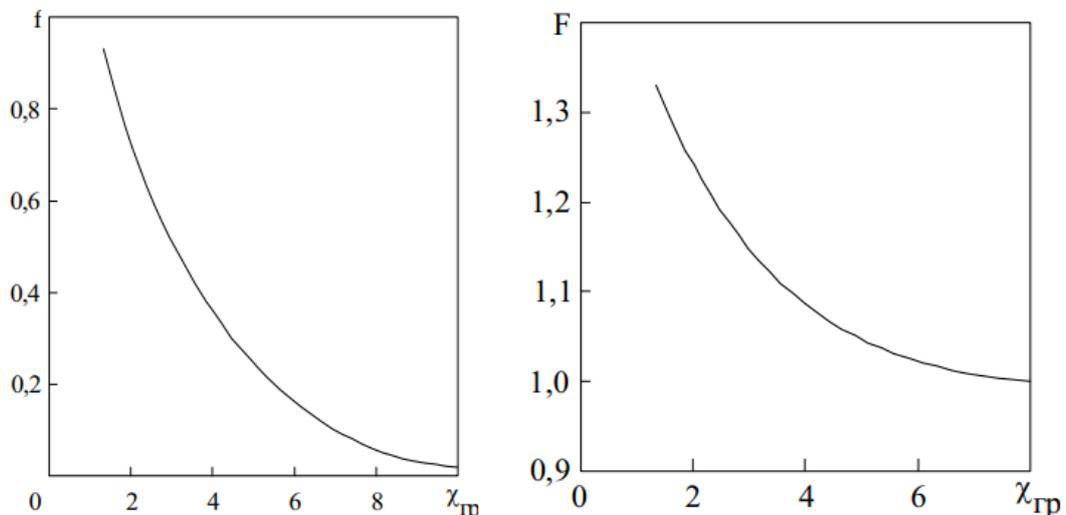


Рисунок 2.4 – Зависимость коэффициентов $f(\chi_{zp}), F(\chi_{zp})$ от χ_{zp}

Для $\chi_{zp} = 4$ из рисунка 2.4 имеем $f(5) = 0,4, F(5) = 1,1$. Тогда температура нейтронного газа равна:

$$T_{эф}^{н.г.} = 669,5 \cdot (1 + 1,4 \cdot 0,4) = 1044,42 \text{ К.}$$

Сечения поглощения и деления при температуре нейтронного газа определялись следующим образом:

$$\bar{\sigma}_{a,f}(T_{н.г.}) = 0,886 \cdot \sigma_{a0,f0} \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}} \cdot f_{a,f}(T_{н.г.}) \cdot F(\chi_{zp}), \quad (2.35)$$

где $\sigma_{a0,f0}$ – макроскопическое сечения поглощения стандартизированных нейтронов;

$f_{a,f}(T_{н.г.})$ – поправочный коэффициент, который характеризует отклонение сечений от закона $\frac{1}{v}$.

Значение $f_{a,f}(T_{н.г.})$ при температуре нейтронного газа равно $f_{a,f}(1044,42) = 0,931$.

С учетом всех полученных значений формула (2.35) для пересчета микроскопических сечений деления и поглощения приняла вид:

$$\bar{\sigma}_{a,f}(T_{н.г.}) = 0,886 \cdot \sigma_{a0,f0} \cdot \sqrt{\frac{293}{1044,42}} \cdot 0,931 \cdot 1,1. \quad (2.36)$$

Произведен пересчет микроскопических и макроскопических сечений поглощения и деления с учетом всех вышеизложенных поправок. Полученные значения представлены в таблице 2.8.

Таблица 2.8 – Микроскопические и макроскопические сечения поглощения и деления

Материал	σ_f	σ_a	Σ_f	Σ_a
UO ₂	-	-	0,2103	0,2749
²³⁵ U	327,8520	327,8520	0,2103	0,2463
²³⁸ U	1,3008	1,3008	0,0000	0,0286
O (топливо)	0,0000	0,0000	0,0000	0,0000
CO ₂	-	-	0,0000	0,0000
C (теплоноситель)	0,0021	0,0021	0,0000	0,0000
O (теплоноситель)	0,0000	0,0000	0,0000	0,0000
C (замедлитель)	0,0021	0,0021	0,0000	0,0002
Fe	1,3031	1,3031	0,0000	0,0753
Cr	1,5966	1,5966	0,0000	0,0253
Ni	2,3692	2,3692	0,0000	0,0165
Ti	2,9872	2,9872	0,0000	0,0023
Mg	6,7779	6,7779	0,0000	0,0194
Сталь	-	-	0,0000	0,1388

Определили усредненное макроскопическое сечение поглощения и замедляющую способность ячейки:

$$\xi \Sigma_{сяч} = \frac{\xi \Sigma_{sзам} \cdot S_{зам} + \xi \Sigma_{sмон} \cdot S_{мон} + \xi \Sigma_{sконст} \cdot S_{конст} + \xi \Sigma_{sтепл} \cdot S_{тепл}}{S_{яч}} =$$

$$= \frac{0,063 \cdot 1805,1 + 0,022 \cdot 61,42 + 0,03 \cdot 11,13 + 0,004 \cdot 210,84}{2088,49} = 0,00357;$$

$$\Sigma_{аяч} = \frac{\Sigma_{азам} \cdot S_{зам} + \Sigma_{амон} \cdot S_{мон} + \Sigma_{аконст} \cdot S_{конст} + \Sigma_{атепл} \cdot S_{тепл}}{S_{яч}} =$$

$$= \frac{0,00017 \cdot 1805,1 + 0,27489 \cdot 61,42 + 0,01388 \cdot 11,13 + 0,0000006 \cdot 210,84}{2088,49} = 0,0014.$$

Определили пересечение спектра ферми и Максвелла как отношение макроскопического сечения поглощения к замедляющей способности:

$$f_{зр}(\chi_{зр}) = \frac{\Sigma_a(E_{зр}, E_T)}{\xi \Sigma_s} = \frac{0,0014}{0,00357} = 0,394.$$

Используя график, приведенный на рисунке 2.4, было найдено значение $\chi_{зр} = 4,1$. Это значение практически совпадает с тем, что мы использовали для расчета микроконстант и температуры нейтронного газа. Следовательно, микроконстанты и температуры нейтронного газа можно не пересчитывать.

2.5.2 Расчет коэффициента размножения «горячего» реактора

Коэффициент размножения для бесконечной среды «горячего» реактора определялся так же, как и для «холодного», только с учетом всех пересчитанных сечений.

Коэффициент размножения на тепловых нейтронах:

$$\eta = 2,42 \frac{0,21}{0,275} = 1,85.$$

Коэффициент размножения на быстрых нейтронах:

$$\mu = 1 + \frac{0,092 \cdot P}{1 - 0,52 \cdot P} \cdot \frac{N_8}{N_{08}} = 1 + \frac{0,092 \cdot 0,15}{1 - 0,52 \cdot 0,15} \cdot \frac{2,20107610^{22}}{4,79137 \cdot 10^{22}} = 1,0069.$$

Определен коэффициент использования тепловых нейтронов внутри фиктивного блока по формуле:

$$\theta_0 = \frac{\Sigma_a^{mon}}{\Sigma_a^\phi} = \frac{0,596}{0,6503} = 0,916.$$

Длина диффузии фиктивного блока в «горячем» реакторе равна:

$$L_\phi = \sqrt{\frac{1}{3\Sigma_{a\phi} \cdot \Sigma_{tr\phi}}} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot 0,65 \cdot 0,183}} = 5,286 \text{ см.}$$

Тогда коэффициент экранирования равен:

$$F = \frac{\bar{\Phi}_{зам}}{\Phi_\phi} = \frac{1}{2} \frac{R_\phi}{L_\phi} \frac{I_0\left(\frac{R_\phi}{L_\phi}\right)}{I_1\left(\frac{R_\phi}{L_\phi}\right)} = \frac{1}{2} \frac{9,565}{5,286} \frac{2,0021}{1,3291} = 1,3628.$$

Длина диффузии в замедлителе (графите) равна:

$$L_{зам} = \sqrt{\frac{1}{3\Sigma_{aзам} \cdot \Sigma_{trзам}}} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot 0,000176 \cdot 0,401}} = 68,748 \text{ см.}$$

Определен фактор, учитывающий избыточное поглощение нейтронов в замедлителе:

$$(E-1) = \frac{1}{2} \left(\frac{25,79}{68,75} \right)^2 (\ln \frac{25,79}{68,75} - 0,75) = 0,0587.$$

Рассчитали величину θ_ϕ из соотношения:

$$\frac{1}{\theta_\phi} = 1 + F \cdot \frac{S_{зам} \cdot \Sigma_a^{зам}}{S_\phi \cdot \Sigma_a^\phi} + (E-1) = 1 + 1,3628 \cdot \frac{1805,1 \cdot 0,000176}{283,38 \cdot 0,065} = 1,08.$$

$$\theta_\phi = \frac{1}{1,08} = 0,924.$$

Окончательно получили:

$$\theta = \theta_\phi \cdot \theta_0 = 0,924 \cdot 0,8916 = 0,847.$$

Рассчитали вероятности избежать резонансного захвата:

$$\varphi = \exp \left(- \frac{k_T \cdot R_U \sqrt{R_\phi \cdot n \cdot \mu_1 + 0,73 \cdot n \cdot R_U^2 \cdot \mu_1}}{\xi \cdot \Sigma_s^{зам} \cdot S_{зам} + \xi \cdot \Sigma_s^{\phi.бл} \cdot S_\phi} \right),$$

Значение температурного коэффициента:

$$k_T = 0,775 \cdot (1 + 0,00175 \cdot \sqrt{T_U}) = 0,775 \cdot (1 + 0,00175 \cdot \sqrt{1044}) = 1,126$$

Тогда:

$$\varphi = \exp\left(-\frac{1,126 \cdot 0,78 \sqrt{9,5 \cdot 36 \cdot 0,46} + 0,73 \cdot 36 \cdot 0,78^2 \cdot 0,46}{0,0633 \cdot 1805,1 + 0,009 \cdot 283,385}\right) = 0,854.$$

Окончательно получили:

$$k_\infty = 1,0069 \cdot 0,854 \cdot 0,847 \cdot 1,85 = 1,348.$$

Эффективный коэффициент размножения для «горячего» реактора вычислялся следующим образом:

$$k_{эф}^{zop} = \frac{k_\infty^{zop} \cdot e^{-B^2 \tau^{zop}}}{1 + B^2 \cdot L_{zop}^2}. \quad (2.36)$$

Для расчета τ^{zop} воспользовались формулой (2.37):

$$\tau^{zop} = \tau^{хол} - \frac{1}{3\xi \Sigma_{s,яч} \cdot \Sigma_{t,яч}} \ln\left(\frac{T_{н.с.}}{T_0}\right), \quad (2.37)$$

где $T_0 = 293$ К.

$$\tau^{zop} = 352 - \frac{1}{3 \cdot 0,12 \cdot 2,05} \ln\left(\frac{1044}{293}\right) = 350,28 \text{ см}^2.$$

Квадрат длины диффузии для решетки гетерогенного реактора, находился следующим образом:

$$\begin{aligned} L^2 &= L_{зам}^2 \frac{1 + \frac{S_\phi}{S_{зам}} \cdot F}{1 + \frac{S_\phi}{S_{зам}} \cdot \frac{\Sigma_{t\phi}}{\Sigma_{tзам}}} \cdot \frac{S_{яч}}{S_{зам}} \cdot (1 - \theta_\phi) = \\ &= 68,748^2 \frac{1 + \frac{283,385}{1805,1} \cdot 1,3628}{1 + \frac{283,385}{1805,1} \cdot \frac{0,183}{0,401}} \cdot \frac{2088,49}{1805,1} \cdot (1 - 0,924) = 470,726 \text{ см}^2. \end{aligned}$$

Имея все необходимые значения определили значение эффективного коэффициента размножения:

$$k_{эф}^{zop} = \frac{1,348 \cdot e^{-2,9283 \cdot 10^{-5} \cdot 350,28}}{1 + 2,9283 \cdot 10^{-5} \cdot 470,726} = 1,3161.$$

Сравнивая полученные значения видно, что эффективный коэффициент размножения для «горячего» реактора больше. Увеличение коэффициента размножения объясняется тем, что в следствии повышения температуры происходит уменьшение сечения поглощения, что непосредственно приводит к увеличению коэффициента θ от которого напрямую зависит коэффициент размножения.

Поскольку в работе были найдены эффективные коэффициенты размножения для реактора находящегося в «холодном» и «горячем» состоянии, то используя полученные значения оценили значение температурного коэффициента реактивности по следующей формуле:

$$\alpha_{\rho} = \frac{\rho_{zn}^{гор} - \rho_{zn}^{хол}}{T_{зам} - 293} = \frac{0,24018 - 0,2106}{669,5 - 293} \approx 7,8563 \cdot 10^{-5} \text{ а.е.р./К.}$$

2.6 Эффекты реактивности при отравлении реактора

В результате деления ядер урана и плутония образуются разнообразные ядра осколки деления и продукты их распада, которые принято делить на две группы. К первой группе относятся ядра ^{135}Xe и ^{149}Sm , имеющие большое сечение поглощения тепловых нейтронов. Уменьшение реактивности в результате накопления ядер ^{135}Xe и ^{149}Sm называется отравлением.

Отравление ^{135}Xe имеет особо важное значение в переходных процессах.

Ко второй группе относятся стабильные и долгоживущие изотопы. Уменьшение реактивности реактора в результате накопления осколков деления второй группы называется шлакованием реактора.

В данном разделе рассмотрены эффекты отравления реактора ^{135}Xe и ^{149}Sm в стационарном состоянии, а также после останова реактора.

2.6.1 Определение равновесной концентрации Xe и I

Мощность реактора определялась по формуле (2.38):

$$N = \Sigma_f \cdot E_f \cdot \Phi \cdot V, \quad (2.38)$$

где E_f – энергия, высвобождающаяся при делении одного ядра, Дж;

Φ – плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2} \text{ с}^{-1}$;

V – объём топлива, см³.

Определили среднюю плотность потока нейтронов по реактору:

$$\Phi = \frac{N}{\Sigma_f \cdot E_f \cdot V} = \frac{2314800}{200 \cdot 1,6 \cdot 10^{-13} \cdot 0,00676 \cdot 1461943} = 7,32 \cdot 10^{12} \text{ н}/(\text{см}^2 \text{ с}).$$

Характеристики нуклидов ксенона и йода, которые использовались для дальнейшего расчета приведены в таблице 2.9 [14].

Таблица 2.9 – Характеристики нуклидов

Нуклид	ω_i , ядро/деление	$T_{1/2}$, часов	λ , с ⁻¹	σ_a , см ²
¹³⁵ I	0,056	6,7	$2,87 \cdot 10^{-5}$	0
¹³⁵ Xe	0,003	9,2	$2,11 \cdot 10^{-5}$	$2,75 \cdot 10^{-18}$

Определили равновесные концентрации ксенона (N_{Xe}^{cm}) и йода (N_I^{cm}).

Стационарная концентрация I прямо пропорциональна мощности реактора, и следовательно, плотности потока Φ :

$$N_I^{cm} = \frac{w_I \Sigma_f \Phi}{\lambda_I}, \text{ ядер/см}^3, \quad (2.39)$$

где w_I – удельный выход;

λ_I – постоянная распада;

Σ_f – макроскопическое сечение деления топлива, см⁻¹.

Подставляя значения, приведенные в таблице 9, в формулу (2.39), получили:

$$N_I^{cm} = \frac{0,056 \cdot 0,00676 \cdot 7,32 \cdot 10^{12}}{2,87 \cdot 10^{-5}} = 9,65 \cdot 10^{13} \text{ ядер/см}^3.$$

Стационарная концентрация Xe определялась равновесием между скоростью прироста Xe из распадающегося I и непосредственно как осколка деления и скоростью убыли его вследствие радиоактивного распада и поглощения нейтронов:

$$N_{Xe}^{cm} = \frac{(\omega_I + \omega_{Xe}) \cdot \Sigma_f \cdot \Phi}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \cdot \Phi}. \quad (2.40)$$

Подставив значения из таблицы 9 в формулу (2.40) получили:

$$N_{Xe}^{cm} = \frac{(0,056 + 0,003) \cdot 0,00676 \cdot 7,32 \cdot 10^{12}}{2,11 \cdot 10^{-5} + 2,75 \cdot 10^{-18} \cdot 7,32 \cdot 10^{12}} = 7,08 \cdot 10^{13} \text{ ядер/см}^3.$$

Таким образом, значения равновесных концентраций составили $9,65 \cdot 10^{13}$ и $7,08 \cdot 10^{13}$ ядер/см³ для I и Xe соответственно.

2.6.2 Динамика изменения концентрации Xe и I после пуска реактора

Накопление ядер ксенона и йода после пуска реактора происходит по экспоненциальным законам, описанными формулами (2.41) и (2.42):

$$N_I(t) = N_I^{cm} (1 - e^{-\lambda_I t}); \quad (2.41)$$

$$N_{Xe}(t) = N_{Xe}^{cm} (1 - e^{-(\lambda_{Xe} + \Phi \sigma_{Xe})t}) - \frac{N_I^{cm}}{(\lambda_{Xe} + \Phi \sigma_{Xe})} \cdot (e^{(-\lambda_I t)} - e^{-(\lambda_{Xe} + \Phi \sigma_{Xe})t}), \quad (2.42)$$

где t – время после пуска реактора, с.

Провели расчет значений концентраций I и Xe для различных значений времени. Результаты расчета приведены в таблице 2.10.

Таблица 2.10 – Значение концентрации I и Xe

t, час	$N_I \cdot 10^{-13}$	$N_{Xe} \cdot 10^{-13}$
0	0,000	0,000
1	0,948	0,097
3	2,573	0,492
5	3,895	1,046
7	4,970	1,670
9	5,845	2,307
11	6,556	2,921
13	7,135	3,491
15	7,605	4,008
17	7,988	4,468
19	8,299	4,871
21	8,552	5,220
23	8,758	5,521
25	8,925	5,777
27	9,061	5,994
29	9,172	6,178
31	9,262	6,332
33	9,336	6,461

Продолжение таблицы 2.10

35	9,395	6,569
37	9,444	6,658
39	9,483	6,732
41	9,515	6,794
43	9,541	6,845
45	9,562	6,887
47	9,580	6,922
49	9,594	6,950

Для наглядности изменения концентрации I и Xe по результатам, приведенным в таблице 10 построен график, приведенный на рисунке 2.5.

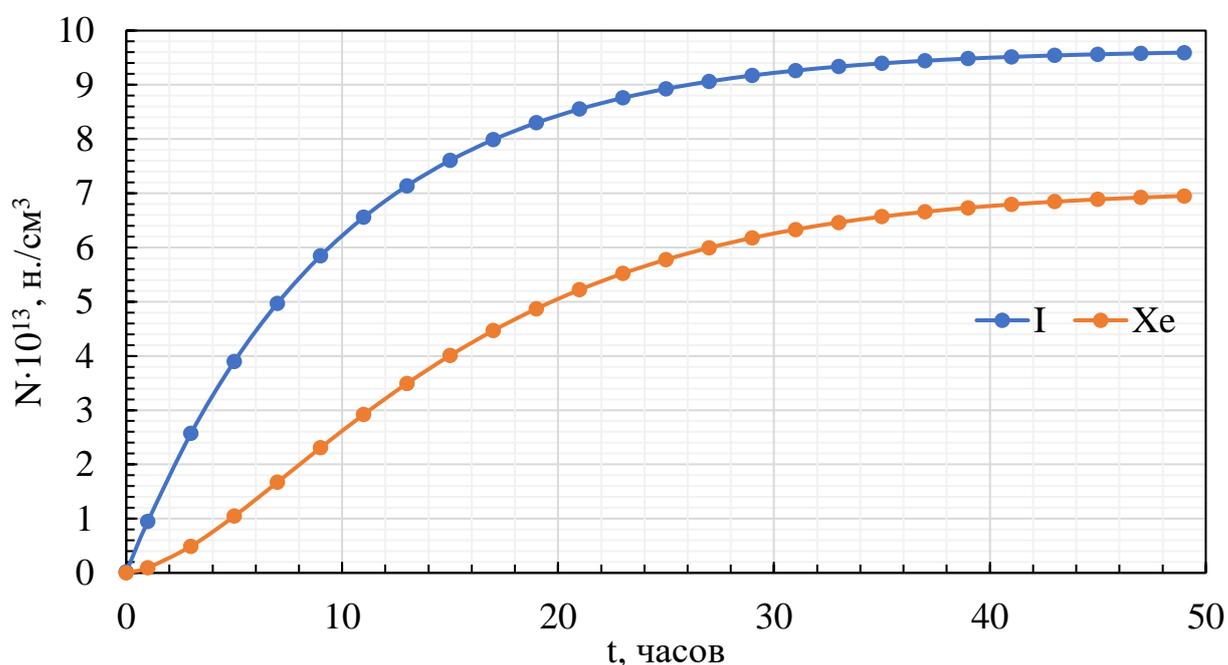


Рисунок 2.5 – График зависимости изменения концентрации Xe и I от времени t после пуска реактора

Временем установления равновесной концентрации Xe и I при практических расчетах можно считать время, когда их концентрация достигает значения 90% равновесного. Из графика, представленного на рисунке 2.5, видно, что это время равно примерно 35 часов.

2.6.3 Потери реактивности при отравлении Xe

Потери реактивности при отравлении Xe с момента пуска реактора и до установления стационарного значения описывается соотношением (2.43):

$$\rho_{0, Xe}(t) = \rho_{0, Xe} \left[0,4e^{-10^{-4}t} + (1 - 1,4e^{-2,9 \cdot 10^{-5}t}) \right], \quad (2.43)$$

где
$$\rho_{0, Xe} = -\theta \cdot \frac{(\omega_I + \omega_{Xe})}{(\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \Phi)} \cdot \sigma_{Xe} \cdot \frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} \cdot \Phi.$$

Подставляя значения в (2.43) получили:

$$\begin{aligned} \rho_{0, Xe} &= -0,8396 \cdot \frac{0,056 + 0,003}{2,11 \cdot 10^{-5} + 2,75 \cdot 10^{-18} \cdot 7,32 \cdot 10^{12}} \cdot 75 \cdot 10^{-18} \cdot \frac{0,006758}{0,008897} \cdot 7,32 \cdot 10^{12} = \\ &= -0,0184 \text{ а.е.р.} \end{aligned}$$

Используя соотношение, описывающее процесс установления стационарного значения потери реактивности, получили график данного изменения, приведенный на рисунке 2.6.

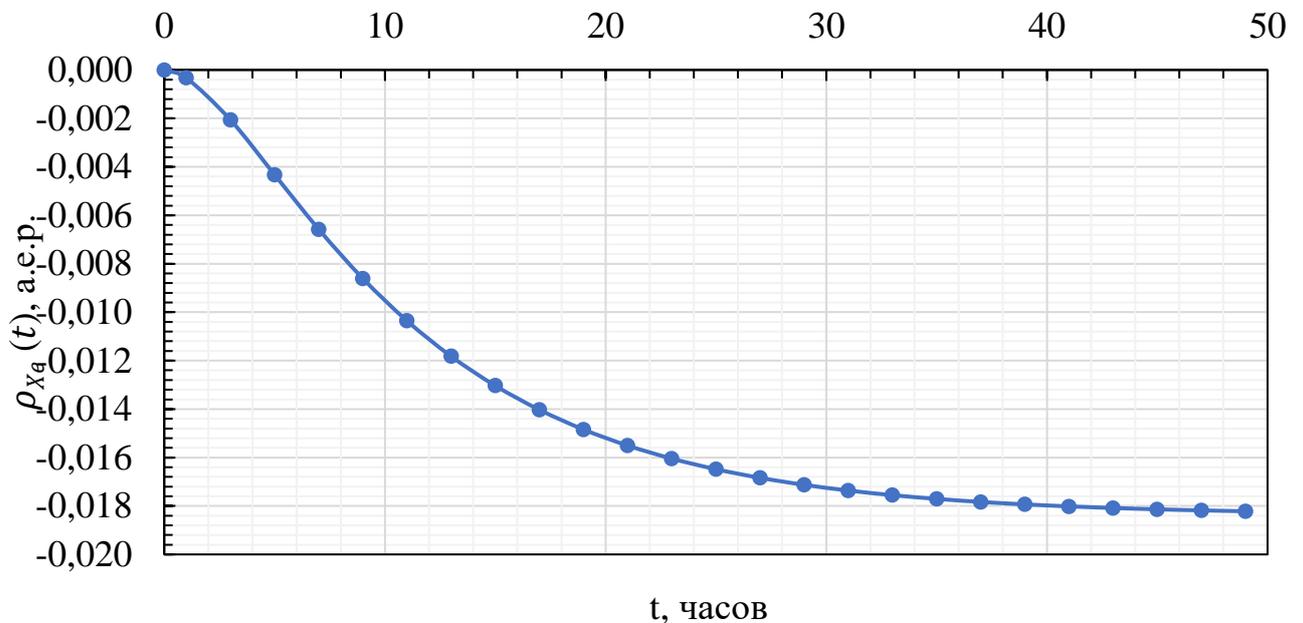


Рисунок 2.6 – Вклад в реактивность Xe в зависимости от времени

2.6.4 «Йодная яма»

После остановки реактора концентрации I и Xe изменяются по следующим экспоненциальным законам:

$$N_I(t) = N_I^{cm} \cdot e^{-\lambda_I t}, \quad (2.44)$$

$$N_{Xe}(t) = N_{Xe}^{cm} \cdot e^{-\lambda_{Xe} t} + \frac{N_I^{cm}}{1 - \lambda_{Xe} / \lambda_I} \cdot \left[e^{-\lambda_{Xe} t} - e^{-\lambda_I t} \right], \quad (2.45)$$

где t – время после останова реактора, с.

Изменение реактивности после остановки реактора определялось следующим соотношением:

$$\rho_{Xe}(t) = \rho_{0Xe} \left[\frac{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \Phi}{\lambda_{Xe} - \lambda_I} \cdot (e^{-\lambda_I t} - e^{-\lambda_{Xe} t}) \right]. \quad (2.46)$$

Используя формулы (2.44), (2.45) и (2.46), получили значения концентраций I и Xe, а также значение реактивности для различных значений времени. Результаты проведенных расчетов представлены в таблице 2.11.

Таблица 2.11 – Значение концентраций Xe, I и реактивности после остановки реактора

t	$N_I \cdot 10^{-13}$	$N_{Xe} \cdot 10^{-13}$	ρ_{Xe} , а.е.р.
0	9,638	7,087	-0,0184
1	8,707	7,474	-0,0195
3	7,082	7,925	-0,0209
5	5,759	8,031	-0,0213
7	4,684	7,894	-0,0210
9	3,810	7,591	-0,0203
11	3,099	7,179	-0,0192
13	2,520	6,702	-0,0180
15	2,050	6,193	-0,0166
17	1,667	5,674	-0,0152
19	1,356	5,162	-0,0139
21	1,103	4,669	-0,0126
23	0,897	4,201	-0,0113
25	0,729	3,764	-0,0101
27	0,593	3,360	-0,0091
29	0,482	2,989	-0,0081
31	0,392	2,651	-0,0072
33	0,319	2,345	-0,0063
35	0,260	2,070	-0,0056
37	0,211	1,823	-0,0049
39	0,172	1,602	-0,0043
41	0,140	1,406	-0,0038
43	0,114	1,232	-0,0033
45	0,092	1,078	-0,0029
47	0,075	0,942	-0,0026
49	0,061	0,822	-0,0022
51	0,050	0,717	-0,0019
53	0,040	0,624	-0,0017
55	0,033	0,543	-0,0015

Продолжение таблицы 2.11

57	0,027	0,473	-0,0013
59	0,022	0,411	-0,0011
61	0,018	0,356	-0,0010

Используя значения, приведенные в таблице 2.11, были получены графики изменения концентрации Xe и I, а также изменения вклада Xe в реактивность в зависимости от времени. Данные графики представлены на рисунках 2.7 и 2.8 соответственно.

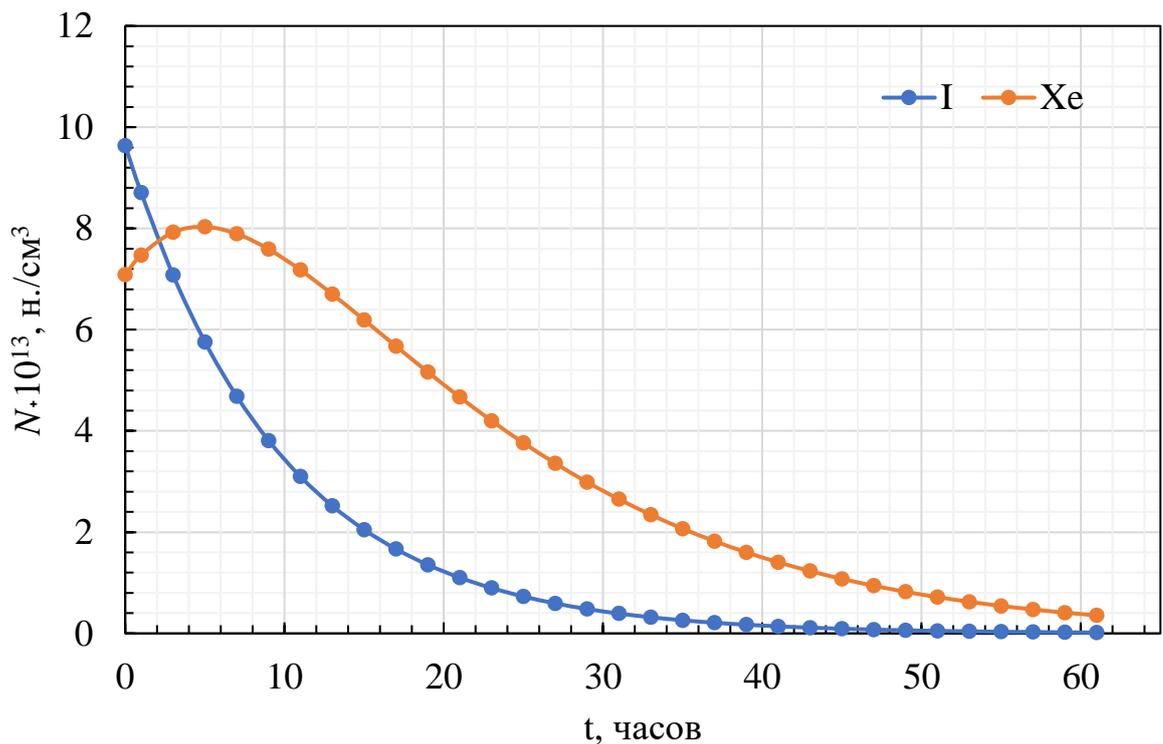


Рисунок 2.7 – График изменения концентрации Xe и I после остановки реактора

Как можно видеть из графиков, приведенных на рисунке 2.7 после остановки реактора, происходит временное увеличение концентрации Xe вследствие распада I и уменьшение выгорания Xe. Соответствующее уменьшение $\rho_{зан}$ называется «йодной ямой», которое можно видеть на рисунке 2.8.

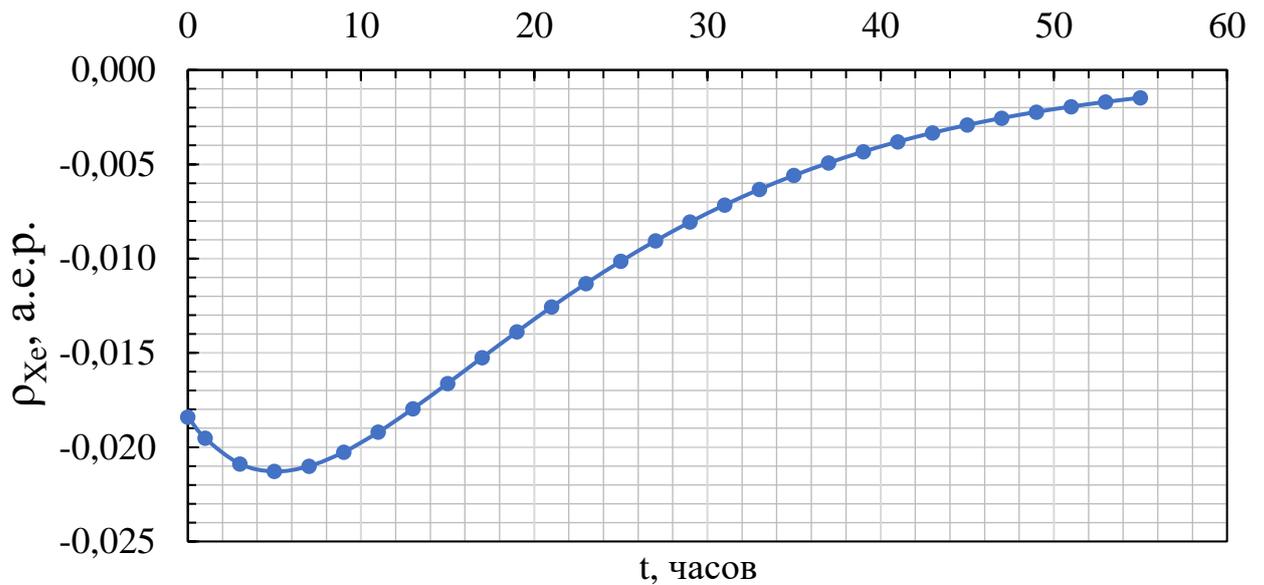


Рисунок 2.8 – Переотравление ядерного реактора после остановки

Определили время достижения максимальной глубины «йодной ямы» по следующей формуле:

$$t_{\text{й.я.}}^{\text{макс}} = \frac{1}{\lambda_I - \lambda_{Xe}} \ln \left(\frac{\lambda_I}{\lambda_{Xe}} \cdot \frac{\lambda_{Xe} + \Phi \sigma_{Xe}}{\lambda_I + \Phi \sigma_{Xe}} \right). \quad (2.47)$$

Подставляя значения получили:

$$t_{\text{й.я.}}^{\text{макс}} = \frac{1}{2,87 \cdot 10^{-5} - 2,11 \cdot 10^{-5}} \cdot \ln \left(\frac{2,87 \cdot 10^{-5}}{2,11 \cdot 10^{-5}} \cdot \frac{2,11 \cdot 10^{-5} + 7,32 \cdot 10^{12} \cdot 2,75 \cdot 10^{-18}}{2,87 \cdot 10^{-5} + 7,32 \cdot 10^{12} \cdot 2,75 \cdot 10^{-18}} \right) =$$

$$= 18219 \text{ с} \approx 5 \text{ ч.}$$

По результатам проведенных расчетов максимальная глубина йодной ямы достигается при значении реактивности -0,02128 а.е.р. Время наступления максимальной глубины йодной ямы составило примерно 5 ч.

2.6.5 Определение равновесной концентрации Sm и Pm

Характеристики нуклидов самария и прометия, которые понадобились для дальнейшего расчета приведены в таблице 2.12.

Таблица 2.12 – Характеристики нуклидов самария и прометия

Нуклид	ω_i , ядро/деление	$T_{1/2}$, часов	λ , с ⁻¹	σ_a , см ²
¹⁴⁹ Pm	0,013	47	$3,85 \cdot 10^{-6}$	0
¹⁴⁹ Sm	0	-	-	$5,92 \cdot 10^{-20}$

Определили равновесные концентрации P_m и S_m используя следующие соотношения:

$$N_{P_m}^{cm} = \frac{\omega_{P_m} \Sigma_f \Phi}{\lambda_{P_m}} = \frac{0,013 \cdot 0,0676 \cdot 7,32 \cdot 10^{12}}{3,85 \cdot 10^{-6}} = 1,67 \cdot 10^{14} \text{ ядер/см}^3,$$

$$N_{S_m}^{cm} = \frac{\omega_{P_m} \Sigma_f}{\sigma_{S_m}} = \frac{0,013 \cdot 0,0676}{5,92 \cdot 10^{-20}} = 1,48 \cdot 10^{15} \text{ ядер/см}^3.$$

По результатам расчетов стационарные концентрации P_m и S_m составили $1,67 \cdot 10^{14}$ и $1,48 \cdot 10^{15}$ ядер/см³ соответственно. Как можно видеть из формул равновесная концентрация P_m пропорциональна плотности потока нейтронов. Равновесная концентрация S_m не зависит от нее.

2.6.6 Динамика изменения концентраций S_m и P_m

Накопление P_m и S_m при работе реактора на стационарной мощности происходят по экспоненциальным законам (2.48) и (2.49):

$$N_{P_m}(t) = N_{P_m}^{cm} \cdot (1 - e^{-\lambda_{P_m} t}), \quad (2.48)$$

$$N_{S_m}(t) = N_{S_m}^{cm} \cdot [1 - e^{-\Phi \sigma_{S_m} t}] - \frac{N_{P_m}^{cm}}{\frac{\Phi \cdot \sigma_{S_m}}{\lambda_{P_m}} - 1} \cdot [e^{-\lambda_{P_m} t} - e^{-\Phi \sigma_{S_m} t}]. \quad (2.49)$$

Используя вышеприведённые формулы определили значения концентраций P_m и S_m для различных значений времени. Полученные результаты сведены в таблицу 2.13.

Таблица 2.13 – Значения концентраций P_m и S_m

t, сутки	$N_{P_m} \cdot 10^{-14}$, ядер/см ³	$N_{S_m} \cdot 10^{-14}$, ядер/см ³
0	0,000	0,000
1	0,473	0,082
2	0,812	0,292
3	1,055	0,588
4	1,229	0,941
5	1,354	1,330
6	1,444	1,739
7	1,508	2,157
8	1,554	2,578
9	1,587	2,996

Продолжение таблицы 2.13

10	1,611	3,409
15	1,659	5,317
20	1,669	6,935
25	1,670	8,284
30	1,671	9,403
35	1,671	10,331
40	1,671	11,101
45	1,671	11,739
50	1,671	12,269
55	1,671	12,708
60	1,671	13,072
65	1,671	13,374
70	1,671	13,624
75	1,671	13,832
80	1,671	14,004
85	1,671	14,146
90	1,671	14,265
95	1,671	14,363
100	1,671	14,444

По результатам расчетов, приведенных в таблице 13, построены графики зависимости изменений концентраций Sm и Pm от времени работы реактора в стационарном состоянии, данные графики представлены на рисунке 2.9.

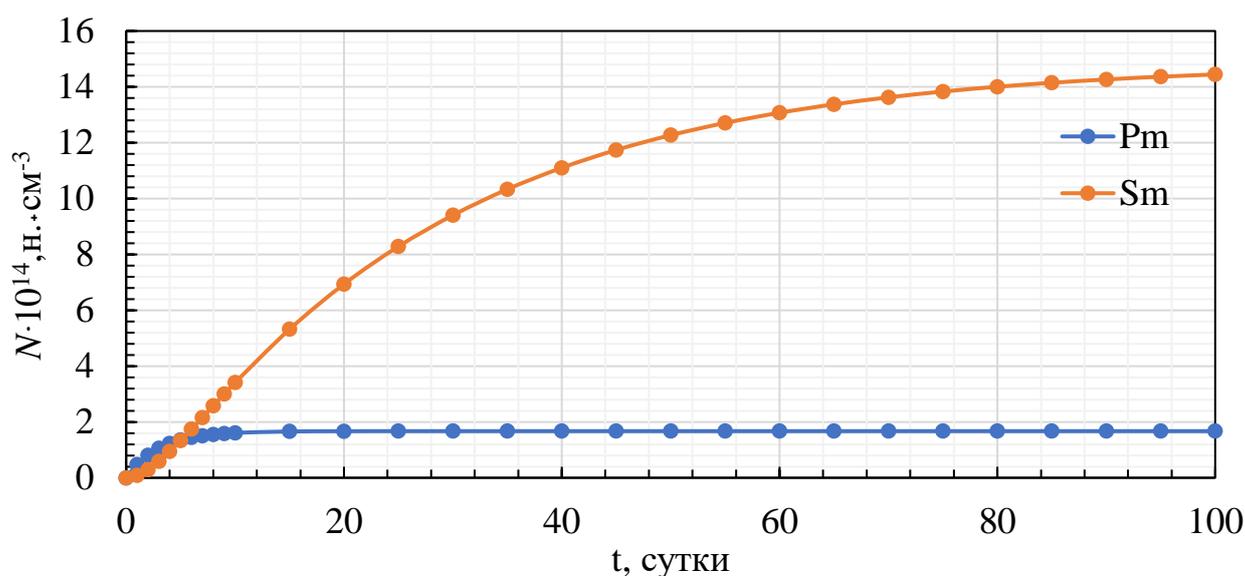


Рисунок 2.9 – График изменения концентраций Pm и Sm от времени

Теоретически стационарные концентрации прометия и самария достигаются в пределе при $t \rightarrow \infty$. Однако на практике за время установления стационарной

концентрации принимают значение времени, по прошествии которого концентрация P_m отличается от равновесной менее чем на 10%. Из рисунка 2.9 видно, что это время составило примерно 8 суток.

2.6.7 Потеря реактивности при отравлении Sm

Потеря реактивности при отравлении Sm в любой момент времени до установления стационарного значения определялась из соотношения (2.50):

$$\rho_{Sm}(t) = \rho_{0Sm} \left[1 - \frac{\lambda_{Pm} \cdot e^{-\sigma_{Sm}\Phi t}}{\lambda_{Pm} - \sigma_{Sm}\Phi} + \frac{\sigma_{Sm}\Phi \cdot e^{-\lambda_{Pm}t}}{\lambda_{Pm} - \sigma_{Sm}\Phi} \right], \quad (2.50)$$

где $\rho_{0Sm} = -\theta \cdot \omega_{Pm} \cdot \frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} = -0,8396 \cdot 0,013 \cdot \frac{0,006758}{0,008897} = -0,00829$ а.е.р.

Используя формулу (2.50), получили зависимость потери реактивности при отравлении Sm от времени работы реактора в стационарном состоянии (рисунок 2.10).

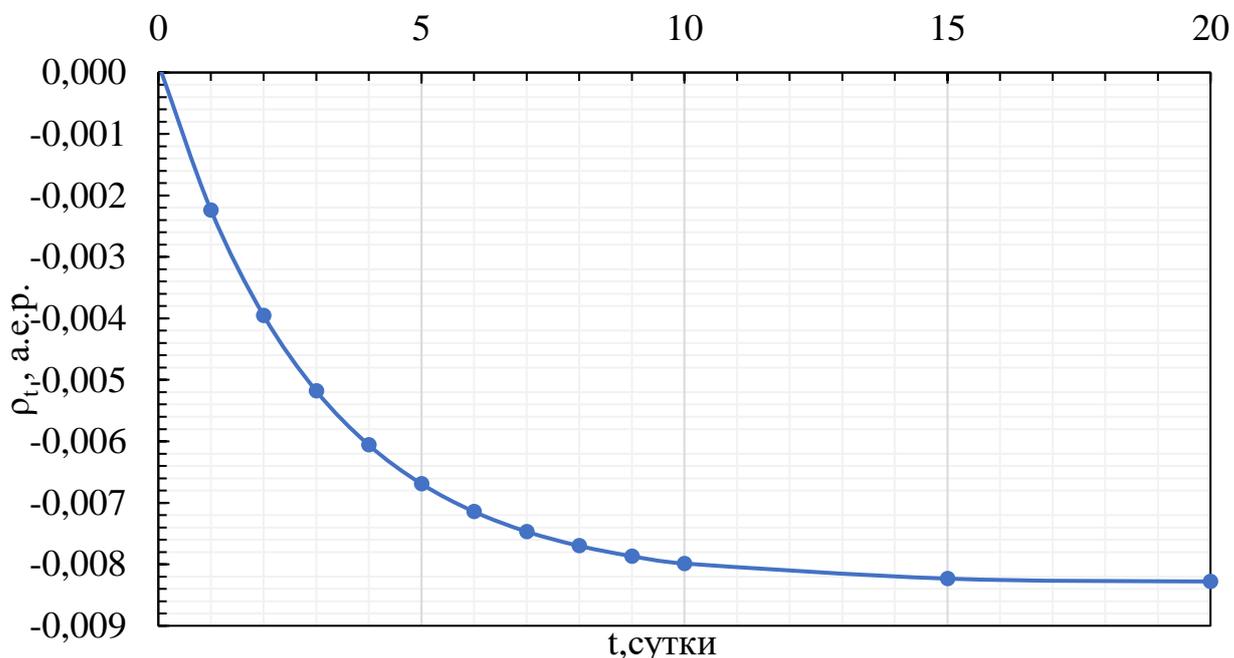


Рисунок 2.10 – График зависимости потери реактивности при отравлении Sm от времени работы реактора в стационарном режиме

Как можно видеть из графика значение стационарной концентрации было достигнуто спустя 15 часов после пуска реактора и составило -0,0083 а.е.р.

2.6.8 Нестационарное отравление Sm

Наибольший интерес представляет влияние Sm на процесс изменения реактивности после остановки реактора.

Концентрация Pm и Sm после остановки реактора менялась по следующим соотношениям:

$$N_{Pm}(t) = N_{Sm}^{cm} \cdot e^{-\lambda_{Pm}t}, \quad (2.51)$$

$$N(t) = N_{Sm}^{cm} + N_{Pm}^{cm} \cdot (1 - e^{-\lambda_{Pm}t}). \quad (2.52)$$

Изменение реактивности после остановки реактора определялась по формуле (2.53):

$$\rho_{n.n.}(t) = \rho_{n.n.} \cdot (1 - e^{-\lambda_{Pm}t}), \quad (2.53)$$

где
$$\rho_{n.n.} = \rho_{0Sm} \cdot \frac{\sigma_{Sm}}{\lambda_{Pm}} \cdot \Phi = -0,00829 \cdot \frac{5,92 \cdot 10^{-20}}{3,85 \cdot 10^{-6}} \cdot 7,32 \cdot 10^{12} = -0,000933.$$

По формулам (2.51) и (2.52) рассчитаны значения концентраций Sm и Pm для различных значений времени, также по формуле (2.53) получены значения для вклада в изменение реактивности после остановки реактора за счет отравления самарием. Полученные значения приведены в таблице 2.14.

Таблица 2.14 – Значения концентраций Pm и Sm

t	$N_{Pm} \cdot 10^{-15}$, н./см ³	$N_{Sm} \cdot 10^{-15}$, н./см ³	$\rho_{n.n.}(t)$, а.е.р.
0	0,167	1,484	0,000000
1	0,120	1,531	-0,000264
2	0,086	1,565	-0,000454
3	0,062	1,589	-0,000589
4	0,044	1,607	-0,000687
5	0,032	1,619	-0,000756
6	0,023	1,628	-0,000807
7	0,016	1,635	-0,000842
8	0,012	1,639	-0,000868
9	0,008	1,643	-0,000887
10	0,006	1,645	-0,000900
11	0,004	1,647	-0,000909
12	0,003	1,648	-0,000916
13	0,002	1,649	-0,000921
14	0,002	1,649	-0,000925

Продолжение таблицы 2.14

15	0,001	1,650	-0,000927
16	0,001	1,650	-0,000929
17	0,001	1,650	-0,000930
18	0,000	1,651	-0,000931
19	0,000	1,651	-0,000932
20	0,000	1,651	-0,000932

Построены графики зависимости изменений концентраций P_m , S_m и значение вклада реактивности от времени после остановки реактора. Получение зависимости приведены на рисунках 2.11 и 2.12.

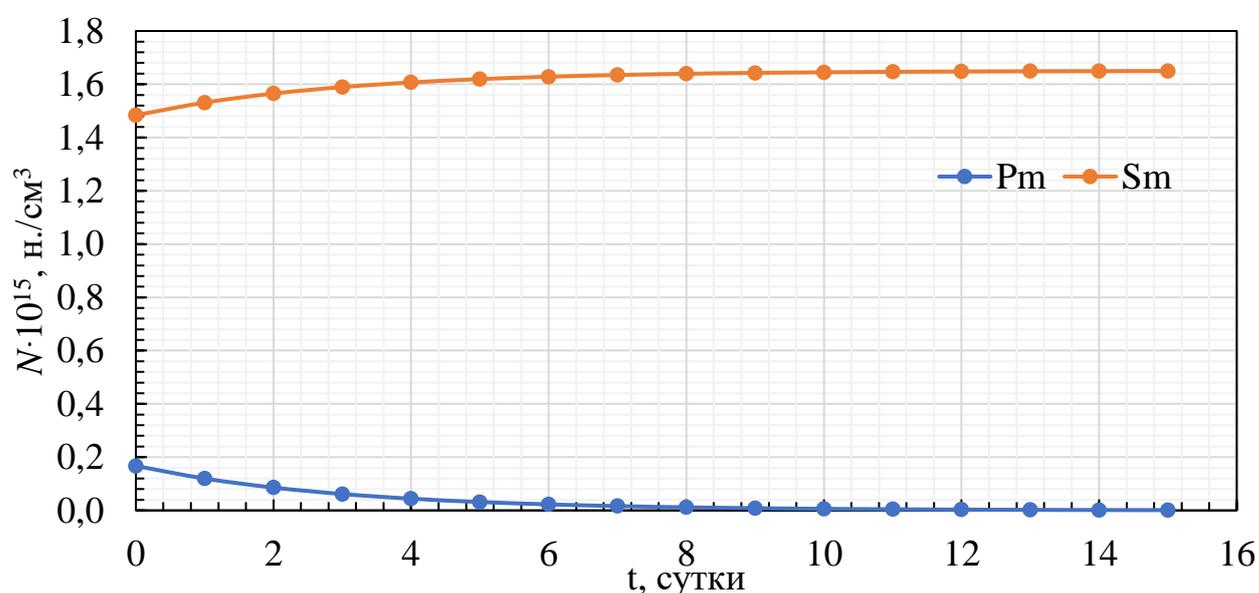


Рисунок 2.11 – График зависимости изменения концентрации P_m и S_m после остановки реактора

Из графика на рисунке 2.11 видно, что после остановки реактора убыль S_m прекращается, а прибыль его из P_m продолжается до полного распада последнего.

Уменьшение запаса $\rho_{зан}$ при накоплении S_m после остановки реактора носит название «прометиевый провал», данное явление наблюдается на рисунке 2.12.

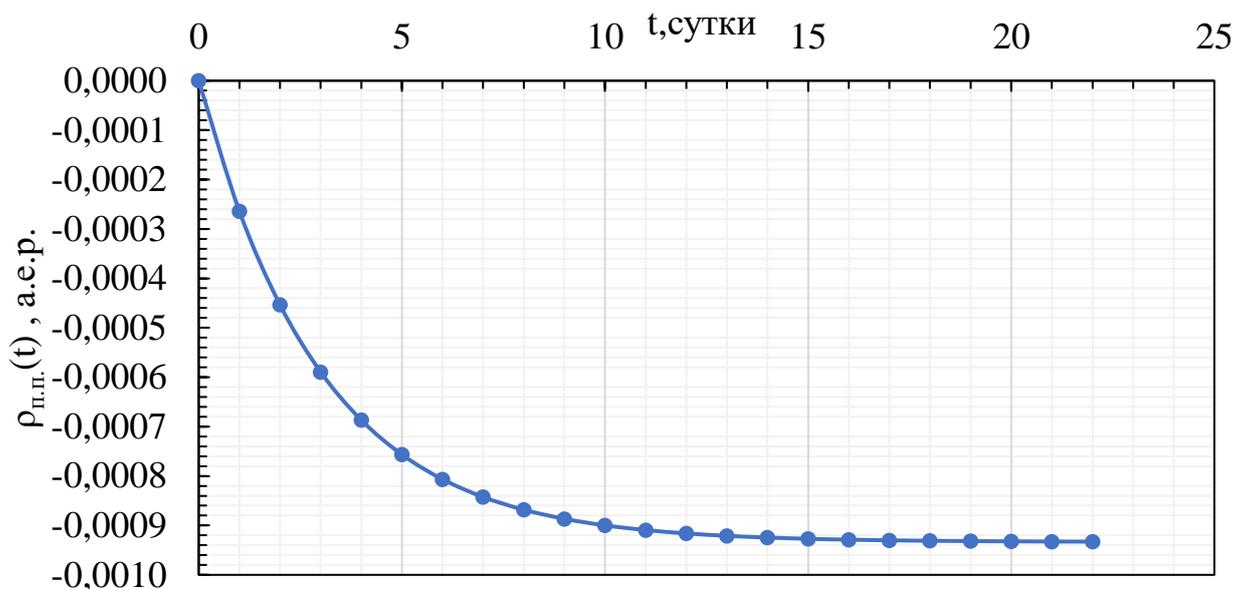


Рисунок 2.12 – График изменения вклада отрицательной реактивности от изменения времени после остановки реактора

Величина прометиевого провала составила -0,0009 а.е.р.

2.7 Расчет нейтронно-физических параметров с помощью программного комплекса WIMS-D5B

Для расчета нейтронно-физических параметров в данном разделе использовалась программа WIMS-D5B.

Данная программа позволяет проводить нейтронно-физический расчет ячеек реакторов различных типов. Особенностью программы является возможность учета выгорания топлива в процессе кампании. WIMS-D5B достаточно давно и успешно применяется для проектирования реакторов различных типов, а также для проведения анализа разнообразных эффектов возникающих в процессе работы реактора. Точность и правильность вычислений обеспечивается универсальной 69-групповой библиотекой констант [15].

Проведение нейтронно-физического расчета с помощью электронно-вычислительных машин, и в частности, с помощью программы WIMS имеет ряд преимуществ в сравнении с типичным ручным расчетом. Благодаря сравнительно небольшому объёму входящей информации уменьшается вероятность допущения

ошибки. Также программы позволяет получить результат практически мгновенно и сохраняет высокую точность полученных расчетов.

Для проведения расчета программе WIMS-D5B необходимо на языке FORTRAN сообщить информацию о исследуемой ячейке реактора. Перечень информации включает в себя сведения о материалах и геометрии ячейки.

2.7.1 Расчет коэффициентов размножения

В приложениях Г и Д представлены расчетные модели для программы WIMS-5DS, используемые для расчета «холодного» и «горячего» реактора. Расчет производился с помощью 69 групп нейтронов. Были использованы оптимизированные радиусы зон материалов (поскольку в WIMS-е ячейка представляет собой слоистый цилиндр), температуры топлива, соответствующие «холодному» и «горячему» состояниям реактора, значения ядерных концентраций конструкционных материалов, теплоносителя и замедлителя.

Для нахождения эффективного коэффициента размножения, на основании данных предварительного расчета, был найден и задан программе квадрат аксиального и радиального значения геометрического параметра:

$$B_Z^2 = \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 = \left(\frac{\pi}{700,5}\right)^2 = 2,0112 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-2}$$

$$B_R^2 = \left(\frac{2,405}{R}\right)^2 = \left(\frac{2,405}{583,77}\right)^2 = 1,6972 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-2}$$

Полученные коэффициенты приведены в таблице 2.15.

Таблица 2.15 – Коэффициент размножения в бесконечной среде и эффективный коэффициент размножения, рассчитанные с помощью WIMS-D5B

Состояние реактора	k_∞	$k_{эфф}$
Холодный реактор	1,2964	1,2606
Горячий реактор	1,3388	1,3152

Для проверки точности одногруппового расчета произведем сравнение значений эффективного коэффициента размножения нейтронов, полученных с помощью одногруппового метода расчета и программным способом, и определим

соответствующую долю погрешности относительно значения, полученного с помощью WIMS.

Для расчета относительной погрешности была использована формула (2.54):

$$\delta = \frac{\Delta k_{эфф}}{k_{эфф}^{WIMS}} \cdot 100\%. \quad (2.54)$$

Полученные результаты приведены в таблице 2.16.

Таблица 2.16 – Сравнение эффективного коэффициента размножения

Метод	«Холодный» реактор	«Горячий» реактор
Однотопливной	1,2608	1,3161
WIMS	1,2606	1,3152
Относительная погрешность, %	0,02	0,07

Как можно видеть из таблицы 16 погрешность однотопливного метода расчета, относительно программного составляет порядка 0,1 %, что говорит о его достаточной точности.

2.7.2 Оценка топливной кампании реактора

Для оценки топливной кампании с помощью программы WIMS произведем расчет удельной мощности в топливе (МВт/т(U)) для реактора AGR мощностью 750 МВт.

Реактор AGR имеет 324 топливных канала, в каждом из которых находится 36 твэлов. Таким образом, общее число твэлов в реакторе:

$$n = 36 \cdot 324 = 11664 \text{ штуки.}$$

Следовательно, на каждый твэл приходится мощность равная:

$$N_{твэл} = \frac{N}{n} = \frac{750}{11664} = 0,0643 \text{ МВт}$$

Объем одного твэла равен:

$$V_{твэл} = \pi \cdot (r_{внеш}^2 - r_{внутр}^2) \cdot H = \pi \cdot (0,78^2 - 0,255^2) \cdot 700 = 4777,35 \text{ см}^3$$

Учитывая, что плотность диоксида урана составляет примерно 10,2 г/см³, масса урана в одном твэле равна:

$$m = \rho \cdot V \cdot \frac{M(U)}{M(UO_2)} = 10,2 \cdot 4777,35 \cdot \frac{238}{270} = 10743,87 \text{ зр.} = 0,010744 \text{ мУ.}$$

Используя данные, полученные выше, определили удельную мощность:

$$Q = \frac{N_{\text{тепл}}}{m} = \frac{0,0643}{0,010744} = 5,985 \frac{\text{МВт}}{\text{мУ}}.$$

С помощью программного комплекса WIMS-D5B произведена оценка топливной кампании реактора. Для этого были получены значения коэффициента размножения в бесконечной среде, а также значения эффективного коэффициента размножения для различного значения времени работы реактора. Расчетная модель, используемая для вычисления искомых данных, представлена в приложении Д.

Используя полученные с помощью программного комплекса WIMS-5DB значения эффективного коэффициента размножения, был произведен расчет запаса реактивности по формуле (2.55):

$$\rho = \frac{k_{\text{эфф}} - 1}{k_{\text{эфф}}}, \text{ а.е.р.} \quad (2.55)$$

Расчет производился для горячего состояния реактора. Результаты расчета представлены в таблице 2.17.

Таблица 2.17 – Значения реактивности при разном времени работы реактора

Время, сутки	k_{∞}	$k_{\text{эфф}}$	$\rho_{\text{зн}}$, а.е.р.
0	1,339	1,315	0,240
2	1,296	1,264	0,209
10	1,294	1,262	0,208
50	1,287	1,255	0,203
100	1,282	1,250	0,200
200	1,275	1,244	0,196
300	1,269	1,237	0,192
400	1,262	1,231	0,188
500	1,256	1,225	0,184
600	1,250	1,219	0,180
700	1,243	1,213	0,175
800	1,237	1,206	0,171
900	1,231	1,200	0,167
1000	1,224	1,194	0,162
1100	1,218	1,188	0,158
1200	1,211	1,181	0,154
1300	1,205	1,175	0,149
1400	1,199	1,169	0,144

Продолжение таблицы 2.17

1500	1,192	1,163	0,140
1600	1,186	1,156	0,135
1700	1,179	1,150	0,130
1800	1,172	1,143	0,125
1900	1,166	1,137	0,120
2000	1,159	1,130	0,115
2100	1,152	1,124	0,110
2200	1,146	1,117	0,105
2300	1,139	1,111	0,100
2400	1,132	1,104	0,094
2500	1,125	1,097	0,088
2600	1,118	1,090	0,083
2700	1,111	1,083	0,077
2800	1,104	1,076	0,071
2900	1,096	1,069	0,065
3000	1,089	1,062	0,058
3100	1,082	1,055	0,052
3200	1,074	1,047	0,045
3300	1,067	1,040	0,038
3400	1,059	1,033	0,032
3500	1,052	1,025	0,025
3600	1,044	1,018	0,017
3700	1,036	1,010	0,010
3800	1,028	1,002	0,002
3900	1,020	0,995	-0,005

Используя данные, представленные в таблице 17, получен график зависимости значения реактивности от времени работы реактора, график представлен на рисунке 2.13.

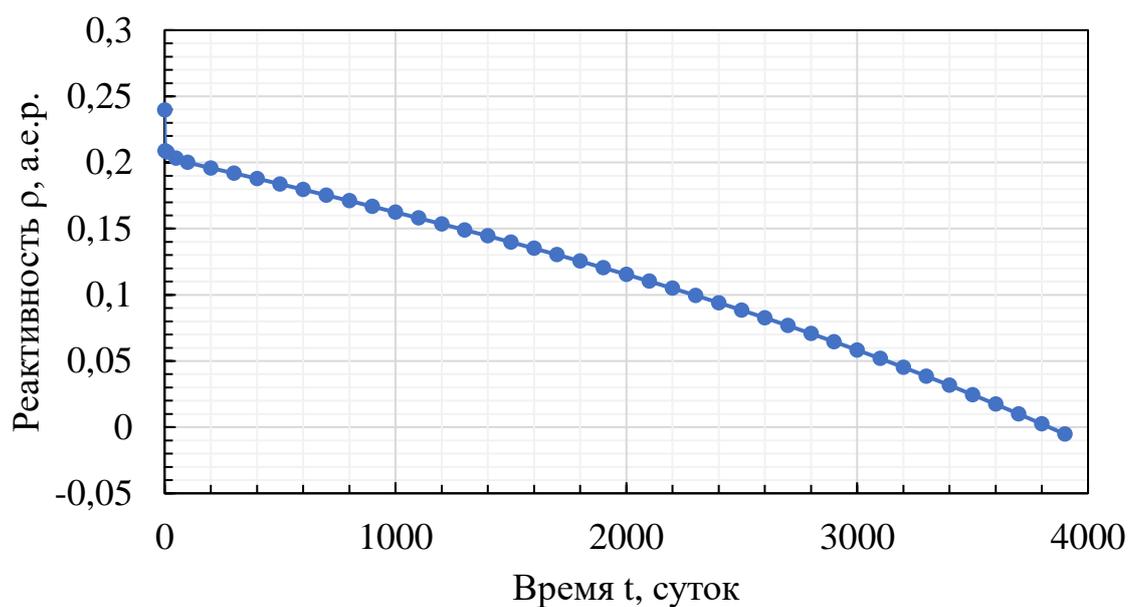


Рисунок 2.13 – Топливная кампания реактора

Как можно видеть из рисунка топливная кампания реактора составила примерно 3800 суток. Такую большую кампанию можно объяснить тем, что все топливо на момент начала кампании было свежим.

2.7.3 Расчет вклада различных нуклидов в энерговыделение реактора

Для расчета вклада в энерговыделение от различных нуклидов в ячейке реактора при выгорании топлива с помощью программы WIMS-5DS использовался код, приведенный в приложении В.

С помощью программного комплекса WIMS-D5B были получены скорости реакции деления для различных нуклидов при различных значениях глубины выгорания.

По полученным результатам были рассчитаны зависимости вкладов в полное количество делений от энерговыработки для:

- вклада реакций деления на ^{235}U ;
- вклада реакций деления на ^{238}U ;
- вклада реакций деления на ^{239}Pu ;
- вклада от деления тепловыми и быстрыми нейтронами.

Полученные результаты отражены на рисунках 2.13 и 2.14.

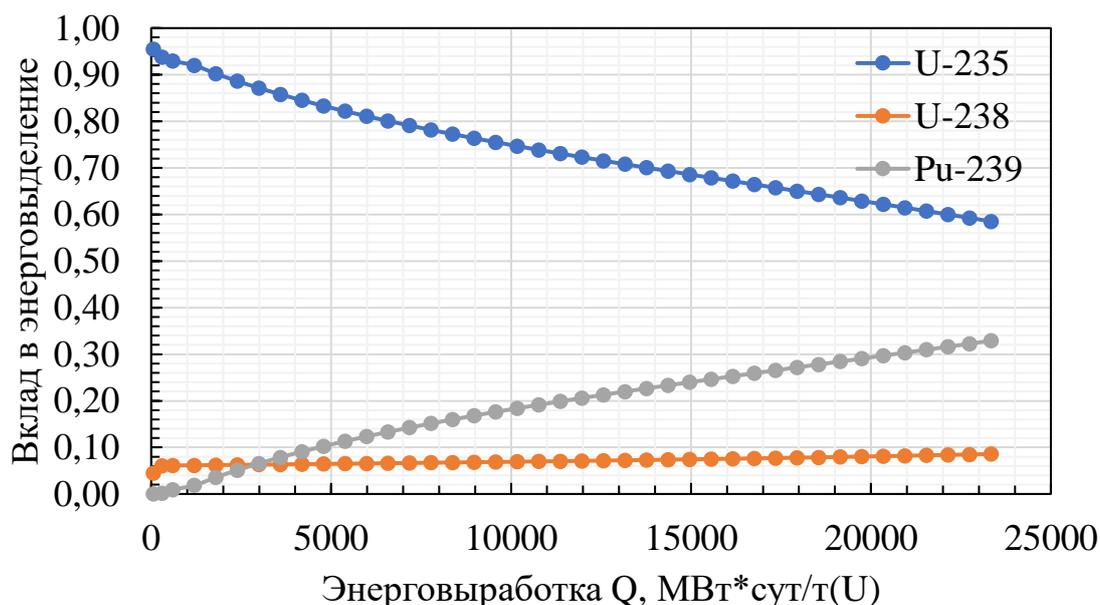


Рисунок 2.13 – Вклад в энерговыделение от различных нуклидов

Из рисунка 2.13 видно, что со временем доля делений приходящаяся на U^{235} падает. Это связано с тем, что в процессе работы реактора воспроизводятся другие делящиеся нуклиды, которые начинают вносить свой вклад в реакцию деления. Также с увеличением глубины выгорания концентрация U^{235} уменьшается и, следовательно, уменьшается и доля ядер U^{235} , подвергающихся делению, из-за чего вклад в общее энерговыделение падает. Поскольку с увеличением глубины выгорания увеличивается число ядер воспроизведенного Pu^{239} в результате реакции радиационного захвата ядер U^{238} , увеличивается и вклад Pu^{239} в суммарную долю энерговыделения, что также отчетливо прослеживается на рисунке 2.13. Вклад U^{238} в суммарную долю реакций деления возрастает с увеличением глубины выгорания. Это свидетельствует в первую очередь о том, что число ядер делящихся нуклидов со временем уменьшается.

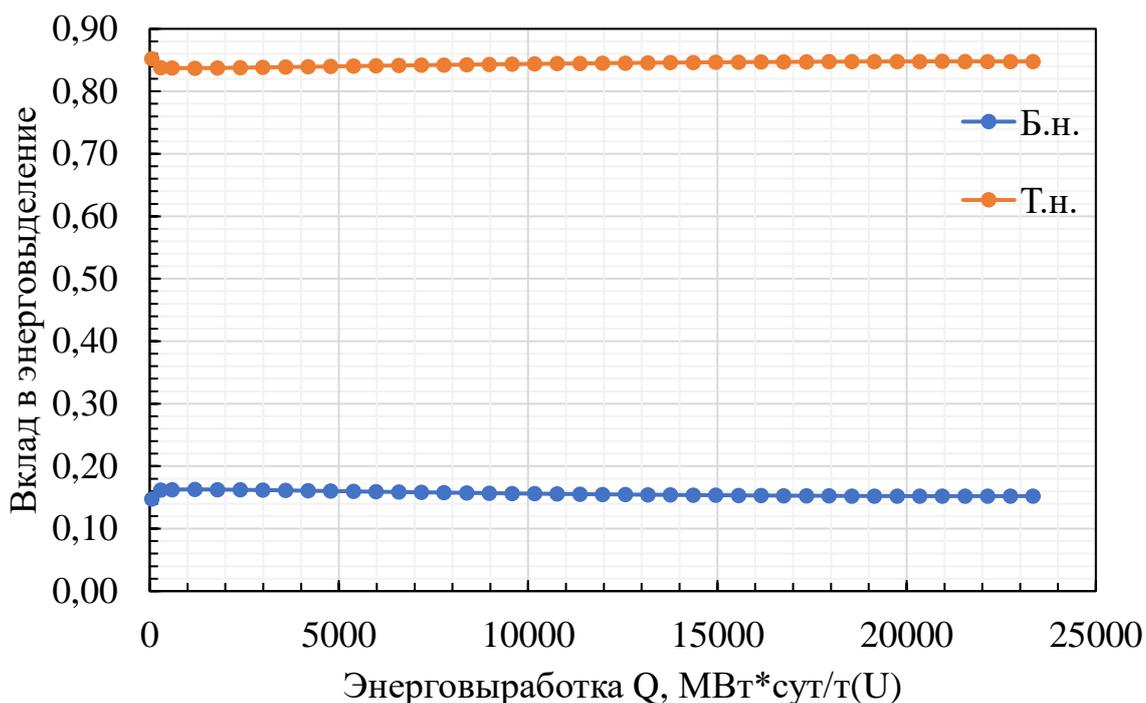


Рисунок 2.14 – Вклад в энерговыделение быстрых и тепловых нейтронов

Из графика, изображенного на рисунке 2.14, очевидно, что основной вклад в деления ядер вносят тепловые нейтроны (более 85 %). На рисунке 2,14 также прослеживается, что с увеличением энерговыработки доля реакций делений, приходящихся на тепловые нейтроны, возрастает. Уменьшение вклада быстрых нейтронов объясняется воспроизводством новых делящихся нуклидов, которые

наряду с U^{235} начинают вносить свой вклад в долю реакций деления в тепловой области.

2.7.4 Оценка коэффициента воспроизводства реактора AGR

Коэффициент воспроизводства реактора определялся по формуле (2.56):

$$KB = \frac{dN_{Pu^{239}}}{dN_{U^{235}}} \approx \frac{\Delta N_{Pu^{239}}}{\Delta N_{U^{235}}}. \quad (2.56)$$

Для его нахождения с помощью программы WIMS-5DS использовался код, приведенный в приложении В. Используя программный комплекс WIMS-5DS определены зависимости изменения концентраций ^{239}Pu и ^{235}U от энерговыработки, графики которых представлены на рисунках 2.15 и 2.16.

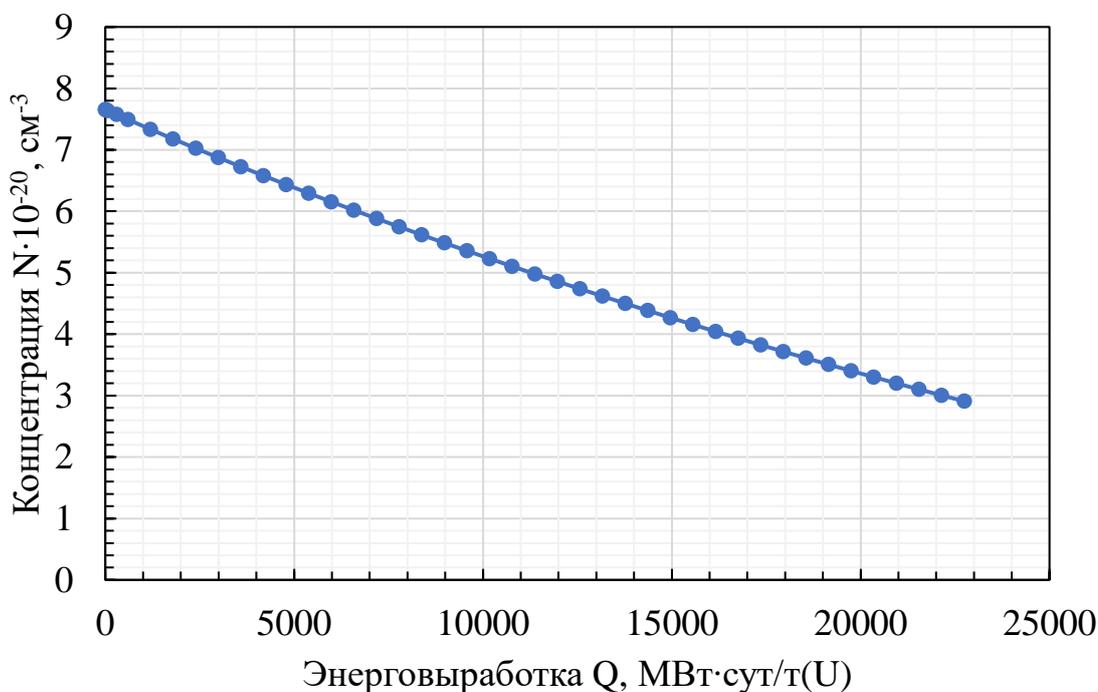


Рисунок 2.15 – График изменения концентрации ^{235}U от энерговыработки

Как можно видеть из рисунка 2.15 концентрация ^{235}U уменьшается в следствии деления и выгорания.

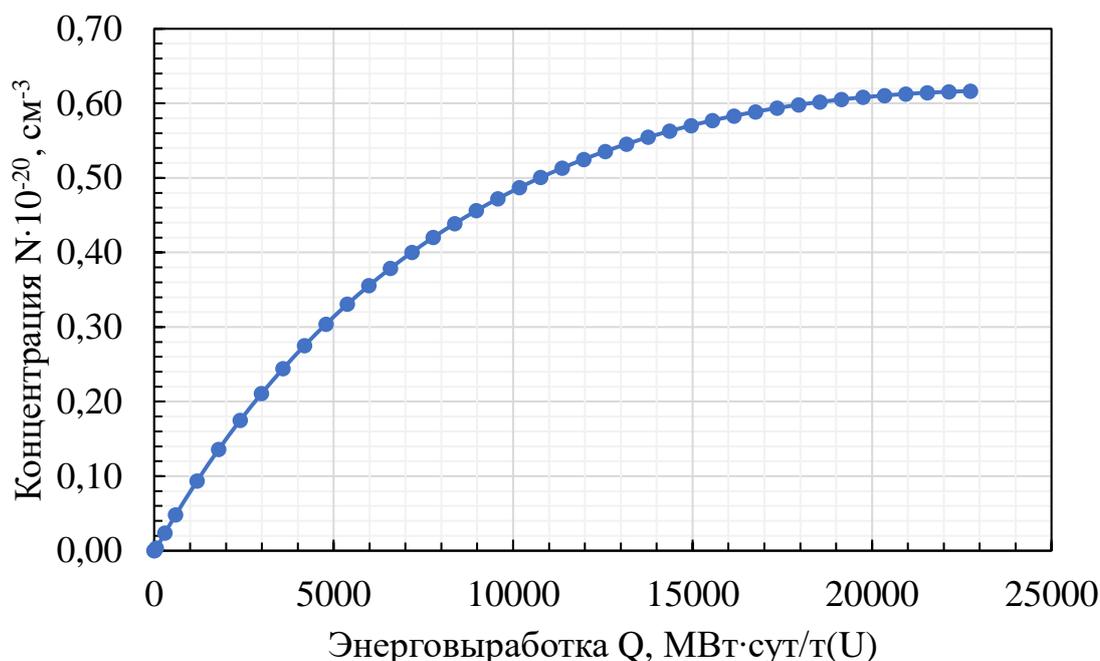


Рисунок 2.16 – График изменения концентрации ^{239}Pu от энерговыработки

На рисунке 2.16 наблюдается рост концентрации ^{239}Pu с увеличением глубины выгорания, что является следствием его воспроизводства.

При линейном снижении концентрации ^{235}U при работе реактора на постоянном уровне мощности (рисунок 2.15) рост концентрации ^{239}Pu во времени имеет нелинейный характер (рисунок 2.16). Это объясняется тем, что в начальный период кампании практически вся величина энерговыработки реактора Q обеспечивается выгоранием одного ^{235}U , а рост концентрации ^{239}Pu , оказывается пропорциональным и величине времени работы реактора. Но концентрация основного топлива вследствие его выгорания всё же падает, поэтому рост концентрации ^{239}Pu со временем замедляется. Этому способствует также увеличение скорости выгорания самого ^{239}Pu по мере его накопления.

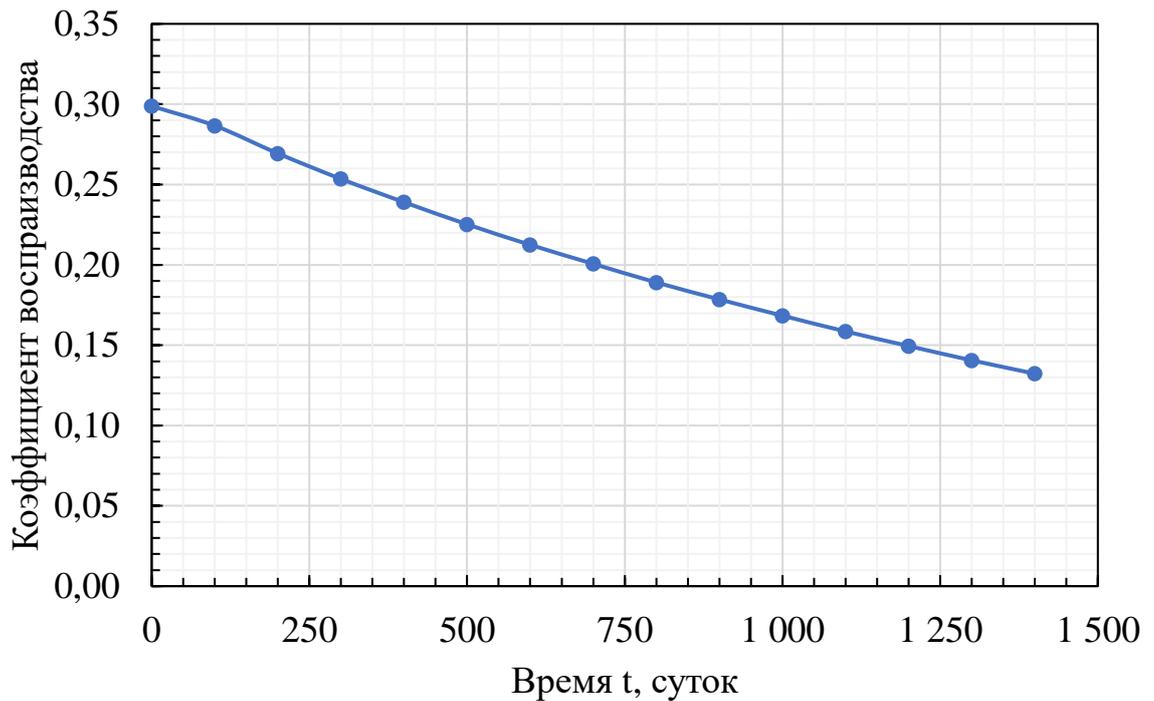


Рисунок 2.17 – Коэффициент воспроизводства

На рисунки 2.17 отражены значения коэффициента воспроизводства полученные с использованием формулы (2.56) для различных моментов времени работы реактора. Как можно видеть из рисунка значение коэффициента воспроизводства имеет убывающую зависимость с увеличением времени работы реактора. Это связано со снижением темпа роста концентрации ^{239}Pu , поскольку с увеличением энерговыработки и времени работы реактора, в нем образуется все больше ^{239}Pu (рисунок 2.16), и тем больше становится скорость его выгорания, а это значит, что на каждое выгоревшее ядро ^{235}U будет получаться всё меньшее количество ядер ^{239}Pu . Но в начале работы установки, пока изотопы плутония еще практически не образовались, оценка коэффициента воспроизводства по формуле (2.56) достаточно точна. Исходя из этого, для рассматриваемого в работе реактора значение КВ составило 0,3.

3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение

Выполнение грамотной научно-исследовательской работы требует наличия экономической оценки всех её элементов: как объекта исследования, так и методов, которые для этого используются.

Цель данного раздела ВКР заключается в оценке конкурентоспособности и ресурсоэффективности научной разработки ядерного реактора типа УГР с тепловой мощностью 750 МВт и изменением температуры теплоносителя в активной зоне от 318°C до 475 °С.

Для достижения поставленной цели необходимо выполнить следующие задачи:

- произвести анализ конкурентных технических решений;
- произвести SWOT-анализ рассматриваемой установки;
- выявить структуру работ и их исполнителей;
- определить трудоемкость проводимых работ;
- разработать график проведения исследования;
- рассчитать размер бюджета исследования;
- оценить экономическую эффективность проекта.

3.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Современные мировые тенденции определяют вектор развития любой технологической, научной и прочих отраслей. Особенно сильно поднимается вопрос о необходимости планирования и организации всех проводимых работ, а именно – с точки зрения ресурсоэффективности и ресурсосбережения. Таким образом, существует потребность в определении затрат на проведение научно-исследовательских работ и их продолжительности, что, в свою очередь, определяет экономическую эффективность и конкурентоспособность рассматриваемого в данной научно-исследовательской работе реактора AGR.

Полученные результаты различных, в том числе и нейтронно-физических, характеристик AGR в процессе расчёта данной работы определяют назначение исследуемого реактора как энергетической и промышленной установки. Целевыми потребителями данного перспективного проекта могут быть только крупные корпорации (в том числе и государственные), так как установка достаточно ресурсоёмкая, чтобы быть доступной для эксплуатации даже крупными научными центрами (за исключением тех, которые напрямую зависят от государства или упомянутых крупных компаний).

Рынок услуг по разработке ЯЭУ можно сегментировать по множеству критериев, основными из которых являются уровень развития атомной энергетики страны и электрическая мощность установки (рисунок 3.1).

		Энергетическая мощность установки		
		До 440 МВт	От 440 МВт до 1000 МВт	От 1000 МВт до 1800 МВт
Уровень развития атомной энергетики	Высокий			
	Средний			
	Низкий			

Рисунок 3.1 – Карта сегментирования рынка услуг по ЯЭУ

Необходимость для стран с низким развитием атомной энергетики ядерных установок с малыми и средними мощностями, говорит о том, что в стране энергетика в целом может быть, как на низком, так и на достаточно высоком уровне. Развитие атомной энергетики могло идти как параллельно развитию традиционной энергетики страны, так и опираясь на огромную базу развития. Аналогична ситуация для стран со средним уровнем развития атомной энергетики.

3.2 Анализ конкурентных технических решений

Выполнение представленной работы основывается на рассмотрении усовершенствованного газоохлаждаемого реактора AGR. Данный реактор является, в первую очередь, энергетическим, и имеет достаточно тепловой

энергии для эффективной наработки больших объемов электроэнергии, что позволяет сравнить его с энергетическими установками, давно применяемыми в отрасли: водо-водяной корпусный энергетический реактор с водяным теплоносителем (ВВЭР) и уран-графитовый каналный реактор с водяным теплоносителем (РБМК).

Российские разработки являются опорными в данном оценочном исследовании, поскольку именно отечественные установки являются одними из наиболее востребованных на международном рынке. Главными конкурентами, как уже упомянуто, являются реакторы типа ВВЭР и РБМК.

Анализ конкурентных технических решений определяется по формуле:

$$K = \sum V_i \cdot B_i, \quad (3.5)$$

где K – конкурентоспособность научной разработки или конкурента;

V_i – вес показателя (в долях единицы);

B_i – балл i -го показателя.

Веса показателей, определяемые экспертным путем, в сумме должны составлять 1. В таблице 3.2 представлена оценочная карта конкурентоспособности различных характеристик, упомянутых реакторов, где B_A – АGR, B_R – РБМК-1500, B_B – ВВЭР-1000.

Таблица 3.1 – Оценочная карта конкурентоспособности

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		B_A	B_R	B_B	K_A	K_R	K_B
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
Возможность перегрузки топлива без останова реактора	0,1	3	5	3	0,3	0,5	0,3
Необходимость более высокого давления теплоносителя, следовательно оборудования для его создания	0,04	4	5	4	0,16	0,2	0,16
Глубина выгорания и возможность её увеличения	0,15	5	4	4	0,75	0,6	0,6

Продолжение таблицы 3.1

Удобство в эксплуатации	0,05	4	3	5	0,2	0,15	0,25
Надежность	0,15	4	4	5	0,6	0,6	0,75
Уровень шума	0,01	4	4	4	0,04	0,04	0,04
Безопасность	0,2	4	4	5	0,8	0,8	1
Экономические критерии оценки эффективности							
Стоимость замедлителя	0,04	4	4	5	0,16	0,16	0,2
Конкурентоспособность продукта	0,01	4	4	5	0,04	0,04	0,05
Стоимость топлива в зависимости от обогащения по изотопу U ²³⁵	0,04	4	4	3	0,16	0,16	0,12
Уровень проникновения на рынок	0,01	4	4	5	0,04	0,04	0,05
Предполагаемый срок эксплуатации	0,1	4	4	4	0,4	0,4	0,4
Послепродажное обслуживание	0,1	5	4	5	0,5	0,4	0,5
Итого	1	51	53	57	4,15	4,09	4,43

Предоставленные выше данные позволяют провести анализ конкурентоспособности ЯЭУ, представленной в данной работе. Вполне очевиден тот факт, что ЯЭУ имеет большое число преимуществ, однако показатели AGR достаточно похожи на показатели для отечественного РБМК-1500 (Бр), что, является следствием того же замедлителя – графита. Однако, использование газового теплоносителя дает AGR ряд преимуществ, в сравнении с рассмотренными аналогами и позволяет составить им значительную конкуренцию на энергетическом рынке.

3.3 SWOT-анализ

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

Сильными сторонами могут являться факторы, которые отражают наиболее конкурентоспособную сторону рассматриваемой установки.

Сильными сторонами рассматриваемой ЯЭУ можно назвать следующие свойства и особенности:

- высокая эффективность производства электроэнергии (КПД около 41 %);
- высокие характеристики безопасности;
- для производства требуются доступные и дешевые материалы;
- снижение теплового и радиационного воздействия на окружающую среду.

Слабыми сторонами считаются те особенности рассматриваемого объекта, которые могут препятствовать его наиболее выгодному и беспрепятственному использованию.

Слабыми сторонами рассматриваемой ЯЭУ можно назвать следующие свойства и особенности:

- необходимость поддержания больших скоростей прокачки теплоносителя;
- образование большого количества облучённого графита;
- большое паразитное поглощение нейтронов;
- невозможность использования природного урана в качестве топлива.

Возможности включают в себя любую предпочтительную ситуацию в настоящем или будущем, возникающую в условиях окружающей среды проекта.

К возможностям AGR можно отнести:

- прогнозируемая приемлемость экономических показателей в отношении стоимости электроэнергии по сравнению с альтернативными энергоисточниками;
- предоставление дополнительных рабочих мест;
- возможность получения радиофармпрепаратов;

– возможность использования обычных паровых турбин, для получения энергии.

Угроза представляет собой любую нежелательную ситуацию, тенденцию или изменение в условиях окружающей среды объекта, что может иметь разрушительный или угрожающий характер для его конкурентоспособности в настоящем или будущем.

К угрозам по отношению к рассматриваемому реактору можно отнести:

- природные катаклизмы;
- снижение государственного финансирования развития атомной энергетики и ввода в эксплуатацию новых типов установок;
- диверсионные и террористические действия.

В таблице 3.3 представлен SWOT-анализ в виде таблицы.

Таблица 3.2 – SWOT-анализ

	<p>Сильные стороны:</p> <p>С1. Высокая эффективность производства электроэнергии.</p> <p>С2. Высокие характеристики безопасности.</p> <p>С3. Доступные и дешёвые материалы конструкции.</p> <p>С4. Снижение теплового и радиационного воздействия на окружающую среду.</p> <p>С4. Снижение теплового и радиационного воздействия на окружающую среду.</p> <p>С5. Возможность использования обычных паровых турбин, для получения энергии</p>	<p>Слабые стороны:</p> <p>Сл1. Необходимость поддержания больших скоростей прокачки теплоносителя.</p> <p>Сл2. Образование большого количества облучённого графита.</p> <p>Сл3. Большое паразитное поглощение нейтронов.</p> <p>Сл4. Невозможность использования природного урана в качестве топлива</p>
<p>Возможности:</p> <p>В1. Прогнозируемая приемлемость экономических показателей в отношении стоимости электроэнергии по сравнению с альтернативными энергоисточниками.</p>	<p>1. Высокая эффективность производства и использования топлива приведёт к низкой себестоимости энергии, что повысит конкурентоспособность ЯЭУ на рынке.</p>	<p>1. Перспективные возможности и рассматриваемой установки положительно влияют на её привлекательность и могут привлечь новых инвесторов к окончательной реализации проекта с решением многих производственных задач.</p>

Продолжение таблицы 3.2

<p>В2. Предоставление дополнительных рабочих мест. В3. Увеличение необходимости получения радиофармпрепаратов.</p>	<p>2. Возможность обеспечения полной безопасности независимо от проявлений человеческого фактора привлекательна для привлечения нового персонала. 3. Эффективность производства и грамотного использования возможностей установки ведёт к проникновению на новые рынки сбыта.</p>	
<p>Угрозы: У1. Природные катаклизмы. У2. Снижение государственного финансирования развития атомной энергетики и ввода в эксплуатацию новых типов установок. У3. Диверсионные и террористические действия.</p>	<p>1. Возможность сдерживать большое количество как внешних, так и внутренних разрушительных факторов на ЯЭУ, уменьшает риск аварии, связанной как с природными явлениями, так и с действиями террористических и диверсионных групп. 2. Использование доступных материалов позволит продолжить производство ЯЭУ при снижении государственного финансирования</p>	<p>1. При всей защищённости реактора высок риск утечки теплоносителя при техногенной или природной катастрофе. 2. Увеличивается риск разнесения ядерных отходов при содействии всевозможных недоброжелателей, в связи с их сравнительно большим накоплением.</p>

Проведённый SWOT-анализ позволяет с достаточной для данной работы точностью определять дальнейшее положение рассматриваемого объекта на соответствующем рынке. Конкретно у AGR в связи с отличными характеристиками достаточно устойчивые перспективы для использования профильными компаниями атомной отрасли. В связи с ростом тенденции получения более безопасной и экологичной энергии, рассматриваемый реактор может занять значительную нишу в атомной энергетической отрасли нашей страны. Из проведенного анализа видно, что возможность использования обычных паровых турбин в будущем обеспечит низкую стоимость эксплуатации установки и позволит удерживать высокий уровень конкурентоспособности в течении длительного времени, несмотря на тенденцию возможного снижения стоимости электроэнергии, связанную с развитием альтернативной энергетики.

Также распространению ядерного реактора на российском рынке будет способствовать дополнительная возможность проникновения на рынки радиофармпрепаратов.

3.4 Организация и планирование работ

При организации процесса реализации конкретного проекта необходимо рационально планировать занятость каждого из его участников и сроки проведения отдельных работ.

Данный пункт представляет собой полный перечень проводимых работ, где определяются их исполнители и рациональная продолжительность. Наглядным достаточно объективным результатом планирования работ является сетевой, либо линейный график реализации проекта. Так как число исполнителей не превышает двух, предпочтительным является линейный график. Для его построения хронологически упорядоченные сведения о выполнении данной работы представлены в таблице 3.3.

Таблица 3.3 – Перечень работ и продолжительность их выполнения

Этап работы	Исполнители	Загрузка исполнителей
Постановка целей и задач, получение исходных данных	НР	НР – 100%
Составление и утверждение ТЗ	НР, И	НР – 100% И – 10%
Подбор и изучение материалов по тематике	НР, И	НР – 30% И – 100%
Разработка календарного плана	НР, И	НР – 100% И – 10%
Обсуждение литературы	НР, И	НР – 20% И – 100%
Выбор исходных параметров	НР, И	НР – 100% И – 70%
Методика расчета	НР, И	НР – 100% И – 80%
Нейтронно-физический расчет ЯР	И	И – 100%
Оформление расчетно-пояснительной записки	И	И – 100%
Оформление графического материала	И	И – 100%
Подведение итогов	НР, И	НР – 60% И – 100%

Как видно из представленной выше таблицы, роль НР в ходе выполнения всех видов работ сводится к направляющей и контролирующей функциям, и является исполнительным звеном – он выполняет все поставленные задачи для достижения установленной цели.

3.4.1 Продолжительность этапов работ

Продолжительность этапов работ могут быть рассчитаны следующими двумя методами:

- технико-экономическим;
- опытно-статистическим.

Первый метод подразумевает наличие и использование соответствующей нормативной базы трудоёмкости всех применяемых в работе процессов, так как они по своей природе являются повторяющимися с достаточно высокой частотой при условии стандартной, устойчивой обстановки. В связи с тем, что подобными нормативами исполнитель не обладает в виду нестандартности и неравномерности распределения рабочих усилий применяется опытно-статистический метод, который реализуется двумя способами:

- аналоговый;
- экспертный.

Способ с применением достаточно актуальных, как с точки зрения времени, так и со стороны реальной применимости аналогов к разрабатываемой НИР имеет ряд преимуществ: он относительно прост в исполнении и не сопряжён с большим количеством затрат. Однако на практике он может быть слишком локальным и применяться только для отдельных элементов – невозможно найти абсолютно идентичных работ.

Второй способ – экспертный – применим в ситуации, когда аналоги выполняемой НИР отсутствуют. Он предполагает генерацию необходимых количественных оценок специалистами конкретной предметной области, опирающимися на их профессиональный опыт и эрудицию.

Для определения вероятных значений продолжительности работ $t_{ОЖ}$ может применяться одна из двух формул:

$$t_{ОЖ} = \frac{3t_{\min} + 2t_{\max}}{5}; \quad (3.1)$$

$$t_{ОЖ} = \frac{t_{\min} + 4t_{\text{prob}} + t_{\max}}{6}, \quad (3.2)$$

где t_{\min} – минимальная продолжительность работы, сут.;

t_{\max} – максимальная продолжительность работы, сут.;

t_{prob} – наиболее вероятная продолжительность работы, сут.

Как видно из самой конструкции формул, вторая требует большего анализа каждого из элементов работы и вероятностной оценки их продолжительности, что, очевидно, усложняет все

Для выполнения перечисленных в таблице 3.1 работ требуются специалисты:

- инженер – в его роли действует исполнитель ВКР;
- научный руководитель.

Для построения линейного графика необходимо рассчитать длительность этапов в рабочих днях, а затем перевести ее в календарные дни.

Расчёт продолжительности выполнения каждого этапа в рабочих днях производится по формуле:

$$T_{\text{рд}} = \frac{t_{ОЖ}}{K_{\text{вн}}} \cdot K_{\text{д}}, \quad (3.3)$$

где $K_{\text{вн}}$ – коэффициент выполнения работ, учитывающий влияние внешних факторов на соблюдение предварительно определенных длительностей;

$K_{\text{д}}$ – коэффициент, учитывающий дополнительное время на компенсацию непредвиденных задержек и согласование работ.

Расчёт продолжительности этапа в календарных днях ведется по формуле:

$$T_{\text{к}} = \frac{T_{\text{кал}}}{T_{\text{кал}} - T_{\text{вд}} - T_{\text{пд}}}, \quad (3.4)$$

где $T_{\text{КАЛ}}$ – календарные дни;

$T_{\text{ВД}}$ – выходные дни;

$T_{\text{ПД}}$ – праздничные дни.

При учёте, что $T_{\text{КАЛ}}= 365$, $T_{\text{ВД}}= 52$, $T_{\text{ПД}}= 10$.

В приложении Г приведено определение продолжительности этапов работ и их трудоёмкости по исполнителям, занятым на каждом этапе. В столбцах 3 – 5 реализован экспертный способ по формуле 3.1. Столбцы 6 и 7 содержат величины трудоёмкости этапа для каждого из двух участников проекта, научного руководителя и инженера, с учетом коэффициента $K_{\text{Д}} = 1,15$. Каждое из них в отдельности не может превышать соответствующее значение $t_{\text{ож}} \cdot K_{\text{Д}}$. Столбцы 8 и 9 – трудоёмкости, выраженные в календарных днях путем дополнительного умножения на $T_{\text{К}} = 1,212$. Итог по столбцу 5 даёт общую ожидаемую продолжительность работы над проектом в рабочих днях, итоги по столбцам 8 и 9 – общие трудоёмкости для каждого из участников проекта. Величины трудоёмкости этапов по исполнителям ТКД, данные столбцов 8 и 9 кроме итогов, позволяют построить диаграмму Гантта, представленную в приложении Д.

3.5 Расчёт накопления готовности проекта

Текущее состояние работы над проектом нуждается в оценке для точного понимания всех затраченных усилий. Получаемые по итогу подобной оценки величины (величины накопления готовности работы) отображают количество процентов, на которое выполнен весь объём работ по проекту в целом по окончании текущего (i -го) этапа.

Введём некоторые обозначения:

– $TR_{\text{общ}}$ – общая трудоёмкость проекта;

– TR_i (TR_k) – трудоёмкость i -го (k -го) этапа проекта, $i = \overline{1, I}$;

– TR_i^{H} – накопленная трудоёмкость i -го этапа проекта по его завершении;

– TR_{ij} (TR_{kj}) – трудоёмкость работ, выполняемых j -м участником на i -м этапе, здесь $j = \overline{1, m}$ – индекс исполнителя, в нашем случае $m = 2$.

Степень готовности определяется формулой (3.6):

$$СГ_i = \frac{ТР_i^H}{ТР_{общ}} = \frac{\sum_{k=1}^i ТР_k}{ТР_{общ}} = \frac{\sum_{k=1}^i \sum_{j=1}^m ТР_{km}}{\sum_{k=1}^I \sum_{j=1}^m ТР_{km}}. \quad (3.6)$$

Применительно к таблице, представленной в приложении Г, величины $ТР_{ij}(ТР_{kj})$ находятся в столбцах (6, $j = 1$) и (7, $j = 2$). Величина $ТР_{общ}$, равна сумме чисел из итоговых клеток этих столбцов. Пример расчета $ТР_i(\%)$ и $СГ_i(\%)$ на основе этих данных содержится в таблице 3.4.

Таблица 3.4 – Нарастание технической готовности работы и удельный вес каждого этапа

Этап	ТР _i , %	СГ _i , %
Постановка задачи	3,74	3,74
Разработка и утверждение технического задания (ТЗ)	7,05	10,79
Подбор и изучение материалов по тематике	14,57	25,36
Разработка календарного плана	4,11	29,47
Обсуждение литературы	4,48	33,94
Выбор исходных параметров	12,69	46,64
Методика расчета	20,16	66,80
Нейтронно-физический расчет	17,08	83,87
Оформление расчетно-пояснительной записки	6,40	90,28
Оформление графического материала	3,74	94,01
Подведение итогов	5,99	100,00

Очевидно, что наибольшее количество трудозатрат приложено на этапах проработки методики расчёта и при его непосредственном осуществлении (порядка половины всей работы), когда как этапы, включающие подбор и оформление различного рода документов, подготовку необходимой базы для проведения практических изысканий по отдельности потребовали меньше времени и сил.

3.6 Расчёт сметы на выполнение проекта

Смета на выполнение данного исследования содержит все расходы, необходимые для осуществления комплекса работ, необходимых для реализации

всего спектра поставленных перед проектом задач. Расчёт полной (сметной) стоимости выполнения исследования производится по следующим статьям затрат:

- материалы и покупные изделия;
- заработная плата;
- социальный налог;
- расходы на электроэнергию (без освещения);
- амортизационные отчисления;
- командировочные расходы;
- оплата услуг связи;
- арендная плата за пользование имуществом;
- прочие услуги (сторонних организаций);
- прочие (накладные расходы) расходы.

3.6.1 Расчёт затрат на материалы

К данной статье расходов относится стоимость материалов, покупных изделий, полуфабрикатов и других материальных ценностей, расходуемых непосредственно в процессе выполнения работ над объектом проектирования. Сюда же относятся специально приобретенное оборудование, инструменты и прочие объекты, относимые к основным средствам, стоимостью до 40 000 руб. включительно. Цена материальных ресурсов определяется по соответствующим ценникам или договорам поставки. Кроме того, статья включает, так называемые, транспортно-заготовительные расходы, связанные с транспортировкой от поставщика к потребителю, хранением и прочими процессами, обеспечивающими движение (доставку) материальных ресурсов от поставщиков к потребителю. Сюда же включаются расходы на совершение сделки купли-продажи (транзакции) [16]. Приблизённо они оцениваются в процентах к отпускной цене закупаемых материалов, как правило, это 5 – 20 %. Исполнитель работы самостоятельно выбирает их величину в границах, представленных в таблице 3.5.

Таблица 3.5 – Расчет затрат на материалы

Наименование материалов	Цена за ед., руб.	Кол-во	Сумма, руб.
Бумага для принтера формата А4	260	1 уп.	260
Картридж для принтера	1040	1 шт.	1040
Итого:			1300

Допустим, что ТЗР составляют 5 % от отпускной цены материалов, тогда расходы на материалы с учетом ТЗР равны:

$$C_{\text{МАТ}} = 1300 \cdot 1,05 = 1365 \text{ руб.}$$

Таким образом затраты на материалы по разработке проекта реактора составили 1365 руб.

3.6.2 Расчёт заработной платы

Данная статья расходов подразумевает суммарную заработную плату научного руководителя и инженера (исполнителя), с учётом входящих в фонд заработной платы различных премий. Основная заработная плата рассчитывается, опираясь на трудоёмкость выполнения каждого этапа и на величину месячного оклада исполнителя.

Среднедневная тарифная заработная плата ($ЗП_{\text{дн-т}}$) рассчитывается по формуле:

$$ЗП_{\text{дн-т}} = \frac{МО}{25,083} \quad (3.7)$$

где 25,083 – среднее количество рабочих дней в месяце при шестидневной рабочей неделе.

Затраты времени по каждому исполнителю в рабочих днях с округлением до целого взяты из приложения А. Учёт всевозможных премий и районной надбавки осуществляется путём использования ряда коэффициентов: $K_{\text{ГР}} = 1,3$; $K_{\text{Доп.зп}} = 1,2$; $K_{\text{Р}} = 1,3$.

Таким образом, для перехода от тарифной суммы заработка исполнителя, связанной с участием в проекте, к соответствующему полному заработку необходимо первую умножить на интегральный коэффициент:

$$K_{И} = K_{НР} \cdot K_{доп.зп} \cdot K_{Р} ; \quad (3.8)$$

Подставляя все значения получим:

$$K_{И} = 1,3 \cdot 1,2 \cdot 1,3 = 2,028 .$$

Полученный коэффициент используем для нахождения фонда заработной платы.

Расчет затрат на полную заработную плату представлен в таблице 3.6.

Таблица 3.6 – Затраты на заработную плату

Исполнитель	Оклад руб./мес.	Среднедневная ставка руб./раб.день	Затраты времени, раб.дни	$K_{И}$	Фон з/п, руб.
НР	35120	1400,15	17	2,028	48271,57
И	12130	483,59	26	2,028	25498,73
Итого:					73770,30

Как можно видеть из таблицы 3.6 значение фонда заработной платы, необходимое для осуществления работ по расчету, составило 73770,30 руб.

3.6.3 Расчёт затрат на страховые взносы

Затраты на страховые взносы, включающие в себя отчисления в пенсионный фонд, на социальное и медицинское страхование согласно ФЗ от 24.07.2009 №212-ФЗ установлен размер страховых взносов равный 30%. На основании пункта 1 ст.58 закона №212-ФЗ для учреждений, осуществляющих образовательную и научную деятельность, вводится ставка – 30,2%:

$$C_{соц} = C_{зп} \cdot 0,302 . \quad (3.9)$$

Таким образом:

$$C_{соц} = 73770,30 \cdot 0,302 = 22278,63 \text{ руб.}$$

Данные взносы идут в Фонд государственного социального страхования (ФСС), Пенсионный фонд (ПФ) и Фонд медицинского страхования (ФФОМС).

3.6.4 Расчёт затрат на электроэнергию

Данные расходы подразумевают затраты на то количество электроэнергии, которая потрачена для выполнения всего проекта, то есть на работу используемого оборудования. Они рассчитываются по формуле:

$$C_{\text{ЭЛ.ОБ}} = P_{\text{ОБ}} \cdot t_{\text{ОБ}} \cdot C_{\text{Э}}, \quad (3.10)$$

где $P_{\text{ОБ}}$ – мощность, потребляемая оборудованием, кВт;

$C_{\text{Э}}$ – тариф на 1 кВт·час;

$t_{\text{ОБ}}$ – время работы оборудования, час.

Для ТПУ $C_{\text{Э}} = 5,748$ руб./кВт·час (с НДС).

Время работы оборудования рассчитывается на основе суммарной трудоёмкости работ из приложения А для исполнителя ($T_{\text{РД}}$) при условии, что продолжительность рабочего дня равна 8 часов:

$$t_{\text{ОБ}} = T_{\text{РД}} \cdot K_t, \quad (3.11)$$

где $K_t \leq 1$ – коэффициент использования оборудования по времени, равный отношению времени его работы в процессе выполнения проекта к $T_{\text{РД}}$, определяется самостоятельно.

В ряде случаев возможно определение $t_{\text{ОБ}}$ путем прямого учета, особенно при ограниченном использовании соответствующего оборудования.

Мощность, потребляемая оборудованием, определяется по формуле:

$$P_{\text{ОБ}} = P_{\text{НОМ}} \cdot K_C, \quad (3.12)$$

где $P_{\text{НОМ}}$ – номинальная мощность оборудования, кВт;

$K_C \leq 1$ – коэффициент загрузки, зависящий от средней степени использования номинальной мощности.

Для технологического оборудования малой мощности $K_C = 1$.

Расчёт затрат на электроэнергию для технологических целей приведен в таблице 3.7.

Таблица 3.7 – Затраты на электроэнергию технологическую

Наименование оборудования	Время работы оборудования $t_{\text{ОБ}}$, час	Потребляемая мощность $P_{\text{ОБ}}$, кВт	Затраты $C_{\text{ЭЛ.ОБ}}$, руб.
Персональный компьютер	192	0,3	331,1
Струйный принтер	2	0,1	1,15
Итого:			332,25

Из таблицы 3.7 видно, что по результатам расчетов затраты на электроэнергию составили 332,25 рублей.

3.6.5 Расчёт амортизационных расходов

Данная статья подразумевает расчёт амортизации используемого оборудования за время выполнения проекта по следующей формуле:

$$C_{\text{АМ}} = \frac{H_{\text{А}} \cdot t_{\text{ОБ}} \cdot C_{\text{ОБ}} \cdot n}{F_{\text{Д}}}, \quad (3.13)$$

где $H_{\text{А}}$ – годовая норма амортизации единицы оборудования;

$C_{\text{ОБ}}$ – балансовая стоимость единицы оборудования с учетом ТЗР;

$F_{\text{Д}}$ – действительный годовой фонд времени работы соответствующего оборудования, берется из специальных справочников или фактического режима его использования в текущем календарном году;

$t_{\text{ОБ}}$ – фактическое время работы оборудования в ходе выполнения проекта, учитывается исполнителем проекта;

n – число задействованных однотипных единиц оборудования.

Например, для ПК в 2020 г., при 298 рабочих днях и 8-ми часовом рабочем дне, $F_{\text{Д}}$ равен:

$$F_{\text{Д}} = 298 \cdot 8 = 2384.$$

При использовании нескольких типов оборудования расчет по формуле делается соответствующее число раз, затем результаты суммируются.

$H_{\text{А}}$ определяется как величина обратная СА, в данном случае это:

$$H_{\text{А}} = \frac{1}{2,5} = 0,4.$$

Зная значения всех коэффициентов, можно рассчитать:

$$C_{AM} = \frac{0,4 \cdot 208 \cdot 100000 \cdot 1}{2384} = 3489,93 \text{ руб.}$$

Таким образом, сумма амортизационных расходов составила 3489,93 руб.

3.6.6 Расчёт прочих расходов

В статье «Прочие расходы» отражаются расходы на выполнение проекта, которые не могут быть учтены в предыдущих статьях или же которые не могут быть предвидены. Их следует принимать равными 10% от суммы всех предыдущих расходов:

$$C_{ПРОЧ} = (C_{МАТ} + C_{ЗП} + C_{СОЦ} + C_{ЭЛ.ОБ} + C_{АМ}) \cdot 0,1. \quad (3.14)$$

Прочие расходы в нашем случае:

$$C_{ПРОЧ} = (1365 + 73770,30 + 22278,63 + 332,25 + 3489,93) \cdot 0,1 = 10123,61$$

руб.

Таким образом, сумма прочих расходов составила 10123,61 руб.

3.6.7 Расчёт суммарной себестоимости разработки

Проведя расчет по всем статьям сметы затрат на разработку, можно определить общую себестоимость проекта «Нейтронно-физический расчет реактора типа УГР» (таблица 3.8).

Таблица 3.8 – Смета затрат на разработку проекта

Статья затрат	Условное обозначение	Сумма,	
		руб.	%
Материалы и покупные изделия	$C_{МАТ}$	1365,00	1,23
Основная заработная плата	$C_{ЗП}$	73770,3	66,25
Страховые взносы	$C_{СОЦ}$	22278,63	20,01
Расходы на электроэнергию	$C_{ЭЛ.ОБ}$	332,25	0,30
Амортизационные отчисления	$C_{АМ}$	3489,93	3,13
Прочие расходы	$C_{ПРОЧ}$	10123,61	9,09
Итого:		111359,72	100,00

Таким образом, затраты на разработку составили $C = 111359,72$ руб. Проведение анализа вклада каждой из статей в суммарные затраты на работу выявило, что основной вклад вносят отчисления на заработную плату участников проекта, когда как расходы на материалы и обеспечение электроэнергией практически не повлияли на финальную величину.

3.6.8 Расчёт прибыли

Ввиду отсутствия данных, прибыль G рассчитана как 20 % от полной себестоимости проекта:

$$G = C \cdot 0,2; \quad (3.15)$$

$$G = 111359,72 \cdot 0,2 = 22271,94 \text{ руб.}$$

Таким образом, прибыль от реализации расчета составит 22271,94 руб.

3.6.9 Расчёт НДС

НДС составляет 20% от суммы затрат на разработку и прибыли:

$$\text{НДС} = (C + G) \cdot 0,2; \quad (3.16)$$

$$\text{НДС} = (111359,72 + 22271,94) \cdot 0,2 = 26726,33 \text{ руб.}$$

В результате расчета сумма НДС составила 22612,71 руб.

3.6.10 Цена разработки проекта

Цена разработки проекта равна сумме полной себестоимости, прибыли и НДС:

$$C_{\text{НИР}} = C + G + \text{НДС}; \quad (3.17)$$

$$C_{\text{НИР}} = 111359,72 + 22271,94 + 26726,33 = 160358 \text{ руб.}$$

Таким образом, по результатам проведенных вычислений, цена разработки проекта составила 160358 руб.

3.6.11 Оценка экономической эффективности проекта

Ввиду закрытости данных по ядерному реактору AGR оценка экономической эффективности и определение срока окупаемости данного проекта невозможно.

Вывод по разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

1. Оценка конкурентоспособности исследуемого реактора и проведение SWOT-анализа показали, что совокупность преимуществ, которыми он обладает, обеспечивает высокую эффективность и безопасность установки и позволяет обеспечить хорошую проницаемость и конкурентоспособность при входе на устоявшийся рынок электроэнергетики.

2. Затраты на настоящее исследование практически не отличаются от затрат, которые осуществляются в ходе стандартной работы научного руководителя и исполнителя, не связанных с вовлечением в различные научные изыскания, за исключением расходов, связанных с проработкой проекта, а именно: часть налогов(НДС), прибыль и прочие расходы.

3. Бюджет научно-технического исследования составил 160358 руб. Бюджет НТИ состоит из материальных затрат (1365,00 руб.), амортизационных отчислений (3489,93 руб.), затрат на оплаты труда (111359,72 руб.), оплату страховых взносов (22271,94 руб.) и прочих расходов (10123,61 руб.).

4. Оценка экономической эффективности не проведена по причине закрытости данных по реактору AGR.

4 Социальная ответственность

Труд – это неотъемлемая часть жизни человека, необходимая для поддержания и улучшения материальных, финансовых, социальных и духовных благ. Очевидно, что общество стремится к максимальной эффективности труда при минимизации затрат. Однако производственные процессы, применяемые на предприятиях, могут являться источниками опасности для работников и человечества в целом. Атомная, оружейная и научная отрасли, в которых в наибольшей степени применяются ядерные реакторы, расчет, одного из которых, рассмотрен в этой работе, также имеет ряд опасных производственных факторов.

Мероприятия по снижению возникающих опасностей чаще всего снижают производительность труда. Они необходимы для общества в целом, но не несут экономической выгоды конкретному производителю. Поэтому их называют социальными.

Проведенный в данной работе нейтронно-физический расчет ядерного реактора, позволяет определить конструкционные особенности исследуемого реактора, оценить эффективность его работы, а также рассчитать необходимые меры, для обеспечения безопасной эксплуатации установки.

Также нейтронно-физический расчет позволяет оценить опасные факторы, возникающие в процессе эксплуатации ядерного реактора, конкретизировать их и привести к определенным категориям и стандартам. Такие возможности позволяют обеспечить наиболее эффективную защиту персонала от вредных факторов производства, что особенно важно, для социальной составляющей трудового процесса.

4.1 Правовые и организационные вопросы обеспечения безопасности

Эффективная и безопасная трудовая деятельность возможна только при условии соблюдения правильной организации рабочей зоны и трудового распорядка. Соблюдение этих мер контролируется и обеспечивается, в первую очередь, трудовым законодательством. Рассмотрение законодательства в области охраны труда

позволяет выявить регламентирующие нормы, характерные для рассматриваемого вида труда и обеспечить их соблюдение.

4.1.1 Специальные правовые нормы трудового законодательства

Основным законом, регламентирующим трудовые отношения работника и работодателя, а также нормы труда является Трудовой Кодекс РФ [17]. Согласно статье 5 которого регулирование трудовых отношений осуществляется: трудовым законодательством и иными нормативными правовыми актами, содержащими нормы трудового права. Согласно статье 91 ТК РФ нормальная продолжительность рабочего времени не может превышать 40 часов в неделю.

Работы по расчету нейтронно-физических характеристик ядерного реактора можно отнести к офисной работе с применением персональной электронно-вычислительной машины. Согласно статье 14 Федерального закона от 28.12.2013 N 426-ФЗ «О специальной оценке условий труда» данный вид работ можно отнести к допустимым условиям труда (класс 2), при которых на работника воздействуют вредные и опасные производственные факторы, уровни воздействия которых не превышают уровни, установленные нормативами условий труда [18].

Суммарное время регламентированных перерывов при работе с ПЭВМ определяется из СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03 и составляет 90 минут для 8-часового рабочего дня [19].

4.1.2 Организационные мероприятия при компоновке рабочей зоны

Правильная компоновка рабочей зоны позволяет повысить эффективность труда, а также снизить нагрузку на человека, выполняющего трудовые операции.

Согласно СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03 при размещении рабочих мест с ПЭВМ расстояние между рабочими столами с видеомониторами (в направлении тыла поверхности одного видеомонитора и экрана другого видеомонитора), должно быть не менее 2,0 м, а расстояние между боковыми поверхностями видеомониторов - не менее 1,2 м. Экран видеомонитора должен находиться от глаз пользователя на

расстоянии 600-700 мм, но не ближе 500 мм с учетом размеров алфавитно-цифровых знаков и символов.

Высота рабочей поверхности стола для взрослых пользователей должна регулироваться в пределах 680-800 мм; при отсутствии такой возможности высота рабочей поверхности стола должна составлять 725 мм. Рабочий стол должен иметь пространство для ног высотой не менее 600 мм, шириной - не менее 500 мм, глубиной на уровне колен - не менее 450 мм и на уровне вытянутых ног - не менее 650 мм [19].

Конструкция рабочего стула (кресла) должна обеспечивать поддержание рациональной рабочей позы при работе на ПЭВМ, позволять изменять позу с целью снижения статического напряжения мышц шейно-плечевой области и спины для предупреждения развития утомления. Тип рабочего стула (кресла) следует выбирать с учетом роста пользователя, характера и продолжительности работы с ПЭВМ [19].

Конструкция рабочего стола должна обеспечивать оптимальное размещение на рабочей поверхности используемого оборудования с учетом его количества и конструктивных особенностей, характера выполняемой работы. Согласно ГОСТ 12.2.032-78 ССБТ конструкцией рабочего места при выполнении работ сидя должно быть обеспечено выполнение трудовых операций в пределах зоны досягаемости моторного поля [20]. На рисунке 4.1 приведено расположение зон досягаемости моторного поля.

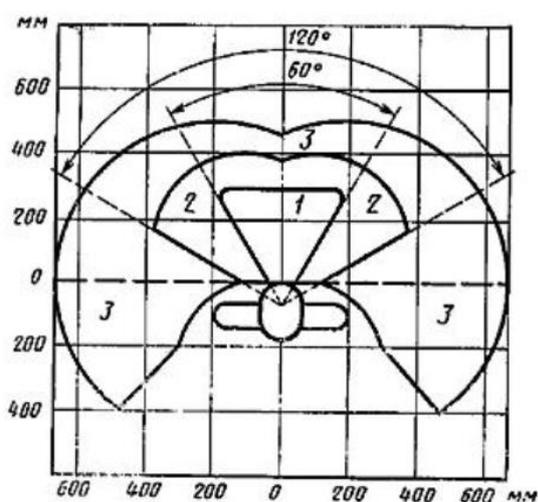


Рисунок 4.1 – Расположение зон досягаемости моторного поля:

1 – оптимальная зона; 2 – зона легкой досягаемости; 3 – зона досягаемости

Оптимальное размещение предметов труда и документации в зонах досягаемости следующее:

- дисплей размещается в зоне «3» (в центре);
- системный блок размещается в предусмотренной нише стола;
- клавиатура - в зоне «1»;
- «мышь» - в зоне «2» справа;
- МФУ находится в зоне «3» (справа);
- документация, необходимая при работе, расположена в зоне 2 (слева).

4.2 Производственная безопасность

В процессе своей трудовой деятельности человек может подвергаться воздействию опасных и вредных производственных факторов. При отсутствии мер защиты от этих факторов увеличивается риск возникновения травм или внезапного ухудшения самочувствия работников, а также риск развития хронических заболеваний. Поэтому, для обеспечения высокого уровня безопасности работников на предприятии, возникает необходимость рассмотрения факторов, характерных для конкретного производства и принятия мер по снижению их негативного воздействия.

4.2.1 Анализ вредных и опасных факторов, которые могут возникнуть при разработке ядерного реактора

Для идентификации потенциальных вредных и опасных факторов при разработке и эксплуатации рассматриваемого ядерного реактора использован ГОСТ 12.0.003-2015 «Опасные и вредные производственные факторы. Классификация» [21].

Перечень наиболее вероятных опасных и вредных факторов, характерных для рассматриваемых производственных среды и нормативные документы, устанавливающие уровень их воздействия представлены в таблице 4.1.

Таблица 4.1 – Опасные и вредные факторы

Факторы	Этапы работ		Нормативные документы
	Разработка	Эксплуатация	
Отклонение показателей микроклимата	+	+	СанПиН 2.2.4.548–96. Гигиенические требования к микроклимату производственных помещений [22].
Механические колебания твердых тел и их поверхностей	+	+	СН 2.2.4/2.1.8.566–96. Производственная вибрация, вибрация в помещениях жилых и общественных зданий [23].
Отсутствие или недостаток искусственного освещения	+	+	СП 52.13330.2016 Естественное и искусственное освещение. Актуализированная редакция СНиП 23-05-95 [24].
Повышенный уровень электромагнитного излучения	+	+	ГОСТ 12.1.006-84 ССБТ. Электромагнитные поля радиочастот. Общие требования безопасности [25].
Акустические колебания	+	+	ГОСТ 12.1.003-2014 ССБТ. Шум. Общие требования безопасности [26].
Психофизиологические нагрузки	+	+	ГОСТ Р 55241.1-2012/ISO/TR 9241-100:2010 Эргономика взаимодействия человек-система. Часть 100. Введение в стандарты, относящиеся к эргономике программных средств [27].
Электрический ток (опасный фактор)	+	+	ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Электробезопасность. Предельно допустимые уровни напряжений прикосновения и токов [28].

Наиболее значительным фактором является микроклимат, особенно температура и влажность воздуха, поскольку высокая температура и влажность оказывают значительное влияние на трудоспособность человека, снижается его восприимчивость и увеличивается число ошибок. При значительных отклонениях параметров внешней среды от нормы, у работника может наступить переохлаждение или перегрев. При переохлаждении понижается температура тела, сужаются кровеносные сосуды, нарушается работа сердечно-сосудистой системы, увеличивается вероятность простудных заболеваний. При перегреве у работника учащается пульс, дыхание, появляется слабость, головная боль, повышается температура тела. Для минимизации воздействия фактора применяется система вентилирования и кондиционирования.

Также результаты работы в значительной степени зависят от освещенности рабочего места, источником данного вредного фактора может служить недостаточная яркость источников света и их неправильное расположение. Недостаток освещения может развить у работника близорукость и астигматизм. В помещениях, где ведется работа, необходимо предусматривать систему искусственного освещения из люминесцентных ламп дневного света или ламп накаливания.

Необходимо учитывать и такие факторы как акустические и механические колебания, которые могут возникнуть в процессе работы вентиляции, системы охлаждения ЭВМ и прочего оборудования, используемого в производственном процессе. При превышении допустимого уровня вибрации часто поражается вестибулярный аппарат, что сопровождается головокружением, шаткой, неустойчивой походкой, также возникает тошнота, иногда двоится в глазах. Превышение допустимого уровня шума может также привести к хронической бессоннице, сердечным заболеваниям, нарушениям слуха, снижению иммунитета и многим другим заболеваниям.

Также необходимо отметить, что ПЭВМ, используемый при работе, является источником ЭМП. Повышенный уровень электромагнитного излучения при работе оказывает ряд негативных воздействий на организм человека в целом. В наибольшей степени пагубному воздействию ЭМП подвержены нервная и сердечно-сосудистая системы. У работников подверженных ЭМП возникают такие симптомы как головная боль, головокружение, общая слабость и нарушение сна. При довольно длительном воздействии возникают замедление сердцебиения, боли в сердце, выпадение волос и ломкость ногтевых пластин.

Нервно-психические перегрузки, возникающие в ходе проведения работы, включают в себя умственное перенапряжение, перенапряжение анализаторов и монотонность труда исследователя. Данный вредный фактор может привести к возникновению головных болей, раздражительности, усталости и болезненных ощущений в глазах.

Поскольку оператор ПЭВМ работает с электроприборами, находящимися под напряжением, такими как дисплей, системный блок, МФУ и периферийными

устройствами ввода/вывода информации, то возникает опасности поражения работника электрическим током. Вероятность поражения работника электрическим током зависит от ряда внешних факторов, не следует работать с ПЭВМ в условиях высокой влажности и высокой температуры. Возможность поражения человека электрическим током может возникнуть при непосредственном случайном прикосновении к токоведущим частям, находящимся под напряжением, во время проведения работы или ремонта ПЭВМ, при прикосновении к нетоковедущим частям (в случае нарушения изоляции токоведущих частей ПЭВМ), а также в случае короткого замыкания высоковольтного блока питания компьютера или монитора.

При поражении человека электрическим током возникают интенсивные сокращения мышечных тканей, обморок, нарушение работы сердца, кровеносной системы и органов дыхания. Последствиям поражения электрическим током являются нарушение целостности мягких и костных тканей, а также поверхностном повреждении кожного покрова.

4.2.2 Мероприятия по защите исследователя от действий опасных и вредных факторов

Оптимальными микроклиматическими нормами для работы сидя, сопровождаемой незначительными физическими усилиями для холодного период года, являются температура от 22°C до 24°C для холодного период года и от 23°C до 25°C для теплого периода, относительная влажность от 40 до 60% и скорость движения воздуха, не превышающая 0,1 м/с [29]. Достижение оптимальных параметров микроклимата на производстве достигаются такими мероприятиями, как отопление и вентилирование производственных участков, тепловая изоляция высоко нагретых поверхностей, для предотвращения выделения теплоты в помещение [30].

Освещенность на поверхности стола в зоне размещения рабочего документа должна быть 300-500 лк. Освещенность поверхности экрана не должна быть более 300 лк. Яркость светильников общего освещения в зоне углов излучения от 50° до 90° с вертикалью в продольной и поперечной плоскостях должна составлять не более 200 кд/м². Коэффициент запаса для осветительных установок общего освещения должен

приниматься равным 1,4. Коэффициент пульсации не должен превышать 5 %. Для обеспечения нормируемых значений освещенности в помещениях для использования ПЭВМ следует проводить чистку стекол оконных рам и светильников не реже двух раз в год и проводить своевременную замену перегоревших ламп.

Уровень вибрации на рабочем месте не должен превышать допустимых значений вибрации для рабочих мест (категория 3, тип "в") в соответствии с действующими санитарно-эпидемиологическими нормативами. К техническим мероприятиям по защите от вибрации относятся устранение вибрации в источниках и на пути их распространения. Устранения и уменьшения вибрации в источнике осуществляют на стадии проектирования и изготовления используемого в производстве оборудования. Для уменьшения вибраций на пути их распространения применяют вибродемпфирование, виброгашения и виброизоляцию [30].

Уровень шума при осуществлении офисных работ с использованием ПЭВМ не должен превышать 50 дБА на расстоянии 50 см от источника. К методам защиты от шума относятся снижение шума в источнике, звукоизоляция и звукопоглощение с помощью глушителей шума, звукоизолирующих перегородок, звукоизолирующих кожухов, а также применение индивидуальных средств защиты, таких как вкладыши и наушники [31].

Временные допустимые уровни ЭМП, создаваемых ПЭВМ на рабочих местах пользователей, в диапазоне частот 5 Гц – 2 кГц не должны превышать 25 В/м. При эксплуатации компьютеров ранних поколений в обязательном порядке надо применять защитный экран на мониторе. Наиболее эффективная система защиты от излучения реализуется созданием дополнительного металлического внутреннего корпуса [32].

Для снижения психофизиологических нагрузок, приводящих к понижению производительности, на производстве проводится ряд мероприятий, к которым относится грамотный подбор мебели, организация рабочего пространства и планированием рабочего процесса. Понижение стрессов, связанных с общением, пребыванием в коллективе, с ритмом и темпом работы проводятся с учётом конкретности того или иного случая. При проведении психофизиологического

обследования персонала, и отклонения от нормы показателей какого-либо из работников, предприятием обеспечивается корректировка его рабочего пространства, а также графика работы [33].

Для обеспечения защиты человека от опасного воздействия электрического тока проводится ряд мероприятий, направленных на обеспечение электробезопасности электроустановок. К этим мероприятиям относятся: обеспечение недоступности токоведущих частей, находящихся под напряжением, устранение опасности при появлении напряжения на нетокведущих частях электрооборудования, путем защитного заземления этой части, а также использование специальных электроразличительных средств [34].

4.3 Экологическая безопасность

Ядерный реактор оказывает свое влияние на окружающую его среду начиная от момента его создания и заканчивая моментом вывода его из эксплуатации. Особое внимание стоит уделить рассмотрению возможных негативных влияний эксплуатируемого ядерного реактора на окружающую его гидросферу, литосферу и атмосферу.

Применяемые на атомных станциях ядерные реакторы образуют в процессе работы газообразные и летучие элементы такие как криптон, ксенон, аргон, йод, углерод-14, цезий-137, которые могут попадать в атмосферу. Поступление радионуклидов в окружающую среду регламентируется Санитарными правилами проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03), где установлены допустимые суточные выбросы и сборы, при которых обучаемость населения не превышает выделенной на АЭС дозовой квоты 0,25 мЗв/год. На газообразные выбросы приходится 0,2 мЗв от выделенной дозовой квоты в год [35]. Для уменьшения газообразных радиоактивных выбросов применяется система вентиляционной очистки, состоящая из тканевых, волокнистых и керамических фильтров. Также перед выбросом в атмосферу воздух проходит через газовые отстойники, в которых происходит распад короткоживущих изотопов.

Также при эксплуатации ядерного реактора образуются так называемые жидкие радиоактивные отходы. Они образуются при выдержке отработанного топлива реактора в бассейне выдержки, при использовании дезактивационных растворов, растворов от регенерации ионообменных фильтров, воды спецпрачечных и воды дезактивации специального оборудования и транспорта. Выход данных отходов в гидросферу и литосферу строго регламентирован СП АС-03, согласно которому дозовая квота жидких выбросов не должна превышать 0,05 мЗв/год [36]. Концентраты отходов, ионообменные смолы и другие жидкие отходы собираются и направляются в специальные емкости-хранилища для среднеактивных отходов [37]. Для уменьшения выбросов жидких отходов в окружающую среду применяются термический, сорбционный и мембранный методы их переработки.

Существенный вред литосфере может нанести неправильное обращение с образующимися в процессе эксплуатации ядерного реактора, твердыми радиоактивными отходами. Твердыми радиоактивными отходами на АЭС являются в основном отдельные детали или узлы реакторного оборудования, предметы спецодежды и средств индивидуальной защиты персонала, ветошь и фильтры систем водоочистки. Обращение с твердыми радиоактивными отходами регламентируется федеральным законом «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» от 11.07.2011 N 190-Ф. Мероприятия по снижению воздействия на окружающую среду твердых радиоактивных отходов включает в себя хранение в металлических емкостях, цементирование, битумирование, прессование, сжигание и остекловывание.

При работе ядерного реактора также имеет место быть тепловое загрязнение. Забираемая из водоемов вода, используемая для охлаждения реактора, по истечении некоторого времени сбрасывается туда обратно, но при этом она имеет более высокую температуру, что приводит к повышению температуры водоема в целом [38]. Такое загрязнение оказывает существенное влияние на гидросферу и может быть следствием изменения видового состава обитающих в нем гидробионтов. Имеются три потенциальных способа решения этой проблемы: использование

замкнутого цикла охлаждения, освоение новых способов отведения тепла и утилизация сбросового тепла.

4.4 Безопасность в чрезвычайных ситуациях

Возникающие чрезвычайные ситуации нарушают нормальные условия работы сотрудников предприятий и оказывают серьезное влияние на функционирование организаций, попадающих под воздействие ЧС, в целом. Поэтому во многих местах, где человека может настигнуть опасность, в частности и на предприятиях, разрабатывается комплекс мероприятий, способствующих предупреждению возникновения ЧС.

4.4.1 Анализ вероятных ЧС, которые могут возникнуть при проведении нейтронно-физического расчета

При проведении нейтронно-физического расчета ядерного реактора, как и при проведении любого исследования, могут возникнуть непредвиденные чрезвычайные ситуации. По природе своего возникновения ЧС могут делиться на природные, техногенные, экологические, биологические, социальные и антропогенные. Наиболее существенное воздействие на работу исследователя могут оказать техногенные ЧС, но также свое влияние могут оказать природные, биологические и социальные ЧС.

Вероятными ЧС, которые могут возникнуть при проведении нейтронно-физического расчета, являются:

- пожары в здании;
- взрывы;
- обрушение здания;
- распространение инфекционных заболеваний;
- землетрясения;
- акт терроризма.

Пожар в здание, где проводится исследование, может возникнуть при нарушении правил эксплуатации того или иного оборудования, используемого при проведении исследования.

Взрывы могут быть инициированы неправильным использованием взрывных веществ, находящихся в здании, где проводилось исследование.

Обрушение здания может быть спровоцировано предшествующими взрывными волнами, воздействием на него природных явлений, таких как бури, ураганы и землетрясения, износом здания в процессе его эксплуатации, а также внесением изменений в опорные элементы конструкции в процессе проведения ремонтных работ.

Распространение инфекционных заболеваний, представляющих опасность для человека, может быть вызвано наличием инфицированных сотрудников, работающих в здании, где проводится исследование, а также отсутствием санитарной обработки и уборки здания.

Причиной возникновения террористического акта может стать возможность противоправного воздействия на принятия каких-либо решений органами государственной власти, местного самоуправления и международными организациями.

Из всех вышеприведенных ЧС самым вероятным при проведении нейтронно-физического расчета является пожар.

4.4.2 Комплекс мероприятий по предотвращению пожара

В зависимости от характеристик веществ и материалов, находящихся в помещении, здания подразделяются на категории А, Б, В, Г, Д. Поскольку помещение, в котором проводятся теоретические исследования по степени пожаровзрывоопасности в основном относится к категории В, необходимо предусмотреть ряд профилактических мероприятий.

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

Организационные мероприятия предусматривают правильную эксплуатацию оборудования, правильное содержание зданий и территорий, противопожарный инструктаж рабочих и служащих, обучение производственного персонала правилам

противопожарной безопасности, издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации.

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

Эксплуатационные мероприятия включают своевременные профилактические осмотры, ремонты и испытания.

К режимным мероприятиям относятся, установление правил организации работ, и соблюдение противопожарных мер.

Для предупреждения возникновения пожара в организации необходимо прежде всего реализовать первичные меры пожарной безопасности, такие как:

- очистка всей территории от горючего мусора;
- применение при строительстве негорючих материалов;
- создание огнестойких преград, при помощи металлических дверей, капитальных стен;
- оборудование щитов с противопожарным инвентарем;
- установка автоматических средств извещения и тушения пожара;
- печи, плиты, электропроводку нужно содержать в полной исправности и периодически проверять;

При возникновении аварийной ситуации необходимо:

- прекратить работу;
- сообщить руководству (дежурному);
- позвонить в аварийную службу или МЧС – тел. 112;
- принять меры по ликвидации аварии в соответствии с инструкцией.

В данном разделе рассмотрены правовые нормы и организационные мероприятия, обеспечивающие безопасную и эффективную трудовую деятельность, направленную на проведения нейтронно-физического расчета ядерной энергетической установки. Выделены опасные и вредные факторы, характерные для деятельности, связанной с расчетом и эксплуатацией исследуемого ядерного реактора

и определены меры по защите работника от воздействия этих факторов. Исследовано влияние эксплуатации рассматриваемого ядерного реактора на окружающую среду, определены нормы и мероприятия обеспечивающие снижения негативных воздействий на экологию. Также выделены наиболее вероятные чрезвычайные ситуации, возможные при проведении работ, и меры по минимизации риска их возникновения.

Заключение

В данной работе были подготовлены и проведены расчеты нейтронно-физических параметров ячейки сложной решетки ядерного реактора типа УГР, состоящей из технологического канала и окружающего его замедлителя с использованием одnogруппового расчета, а также с помощью программы WIMS-D5B.

– Коэффициент размножения в бесконечной среде и эффективный коэффициент размножения для «холодного» реактора равны 1,294 и 1,261 соответственно.

– Оптимальный диаметр технологического канала, при котором достигается максимальный коэффициент размножения в бесконечной среде 1,378, составляет 26 см.

– Коэффициент размножения в бесконечной среде и эффективный коэффициент размножения для «горячего» реактора равны 1,348 и 1,3161 соответственно.

– Потеря реактивности за счет отравления ^{135}Xe при работе реактора в стационарном состоянии составляет 0,18 а.е.р.

– Потеря реактивности за счет отравления ^{149}Sm при работе реактора в стационарном состоянии составляет 0,008 а.е.р.

– Длина топливной кампании для данного реактора составила 3800 суток.

– Коэффициент воспроизводства составил 0,3.

– Бюджет научно-технического исследования составил 160358 руб. Бюджет НТИ состоит из материальных затрат (1365,00 руб.), амортизационных отчислений (3489,93 руб.), затрат на оплаты труда (111359,72 руб.), оплату страховых взносов (22271,94 руб.) и прочих расходов (10123,61 руб.).

– В ходе выполнения ВКР, единственным источником вредных и опасных факторов в производственном процессе являлась персональная электронно-вычислительная машина.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Zohuri B. Thermodynamics in Nuclear Power Plant Systems / B. Zohuri, P. McDaniel. – New York: Springer Publishing Company, 2019. – 712 p.
2. Нейтронно-физический и теплогидравлический расчет реактора на тепловых нейтронах: Учебное пособие / Бойко В. И., Кошелев Ф. П., Шаманин И. В., Колпаков Г. Н – Томск: Томский политехнический университет, 2015. – 192 с.
3. Лебедев В.А. Ядерные энергетические установки: Учебное пособие. / В.А. Лебедев – СПб.: Издательство «Лань», 2015. –192 с.
4. Hewitt G.F. Introduction to Nuclear Power / G.F. Hewitt, J.G. Collier. –2nd ed. – New York: Taylor & Francis, 2000. – 304 p.
5. Barre, B Nuclear reactor system : A technical, history and dynamic approach / B. Barre, P. Anzieu, R. Lenain. – Les Ulis: EDP Science, 2016 – 433 p.
6. King, G.C. Physics of energy sources / G.C. King, J. Gleeson. – Hoboken: John Wiley & Sons, 2017 – 424 p.
7. Sanctis E. Energy from Nuclear Fission / E. Sanctis, S. Monti. – Berlin: Springer, 2016 – 288 p.
8. Tons C. Introduction to materials for advanced energy systems / C. Tong. – Berlin: Springer, 2019 – 930 p.
9. Norbol E. Description of the Advanced Gas Cooled Type of Reactor (AGR) / E. Norbol, // Nordic nuclear safety research. – 1996. – № 11. – 88 p.
10. Murray R.L. Nuclear Energy: An Introduction to the Concepts, Systems, and Applications of Nuclear Processes / R. L. Murray. – Amsterdam: Elsevier Inc., 2019 –624 p.
11. Абагян Л.П. Групповые константы для расчета ядерных реакторов и защиты: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1981.
12. Zohuri B. Neutronic Analysis For Nuclear Reactor Systems / B. Zohuri. – Berlin: Springer, 2018 – 672 p.
13. Варгафтик Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей / Н. Б. Варгафтик – М.: Книга по Требованию, 2012. – 721 с.
14. Marguet S. The Physics of Nuclear Reactors / S. Marguet. – Berlin: Springer, 2017 – 1462 p.

15. WIMSD-IAEA Library [Электронный ресурс] / Url: <http://nucleus.iaea.org/CIR/CIR/WIMSDLibrary.pdf> – свободный. – Загл. с экрана. – Яз рус., англ. Дата обращения: 06.05.2020 г.

16. Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение: Учебно-методическое пособие/ И.Г. Видяев, Г.Н. Серикова, Н.А. Гаврикова, Н.В. Шаповалова, Л.Р. Тухватулина, З.В. Криницына. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2014. – 36 с.

17. Российская Федерация. Законы. Трудовой кодекс Российской Федерации [текст]: [федер. закон: принят Гос. Думой 21 дек. 2001 г.: по состоянию на 2 фев. 2020 г.]. – М.: Эксмо, 2020. – 224 с.– 5000 экз.

18. О специальной оценке условий труда: Федеральный Закон от 28 декабря 2013 N 426-ФЗ // Российская газета. – 2013. – 30.12. – С. 18

19. СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03. Гигиенические требования к персональным электронно-вычислительным машинам и организации работы [Текст]. – Введ. 2003.06.30. – М.: Российская газета, 2003. – 21.06. – 19 с.

20. ГОСТ 12.2.032-78 ССБТ. Рабочее место при выполнении работ сидя. Общие эргономические требования [Текст]. – Введ. 1979-01-01. – М.: ИПК Издательство стандартов, 2001. – 9 с.

21. ГОСТ 12.0.003-2015 ССБТ. Опасные и вредные производственные факторы. Классификация [Текст]. – Введ. 2017-03-01. – М.: Стандартинформ, 2016. – 12 с.

22. СанПиН 2.2.4.548-96. Гигиенические требования к микроклимату производственных помещений [Текст]. – Введ. 1996.10.01. – М.: Российская газета, 1996. – 01.10. – 14 с.

23. СН 2.2.4/2.1.8.566-96. Производственная вибрация, вибрация в помещениях жилых и общественных зданий. Санитарные нормы [Текст]. – Введ. 1996.10.31. – М.: Информационно-издательский центр Минздрава России, 1997. – 22 с.

24. СП 52.13330.2016. Естественное и искусственное освещение. Актуализированная редакция СНиП 23-05-95 [Текст]. – Введ. 2017.05.08. – М.: Минстрой России, 2016. – 102 с.

25. ГОСТ 12.1.006-84 ССБТ. Электромагнитные поля радиочастот. Общие требования безопасности. [Текст]. – Взамен ГОСТ 12.1.006-76; введ. 1986.01.01. – М.: ИПК Издательство стандартов, 2002. – 5 с.

26. ГОСТ 12.1.003-2014 ССБТ. Шум. Общие требования безопасности [Текст]. – Взамен ГОСТ 12.1.003-83, ГОСТ 12.1.023-80; введ. 2015.11.01. – М.: Стандартиформ, 2019. – 24 с.

27. ГОСТ Р 55241.1-2012. Эргономика взаимодействия человек-система. Часть 100. Введение в стандарты, относящиеся к эргономике программных средств [Текст]. – Введ. 2013.12.01. – М.: Стандартиформ, 2018. – 23 с.

28. ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Электробезопасность. Предельно допустимые уровни напряжений прикосновения и токов [Текст]. – Введ. 1983.07.01. – М.: ИПК Издательство стандартов, 2001. – 7 с.

29. Кривошеин Д.А., Дмитренко В.П., Горькова Н.В. Безопасность жизнедеятельности: Учебное пособие. / Д.А. Кривошеин – СПб.: Издательство «Лань», 2019. – 340 с.

30. Беляков, Геннадий Иванович. Охрана труда и техника безопасности [Электронный ресурс] : учебник для прикладного бакалавриата / Г. И. Беляков. — 3-е изд., перераб. и доп. — Мультимедиа ресурсы (10 директорий; 100 файлов; 740МВ). — Москва: Юрайт, 2016. — 1 Мультимедиа CD-ROM. — Бакалавр. Прикладной курс. — Электронные учебники издательства "Юрайт". — Электронная копия печатного издания. — Системные требования: Pentium 100 MHz, 16 Mb RAM, Windows 95/98/NT/2000, CDROM, SVGA, звуковая карта, Internet Explorer 5.0 и выше. Схема доступа:<http://www.lib.tpu.ru/fulltext2/m/2015/FN/fn-89.pdf>

31. Белов, Сергей Викторович. Безопасность жизнедеятельности и защита окружающей среды (техносферная безопасность) : учебник для академического бакалавриата / С. В. Белов. - 5-е изд., перераб. и доп.. - Москва: Юрайт ИД Юрайт,

2015. - 703 с. Ссылка на электронный каталог НТБ ТПУ - <http://catalog.lib.tpu.ru/catalogue/advanced/document/RU%5CTPU%5Cbook%5C315981>

32. Занько Н.Г., Малаян К.Р., Русак О.Н. Безопасность жизнедеятельности: Учебник / Под ред. О.Н. Русака. – 17-е изд., стер. – СПб.: Издательство «Лань», 2017. – 704 с.

33. Босак, В.Н. Безопасность жизнедеятельности человека : учебник / В.Н. Босак, З.С. Ковалевич. – Минск : Высшая школа, 2016. – 335 с.

34. Мархоцкий, Я.Л. Безопасность жизнедеятельности человека : учебное пособие / Я.Л. Мархоцкий. – Минск : Высшая школа, 2018. – 416 с.

35. Перевезенцев, В.В. Газоаэрозольные выбросы атомных электростанций, миграция и накопление радионуклидов в объектах окружающей среды : учебное пособие по дисциплине «Экология ядерной энергетики» / В.В. Перевезенцев. – Москва : Издательство МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2016. – 76 с.

36. СанПин 2.6.1.24-03. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03).

37. Яцков И.Б. Экологические основы природопользования : учебное пособие / И.Б. Яцков. – Санкт-Петербург : Лань, 2020. – 224 с.

38. Керро Н.И. Экологическая безопасность в строительстве: риски и предпроектное исследование. – М.: Инфра-Инженерия, 2018. – 246 с.

Приложение А
(Обязательное)

Таблица А.1 – Макроскопические сечения и замедляющая способность материалов «холодного» ядерного реактора, при гетерогенной организации ячейки

Элемент	UO ₂	U ²³⁵	U ²³⁸	О в топливе	CO ₂	С в теплоносителе	О в теплоносителе	С (замедлитель)	Fe	Cr	Ni	Ti	Mg	Сталь Σ
Σ_f	0,31170	0,3117	0,0000	0,0000	0,00	0,00	0,0000	0,0000	0,00	0,000	0,000000	0,000000	0,00000	0,000000
Σ_a	0,40833	0,3658	0,0425	0,0000	$0,77 \cdot 10^{-7}$	$0,77 \cdot 10^{-7}$	0,0000	0,0002	0,11	0,034	0,025481	0,002856	0,01215	0,184921
Σ_c	0,13552	0,0759	0,0596	0,0000	$1,08 \cdot 10^{-7}$	$1,08 \cdot 10^{-7}$	0,0000	0,0003	0,15	0,048	0,035737	0,004005	0,01704	0,259351
Σ_{str}	0,38007	0,0113	0,1980	0,1707	$3,33 \cdot 10^{-5}$	$1,27 \cdot 10^{-5}$	0,0002	0,4010	0,69	0,065	0,132070	0,002900	0,00297	0,898933
Σ_{tr}	0,78841	0,3771	0,2406	0,1707	$3,33 \cdot 10^{-5}$	$1,27 \cdot 10^{-5}$	0,0002	0,4012	0,81	0,099	0,157551	0,005756	0,01513	1,083855
$\xi \Sigma_s$	0,02224	0,0001	0,0016	0,0204	$4,66 \cdot 10^{-5}$	$3,82 \cdot 10^{-5}$	0,0002	0,0633	0,02	0,002	0,004427	0,000119	0,00010	0,031686

Продолжение приложения А

Таблица А.2 – Макроскопические сечения и замедляющая способность материалов «холодного» ядерного реактора, при гомогенной организации ячейки

Элемент	UO ₂	U ²³⁵	U ²³⁸	О в топливе	CO ₂	С в теплоносителе	О в теплоносителе	С (замедлитель)	Fe	Cr	Ni	Ti	Mg	Сталь Σ
Σ_f	0,00942	0,00942	0,00000	0,00000	0,00	0,0	0,00	0,00000	0,0000	0,00000	0,00000	0,00	0,00	0,00000
Σ_a	0,01234	0,01106	0,00128	0,00000	7,87 ·10 ⁻⁹	7,9 ·10 ⁻⁹	0,00	0,00021	0,0009	0,00018	0,00013	1,55 ·10 ⁻⁵	6,59 ·10 ⁻⁵	0,00100
Σ_c	0,00409	0,00229	0,00180	0,00000	0,01 ·10 ⁻⁵	1,1 ·10 ⁻⁸	0,00	0,00029	0,0008	0,00026	0,00019	2,17 ·10 ⁻⁵	9,25 ·10 ⁻⁵	0,00140
Σ_{str}	0,01149	0,00034	0,00599	0,00516	3,37 ·10 ⁻⁵	1,3 ·10 ⁻⁷	2,07 ·10 ⁻⁵	0,34584	0,0037	0,00035	0,00071	1,57 ·10 ⁻⁵	1,62 ·10 ⁻⁵	0,00487
Σ_{tr}	0,02384	0,01140	0,00727	0,00516	3,37 ·10 ⁻⁵	1,3 ·10 ⁻⁵	2,07 ·10 ⁻⁵	0,34605	0,0044	0,00054	0,00085	3,12 ·10 ⁻⁵	8,21 ·10 ⁻⁵	0,00588
$\xi\Sigma_s$	0,00067	0,00003	0,00005	0,00062	4,14 ·10 ⁻⁵	3,9 ·10 ⁻⁵	0,25 ·10 ⁻⁵	0,05460	0,0001	0,00001	0,00002	6,47 ·10 ⁻⁷	5,81 ·10 ⁻⁷	0,00017

Продолжение приложения А

Таблица А.3 – Макроскопические сечения и замедляющая способность материалов «холодного» ядерного реактора для фиктивного блока

Элемент	UO ₂	U ²³⁵	U ²³⁸	О в топливе	CO ₂	С в теплоносителе	О в теплоносителе	С (замедлитель)	Fe	Cr	Ni	Ti	Mg	Сталь Σ
Σ_f	0,06849	0,06849	0,0000	0,0000	0,00	0,00	0,00000	0,0000	0,0000	0,0000	0,000	0,000000	0,000000	0,0000
Σ_a	0,08973	0,08038	0,0093	0,0000	$5,72 \cdot 10^{-8}$	$5,72 \cdot 10^{-8}$	0,00000	0,0002	0,0043	0,0013	0,0014	0,000113	0,000479	0,0072
Σ_c	0,02978	0,01667	0,0131	0,0000	$8,02 \cdot 10^{-8}$	$8,02 \cdot 10^{-8}$	0,00000	0,0003	0,0061	0,0018	0,0012	0,000158	0,000672	0,0102
Σ_{str}	0,08352	0,00247	0,0435	0,0375	$2,45 \cdot 10^{-4}$	$9,42 \cdot 10^{-5}$	0,00015	0,4010	0,0274	0,0025	0,0051	0,000114	0,000117	0,0354
Σ_{tr}	0,17325	0,08286	0,0528	0,0375	$2,45 \cdot 10^{-4}$	$9,43 \cdot 10^{-5}$	0,00015	0,4012	0,0317	0,0039	0,0067	0,000227	0,000596	0,0427
$\xi \Sigma_s$	0,00488	0,00002	0,0003	0,0045	$3,01 \cdot 10^{-4}$	$2,88 \cdot 10^{-4}$	0,00001	0,0633	0,0009	0,0001	0,0002	0,000006	0,000004	0,0012

Приложение Б
(Обязательное)

Код программы WIMS-5DS для нейтронно-физического расчета ТВС ядерного
реактора AGR в «холодном» состоянии

CELL 6

SEQUENCE 1

NGROUP 69

NMESH 101

NMATERIAL 4

NREGION 5

PREOUT

INITIATE

***** ** ***** **

ANNULUS 1 1.53 0 1

ANNULUS 2 4.68 1 30

ANNULUS 3 5.044 2 10

ANNULUS 4 9.6225 3 30

ANNULUS 5 25.835 4 30

MATERIAL 1 -1 300. 1 \$

2235 0.00075735256149477 \$

8238 0.0221927250595589 \$

6016 0.0459001552421073

MATERIAL 2 -1 300. 2 \$

2056 0.0595996004807342 \$

52 0.0151738728239493 \$

58 0.00758693641197465 \$

48 0.00067439434773108 \$

24 0.00126448940199578

Продолжение приложения Б

MATERIAL 3 -1 300. 3 \$

2012 0.000324943181818182 \$

6016 0.000649886363636364

MATERIAL 4 -1 300. 3 \$

2012 0.0852833333333333

S 32

MESH 1 30 10 30 30

BEGINC

BEGINC

Приложение В
(Обязательное)

Код программы WIMS-5DS для нейтронно-физического расчета ТВС ядерного
реактора AGR в «горячем» состоянии при выгорании топлива

CELL 6

SEQUENCE 1

NGROUP 69 2

NMESH 101

NMATERIAL 4 2

NREACTION 3

NREGION 5

PREOUT

INITIATE

***** *** ***** **** **

ANNULUS 1 1.53 0 1

ANNULUS 2 4.68 1 30

ANNULUS 3 5.044 2 10

ANNULUS 4 9.6225 3 30

ANNULUS 5 25.835 4 30

MATERIAL 1 -1 1400. 1 \$

2235 0.000765673580312781 \$

8238 0.0224365561261351 \$

6016 0.0464044594128958

MATERIAL 2 -1 700. 2 \$

2056 0.0612271578410664 \$

52 0.0155882438633549 \$

58 0.00779412193167747 \$

48 0.000692810838371331 \$

24 0.00129902032194625

Продолжение приложения В

MATERIAL 3 -1 700. 3 \$

2012 0.000324943181818182 \$

6016 0.000649886363636364

MATERIAL 4 -1 700. 3 \$

2012 0.08578

REGULAR 1 6

S 32

MESH 1 30 10 30 30

FEWGROUPS 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 \$

15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 \$

28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40 41 \$

42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 \$

56 57 58 59 60 61 62 63 64 65 66 67 68 69

POWERC 1,5.985,2.,1

BEGINC

THERMAL 24

BUCKLING 1.6972E-05 2.0112E-05

DIFFUSION 2

*** LEAKAGE 5

PARTITION 45 69

REACTION 2235 1000 8238 1000 6239 1000

BEGINC

POWERC 1,5.985,8.,1

BEGINC

BEGINC

.....

POWERC 1,5.985,200.,1

BEGINC

BEGINC

Приложение Г
(обязательное)

Таблица Г.1 – Трудозатраты на выполнение проекта

Этап	Исполнители	Продолжительность работ, дни			Трудоемкость работ по исполнителям чел.- дн.			
		t_{min}	t_{max}	$t_{ож}$	$T_{рд}$		$T_{кд}$	
					НР	И	НР	И
Постановка задачи	НР	1	2	1,40	1,61	0	1,95	0
Разработка и утверждение технического задания (ТЗ)	НР, И	2	3	2,40	2,76	0,28	3,35	0,34
Подбор и изучение материалов по тематике	НР, И	3	6	4,20	1,45	4,83	1,76	5,85
Разработка календарного плана	НР, И	1	2	1,40	1,61	0,16	1,95	0,19
Обсуждение литературы	НР, И	1	2	1,40	0,32	1,61	0,58	1,95
Выбор структурной схемы устройства	НР, И	2	4	2,80	3,22	2,25	3,90	2,73
Выбор принципиальной схемы устройства	НР, И	3	6	4,2	4,83	3,86	5,85	4,68
Расчет принципиальной схемы устройства	И	4	10	6,40	0	7,36	0	8,92
Оформление расчетно-пояснительной записки	И	2	3	2,40	0	2,76	0	3,35
Оформление графического материала	И	1	2	1,40	0	1,61	0	1,95
Подведение итогов	НР, И	1	2	1,40	0,97	1,61	1,18	1,95
Итого:				29,40	16,93	26,33	20,52	31,91

Приложение Д
(обязательное)

Таблица Д.1 – Диаграмма Гантта

Этап	НР	И	Длительность выполнения работ, дни													
			3	6	9	12	15	18	21	24	27	30	33	36	39	42
1	1,95	0	■													
2	3,35	0,34		■												
3	1,76	5,85			■	■	■									
4	1,95	0,19					■									
5	0,58	1,95						■								
6	3,90	2,73							■	■						
7	5,85	4,68								■	■					
8	0	8,92										■	■	■		
9	0	3,35													■	■
10	0	1,95														■
11	1,18	1,95														■

НР – ■; И – ■