

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

Институт Физика-технический

Направление подготовки 14.03.02 «Ядерная физика и технологии»

Кафедра Физико-энергетических установок

БАКАЛАВРСКАЯ РАБОТА

Тема работы
Нейтронно-физический расчет ядерного реактора типа УГР

УДК 621.039.577.001.24

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0А3В	Лабыкин Максим Борисович.		

Руководитель

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
доцент каф. ФЭУ ФТИ	Исаченко Д.С.	канд. ф.-м. наук		

КОНСУЛЬТАНТЫ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
доцент каф. менеджмента ИСГТ	Меньшикова Е.В.	канд. фил. наук		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
ассистент каф. ПФ ФТИ	Гоголева Т.С.	канд. ф.-м. наук		

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Зав. кафедрой	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
ФЭУ ФТИ	Долматов О.Ю.	канд. ф.-м. наук доцент		

Томск – 2017 г.

ПЛАНИРУЕМЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ОБУЧЕНИЯ ООП

Код результата	Результат обучения (выпускник должен быть готов)
Общекультурные 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.

Код результата	Результат обучения (выпускник должен быть готов)
Профессиональные компетенции	
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.

Код результата	Результат обучения (выпускник должен быть готов)
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.

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

Институт Физико-технический
 Направление подготовки 14.03.02 Ядерные физика и технологии
 Кафедра Физико-энергетические установки

УТВЕРЖДАЮ:
 Зав. кафедрой ФЭУ

 (Подпись) (Дата) Долматов О.Ю.
 (Ф.И.О.)

**ЗАДАНИЕ
 на выполнение выпускной квалификационной работы**

В форме:

Бакалаврской работы

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

Студенту:

Группа	ФИО
0А3В	Лабыкин Максим Борисович

Тема работы:

Нейтронно-физический расчет ядерного реактора типа УГР	
Утверждена приказом проректора-директора (директора) (дата, номер)	24.05.2017 № 3672/с

Срок сдачи студентом выполненной работы:	08.06.2017
--	------------

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

<p>Исходные данные к работе (наименование объекта исследования или проектирования; производительность или нагрузка; режим работы (непрерывный, периодический, циклический и т. д.); вид сырья или материал изделия; требования к продукту, изделию или процессу; особые требования к особенностям функционирования (эксплуатации) объекта или изделия в плане безопасности эксплуатации, влияния на окружающую среду, энергозатратам; экономический анализ и т. д.).</p>	<ul style="list-style-type: none"> - Тепловая мощность 4250 [МВт] - Диоксид урана с 0,5% добавлением эрбия - Обогащение урана 3% - Температура на входе 180 [°C] - Температура на выходе 260 [°C] - ТВЭЛы стержневые с наружным охлаждением - материал оболочек ТВЭЛов и кассет цирконий + 2,5% ниобия
<p>Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов (аналитический обзор по литературным источникам с целью выяснения достижений мировой науки техники в рассматриваемой области; постановка задачи исследования, проектирования, конструирования; содержание процедуры исследования, проектирования, конструирования; обсуждение результатов выполненной работы; наименование дополнительных разделов, подлежащих разработке; заключение по работе).</p>	<ul style="list-style-type: none"> - особенности конструкций различных типов реакторов и выбор основных элементов активной зоны; - ядерно-физические характеристики «холодного» реактора; - ядерно-физические характеристики «горячего» реактора; - многогрупповой расчет и определение длительности кампании - оценка отравления реактора ксеноном и самарием
<p>Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей)</p>	<ul style="list-style-type: none"> - Презентация - Чертеж ячейки

Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы	
Раздел	Консультант
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Меньшикова Е.В.
Социальная ответственность	Гоголева Т.С.
Названия разделов, которые должны быть написаны на иностранном языке:	
нет	

Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику	08.05.2017
---	------------

Задание выдал руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
доцент каф. ФЭУ ФТИ	Исаченко Д.С.	канд. ф.-м. наук		08.05.2017

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АЗВ	Лабькин М.Б.		08.05.2017

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

Студенту:

Группа	ФИО
0А3В	Лабыкину Максиму Борисовичу

Институт	ФТ	Кафедра	ФЭУ
Уровень образования	Бакалавр	Направление/специальность	14.03.02 Ядерные физика и технологии/ Ядерные реакторы и энергетические установки

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

1. Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих	- Стоимость расходных материалов; - Норматив заработной платы (9893 руб. в месяц для инженера, 350 руб в час для преподавателя);
2. Нормы и нормативы расходования ресурсов	- Тариф на электроэнергию (5,8 руб. за 1 кВт·ч);
3. Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования	- Коэффициенты для расчета заработной платы (30 %); - Отчисления во внебюджетные фонды (27,1%).

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Оценка коммерческого потенциала, перспективности и альтернатив проведения НИ с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения	- Потенциальные потребители результатов исследования; - Анализ конкурентных технических решений; - SWOT-анализ.
2. Планирование и формирование бюджета научных исследований	- Структура работ в рамках научного исследования; - Разработка графика проведения научного исследования - Бюджет научно-технического исследования.
3. Определение ресурсной, финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования	Определение ресурсоэффективности проекта

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей):

1. Оценка конкурентоспособности технических решений
2. Матрица SWOT
3. Альтернативы проведения НИ
4. График проведения и бюджет НИ
5. Оценка ресурсной, финансовой и экономической эффективности НИ

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	08.05.2017
---	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент каф. МЕН ИСГТ	Меньшикова Е.В.	к.ф.н		08.05.2017

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0А3В	Лабыкин Максим Борисович		08.05.2017

**ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА
«СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»**

Студенту:

Группа	ФИО
0А3В	Лабькину Максиму Борисовичу

Институт	ФТ	Кафедра	ФЭУ
Уровень образования	Бакалавр	Направление/специальность	14.03.02 Ядерные физика и технологии/ Ядерные реакторы и энергетические установки

Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:

1. <i>Описание рабочего места (рабочей зоны, технологического процесса, механического оборудования) на предмет возникновения:</i>	- вредных факторов производственной среды: повышенный уровень электромагнитных полей, отклонение показателей микроклимата от оптимальных, шум, ионизирующее излучение от ПЭВМ; - опасных факторов производственной среды: вероятность возникновения пожара, вероятность поражения электрическим током.
2. <i>Знакомство и отбор законодательных и нормативных документов по теме</i>	- электробезопасность; - пожарная безопасность; - требование охраны труда при работе с ПЭВМ

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. <i>Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:</i>	- действие фактора на организм человека; - приведение допустимых норм с необходимой размерностью; - предлагаемые средства защиты.
2. <i>Анализ выявленных опасных факторов проектируемой произведённой среды в следующей последовательности</i>	- электробезопасность (в т.ч. статическое электричество, средства защиты); - пожаровзрывобезопасность (причины, профилактические мероприятия, первичные средства пожаротушения).

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	08.05.2017
---	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент каф. ПФ ФТИ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н.		08.05.2017

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0А3В	Лабькин Максим Борисович		08.05.2017

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

Институт Физико-технический
 Направление подготовки (специальность) 14.03.02 Ядерные физика и технологии
 Уровень образования высшее
 Кафедра Физико-энергетические установки
 Период выполнения (весенний семестр 2016/2017 учебного года)

Форма представления работы:

Бакалаврская работа

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

Срок сдачи студентом выполненной работы:	08.06.2017
--	------------

Дата контроля	Название раздела (модуля) вид работы (исследования)	Максимальный балл раздела (модуля)
08.05.2017	<i>Выдача задания.</i>	
11.05.2017	<i>Выбор конструктивной схемы.</i>	
15.05.2017	<i>Расчет критических параметров проектируемого реактора.</i>	
22.05.2017	<i>Расчет характеристик «горячего реактора», многогрупповой нейтронно-физический расчет.</i>	
29.05.2017	<i>Расчет эффектов реактивности.</i>	
08.06.2017	<i>Сдача работы.</i>	

Составил преподаватель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
доцент каф. ФЭУ ФТИ	Исаченко Д.С.	канд. ф.-м. наук		08.05.2017

СОГЛАСОВАНО:

Зав. кафедрой	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
ФЭУ	Долматов О.Ю.	к.ф.-м.н., доцент		08.05.2017

РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа 111 страниц, 22 таблицы, 16 источников.

Объект исследования: УГР, тепловой мощностью 4250 МВт с водяным теплоносителем, работающим на топливе UO_2 с обогащением 3%, с материалом оболочек ТВЭЛ – цирконий с добавлением ниобия.

Цель работы: выполнить оценочный нейтронно-физический расчет реактора типа УГР с водяным теплоносителем, состоящий в физическом обосновании конструкции и определении совокупности физических параметров, удовлетворяющего поставленным требованиям.

Полученный результат и новизна: реактор РБМК-1000, повышенной мощности.

Основные конструктивные, технологические и технико-эксплуатационные характеристики: УГР, тепловой мощностью 4250 МВт с водяным теплоносителем, работающим на топливе UO_2 с обогащением 3%, с материалом оболочек ТВЭЛ – цирконий с добавлением ниобия.

Степень внедрения: нет.

Область применения: учебный процесс.

Экономическая эффективность и значимость работы: в сравнении с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000 данный реактор имеет несколько недостатков по таким параметрам, как конкурентоспособность и уровень проникновения на рынок, но, в целом,

Перечень определений

ядерный реактор: Устройство, предназначенное для организации, управляемой самоподдерживающейся цепной реакции деления, сопровождаемой выделением энергии.

кампания ядерного реактора: Время работы реактора с одной и той же загрузкой ядерного топлива.

кампания ядерного топлива: Время работы топлива в пересчете на полную мощность реактора; время, в течение которого топливо находится в реакторе.

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

отравление ядерного реактора: Процесс накопления в реакторе короткоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном захвате нейтронов и тем самым снижающих запас реактивности реактора при их образовании.

Обозначения и сокращения

БН – быстрые нейтроны;

ВВЭР – водо–водяной энергетический реактор;

МэВ – мегаэлектронВольт;

РБМК – реактор большой мощности канальный;

ТКР – температурный коэффициент реактивности;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент;

УГР– уран–графитовый реактор.

Содержание

Введение.....	15
1 Обзор литературы	16
1.1 Уран-графитовые каналные реакторы	16
1.2 Уран-графитовые реакторы с кипящей водой в качестве теплоносителя.....	17
1.3 Тепловыделяющие элементы реакторов.....	17
1.3.1 Диоксид урана	18
1.3.2 Использование уран-эрбиевого топлива.....	19
1.3.3 Циркониевый сплав	21
2 Нейтронно-физический расчёт	23
2.1 Предварительный расчёт.....	23
2.2 Расчет концентраций	27
2.2.1 Расчет концентрации топлива.....	27
2.2.2 Расчет концентрации теплоносителя	28
2.2.3 Расчет концентрации замедлителя	28
2.2.4 Расчет концентрации оболочки	28
2.3 Доли материалов в ячейке.....	29
2.4 Расчет микро- и макросечений для «холодного» реактора	30
2.4.1 Микро- и макросечения для U^{235}	31
2.4.2 Микро- и макросечения для U^{238}	32
2.4.3 Микро- и макросечения для кислорода, эрбия, графита, циркония и ниобия.....	32
2.4.4 Макросечения для уран-эрбиевого топлива.....	33
2.4.5 Макросечения для воды	33
2.5 Расчет коэффициента размножения «холодного» реактора.....	34
2.5.1 Расчет коэффициента размножения для бесконечной среды.....	34
2.5.2 Расчет эффективного коэффициента размножения	39
2.5.3 Оптимизация параметров ячейки	41
2.6 Расчёт «горячего» реактора	43
2.7 Многогрупповой расчёт	48

2.7.1	Методика многогруппового расчёта	48
2.7.2	Определение сходимости итерационного процесса для ядерного реактора.....	50
2.7.3	Методика нормирования плотности потока нейтронов и определения коэффициента размножения в конечной среде	53
2.7.4	Сравнение спектра плотностей потоков нейтронов и коэффициента размножения для горячего реактора	54
2.7.5	Компенсация запаса реактивности.....	55
2.7.6	Определение нуклидного состава и длительности кампании ЯТ	56
2.8	Расчёт коэффициента размножения и длительности кампании программным методом	60
2.9	Отравление реактора ксеноном и самарием.....	64
2.9.1	Определение равновесной концентрации Xe	64
2.9.2	Динамика изменения концентраций Xe и I	64
2.9.3	Потери реактивности при отравлении ксеноном.....	66
2.9.4	«Йодная яма»	66
2.9.5	Определение равновесной концентрации Sm	68
2.9.6	Динамика изменения концентраций Pm и Sm	68
2.9.7	Потери реактивности при отравлении самарием.....	69
2.9.8	«Прометьевый провал».....	70
3	Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	72
3.1	Оценка коммерческого потенциала и перспективности проведения научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения.....	72
3.1.1	Потенциальные потребители результатов исследования	72
3.1.2	Анализ конкурентных технических решений	73
3.1.3	SWOT-анализ.....	74
3.2	Планирование научно-исследовательских работ	77
3.2.1	Структура работ в рамках научного исследования	77
3.2.2	Определение трудоемкости выполнения работ	78
3.2.3	Разработка графика проведения научного исследования	79

3.3 Бюджет научно-технического исследования (НТИ)	82
3.3.1 Расчет материальных затрат НТИ	82
3.3.2 Основная заработная плата исполнителей темы	83
3.3.3 Отчисления во внебюджетные фонды	85
3.3.4 Накладные расходы	86
3.3.5 Формирование бюджета затрат научно-исследовательского проекта	86
3.4 Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования	87
4 Социальная ответственность	90
4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов	90
4.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работе на ПЭВМ	92
4.2.1 Организационные мероприятия	92
4.2.2 Технические мероприятия	92
4.3 Условия безопасной работы	95
4.4 Электробезопасность	97
4.5 Пожарная и взрывная безопасность	98
Заключение	90
Список публикаций	91
Список использованных источников	92
Приложение А	94
Приложение Б	96
Приложение В	97
Приложение Г	99

Введение

АЭС с канальными уран-графитовыми реакторами (РБМК) являются одной из особенностей развития отечественной энергетики. Концепция развития канальных уран-графитовых реакторов, охлаждаемых кипящей водой, основывалась на конструкторских решениях, проверенных практикой эксплуатации промышленных реакторов, и предполагала реализацию особенностей физики РБМК, которые в совокупности должны были обеспечить создание безопасных энергоблоков большой единичной мощности с высоким коэффициентом использования установленной мощности и экономичным топливным циклом. Также следует отметить, что реакторы типа РБМК обладают рядом достоинств, таких как:

- Возможность замены топлива без остановки реактора;
- Отсутствие корпуса, и, как следствие отсутствие ограничения размеров и мощности активной зоны реактора;

- Отсутствие дорогостоящих парогенераторов;
- Малое паразитное поглощение нейтронов в активной зоне;

Целью работы является: оценочный нейтронно-физический расчет реактора, состоящий в физическом обосновании конструкции и определении совокупности физических параметров ядерного реактора.

Для достижения поставленной цели, необходимо решить следующие задачи:

- Выбор конструктивной схемы реактора и выполнение оценочного теплового расчета;
- Расчет критических параметров проектируемого реактора;
- Оптимизация параметров ячейки;
- Расчет характеристик «горячего» реактора;
- Расчёт длительности кампании реактора и изменение нуклидного состава топлива многогрупповым и программным методом.

1 Обзор литературы

1.1 Уран-графитовые каналные реакторы

Графит имеет очень низкое сечение поглощения нейтронов, химически довольно инертен, термостоек, обладает высокой теплопроводностью, то при проектировании и эксплуатации реакторов с графитовым замедлителем возникает ряд следующих особенностей:

- возможность использования в сочетании с графитом различных теплоносителей, в том числе высокотемпературных;
- более высокие коэффициенты воспроизводства, чем в ВВЭР;
- функционирование системы с перегрузкой работающего реактора;
- использование природного урана в сочетании с газовым теплоносителем сводит к минимуму количество конструкционных материалов в активной зоне.
- уменьшение скорости роста температуры при авариях с обезвоживанием, за счет аккумуляции тепла в графитовой кладке.

С другой стороны, реакторы с графитовым замедлителем обладают определенными недостатками:

- относительно малая замедляющая способность и большая длина замедления приводит к большим размерам и соответственно низкой плотности теплосъема активной зоны;
- длительные радиационные воздействия приводят не только к изменению физико-механических свойств и размеров графита, но и сопровождаются значительным накоплением внутренней энергии;
- пористость графита приводит к тому, что теплоноситель проникает в него, что вызывает изменение реактивности;
- образование дополнительных отходов при снятии реактора с эксплуатации.

1.2 Уран-графитовые реакторы с кипящей водой в качестве теплоносителя

В уран-графитовых реакторах [1] осуществляется подвод недогретой до кипения воды к каждому каналу по трубопроводу индивидуальной водяной коммуникации. Вода, охлаждая твэлы в активной зоне, нагревается до кипения и частично превращается в пар (~14,5 мас.%). Пароводяная смесь из верхней части каналов по индивидуальным трубопроводам пароводяных коммуникаций отводится в сепараторы.

Вода в первом контуре является радиоактивной. Основным источником радиоактивности воды – это примеси, появление которых в воде связано с коррозией узлов первого контура и технологическими загрязнениями, содержащимися в веществе внешней поверхности твэлов. Концентрацию радиоактивных примесей в воде снижают фильтрованием.

Недостатками воды как теплоносителя являются низкая температура кипения (100 °С при давлении 1 атм) и поглощение тепловых нейтронов.

1.3 Тепловыделяющие элементы реакторов

Твэл состоит из топливного сердечника, оболочки, отделяющей сердечник от теплоносителя и замедлителя, и концевых деталей, герметизирующих полость сердечника. Внутри оболочки предусматривают свободные объемы для компенсации разности термических расширений сердечника и оболочки и для сбора газообразных продуктов деления. Для металлического урана этот зазор необходим еще для компенсации увеличения объема при работе. Обычно зазор не превышает 0,05 + 0,20 мм. Для улучшения теплопередачи зазор заполняют газами или жидкими металлами.

1.3.1 Диоксид урана

В начальный период развития ядерной энергетики в реакторах на тепловых нейтронах широко использовалось металлическое урановое топливо. Ныне на всех строящихся и эксплуатируемых АЭС с легководными и тяжеловодными реакторами применяется преимущественно керамическое (оксидное) топливо. Причины этого перехода – несовместимость металлического урана с водой, что будет иметь место в случае разгерметизации ТВЭЛов и нестабильность размеров уранового топлива при облучении, особенно в условиях большой глубины выгорания топлива, высоких флюенсов нейтронов и температур.

Основные качества диоксида урана [2], обеспечившие его широкое применение в ядерной энергетике:

- высокая температура плавления (близкая к 2800 °С);
- химическая устойчивость в широком диапазоне температур по отношению ко многим теплоносителям и замедлителям;
- удовлетворительная совместимость в рабочем диапазоне температур с различными материалами оболочек (нержавеющая сталь, циркониевые сплавы, графит, алюминий, никель, ниобий, молибден и др.);
- возможность получения высокой плотности таблеток (выше 95 % теоретического значения), что позволяет обеспечить хорошее удержание продуктов деления;
- приемлемая радиационная стойкость при больших плотностях потоков при температурах близких к точке плавления диоксида, что является следствием изотропности структуры. Изотропность UO_2 позволяет также эффективно осуществлять процесс высокотемпературного спекания.

Наряду с этими достоинствами диоксид урана обладает серьезным недостатком – малой теплопроводностью, резко снижающейся с увеличением

температуры. Малая теплопроводность вызывает появление в твэле резких перепадов температуры от центра сердечника к оболочке.

1.3.2 Использование уран-эрбиевого топлива

Редкоземельный элемент эрбий является выгорающим поглотителем с нейтронно-физическими свойствами, уникально проявляющимися в условиях реактора РБМК [3]. Природный эрбий содержит 6 изотопов, причем более 98 % массы приходится на 4 изотопа Er^{166} , Er^{167} , Er^{168} , Er^{170} . Процентное содержание изотопов эрбия приведено в таблице 1.

Таблица 1 – Содержание изотопов в природном эрбии

Изотоп эрбия, атомный вес	162	164	166	167	168	170
Содержание, %	0,14	1,56	33,40	22,90	27,10	14,90

Изотопы Er^{162} и Er^{164} имеют незначительную концентрацию и небольшое сечение поглощения и могут не учитываться в нейтронно-физических расчетах. Концентрация Er^{168} в природном эрбии составляет около 27 %, однако его сечение поглощения (~2 барн в тепловой области) на два порядка меньше сечения, усредненного по всем изотопам эрбия. Поэтому наличием Er^{168} также можно пренебречь в расчетах. Основную роль в поглощении нейтронов играют изотопы Er^{166} и Er^{167} , причем сечение поглощения Er^{167} на порядок больше, чем Er^{166} . На рисунке 1 в логарифмических координатах приводятся зависимости сечений поглощения изотопов Er^{166} и Er^{167} от энергии нейтронов.

Наиболее важный изотоп Er^{167} , присутствие которого является основной причиной уменьшения парового коэффициента реактивности, имеет сильный резонанс при энергии 0,47 эВ.

Механизм воздействия Er^{167} на паровой коэффициент заключается в следующем. При обезвоживании каналов спектр нейтронов сдвигается в сторону более высоких энергий. Это вызвано тем, что снижается скорость замедления нейтронов, так как замедления на воде не происходит, и повышается роль графита, имеющего температуру на 200-250 градусов выше, чем вода, в

формировании спектра. Хотя резонанс Er^{167} находится на хвосте спектра Максвелла, поток нейтронов, приходящихся на область резонанса, при обезвоживании заметно увеличивается (приблизительно в 1,5 раза). Таким образом, сдвиг спектра в область более высоких энергий приводит к повышению поглощения в Er^{167} . Расчетные исследования показали, что величина и положение резонанса Er^{167} на энергетической оси являются оптимальными для использования этого топлива в урановом топливе РБМК. Наиболее близкие по свойствам резонансные поглотители (лютеций, европий гафний) не позволяют добиться такого воздействия на α_φ .

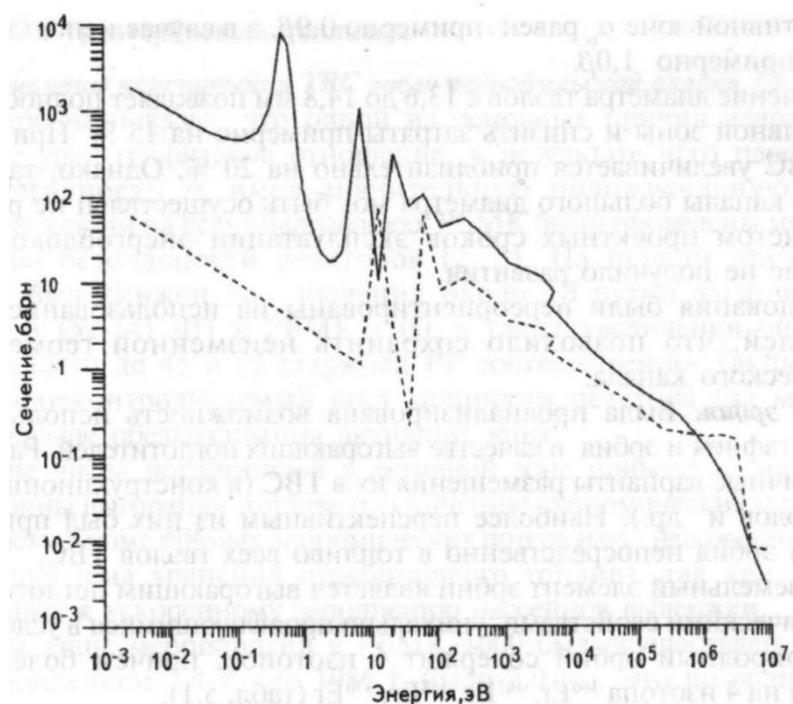


Рисунок 1 – Зависимость микросечений поглощения Er^{166} (пунктирная линия) и Er^{167} (сплошная линия) от энергии нейтронов

Увеличение обогащения топлива в тепловыделяющих сборках с добавлением выгорающего поглотителя в виде оксида эрбия позволяет повысить безопасность реактора за счет снижения парового коэффициента реактивности до значений меньше 1β ; уменьшения максимальной мощности ЭТВС и, следовательно, возможных последствий аварийных ситуаций; уменьшения

неравномерности полей энерговыделения; исключения из активной зоны дополнительных поглотителей. При это существенно повышается глубина выгорания выгружаемого топлива; снижается расход тепловыделяющих сборок и уменьшаются затраты на хранение и транспортировку отработавшего топлива.

1.3.3 Циркониевый сплав

Циркониевые сплавы – основной материал оболочек твэлов уран-графитовых кипящих энергетических реакторов. Использование циркония для этой цели прежде всего обусловлено основной физической характеристикой этого конструкционного материала – малым коэффициентом захвата нейтронов.

Оболочки твэлов работают в трудных условиях при одновременном длительном воздействии высоких температур и полей облучения, тепловых потоков, давления, коррозионного действия теплоносителя, топлива и продуктов деления, в связи с этим к ним предъявляют жесткие требования:

- малое сечение поглощения нейтронов;
- механическая прочность и неизменность формы под действием температурного и радиационного воздействия;
- высокая теплопроводность;
- коррозионная и эрозионная стойкость в теплоносителе и совместимость с ядерным топливом.

Нелегированный цирконий, как показали многочисленные исследования, непригоден для использования в качестве оболочки из-за недостаточности коррозионной стойкости в высокотемпературной воде и прочностных характеристик. Для этого потребовалась разработка принципа легирования циркония с созданием сплава, пригодного для оболочек твэлов.

Важнейшие требования к легированию циркония таковы: легирующие элементы должны иметь небольшое сечение захвата тепловых нейтронов, чтобы не ухудшить, одно из важных свойств циркония – малое сечение захвата

нейтронов; обеспечить коррозионную стойкость твэльных оболочек на весь срок эксплуатации; обеспечить заданные механические свойства оболочек, чтобы гарантировать надежность работы твэлов при всех возможных режимах эксплуатации реактора, включая скачки мощности и аварийные ситуации.

В России в уран-графитовых реакторах в качестве материала оболочки твэла используется циркониевый сплав $Zr-2,5\% Nb$. Этот выбор в значительной степени определен тем, что в качестве основы был использован высокочистый иодидный цирконий, примесный состав которого не нуждается в нейтрализации вредного действия, с точки зрения коррозии, отдельных примесей. Кроме того, ниобий обладает небольшим сечением захвата нейтронов, эффективно снижает поглощение водорода цирконием, образует с цирконием только твердые растворы, что обеспечивает сплавам высокую пластичность.

Благодаря указанным свойствам сплава, возможно также его применение как материала для топливных каналов. Требования к циркониевому сплаву как конструкционному материалу канальной трубы вытекают из функционального назначения топливных каналов (3-й барьер безопасности для выхода радионуклидов в окружающую среду) и условий их работы. Циркониевая часть канала, труба наружным диаметром 88 мм и толщиной стенки 4 мм работает под действием теплоносителя (воды и пароводяной смеси) давлением до 8,4 МПа при температурах до 290 °С в условиях облучения потоком нейтронов до $2,6 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. При указанных условиях для обеспечения работоспособности топливного канала в течение всего срока службы циркониевый сплав должен иметь высокое сопротивление ползучести, сопротивление хрупкому разрушению, коррозионную стойкость и низкую склонность к гидрированию.

2 Нейтронно-физический расчёт

2.1 Предварительный расчёт

Схема расчета реактора на тепловых нейтронах начинается с предварительной оценки размеров активной зоны, которые обеспечили бы нужный теплосъем при заданной мощности аппарата.

В гетерогенных реакторах максимально допустимая тепловая нагрузка на поверхности тепловыделяющих элементов является важным параметром, который определяет размеры активной зоны при заданном шаге решетки.

Исходя из требуемой мощности реактора, размеры активной зоны можно оценить следующим образом [4]:

$$V_{a.z.} = \frac{N}{N_0} \cdot \eta, \text{ см}^3; \quad (2.1)$$

$$D_{a.z.} = \sqrt[3]{\frac{4 \cdot V_{a.z.}}{\pi \cdot m}}, \text{ см}; \quad (2.2)$$

$$H_{a.z.} = m \cdot D_{a.z.}, \text{ см}, \quad (2.3)$$

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

m – отношение высоты к диаметру;

N – заданная мощность реактора;

η – коэффициент, учитывающий увеличение объема реактора вследствие размещения регулирующих стержней.

Коэффициент отличается от единицы, если регулирующие стержни занимают отдельные ячейки реактора ($\eta = 1,1 - 1,3$).

Максимальная удельная объемная нагрузка активной зоны:

$$N_{0_{\max}} = \overline{N_0} \cdot K_V, \text{ кВт/л}, \quad (2.4)$$

где K_V – объемный коэффициент неравномерности тепловыделения.

Максимально допустимая тепловая нагрузка:

$$q_{\max} = \frac{N_{0_{\max}} \cdot S_{яч}}{0,116 \cdot \Pi_0 \cdot n}, \text{ Гкал/м}^2 \cdot \text{ч}, \quad (2.5)$$

где Π_0 – периметр тепловыделяющей поверхности одного твэлаа;
 n – число твэлов в кассете;
 $S_{яч}$ – площадь сечения ячейки.

Необходимая для отвода тепла скорость определяется в максимально напряженном тепловыделяющем элементе из уравнения баланса тепла:

$$v = \frac{q_{\max} \cdot \Pi_0 \cdot H}{3,6 \cdot K_z \cdot \rho \cdot \Delta i \cdot S_{mn1}}, \text{ м/с}, \quad (2.6)$$

где v – скорость теплоносителя на входе;
 K_z – осевой коэффициент неравномерности (1,2 – 1,5);
 S_{mn1} – площадь сечения прохода теплоносителя, приходящаяся на один элемент, см²;

ρ – плотность теплоносителя при рабочих параметрах, г/см³;

Δi – разность теплосодержания теплоносителя на выходе, ккал/кг.

Если теплоемкость C_p (ккал/кг·град) не зависит от температуры, то:

$$\Delta i = C_p (t_{\text{вых}} - t_{\text{вх}}), \text{ ккал/кг}. \quad (2.7)$$

В настоящее время для воды, органических жидкостей и легких металлов максимально допустимая скорость прокачки теплоносителя принимается равной 10 м/с.

Для проведения расчета были приняты следующие величины:

Тепловая мощность	$N = 4250$ МВт
Среднеинтегральное значение мощности	$\bar{N}_0 = 4,75 \cdot 10^{-3}$ кВт/л
Коэффициент увеличения активной зоны	$\eta = 1,2$
Отношение высоты к диаметру	$m = 0,5$
Объемный коэффициент неравномерности	$K_V = 3$
Осевой коэффициент неравномерности	$K_z = 1,4$
Размер ячейки под ключ	25 см
Внешний диаметр технологического канала	8,8 см
Внутренний диаметр технологического канала	8 см
Число твэлов	18
	24

Шаг расположения ТВЭЛОВ	1,6 см
Диаметр топливной таблетки	1,175 см
Внешний диаметр ТВЭЛА	1,363 см

Значения исходных параметров \bar{N}_0 и m были выбраны для обеспечения соответствия между рассчитываемым реактором и его реальным аналогом – реактором МКЭР-1500, линейные размеры которого равны:

Высота активной зоны	700 см
Диаметр активной зоны	1400 см

С учетом данных величин были получены следующие результаты:

Объем активной зоны:

$$V_{a.z.} = \frac{4250 \cdot 10^3}{4,75 \cdot 10^{-3}} \cdot 1,2 = 1,074 \cdot 10^9 \text{ см}^3.$$

Диаметр активной зоны:

$$D_{a.z.} = \sqrt[3]{\frac{4 \cdot 1,075 \cdot 10^9}{3,14 \cdot 0,5}} = 1398,553 \text{ см.}$$

Высота активной зоны:

$$H_{a.z.} = 0,5 \cdot 1399,553 = 699,277 \text{ см.}$$

Максимальная удельная объемная нагрузка активной зоны:

$$N_{0_{\max}} = 4,75 \cdot 10^{-3} \cdot 3 = 14,250 \cdot 10^{-3} \text{ кВт/см}^3.$$

Площадь сечения ячейки:

$$S_{яч} = a_{яч}^2 = 25^2 = 625 \text{ см}^2,$$

где $a_{яч}$ – размер ячейки «под ключ».

Периметр тепловыделяющей поверхности ТВЭЛА определяется как периметр круга с диаметром равным внешнему диаметру ТВЭЛА:

$$P_0 = \pi \cdot d = 3,14 \cdot 1,363 = 4,280 \text{ см.}$$

Максимально допустимая тепловая нагрузка:

$$q_{\max} = \frac{14,25 \cdot 10^{-3} \cdot 625}{0,116 \cdot 4,28 \cdot 18} = 0,997 \text{ Гкал/м}^2 \cdot \text{ч.}$$

Площадь сечения технологического канала определяется как площадь круга, с диаметром, соответствующим внутреннему диаметру топливного канала:

$$S_{m.к.внут.} = \pi \cdot \frac{D_{m.к.внут.}^2}{4} = 3,14 \cdot \frac{8^2}{4} = 50,240 \text{ см}^2.$$

Площадь сечения твэла:

$$S_{mвэл} = \pi \cdot \frac{D_{mвэл.внеш.}^2}{4} = 3,14 \cdot \frac{1,363^2}{4} = 1,458 \text{ см}^2.$$

Разность теплосодержания теплоносителя на выходе при $\bar{t} = 220$ °С, $\rho = 0,84$ г/см³ и $C_p = 1,102$ ккал/кг·град:

$$\Delta i = C_p \cdot (t_{вых} - t_{вх}) = 1,102 \cdot (260 - 180) = 88,160 \text{ ккал/кг}.$$

Площадь сечения прохода теплоносителя, приходящаяся на 1 элемент определяется как разность площади топливного канала и площадей занимаемых твэлами. Необходимо учесть, что в центре решетки располагается труба, являющаяся несущим звеном ТВС и обеспечивающая возможность размещения в активной зоне датчиков контроля энерговыделения. В ТВС, в которые не устанавливается датчик энерговыделения, вместо трубы используется стержень из циркониевого сплава. Диаметр стержня принимается равным внешнему диаметру твэла. Таким образом, площадь прохода теплоносителя, приходящаяся на один элемент рассчитывается как:

$$S_{mн1} = \frac{S_{m.к.внут.} - (n + 1) \cdot S_{mвэл}}{n + 1} = \frac{50,24 - 19 \cdot 1,458}{19} = 1,186 \text{ см}^2.$$

Необходимая для отвода скорость теплоносителя с плотностью $\rho = 0,84$ г/см³ в максимально напряженном тепловыделяющем элементе:

$$v = \frac{0,997 \cdot 4,28 \cdot 699,28}{3,6 \cdot 1,4 \cdot 0,84 \cdot 88,16 \cdot 1,186} = 6,739 \text{ м/с}.$$

2.2 Расчет концентраций

Поскольку ячейка реактора состоит из нескольких зон с различными ядерными свойствами, необходимо рассчитать нейтронно-физические характеристики (сечения взаимодействия, коэффициенты диффузии, замедляющие свойства) для каждой зоны (топливо – диоксид урана (3% обогащения по U^{235} +0,5% Er), оболочка – Zr + 2,5 % Nb , теплоноситель – кипящая вода H_2O , замедлитель – C). Температура всех элементов реактора принимается равной 20 °С.

Вычисление ядерных концентраций производят для каждого элемента активной зоны и отражателя. Ядерная концентрация находится по формуле:

$$N = \frac{N_a \cdot \rho}{A}, \text{ ядер/см}^3, \quad (2.8)$$

где ρ – плотность вещества, г/см³;

A – атомный вес элемента.

2.2.1 Расчет концентрации топлива

Топливом является двуокись урана (UO_2), обогащенная по U^{235} на 3 % с добавлением 0,5 % Er . Плотность уран-эрбиевого оксидного топлива равна 10,55-10,60 г/см³. Расчет концентрации отдельных элементов, входящих в состав топлива, осуществляется следующим образом:

$$\begin{aligned} N_{UO_2} &= \frac{N_a \cdot \rho_{\text{топлива}}}{A_{\text{топлива}}} \cdot (1 - C_{Er}) = \frac{6,023 \cdot 10^{23} \cdot 10,6}{269,395} \cdot (1 - 0,005) = \\ &= 2,358 \cdot 10^{22} \text{ молекул/см}^3; \end{aligned}$$

$$N_{U^{235}} = C_{U^{235}} \cdot N_{UO_2} = 0,03 \cdot 2,358 \cdot 10^{22} = 7,074 \cdot 10^{20} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{U^{238}} = (1 - C_{U^{235}}) \cdot N_{UO_2} = (1 - 0,03) \cdot 2,358 \cdot 10^{22} = 2,287 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_O = 2 \cdot N_{UO_2} = 2 \cdot 2,358 \cdot 10^{22} = 4,716 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{Er} = C_{Er} \cdot \frac{N_a \cdot \rho_{топлива}}{A_{топлива}} = 0,005 \cdot \frac{6,023 \cdot 10^{23} \cdot 10,6}{269,395} = 1,185 \cdot 10^{20} \text{ ядер/см}^3.$$

2.2.2 Расчет концентрации теплоносителя

Теплоносителем в данном ядерном реакторе служит вода.

$$N_{H_2O} = \frac{N_a \cdot \rho_{H_2O}}{A_{H_2O}} = \frac{6,023 \cdot 10^{23} \cdot 0,84}{18} = 2,811 \cdot 10^{22} \text{ молекул/см}^3;$$

$$N_O = N_{H_2O} = 2,811 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_H = 2 \cdot N_{H_2O} = 5,622 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3.$$

2.2.3 Расчет концентрации замедлителя

Замедлителем служит реакторный графит, концентрация которого определяется по формуле:

$$N_C = \frac{N_a \cdot \rho_C}{A_C} = \frac{6,023 \cdot 10^{23} \cdot 1,65}{12} = 8,282 \cdot 10^{22} \text{ ядер/см}^3.$$

2.2.4 Расчет концентрации оболочки

Оболочка твэлов и кассет – цирконий-ниобиевый сплав ($Zr + 2,5 \% Nb$).

Вычисление концентраций производится следующим образом:

$$N_{Zr} = C_{Zr} \cdot \frac{N_a \cdot \rho_{сплав}}{A_{сплав}} = 0,975 \cdot \frac{6,023 \cdot 10^{23} \cdot 6,49}{0,975 \cdot 91 + 0,025 \cdot 93} = 4,186 \cdot 10^{20} \text{ ядер/см}^3;$$

$$N_{Nb} = C_{Nb} \cdot \frac{N_a \cdot \rho_{сплав}}{A_{сплав}} = 0,025 \cdot \frac{6,023 \cdot 10^{23} \cdot 6,49}{0,975 \cdot 91 + 0,025 \cdot 93} = 1,073 \cdot 10^{21} \text{ ядер/см}^3.$$

2.3 Доли материалов в ячейке

Площадь, занимаемая топливом, определяется как произведение площади одной топливной таблетки на число ТВЭЛОВ в ячейке:

$$S_{\text{топ}} = n \cdot S_{\text{топ.таб.}} = n \cdot \pi \cdot \frac{D_{\text{серед}}^2}{4} = 18 \cdot 3,14 \cdot \frac{1,175^2}{4} = 19,508 \text{ см}^2.$$

Площадь сечения прохода теплоносителя равна произведению площади прохода теплоносителя, приходящейся на 1 элемент, на число элементов в ячейке (18 ТВЭЛОВ и центральный стержень):

$$S_{\text{тн}} = (n + 1) \cdot S_{\text{тн1}} = 19 \cdot 1,186 = 22,531 \text{ см}^2.$$

Площадь, занимаемая конструкционными материалами, складывается из площади оболочки ТВЭЛА, площади стенки топливного канала и площади центрального несущего стержня:

$$\begin{aligned} S_{\text{к.м.}} &= n \cdot \frac{\pi}{4} \cdot (D_{\text{ТВЭЛА.внеш}}^2 - D_{\text{серед}}^2) + \frac{\pi}{4} \cdot (D_{\text{т.к.внеш.}}^2 - D_{\text{т.к.внутр.}}^2) + \pi \cdot \frac{D_{\text{ТВЭЛ.внеш}}^2}{4} = \\ &= 18 \cdot \frac{3,14}{4} \cdot (1,363^2 - 1,175^2) + \frac{3,14}{4} \cdot (8,8^2 - 8^2) + 3,14 \cdot \frac{1,363^2}{4} = 18,751 \text{ см}^2. \end{aligned}$$

Площадь сечения замедлителя определяется как разность площади ячейки и площади топливного канала:

$$S_{\text{зам}} = S_{\text{яч}} - \pi \cdot \frac{D_{\text{т.к.внеш.}}^2}{4} = 625 - 3,14 \cdot \frac{8,8^2}{4} = 564,210 \text{ см}^2.$$

Доли материалов в ячейке равны отношению площади соответствующего материала к площади всей ячейки.

Доля топлива:

$$\beta_{\text{топ}} = \frac{S_{\text{топ}}}{S_{\text{яч}}} = \frac{19,508}{625} = 0,031.$$

Аналогичным образом были посчитаны доли для теплоносителя, конструкционных материалов и замедлителя:

$$\beta_{\text{тн}} = 0,036, \beta_{\text{к.м.}} = 0,030, \beta_{\text{зам}} = 0,903.$$

2.4 Расчет микро- и макросечений для «холодного» реактора

Необходимость обработки сечений связана с тем, что их значения, приведенные в справочниках, относятся к энергии нейтронов $E = 0,025$ эВ соответствующей при распределении нейтронов по спектру Максвелла наиболее вероятной скорости $v = 2200$ м/с.

В реальных средах распределение тепловых нейтронов не совпадает в точности с распределением Максвелла, поскольку имеет место поглощение тепловых нейтронов (спектр сдвинут в область больших энергий).

Для удобства расчетов в теории реакторов принято, что тепловые нейтроны распределены по спектру Максвелла, но имеют более высокую эффективную температуру (температура нейтронного газа – $T_{н.г.}$), которая превышает температуру замедлителя. Поперечные сечения поглощения и деления, отнесенные к средней скорости тепловых нейтронов, определяются по формуле:

$$\sigma_a = \sigma_{a_0} \cdot 0,884 \cdot f_a \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}}; \quad (2.9)$$

$$\sigma_f = \sigma_{f_0} \cdot 0,884 \cdot f_f \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}}, \quad (2.10)$$

где $\sigma_{a_0}, \sigma_{f_0}$ – табличные значения сечений;

f_a, f_f – поправочный коэффициент f , учитывающий отклонение сечения поглощения и деления от закона $\frac{1}{v}$.

В тепловых реакторах температура нейтронного газа превышает температуру среды на 50–100 °С. При расчете холодного реактора можно принимать $T_{н.г.} = 350 \div 400$ К.

Микроскопические сечения рассеяния σ_s практически не зависят от энергии тепловых нейтронов, поэтому непосредственно можно воспользоваться для них табличными данными.

2.4.1 Микро- и макросечения для U^{235}

Расчет сечений был произведен для температуры нейтронного газа равной 400 К.

$$f_a = 0,96 \text{ – поправочный коэффициент для } U^{235};$$

$$f_f = 0,96 \text{ – поправочный коэффициент для } U^{235};$$

$$\sigma_{a_0} = 683 \text{ барн – табличное значение сечения поглощения } U^{235};$$

$$\sigma_{f_0} = 582 \text{ барн – табличное значение сечения деления } U^{235}.$$

Тогда, с учетом поправок, сечения для U^{235} пересчитываются по формулам (9) и (10):

$$\sigma_a^{U^{235}} = 683 \cdot 0,884 \cdot 0,96 \cdot \sqrt{\frac{293}{400}} = 496,076 \text{ барн};$$

$$\sigma_f^{U^{235}} = 582 \cdot 0,884 \cdot 0,96 \cdot \sqrt{\frac{293}{400}} = 422,718 \text{ барн};$$

$$\sigma_s^{U^{235}} = 15 \text{ барн};$$

$$\mu_s^{U^{235}} = 0; \sigma_{tr}^{U^{235}} = 496,076 + 15 \cdot (1 - 0) = 511,076 \text{ барн};$$

$$\Sigma_a^{U^{235}} = 496,076 \cdot 10^{-24} \cdot 7,074 \cdot 10^{20} = 0,351 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_f^{U^{235}} = 422,718 \cdot 10^{-24} \cdot 7,074 \cdot 10^{20} = 0,299 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_s^{U^{235}} = 15 \cdot 10^{-24} \cdot 7,074 \cdot 10^{20} = 0,011 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr}^{U^{235}} = 511,076 \cdot 10^{-24} \cdot 7,074 \cdot 10^{20} = 0,362 \text{ см}^{-1};$$

$$\xi^{U^{235}} = \frac{2}{235 + \frac{2}{3}} = 0,849 \cdot 10^{-2};$$

$$\xi \Sigma_s^{U^{235}} = 0,849 \cdot 10^{-2} \cdot 0,011 = 9,339 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-1}.$$

2.4.2 Микро- и макросечения для U^{238}

$f_a = 1$ – поправочный коэффициент для U^{238} .

$\sigma_{a_0} = 2,71$ барн – табличное значение сечения поглощения U^{238} .

Сечения для U^{238} с учетом формул (9) и (10):

$$\sigma_a^{U^{238}} = 2,71 \cdot 0,884 \cdot 1 \cdot \sqrt{\frac{293}{400}} = 2,05 \text{ барн};$$

$$\sigma_f^{U^{238}} = 0 \text{ барн};$$

$$\sigma_s^{U^{238}} = 9 \text{ барн};$$

$$\mu_s^{U^{238}} = 0; \sigma_{tr}^{U^{238}} = 2,05 + 9 \cdot (1 - 0) = 11,05 \text{ барн};$$

$$\Sigma_a^{U^{238}} = 2,05 \cdot 10^{-24} \cdot 2,287 \cdot 10^{22} = 0,047 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_f^{U^{238}} = 0 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_s^{U^{238}} = 9 \cdot 10^{-24} \cdot 2,287 \cdot 10^{22} = 0,206 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr}^{U^{238}} = 11,05 \cdot 10^{-24} \cdot 2,287 \cdot 10^{22} = 0,253 \text{ см}^{-1};$$

$$\xi^{U^{238}} = \frac{2}{238 + \frac{2}{3}} = 0,84 \cdot 10^{-2};$$

$$\xi \Sigma_s^{U^{238}} = 0,84 \cdot 10^{-2} \cdot 0,206 = 1,73 \cdot 10^{-3} \text{ см}^{-1}.$$

2.4.3 Микро- и макросечения для кислорода, эрбия, графита, циркония и ниобия

Расчёт микро- и макросечений для кислорода, эрбия, графита, циркония и ниобия производится методом, использовавшимся в пункте 4.2. Все полученные значения занесены в таблицу А.1 (Приложение А).

2.4.4 Макросечения для уран-эрбиевого топлива

$$\Sigma_a^{\text{топлива}} = \Sigma_a^{U^{235}} + \Sigma_a^{U^{238}} + \Sigma_a^{O^{16}} + \Sigma_a^{Er^{167}};$$

$$\Sigma_a^{\text{топлива}} = 0,351 + 0,047 + 0,058 = 0,456;$$

$$\Sigma_a^{\text{топлива}} = \Sigma_f^{U^{235}} + \Sigma_f^{U^{238}} + \Sigma_f^{O^{16}} + \Sigma_f^{Er^{167}};$$

$$\Sigma_a^{\text{топлива}} = 0,299 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_s^{\text{топлива}} = \Sigma_s^{U^{235}} + \Sigma_s^{U^{238}} + \Sigma_s^{O^{16}} + \Sigma_s^{Er^{167}};$$

$$\Sigma_s^{\text{топлива}} = 0,011 + 0,206 + 0,177 + 2 \cdot 10^{-4} = 0,393 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr}^{\text{топлива}} = \Sigma_{tr}^{U^{235}} + \Sigma_{tr}^{U^{238}} + \Sigma_{tr}^{O^{16}} + \Sigma_{tr}^{Er^{167}};$$

$$\Sigma_{tr}^{\text{топлива}} = 0,362 + 0,253 + 0,170 + 0,058 = 0,842 \text{ см}^{-1};$$

$$\xi \Sigma_s^{\text{топлива}} = \xi \Sigma_s^{U^{235}} + \xi \Sigma_s^{U^{238}} + \xi \Sigma_s^{O^{16}} + \xi \Sigma_s^{Er^{167}};$$

$$\xi \Sigma_s^{\text{топлива}} = 9,005 \cdot 10^{-5} + 1,725 \cdot 10^{-3} + 0,021 + 6,933 \cdot 10^{-4} = 0,024 \text{ см}^{-1}.$$

2.4.5 Макросечения для воды

Ввиду сильной химической связи между атомами водорода и кислорода в молекуле воды макроскопические сечения не рассчитываются, а берутся экспериментально измерения значения:

$$\Sigma_a^{H_2O} = 0,022 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_s^{H_2O} = 2,670 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr}^{H_2O} = 2,310 \text{ см}^{-1};$$

$$\xi \Sigma_s^{H_2O} = 1,350 \text{ см}^{-1}.$$

2.5 Расчет коэффициента размножения «холодного» реактора

2.5.1 Расчет коэффициента размножения для бесконечной среды

Коэффициент размножения бесконечной среды является важной характеристикой активной зоны реактора, т. к. по его величине можно судить о целесообразности продолжения расчёта. В случаях, когда k_{∞} принимает значение меньше единицы, осуществление самоподдерживающейся цепной реакции деления в среде невозможно.

Коэффициент размножения для бесконечной среды определяется как произведение четырёх сомножителей:

$$k_{\infty} = \mu \cdot \varphi \cdot \theta \cdot \eta, \quad (2.13)$$

где μ – коэффициент размножения на быстрых нейтронах;

φ – вероятность избежать резонансного захвата;

θ – коэффициент использования тепловых нейтронов;

η – коэффициент выхода нейтронов на одно поглощение.

2.5.1.1 Расчет коэффициента выхода нейтронов на одно поглощение

Согласно определению η – коэффициент, характеризующий количество вторичных нейтронов деления, приходящихся на один поглощенный топливом первичный тепловой нейтрон. Выражение для η , когда топливо применяется в виде сплава или химического соединения, имеет вид:

$$\eta = \nu_f \cdot \frac{\sum_f^{mon}}{\sum_a^{mon}}, \quad (2.14)$$

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

$$\eta = 2,42 \cdot \frac{0,299}{0,456} = 1,588.$$

2.5.1.2 Расчет коэффициента размножения на быстрых нейтронах

Коэффициент размножения на быстрых нейтронах μ – величина, которая характеризует увеличение числа нейтронов за счет деления быстрыми нейтронами (т. е. коэффициент, учитывающий вклад нейтронов деления U^{238} в общее число нейтронов).

Для определения μ в сложных канальных решётках можно воспользоваться формулой:

$$\mu = 1 + \frac{0,092 \cdot P}{1 - 0,52 \cdot P} \cdot \varepsilon_1; \quad (2.15)$$

$$\varepsilon_1 = \frac{N^{U^{238}}}{N^{U^{238}_{\text{природ}}}}. \quad (2.16)$$

где P – вероятность того, что быстрый нейтрон испытывает какое-либо столкновение с ядром U^{238} (определяется из графической зависимости и зависит от геометрических размеров и формы топливного блока);

ε_1 – пористость блока по U^{238} ;

$N^{U^{238}_{\text{природ}}}$ – число ядер U^{238} в 1 см^3 естественного урана;

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

$$\varepsilon_1 = \frac{2,287 \cdot 10^{22}}{\frac{6,023 \cdot 10^{23} \cdot 19,05 \cdot 0,9927}{238}} = 0,478.$$

Для $R_{\text{серд}} = 0,574 \text{ см}$ и $R_{\text{твэла}_{\text{внеш}}} = 0,679 \text{ см}$, $P = 0,065$:

$$\mu = 1 + \frac{0,092 \cdot 0,065}{1 - 0,52 \cdot 0,065} \cdot 0,478 = 1,003.$$

2.5.1.3 Расчет коэффициента использования тепловых нейтронов

Коэффициент использования тепловых нейтронов θ – это вероятность для теплового нейтрона поглотиться в топливе, т.к. все рабочие каналы содержат сборки твэл, то можно использовать способ гомогенизации, при котором все

материалы рабочего канала считают равномерно перемешанными.

Реальная ячейка заменяется эквивалентной ячейкой с одним фиктивным цилиндрическим блоком. Фиктивный блок образуется путем гомогенизации всего содержимого рабочего канала (ядерное горючее, конструкционные материалы, теплоноситель).

Расчёт θ в этом случае ведется в два этапа. Сначала определяется величина $\theta'_{\text{ф.б.}}$, равная отношению числа тепловых нейтронов, поглощенных в фиктивном блоке, к общему числу поглощенных тепловых нейтронов:

$$\frac{1}{\theta'_{\text{ф.б.}}} = 1 + F \cdot \frac{S_{\text{зам}} \cdot \Sigma_{\text{зам}}}{S_{\text{ф.б.}} \cdot \Sigma_{\text{ф.б.}}} + (E - 1). \quad (2.17)$$

Для цилиндрического уранового стержня коэффициент экранирования:

$$F = \frac{\bar{\Phi}_{\text{зам}}}{\bar{\Phi}_{\text{ф.б.}}} = \frac{1}{2} \frac{R_{\text{ф.б.}}}{L_{\text{ф.б.}}} \frac{I_0\left(\frac{R_{\text{ф.б.}}}{L_{\text{ф.б.}}}\right)}{I_1\left(\frac{R_{\text{ф.б.}}}{L_{\text{ф.б.}}}\right)} \approx 1 + \frac{\left(\frac{R_{\text{ф.б.}}}{L_{\text{ф.б.}}}\right)^2}{8} - \frac{\left(\frac{R_{\text{ф.б.}}}{L_{\text{ф.б.}}}\right)^4}{192}. \quad (2.18)$$

Фактор, учитывающий избыточное поглощение нейтронов в замедлителе ($E - 1$):

$$(E - 1) = 0,5 \cdot \left(\frac{R_{\text{зам}}}{L_{\text{зам}}}\right)^2 \cdot \left(\ln\left(\frac{R_{\text{зам}}}{R_{\text{ф.б.}}}\right) - 0,75\right). \quad (2.19)$$

Затем рассчитывается коэффициент использования тепловых нейтронов по формуле:

$$\theta = \theta'_{\text{ф.б.}} \cdot \theta_0, \quad (2.20)$$

где θ_0 – коэффициент использования тепловых нейтронов внутри фиктивного блока.

$$\theta_0 = \frac{S_{\text{мон}} \cdot \Sigma_{\text{мон}}}{S_{\text{ф.б.}} \cdot \Sigma_{\text{ф.б.}}}. \quad (2.21)$$

Параметры необходимые для расчёта:

$$R_{\text{ф.б.}} = R_{\text{т.к.внеш.}} = 4,4 \text{ см};$$

$$S_{\phi.б.} = S_{т.к.внеш.} = 60,79 \text{ см}^2;$$

$$R_{зам} = \sqrt{\frac{S_{яч}}{\pi}} = \sqrt{\frac{625}{3,14}} = 14,108 \text{ см.}$$

Сечения, усредненные по фиктивному блоку:

$$\Sigma_{a_{\phi.б.}} = \frac{1}{S_{\phi.б.}} \cdot \sum_{i=1}^m \Sigma_{a_{\phi.б.}} \cdot S_i = \frac{\Sigma_{a_{мон}} \cdot S_{мон} + \Sigma_{a_{к.м.}} \cdot S_{к.м.} + \Sigma_{a_{мн}} \cdot S_{мн}}{S_{\phi.б.}}, \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{a_{\phi.б.}} = \frac{0,456 \cdot 19,508 + 6,64 \cdot 10^{-3} \cdot 18,751 + 0,0221 \cdot 22,531}{60,79} = 0,157 \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr_{\phi.б.}} = \frac{1}{S_{\phi.б.}} \cdot \sum_{i=1}^m \Sigma_{tr_{\phi.б.}} \cdot S_i = \frac{\Sigma_{tr_{мон}} \cdot S_{мон} + \Sigma_{tr_{к.м.}} \cdot S_{к.м.} + \Sigma_{tr_{мн}} \cdot S_{мн}}{S_{\phi.б.}}, \text{ см}^{-1};$$

$$\Sigma_{tr_{\phi.б.}} = \frac{0,842 \cdot 19,508 + 0,270 \cdot 18,751 + 2,31 \cdot 22,531}{60,79} = 1,210 \text{ см}^{-1}.$$

С помощью усреднённых сечений по фиктивному блоку длина диффузии определяется:

$$L_{\phi.б.} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot \Sigma_{a_{\phi.б.}} \cdot \Sigma_{tr_{\phi.б.}}}} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot 0,157 \cdot 1,210}} = 1,327 \text{ см};$$

$$L_{зам} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot \Sigma_{a_{зам}} \cdot \Sigma_{tr_{зам}}}} = \sqrt{\frac{1}{3 \cdot 2,506 \cdot 10^{-4} \cdot 0,366}} = 60,270 \text{ см.}$$

Подставив найденные значения в формулы (17), (18), (19), (20):

$$(E - 1) = 0,5 \cdot \left(\frac{14,108}{60,27} \right)^2 \cdot \left(\ln \left(\frac{14,108}{4,4} \right) - 0,75 \right) = 0,011;$$

$$F = 1 + \frac{\left(\frac{4,4}{1,325} \right)^2}{8} - \frac{\left(\frac{4,4}{1,325} \right)^4}{192} = 1,745;$$

$$\frac{1}{\theta'_{\phi.б.}} = 1 + 1,745 \cdot \frac{564,21 \cdot 2,51 \cdot 10^{-4}}{60,79 \cdot 0,157} + 0,011 = 1,037, \text{ тогда } \theta'_{\phi.б.} = 0,964;$$

$$\theta_0 = \frac{19,508 \cdot 0,456}{60,79 \cdot 0,157} = 0,934.$$

Подставив $\theta'_{\phi.б.}$ и θ_0 в формулу (2), коэффициент использования тепловых нейтронов равен:

$$\theta = 0,966 \cdot 0,932 = 0,901.$$

2.5.1.4 Расчет вероятности избежать резонансного захвата

Вероятность избежать резонансного захвата – это доля нейтронов, не поглотившихся при замедлении. В энергетических ядерных реакторах, как правило, применяются сборки твэлов, которые состоят из нескольких блоков ядерного горючего. Для ячейки со стрежневыми блоками коэффициент φ рассчитывается по формуле:

$$\varphi = \exp\left(-\frac{k_T \cdot R_U \cdot \sqrt{R \cdot n \cdot \varepsilon_1} + 0,73 \cdot n \cdot R_U^2 \cdot \varepsilon_1}{\xi\Sigma_{s_{зам}} \cdot S_{зам} + \xi\Sigma_{s_{\phi.б.}} \cdot S_{\phi.б.}}\right), \quad (2.22)$$

где k_T – температурный коэффициент;

ε_1 – пористость блока по U^{238} ;

R_U – радиус уранового блока, см;

R – радиус пучка твэлов, см;

n – число твэлов;

$\xi\Sigma_{s_{зам}}$ и $\xi\Sigma_{s_{\phi.б.}}$ – замедляющая способность замедлителя и фиктивного

блока соответственно.

Коэффициент k_T вычисляется по формуле:

$$k_T = 0,775 \cdot (1 + 17,5 \cdot 10^{-3} \cdot \sqrt{T_{мон}}). \quad (2.23)$$

При температуре $T = 293$ К температурный коэффициент равен:

$$k_T = 0,775 \cdot (1 + 17,5 \cdot 10^{-3} \cdot \sqrt{293}) = 1,007.$$

Вероятность избежать резонансного захвата равна:

$$\varphi = \exp\left(-\frac{1,007 \cdot 0,588 \cdot \sqrt{18 \cdot 0,478 \cdot 4,4} + 0,73 \cdot 18 \cdot 0,588^2 \cdot 0,478}{0,061 \cdot 564,21 + 0,024 \cdot 19,508 + 0,006 \cdot 18,751 + 1,35 \cdot 22,531}\right) = 0,915.$$

Подставив найденные значения коэффициентов μ , φ , θ , η в формулу (2.13), коэффициент размножения для бесконечной среды:

$$k_{\infty} = 1,587 \cdot 1,003 \cdot 0,901 \cdot 0,915 = 1,312.$$

2.5.2 Расчет эффективного коэффициента размножения

Эффективный коэффициент размножения вычисляется:

$$k_{эф} = \frac{k_{\infty} \cdot \exp(-B^2 \cdot \tau_p)}{1 + B^2 \cdot L_p^2}, \quad (2.24)$$

где L_p^2 – квадрат длины диффузии в решетке, см²;

τ_p – возраст нейтронов в решётке, см²;

B^2 – геометрический параметр, см⁻².

Квадрат длины диффузии в решетке рассчитывается по формуле:

$$L_p^2 = L_{зам}^2 \frac{\left[1 + \frac{S_{ф.б.}}{S_{зам}} \cdot \frac{\bar{\Phi}_{ф.б.}}{\bar{\Phi}_{зам}}\right] \cdot S_{яч}}{\left[1 + \frac{S_{ф.б.}}{S_{зам}} \cdot \frac{\bar{\Sigma}_{tr}^{ф.б.}}{\bar{\Sigma}_{tr}^{зам}}\right] \cdot S_{зам}} \cdot (1 - \theta'_{ф.б.}), \quad (2.25)$$

$$L_p^2 = 60,27^2 \frac{\left[1 + \frac{60,79}{564,21} \cdot \frac{1}{1,745}\right] \cdot 625}{\left[1 + \frac{60,79}{564,21} \cdot \frac{1,210}{0,366}\right] \cdot 564,21} \cdot (1 - 0,966) = 126,758 \text{ см}^2.$$

Так как объем ядерного горючего, теплоносителя и конструкционных материалов составляет заметную долю в объеме активной зоны, то возраст нейтронов оценивается по приближенной формуле:

$$\tau_p = \tau_{\text{зам}} \left(\frac{S_{\text{яч}}}{S_{\text{зам}}} \right)^2 \text{ см}^2, \quad (2.26)$$

где $\tau_{\text{зам}} = 352 \text{ см}^2$ – возраст нейтронов в замедлителе (графите).

$$\tau_p = 352 \cdot \left(\frac{625}{564,21} \right)^2 = 431,938 \text{ см}^2.$$

Для реактора с отражателем в случае применения формулы (2.24) необходимо учитывать эффективную добавку за счет отражателя (δ). Так, для цилиндрического реактора:

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{H_9} \right)^2 + \left(\frac{2,405}{R_9} \right)^2, \quad (2.27)$$

где H_9, R_9 – экстраполированные размеры реактора, см;

δ – эффективная добавка за счет отражателя, см.

Экстраполированные размеры реактора рассчитываются по формулам:

$$H_9 = H_{a.з.} + 2\delta \text{ см}; \quad (2.28)$$

$$R_9 = R_{a.з.} + \delta \text{ см}. \quad (2.29)$$

Для уран-графитовых реакторов с графитовым отражателем эффективная добавка вычисляется по следующей формуле:

$$\delta = 1,20 \cdot L_{\text{отр}} \cdot th \frac{T}{L_{\text{отр}}} \text{ см}, \quad (2.30)$$

где $L_{\text{отр}} = L_{\text{зам}}$ – длина диффузии в отражателе (замедлителе), см;

T – толщина отражателя, см.

В свою очередь толщина отражателя вычисляется:

$$T = 1,5 \cdot M_{\text{отр}} \text{ см}. \quad (2.31)$$

$$M_{\text{отр}} = \sqrt{L_{\text{зам}}^2 + \tau_{\text{зам}}} \text{ см}. \quad (2.32)$$

Подставив численные величины в формулы (27), (28), (29), (30), (31) и (32), значения искомых параметров равны:

$$M_{\text{отр}} = \sqrt{60,27^2 + 352} = 63,123 \text{ см},$$

$$T = 1,5 \cdot 63,132 = 94,684 \text{ см},$$

$$\delta = 1,20 \cdot 60,28 \cdot th \frac{94,69}{60,28} = 66,335 \text{ см},$$

$$H_3 = 699,28 + 2 \cdot 66,335 = 831,95 \text{ см},$$

$$R_3 = 699,28 + 66,335 = 765,615 \text{ см},$$

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{831,95} \right)^2 + \left(\frac{2,405}{765,615} \right)^2 = 2,411 \cdot 10^{-5}.$$

После подставления полученных значений в формулу (2.24), эффективный коэффициент размножения равен:

$$k_{эф} = \frac{1,313 \cdot \exp(-2,412 \cdot 10^{-5} \cdot 431,938)}{1 + 2,412 \cdot 10^{-5} \cdot 106,351} = 1,295.$$

2.5.3 Оптимизация параметров ячейки

Оптимизация параметров ячейки проводится в 3 этапа. На первом этапе при постоянных диаметре сердечника ($D_{табл}$) и размере ячейки под ключ ($a_{ключ}$) изменяется шаг решетки (d) для нахождения максимального эффективного коэффициента размножения ($k_{эф}$). При увеличении шага решетки также изменяется внутренний и внешний радиус топливного канала по формуле:

$$R_{внутр.}^{канала} = 2,5d, \text{ см.} \quad (2.25)$$

На втором и третьем этапе изменяются диаметр сердечника и размер ячейки под ключ соответственно. Исходя из полученных значений, выбираются оптимальные параметры, при которых эффективный коэффициент размножения принимает максимальное значение.

Необходимо принять во внимание, что для размещения ТВЭЛОВ в топливном канале необходимо выполнение условия:

$$D_{внеш.}^{ТВЭЛ} < d. \quad (2.26)$$

Все полученные в ходе оптимизации значения сведены в таблице в приложении Б. Графики зависимости эффективного коэффициента размножения от изменяемых параметров представлены на рисунках.

Для обеспечения максимального эффективного коэффициента размножения в совокупности с соблюдением условия на допустимую скорость прокачки теплоносителя ($v < 10$ м/с) оптимальными параметрами были выбраны:

Шаг решетки:	1,5 см;
Диаметр сердечника ТВЭЛ:	1,18 см;
Размер ячейки под ключ:	25 см.

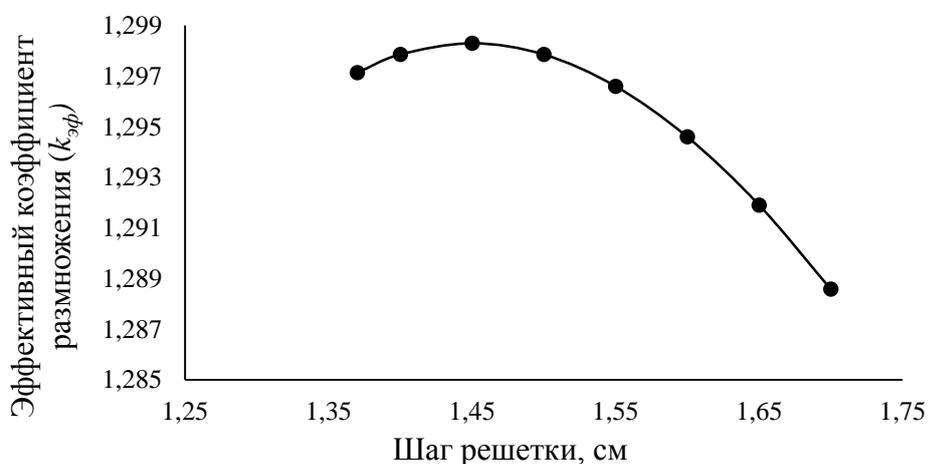


Рисунок 1 – Зависимость $k_{эф}$ от шага решетки

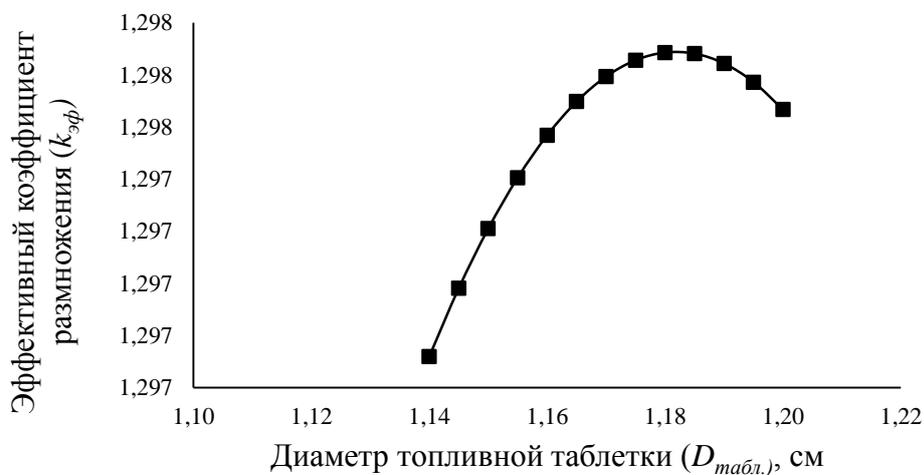


Рисунок 2 – Зависимость $k_{эф}$ от диаметра топливной таблетки

2.6 Расчёт «горячего» реактора

Эффективная температура нейтронного газа определяется по формуле:

$$T_{н.г.}^{эфф} = T_{зам} \cdot \left(1 + 1,4 \cdot \frac{\overline{\Sigma_{a_{яч}}}}{\xi \overline{\Sigma_{a_{яч}}}} \right), \text{ К.} \quad (2.27)$$

Сечения поглощения и рассеяния берутся при температуре замедлителя.

Сечения при температуре нейтронного газа определяются следующим образом:

$$\overline{\sigma}_a(T_{н.г.}) = \sigma_{a_0} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{2}} \cdot f_a(T_{н.г.}) \cdot F(\chi_{zp}) \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}}, \text{ барн;} \quad (2.28)$$

$$\overline{\sigma}_f(T_{н.г.}) = \sigma_{f_0} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{2}} \cdot f_f(T_{н.г.}) \cdot F(\chi_{zp}) \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}}, \text{ барн.} \quad (2.29)$$

Температура замедлителя определяется по формуле:

$$T_{зам} = \frac{t_{вх} + t_{вых}}{2} = \frac{180 + 260}{2} + 273 = 493 \text{ К.}$$

По формуле (2.36) и (2.37) необходимо произвести уточнение сечений при температуре замедлителя:

$$\sigma_a^{U^{235}} = 683 \cdot 0,886 \cdot 0,946 \cdot \sqrt{\frac{293}{493}} = 464,9397 \text{ барн;}$$

$$\sigma_a^{U^{238}} = 2,71 \cdot 0,886 \cdot 0,946 \cdot \sqrt{\frac{293}{493}} = 1,845 \text{ барн;}$$

$$\sigma_a^{Er^{68}} = 646,6 \cdot 0,886 \cdot 0,946 \cdot \sqrt{\frac{293}{493}} = 440,161 \text{ барн;}$$

$$\sigma_a^{C^{12}} = 0,004 \cdot 0,886 \cdot 0,946 \cdot \sqrt{\frac{293}{493}} = 2,723 \cdot 10^{-3} \text{ барн;}$$

$$\sigma_a^{Zr^{40}} = 0,18 \cdot 0,886 \cdot 0,946 \cdot \sqrt{\frac{293}{493}} = 0,126 \text{ барн;}$$

$$\sigma_a^{Nb^{41}} = 1,16 \cdot 0,886 \cdot 0,946 \cdot \sqrt{\frac{293}{493}} = 0,789 \text{ барн;}$$

$$\sigma_f^{U^{235}} = 582 \cdot 0,886 \cdot 0,946 \cdot \sqrt{\frac{293}{493}} = 396,186 \text{ барн.}$$

С учетом долей материалов и пересчитанных сечений, усредненные сечения по ячейке равны:

$$\overline{\Sigma_{a_{яч}}} = 1,425 \cdot 10^{-2} \text{ см}^{-1};$$

$$\overline{\xi \Sigma_{s_{яч}}} = 9,152 \cdot 10^{-2} \text{ см}^{-1}.$$

Тогда температура нейтронного газа, определяемая по формуле (2.30), равна:

$$T_{н.г.}^{\text{эфф}} = 493 \cdot \left(1 + 1,4 \cdot \frac{1,425 \cdot 10^{-2}}{9,152 \cdot 10^{-2}} \right) = 600,457 \text{ К.}$$

Точка пересечения спектров Ферми и Максвелла определяется как отношение макросечения поглощения к замедляющей способности:

$$f_{zp}(\chi_{zp}) = \frac{\overline{\Sigma_{a_{яч}}}}{\overline{\xi \Sigma_{s_{яч}}}} = \frac{1,425 \cdot 10^{-2}}{9,152 \cdot 10^{-2}} = 0,1218.$$

Величина $\chi_{гр} = E_{гр} / E_m$, ($E_m = kT_{н.г.}$) определяется графически или подбором из следующего трансцендентного уравнения:

$$f_{zp}(\chi_{zp}) = \frac{\chi_{гр}^2 e^{-\chi_{гр}}}{1 - (1 + \chi_{гр}) e^{-\chi_{гр}}} = \frac{\Sigma_a}{\xi \Sigma_s}. \quad (2.31)$$

Найденной величине $f_{zp}(\chi_{zp})$ соответствует $\chi_{гр} = 5,66$. Тогда из графика

$$F_{zp}(\chi_{zp}) \Big|_{\chi_{zp}=5,56} = 1,05.$$

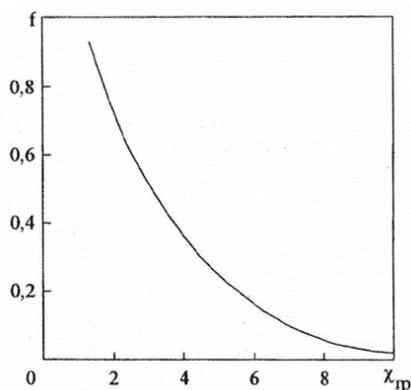


Рисунок 3 – К определению верхней границы тепловой группы

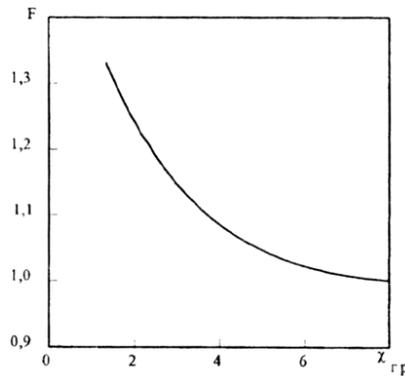


Рисунок 4 – Усредненное сечение поглощения по спектру Максвелла

С учетом множителя $F_{gp}(\chi_{gp})$ сечения взаимодействия при температуре нейтронного газа $T_{н.г.}^{эфф} = 600,57$ К ($f_a(T_{н.г.}) = f_f(T_{н.г.}) = 0,94$) пересчитываются по формулам (2.36) и (2.37):

$$\sigma_a^{U^{235}} = 683 \cdot 0,886 \cdot 0,94 \cdot \sqrt{\frac{293}{600,57}} \cdot 1,05 = 425,135 \text{ барн};$$

$$\sigma_a^{U^{238}} = 2,71 \cdot 0,886 \cdot 0,94 \cdot \sqrt{\frac{293}{600,57}} \cdot 1,05 = 1,687 \text{ барн};$$

$$\sigma_a^{Er^{68}} = 646,6 \cdot 0,886 \cdot 0,94 \cdot \sqrt{\frac{293}{600,57}} \cdot 1,05 = 402,477 \text{ барн};$$

$$\sigma_a^{C^{12}} = 0,004 \cdot 0,886 \cdot 0,94 \cdot \sqrt{\frac{293}{600,57}} \cdot 1,05 = 2,49 \cdot 10^{-3} \text{ барн};$$

$$\sigma_a^{Zr^{40}} = 0,18 \cdot 0,886 \cdot 0,94 \cdot \sqrt{\frac{293}{600,57}} \cdot 1,05 = 0,115 \text{ барн};$$

$$\sigma_a^{Nb^{41}} = 1,16 \cdot 0,886 \cdot 0,94 \cdot \sqrt{\frac{293}{600,57}} \cdot 1,05 = 0,722 \text{ барн};$$

$$\sigma_f^{U^{235}} = 582 \cdot 0,886 \cdot 0,94 \cdot \sqrt{\frac{293}{600,57}} \cdot 1,05 = 362,267 \text{ барн}.$$

Усредненные макросечения взаимодействия равны:

$$\overline{\Sigma_{a_{яч}}} = 1,307 \cdot 10^{-2} \text{ см}^{-1};$$

$$\overline{\xi \Sigma_{s_{яч}}} = 9,152 \cdot 10^{-2} \text{ см}^{-1}.$$

Точка пересечения спектров Ферми и Максвелла, соответствующая данному отношению макросечения поглощения к замедляющей способности:

$$f_{zp}(\chi_{zp}) = \frac{\overline{\Sigma_{a_{яч}}}}{\xi \Sigma_{a_{яч}}} = \frac{1,309 \cdot 10^{-2}}{9,152 \cdot 10^{-2}} = 0,1428$$

Найденной величине $f_{zp}(\chi_{zp})$ соответствует $\chi_{гр} = 5,33$. Поскольку найденное значение $\chi_{гр} = 5,33$ практически совпадает с полученным ранее значением, то нет необходимости проведения перерасчета сечений.

Далее проводится расчёт эффективного коэффициента размножения с учетом пересчитанных сечений и плотностей, при этом макросечения поглощения для воды пересчитываются как:

$$\Sigma_{H_2O}(t) = \Sigma_{H_2O}(T_{хол}) \frac{\rho(T_{гор})}{\rho(T_{хол})}$$

Окончательно, эффективный коэффициент размножения «горячего» реактора равен:

$$k_{эф} = 1,317.$$

С учетом найденных значений эффективного коэффициента размножения для «холодного» и «горячего» реакторов можно определить температурный коэффициент реактивности ТКР по следующей формуле:

$$\frac{\Delta k_{эф}}{\Delta T} = \frac{1}{k_{эф}^{гор2}} \cdot \frac{k_{эф}^{гор} - k_{эф}^{хол}}{T_{зам} - 293} \quad (2.32)$$

$$\frac{\Delta k_{эф}}{\Delta T} = \frac{1}{1,3169^2} \frac{1,3169 - 1,2979}{493 - 293} = 5,48 \cdot 10^{-5}.$$

Составляющие температурного коэффициента равны:

– по топливу и замедлителю (эффект Доплера, обусловленный температурным изменением микросечений компонентов топлива и замедлителя, взятым при условии независимости от температуры величин плотностей материалов):

$$\frac{\Delta k_{эф}}{\Delta T} = \frac{1}{1,2933^2} \frac{1,2933 - 1,2979}{493 - 293} = -1,37 \cdot 10^{-5}.$$

– плотностной, (обусловленный температурным изменением плотности теплоносителя, взятым при условии независимости от температуры величин микросечений):

$$\frac{\Delta k_{эф}}{\Delta T} = \frac{1}{1,3216^2} \frac{1,3216 - 1,2979}{493 - 293} = 6,76 \cdot 10^{-5}.$$

Таким образом, положительный температурный коэффициент реактивности обусловлен уменьшением плотности воды при росте температуры, что приводит к уменьшению паразитного поглощения и к росту $k_{эф}$.

2.7 Многогрупповой расчёт

2.7.1 Методика многогруппового расчёта

Многогрупповая система уравнений диффузии для критического ядерного реактора (стационарная задача) имеет вид [1, 2]:

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

где i – номер группы, для которой записано уравнение; k – номер группы; $D^{(i)}$ – коэффициент диффузии нейтронов i -ой группы; $\Phi^{(i)}, \Phi^{(k)}$ – плотности потоков нейтронов в соответствующих группах; $\Sigma_a^{(i)}$ – макроскопическое сечение поглощения нейтронов i -ой группы; $\Sigma_R^{i \rightarrow k}, \Sigma_R^{k \rightarrow i}$ – макроскопическое сечение перехода нейтронов из i -ой в ниже лежащую k -ую (из выше лежащей k -ой в рассматриваемую i -ую) группу, соответственно; $\varepsilon^{(i)}$ – вероятность для нейтрона деления попасть непосредственно в i -ую группу; $\nu_f^{(k)}$ – среднее число нейтронов на акт деления; $\Sigma_f^{(k)}$ – макроскопическое сечение деления для нейтронов k -ой группы.

Согласно уравнению критического реактора, в диффузионно-возрастном приближении первое слагаемое в уравнении (1), описывающее утечку нейтронов из активной зоны, будет определяться по соотношению:

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

где B^2 – геометрический параметр.

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

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

где j – номер итерации, начиная с первой.

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

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

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

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

Система уравнений преобразуется к виду:

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

В представленной системе уравнений известны все параметры за исключением плотностей потоков на предыдущей итерации $\Phi_{j-1}^{(k)}$, а,

следовательно, и $\sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi_{j-1}^{(k)}$. Данная сумма определяет число нейтронов,

образующихся во втором поколении при делении ядер всеми нейтронами первого поколения, кроме нейтронов i -ой группы.

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

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

где число нейтронов, образующихся во втором поколении при делении ядер всеми нейтронами первого поколения, задавалось равным единице (

$$\sum_{k=1}^{26} \nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)} \Phi^{(k)} = 1).$$

2.7.2 Определение сходимости итерационного процесса для ядерного реактора

Для определения сходимости итерационного процесса для расчёта реактора было решено произвести расчёт ядерного реактора при комнатной температуре с помощью методики, представленной в первой главе. Для расчета было принято использовать следующие параметры реактора:

Таблица 3. Параметры реактора мощностью 4250 МВт

Размер ячейки под ключ	25 см
Внешний диаметр технологического канала	8,8 см
Внутренний диаметр технологического канала	8 см
Число твэлов	18
Шаг расположения твэлов	1,6 см
Диаметр топливной таблетки	1,175 см
Внешний диаметр твэла	1,363 см
Высота активной зоны	700 см
Диаметр активной зоны	1400 см

Поскольку ячейка реактора состоит из нескольких зон с различными ядерными свойствами, необходимо рассчитать нейтронно-физические характеристики (сечения взаимодействия, коэффициенты диффузии, замедляющие свойства) для каждой зоны (топливо – диоксид урана (3% обогащения по U^{235} +0,5% Er), оболочка – Zr + 2,5 % Nb , теплоноситель – кипящая вода H_2O , замедлитель – C). Температура всех элементов реактора принимается равной 20 °С.

Вычисление ядерных концентраций производят для каждого элемента активной зоны и отражателя. Ядерная концентрация находится по формуле:

$$N = \frac{N_a \cdot \rho}{A}, \text{ ядер/см}^3,$$

где ρ – плотность вещества, г/см³;

A – атомный вес элемента.

После расчёта концентраций было решено использовать следующее допущение: гомогенизация активной площади по всему объёму активной зоны:

$$N_{zomi} = N \cdot \omega_i, \text{ ядер/см}^3,$$

где ω_i – доля материала по площади активной зоны. Тогда, с учетом долей всех составляющих ячейки, концентрации элементов равны:

$N_{U^{235}} = 7,074 \cdot 0,033 = 2,303 \cdot 10^{19}$ ядер/см³ – концентрация ядер U^{235} в топливе;

$N_{U^{238}} = 2,287 \cdot 10^{22} \cdot 0,033 = 7,446 \cdot 10^{20}$ ядер/см³ – концентрация ядер U^{238} в топливе;

$N_{Er} = 1,185 \cdot 10^{20} \cdot 0,033 = 3,858 \cdot 10^{18}$ ядер/см³ – концентрация ядер Er в топливе;

$N_O = 4,716 \cdot 10^{22} \cdot 0,033 + 2,810 \cdot 10^{22} \cdot 0,034 = 2,502 \cdot 10^{21}$ ядер/см³ – суммарная концентрация ядер O в топливе и теплоносителе;

$N_H = 5,621 \cdot 10^{22} \cdot 0,034 = 1,934 \cdot 10^{21}$ ядер/см³ – концентрация ядер H в теплоносителе;

$N_C = 8,282 \cdot 10^{22} \cdot 0,903 = 7,476 \cdot 10^{22}$ ядер/см³ – концентрация ядер C в замедлителе;

$N_{Zr} = 4,186 \cdot 10^{22} \cdot 0,030 = 1,268 \cdot 10^{21}$ ядер/см³ – концентрация ядер Zr в оболочке ТВЭЛОВ и кассет;

$N_{Nb} = 1,073 \cdot 10^{21} \cdot 0,030 = 3,252 \cdot 10^{19}$ ядер/см³ – концентрация ядер Ni в оболочке ТВЭЛОВ и кассет.

Также был произведён пересчёт сечений с поправками на резонансную самоэкранировку:

$$\sigma_0 = \frac{\sum_{i=1}^{m \neq 1} \sigma_{t_m} \cdot N_{m_i}}{N_c}, \text{ барн,}$$

где σ_{t_m}, N_{m_i} – сечения и ядерная концентрация « m » элемента.

В зависимости от найденных σ_0 и температуры нейтронного газа выбираются поправки к сечениям f_i . С учетом поправок рассчитываются среднегрупповые значения сечений для данных элементов:

$$\bar{\sigma}_i = \sigma_i \cdot f(\sigma_0, T).$$

После постановки концентраций и необходимых сечений в расчёт итерационного процесса были получены следующий график:

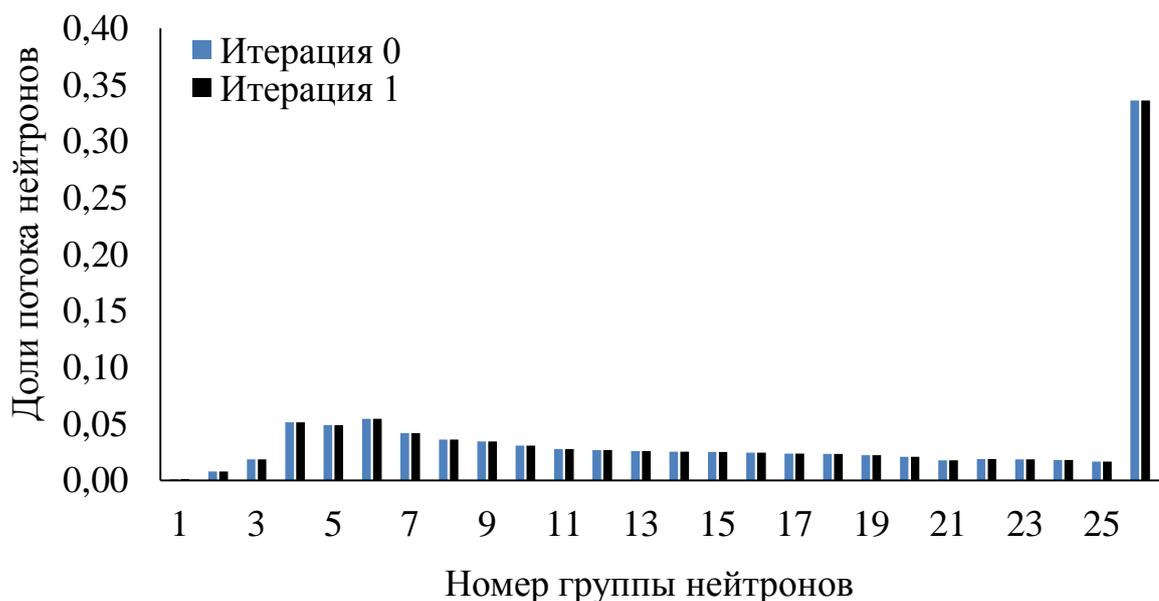


Рисунок 5 – График сходимости итерационного процесса

Из данного графика видно, что итерационный процесс виден в первой итерации, что может говорить о правильности проведенного расчёта.

2.7.3 Методика нормирования плотности потока нейтронов и определения коэффициента размножения в конечной среде

Поскольку, в прошлой главе были определены доли потоков нейтронов, то можно посчитать распределение плотностей потока нейтронов по различным группам. Для этого необходимо посчитать полную плотность потока тепловых нейтронов вне зависимости от группы:

$$\Phi = \frac{Q}{q_f \cdot \Sigma_f \cdot V_{a.z.}}, \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$$

где q_f – энергия, выделяемая за одну реакцию деления,
 $V_{a.z.}$ – объём активной зоны.

При этом, абсолютная величина плотности потока нейтронов в определенной группе будет равна:

$$\Phi_i = \Phi \cdot \delta_i, \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$$

Коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде, согласно методики многогруппового расчёта можно представить, как:

$$k_{эфф} = \frac{\overline{\nu \cdot \Sigma_f}}{D \cdot B^2 + \overline{\Sigma_a}}, \quad (5)$$

$$\overline{\nu \cdot \Sigma_f} = \sum_{i=1}^{26} \nu_i \cdot \Sigma_{fi} \cdot \delta_i;$$

$$\overline{\Sigma_a} = \sum_{i=1}^{26} \Sigma_{ai} \cdot \delta_i;$$

$$D \cdot B^2 = \sum_{i=1}^{26} D_i \cdot B_i^2 \cdot \delta_i;$$

где δ_i отношение потока i -той группы к общему потоку.

Так же необходимо привести поправки для расчёта нейтронно-физических характеристик для реактора в горячем состоянии.

Эффективная температура нейтронного газа определяется по формуле:

$$T_{н.г.}^{эфф} = T_{зам} \cdot \left(1 + 1,4 \cdot \frac{\overline{\Sigma_{a_{яч}}}}{\xi \Sigma_{a_{яч}}} \right), \text{ К.}$$

Сечения поглощения и рассеяния берутся при температуре замедлителя.

Сечения при температуре нейтронного газа определяются следующим образом:

$$\overline{\sigma}_a(T_{н.г.}) = \sigma_{a_0} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{2}} \cdot f_a(T_{н.г.}) \cdot F(\chi_{сп}) \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}}, \text{ барн;}$$

$$\overline{\sigma}_f(T_{н.г.}) = \sigma_{f_0} \cdot \sqrt{\frac{\pi}{2}} \cdot f_f(T_{н.г.}) \cdot F(\chi_{сп}) \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{н.г.}}}, \text{ барн.}$$

2.7.4 Сравнение спектра плотностей потоков нейтронов и коэффициента размножения для горячего реактора

Первоначально, для нормировки плотности потока необходимо определить суммарную плотность потока нейтронов:

$$\Phi = \frac{Q}{q_f \cdot \Sigma_f \cdot V_{a.з.}} = 9,64 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$$

Нормированные плотности потоков для нейтронов различных групп представлены на рисунке 6.

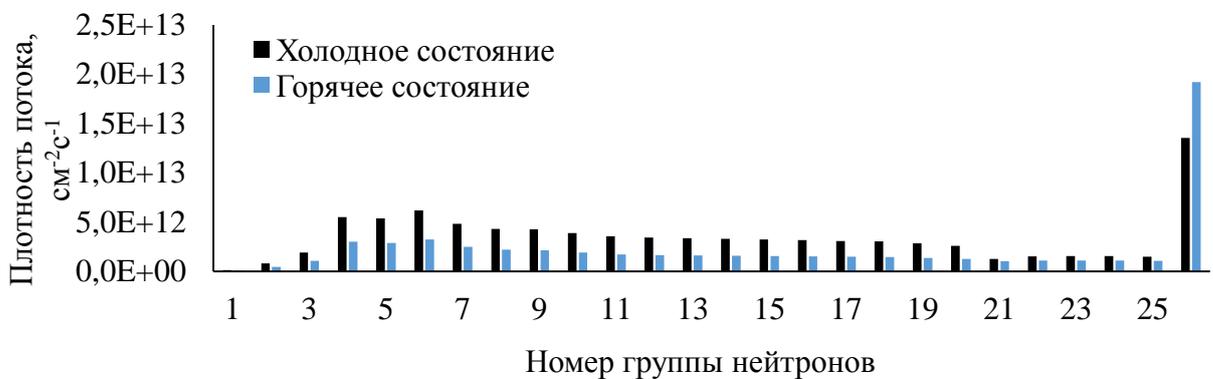


Рисунок 6 – Спектры плотностей потоков нейтронов для холодного и горячего реактора

Если проанализировать полученный график, очевидно, что спектр для горячего реактора является более жестким. Это является следствием того, что в зависимости от температуры изменяется плотность теплоносителя – воды, который также играет немалую роль в процессе замедления нейтронов.

Также необходимо определить коэффициент размножения нейтронов для холодного и горячего состояния, используя соотношение (5). Полученные значения были сведены в таблицу 4.

Таблица 4 – Коэффициент размножения и запас реактивности для ЯР

	$k_{эфф}$	$\rho_{зап}, \%$
Холодный реактор	1,004944	0,491
Горячий реактор	1,074082	6,897

2.7.5 Компенсация запаса реактивности

Для компенсации запаса реактивности и последующего расчета длительности кампании ядерного топлива, было решено использовать карбид бора, предполагая, что вся запасенная реактивность компенсируется только стержнями управления и защиты. Для реализации поставленной задачи было решено добавить к расчету изотопы С, В¹¹ и В¹⁰ с и природным изотопным составом бора. Следующим шагом необходимо изменять концентрацию таким образом, чтобы $k_{эфф}$ был максимально близок к 1.

При добавлении карбида бора, были сравнены спектры плотностей потоков нейтронов. Изменение спектра плотностей потоков нейтронов можно наблюдать на рисунке 7. Если проанализировать полученную диаграмму, можно заметить, что основное влияние поглотителя приходится на тепловую группу. Это вызвано тем, что увеличивается макроскопическое сечение поглощения нейтронов тепловой группы, что приводит к уменьшению их числа.

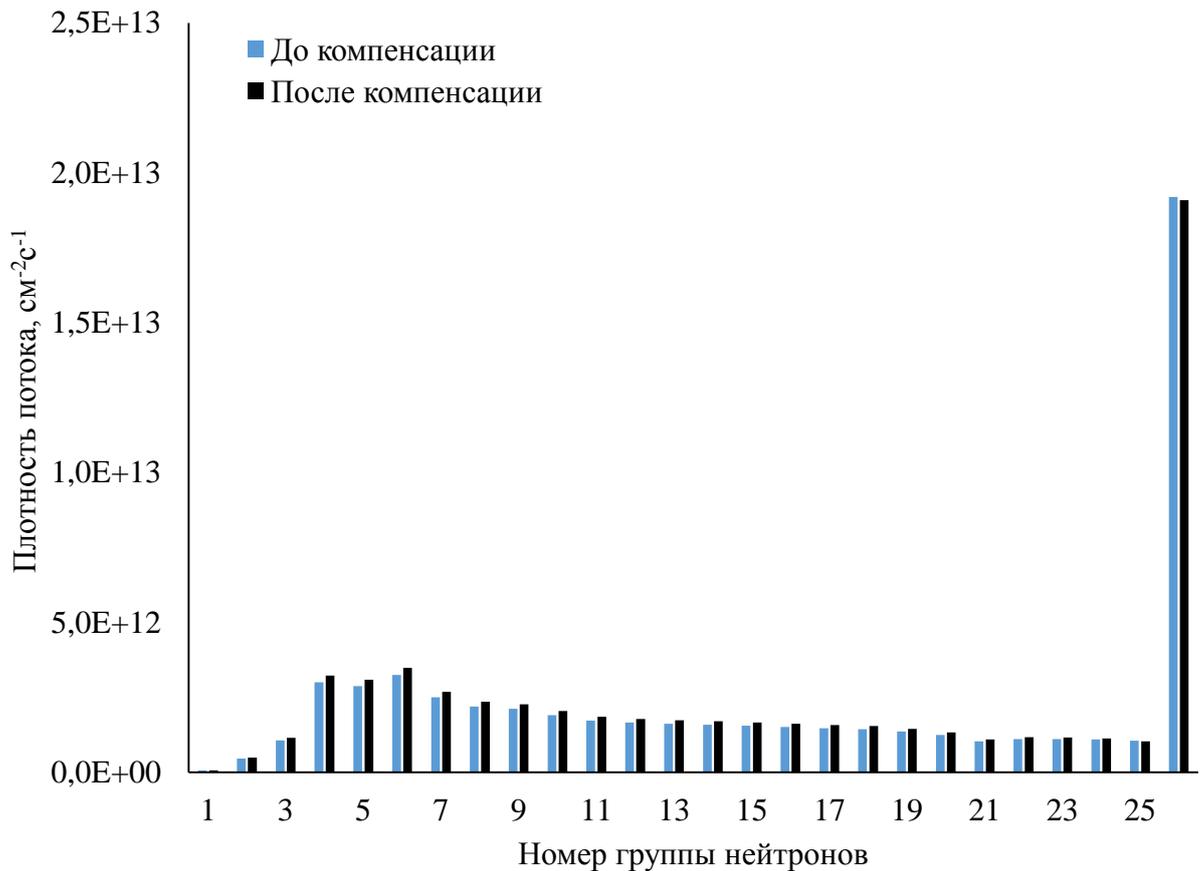


Рисунок 7 – Изменение спектра плотностей потоков нейтронов при добавлении В₄С

2.7.6 Определение нуклидного состава и длительности кампании ЯТ

В рамках расчёта длительность кампании определялась с учетом изменения нуклидного состава, которое определялось с помощью конечно-разностной схемы:

$$\Delta N_s = -\bar{\sigma}_a^s \cdot N_s \cdot \bar{\Phi} \cdot \Delta t$$

В работе за единичный временной интервал принимался $\Delta t = 50$ эффективных суток. Таким образом, зная, начальные концентрация и единичный временной интервал, был проведен расчет изменения нуклидного состава ядерного топлива за первые 50 суток работы реактора на мощности. Данная конечно-разностная схема представляет из себя решение для изотопа U^{235} , представленное из системы уравнений.

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dN_5}{dt} = -\bar{\sigma}_a^5 \cdot N_5 \cdot \bar{\Phi}; \\ \frac{dN_8}{dt} = -\bar{\sigma}_a^8 \cdot N_8 \cdot \bar{\Phi}; \\ \frac{dN_9}{dt} = -\bar{\sigma}_a^9 \cdot N_9 \cdot \bar{\Phi} + \bar{\sigma}_c^8 \cdot N_8 \cdot \bar{\Phi}; \\ \frac{dN_0}{dt} = -\bar{\sigma}_a^0 \cdot N_0 \cdot \bar{\Phi} + \bar{\sigma}_c^9 \cdot N_9 \cdot \bar{\Phi}; \\ \frac{dN_1}{dt} = -\bar{\sigma}_a^1 \cdot N_1 \cdot \bar{\Phi} + \bar{\sigma}_c^0 \cdot N_0 \cdot \bar{\Phi}; \\ \frac{dN_2}{dt} = -\bar{\sigma}_a^2 \cdot N_2 \cdot \bar{\Phi} + \bar{\sigma}_c^1 \cdot N_1 \cdot \bar{\Phi}; \\ \frac{dN_{\text{ПД}_5}}{dt} = 2 \cdot \bar{\sigma}_f^5 \cdot N_5 \cdot \bar{\Phi}; \\ \frac{dN_{\text{ПД}_9}}{dt} = 2 \cdot \bar{\sigma}_f^9 \cdot N_9 \cdot \bar{\Phi} \end{array} \right.$$

Для определения длительности кампании реактора было решено посчитать изотопный состав для первых 50 суток, после чего конечный изотопный состав принимался за начальный и рассчитывался следующий период в 50 суток. Данный процесс продолжался до тех пор, пока запас реактивности ядерного реактора не опустится ниже 0. Длительность же кампании ядерного реактора определялась по формуле:

$$T_{\text{ЯТ}} = n \cdot \Delta t \text{ суток,}$$

где n – количество циклов;

Δt – длительность одного цикла.

В результате была получена длительность кампании ядерного топлива, равная:

$$T_{\text{ЯТ}} = 1350 \text{ суток.}$$

Помимо определения длительности кампании, было проведено сравнение спектров плотностей потоков нейтронов на начало и конец кампании ядерного топлива, которое можно наблюдать на рисунке 8.

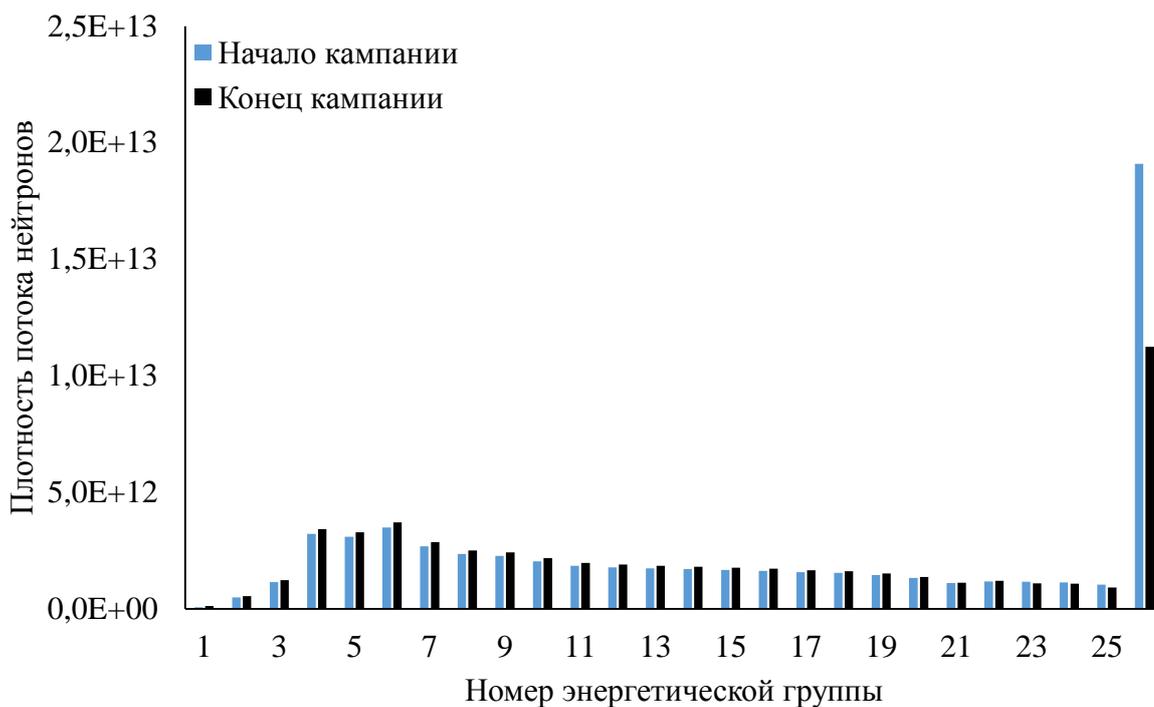


Рисунок 8 – Спектра плотностей потоков нейтронов на начало и конец кампании ЯТ

Также были построены графики изменения запаса реактивности и нуклидного состава ЯТ, которые можно наблюдать на рисунках 9, 10 и 11 соответственно.

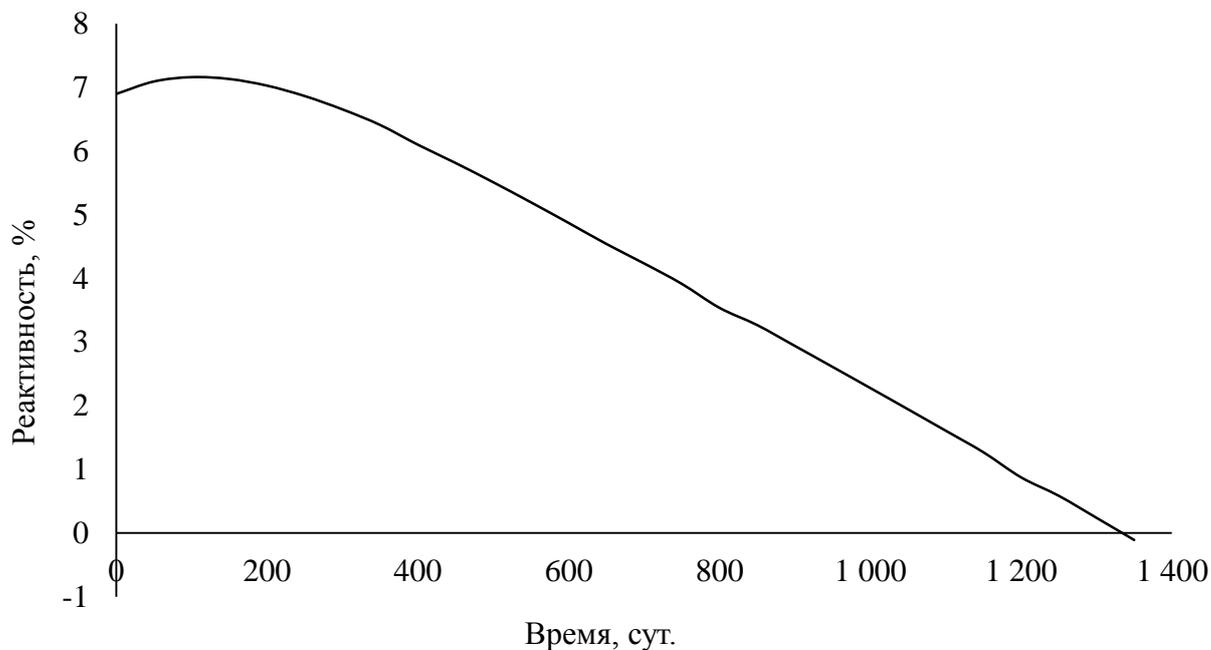


Рисунок 9 – Изменение запаса реактивности в зависимости от времени работы ЯР

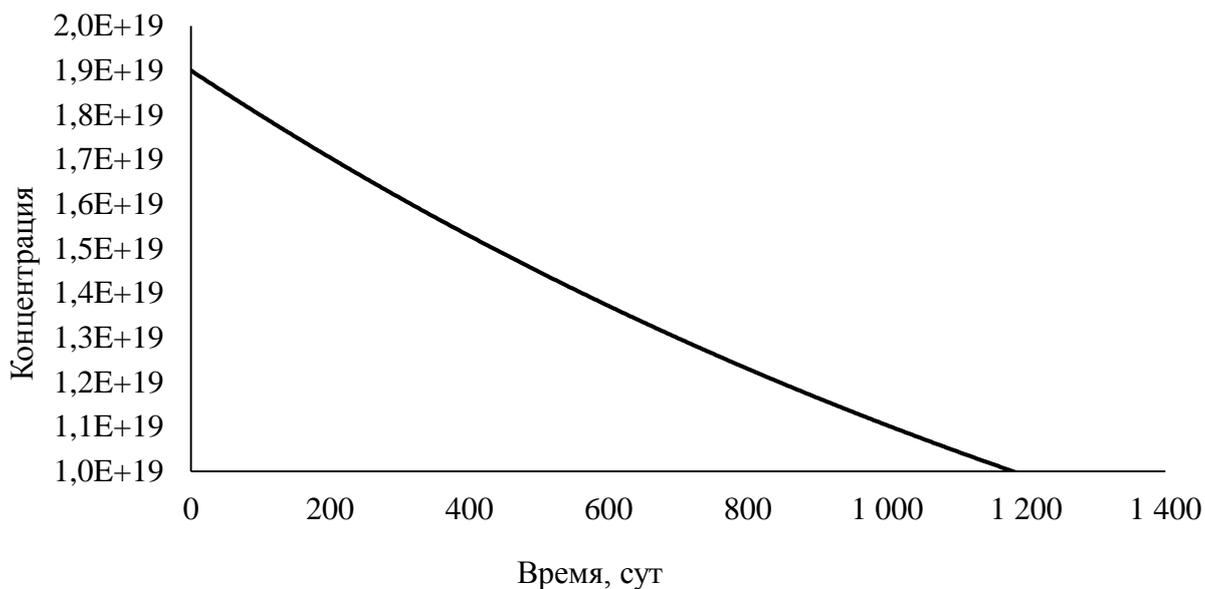


Рисунок 10 – Концентрации U^{235} в процессе работы ЯР

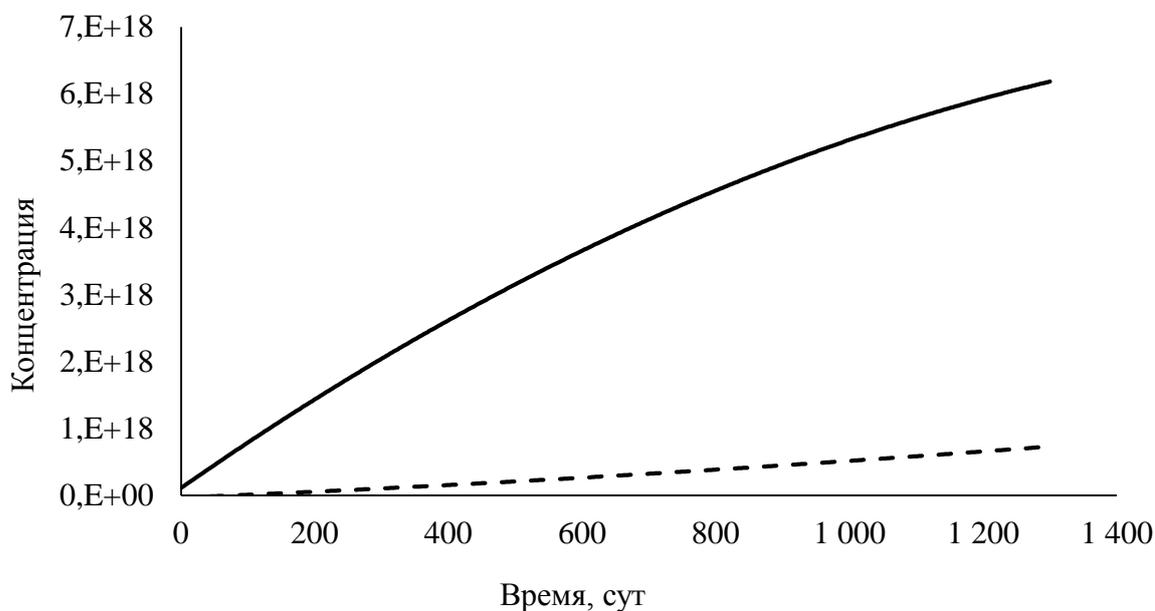


Рисунок 11 – Концентрации Pu^{239} (сплошная) и Pu^{240} (штриховая) в процессе работы ЯР

Если проанализировать полученные графики, становится понятно, что столь малая длительность кампании вызвана быстрым выгорание U^{235} и недостаточным коэффициентов воспроизводства горючего, который мог бы компенсировать деление U^{235} . Это может быть вызвано неверными поправками на самоэкранировку, которые некорректно работают для реакторов типа РБМК, к которому принадлежит данный реактор.

2.8 Расчёт коэффициента размножения и длительности кампании программным методом

Для расчета было принято использовать программу WIMS, предназначенную для детального, нейтронно-физического расчета ячеек реакторов различных типов, в том числе и с учетом выгорания. Программа применяется для расчетов тепловых и быстрых реакторов. Она успешно применяется и для проектирования реакторов, и для расчетов и анализа различных эффектов в существующих реакторах.

В настоящее время программа использует универсальную 69-групповую библиотеку констант, подготовленная на основе файлов оцененных нейтронных данных (ENDF, JEF, JENDL) в ГНЦ РФ ФЭИ.

Требующаяся входная информация сравнительно невелика по объему. Входная информация вводится в достаточно простой форме и содержит описание рассматриваемого варианта, т.е. сведения о материалах и геометрии ячейки. Программа дает возможность пользователю выбирать на разных этапах расчета различные физические модели и методы решения. В программе предусмотрен очень подробный вывод результатов. Вывод производится по частям (сегментам, блокам), причем пользователю предоставлена возможность выбора, какие блоки и с какой детальностью требуется выводить на печать.

Спектр деления соответствует 27 группам, причем максимум приходится на 4 группу (2,231 -1,353 МэВ). Интервал резонансных энергий (9,118 КэВ -4 эВ) включает 13 групп. Тепловая область энергий (1эВ -0) содержит 30 групп. Библиотека констант содержит 90 нуклидов. Для некоторых из них имеются по несколько наборов микроконстант, полученных по разным теоретическим моделям. Разные наборы констант имеются для водорода, бора, изотопов урана и плутония. Программа может решать задачи в плоской, цилиндрической и сферической одномерных геометриях и в двумерной rz-геометрии. Расчет задачи о пространственно-энергетическом распределении плотности потока нейтронов производится в 2 этапа. На первом этапе реальная исходная ячейка

преобразуется в четырехзонную (топливо-оболочка-теплоноситель-замедлитель) упрощенную, эквивалентную по площади реальной. Расчет пространственно-энергетического распределения нейтронов в ячейке реактора происходит следующим образом:

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

Для дальнейшего расчёта необходимо изменить вид ячейки, а именно привести его в виду идущих друг за другом цилиндров, находящихся на одной оси. Конечный код, использованный в WIMS можно увидеть в приложении Г.

После подставления в расчёт необходимых параметров, таких как гетерогенные концентрации материалов, их температура, и мощность были получены нейтронно-физические параметры реактора в различные моменты времени, такие как коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде, концентрации различных нуклидов.

С помощью формулы (2.24) были посчитаны различные коэффициенты размножения в эффективной среде, из которой в дальнейшем была получена реактивность и получены графики, отвечающие за выгорание ЯТ. График зависимости реактивности от времени можно наблюдать на рисунке 13.

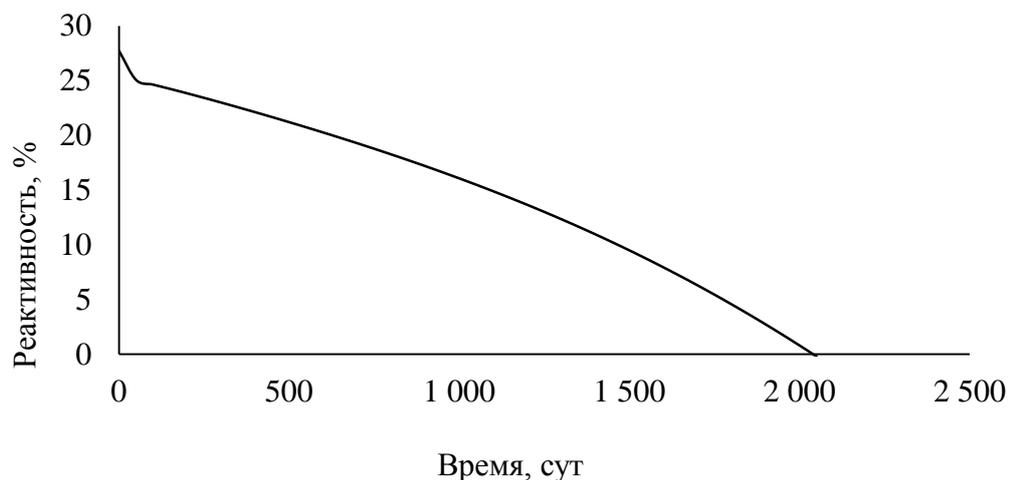


Рисунок 13 – Зависимость реактивности от времени работы ЯР

Анализируя данный график видно, что кампания топлива в реакторе составляет примерно 2000 суток, так как запас реактивности на 2000 и 2050 сутки составил 0,812 и -1,215 % соответственно. Если сравнить полученное значение со статистическими данными, в которых указано, что кампания реакторов подобного типа с обогащением в 2,4% лежит в пределах 1250 – 1700 суток, и учесть, что в данном расчёте применяется повышенное обогащение, можно предположить, что полученное значение является истинным.

Также были построены графики изменения концентраций U^{235} и различных изотопов плутония во время кампании ядерного топлива. Графики изменения изотопного состава по времени представлены на рисунках 14 и 15.

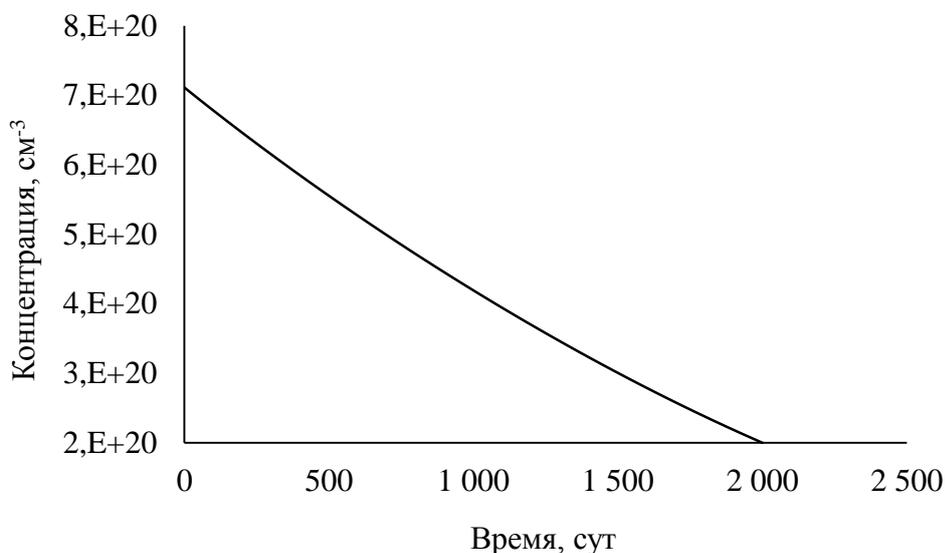


Рисунок 14 – Концентрация U^{235} во время кампании ЯТ

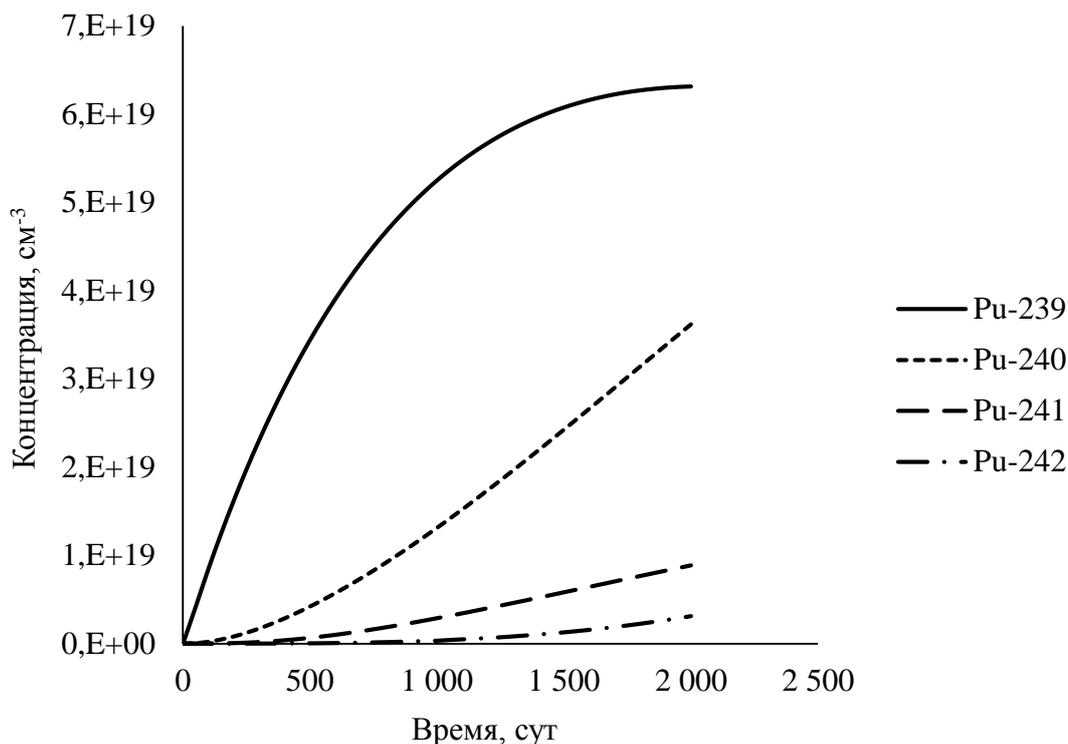


Рисунок 15 – Концентрации различных изотопов плутония во время кампании ЯТ

Также, были найдены концентрации самария и ксенона, вызывающие отравление при стационарном режиме работы ядерного реактора. График с зависимость концентраций во время работы представлен на рисунке 16. Численные же значения получились равны $4,86 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3}$ для ксенона и $6,16 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-3}$ для самария.

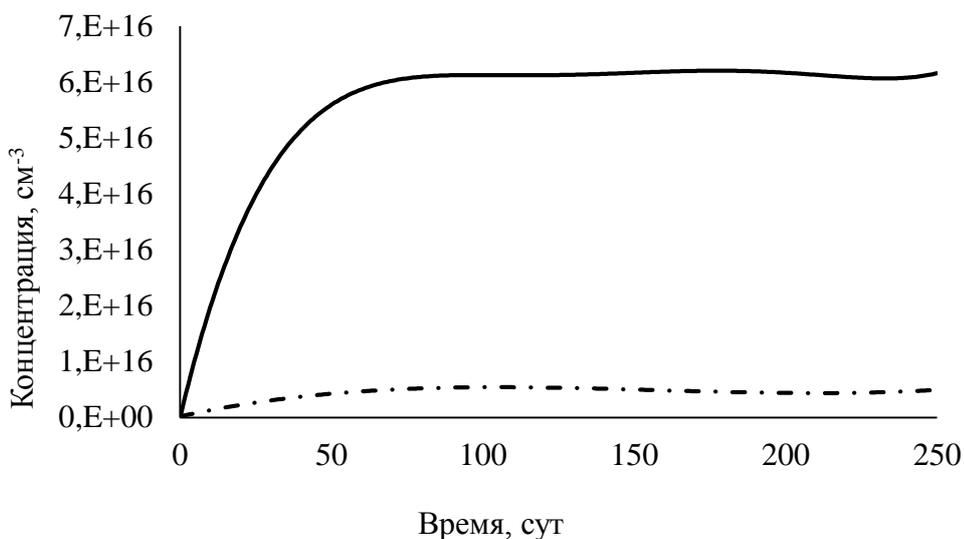


Рисунок 16 – Концентрации ксенона (штриховая линия) и самария (сплошная линия) во время работы ЯР

2.9 Отравление реактора ксеноном и самарием

2.9.1 Определение равновесной концентрации Хе

Мощность можно определить по формуле:

$$N = \Sigma_f \cdot E_f \cdot \Phi \cdot V,$$

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

для ^{235}U : $E_f = 200$ МэВ или $E_f = 200 \cdot 10^6 \cdot 1,6022 \cdot 10^{-19} = 3,204 \cdot 10^{-11}$ Дж;

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

V – объём делящегося нуклида (^{235}U), см^3 .

Объём горючего можно вычислить следующим образом:

$$V_{\text{топл}} = \pi \cdot \omega_{\text{топл}} \cdot R_{\text{акт.з}}^2 \cdot H_{\text{акт.з}} = 3,14 \cdot 0,3148 \cdot 700^2 \cdot 700 = 3,38 \cdot 10^7 \text{ см}^3.$$

Определим среднюю плотность потока нейтронов по реактору:

$$\Phi = \frac{N}{\Sigma_f \cdot E_f \cdot V} = \frac{4250 \cdot 10^6}{0,255 \cdot 3,204 \cdot 10^{-11} \cdot 3,38 \cdot 10^7} = 1,54 \cdot 10^{13} \text{ нейтрон/см}^2 \text{ с}.$$

Определим равновесные концентрации ксенона (N_{Xe}^{cm}) и йода (N_{I}^{cm}), полагая, что ядерный реактор после пуска был мгновенно выведен на номинальную мощность:

$$N_{\text{I}}^{cm} = \frac{\omega_{\text{I}}}{\lambda_{\text{I}}} \cdot \Sigma_{\text{fГОПЛ}} \cdot \Phi = \frac{0,056}{2,87 \cdot 10^{-5}} \cdot 0,255 \cdot 1,54 \cdot 10^{13} = 7,667 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3},$$

$$N_{\text{Xe}}^{cm} = \frac{(\omega_{\text{I}} + \omega_{\text{Xe}}) \cdot \Sigma_{\text{fГОПЛ}} \cdot \Phi}{\lambda_{\text{Xe}} + \sigma_{\text{Xe}} \cdot \Phi} = \frac{(0,056 + 0,003) \cdot 0,255 \cdot 1,54 \cdot 10^{13}}{2,11 \cdot 10^{-5} + 2,75 \cdot 10^{-18} \cdot 1,54 \cdot 10^{13}} = 3,65 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-3}.$$

2.9.2 Динамика изменения концентраций Хе и I

До достижения равновесного состояния, концентрации ксенона и йода изменяются по законам:

$$N_{\text{I}}(t) = N_{\text{I}}^{cm} (1 - e^{-\lambda_{\text{I}} t}) = 7,667 \cdot 10^{15} \cdot (1 - e^{-2,87 \cdot 10^{-5} t}),$$

$$\begin{aligned}
N_{Xe}(t) &= N_{Xe}^{cm} (1 - e^{-(\lambda_{Xe} + \Phi \cdot \sigma_{Xe}) \cdot t}) - \frac{N_I^{cm}}{\frac{\lambda_{Xe} + \Phi \cdot \sigma_{Xe}}{\lambda_I} - 1} \cdot (e^{-\lambda_I \cdot t} - e^{-(\lambda_{Xe} + \Phi \cdot \sigma_{Xe}) \cdot t}) = \\
&= 3,65 \cdot 10^{15} \cdot (1 - e^{-(2,11 \cdot 10^{-5} + 1,54 \cdot 10^{13} \cdot 2,75 \cdot 10^{-18})t}) - \frac{7,667 \cdot 10^{15}}{\frac{2,11 \cdot 10^{-5} + 1,54 \cdot 10^{13} \cdot 2,75 \cdot 10^{-18}}{2,87 \cdot 10^{-5}} - 1} \cdot \\
&\quad \cdot (e^{-2,87 \cdot 10^{-5} \cdot t} - e^{-(2,11 \cdot 10^{-5} + 1,54 \cdot 10^{13} \cdot 2,75 \cdot 10^{-18})t}) = \\
&= 3,65 \cdot 10^{15} \cdot (1 - e^{-(6,344 \cdot 10^{-5})t}) - 6,334 \cdot 10^{15} \cdot (e^{-2,87 \cdot 10^{-5} \cdot t} - e^{-(6,344 \cdot 10^{-5})t}).
\end{aligned}$$

Графики процессов изменения концентраций ксенона и йода приведены на рисунке 17.

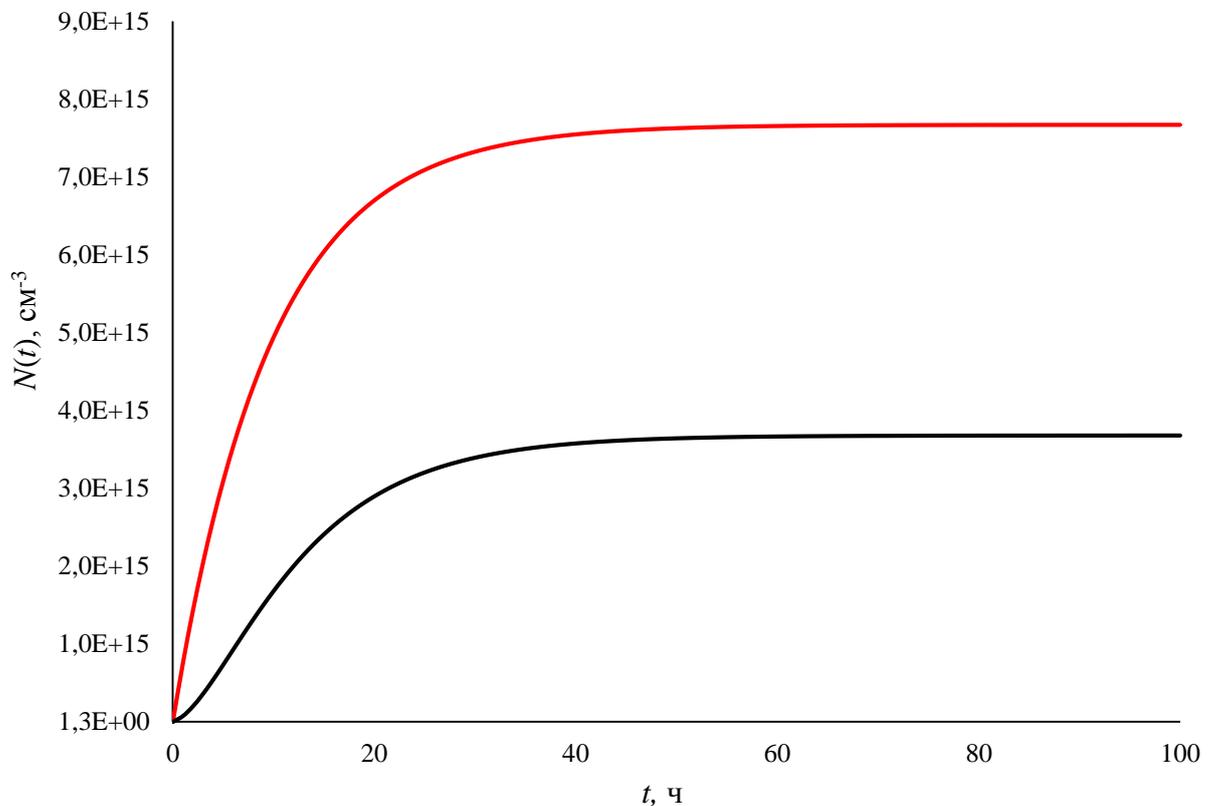


Рисунок 17 – Накопление ксенона и йода при пуске реактора: — $N_{Xe}(t)$; — $N_I(t)$

Концентрации ксенона и йода в работающем реакторе увеличиваются постепенно от нуля до равновесной и при $t \rightarrow \infty N_{Xe}(\infty) \rightarrow N_{Xe}^{cm}$. Второй член в формуле для концентрации ксенона замедляет процесс накопления ксенона,

описываемый первым членом, так как в реакторе должна предварительно накопиться равновесная концентрация йода.

Время достижения ксеноном 90 % от равновесной концентрации находим, воспользовавшись функцией подбора параметров:

$$t_{Xe}^{cm} = 28ч$$

Достижение концентрации, равной 99 % равновесной, займёт

$$t_{Xe}^{cm} = 50ч$$

то есть примерно вдвое большее время.

2.9.3 Потери реактивности при отравлении ксеноном

Потери реактивности при отравлении ксеноном в стационарном режиме ядерного реактора описывается законом:

$$\rho_{Xe}^{cm} = -\theta \cdot (\omega_I + \omega_{Xe}) \cdot \frac{\sigma_{Xe}}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \cdot \Phi} \cdot \frac{\Sigma_{fTTOП}}{\Sigma_{aTTOП}} \cdot \Phi =$$

$$= -0,914 \cdot (0,056 + 0,003) \cdot \frac{2,75 \cdot 10^{-18}}{2,11 \cdot 10^{-5} + 2,75 \cdot 10^{-18} \cdot 1,54 \cdot 10^{13}} \cdot \frac{0,255}{0,385} \cdot 1,54 \cdot 10^{13} = -0,024.$$

2.9.4 «Йодная яма»

Концентрации ксенона и йода после остановки ядерного реактора определяются по следующим формулам:

$$N_I(t) = N_I^{cm} e^{-\lambda_I t} = 7,667 \cdot 10^{15} \cdot e^{-2,87 \cdot 10^{-5} t},$$

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

$$= 3,65 \cdot 10^{15} \cdot e^{-2,11 \cdot 10^{-5} t} + \frac{7,667 \cdot 10^{15}}{1 - \frac{2,11 \cdot 10^{-5}}{2,87 \cdot 10^{-5}}} \cdot (e^{-2,11 \cdot 10^{-5} t} - e^{-2,87 \cdot 10^{-5} t}) =$$

$$= 3,65 \cdot 10^{15} \cdot e^{-2,11 \cdot 10^{-5} t} + 2,895 \cdot 10^{16} \cdot (e^{-2,11 \cdot 10^{-5} t} - e^{-2,87 \cdot 10^{-5} t}).$$

График изменения концентраций ксенона и йода после остановки показан на рисунке 18.

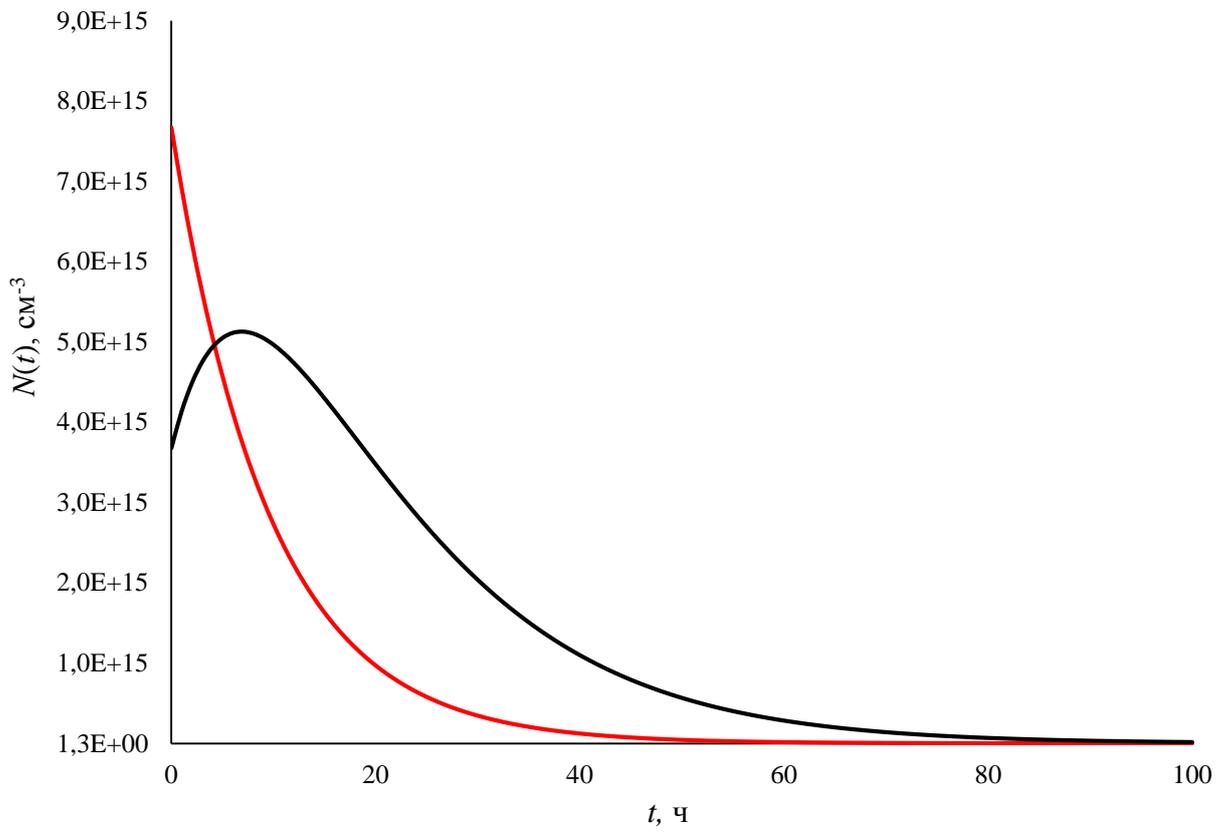


Рисунок 18 – Концентрации ксенона и йода после остановки: — $N_{Xe}(t)$; — $N_I(t)$

После останова реактора наблюдается рост концентрации ксенона, обусловленный большей скоростью распада йода по сравнению со скоростью распада ксенона. После достижения максимума концентрация ксенона спадает в пределе до нуля. Соответственно концентрации ксенона, потери реактивности сначала возрастают, начиная со стационарного значения, а после достижения максимального значения уменьшаются и стремятся в пределе к нулю, когда распадётся весь ксенон.

Время достижения полной глубины «йодной ямы» составляет:

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

$$= \frac{1}{2,87 \cdot 10^{-5} - 2,11 \cdot 10^{-5}} \cdot \ln \left(\frac{2,87 \cdot 10^{-5} \cdot 2,11 \cdot 10^{-5} + 1,54 \cdot 10^{13} \cdot 2,75 \cdot 10^{-18}}{2,11 \cdot 10^{-5} \cdot 2,87 \cdot 10^{-5} + 1,54 \cdot 10^{13} \cdot 2,75 \cdot 10^{-18}} \right) = 7,11 \text{ ч}$$

2.9.5 Определение равновесной концентрации Sm

Используя расчёты для определения плотности потока нейтронов из прошлой части, определим равновесные концентрации самария (N_{Sm}^{cm}) и прометия (N_{Pm}^{cm}), полагая, что ядерный реактор после пуска был мгновенно выведен на номинальную мощность:

$$N_{Pm}^{cm} = \frac{\omega_{Pm}}{\lambda_{Pm}} \cdot \Sigma_{fTOPL} \cdot \Phi = \frac{0,013}{4,09 \cdot 10^{-6}} \cdot 0,255 \cdot 1,54 \cdot 10^{13} = 1,247 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-3},$$

$$N_{Sm}^{cm} = \frac{\omega_{Pm} \cdot \Sigma_{fTOPL}}{\sigma_{Sm}} = \frac{0,013 \cdot 0,255}{5,92 \cdot 10^{-20}} = 5,6 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-3}.$$

2.9.6 Динамика изменения концентраций Pm и Sm

До достижения равновесного состояния, концентрации прометия и самария изменяются по законам:

$$\begin{aligned} N_{Pm}(t) &= N_{Pm}^{cm} (1 - e^{-\lambda_{Pm} t}) = 1,247 \cdot 10^{16} \cdot (1 - e^{-4,09 \cdot 10^{-6} t}), \\ N_{Sm}(t) &= N_{Sm}^{cm} (1 - e^{-\Phi \cdot \sigma_{Sm} t}) - \frac{N_{Pm}^{cm}}{\frac{\Phi \cdot \sigma_{Sm}}{\lambda_{Pm}} - 1} \cdot (e^{-\lambda_{Pm} t} - e^{-\Phi \cdot \sigma_{Sm} t}) = \\ &= 5,6 \cdot 10^{16} \cdot (1 - e^{-1,54 \cdot 10^{13} \cdot 5,92 \cdot 10^{-20} t}) - \frac{1,247 \cdot 10^{16}}{\frac{1,54 \cdot 10^{13} \cdot 5,92 \cdot 10^{-20}}{5,92 \cdot 10^{-6}} - 1} \cdot \\ &\quad \cdot (e^{-4,09 \cdot 10^{-6} t} - e^{-1,54 \cdot 10^{13} \cdot 5,92 \cdot 10^{-20} t}) = \\ &= 5,6 \cdot 10^{15} \cdot (1 - e^{-9,117 \cdot 10^{-7} t}) + 1,474 \cdot 10^{16} \cdot (e^{-4,09 \cdot 10^{-6} t} - e^{-9,117 \cdot 10^{-7} t}). \end{aligned}$$

Графики процессов изменения концентраций самария и прометия приведены на рисунке 19.

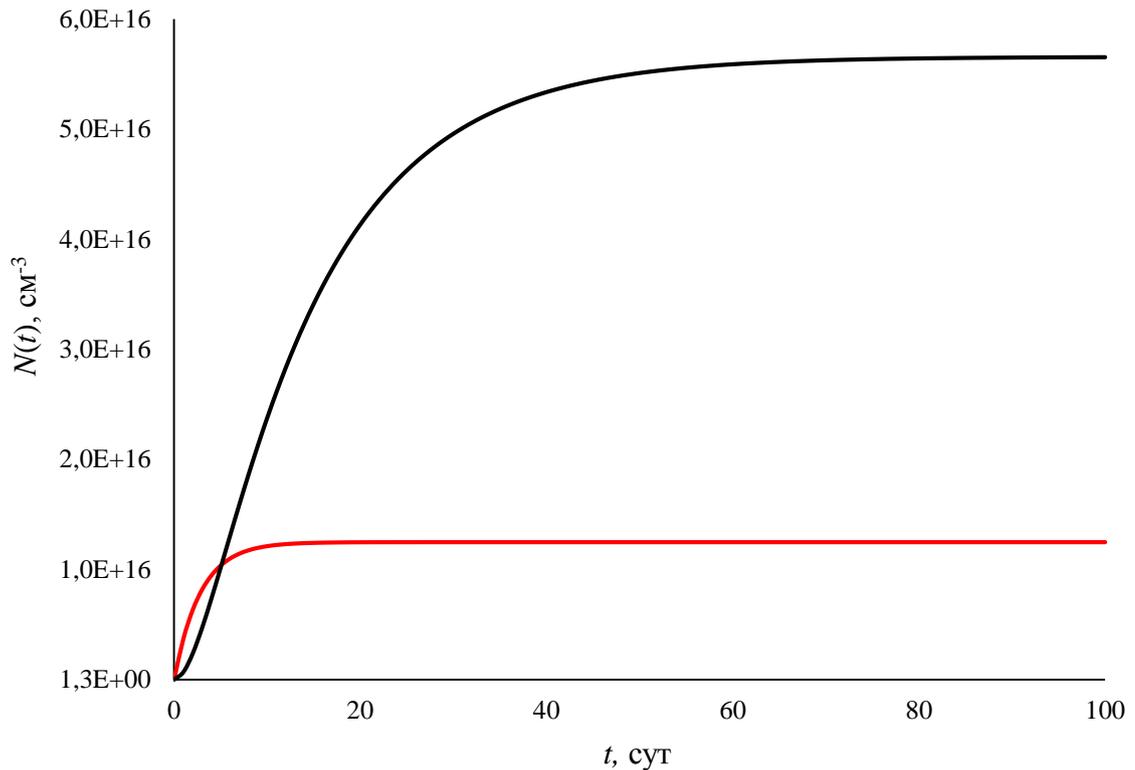


Рисунок 19 – Накопление самария и прометия при пуске: — $N_{Sm}(t)$; — $N_{Pm}(t)$

Концентрации самария и прометия в работающем реакторе увеличиваются постепенно от нуля до равновесной и при $t \rightarrow \infty N_{Sm}(\infty) \rightarrow N_{Sm}^{cm}$. Время достижения самарием 90 % от равновесной концентрации находим, воспользовавшись функцией подбора параметров:

$$t_{Sm}^{cm} = 33 \text{ сут}$$

Достижение концентрации, равной 99 % равновесной, займёт

$$t_{Sm}^{cm} = 60 \text{ сут}$$

то есть примерно вдвое большее время.

2.9.7 Потери реактивности при отравлении самарием

Потери реактивности при отравлении самарием с момента пуска реактора и до установления стационарного значения описывается законом:

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

$$= -7,9 \cdot 10^{-3} \cdot (1 - 0,818 \cdot e^{-9,117 \cdot 10^{-7} \cdot t} + 0,182 \cdot e^{-4,09 \cdot 10^{-6} \cdot t}),$$

где ρ_{Sm}^{cm} – потери реактивности при достижении самарием равновесной концентрации:

$$\rho_{Sm}^{cm} = -\theta \cdot \omega_{Pm} \cdot \frac{\Sigma_{fTOIII}}{\Sigma_{aTOIII}} = -0,914 \cdot 0,013 \cdot \frac{0,255}{0,385} = -0,0079.$$

Процесс изменения реактивности из-за отравления ядерного реактора самарием при выводе на мощность показан на рисунке 20.

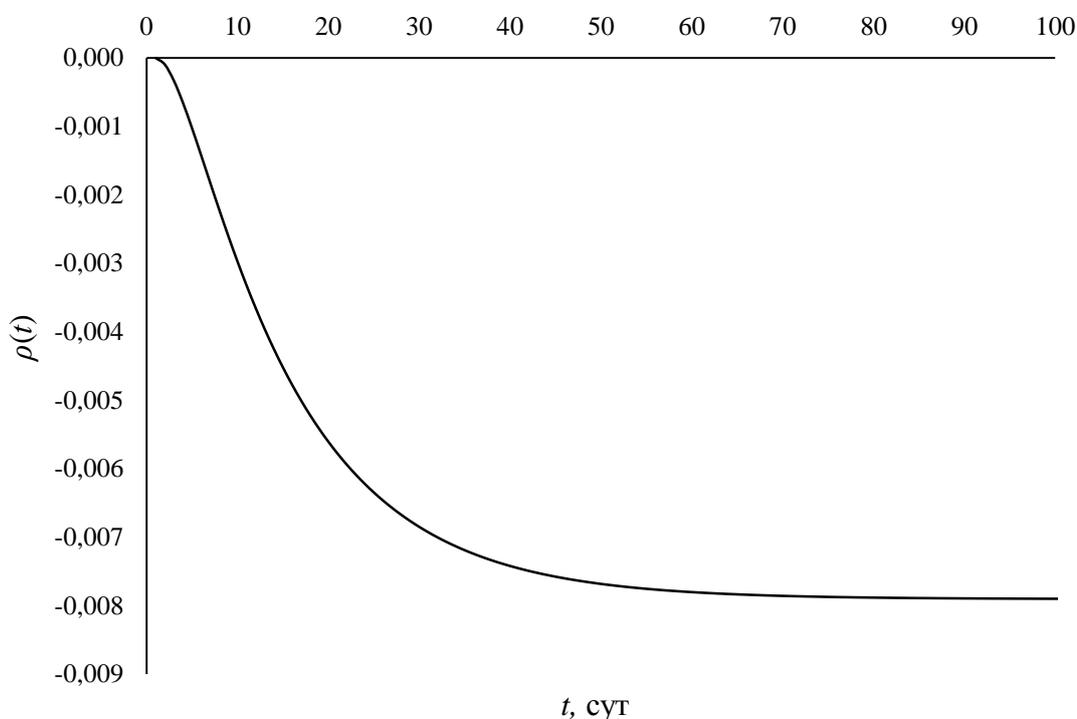


Рисунок 20 – Отравление ядерного реактора самарием при выводе на мощность

2.9.8 «Прометьевый провал»

Концентрации прометия и самария после остановки ядерного реактора определяются по следующим формулам:

$$N_{Pm}(t) = N_{Pm}^{cm} e^{-\lambda_{Pm} \cdot t} = 1,247 \cdot 10^{16} \cdot e^{-4,09 \cdot 10^{-6} \cdot t},$$

$$N_{Sm}(t) = N_{Sm}^{cm} + N_{Pm}^{cm} \cdot (1 - e^{-\lambda_{Pm} \cdot t}) = 5,604 \cdot 10^{16} + 1,247 \cdot 10^{16} \cdot (1 - e^{-4,09 \cdot 10^{-6} \cdot t})$$

График изменения концентраций самария и прометия после остановки показан на рисунке 21.

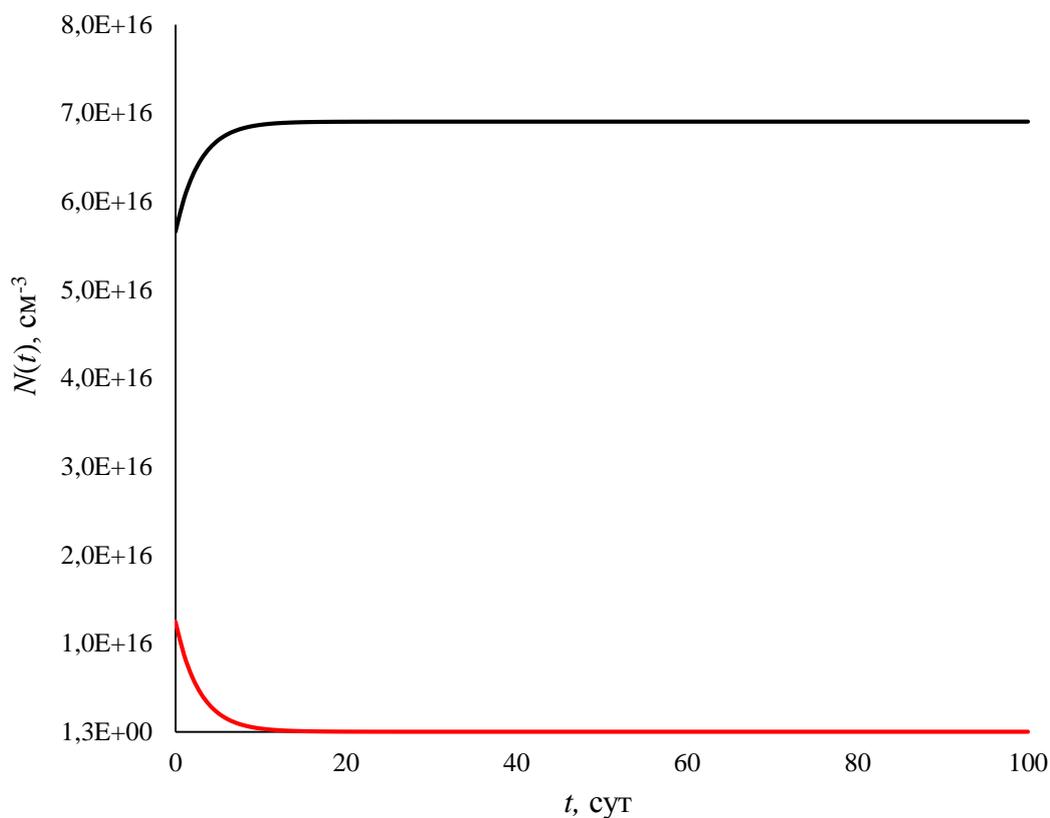


Рисунок 21 – Концентрации самария и прометия после остановки реактора: — $N_{Sm}(t)$; — $N_{Pm}(t)$

Из графика, представленного на рисунке 5, очевидно, что в течении 7-8 суток распадается 90 % прометия, а, следовательно, увеличивается концентрация самария, в результате чего можно считать, что прометьевый провал принимает своё максимальное значение на 8 день.

3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение

3.1 Оценка коммерческого потенциала и перспективности проведения научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения

3.1.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Очевидно, что на данный момент остро встает вопрос о необходимости планирования и организации научно-исследовательских работ. Заметим, что важно не только разработать ту или иную научную тему, но и провести ее анализ с точки зрения ресурсоэффективности и ресурсосбережения, иными словами, необходимо определить затраты на проведение научно-исследовательской работы, продолжительность работ, таким образом определив экономическую эффективность и конкурентоспособность разрабатываемой в настоящей работе ядерной энергетической установки (ЯЭУ).

В ходе выполнения работы был разработан проект ядерной энергетической установки типа УГР с водным теплоносителем. Были рассчитаны нейтронно-физические характеристики для ЯЭУ, основной целью которой является производство электрической энергии. Целевым рынком данного исследования, будут являться государственные корпорации по энергетике, в частности по атомной энергетике. Такими госкорпорациями являются Росэнергоатом (Россия), Минэнерго (Белоруссия) и другие.

Значимыми областями применения таких реакторов является атомные электростанции, главной целью которых, как уже говорилось, является производство электрической энергии для нужд страны.

Отдельной актуальностью применением данного исследования различными госкорпорациями, является экспорт данной продукции в другие страны мира, для развития сотрудничества в области ядерной энергетике и для продвижения данного проекта.

3.1.2 Анализ конкурентных технических решений

В данной работе рассмотрен уран-графитовый канальный реактор на тепловых нейтронах с кипящей водой в качестве теплоносителя. Наиболее подходящими для сравнения являются ЯЭУ отечественных разработок, т.к. Россия является одной из лидирующих стран по уровню развития атомной энергетики и именно отечественные разработки востребованы на рынке атомной энергии. Для проведения анализа конкурентоспособности разработки будет использоваться оценочная карта, приведенная в таблице 5. Конкурентами для сравнения являются реактора типа ВВЭР-1000 и реактор типа РБМК-1000. Позиция разработки и конкурентов оценивается по каждому показателю экспертным путем по пятибалльной шкале, где 1 – наиболее слабая позиция, а 5 – наиболее сильная. Веса показателей, определяемые экспертным путем, в сумме должны составлять 1.

Анализ конкурентных технических решений определяется по формуле:

$$K = \sum B_i \cdot B_i,$$

где K – конкурентоспособность научной разработки или конкурента;

B_i – вес показателя (в долях единицы);

B_i – балл i -го показателя.

Ниже представлен анализ конкурентоспособности ЯЭУ, представленной в данной работе, среди отечественных разработок и ВВЭР-1000 ($B_{к1}$) и РБМК-1000 ($B_{к2}$). Из анализа видно, что преимуществом обладает отечественные реактора типа ВВЭР-1000. Но из таблицы видно, что и разрабатываемый проект имеет свои преимущества, и также свои недостатки. По своим свойствам, он схож с отечественным реактором типа РБМК-1000.

Таблица 5 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических решений (разработок)

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		Б _ф	Б _{к1}	Б _{к2}	К _ф	К _{к1}	К _{к2}
1	2	3	4	5	6	7	8
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
1. Стоимость топлива	0,02	5	4	5	0,1	0,08	0,1
2. Удобство в эксплуатации	0,04	3	4	3	0,12	0,16	0,12
3. Стоимость теплоносителя	0,04	4	4	4	0,16	0,16	0,16
4. Надежность	0,05	3	5	4	0,15	0,25	0,2
5. Возможность перегрузки топлива	0,1	5	2	5	0,5	0,2	0,5
6. Безопасность	0,3	3	4	3	0,9	1,2	0,9
7. Уровень шума	0,05	4	4	4	0,2	0,2	0,2
Экономические критерии оценки эффективности							
1. Конкурентоспособность	0,1	2	5	3	0,2	0,5	0,3
2. Уровень проникновения на рынок	0,1	2	5	3	0,2	0,5	0,3
3. Предполагаемый срок эксплуатации	0,2	4	5	3	0,8	1	0,6
Итого	1	34	41	36	3,33	4,25	3,38

3.1.3 SWOT-анализ

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

Сильные стороны – это факторы, характеризующие конкурентоспособную сторону научно-исследовательского проекта.

Сильными сторонами данной ЯЭУ можно назвать следующие свойства и особенности установки:

- доступность и обработанность технологии воды;
- использования канальной схемы имеем возможность увеличения мощности установки, не увеличивая размеров активной зоны ядерного реактора;
- возможность перегрузки топлива в реакторе, не останавливая его;
- низкое обогащение топлива.

Слабые стороны – это недостаток, упущение или ограниченность научно-исследовательского проекта, которые препятствуют достижению его целей.

Слабыми сторонами можно назвать следующие свойства и особенности исследуемой ЯЭУ:

- использование канальной схемы делает невозможным создание корпуса реактора, что уменьшает его безопасность;

- множества трубопроводов и ответвлений в канальной схеме, что требует для работы участия высококвалифицированного персонала;

- коррозионная активность теплоносителя;

- пористость графита.

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

К возможностям данной ЯЭУ можно отнести:

- снижение стоимости электроэнергии;

- предоставление дополнительных рабочих мест;

- расширение производства и мощностей для обеспечения работоспособности ЯЭУ

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

К угрозам можно отнести:

- природные катаклизмы;

- снижение государственного финансирования и ввода в эксплуатацию новых типов ЯЭУ;

- несанкционированные действия на ЯЭУ;

В таблице 6 представлен SWOT-анализ в виде таблицы, так же показаны результаты пересечений сторон, возможностей и угроз.

Таблица 6 – SWOT-анализ

	Сильные стороны научно-исследовательского проекта: С1. Доступность и обработанность технологии воды С2. Использование канальной схемы имеет возможность увеличения мощности установки, не увеличивая размеров активной зоны ядерного реактора; С3. Возможность перегрузки топлива в реакторе, не останавливая его; С4. Низкое обогащение топлива	Слабые стороны научно-исследовательского проекта: Сл1. Использование канальной схемы делает невозможным создание корпуса реактора, что уменьшает его безопасность; Сл2. Множества трубопроводов и ответвлений в канальной схеме, что требует для работы участия высококвалифицированного персонала; Сл3. Коррозионная активность теплоносителя Сл4. Пористость графита
Возможности: В1.Снижение стоимости электроэнергии. В2.Предоставление рабочих мест. В3.Расширение производства и мощностей для обеспечения работоспособности ЯЭУ	1. Увеличение мощности ЯЭУ приведет к снижению цен на электричество. 2. Увеличение мощности приведет к увеличению персонала ЯЭУ. 3. Увеличение персонала приведет к увеличению рабочих мест.	1. Высококвалифицированный персонал обеспечит безопасность работы ЯЭУ. 2.Дополнительные очистка воды для обеспечения ЯЭУ теплоносителем.
Угрозы: У1. Природные катаклизмы. У2.Снижение государственного финансирования и ввода в эксплуатацию новых типов установок. У3. Несанкционированные действия на ЯЭУ.	1. Возможность увеличения мощности влечет за собой несанкционированных действий в отношении ЯЭУ. 2. Постоянная работа реактора и возможность увеличения мощности вызывает дополнительный интерес у государства.	1.Выбор площадки для строительства АЭС с малой сейсмоактивностью и подверженности природным катаклизмам. 2. Использование в качестве теплоносителя воды, из-за высокой коррозионной активности снижает интерес государства к данной виду ЯЭУ.

Проанализировав характер НТР можно сделать вывод, что наиболее оптимальной стратегией выхода разработки на рынок является стратегия совместной предпринимательской деятельности. Совместная

предпринимательская деятельность – это стратегия, которая основана на соединении общих усилий фирмы с коммерческими предприятиями страны-партнера для создания производственных и маркетинговых мощностей. Данная стратегия выбрана ввиду того, что предприятие, заинтересованное в ЯЭУ на российском рынке, одно (Росэнергоатом). В свою очередь, данное предприятие требует тесного взаимодействия с другими производственными компаниями.

3.2 Планирование научно-исследовательских работ

3.2.1 Структура работ в рамках научного исследования

Планирование комплекса предполагаемых работ осуществляется в следующем порядке:

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

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

Примерный порядок составления этапов и работ, распределение исполнителей по данным видам работ приведен в таблице 7.

Таблица 7 – Перечень этапов, работ и распределение исполнителей

Основные этапы	№ раб	Содержание работ	Должность исполнителя
Разработка технического задания	1	Составление и утверждение задания	Руководитель
Выбор направления исследований	2	Подбор и изучение материалов по уран-графитовым реакторам	Бакалавр
	3	Выбор направления исследований	Руководитель, бакалавр
	4	Календарное планирование работ по теме реактор типа УГР	Руководитель
Теоретические и экспериментальные исследования	5	Проведение теоретических расчетов и обоснований конструкции реактора и активной зоны	Бакалавр
	6	Разработка чертежей и спецификации	Бакалавр
	7	Оценивание правильности полученных характеристик сравнивая их с характеристиками существующего аналога реактора РБМК-1500	Руководитель, бакалавр
Обобщение и оценка результатов	8	Анализ результатов и планирование дальнейших действий при расчёте ВКР	Руководитель
Разработка технической документации и проектирование	9	Выбор конструкции реактора УГР	Бакалавр
	10	Разработка чертежей основных узлов конструкции реактора УГР	Бакалавр
	11	Оценка эффективности и применения данного изделия в производстве	Руководитель, бакалавр
Оформление отчета по ВКР	12	Проверка правильности выполнения ГОСТа и пояснительной записки	Руководитель, бакалавр
	13	Представление результатов работы по проекту	Руководитель, бакалавр, лица, представляющие заинтересованную компанию

3.2.2 Определение трудоемкости выполнения работ

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

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

$$t_{\text{ож}i} = \frac{3 \cdot t_{\text{мин}i} + 2 \cdot t_{\text{макс}i}}{5},$$

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

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

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

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

$$T_{pi} = \frac{t_{\text{ож}i}}{Ч_i},$$

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

$t_{\text{ож}i}$ – ожидаемая трудоемкость выполнения одной работы, чел.-дн.

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

3.2.3 Разработка графика проведения научного исследования

Диаграмма Ганта – горизонтальный ленточный график, на котором работы по теме представляются протяженными во времени отрезками, характеризующимися датами начала и окончания выполнения данных работ.

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

$$T_{ki} = T_{pi} \cdot k_{\text{кал}},$$

где T_{ki} – продолжительность выполнения i -й работы в календарных днях;
 T_{pi} – продолжительность выполнения i -й работы в рабочих днях;
 $k_{\text{кал}}$ – коэффициент календарности.

Коэффициент календарности определяется по следующей формуле:

$$k_{\text{кал}} = \frac{T_{\text{кал}}}{T_{\text{кал}} - T_{\text{вых}} - T_{\text{пр}}},$$

где $T_{\text{кал}}$ – количество календарных дней в году; 365
 $T_{\text{вых}}$ – количество выходных дней в году; 52
 $T_{\text{пр}}$ – количество праздничных дней в году. 14

Рассчитанные значения в календарных днях по каждой работе T_{ki} необходимо округлить до целого числа.

$$k_{\text{кал}} = \frac{365}{365 - 52 - 14} = 1,22,$$

$$t_{\text{min}1} = 1,$$

$$t_{\text{max}1} = 3,$$

$$t_{\text{ожл}} = \frac{3 \cdot 1 + 2 \cdot 3}{5} = 1,8,$$

$$T_{p1} = \frac{1,8}{1} = 1,8,$$

$$T_{k1} = 1,8 \cdot 1,22 = 2.$$

Все значения, полученные при расчетах по вышеприведенным формулам, были сведены в таблицу 8.

Таблица 8 – Временные показатели проведения научного исследования

Название работы	Трудоёмкость работ						Длительность работ в рабочих днях T_{pi}		Длительность работ в календарных днях T_{ki}	
	t_{min} , чел-дни		t_{max} , чел-дни		$t_{ожсi}$, чел-дни					
	Б	Р	Б	Р	Б	Р	Б	Р	Б	Р
1. Составление и утверждение задания	-	1	-	3	-	1,8	-	1,8	-	2
2. Подбор и изучение материалов по уран-графитовым реакторам	4	-	8	-	4,8	-	4,8	-	8	-
3. Выбор направления исследований	1	1	2	2	1,4	1,4	0,7	0,7	1	1
4. Календарное планирование работ по теме реактор типа УГР	-	1	-	3	-	1,8	-	1,8	-	2
5. Проведение теоретических расчетов и обоснований конструкции реактора и активной зоны	9	-	17	-	10,2	-	9,2	-	15	-
6. Разработка чертежей и спецификации	3	-	5	-	3,8	-	3,8	-	5	-
7. Оценивание правильности полученных характеристик сравнивая их с характеристиками существующего аналога реактора РБМК-1500	1	1	2	2	1,4	1,4	0,7	0,7	1	1
8. Анализ результатов и планирование дальнейших действий при расчёте ВКР	-	1	-	2	-	1,4	-	1,4	-	2
9. Выбор конструкции реактора УГР	1	-	3	-	1,8	-	1,8	-	2	-
10. Разработка чертежей основных узлов конструкции реактора УГР	3	-	5	-	3,5	-	2,5	-	5	-
11. Оценка эффективности и применения данного изделия в производстве	2	2	3	3	2,4	2,4	1,2	1,2	2	2
12. Проверка правильности выполнения ГОСТа и пояснительной записки	2	2	3	3	2,4	2,4	1,2	1,2	2	2
13. Представление результатов работы по проекту	7	2	10	3	8,2	2,4	4,1	2,4	5	3

3.3 Бюджет научно-технического исследования (НТИ)

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

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

3.3.1 Расчет материальных затрат НТИ

Расчет материальных затрат осуществляется по следующей формуле:

$$Z_m = (1 + k_T) \cdot \sum_{i=1}^m \Pi_i \cdot N_{\text{расхи}},$$

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

$N_{\text{расхи}}$ – количество материальных ресурсов i -го вида, планируемых к использованию при выполнении научного исследования (шт., кг, м, м² и т.д.);

Π_i – цена приобретения единицы i -го вида потребляемых материальных ресурсов (руб./шт., руб./кг, руб./м, руб./м² и т.д.);

k_T – коэффициент, учитывающий транспортно-заготовительные расходы.

Значения цен на материальные ресурсы могут быть установлены по данным, размещенным на соответствующих сайтах в Интернете предприятиями-изготовителями (либо организациями-поставщиками).

Материальные затраты, необходимые для данной разработки, заносятся в таблицу 9.

Таблица 9 – Материальные затраты

Наименование	Единица измерения	Количество	Цена за ед., руб.	Затраты на материалы, (З _м), руб.
1. Бумага	шт.	150	0,38	57
2. Ручка	Шт.	2	12	24
3. Карандаш	шт.	2	8	16
4. Ластик	шт.	1	10	10
Итого				107

В ходе данной работы не рассчитываются амортизационные отчисления, так как в работе используется только компьютер стоимостью ниже 20000 рублей, а амортизационные отчисления рассчитываются, если стоимость оборудования выше 20000 рублей.

3.3.2 Основная заработная плата исполнителей темы

Величина расходов по заработной плате определяется исходя из трудоемкости выполняемых работ и действующей системы окладов и тарифных ставок. В состав основной заработной платы включается премия, выплачиваемая ежемесячно из фонда заработной платы в размере 20–30 % от тарифа или оклада.

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

$$Z_{зп} = Z_{осн} + Z_{доп},$$

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

$Z_{доп}$ – дополнительная заработная плата (12-20 % от $Z_{осн}$).

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

$$Z_{\text{осн}} = Z_{\text{дн}} \cdot T_p,$$

где $Z_{\text{осн}}$ – основная заработная плата одного работника;

T_p – продолжительность работ, выполняемых научно-техническим работником, раб. дн.

$Z_{\text{дн}}$ – среднедневная заработная плата работника, руб.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле:

$$Z_{\text{дн}} = \frac{Z_m \cdot M}{F_d},$$

где Z_m – месячный должностной оклад работника, руб.;

M – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

при отпуске в 24 раб. дня $M = 11,2$ месяца, 5-дневная неделя;

при отпуске в 48 раб. дней $M = 10,4$ месяца, 6-дневная неделя;

F_d – действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 10).

Таблица 10 — Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Студент
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней		
- выходные дни	52	52
- праздничные дни	14	14
Потери рабочего времени		
- отпуск	48	48
- невыходы по болезни		
Действительный годовой фонд рабочего времени	251	251

Месячный должностной оклад работника:

$$Z_m = Z_{\text{тс}} \cdot (1 + k_{\text{пр}} + k_d) \cdot k_p,$$

где $Z_{\text{тс}}$ – заработная плата по тарифной ставке, руб.;

$k_{\text{пр}}$ – премиальный коэффициент, равный 0,3 (т.е. 30% от $Z_{\text{тс}}$);

k_d – коэффициент доплат и надбавок составляет примерно 0,2 – 0,5 (в НИИ и на промышленных предприятиях – за расширение сфер обслуживания, за профессиональное мастерство, за вредные условия: 15-20 % от $Z_{тс}$);

k_p – районный коэффициент, равный 1,3 (для Томска).

Расчёт основной заработной платы приведён в таблице 11.

Таблица 11 – Расчёт основной заработной платы

Исполнители	$Z_{тс}$, руб.	k_p	Z_m , руб.	$Z_{дн}$, руб.	T_p , раб. дн.	$Z_{осн}$, руб.
Руководитель	7000	1,3	9100	606,7	15	9100
Бакалавр	1750	1,3	2275	73,38	31	2275
Итого						11375

3.3.3 Отчисления во внебюджетные фонды

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

Величина отчислений во внебюджетные фонды определяется исходя из следующей формулы:

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

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

На 2015 г. в соответствии с Федеральным законом 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 в 2015 году водится пониженная ставка – 27,1%. Отчисления во внебюджетные фонды представлены в таблице 12.

Таблица 12 – Отчисления во внебюджетные фонды

Исполнитель	Руководитель+Бакалавр
Основная заработная плата, руб.	11375
Коэффициент отчислений во внебюджетные фонды	0,271
Итого	3082,6

3.3.4 Накладные расходы

Накладные расходы учитывают прочие затраты организации, не попавшие в предыдущие статьи расходов: печать и ксерокопирование материалов исследования, оплата услуг связи, электроэнергии, интернета и т.д. Расчет накладных расходов представлен в таблице 13.

Таблица 13 – Накладные расходы

Наименование	Единица измерения	Количество	Цена за ед., руб.	Затраты на материалы, (Зм), руб.
1. Электроэнергия	кВт·ч	218	5,8	632,2
2. Печать на листе А4	шт.	150	2	300
3. Доступ в интернет	месяц	2	350	700
Итого				1632,2

3.3.5 Формирование бюджета затрат научно-исследовательского проекта

Рассчитанная величина затрат научно-исследовательской работы (темы) является основой для формирования бюджета затрат проекта, который при формировании договора с заказчиком защищается научной организацией в качестве нижнего предела затрат на разработку научно-технической продукции. Определение бюджета затрат на научно-исследовательский проект по каждому варианту исполнения приведен в таблице 14.

Таблица 14 – Расчет бюджета затрат НТИ

Наименование статьи	Сумма, руб.
1. Материальные затраты НТИ	107
2. Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	11375
3. Отчисления во внебюджетные фонды	3082,6
4. Накладные расходы	1632,2
Бюджет затрат НТИ	16196,8

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

Определение эффективности происходит на основе расчета интегрального показателя эффективности научного исследования. Его нахождение связано с определением двух средневзвешенных величин: финансовой эффективности и ресурсоэффективности. Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования. Для этого наибольший интегральный показатель реализации технической задачи принимается за базу расчета (как знаменатель), с которым соотносятся финансовые значения по всем вариантам исполнения. Интегральный финансовый показатель разработки определяется как:

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

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

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

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

Для сравнения был выбран аналогичный проект реакторной установки УГР с бюджетом затрат НТИ 83449 рублей.

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

Так как разработка имеет одно исполнение, то

$$I_{финр}^{исп.1} = \frac{\Phi_{p1}}{\Phi_{max}} = \frac{16196,8}{83449} = 0,194.$$

$$I_{финр}^{исп.2} = \frac{\Phi_{p1}}{\Phi_{max}} = \frac{83449}{83449} = 1.$$

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

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

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

a_i – весовой коэффициент i -го варианта исполнения разработки;

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

n – число параметров сравнения.

Расчет интегрального показателя ресурсоэффективности представлен в таблице 15.

Таблица 15 – Оценка характеристик исполнения проекта

Критерии \ Объект исследования	Весовой коэффициент параметра	Проект	Аналог
1. Стоимость топлива	0,2	5	5
2. Удобство в эксплуатации	0,15	3	3
3. Стоимость теплоносителя	0,15	4	3
4. Надежность	0,2	3	3
5. Возможность перегрузки топлива	0,05	5	5
6. Безопасность	0,25	3	3
ИТОГО	1	22	21

$$I_{проект} = 5 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,15 + 3 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,25 + 5 \cdot 0,05 = 3,65.$$

$$I_{\text{аналог}} = 5 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,15 + 3 \cdot 0,15 + 3 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,25 + 5 \cdot 0,05 = 3,5.$$

Интегральный показатель эффективности вариантов исполнения разработки ($I_{\text{испн}}$) определяется на основании интегрального показателя ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле:

$$I_{\text{проект}} = \frac{I_{p\text{-проект}}}{I_{\text{финр}}^{\text{проект}}} = \frac{3,65}{0,194} = 18,8,$$

$$I_{\text{аналог}} = \frac{I_{p\text{-аналог}}}{I_{\text{финр}}^{\text{аналог}}} = \frac{3,5}{1} = 3,5.$$

Сравнение интегрального показателя эффективности вариантов исполнения разработки позволит определить сравнительную эффективность проекта (таблица 16) и выбрать наиболее целесообразный вариант из предложенных. Сравнительная эффективность проекта:

$$\mathcal{E}_{\text{ср.п}} = \frac{I_{\text{проект}}}{I_{\text{аналог}}} = \frac{18,8}{3,5} = 5,37$$

$$\mathcal{E}_{\text{ср.а}} = \frac{I_{\text{аналог}}}{I_{\text{проект}}} = \frac{3,5}{18,8} = 0,19$$

Таблица 16 – Эффективность разработки

№ п/п	Показатели	Проект	Аналог
1	Интегральный финансовый показатель разработки	0,194	1
2	Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	3,65	3,5
3	Интегральный показатель эффективности	18,8	3,5

Сравнивая данные проекта и аналога, можно сделать вывод, что эффективным вариантом является предоставляемый проект.

Заключение

В результате проделанной работы для заданного уран-графитового реактора с водяным теплоносителем:

– Выполнен предварительный расчет реактора: определены параметры конструктивной схемы ячейки и размеры активной зоны, рассчитаны ядерно-физические характеристики «холодного» реактора; найден эффективный коэффициент размножения $k_{эф} = 1,295$.

– Проведена оптимизация параметров ячейки по диаметру твэла, шагу решетки и размеру ячейки «под ключ», выбраны оптимальные размеры ячейки которым соответствует $k_{эф} = 1,298$.

– Выполнен расчет горячего реактора при рабочей температуре, рассчитан эффективный коэффициент размножения для «горячего» реактора $k_{эф} = 1,317$, определены температурные коэффициенты реактивности.

– Были рассчитаны длительность кампании и нуклидный состав ядерного топлива в различные моменты времени двумя различными методами. Первый метод – многогрупповой итерационный процесс. Длительность кампании получилась равна 1350 суток. Второй метод – программный расчет с помощью WIMS. Длительность кампании получилась равной 2000 суток. Если учесть, что кампания реактора РБМК–1000 составляет 1080 эффективных суток, а проектируемый реактор имеет более высокое обогащение, можно судить о адекватности полученных значений.

– Были рассчитаны стационарные концентрации ксенона и самария, отравляющие ядерный реактор во время его работы. Результаты, полученные с помощью WIMS и посчитанные вручную согласуются между собой и принимают адекватное значение, что подтверждает правильность расчетов.

Список публикаций

1. Лабыкин М. Б. Моделирование процесса самораспространяющегося высокотемпературного синтеза / М. Б. Лабыкин, Е. В. Шклярченко; науч. рук. Д.С. Исаченко // Перспективы развития фундаментальных наук: сборник научных трудов XII Международной конференция студентов и молодых ученых, г. Томск, 21-24 апреля 2015 г. — Томск: Изд-во ТПУ, 2015. — [С. 422-424].

2. Лабыкин М. Б. Факторы управления самораспространяющимся высокотемпературным синтезом при получении боридов / М. Б. Лабыкин, Е. В. Шклярченко // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов VII Международной научно-практической конференции, г. Томск, 3-6 июня 2015 г. — Томск: Изд-во ТПУ, 2015. — [С. 46].

3. Лабыкин М. Б. Расчетно-теоретический анализ процесса синтеза / М. Б. Лабыкин, Е. В. Шклярченко, Д. С. Исаченко // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов VIII Международной научно-практической конференции, г. Томск, 1-3 июня 2016 г. — Томск: Изд-во ТПУ, 2016. — [С. 101-102].

4. Labykin M.V. Theoretical computation model of combustion in self-propagating high-temperature synthesis mode / M.V. Labykin, D.S. Isachenko // Сборник тезисов докладов VIII школы-конференции молодых атомщиков Сибири, 17-18 мая 2017 г. — Томск: Изд-во ТУСУРа, 2017. — [С. 32].

Список использованных источников

1. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК // Абрамов М.А., Авдеев В.И., Адамов Е.О. и др. // М.: ГУП НИКИЭТ, 2006. С. 632.
2. Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор // М.: Атомиздат, 1980.
3. Опыт использования уран-эрбиевого топлива на Игналинской АЭС / Шевалдин В.Н., Негривода Г.П., Воронцов Б.А., Роботько А.В., Бурлаков Е.В., Краюшкин А.В., Федосов А.М. и др. // Атомная энергия, 1998, т.85, вып.2, С. 91 – 97.
4. Нейтронно-физический и теплогидравлический расчет реактора на тепловых нейтронах: Учебное пособие / Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В., Колпаков Г.Н. // Томский государственный университет, Томск, 2002.
5. Григорьева И.С., Мейлихова Е.З. Физические величины: Справочник // М.: Энергоатомиздат, 1991.
6. Абагян Л.П. Групповые константы для расчета ядерных реакторов и защиты: Справочник. // М.: Энергоатомиздат, 1981.
7. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. «Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем» // Известия высших учебных заведений. Физика. – 2010. – Т. 53. № 11. – С. 10–14.
8. «Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учебное пособие для вузов» / Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алтухов М.С. // М.: Энергоиздат, 1982. – 511с.
9. Тепловыделение в ядерном реакторе/ Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А.; // М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.
10. Составляющие пространственно-распределенного источника тепловыделения в графитовых конструкциях ЯЭУ / Бойко В.И.,

Гаврилов П.М., Лызко В.А., Нестеров В.Н., Шаманин И.В., Ратман А.В.// Известия вузов. Серия: Ядерная энергетика. – 2005. – № 4. – С. 3–8.

11. Halsall M.J. A Summary of WIMSD4 Input Options // AEEW-M 1327, Reissued June 1980.

12. Кукин П.П. Безопасность жизнедеятельности. Безопасность технологических процессов и производств: учеб. Пособие / П.П. Кукин, В.Л. Лапин – М.: Высшая школа, 1999. – 318с.

13. Об основах охраны труда в Российской Федерации: Федеральный закон от 17 июля 1999 №181 – ФЗ // Российская газ. – 1999. – 24.07. – С. 4

14. СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы «Гигиенические требования к ПЭВМ и организации работы» [Текст]. – Взамен СанПиН 2.2.2.542-96; введ. 2003-06-30. – М: Российская газета, 2003. – 3 с.

15. ГОСТ 12.1.038-82. ССБТ. Электробезопасность [Текст]. – Введ. 1983-01-07. – М.: Издательство стандартов, 1988. – 2 с.

16. СНиП 21-01-97. Пожарная безопасность зданий и сооружений [Текст]. – Взамен СНиП 2.01.02-85; введ. 1998-01-01. – М.: Госстрой России, ГУП ЦПП, 1999. – 6 с.

Приложение А
(обязательное)

Таблица А.1 – Микро- и макросечения для материалов «холодного» ядерного реактора

Материал	$N, \text{см}^{-3}$	Микросечение, барн				Макросечение, см^{-1}				Логарифмический декремент	Замедляющая способность
		σ_a	σ_f	σ_s	σ_{tr}	Σ_a	Σ_f	Σ_s	Σ_{tr}	ξ	$\xi\Sigma_s$
U^{235}	$7,074 \cdot 10^{20}$	496,076	422,718	15	511,076	0,351	0,299	0,011	0,362	$0,849 \cdot 10^{-2}$	$9,005 \cdot 10^{-5}$
U^{238}	$2,287 \cdot 10^{22}$	2,050	—	9	11,050	0,047	—	0,206	0,253	$0,838 \cdot 10^{-2}$	$1,725 \cdot 10^{-3}$
O^{16}	$4,716 \cdot 10^{22}$	—	—	3,750	3,600	—	—	0,177	0,170	0,120	0,021
Er^{68}	$1,185 \cdot 10^{20}$	489,201	—	1,335	490,540	0,058	—	$2,000 \cdot 10^{-4}$	0,058	0,012	$6,933 \cdot 10^{-4}$
Топливо	$2,370 \cdot 10^{22}$	—	—	—	—	0,456	0,299	0,393	0,842	0,007	0,024
Теплоноситель (H_2O)	$2,811 \cdot 10^{22}$	—	—	—	—	0,022	—	2,670	2,310	0,107	1,350
Замедлитель (C^{12})	$8,282 \cdot 10^{22}$	0,003	—	4,700	4,421	$2,506 \cdot 10^{-4}$	—	0,389	0,366	0,158	0,061
Zr^{40}	$4,186 \cdot 10^{22}$	0,136	—	6,200	6,274	$5,701 \cdot 10^{-3}$	—	0,260	0,263	0,022	$5,662 \cdot 10^{-3}$
Nb^{41}	$1,073 \cdot 10^{21}$	0,878	—	6,500	7,313	$9,419 \cdot 10^{-4}$	—	0,007	0,008	0,021	$1,489 \cdot 10^{-4}$
Оболочка	$4,293 \cdot 10^{22}$	—	—	—	—	$6,642 \cdot 10^{-3}$	—	0,266	0,270	0,022	$5,811 \cdot 10^{-3}$

Продолжение приложения А

Таблица А.2 – Микро- и макросечения для материалов «горячего» ядерного реактора

Материал	$N, \text{см}^{-3}$	Микросечение, барн				Макросечение, см^{-1}				Логарифмический декремент	Замедляющая способность
		σ_a	σ_f	σ_s	σ_{tr}	Σ_a	Σ_f	Σ_s	Σ_{tr}	ξ	$\xi\Sigma_s$
U^{235}	$7,074 \cdot 10^{20}$	425,130	362,263	15	440,130	0,302	0,258	0,011	0,313	$8,492 \cdot 10^{-2}$	$9,005 \cdot 10^{-5}$
U^{238}	$2,287 \cdot 10^{22}$	1,687	—	9	10,687	0,039	—	0,207	0,246	$8,384 \cdot 10^{-2}$	$1,725 \cdot 10^{-3}$
O^{16}	$4,716 \cdot 10^{22}$	—	—	3,750	3,600	—	—	0,177	0,170	0,120	0,021
Er^{68}	$1,185 \cdot 10^{20}$	402,473	—	1,335	403,795	0,048	—	$1,582 \cdot 10^{-4}$	0,049	0,012	$5,592 \cdot 10^{-4}$
Топливо	$2,370 \cdot 10^{22}$	—	—	—	—	0,389	0,258	0,395	0,777	0,007	0,024
Теплоноситель (H_2O)	$2,811 \cdot 10^{22}$	—	—	—	—	0,019	—	2,310	2,310	0,107	1,350
Замедлитель (C^{12})	$8,282 \cdot 10^{22}$	0,002	—	4,700	4,420	$2,020 \cdot 10^{-4}$	—	0,389	0,366	0,158	0,061
Zr^{40}	$4,186 \cdot 10^{22}$	0,115	—	6,200	6,253	$4,825 \cdot 10^{-3}$	—	0,260	0,269	0,022	$5,662 \cdot 10^{-3}$
Nb^{41}	$1,073 \cdot 10^{21}$	0,722	—	6,500	7,157	$7,752 \cdot 10^{-4}$	—	0,007	0,008	0,021	$1,489 \cdot 10^{-4}$
Оболочка	$4,293 \cdot 10^{22}$	—	—	—	—	$5,595 \cdot 10^{-3}$	—	0,266	0,269	0,022	$5,811 \cdot 10^{-3}$

Приложение Б
(обязательное)

Таблица Б – Оптимизация параметров решетки

	Шаг решетки (d), см	$D_{табл.}$, см	$D_{тепла.внеш.}$, см	Размер ячейки под ключ ($a_{ключ}$), см	Скорость прокатки (v), м/с	k_{∞}	$k_{эф}$
1	1,37	1,175	1,363	25	16,6390	1,3147	1,2971
	1,40	1,175	1,363	25	14,1163	1,3154	1,2978
	1,45	1,175	1,363	25	11,2350	1,3158	1,2982
	1,50	1,175	1,363	25	9,2317	1,3154	1,2978
	1,55	1,175	1,363	25	7,8105	1,3141	1,2966
	1,60	1,175	1,363	25	6,7390	1,3121	1,2946
2	1,50	1,165	1,353	25	9,0098	1,3153	1,2977
	1,50	1,170	1,358	25	9,1192	1,1354	1,2978
	1,50	1,175	1,363	25	9,2317	1,3154	1,2979
	1,50	1,180	1,368	25	9,3475	1,3155	1,2979
	1,50	1,185	1,373	25	9,4666	1,3154	1,2979
	1,50	1,190	1,378	25	9,5892	1,3154	1,2978
3	1,50	1,180	1,368	22	7,2387	1,3073	1,2904
	1,50	1,180	1,368	23	7,9117	1,3108	1,2938
	1,50	1,180	1,368	24	8,6146	1,3136	1,2963
	1,50	1,180	1,368	25	9,3475	1,3154	1,2979
	1,50	1,180	1,368	26	10,1102	1,3162	1,2987
	1,50	1,180	1,368	27	10,9029	1,3165	1,29869

Приложение В
(обязательное)

Таблица Б.1 – Таблица многогрупповых констант

№ группы	$\Sigma_a, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_s, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_{\text{ув}}, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_{\text{тр}}, \text{см}^{-1}$	$D, \text{см}$	$\nu_f \Sigma_f, \text{см}^{-1}$	ε_i	$I^0, \text{отн.ед.}$	$I^1, \text{отн.ед.}$
1	0,001507	0,000848	0,0611	0,07728	4,313164	0,083807314	0,016	0,001133	0,001133
2	0,000626	0,000242	0,0537	0,10160	3,280755	0,043466193	0,088	0,007978	0,007978
3	0,000416	0,000028	0,0629	0,15188	2,194636	0,040541579	0,184	0,018561	0,018561
4	0,000377	0,000054	0,0438	0,13593	2,452108	0,032306245	0,27	0,052107	0,052109
5	0,000135	0,000097	0,0585	0,19241	1,732408	0,003408603	0,202	0,050038	0,050039
6	0,000129	0,000105	0,0604	0,23651	1,409351	0,002140493	0,141	0,056365	0,056367
7	0,000148	0,000121	0,0810	0,31084	1,072352	0,002463714	0,061	0,043428	0,043429
8	0,000205	0,000172	0,0905	0,34051	0,978905	0,002946379	0,024	0,038074	0,038075
9	0,000307	0,000266	0,0901	0,36233	0,919958	0,003624788	0,01	0,036797	0,036798
10	0,000407	0,000356	0,0953	0,37509	0,888659	0,004555391	0,003	0,033075	0,033076
11	0,000538	0,000472	0,0995	0,38301	0,870294	0,005820601	0,001	0,029955	0,029956
12	0,000704	0,000619	0,1008	0,38675	0,861878	0,007532542	0,000	0,028853	0,028854
13	0,001031	0,000926	0,1017	0,38682	0,861725	0,009244484	0,000	0,028162	0,028163
14	0,001603	0,001461	0,1026	0,38710	0,861097	0,012497172	0,000	0,027553	0,027553
15	0,002355	0,002142	0,1034	0,38909	0,856687	0,018831356	0,000	0,026978	0,026979
16	0,003326	0,003017	0,1045	0,38872	0,857508	0,027391063	0,000	0,026287	0,026288
17	0,004359	0,003934	0,1058	0,41820	0,797058	0,037662711	0,000	0,025465	0,025466
18	0,003686	0,003009	0,1056	0,39386	0,846317	0,059917954	0,000	0,024939	0,024939
19	0,008183	0,007312	0,1096	0,43403	0,767986	0,077037364	0,000	0,023486	0,023486
20	0,013712	0,10152	0,1135	0,41203	0,808995	0,077037364	0,000	0,021512	0,021513
21	0,029596	0,10131	0,1289	0,41602	0,801226	0,063341832	0,000	0,017812	0,017812
22	0,001938	0,10123	0,1024	0,38211	0,872343	0,034238828	0,000	0,018932	0,018932
23	0,002832	0,10122	0,1029	0,38302	0,870261	0,059917958	0,000	0,018724	0,018725
24	0,004212	0,10125	0,1063	0,38442	0,867092	0,109564251	0,000	0,018243	0,018244
25	0,012121	0,10122	0,1090	0,39235	0,849577	0,265350923	0,000	0,016756	0,016756
26	0,009281	0,00000	0,0121	0,38947	0,855857	0,503813012	0,000	0,308788	0,308797

Продолжение приложения В

Таблица Б.2 – Таблица переходов

	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
1	0	2,78E-02	5,96E-03	1,63E-02	5,21E-03	2,84E-03	1,19E-03	2,19E-04	8,16E-05	2,31E-05	5,80E-06	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
2	0	0	4,29E-02	1,47E-03	5,27E-03	1,57E-03	1,44E-03	2,70E-04	1,04E-04	3,59E-05	7,74E-06	5,80E-06	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
3	0	0	0	5,77E-02	1,72E-03	1,57E-03	8,40E-04	3,29E-04	1,44E-04	5,00E-05	1,74E-05	7,74E-06	3,87E-06	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
4	0	0	0	0	3,91E-02	2,27E-03	1,09E-03	5,06E-04	2,29E-04	8,54E-05	3,68E-05	1,74E-05	7,74E-06	5,80E-06	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
5	0	0	0	0	0	5,47E-02	1,91E-03	9,11E-04	4,44E-04	1,96E-04	8,71E-05	4,06E-05	1,94E-05	7,74E-06	7,74E-06	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
6	0	0	0	0	0	0	5,62E-02	2,00E-03	1,09E-03	5,05E-04	2,30E-04	1,06E-04	5,03E-05	2,32E-05	1,16E-05	7,74E-06	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
7	0	0	0	0	0	0	0	7,52E-02	3,06E-03	1,42E-03	6,54E-04	3,04E-04	1,41E-04	6,58E-05	3,09E-05	1,35E-05	7,74E-06	0	0	0	0	0	0	0	0	
8	0	0	0	0	0	0	0	0	8,31E-02	3,84E-03	1,78E-03	8,26E-04	3,85E-04	1,78E-04	8,32E-05	3,87E-05	1,74E-05	1,55E-05	0	0	0	0	0	0	0	
9	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,10E-02	4,72E-03	2,18E-03	1,01E-03	4,70E-04	2,19E-04	1,01E-04	4,64E-05	2,13E-05	1,93E-05	0	0	0	0	0	0	
10	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,44E-02	5,57E-03	2,59E-03	1,20E-03	5,57E-04	2,59E-04	1,20E-04	5,61E-05	2,51E-05	2,13E-05	0	0	0	0	0	
11	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,73E-02	6,21E-03	2,88E-03	1,34E-03	6,21E-04	2,88E-04	1,33E-04	6,19E-05	2,90E-05	2,51E-05	0	0	0	0	
12	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,79E-02	6,48E-03	3,01E-03	1,40E-03	6,48E-04	3,02E-04	1,39E-04	6,38E-05	3,09E-05	2,51E-05	0	0	0	
13	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,82E-02	6,62E-03	3,07E-03	1,43E-03	6,62E-04	3,08E-04	1,43E-04	6,58E-05	3,09E-05	2,71E-05	0	0	
14	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,84E-02	6,72E-03	3,12E-03	1,45E-03	6,71E-04	3,11E-04	1,45E-04	6,77E-05	3,09E-05	2,71E-05	0	
15	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,85E-02	6,75E-03	3,13E-03	1,45E-03	6,75E-04	3,13E-04	1,45E-04	6,77E-05	3,09E-05	2,71E-05	0
16	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,86E-02	6,78E-03	3,15E-03	1,46E-03	6,79E-04	3,15E-04	1,47E-04	6,77E-05	3,09E-05	2,71E-05
17	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,89E-02	6,78E-03	3,15E-03	1,46E-03	6,79E-04	3,15E-04	1,47E-04	6,77E-05	5,80E-05
18	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,87E-02	6,82E-03	3,16E-03	1,47E-03	6,81E-04	3,17E-04	1,47E-04	1,28E-04
19	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,91E-02	6,82E-03	3,16E-03	1,47E-03	6,81E-04	3,17E-04	2,75E-04
20	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,88E-02	6,82E-03	3,16E-03	1,47E-03	6,81E-04	5,92E-04
21	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,86E-02	6,82E-03	3,16E-03	1,47E-03	1,27E-03
22	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,85E-02	6,82E-03	3,16E-03	2,74E-03
23	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,85E-02	6,82E-03	5,91E-03
24	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	8,85E-02	6,82E-03	1,27E-02
25	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1,01E-01
26	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

Приложение Г
(обязательное)

```

CELL      6
SEQUENCE  1
NGROUP    26
NMESH     116
NMATERIAL  3
NREGION   6
PREOUT
INITIATE
*****  ***  *****  ****  ****
ANNULUS  1  0.07  0  1
ANNULUS  2  2.503  1  30
ANNULUS  3  2.981  2  10
ANNULUS  4  4.000  3  5
ANNULUS  5  4.400  2  30
ANNULUS  6  14.104  4  40
MESH     1 30 10 5 30 40
MATERIAL 1 -1 1273. 1          $
           2235 0.000711        $
           8238 0.022988        $
           6016 0.047398
MATERIAL 2 -1 1273. 2          $
           91  0.041858          $
           93  0.001073
MATERIAL 3 -1 493. 3          $
           3001 0.0562           $
           6016 0.0281
MATERIAL 4 -1 493. 4          $
           2012 0.082816
S      32
FEWGROUPS 2,3,4,5,6,8,10,12,13,15  $
17,18,20,21,23,24,25,27,28,31,33,  $
37,39,47,53,69
BEGINC
BEGINC
POWERC  1,11.819,50,1
BEGINC
BEGINC
POWERC  1,11.819,50,1
BEGINC
BEGINC

```