

Школа Инженерная школа ядерных технологий  
 Направление подготовки 14.04.02 Ядерная физика и технологии  
 Отделение школы (НОЦ) Отделение ядерно-топливного цикла

### МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
<b>Исследование физических параметров реакторных установок для атомных ледоколов</b>
УДК 621.039.577:621.039.512

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM92	Сазонов Семен Михайлович		

Руководитель ВКР

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

### КОНСУЛЬТАНТЫ ПО РАЗДЕЛАМ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент	Трубченко Т.Г.	к.э.н.		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент	Передерин Ю.В.	к.т.н.		

### ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Руководитель ООП	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ядерные реакторы и энергетические установки	Кузнецов М.С.	к.т.н.		

## Перечень компетенций ООП

<b>Универсальные компетенции</b>	
УК(У)-1	Способен осуществлять критический анализ проблемных ситуаций на основе системного подхода, выработать стратегию действий.
УК(У)-2	Способен управлять проектом на всех этапах его жизненного цикла
УК(У)-3	Способен организовать и руководить работой команды, выработывая командную стратегию для достижения поставленной цели.
УК(У)-4	Способен применять современные коммуникативные технологии, в том числе на иностранном (-ых) языке (-ах), для академического и профессионального взаимодействия.
УК(У)-5	Способен анализировать и учитывать разнообразие культур в процессе межкультурного взаимодействия.
УК(У)-6	Способен определить и реализовать приоритеты собственной деятельности и способы ее совершенствования на основе самооценки.
<b>Общепрофессиональные компетенции</b>	
ОПК(У)-1	Способен формулировать цели и задачи исследования, выбирать критерии оценки, выявлять приоритеты решения задач,
ОПК(У)-2	Способен применять современные методы исследования, оценивать и представлять результаты выполненной работы
ОПК(У)-3	Способен оформлять результаты научно-исследовательской деятельности в виде статей, докладов, научных отчетов и презентаций с использованием систем компьютерной верстки и пакетов офисных программ
<b>Профессиональные компетенции</b>	
ПК(У)-1	Способность к созданию теоретических и математических моделей в области ядерной физики и технологий
ПК(У)-2	Готовность применять методы исследования и расчета процессов, происходящих в современных физических установках и устройствах в области ядерной физики и технологий
ПК(У)-3	Готовность разрабатывать практические рекомендации по использованию результатов научных исследований
ПК(У)-4	Способность оценивать риск и определять меры безопасности для новых установок и технологий, составлять и анализировать сценарии потенциально возможных аварий, разрабатывать методы уменьшения риска их возникновения
ПК(У)-5	Способность к анализу технических и расчетно-теоретических разработок, к учету их соответствия требованиям законов в области промышленности, экологии, технической, радиационной и ядерной безопасности и другим нормативным актам
ПК(У)-6	Способность объективно оценить предлагаемое решение или проект по отношению к современному мировому уровню, подготовить экспертное заключение
ПК(У)-7	Способность формулировать технические задания, использовать информационные технологии и пакеты прикладных программ при проектировании и расчете физических установок, использовать знания методов анализа эколого-экономической эффективности при проектировании и реализации проектов
ПК(У)-8	Способность провести расчет, концептуальную и проектную проработку современных физических установок и приборов
ПК(У)-9	Готовность применять методы оптимизации, анализа вариантов, поиска решения многокритериальных задач, учета неопределенностей при проектировании
ПК(У)-10	Способность решать задачи в области развития науки, техники и технологии с учетом нормативного правового регулирования
ПК(У)-11	Готовность к преподавательской деятельности по основным образовательным программам высшего образования и дополнительного профессионального образования (ДПО)
ПК(У)-12	Способность к проектированию и экономическому обоснованию инновационного бизнеса, содержания, структуры и порядка разработки бизнес-плана



	компенсирующей группы с использованием данных последнего пуска реактора КЛТ-40 и построение графика на основе экспериментальных данных.
<b>Перечень графического материала</b>	– презентация; – сборочный чертеж.
<b>Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы</b>	
<b>Раздел</b>	<b>Консультант</b>
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение:	Трубченко Т.Г.
Социальная ответственность	Передерин Ю.В.
Иностранный язык	Сидоренко Т.В.
<b>Названия разделов, которые должны быть написаны на русском и иностранном языках:</b>	
1 Обзор литературы.	
2 Расчет и аналитика.	
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и энергосбережение.	
4 Социальная ответственность.	
5 Приложение А Neutron-physical tests of the core during operation of the KLT-40	

<b>Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику</b>	15.03.2021
---	------------

**Задание выдал руководитель:**

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

**Задание принял к исполнению студент:**

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM92	Сазонов Семен Михайлович		

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

Студенту:

<b>Группа</b>	<b>ФИО</b>
0AM92	Сазонову Семену Михайловичу

<b>Школа</b>	<b>ИЯТШ</b>	<b>Отделение школы (НОЦ)</b>	<b>ОЯТЦ</b>
Уровень образования	магистратура	Направление/специальность	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	Оклад руководителя – 36174 руб. Оклад исполнителя – 18426 руб.
2. Нормы и нормативы расходования ресурсов	Накладные расходы – 10 %; Районный коэффициент – 30 %; Норма амортизации – 33,3 %.
3. Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования	Отчисления во внебюджетные фонды составляют 30 %

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

1. Оценка коммерческого потенциала, перспективности ТП с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения	Анализ конкурентных технических решений; SWOT-анализ
2. Планирование и формирование бюджета технического проекта	Планирование работ; Разработка графика Ганта. Формирование бюджета затрат на проектирование
3. Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности проекта	Описание потенциального эффекта

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

1. Календарный план-график выполнения проекта (диаграмма Ганта)
---

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

**Задание выдал консультант:**

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН ШБИП	Трубченко Т.Г.	К.Э.Н.		

**Задание принял к исполнению студент:**

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM92	Сазонов С.М.		

## ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ92	Сазонову Семену Михайловичу

Школа	ИЯТШ	Отделение школы (НОЦ)	ОЯТЦ
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	Ядерные физика и технологии/ Ядерные реакторы и энергетические установки

Тема ВКР:

Исследование физических параметров реакторных установок для атомных ледоколов

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

<i>1. Характеристика объекта исследования (вещество, материал, прибор, алгоритм, методика, рабочая зона) и области его применения</i>	Исследование физических параметров реакторных установок для атомных ледоколов. Область применения – Ядерная энергетика.
---	---

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

<p><i>1. Правовые и организационные вопросы обеспечения безопасности:</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– специальные (характерные при эксплуатации объекта исследования, проектируемой рабочей зоны) правовые нормы трудового законодательства;</li> <li>– организационные мероприятия при компоновке рабочей зоны.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>– Трудовой кодекс Российской Федерации;</li> <li>– СанПиН 1.2.3685-21;</li> <li>– СНиП 41-01-2003;</li> <li>– ТОИ Р-45-084-01;</li> <li>– ГОСТ 12.1.038-82;</li> <li>– Технический регламент о требованиях пожарной безопасности.</li> </ul>
<p><i>2. Производственная безопасность:</i></p> <p><i>2.1. Анализ выявленных вредных и опасных факторов.</i></p> <p><i>2.2. Обоснование мероприятий по снижению воздействия</i></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>– Повышенный уровень электромагнитного излучения;</li> <li>– Недостаточная освещенность рабочей зоны;</li> <li>– Превышение уровня шума;</li> <li>– Отклонение показателей микроклимата;</li> <li>– Поражение электрическим током.</li> </ul>
<p><i>3. Безопасность в чрезвычайных ситуациях</i></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>– Наиболее вероятная аварийная ситуация на рабочем месте – пожар;</li> <li>– Также возможны: аварии с электрооборудованием.</li> </ul>

<b>Дата выдачи задания для раздела по линейному графику</b>	15.03.2021
---	------------

**Задание выдал консультант:**

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ ИЯТШ	Передерин Ю.В.	к. т. н.		15.03.2021

**Задание принял к исполнению студент:**

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ92	Сазонов Семен Михайлович		15.03.2021

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

Школа Инженерная школа ядерных технологий  
 Направление подготовки (специальность) 14.04.02 Ядерные физика и технологии  
 Отделение школы (НОЦ) Отделение ядерно-топливного цикла  
 Период выполнения (весенний семестр 2020 /2021 учебного года)

Форма представления работы:

Магистерская диссертация
--------------------------

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

### КАЛЕНДАРНЫЙ РЕЙТИНГ-ПЛАН выполнения выпускной квалификационной работы

Срок сдачи студентом выполненной работы:	14.06.2021
--	------------

Дата контроля	Название раздела (модуля) / вид работы (исследования)	Максимальный балл раздела (модуля)
15.03.2021	Выдача задания.	
13.04.2021	Анализ данных эксплуатации.	
16.04.2021	Расчет основных геометрических и теплогидравлических характеристик активной зоны.	
22.04.2021	Расчет ядерного реактора в программе WIMS-D5B.	
29.04.2021	Расчет критического положения компенсирующей группы.	
14.06.2021	Сдача работы.	

**СОСТАВИЛ:**

**Руководитель ВКР**

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

**СОГЛАСОВАНО:**

**Руководитель ООП**

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ ИЯТШ	Кузнецов М. С.	к.т.н.		

## РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа 92 с., 20 рис., 19 табл., 30 источников, 4 прил.

Ключевые слова: компенсирующая группа, нейтронно-физические испытания, атомный ледокол, активная зона, элементарная ячейка.

Объектом исследования является водо-водяной реактор малой мощности.

Цель работы – исследовать физические параметры реакторной установки КЛТ-40 для атомных ледоколов и определить критическое положение компенсирующей группы после пуска реактора.

В процессе исследования проводились расчеты геометрических и теплогидравлических характеристик реактора, проводился расчет критического положения компенсирующей группы, произведен расчет финансовой составляющей работы, определены факторы, влиявшие на выполнение работы.

В результате исследования определены критические положения компенсирующей группы, произведен расчет в программе WIMS-D5B и определены геометрические и теплогидравлические характеристики реактора.

Основные конструктивные, технологические и техникоэксплуатационные характеристики: ядерный реактор КЛТ-40 с теплоносителем  $H_2O$ , тепловой мощностью 150 МВт, с гладкостержневым цилиндрическим типом твэлов.

Степень внедрения: высокая, проект может использоваться в настоящее время, при продолжении дальнейших исследований. Все разработанные в процессе написания дипломной работы идеи были рассмотрены инженером 1 категории - оператором атомного ледокола, была отмечена оригинальность проделанной работы.

Область применения: ядерная энергетика.

Экономическая эффективность/значимость работы высокая.

В будущем планируется: продолжение более детального расчета реактора данного типа.

## **Определения и сокращения**

АЗ - аварийная защита

ВКВ - верхний концевой выключатель

ИК - ионизационная камера

ИУ - инструкция по управлению

КГ - компенсирующая группа

КД - компенсатор давления

МС - малая скорость

НКВ - нижний концевой выключатель

НП - номинальные параметры

НФИ – нейтронно-физические испытания

ПИК - пусковая ионизационная камера

ПКГ - периферийная компенсирующая группа

ПОР - потенциально опасная работа

ППУ - паропроизводящая установка

РБ - радиационная безопасность

РЭ - руководство по эксплуатации

СКГ - средняя компенсирующая группа

СУЗ - система управления и защиты

ТВС - тепловыделяющая сборка

ЦКГ - центральная компенсирующая группа

ЦНПК - циркуляционный насос первого контура

УП - указатель положения

ЭД - эксплуатационная документация

## Оглавление

Введение .....	13
1 Обзор литературы .....	15
1.1 Ядерная безопасность .....	15
1.2 Техническое обеспечение .....	16
1.3 Анализ данных эксплуатации.....	17
1.4 Объем испытаний .....	17
1.5 Анализ результатов .....	22
2 Расчет и аналитика .....	23
2.1 Оценка основных геометрических характеристик активной зоны.....	23
2.2 Определение общего расхода теплоносителя через реактор и распределения расходов через ТВС .....	26
2.3 Теплогидравлический расчет .....	27
2.4 Расчет в программе WIMS-D5B .....	31
2.5 Расчет критического положения компенсирующей группы.....	36
2.6 Расчёт изменения запаса реактивности активной зоны за период между настоящим и предыдущим пусками реактора .....	38
2.7 Температурный эффект реактивности.....	39
2.8 Изменение запаса реактивности, связанное с отравлением реактора Xe-135 .....	40
2.9 Изменение запаса реактивности, связанное с отравлением Sm-149 .....	42
2.10 Расчет дифференциальной эффективности компенсирующих групп .....	47
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение... ..	50
3.1 Оценка коммерческого потенциала и перспективности проведения научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения.....	51

3.2 Анализ конкурентных технических решений.....	51
3.3 SWOT-анализ .....	53
3.4 Организация и планирование работ.....	55
3.4.1 Разработка графика проведения научно-технического исследования....	56
3.5 Бюджет научно-технического исследования .....	57
3.5.1 Расчет затрат на материалы .....	57
3.5.2 Расчет заработной платы .....	58
3.5.3 Расчет затрат на социальный налог .....	59
3.5.4 Расчёт амортизационных отчислений .....	59
3.5.5 Расчет прочих расходов .....	60
3.5.6 Расчет общей себестоимости разработки.....	60
3.6 Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования.....	61
3.7 Выводы по разделу .....	62
4 Социальная ответственность .....	64
4.1 Правовые и организационные вопросы обеспечения безопасности .....	65
4.2 Повышенный уровень электромагнитного излучения.....	65
4.3 Недостаточная освещенность рабочей зоны.....	67
4.4 Превышение уровня шума .....	68
4.5 Отклонение показателей микроклимата.....	68
4.6 Психофизиологические факторы .....	69
4.7 Электробезопасность.....	70
4.8 Пожарная и взрывная безопасность.....	72
4.10 Выводы по разделу .....	75
Заключение.....	77

Список публикаций студента .....	79
Список использованных источников.....	80
Приложение А.....	83
Приложение Б. ....	90
Приложение В.....	91
Приложение Г .....	92

## Введение

Выполненная работа определяет объем и порядок проведения периодических нейтронно-физических испытаний в процессе эксплуатации с целью проверки соответствия нейтронно-физических характеристик активной зоны как элемента, важного для безопасности, проектным данным и условиям безопасной эксплуатации в соответствии с НП-029-01. Она распространяется на реакторы, паропроводящие установки (ППУ) КЛТ-40, КЛТ-40М и ОК-900А.

Работы, связанные с проведением физических испытаний, являются потенциально опасными, необходимо строго выполнять соответствующие инструктивные указания по их выполнению, а также требования эксплуатационной документации по обеспечению ядерной безопасности.

Нейтронно-физические испытания проводятся не реже одного раза в год личным составом судов под руководством главного физика. По результатам нейтронно-физических испытаний личным составом судов под руководством главных физиков производится обработка результатов испытаний, где отражаются данные нейтронно-физических испытаний и эксплуатации.

По результатам анализа данных выполненных нейтронно-физических испытаний и записей вахтенного журнала делается заключение о возможности и условиях дальнейшей эксплуатации активной зоны.

При необходимости могут определяться дополнительные нейтронно-физические параметры активной зоны по специально разработанным программам в рамках инструктивных действий и с соблюдением мер по ядерной безопасности.

Актуальностью данной работы является то, что любая физическая установка сопровождается математическими и физическими расчетами, точность которых зависит от знания параметров в активной зоне. В данной работе проведен расчет реального реактора КЛТ-40 при следующем пуске, который находится на атомном ледоколе. Ранее осуществлялся пуск реактора КЛТ-40, было загружено новое топливо, выработано определенное количество

энергии, после чего атомный ледокол будет заглушен, пройдут ремонтные работы и снова произведется запуск реактора КЛТ-40.

Цель данной работы: исследовать физические параметры реакторной установки КЛТ-40 для атомных ледоколов и определить критическое положение компенсирующей группы после пуска реактора, в связи с чем были поставлены следующие задачи:

- проведение расчета основных геометрических параметров и определение общего расхода теплоносителя через реактор КЛТ-40;
- проведение теплогидравлического расчета и вычисление максимальных тепловых потоков и температур по принятым значениям коэффициентов неравномерности и запаса;
- создание расчетной модели в программе WIMS-D5B и проведение расчета;
- проведение расчета критического положения компенсирующей группы с использованием данных последнего пуска реактора КЛТ-40 и построение графика на основе экспериментальных данных.

Научная новизна исследования обуславливается возможностью использования результатов настоящей работы применимо к атомным реакторам малой мощности типа КЛТ-40, которые предназначены для снабжения атомных ледоколов тепловой, механической и электрической энергией. Для атомных ледоколов важными характеристиками, являются частая остановка и пуск реактора и в данной работе, рассматривался, расчет параметров реактора КЛТ-40, которые определяют пусковое положение компенсирующих групп для следующего пуска.

Практическая значимость работы заключается в обобщении результатов исследований, выполненных по программе исследования реакторов малой мощности, а также в практическом улучшении эксплуатационных характеристик реактора, что будет способствовать более эффективному его использованию.

## **1 Обзор литературы**

### **1.1 Ядерная безопасность**

Нейтронно-физические испытания относятся к числу потенциально-опасных работ и требуют для обеспечения безопасности соблюдения ряда дополнительных требований сверх указанных в эксплуатационной документации для нормальной эксплуатации. Общие требования по организации и проведению потенциально опасных работ (ПОР) отражены в разделе 7 НП-029-01 [9].

Нейтронно-физические испытания выполняются личным составом судна под руководством главного физика и главного механика, прошедших специальную подготовку и имеющих соответствующий допуск к работе.

Исходное состояние систем и оборудования ППУ перед началом испытаний, объем необходимых функциональных проверок должны соответствовать требованиям инструкции по управлению ППУ с учетом настоящей программы и методики. При обнаружении в ходе нейтронно-физических испытаний (НФИ) каких-либо отказов в СУЗ испытания должны быть приостановлены до восстановления работоспособности в полном объеме.

Подключение дополнительной аппаратуры контроля допускается только к резервным пусковым ионизационным камерам (ПИК). При подключении должно обеспечиваться выполнение требований эксплуатационной документации (ЭД) на аппаратуру СУЗ. Подключение должен выполнять специалист, допущенный к обслуживанию под независимым контролем ответственного лица.

Все операции по подключениям, снятию блокировок, распоряжения руководителя испытаний, изменения состояния ППУ и реактора должны документироваться записью в вахтенном журнале пульта управления ППУ.

Для определения эффективности групп аварийной защиты (АЗ) должна быть снята блокировка, запрещающая подъем КГ при невзведенной одной

группе АЗ в соответствии с руководством по эксплуатации (РЭ) аппаратуры СУЗ (если имеется возможность оперативного снятия данной блокировки). По окончании определения эффективности последней группы АЗ блокировка должна быть немедленно восстановлена и взведены все группы АЗ. О снятии и восстановлении указанной блокировки необходимо сделать соответствующую запись в вахтенном журнале ППУ.

В процессе испытаний в надкритическом состоянии не допускается снижения периода удвоения мощности реактора менее 30 с.

При проведении перекомпенсаций КГ сначала выполняется перемещение соответствующих КГ вниз, а затем других групп вверх в соответствии с инструкцией по управлению (ИУ) ППУ, не допуская потери контроля мощности реактора и снижения периода удвоения мощности менее 30 с.

В процессе разогрева обеспечивается непрерывный контроль за скоростью разогрева, не допускается превышение значения 20 °С/ч. При необходимости - дистанционно корректируется (понижается) мощность реактора [10].

## **1.2 Техническое обеспечение**

Управление установкой при выполнении испытаний осуществляется в соответствии с требованиями эксплуатационной документации. Контроль параметров в процессе испытаний должен осуществляться с помощью штатных средств контроля систем управления. Кроме того, для проведения испытаний также используется дополнительный реактиметр типа ЦВР-10 (диапазон измерения от  $10^2$  до  $10^5$  импульсов/с, допускаемая относительная погрешность  $\pm 5\%$ ), подключенного к резервной рабочей подвеске ионизационной камеры (ИК).

До начала работ реактор, системы 1 и 2 контуров, аппаратура СУЗ, другие системы управления и все вспомогательные системы должны быть подготовлены в соответствии с инструкцией по управлению ППУ [2].

### **1.3 Анализ данных эксплуатации**

Перед проведением очередных НФИ производится анализ условий эксплуатации активной зоны по данным вахтенного журнала ППУ за период работы после проведения последних НФИ.

Из вахтенного журнала заносятся в таблицы, следующие данные:

- данные по пускам реактора;
- данные по изменению положения органов компенсации в процессе выгорания активной зоны.

Заносятся в таблицу результаты технологического контроля, радиохимического анализа проб теплоносителя 1 контура по данным службы радиационной безопасности (РБ) [2].

### **1.4 Объем испытаний**

Определяются нейтронно-физические характеристики реактора в «холодном» разотравленном состоянии, критическое положение КГ и их дифференциальная эффективность вблизи этого положения при центральной компенсирующей группе (ЦКГ) на нижнем концевом выключателе (НКВ). Рассматривается эффективность каждой группы АЗ.

Критические положения и дифференциальные эффективности КГ около критического положения (при ЦКГ на НКВ) при поочередном извлечении каждой из средней компенсирующей группы (СКГ) и периферийной компенсирующей группы (ПКГ) на верхний концевой выключатель (ВКВ). Критическое положение и дифференциальную эффективность КГ около критического положения при ЦКГ на ВКВ или критическое положение и

дифференциальная эффективность ЦКГ вблизи критического положения при КГ на НКВ.

Определяется нейтронно-физические параметры в процессе разогрева до спецификационной (рабочей) температуры. Находятся критические положения СКГ+ПКГ (при ЦКГ на НКВ) в процессе разогрева не менее, чем в 10 точках для различных температур (с шагом 25 °С). Также определяется температура теплоносителя, при которой СКГ+ПКГ выходят на ВКВ при ЦКГ на НКВ (не более 310 °С).

Испытания выполняются в разотравленном по Хе-135 состоянии реактора после выдержки с момента последнего останова не менее 3 сут. Температура в 1 контуре в исходном "холодном" состоянии должна составлять от 20 до 70 °С.

Перед пуском реактора, системы 1 и 2 контуров, аппаратуру СУЗ, другие системы управления и все вспомогательные системы в соответствии с инструкцией по управлению ППУ подключаются дополнительно к реактиметру типа ЦВР-10 к резервной рабочей подвеске ИК.

Органы управления на ЦПУ ППУ при испытаниях в «холодном» и «горячем» состояниях должны устанавливаться в положения, предусмотренные инструкцией по управлению ППУ для режима пуска.

Мощность реактора должна быть стабилизирована в диапазоне от  $10^{-3}$  до  $10^{-2}$  %  $N_{\text{ном}}$  при КГ в критическом положении  $N_{\text{крит}}$  (период удвоения мощности равен бесконечности в течение не менее 2 мин). Температура теплоносителя в реакторе стабилизируется в диапазоне от 20 до 70 °С, циркуляционный насосы первого контура (ЦНПК) работают на малой скорости (МС).

При проведении испытаний мощность реактора не должна превышать  $10^{-2}$  %  $N_{\text{ном}}$  (не допускается разогрев теплоносителя первого контура).

Определяется дифференциальная эффективность СКГ+ПКГ в положении около критического при ЦКГ на НКВ и уточняется критическое положение СКГ+ПКГ.

Построение характеристики интегральной эффективности СКГ+ПКГ начинается от  $H_{ВКВ}$ :  $\rho_{\infty}(H_{ВКВ})=0$ . Интервал от  $H_{ВКВ}$  до  $H_{крит}$  разбивается на участки длиной  $\Delta H_j$  ( $\Delta H_j < 10$  мм), и значение интегральной эффективности при погружении от  $H_{ВКВ}$  до  $H^j$  ( $\rho^{\infty}(H^j_{КГ})$ , %) определяется согласно выражению:

$$\rho^{\infty}(H^j_{КГ}) = \sum_{j=1}^j (\partial \rho^{\infty} / \partial H_{КГ})^j \cdot \Delta H_j,$$

где  $(\partial \rho^{\infty} / \partial H_{КГ})^j$  - среднее на участке  $H^j$ ,

$$H^j = H_{ВКВ} + \sum_{j=1}^j \Delta H_j.$$

Выполняется подключения в аппаратуре СУЗ по обеспечению возможности сброса АЗ по одной группе и подъема КГ при одной сброшенной группе АЗ в соответствии с эксплуатационной документации (ЭД) на аппаратуру СУЗ. Проводится извлечение КГ при одной сброшенной группе АЗ в случае потери контроля нейтронной мощности производится шагами с выдержками времени между шагами, соответствующими зонам замедленного перемещения КГ, в соответствии с инструкцией по управлению ППУ.

Блокировка в СУЗ, запрещающая подъем КГ при одной сброшенной группе АЗ, должна быть восстановлена и сделана соответствующая запись в вахтенном журнале пульта ППУ.

Рассчитывается суммарная эффективность четырех групп АЗ согласно выражению:

$$\rho_{АЗ}^{\infty} = K_{инт} \cdot \sum_{i=1}^4 \rho_{АЗi}^{\infty},$$

где  $K_{инт}$  коэффициент интерференции (значение  $K_{инт}$  определяется при статочных испытаниях активной зоны).

Определяются критические положения органов компенсации реактивности и их дифференциальная эффективность около критического положения при извлечении одной из СКГ или ПКГ на ВКВ при ЦКГ на НКВ.

Поддерживая уровень мощности извлекается СКГ2 до ВКВ методом перекомпенсации (опусканием СКГ1+ПКГ и извлечением СКГ2). Определяется критическое положение СКГ1+ПКГ при поддержании мощности  $(10^{-3} - 10^{-2}) \% N_{\text{ном}}$ . Определяется  $\partial\rho^\infty / \partial H$  СКГ1+ПКГ аналогично. При определении критического положения КГ разница в положении отдельных частей СКГ и ПКГ не должно превышать 1 мм по указателю положения (УП).

Опусканием других частей КГ и шаговым подъемом необходимых для извлечения частей КГ с выполнением требований определяется критические положения и дифференциальные эффективности частей КГ, находящихся в критическом положении:

- ПКГ+СКГ2 при СКГ1 на ВКВ (ЦКГ на НКВ);
- ПКГ2+СКГ при ПКГ1 на ВКВ (ЦКГ на НКВ);
- ПКГ2+СКГ при ПКГ2 на ВКВ (ЦКГ на НКВ);
- СКГ при ПКГ на ВКВ (ЦКГ на НКВ).

Оценка значения подкритичности проводится для полностью разотравленного «холодного» реактора (60 °С).

В случае отличия температуры в реакторе от указанноого выше значения вычислить соответствующие поправки  $\Delta\rho_{\text{нопр}}^\infty$  по данным формуляра на активную зону.

Значение подкритичности оценивается в предположении линейного изменения дифференциальной эффективности КГ от значения  $\partial\rho^\infty / \partial H_{\text{КГ}}$  около критического положения до нуля при положении КГ, соответствующем нижнему торцу активной зоны.

$$\Delta\rho_{\text{подкр}}^\infty = (\partial\rho^\infty / \partial H_{\text{КГ}}) \cdot \left(1 + \frac{H_{\text{НКВ}}}{H_{\text{КРИТ}} + H_{\text{НКВ}}}\right) \cdot \frac{H_{\text{КРИТ}}}{2} - \Delta\rho_{\text{нопр}}^\infty.$$

Определение нейтронно-физических характеристик реактора в процессе разогрева и при рабочей температуре проводятся, когда реактор переведен в исходное состояние. Состояние механизмов и арматуры ППУ определяется ИУ ППУ для режима разогрева.

Подъемом СКГ и ПКГ увеличивается мощность реактора, обеспечивающая разогрев теплоносителя 1 контура со средней скоростью 20 °С/ч при подключенной системе очистки и расхолаживания.

Изменение реактивности реактора в процессе разогрева до средней спецификационной температуры 295 °С (при работе ЦНПК на большой скорости (БС)) компенсируется поочередным перемещением СКГ и ПКГ в положение "ровно" (при ЦКГ на НКВ). При выходе КГ на ВКВ изменение реактивности компенсируется подъемом ЦКГ.

Через каждые 20–30°С до температуры 250°С и далее через 10–15°С, положение всех СКГ и ПКГ выравнивается, не допуская разницы отдельных частей КГ более 1 мм, и после перевода установки в стационарное состояние (мощность и температура в реакторе не изменяются, реактивность по показаниям дополнительного реактиметра равна нулю), параметры регистрируются.

При достижении спецификационной температуры 1 контура 295 °С в случае невыхода КГ на ВКВ методом перекомпенсации определяется критическое положение СКГ при ЦКГ на НКВ и ПКГ на ВКВ.

изменение запаса реактивности при разогреве реактора из "холодного" состояния определяется по выражению:

$$\rho_T^\infty = \rho_{хол}^\infty (H_{СКГ+ПКГ}^{T_1}) - \rho_{хол}^\infty (H_{СКГ+ПКГ}^{T_{хол}}),$$

где  $\rho_{хол}^\infty (H_{СКГ+ПКГ}^{T_1})$ ,  $\rho_{хол}^\infty (H_{СКГ+ПКГ}^{T_{хол}})$ , – запасы реактивности, определенные по уточненной по результатам настоящих испытаний "холодной" кривой «Интегральная эффективность СКГ+ПКГ» для критического положения СКГ+ПКГ при температуре  $T_1$ , и в "холодном" состоянии.

При этом начало кривой ( $\rho^\infty = 0$ ) должно соответствовать 20 °С. Если настоящие НФИ проводятся при  $T_{хол} > 20$  °С, то участок зависимости в интервале температур от 20 °С до  $T_{хол}$  определяется согласно кривой на начало кампании [3].

## 1.5 Анализ результатов

После окончания испытаний нейтронно-физических характеристик в «холодном» состоянии и затем после разогрева выполняется анализ результатов и делается вывод о допустимости и условиях дальнейшей эксплуатации активной зоны.

Активная зона допускается к эксплуатации без ограничений при выполнении следующих условий:

- исправны все рабочие органы СУЗ и каналы контроля;
- суммарная эффективность четырех групп АЗ, определенная в «холодном разотравленном» состоянии с использованием коэффициента интерференции, должна быть не меньше 0,9 %;
- отклонение эффективности каждой группы АЗ от среднего значения не должно превышать 25 %;
- обеспечивается глушение реактора в разотравленном состоянии при положении любой из СКГ или ПКГ на ВКВ.

Отклонение эффективности отдельных групп АЗ от усредненного значения более чем на 25 % в сторону уменьшения является признаком возможного обрыва одного из стержней АЗ или его части; дополнительным признаком обрыва является значительное (более 20 %) снижение эффективности группы АЗ по сравнению с результатами предыдущих физических испытаний.

При невыполнении хотя бы одного из перечисленных условий решение о возможности и условиях продолжения эксплуатации активной зоны принимается ФГУП «Атомфлот» по согласованию с ОАО «ОКБМ Африкантов», НИЦ «Курчатовский институт» на основании требований действующей эксплуатационной и нормативной документации [4].

## 2 Расчет и аналитика

### 2.1 Оценка основных геометрических характеристик активной зоны

Площадь эквивалентной ячейки:

$$S_{\text{я}} = a^2 \cdot \cos 30^\circ = 44,893 \text{ см}^2.$$

Площадь ТВС:

$$S_{\text{ТВС}} = \frac{\pi \cdot d_{\text{ТВС}}^2}{4} = 29,225 \text{ см}^2.$$

Площадь чехла ТВС:

$$S_{\text{ч}} = S_{\text{ТВС}} - \frac{\pi \cdot (d_{\text{ТВС}} - 2 \cdot \delta_{\text{ч}})^2}{4} = 1,513 \text{ см}^2.$$

Площадь, занимаемая ТВЭЛами в ТВС:

$$S_{\text{ТВЭЛ}} = \frac{\pi \cdot d_{\text{ТВЭЛ}}^2 \cdot N_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{ТВС}}}{4} = 15,397 \text{ см}^2.$$

Площадь горячего в ТВС:

$$S_{\text{ГОР}}^{\text{ТВС}} = \frac{\pi \cdot (d_{\text{твэл}} - 2 \cdot \delta_{\text{об}})^2 \cdot N_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{ТВС}}}{4} = 10,831 \text{ см}^2.$$

Площадь горячего в активной зоне:

$$S_{\text{ГОР}}^{\text{а.з.}} = \frac{\pi (d_{\text{твэл}} - 2 \cdot \delta_{\text{об}})^2 \cdot \sum n^{\text{твэл}} \cdot H_{\text{а.з.}}}{4} = 239088,9 \text{ см}^2.$$

Находим теплопередающую поверхность ТВЭЛов в реакторе:

$$S_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{мен}} = \pi \cdot d_{\text{твэл}} \cdot \sum n^{\text{твэл}} \cdot H_{\text{а.з.}} = 219,28 \text{ см}^2.$$

Площадь оболочек твэлов в ТВС:

$$S_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{об}} = (S_{\text{ТВЭЛ}} - S_{\text{ГОР}}^{\text{ТВС}}) \cdot N_{\text{твэл}}^{\text{ТВС}} = 4,566 \text{ см}^2.$$

Площадь, занимаемая борными пластинами в ТВС:

$$S_{\text{БП}} = n_{\text{БП}} \cdot b \cdot c = 0,6 \text{ см}^2.$$

ТВС содержит четыре типа СВП:

- СВП типа 1 – 1 шт.;
- СВП типа 2 – 3 шт.;

– СВП типа 4 – 3 шт.;

– СВП типа 5 – 3 шт.

СВП типа 1,2 и СВП типа 4,5 имеют одинаковые геометрические размеры:

$$d_{СВП1,2} = 0,62 \text{ см}, \delta_{об}^{СВП1,2} = 0,05 \text{ см},$$

$$d_{СВП4,5} = 0,46 \text{ см}, \delta_{об}^{СВП4,5} = 0,045 \text{ см}.$$

Площадь СВП типа 1 и 2:

$$S_{СВП1,2} = \frac{\pi \cdot d_{СВП1,2}^2 \cdot N_{СВП1,2}}{4} = 1,208 \text{ см}^2.$$

Площадь СВП типа 4 и 5:

$$S_{СВП4,5} = \frac{\pi \cdot d_{СВП4,5}^2 \cdot N_{СВП4,5}}{4} = 0,997 \text{ см}^2.$$

Площадь, занимаемая ВП в СВП типа 1 и 2:

$$S_{ВП}^{СВП1,2} = \frac{\pi \cdot (d_{СВП1,2}^2 - \delta_{об}^{СВП1,2}) \cdot N_{СВП1,2}}{4} = 0,849 \text{ см}^2.$$

Площадь, занимаемая ВП в СВП типа 4 и 5:

$$S_{ВП}^{СВП4,5} = \frac{\pi \cdot (d_{СВП4,5}^2 - \delta_{об}^{СВП4,5}) \cdot N_{СВП4,5}}{4} = 0,645 \text{ см}^2.$$

Площадь оболочек СВП типа 1 и 2:

$$S_{об}^{СВП1,2} = S_{СВП1,2} - S_{ВП}^{СВП1,2} = 0,358 \text{ см}^2.$$

Площадь оболочек СВП типа 4 и 5:

$$S_{об}^{СВП4,5} = S_{СВП4,5} - S_{ВП}^{СВП4,5} = 0,352 \text{ см}^2.$$

Площадь конструкционных материалов в ТВС:

$$S_{KM}^{TBC} = S_{ч} + S_{ТВЭЛ}^{об} + S_{БП} + S_{об}^{СВП1,2} + S_{об}^{СВП4,5} + S_{ПЭЛ} = 9,133 \text{ см}^2.$$

Площадь воды в ТВС:

$$S_{H_2O}^{TBC} = S_{ЭЯ}^{TBC} - S_{ГОР}^{TBC} - S_{KM}^{TBC} = 24,929 \text{ см}^2.$$

Площадь замедлителя в ТВС:

$$S_{3M}^{TBC} = S_{KM}^{TBC} + S_{H_2O}^{TBC} = 34,062 \text{ см}^2.$$

Разобьем ячейку на две зоны – центральную (блок) и периферийную (замедлитель). Блок включает в себя втулку вместе с твэлами, замедлитель – остальную часть ячейки. Преобразуем эквивалентную ячейку к виду показанному на рисунке 1.

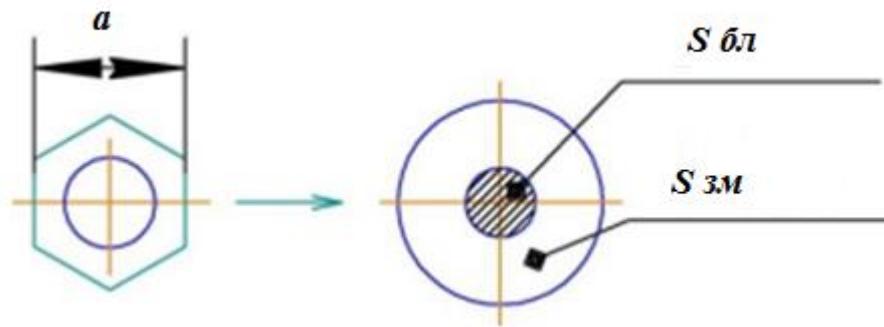


Рисунок 1 – Элементарная ячейка

Площадь горячего элементарной ячейки:

$$S_{Бл} = \frac{S_{ГОР}^{TBC}}{N_{твэл}^{TBC}} = 0,212 \text{ см}^2.$$

Площадь конструкционных материалов элементарной ячейки:

$$S_{KM}^{ТВЭЛ} = \frac{S_{KM}^{TBC}}{N_{твэл}^{TBC}} = 0,179 \text{ см}^2.$$

Площадь воды элементарной ячейки:

$$S_{H_2O}^{ТВЭЛ} = \frac{S_{H_2O}^{TBC}}{N_{твэл}^{TBC}} = 0,489 \text{ см}^2.$$

Площадь элементарной ячейки:

$$S_0 = \frac{S_{ЭЯ}}{N_{твэл}^{TBC}} = 0,88 \text{ см}^2.$$

Площадь замедлителя в элементарной ячейке:

$$S_{3M} = S_0 - S_{Бл} = 0,668 \text{ см}^2.$$

## 2.2 Определение общего расхода теплоносителя через реактор и распределения расходов через ТВС

Находим энтальпию воды на входе и выходе из а.з.:

$$h_{\text{вх}} = f(P_{\text{вх}}, T_{\text{вх}}) = 1229 \frac{\text{кДж}}{\text{кг}},$$

$$h_{\text{вых}} = f(P_{\text{вых}}, T_{\text{вых}}) = 1440 \frac{\text{кДж}}{\text{кг}}.$$

Расход теплоносителя через реактор равен:

$$G_p = \frac{Q}{\Delta h} = \frac{Q}{(h_{\text{вых}} - h_{\text{вх}})} = 710,9 \frac{\text{кг}}{\text{с}}.$$

Рассчитываем площадь проходного сечения ТВС для теплоносителя:

$$S = \left[ S_{\text{яч}} - \frac{\pi \cdot d_{\text{стерж}}^2}{4} \cdot N_{\text{стерж}}^{\text{ТВС}} \right] \cdot 10^{-4} = 0,015 \text{ м}^2.$$

Определяем средний расход на одну ТВС:

$$G_{\text{ТВС}} = \frac{G_p}{N_{\text{ТВС}}} = 2,95 \frac{\text{кг}}{\text{с}}.$$

Средняя температура теплоносителя равна:

$$T_f = \frac{T_{\text{ВХ}} + T_{\text{ВЫХ}}}{2} = 298,5 \text{ }^\circ\text{C}.$$

Средняя плотность теплоносителя:

$$\bar{\gamma} = f(\bar{P}, T_f) = 724,2 \frac{\text{кг}}{\text{м}^3}.$$

Площадь одной ячейки ТВС:

$$f_{\text{яч}} = 6 \cdot \frac{1}{\sqrt{3}} \cdot \left( \frac{h_{\text{кл}}}{2} \right)^2 = 0,00322 \text{ м}^2.$$

Проходное сечение ячейки ТВС:

$$S_{\text{яч}} = f_{\text{яч}} - 0,785 \cdot (n_{\text{твэл}} \cdot d_{\text{твэл}}^2 + n_{\text{свн}} + d_{\text{свн}}^2) - n_{\text{он}} \cdot h_{\text{он}} \cdot a_{\text{он}} = 0,001 \text{ м}^2.$$

Гидравлический периметр ТВС:

$$\Pi_z = \pi \cdot (n_{\text{твэл}} \cdot d_{\text{твэл}} + n_{\text{свн}} \cdot d_{\text{свн}}) + 2 \cdot (a_{\text{он}} + h_{\text{он}}) = 1,21 \text{ м}.$$

Гидравлический диаметр ТВС:

$$d_z = \frac{4 \cdot S_{яч}}{П_2} = 0,0033 \text{ м.}$$

Находим среднюю скорость теплоносителя:

$$\bar{\omega} = \frac{G}{S \cdot \gamma} = 4,07 \frac{\text{м}}{\text{с}}.$$

### 2.3 Теплогидравлический расчет

Задача данного раздела: вычисление максимальных тепловых потоков и температур по принятым значениям коэффициентов неравномерности и запаса.

Средний тепловой поток поверхности твэлов:

$$\bar{q}_f = \frac{K_3 \cdot Q}{S_{ГО}} = 649,8 \frac{\text{кВт}}{\text{м}^2},$$

где,  $K_3 = 0,95$  для легководных реакторов, коэффициент учитывающий выделение тепла в замедлителе.

Среднее объемное тепловыделение:

$$q_{V1}^{-1} = \frac{K_3 \cdot Q}{V_{ГОР1}^1} = 13,16 \frac{\text{МВт}}{\text{м}^3}.$$

Максимальный тепловой поток с единицы поверхности:

$$q_f^{\text{max}} = \bar{q}_f \cdot K_r \cdot K_z \cdot K_{\text{констр}}, \frac{\text{кВт}}{\text{м}^2},$$

где,  $K_r$  и  $K_z$  – коэффициенты неравномерности тепловыделения по радиусу и высоте реактора,

$K_{\text{констр}}$  – конструктивный коэффициент запаса, учитывающий локальные неравномерности тепловыделения,

$$K_{\text{констр}} = 1,25.$$

Примем размер эффективной добавки:

$$\delta_{\text{эф}} = 7 \text{ см},$$

тогда высота и диаметр а.з. с учетом добавки будут равны:

$$H_{\text{эф}} = H + 2\delta_{\text{эф}} = 106 \text{ см},$$

$$R = R_0 + \delta_{\text{эф}} = 65,65 \text{ см}.$$

Принимаем  $K_r = 1,4$  с учетом физического профилирования.

Коэффициент неравномерности по высоте не превышает 1,2.

Примем  $K_z = 1,2$ .

Находим максимальный тепловой поток:

$$q_f^{\text{max}} = \bar{q}_f \cdot K_r \cdot K_z \cdot K_{\text{констр}} = 1,365 \frac{\text{кВт}}{\text{м}^2}.$$

В реакторах, охлаждаемых водой, с целью обеспечения надежной эксплуатации ТВЭЛов производится расчет критического теплового потока  $q^{\text{крит}}$ , который сравнивается со значениями  $q_f^{\text{max}}$ . Если  $q^{\text{крит}} > q_f^{\text{max}}$ , то кризис теплоотдачи отсутствует. Если  $q^{\text{крит}} < q_f^{\text{max}}$ , то это свидетельствует о возможности кризиса теплоотдачи, что неприемлемо.

Критическая плотность теплового потока в пучках гладких стержней:

$$q_{\text{кр}} = 0,65 \cdot (\rho \cdot \omega)^{0,2} \cdot (1-x)^{1,2} \cdot (1,3 - 4,36 \cdot 10^{-2} \cdot p) = 2,653 \frac{\text{МВт}}{\text{м}^2},$$

где,  $x$  — относительная энтальпия:

$$x = \frac{h_{\text{ср}} - h}{h'' - h} = -0,088.$$

Очевидно, что выполняется условие  $q^{\text{крит}} > q_f^{\text{max}}$ .

Далее находим распределения температур по максимально нагруженному ТВЭЛу. Коэффициент кинематической вязкости, число Прандтля и коэффициент теплопроводности определяем по давлению и средней температуре теплоносителя:

$$\nu_{жс} = 1,381 \cdot 10^{-7} \frac{м^2}{с},$$

$$\mu_{жс} = 8,81 \cdot 10^{-5} Па \cdot с,$$

$$Pr_{жс} = 0,8737,$$

$$\lambda_{жс} = 0,5568 \frac{Вт}{м \cdot К}.$$

Число Рейнольдса:

$$Re = \frac{\omega \cdot d_z}{\nu} = \frac{\omega \cdot d_z \cdot \rho}{\mu} = 1,104 \cdot 10^5.$$

Коэффициент теплоотдачи от ТВЭЛа к теплоносителю:

$$a = 0,021 \cdot \frac{\lambda}{d_z} \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,43} = 3,619 \frac{Вт}{м \cdot ^\circ C}.$$

Приближенно задаем температуру стенки:

$$T_{обнар} = 348 ^\circ C.$$

Определяем среднюю температуру пограничного слоя:

$$T_m = \frac{T_{обнар} - \frac{(T_{вх} + T_{вых})}{2}}{2} = 319,25 ^\circ C.$$

Максимальный температурный напор стенка – жидкость:

$$\Delta T_a^{\max} = \frac{q_f^{\max}}{a} = 37,7 ^\circ C.$$

Максимальная температура стенки твэла:

$$T_{обнар}^{\max} = T_{вх} + \frac{\Delta T_T}{2} + \left( \left( \Delta T_a^{\max} \right)^2 + \left( \frac{\Delta T_T}{2 \sin \left( \frac{\pi H_0}{2H_3} \right)} \right)^2 \right)^{\frac{1}{2}} = 358 ^\circ C,$$

где,  $\Delta T_T = 317 - 280 = 37 ^\circ C$  максимальная разница температур теплоносителя на выходе и входе а.з.

Максимальный перепад температуры по оболочке твэла:

$$\Delta T_{об}^{\max} = q_f^{\max} \cdot \frac{2d_H}{d_H + d_B} \cdot \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}} = 41^{\circ}C,$$

где,  $\frac{2d_H}{d_H + d_B}$  – множитель, корректирующий значение потока на средний

диаметр оболочки;

$d_H, d_B$  – наружный и внутренний диаметр оболочки;

$\delta_{об}$  – толщина оболочки;

$\lambda_{об} = 18,09 \frac{Вт}{м \cdot К}$  – коэффициент теплопроводности оболочки.

Максимальная внутренняя температура оболочки твэла:

$$T_{обвн}^{\max} = T_c^{\max} + T_{об}^{\max} = 399^{\circ}C.$$

Максимальная наружная температура сердечника твэла:

$$T_{ГОРнар}^{\max} = T_{обвн}^{\max} = 399^{\circ}C.$$

Принимаем максимальную температуру горючего  $T_{ГОР}^{\max}$

Определяем коэффициент теплопроводности диоксида урана

$$\lambda_{ГОР} = 4,745 \frac{Вт}{м \cdot ^{\circ}C} \text{ при } \overline{T_{ГОР}^{\max}}.$$

Максимальный перепад температуры в топливном сердечнике:

$$\Delta T_{ГОР}^{\max} = \frac{q_f^{\max} \cdot 2 \cdot d_H}{4 \cdot \lambda_{ГОР}} = 892^{\circ}C.$$

Максимальная температура топлива:

$$T_{ГОР}^{\max} = T_{вх} + \frac{\Delta T_T}{2} + \left( \left( \Delta T_a^{\max} + \Delta T_{об}^{\max} + \Delta T_{ГОР}^{\max} \right)^2 + \left( \frac{\Delta T_T}{2 \sin \left( \frac{\pi H_0}{2H_{\ominus}} \right)} \right)^2 \right)^{\frac{1}{2}} = 1270^{\circ}C.$$

## 2.4 Расчет в программе WIMS-D5B

Программа WIMS-D5B (Winfrith Improved Multigroup Scheme, версии D5B) предназначена для нейтронно-физического расчета ячеек ядерных реакторов различного типа (включая расчет выгорания). Программа WIMS (написана на языке ФОРТРАН) - хорошо известная английская программа, предназначенная для детального, нейтроннофизического 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, подготовленную на основе файлов оцененных нейтронных данных (ENDF, JEF, JENDL) в ГНЦ РФ ФЭИ.

На рисунке 2 представлена зависимость запаса реактивности ( $\rho$ ) от энерговыработки.

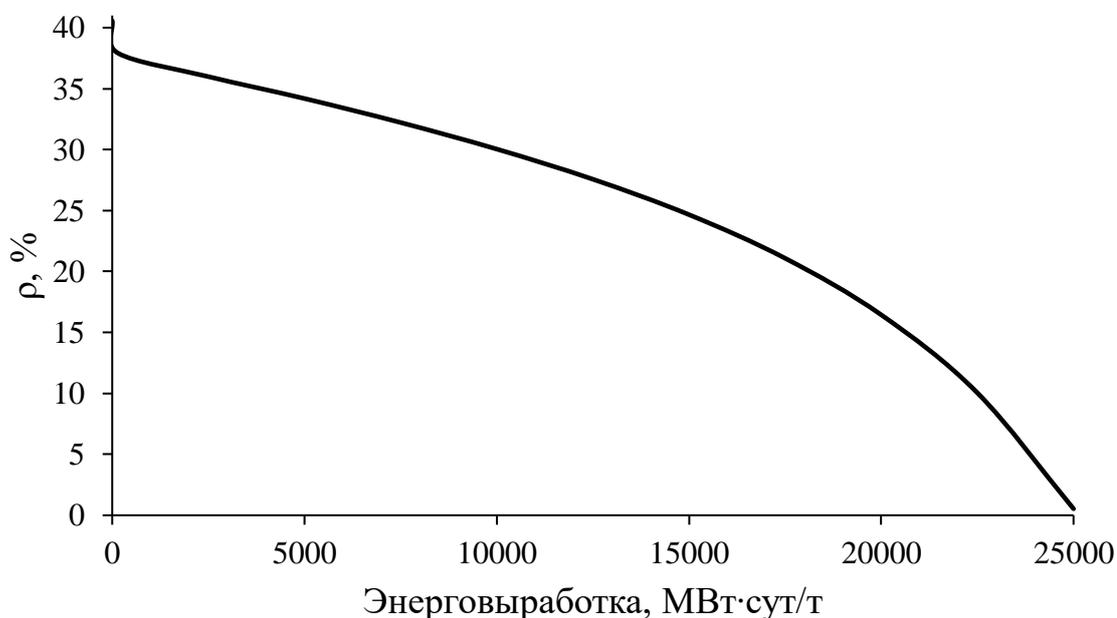


Рисунок 2 – Зависимость запаса реактивности от энерговыработки

Из полученного графика видно, что при энерговыработке 25000 МВт·сут/т(U) ячейка израсходовала весь запас реактивности. Длина кампании составила 450 эффективных суток.

Очевидно, что в процессе кампании происходит выгорание делящегося нуклида  $U^{235}$  и накопление изотопов Pu, которые в свою очередь являются делящимися. На рисунках 3-5 представлена зависимость ядерной концентрации от энерговыработки следующих нуклидов:  $U^{235}$ ,  $U^{238}$ ,  $Pu^{239}$ ,  $Pu^{240}$  и  $Pu^{241}$  соответственно.

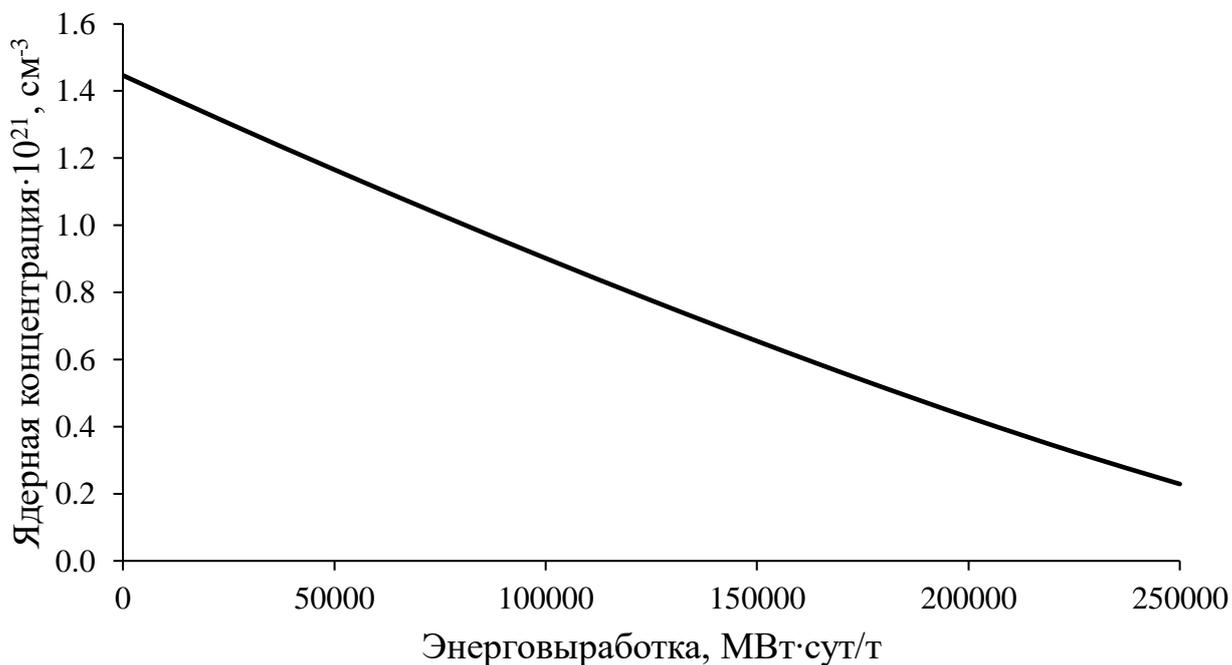


Рисунок 3 – Изменение концентрации  $U^{235}$  от энерговыработки

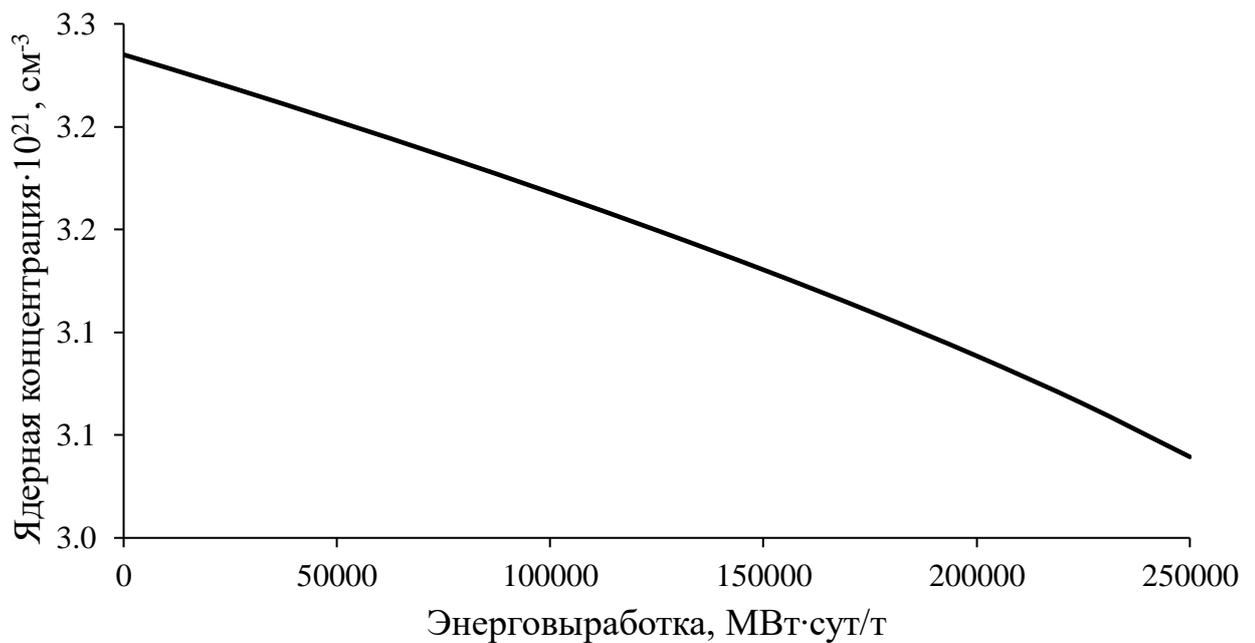


Рисунок 4 – Изменение концентрации  $U^{238}$  от энерговыработки

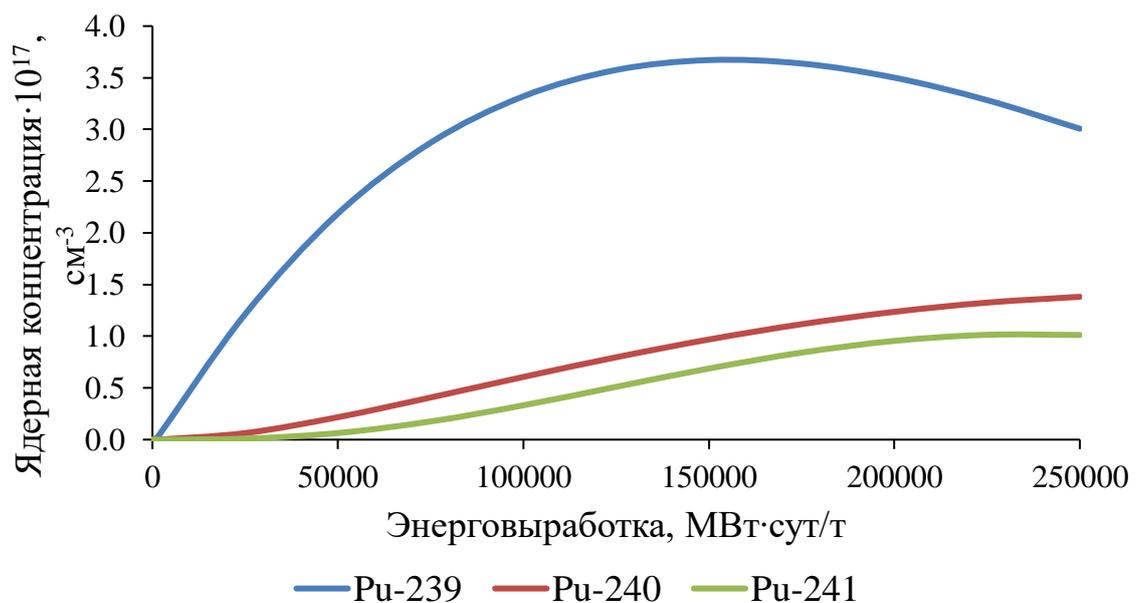


Рисунок 5 – Изменение концентраций  $Pu^{239}$ ,  $Pu^{240}$  и  $Pu^{241}$  от энерговыработки

Из графиков видно, что концентрации нуклидов  $U^{235}$  и  $U^{238}$  снижаются в ходе кампании. Это связано с делением первого и радиационным захватом второго. Для изотопов Pu наблюдается обратная картина: все его изотопы накапливаются в ходе кампании. Это связано с тем, что нуклид  $U^{238}$  при захвате нейтрона претерпевает  $\beta^-$ , переходя в нуклид  $Pu^{239}$ . Дальнейший захват

нейтрона нуклидом  $\text{Pu}^{239}$  может приводить к увеличению атомной массы, что и наблюдается.

На рисунке 6 представлена зависимость энерговыделения от радиуса топлива.

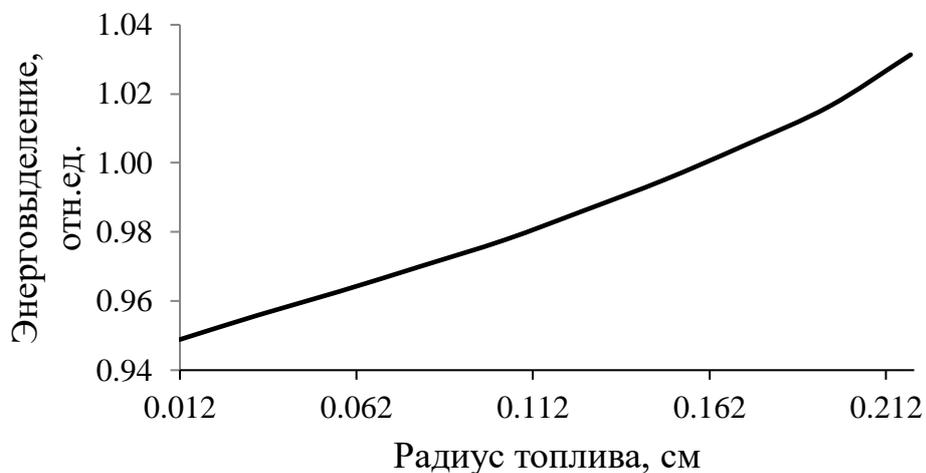


Рисунок 6 – зависимость энерговыделения от радиуса топлива

Из графика можно сделать вывод, что при увеличении радиуса топлива, энерговыработка будет увеличиваться.

На рисунке 7-10 построены спектры нейтронов в начале кампании и в конце в замедлителе и топливе, поток нормирован на суммарное значение.

Для около тепловой области построены дополнительные подробные графики.

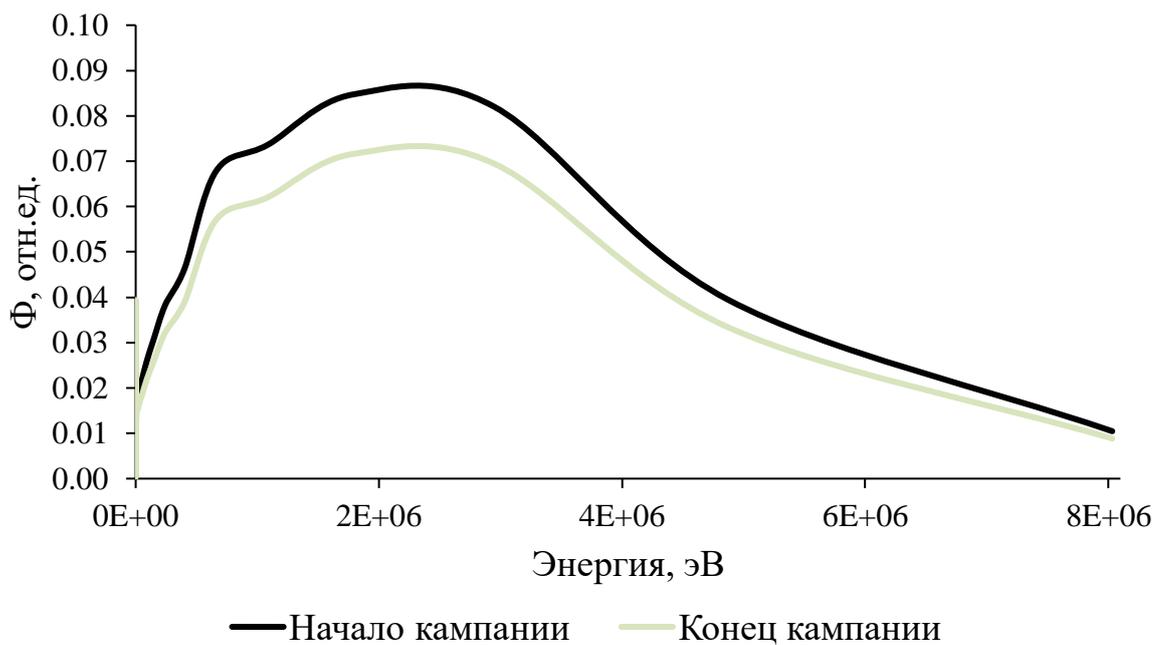


Рисунок 7 – спектр нейтронов в замедлителе в начале кампании и в конце

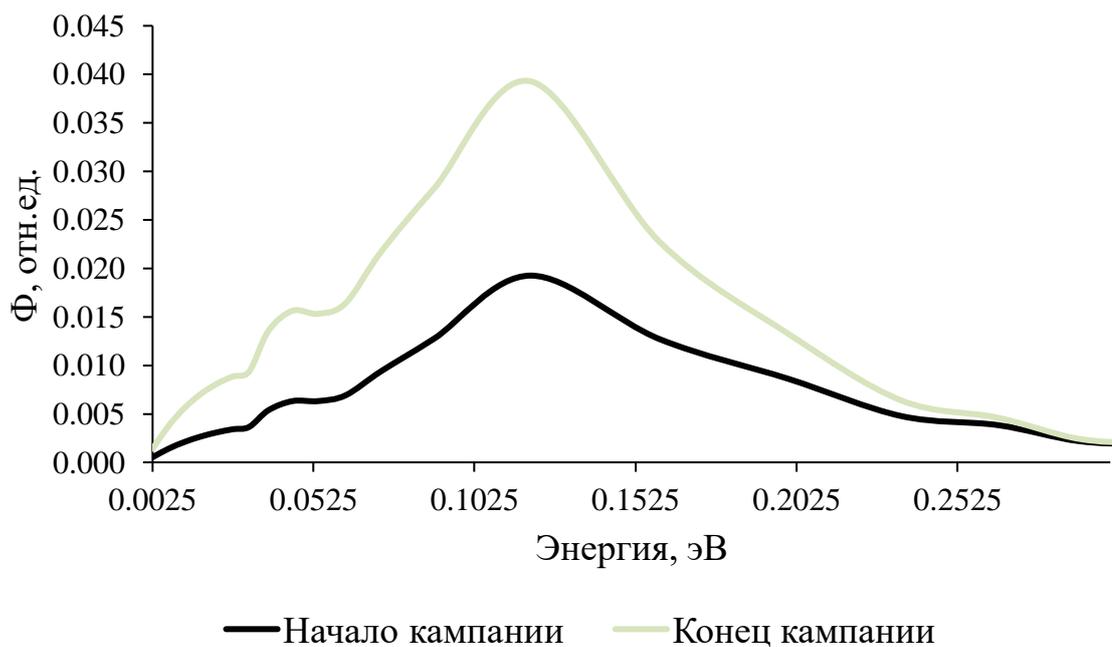


Рисунок 8 – спектр нейтронов в замедлителе в начале кампании и в конце

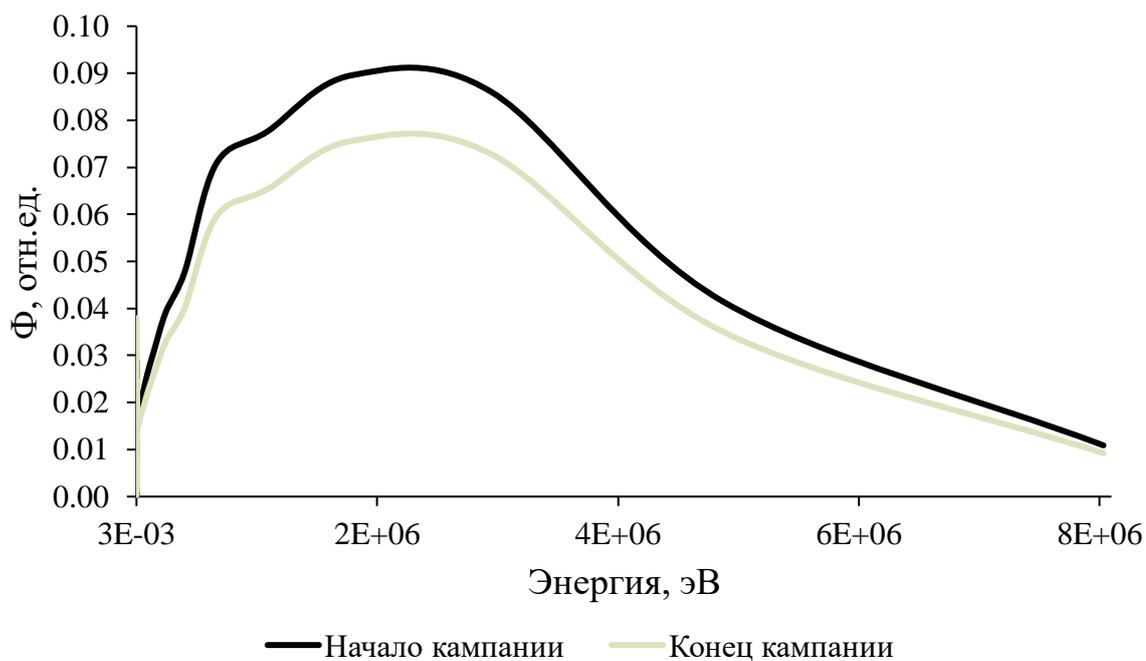


Рисунок 9 – спектр нейтронов в топливе в начале кампании и в конце

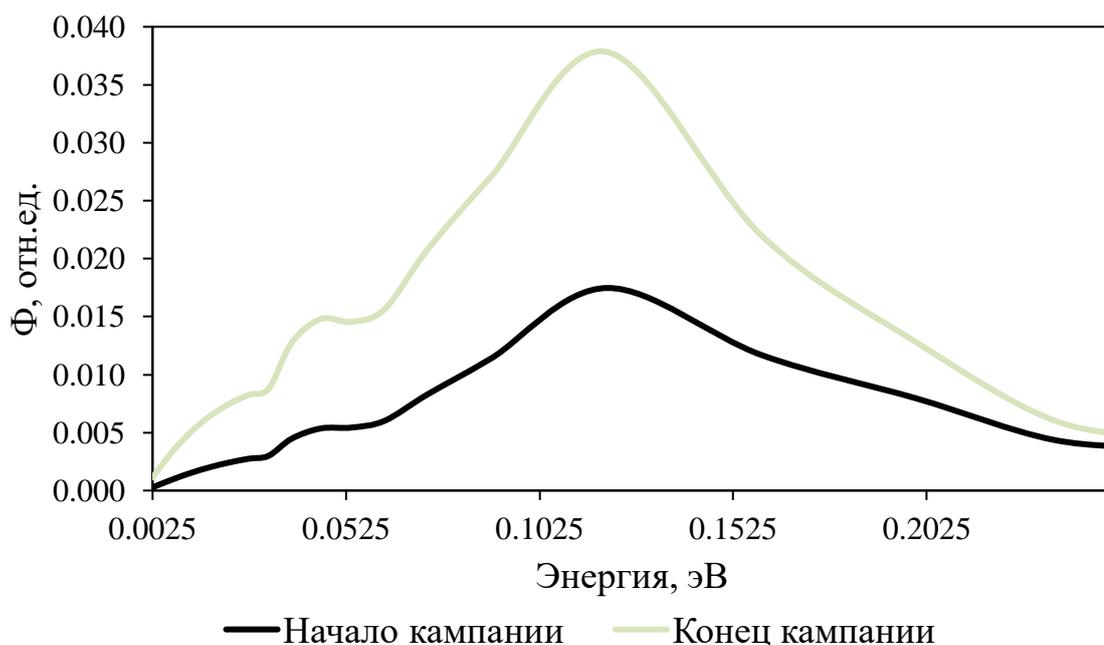


Рисунок 10 – спектр нейтронов в топливе в начале кампании и в конце

## 2.5 Расчет критического положения компенсирующей группы

Для ожидаемого критического положения КГ определяется значение запаса реактивности активной зоны за период между последующим и предыдущим пусками реактора –  $\Delta\rho_{\infty}$ .

По величине  $\Delta\rho_\infty$ , критическому положению КГ при предыдущем пуске –  $H_0^*$  и зависимости эффективности КГ от положения в активной зоне находится ожидаемое критическое положение КГ при пуске –  $H^{\max}$ .

Определяются нейтронно-физические характеристики реактора в «холодном» разотравленном состоянии. Критическое положение КГ и их дифференциальная эффективность вблизи этого положения при центральной компенсирующей группе (ЦКГ) на нижнем концевом выключателе (НКВ). Рассматривается эффективность каждой группы АЗ.

Находятся критические положения и дифференциальные эффективности КГ около критического положения (при ЦКГ на НКВ) при поочередном извлечении каждой из средней компенсирующей группы (СКГ) и периферийной компенсирующей группы (ПКГ) на верхний концевой выключатель (ВКВ). Критическое положение и дифференциальную эффективность КГ около критического положения при ЦКГ на ВКВ или критическое положение и дифференциальная эффективность ЦКГ вблизи критического положения при КГ на НКВ.

Входные данные:

$H_0^*$  (мм) – критическое положение КГ при предыдущем пуске.

$W_0$  и  $W$  (МВт·ч) – энерговыработка реактора к моменту предыдущего и настоящего пуска соответственно.

$T_0$  и  $T$  (°С) – средняя температура теплоносителя в реакторе к моменту предыдущего и настоящего пуска соответственно.

$N_0^1$  и  $N^1$  (% от  $N_{ном}$ ) – средняя мощность реактора за ~30 часов перед остановкой при предыдущем и настоящим пуске соответственно.

$N_0^2$  и  $N_0^2$  (% от  $N_{ном}$ ) – средняя мощность реактора за ~7 суток перед остановкой при предыдущем и настоящим пуске соответственно.

$\Delta t_0$  и  $\Delta t$  (ч) – время после остановки реактора до выхода на минимально контролируемый уровень мощности (МКУМ) при предыдущем и настоящем пуске соответственно.

## 2.6 Расчёт изменения запаса реактивности активной зоны за период между настоящим и предыдущим пусками реактора

Изменение запаса реактивности реактора, обусловлено увеличением энерговыработки реактора, было определено по графику на рисунке 11.

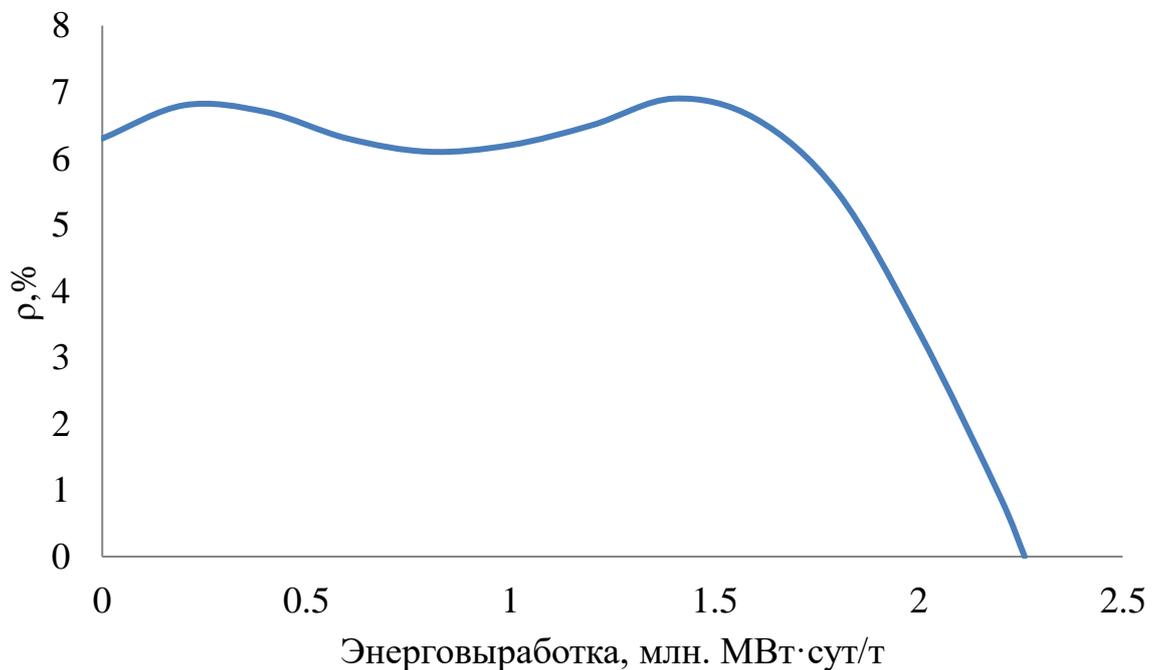


Рисунок 11 – Изменение запаса реактивности активной зоны в зависимости от энерговыработки

$$W = 500000 \text{ МВт} \cdot \text{ч},$$

$$W_0 = 0,$$

$$T_0, T = 35^\circ \text{C},$$

$$N_0^1 = 0, N^1 = 60\% N_{\text{ном}},$$

$$N_0^2 = 0, N^2 = 60\% N_{\text{ном}},$$

$$\Delta t_0 = 0, \Delta t = 1200 \text{ ч}.$$

В данном случае представленные данные для пуска после перегрузки А.3. поэтому все нулевые значения равны 0.

$\Delta\rho_w = \rho_w(W) - \rho_w(W_0); \rho_w(W)$  – запас реактивности "холодной" разотравленной зоны при энерговыработке  $W$ .

$\Delta\rho_w = 6,55 - 6,3 = 0,25\%$  – из графика.

## 2.7 Температурный эффект реактивности

Изменение запаса реактивности, связанное со средней температурой теплоносителя в реакторе при настоящем и предыдущем пусках, было определено по графику на рисунке 12.

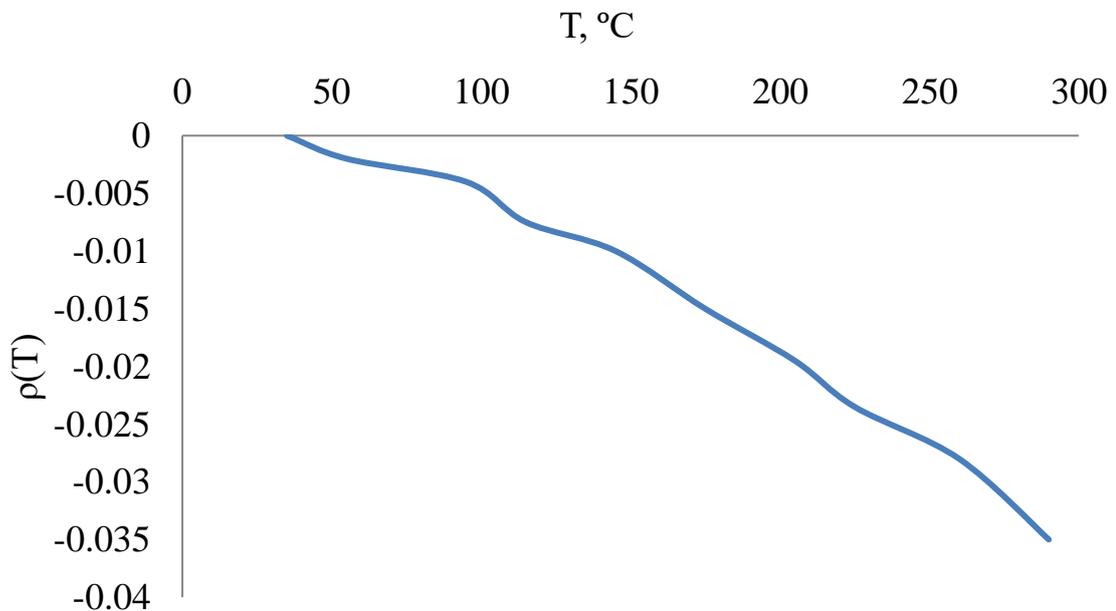


Рисунок 12 – Зависимость реактивности от температуры

$$\Delta\rho_{T_\infty} = \rho_{T_\infty}(T) - \rho_{T_\infty}(T_0),$$

$\rho_{T_\infty}(T_0)$  – температурный эффект реактивности при разогреве реактора до температуры  $T_0$  °C ,

$\rho_{T_\infty}(T)$  – температурный эффект реактивности при разогреве реактора до температуры  $T$  °C .

В данном случае исходя из графика:

$\Delta\rho_{T_\infty} = \rho_{T_\infty}(T) - \rho_{T_\infty}(T_0) = 0$ . Температурный эффект реактивности берется по кривой  $\rho_{T_\infty} = f(T, W)$  измеренной при значении энерговыработки  $W$ , наиболее близкая к достигнутой к моменту соответствующего вывода реактора на МКУМ.

## 2.8 Изменение запаса реактивности, связанное с отравлением реактора Хе-135

$$\Delta\rho_{xe} = \rho_{xe}(N^1, \Delta t_1) - \rho_{xe}(N_0^1, \Delta t_0) \text{ при } \Delta t_1, \Delta t_0 \leq 72 \text{ ч},$$

$$\Delta\rho_{xe} = -\rho_{xe}(N_0^1, \Delta t_0) \text{ при } \Delta t > 72 \text{ ч},$$

$$\Delta\rho_{xe} = \rho_{xe}(N^1, \Delta t_1) \text{ при } \Delta t_0 > 72 \text{ ч},$$

$$\Delta\rho_{xe} = 0 \text{ при } \Delta t_1, \Delta t_0 > 72 \text{ ч}.$$

В нашем случае  $\Delta\rho_{xe} = 0$

$\rho_{xe}(N^1, \Delta t_1) - \rho_{xe}(N_0^1, \Delta t_0)$  – величина потери реактивности через  $\Delta t_1, \Delta t_0$  часов после остановки реактора, работающего последние ~ 30 часов на среднем уровне мощности  $N^1$  и  $N_0$  определяется по следующей методике.

Данные основаны на аппроксимации величины потерь реактивности за счет накопления Хе-135 экспоненциальным функциям согласно выражению [10]:

$$\rho_{Xe} = Be^{-\lambda I \Delta t} - De^{-\lambda_{Xe} \Delta t} (\%).$$

$B, D$  – коэффициенты, зависящие от энерговыработки реактора и уровня мощности перед остановкой.

Величины коэффициентов  $B, D$  для промежуточных значений энерговыработки определяется по ближайшему значению.

Величины коэффициентов  $B, D$  для промежуточных значений мощности реактора определяется линейной интерполяцией между ближайшими крайними значениями:

$$D(N) = D(20) + [D(30) - D(20)] \cdot (N - 20) / (30 - 20),$$

где,  $N$  – уровень мощности в интервале  $(20-30)\% N_{\text{ном}}$ ,

$D(N)$  – соответствует значению коэффициента  $D$ , аналогично и  $B(N)$ .  
Коэффициенты представлены в таблице 1 в приложении А.

Значение функций  $e^{-\lambda\Delta t}$ ,  $e^{-\lambda Xe\Delta t}$  в зависимости от времени  $\Delta t$  после остановки реактора до выхода на минимально контролируемый уровень мощности (МКУМ) представлены в таблице 2.

Таблица 2 – Значение функций после остановки реактора

	Д	В		Д	В
$\Delta t$ , ч	$e^{-\lambda Xe\Delta t}$	$e^{-\lambda I\Delta t}$	$\Delta t$ , ч	$e^{-\lambda Xe\Delta t}$	$e^{-\lambda I\Delta t}$
0,5	0,963	0,95	12	0,4049	0,2829
1	0,9274	0,9017	14	0,3483	0,235
1,5	0,8931	0,8563	16	0,3	0,191
2	0,8601	0,8131	18	0,2576	0,1553
2,5	0,8283	0,7721	20	0,2216	0,1263
3	0,7977	0,7331	22	0,1906	0,1027
3,5	0,7682	0,6962	24	0,1639	0,0835
4	0,7398	0,6611	26	0,141	0,0679
4,5	0,7125	0,6278	28	0,1213	0,0552
5	0,6861	0,5961	30	0,1043	0,0449
5,5	0,6607	0,5661	35	0,0717	0,0269
6	0,6363	0,5376	40	0,0491	0,016
6,5	0,6128	0,5105	45	0,0337	0,0095
7	0,5901	0,4847	50	0,0231	0,0057
7,5	0,5683	0,4603	55	0,0159	0,0033
8	0,5473	0,4371	60	0,0109	0,002
8,5	0,5271	0,415	65	0,0075	0,0012
9	0,5076	0,3941	70	0,0051	0,0007
9,5	0,4888	0,3743	72	0,0044	0,0006

## 2.9 Изменение запаса реактивности, связанное с отравлением Sm-149

Изменение запаса реактивности, связанное с нестационарным отравлением самарием-149, было определено по графикам на рисунках 13 и 14.

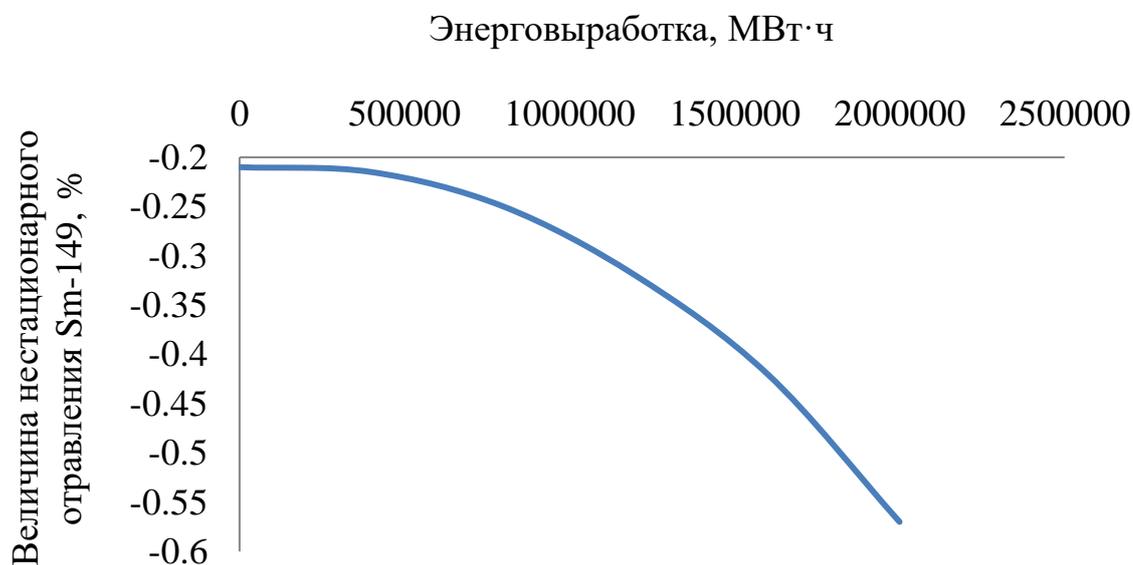


Рисунок 13 – Потери реактивности, обусловленные накоплением Sm-149 после остановки реактора с номинального уровня мощности

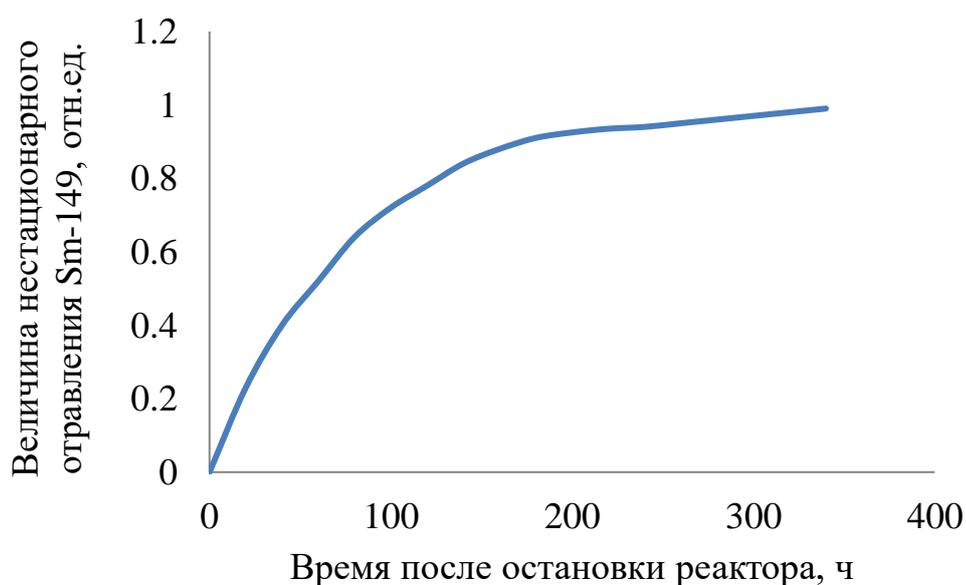


Рисунок 14 – Зависимость относительной величины нестационарного отравления Sm-149 от времени с момента остановки реактора

$$\Delta\rho_{Sm}^{нест} = \left[ N^2 \cdot \varepsilon(\Delta t) \cdot \rho_{Sm}^{нест}(W) - N_0^2 \cdot \varepsilon(\Delta t_0) \cdot \rho_{Sm}^{нест}(W_0) \right] \cdot \frac{1}{100},$$

где,  $\varepsilon(\Delta t)$ ,  $\varepsilon(\Delta t_0)$  – относительные величины полного нестационарного отравления Sm-149, достигнутое за время  $\Delta t$ ,  $\Delta t_0$  после остановки реактора.

$\rho_{Sm}^{нест}(W)$ ,  $\rho_{Sm}^{нест}(W_0)$  – величина полного нестационарного отравления Sm-149, после остановки реактора с номинального уровня мощности при энерговыработке  $W, W_0$  соответственно.

$$\Delta\rho_{Sm}^{нест} = [60 \cdot 1 \cdot (-0,22) - 0] \cdot \frac{1}{100} = -0,132\%$$

Изменение запаса реактивности за счет накопления Sm-149 определяется по формуле:

$$\Delta\rho_{Sm}^{см} = \rho_{Sm}^{см}(W) - \rho_{Sm}^{см}(W_0),$$

где,  $\rho_{Sm}^{см}(W)$ ,  $\rho_{Sm}^{см}(W_0)$  – стационарное отравление Sm-149 при энерговыработке  $W$  и  $W_0$  соответственно.

После энерговыработки равной  $200 \cdot 10^3 \text{ MBт} \cdot \text{ч}$  стационарное отравление Sm-149 достигает насыщения и далее с ростом энерговыработки не изменяется, поэтому при  $W_0 > 200 \cdot 10^3 \text{ MBт} \cdot \text{ч}$ ,  $\rho_{Sm} = 0$ .

Потеря реактивности, обусловленная накоплением Sm-149 при работе реактора на мощности представлена на рисунке 15.

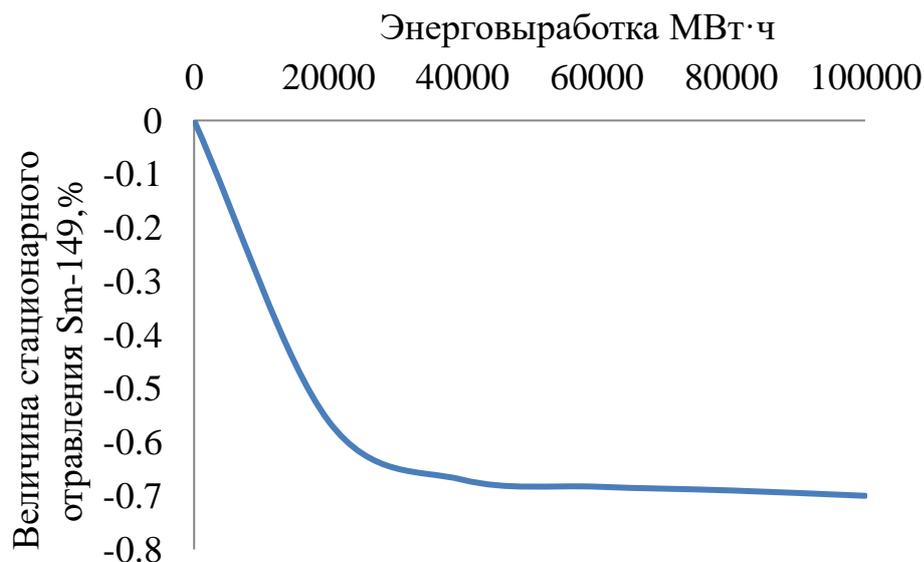


Рисунок 15 – Потери реактивности, обусловленные накоплением Sm-149 при работе реактора в начале компании

В данном случае  $\Delta\rho_{Sm}^{cm} = -0,7 - 0 = -0,7\%$ .

Изменение запаса реактивности за период между настоящим и предыдущим пусками, обусловленное всеми рассмотренными факторами, определяется по формуле:

$$\Delta\rho_{\infty} = 0,91[\rho_w + \rho_{Xe} + \rho_{Sm}^{нест} + \rho_{Sm}^{cm}] + \rho_{T\infty},$$

где, 0,91 – коэффициент учитывающий поправку на ценность запаздывающих нейтронов.

Составляющие изменения запаса реактивности, вычисленные по формулам выше, подставляются в итоговую формулу со своими знаками («+»«-»).

$$\Delta\rho_{\infty} = 0,91[0,25 + 0 + (-0,132) + (-0,7)] + 0 = -0,53\%$$

Итак, было получено изменение запаса реактивности  $\Delta\rho_{\infty}$ . По его величине относительно  $H_0^*$  по кривой интегральной эффективной СКГ+ПКГ или интегральной эффективной ЦКГ, смотря в каком положении находились компенсирующие органы. В критическом состоянии при предыдущем спуске, определяется критическое положение КГ при настоящем пуске  $H^{расч}$ .

Если  $|\Delta\rho_{\infty}| \leq 0,25\%$ , то  $H^{расч} = H_0^* + \Delta H$ , (где  $\Delta H = \Delta\rho_{\infty} \left( \frac{\partial\rho_{\infty}}{\partial H} \right)$ ).

$\left( \frac{\partial\rho_{\infty}}{\partial H} \right)$  – определяется по кривой на рисунке 16 дифференциальная эффективность КГ при  $H_0^*$ .

В данном случае ( $|\Delta\rho_{\infty}| \geq 0,25\%$ ),  $H^{расч}$  определяется по графику на рисунке 17.

$$H^{расч} = H_0^* + \Delta H, \text{ (где } \Delta H = \Delta\rho_{\infty} \left( \frac{\partial\rho_{\infty}}{\partial H} \right) \text{), где } \left( \frac{\partial\rho_{\infty}}{\partial H} \right) \text{ – это}$$

дифференциальная эффективность С+П для предыдущего пуска.

Пусковое положение:  $H^{расч} = 386,752$  мм.

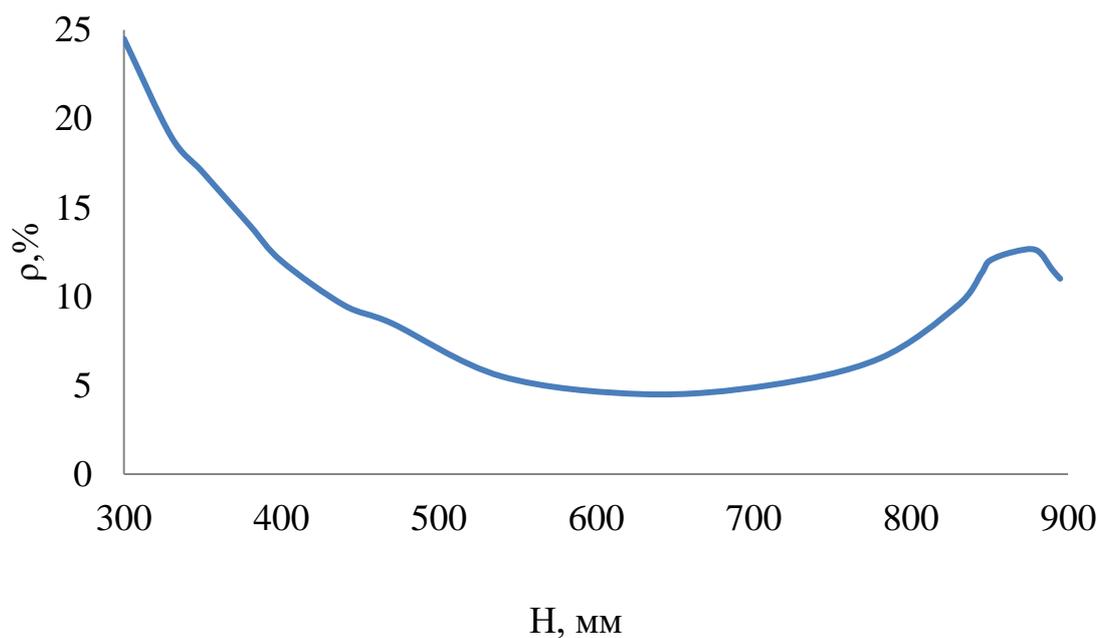


Рисунок 16 – Дифференциальная эффективность КГ

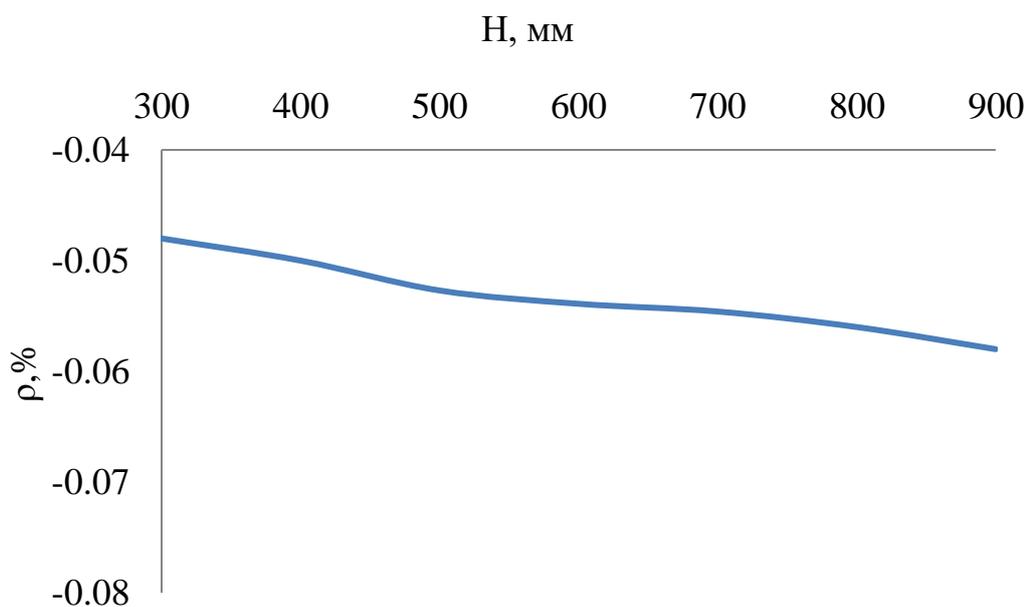


Рисунок 17 – Интегральная эффективность СКГ+ПКГ при ЦКГ на НКВ

Возможно, для выхода в критическое состояние при настоящем пуске необходимо перейти на другую КГ:

А. Если уменьшение значения реактивности ( $\Delta\rho_{\infty} -$ ) больше величины реактивности, компенсируемой СКГ+ПКГ от  $H_0^*$  до ВКВ –  $\Delta\rho_{\infty}$

(с+п) КГ ( $H_0^* \uparrow$ ) (предыдущий пуск осуществлялся на СКР+ПКГ), то вычисляется величина  $\Delta\rho_\infty^{цкз} = |\Delta\rho_\infty| - |\Delta\rho_\infty^{(с+n)кз}(H_0^* \uparrow)|$  и по графику интегральная эффективность ЦКГ для  $\Delta\rho_\infty^{цкз}$  определяется критическим положением ЦКГ при настоящем пуске  $H_{цкз}^{расч}$

Б. Если увеличение запаса реактивности ( $\Delta\rho_\infty +$ ) больше величины реактивности как при погружении ЦКГ от  $H_0^*$  до НКВ  $-\Delta\rho_\infty^{цкз}(H_0^* \downarrow)$

$\Delta\rho_\infty^{(с+n)кз} = |\Delta\rho_\infty| - |\Delta\rho_\infty^{цкз}(H_0^* \downarrow)|$  и по графику интегральная эффективность СКГ+ПКГ для  $\Delta\rho_\infty^{(с+n)кз}$  определяется критическое положение СКГ+ПКГ при настоящем пуске  $H_{(с+n)кз}^{расч}$ .

Для обеспечения безопасности, скорость введения реактивности при выходе в критическое состояние необходимо определять границы зон перемещения и верхнюю границу шагового расчетного критического положения КГ.

Границы зон шагового перемещения определяется в долях от  $H^{расч}$

$H_1 = 0,45 H^{расч}$  – нижняя граница 1 зоны шагового перемещения соответствует подкритичности ~3%;

$H_2 = 0,75 H^{расч}$  – нижняя граница 2 зоны шагового перемещения соответствует подкритичности ~1%;

$H_{верх}^{расч} = H^{расч} + \Delta H (\Delta\rho_\infty = 0,25\%)$  – верхняя граница расчетного критического положения КГ. Устанавливается выше расчетного критического положения КГ на величину  $\Delta H$ , соответствующую увеличению реактивности на 0,25% ( $0,35 \beta_{эфф}$ ). Относительно  $H^{расч}$  по интегральной эффективности СКГ+ПКГ/ЦКГ определяется  $\Delta H (\Delta\rho_\infty = 0,25\%)$ .

## 2.10 Расчет дифференциальной эффективности компенсирующих групп

После пуска реактора начинаются НФИ. Измеряется дифференциальная эффективность групп КГ на холодном реакторе, на которых производился запуск, это могут быть С+П (Средний+Периферийные КГ) или же ЦКГ (Центральная КГ). дифференциальная эффективность измеряется по очереди по одной КГ (СКГ1, СКГ2, ПКГ1, ПКГ2 или же только ЦКГ).

Сначала выбранная КГ перемещается на 1 или 2 шага (1 шаг равен 4 мм) решетки вверх, затем на 3 или 4 шага решетки вниз. Затем из этого нижнего положения опять вверх на 3 или 4 шага и снова вниз. По указателю положения КГ каждый раз фиксируется положение КГ в верхней и нижней точках вплоть до 0,5 мм. Фиксируются показания реактивности в пиках, складываются по модулю и складываются перемещения КГ в мм, данные представлены в таблице 3.

ПКГ-1,2 имеет большую реактивность в следствии распределения плотности потока нейтронов по радиусу активной зоны с опущенным стержнем в центре активной зоны. Когда ЦКГ осталась на НКВ, а значит плотность потока нейтронов на периферии активной зоны выросла, а значит вырос физический вес ПКГ-1,2, значит и дифференциальная эффективность их будет больше.

В итоге если полученную суммарную реактивность поделить на суммарное перемещение, получится  $dp/dH$ , т.е. дифференциальная эффективность.

Таблица 3 – реактивность и перемещение

	СКГ-1		СКГ-2		ПКГ-1		ПКГ-2	
	$\rho, \beta$ эфф.	H, мм						
	0,037	4	0,032	5	0,055	4	0,053	4
	0,181	12	0,183	12	0,233	13	0,231	12,5

Продолжение таблицы 3

	0,042	12,5	0,046	13,5	0,062	12,5	0,065	12
	0,155	12	0,151	12	0,183	13	0,187	12,5
	0,039	12	0,036	12	0,061	12	0,058	13
	0,179	13	0,175	12	0,194	12,5	0,189	12
$\Sigma$	0,633	65,5	0,623	66,5	0,788	67	0,783	66

Определяем дифференциальную эффективность СКГ-1:

$$\frac{\partial \rho}{\partial H} = \frac{0,633 \cdot 0,0064}{65,5} = 6,185 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}.$$

Определяем дифференциальную эффективность СКГ-2:

$$\frac{\partial \rho}{\partial H} = \frac{0,623 \cdot 0,0064}{66,5} = 5,995 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}.$$

Определяем дифференциальную эффективность ПКГ-1:

$$\frac{\partial \rho}{\partial H} = \frac{0,788 \cdot 0,0064}{67} = 7,527 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}.$$

Определяем дифференциальную эффективность ПКГ-2:

$$\frac{\partial \rho}{\partial H} = \frac{0,783 \cdot 0,0064}{66} = 7,592 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}.$$

Суммарная дифференциальная эффективность средней компенсирующей группы и периферийной компенсирующей группы вблизи пускового положения определяется сложением дифференциальной эффективности СКГ-1, СКГ-2, ПКГ-1, ПКГ-2:

$$\Sigma \frac{\partial \rho}{\partial H} = 6,185 \cdot 10^{-5} + 5,995 \cdot 10^{-5} + 7,527 \cdot 10^{-5} + 7,592 \cdot 10^{-5} = 27,2 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}.$$

На рисунке 18 представлен график дифференциальной эффективности для первого пуска.

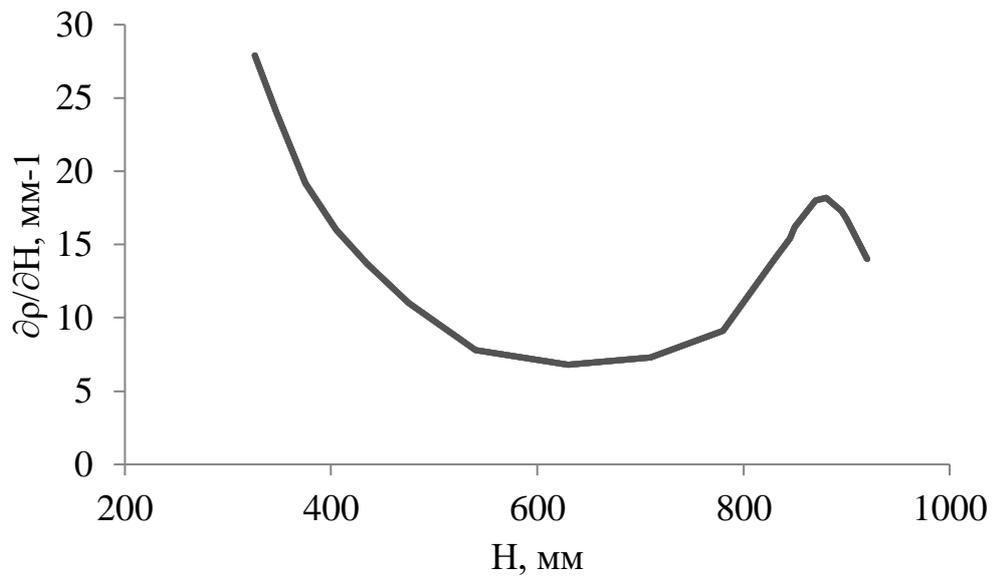


Рисунок 18 – график дифференциальной эффективности для первого пуска

Допускается, что дифференциальная эффективность вблизи пускового положения (387 мм) равна  $27,2 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}$ , на рисунке 19 откладывается эта точка. Проводится линия до пересечения с графиком дифференциальной эффективности и находится значение дифференциальной эффективности в этой точке, равная:  $18 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}$ .

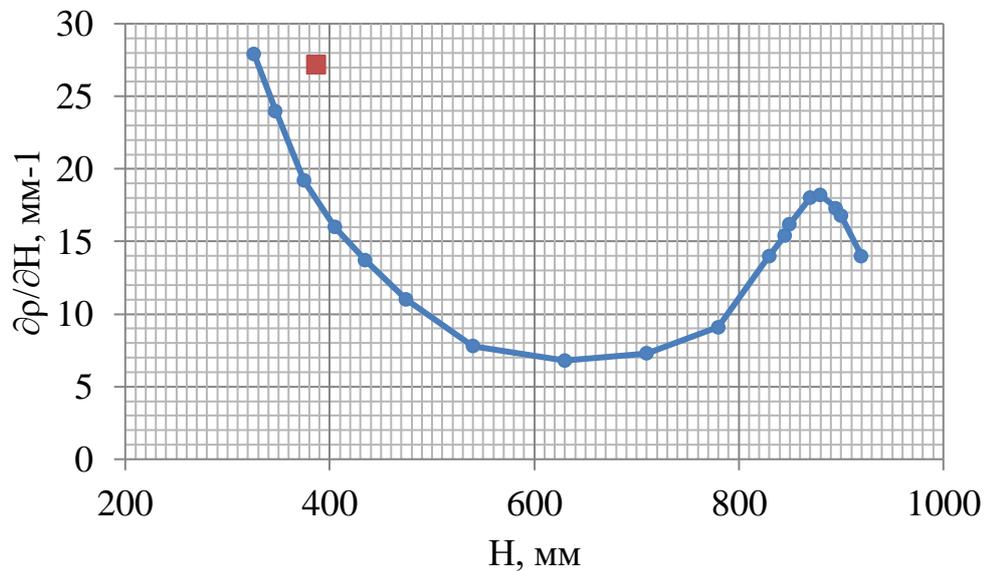


Рисунок 19 – график дифференциальной эффективности для первого пуска

После каждого пуска и вновь измеренной дифференциальной эффективности перестраивается график дифференциальной эффективности.

Необходимо найти коэффициент перерасчета дифференциальной эффективности. Для этого значение дифференциальной эффективности для настоящего пуска вблизи пускового положения ( $27,2 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}$ ) делим на значение дифференциальной эффективности в этой же точке на графике для предыдущего пуска ( $18 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}$ ).

$$K = \frac{27,2}{18} = 1,51.$$

На рисунке 20 представлен график дифференциальной эффективности для настоящего пуска с учетом коэффициента перерасчета дифференциальной эффективности.

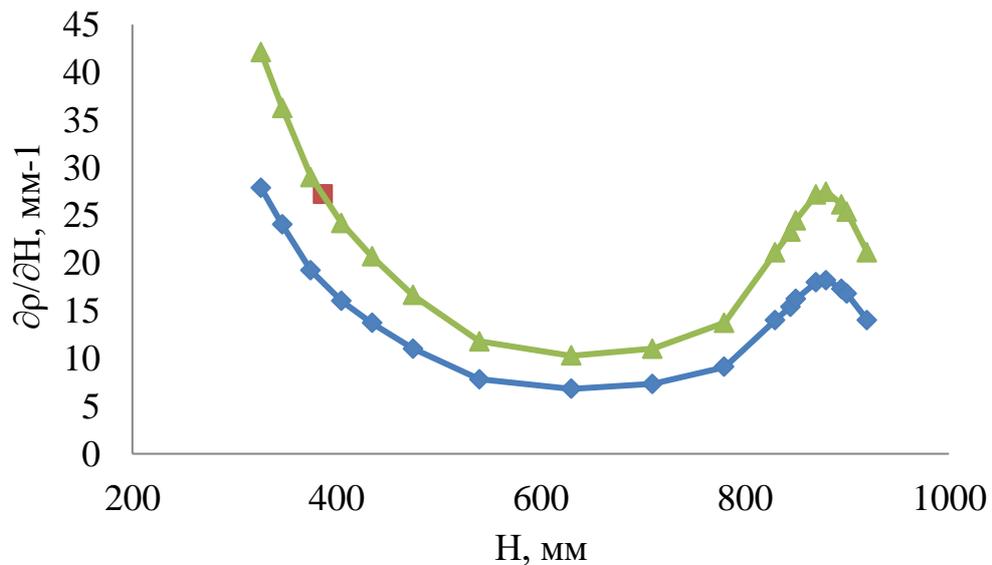


Рисунок 20 – график дифференциальной эффективности для настоящего пуска

## Заключение

По результатам расчета основных геометрических параметров можно сделать вывод о том, что площадь ТВС – 29,22 см<sup>2</sup>, площадь элементарной ячейки – 0,88 см<sup>2</sup>, выполнен чертеж ТВЭЛа реактора КЛТ-40.

Проводя теплогидравлический расчет максимальных тепловых потоков и температур по принятым значениям коэффициентов неравномерности и запаса можно сделать вывод о том, что максимальная температура топлива – 1270 °С, а максимальный перепад на оболочке твэла – 41 °С, определена средняя скорость теплоносителя – 4,07 м/с для реактора КЛТ-40.

Скорость движения теплоносителя в активной зоне имеет свои ограничения, которые связаны с появлением такого негативного фактора, как вибрация твэлов в ТВС. Для водо-водяных реакторов под давлением скорость движения теплоносителя не должна превышать 6 м/с .

По результатам создания модели и проведении расчета в программе WIMS-D5B определена длина выгорания 250000 МВт·сут/т(U), а длительность кампании составила 450 эффективных суток. Также построены графики спектров нейтронов на начало и конец кампании для топлива и для замедлителя.

Стоит отметить, что после расчета критического положения компенсирующей группы определено пусковое положение компенсирующих групп – 386,75 мм, получена суммарная дифференциальная эффективность средней компенсирующей группы и периферийной компенсирующей группы вблизи пускового положения –  $27,2 \cdot 10^{-5} \text{ мм}^{-1}$ , найден коэффициент перерасчета дифференциальной эффективности – 1,51, построен график с учетом перераспределения дифференциальной эффективности.

Все разработанные в процессе написания дипломной работы идеи по исследованию физических параметров реакторных установок для атомных ледоколов были рассмотрены инженером 1 категории - оператором атомного ледокола, была отмечена оригинальность проделанной работы. Данные расчеты

необходимы для следующего пуска реактора КЛТ-40 на атомном ледоколе, который будет производиться после остановки реактора в порту и проведения ремонтных работ.

По результатам расчета в разделе финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение, бюджет затрат данной научно-исследовательской работы составил 203449 рубля.

В ходе выполнения работы над разделом «Социальная ответственность» выявлены опасные и вредные факторы, воздействию которых может подвергнуться сотрудник при проведении исследовательской работы, связанной с работой за ПЭВМ: электромагнитное излучение, недостаточная освещенность, шум, микроклимат, психофизические факторы, поражение электрическим током, возникновение пожара. На основе законодательных и нормативных документов был проведен анализ по воздействию факторов на организм человека, по допустимым нормам и предлагаемым средствам защиты. Установлено, что выполняемая работа не сопряжена с высоким риском травматизма

## Приложение А

(справочное)

### Neutron-physical tests of the core during operation of the KLT-40

Студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM92	Сазонов Семен Михайлович		

Консультант – лингвист отделения иностранных языков ШБИП:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент	Сидоренко Т.В.	к.пед.н.		

## **Nuclear safety**

Neutron-physical tests are potentially dangerous work and require, to ensure safety, compliance with a number of additional requirements in addition to those specified in the operational documentation for normal operation. General requirements for the organization and conduct of potentially hazardous work (ERP) are reflected in section 7 NP-029-01 [9].

Neutron-physical tests are carried out by the ship's personnel under the guidance of the chief physicist and chief mechanic, who have undergone special training and have the appropriate permission to work.

The initial state of the PPU systems and equipment before the start of tests, the scope of necessary functional checks must comply with the requirements of the PPU control instructions, taking into account this program and methodology. If any failures in the CPS are detected during neutron-physical tests (NFI), the tests should be suspended until the full functionality is restored.

Connection of additional monitoring equipment is allowed only to backup starting ionization chambers (PIK). When connecting, it must be ensured that the requirements of the operational documentation (ED) for the CPS equipment are met. The connection must be carried out by a specialist who has been approved for service under the independent supervision of a responsible person.

All operations on connections, removal of interlocks, orders of the head of tests, changes in the state of the PPU and the reactor should be documented by an entry in the logbook of the PPU control panel.

To determine the effectiveness of the emergency protection groups (EP), the block must be removed, prohibiting the lifting of the KG when one group of EP is not cocked in accordance with the operating manual (RE) of the equipment CPS (if it is possible to quickly remove this lock). Upon completion of the determination of the effectiveness of the last AZ group, the blocking must be immediately restored and all AZ groups cocked. On the removal and restoration of the specified blocking, it is necessary to make a corresponding entry in the logbook of the PPU.

During the tests in the supercritical state, it is not allowed to reduce the doubling period of the reactor power to less than 30 s.

When carrying out overcompensations of the CG, first, the corresponding CGs are moved downward, and then other groups upward in accordance with the control instruction (IU) of the PPU, preventing the loss of control of the reactor power and reducing the power doubling period to less than 30 s.

During the heating process, continuous control over the heating rate is ensured, the value of 20 °C / h is not allowed to be exceeded. If necessary, the reactor power is remotely corrected (reduced) [10].

## **2 Hardware**

The unit is controlled during the tests in accordance with the requirements of the operational documentation. Control of parameters during testing should be carried out using standard control systems of control systems. In addition, for testing, an additional reactimeter of the TsVR-10 type (measurement range from 102 to 105 pulses / s, permissible relative error  $\pm 5\%$ ) is also used, connected to the backup working suspension of the ionization chamber (IC).

Before the start of work, the reactor, systems of 1 and 2 circuits, CPS equipment, other control systems and all auxiliary systems must be prepared in accordance with the instructions for the control of the PPU [2].

## **3 Analysis of operating data**

Before carrying out the next NFI, an analysis of the operating conditions of the core is carried out according to the data of the logbook of the FPU for the period of operation after the last NFI.

From the logbook, the following data is entered into tables:

- data on reactor start-ups;

- data on the change in the position of the compensation elements in the process of core burnout.

The results of technological control, radiochemical analysis of the primary circuit coolant samples are entered in the table according to the data of the radiation safety service (RB) [2].

#### **4 Scope of tests**

The neutron-physical characteristics of the reactor in the "cold" poisoned state, the critical position of the CG and their differential efficiency near this position with the central compensating group (CG) at the lower limit switch (NKV) are determined. The effectiveness of each group of AZ is considered.

Critical positions and differential efficiencies of the CG near the critical position (with the CCH on the NKV) with the alternate extraction of each of the middle compensating group (CG) and the peripheral compensating group (CG) to the upper limit switch (VKV). Critical position and differential efficiency of CG near the critical position with CCG on VKV or critical position and differential efficiency of CCG near critical position with CG on NKV.

The neutron-physical parameters are determined in the process of heating up to the specification (operating) temperature. Critical situations are found SCG + PKG (with CCG on NKV) in the process of heating at least at 10 points for different temperatures (with a step of 25 °C). Also, the temperature of the coolant is determined, at which the SCG + CCG go to the VKV at the CCG to the NKV

The tests are carried out in the state of the reactor poisoned with Xe-135 after holding from the moment of the last shutdown for at least 3 days. The temperature in 1 circuit in the initial "cold" state should be from 20 to 70 °C.

Before starting the reactor, systems of 1 and 2 circuits, CPS equipment, other control systems and all auxiliary systems, in accordance with the instructions for controlling the PPU, are additionally connected to a reactimeter of the CVR-10 type to the backup operating suspension of the IK.

The controls on the CPU of the PPU during testing in the "cold" and "hot" states must be set to the positions provided for by the instructions for the control of the PPU for the start mode.

The power of the reactor should be stabilized in the range from 10<sup>-3</sup> to 10<sup>-2</sup>% N<sub>nom</sub> at KG in the critical position N<sub>krit</sub> (the period of doubling the power is infinite for at least 2 minutes). The coolant temperature in the reactor is stabilized in the range from 20 to 70 °C, the circulation pumps of the primary circuit (TsNPK) operate at low speed (MS).

During the tests, the reactor power should not exceed 10<sup>-2</sup>% N<sub>nom</sub> (heating of the primary coolant is not allowed).

The differential efficiency of the SCG + PCG is determined in a position near the critical one with the CCG on the NKV and the critical position of the SCG + PCG is specified.

The construction of the characteristics of the integrated efficiency of the SCG + SCG starts from H<sub>BKB</sub>: (H<sub>BKB</sub>) = 0. The interval from H<sub>BKB</sub> to H<sub>KP</sub> is divided into sections of dyna (<10 mm), and the value of the integral efficiency during immersion from H<sub>BKB</sub> to (determined according to the expression.

By lowering the other parts of the CG and step-by-step lifting necessary to extract the parts of the CG with the fulfillment of the requirements, the critical positions and differential efficiencies of the CG parts that are in critical position are determined:

- PKG + SKG2 with SKG1 on VKV (CCG on NKV);
- PKG2 + SKG with PKG1 on VKV (CCG on NKV);
- PKG2 + SKG with PKG2 on VKV (CCG on NKV);
- SKG at PKG on VKV (CCG on NKV).

The evaluation of the subcriticality value is carried out for a completely poisoned "cold" reactor (60 ° C).

If the temperature in the reactor differs from the above value, calculate the corresponding corrections according to the form data for the core.

The value of the subcriticality is estimated on the assumption of a linear change in the differential efficiency of the CG from the value near the critical position to zero at the CG position corresponding to the lower end of the core.

Determination of the neutron-physical characteristics of the reactor during the heating-up process and at the operating temperature is carried out when the reactor is transferred to its initial state. The state of the PPU mechanisms and fittings is determined by the PPU IU for the heating mode.

The rise of the SCG and the SCG increases the reactor power, which provides heating of the primary circuit coolant at an average rate of 20 °C / h with the cleaning and cooling system connected.

The change in the reactivity of the reactor in the process of heating up to an average specification temperature of 295 °C (when the CPC operates at high speed (BS)) is compensated by alternate movement of the SCG and the SCG in the "even" position (with the CCG on the NKV). When the CG goes to VKV, the change in reactivity is compensated by the rise of the CG.

Every 20–30 ° C up to a temperature of 250 ° C and then after 10–15 ° C, the position of all CGCs and CGCs is leveled, preventing the difference between individual parts of the CG by more than 1 mm, and after the installation is transferred to a stationary state (the power and temperature in the reactor do not change, the reactivity is readings of the additional reactimeter is equal to zero), the parameters are recorded.

Upon reaching the specification temperature of the primary circuit of 295 ° C in case of non-output of the CG to the VKV, the overcompensation method determines the critical position of the CG at the CKG on the NKV and the CG on the VCV.

In this case, the beginning of the curve ( $= 0$ ) must correspond to 20 °C. If real NPIs are carried out at  $Th_{ol} > 20$  °C, then the plot of the dependence in the temperature range from 20 °C to  $Th_{ol}$  is determined according to the curve at the beginning of the campaign [3].

## 5 Analysis of results

After the end of the tests of neutron-physical characteristics in the "cold" state and then after heating, the analysis of the results is carried out and a conclusion is made about the admissibility and conditions of further operation of the core.

The core is allowed to operate without restrictions if the following conditions are met:

- all working organs of the CPS and control channels are in good working order;
- the total efficiency of the four groups of AZ, determined in the "cold poisoned" state using the interference coefficient, must be at least 0.9%;
- the deviation of the effectiveness of each AZ group from the average value should not exceed 25%;

The deviation of the efficiency of individual core groups from the average value by more than 25% downward is a sign of a possible breakage of one of the core rods or part of it; an additional sign of a break is a significant (more than 20%) decrease in the effectiveness of the AZ group in comparison with the results of previous physical tests.

If at least one of the above conditions is not met, the decision on the possibility and conditions of continuing the operation of the core is made by FSUE Atomflot in agreement with OKBM Afrikantov, NRC Kurchatov Institute on the basis of the requirements of the current operational and regulatory documentation [4].