

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

Институт: Энергетический
Специальность: 140404 Атомные электрические станции и установки
Кафедра: Атомных и тепловых электростанций

ДИПЛОМНАЯ РАБОТА

Тема работы
ВЫБОР ЯДЕРНОГО ЭНЕРГОИСТОЧНИКА ДЛЯ РАЙОНОВ КРАЙНЕГО СЕВЕРА

УДК 629.56:621.039.9(075)

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
5001	Николаева Анастасия Андреевна		

Руководитель

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент кафедры АТЭС	А.В. Кузьмин	к.т.н., доцент		

КОНСУЛЬТАНТЫ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент кафедры менеджмента	С.И. Сергейчик	к.т.н.		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент кафедры экологии и безопасно- сти жизнедеятельности	А.М. Плахов	к.т.н.		

По разделу «Автоматизация технологических процессов и производств»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент кафедры автоматизации тех- нологических процес- сов	Е.В. Иванова	к.ф-м.н.		

Нормоконтроль

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ст. преподаватель кафедры АТЭС	М.А.Вагнер	-		

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Зав. кафедрой атомных и тепловых электро- станций	А.С. Матвеев	к.т.н., доцент		

Томск – 2016

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

Институт: Энергетический
Специальность: 140404 Атомные электрические станции и установки
Кафедра: Атомных и тепловых электростанций

УТВЕРЖДАЮ:
Зав. кафедрой АТЭС ЭНИН
А.С. Матвеев

(Подпись)

(Дата)

ЗАДАНИЕ
на выполнение выпускной квалификационной работы

В форме:

дипломной работы

(бакалаврской работы, /работы, магистерской диссертации)

Студенту:

Группа	ФИО
5001	Николаевой Анастасии Андреевне

Тема работы:

Выбор ядерного энергоисточника для районов Крайнего Севера

Утверждена приказом директора (дата, номер)

05.11.2015 № 8671/С

Срок сдачи студентом выполненной работы:

13 января 2016 г.

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

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.).

Отчет по преддипломной практике. Материалы ОКБМ им. И.И. Африкантова. Материалы симпозиумов, презентаций, семинаров об атомных станциях малой мощности и другая учебная и научно-техническая литература

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		2

Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов <i>(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).</i>	1. Атомные источники децентрализованного энергоснабжения. 2. Краткое описание и основные характеристики ПАЭС с РУ КЛТ-40С. 3. Нейтронно-физический расчет реактора на начало кампании (разные виды состояния). 4. Нейтронно-физический расчет реактора на горячее состояние, соответствующее концу кампании. 5. Анализ полученных результатов.
Перечень графического материала <i>(с точным указанием обязательных чертежей)</i>	1. Сборочный чертеж реактора КЛТ-40С – 1 л. формата А1. 2. Чертеж ТВС и картограмма активной зоны – 2 л. формата А1. 4. Функциональная схема контроля температуры теплоносителя первого контура – 1 л. формата А1.
Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы <i>(с указанием разделов)</i>	
Раздел	Консультант
Финансовый менеджмент	Сергейчик С.И., доцент кафедры менеджмента
Социальная ответственность	Плахов А.М., доцент кафедры экологии и безопасности жизнедеятельности
Автоматизация технологических процессов	Иванова Е.В., доцент кафедры автоматизации теплоэнергетических процессов

Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику	08.06.2015
---	------------

Задание выдал руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент кафедры АТЭС	Кузьмин А.В.	к. т. н.		08.06.2015

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
5001	Николаева Анастасия Андреевна		08.06.2015

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		3

РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа состоит: 98 страниц, 12 рисунков, 18 таблиц, 15 источников, 5 приложений.

Ключевые слова: реактор, активная зона, ТВС, ячейка, блок, замедлитель, сечение, нейтрон, диффузия, коэффициент.

Объектом исследования являются: районы Крайнего Севера.

Цель работы — выбрать наиболее оптимальный вариант ядерного источника для энергоснабжения удаленных и изолированных потребителей.

В процессе исследования проводились сравнительные анализы объектов, не зависящих от централизованного энергоснабжения, на базе ядерного топлива, обоснован выбор реактора и его необходимая степень обогащения.

В результате анализа был выбран проект плавучей атомной электростанции на основе судовой реакторной установки с реактором КЛТ-40С, для обеспечения требуемой кампании были рассчитаны нейтронно-физические характеристики активной зоны на различные состояния реактора.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		4

ПЕРЕЧЕНЬ ПРИНЯТЫХ СОКРАЩЕНИЙ

АЗ — аварийная защита

а.з. — активная зона

АЭС — атомная электрическая станция

АСУ ТП — автоматизированная система управления технологическим процессом

АСММ — атомная станция малой мощности

ЖРО — жидкие радиоактивные отходы

ИМ — исполнительный механизм

КГ — компенсирующая группа

ПКГ — периферийная компенсирующая группа

ПЭБ — плавучий энергоблок

ПЭЛ — поглощающий элемент

РО — рабочий орган

РУ — реакторная установка

СВП — стержни выгорающего поглотителя

СКГ — средняя компенсирующая группа

СУЗ — Система управления и защиты

ТВС — тепловыделяющие сборки

ТВЭЛ — тепловыделяющий элемент

ТРО — твердые радиоактивные отходы

ТЭЦ — теплоэлектроцентраль

ЦКГ центральная компенсирующая группа

ЯППУ — ядерная паропроизводящая установка

ЯЭУ — ядерная энергетическая установка

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	8
1. АТОМНЫЕ ТЭЦ.....	9
2. АТОМНЫЕ СТАНЦИИ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ.....	11
3. ПЛАВУЧИЕ АЭС.....	13
3.1. Реакторные установки для атомных судов малой мощности.....	13
3.2. РУ АБВ-6М.....	14
3.3. РУ РИТМ-200М.....	15
3.4. РУ с ВБЭР.....	16
3.5. Основные положения проекта ПАЭС.....	17
4. ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОГО ИСТОЧНИКА ЭНЕРГИИ ДЛЯ РАЙОНОВ КРАЙНЕГО СЕВЕРА.....	20
5. ОСНОВНЫЕ АСПЕКТЫ ПЛАВУЧЕЙ АЭС.....	24
5.1. Плавучий энергетический блок.....	24
5.2. Принципиальное устройство реактора.....	25
5.3. Активная зона.....	27
5.4. Структура активной зоны и конструкция ТВС.....	28
5.5. Стержни выгорающего поглотителя и рабочие источники нейтронов	32
6. РАСЧЕТНАЯ ЧАСТЬ.....	33
6.1. Выбор элементарной и эквивалентной ячеек активной зоны реактора	33
6.1.1. Выбор расчетной ТВС.....	33
6.1.2. Выбор элементарной ячейки.....	34
6.2. Оценка основных геометрических характеристик активной зоны.....	35
6.3. Определение общего расхода теплоносителя через реактор и распределения расходов через ТВС.....	38
6.4. Теплогидравлический расчет.....	39
6.5. Расчет параметров размножающей среды для холодного реактора на начало кампании.....	43
6.6. Оценка эффектов реактивности.....	54

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		6

6.7. Расчет параметров размножающей среды на конец компании в горячем реакторе	59
7. РАСЧЕТ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ... Ошибка! Закладка не определена.	
8. ПРОИЗВОДСТВЕННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ АСММ НА БАЗЕ ПЭБ КЛТ-40С	Ошибка! Закладка не определена.
9. КОНТРОЛЬ ТЕМПЕРАТУРЫ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА КЛТ-40С	Ошибка! Закладка не определена.
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	61
СПИСОК ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ИСТОЧНИКОВ	62
ПРИЛОЖЕНИЕ А — Проекты РУ и стадии их разработки.....	64
ПРИЛОЖЕНИЕ Б.....	65
ПРИЛОЖЕНИЕ В	68
ПРИЛОЖЕНИЕ Г - Основные характеристики СВП и РИН	69
ПРИЛОЖЕНИЕ Д - Баланс реактивности активной зоны.....	70

ГРАФИЧЕСКИЙ МАТЕРИАЛ:

ФЮРА.693100.002 СБ - Реактор КЛТ-40С. Сборочный чертеж.

ФЮРА.693100.003 ВО - Основная тепловыделяющая сборка. Общий вид.

ФЮРА.693100.004 ВО - Тепловыделяющая сборка под стержень АЗ. Общий вид.

ФЮРА.421000.008 С2 - Контроль температуры теплоносителя первого контура.

Функциональная схема.

Эскиз элементарной и эквивалентной ячейки. Демонстрационный лист.

.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		7

ВВЕДЕНИЕ

Крайний Север — часть территории России, расположенная к северу от Северного Полярного круга. Территория Крайнего Севера - это арктическая зона, тундра, лесотундра, и районы северной тайги.

Любая деятельность на Севере сопряжена с трудностями. Это связано с суровым климатом и многолетней мерзлотой. Поэтому, проблема энергообеспечения является одной из важнейших. Значительная территория не охвачена централизованным электроснабжением от источников генерации большой установленной мощности. Учитывая это, имеется большая потребность в источниках тепла сравнительно небольшой мощности. Это делает привлекательной идею создания атомных станций теплоснабжения (АСТ), атомных теплоэлектроцентралей (АТЭЦ) и плавучих атомных электростанций (ПАЭС).

В данной работе были поставлены следующие цели:

- сравнить различные атомные источники энергий для районов Крайнего Севера;
- выбрать тип реактора;
- на основе этого реактора рассчитать характеристики активной зоны, используя диффузионно-возрастное приближение;
- сравнить полученные результаты с реальными параметрами активной зоны реактора-прототипа;
- сделать выводы о точности расчетов реактора.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		8

1. АТОМНЫЕ ТЭЦ

В местах наибольшей концентрации электрических и тепловых нагрузок, где отсутствуют пригодные к использованию местные виды топливно-энергетических ресурсов (ТЭР), а доставка привозного топлива сопряжена с высокими расходами, перспективной оказывается теплофикация на базе атомных ТЭЦ [1].

Атомным «первенцем» на Крайнем Севере стала Билибинская АТЭЦ, построенная в 1973—1976 гг. рядом с поселком Билибино Чукотского автономного округа. Сооружение АТЭЦ позволяет существенно экономить привозное, а потому и дорогое органическое топливо. Кроме того, замена угольных котельных на АТЭЦ привела к значительному сокращению выбросов в атмосферу продуктов сгорания органического топлива. Для доставки на станцию ядерного топлива требуется в год всего несколько рейсов транспортных самолетов. За период эксплуатации Билибинская АТЭЦ зарекомендовала себя надежным и экономичным источником энергии.

Теплофикация обуславливает значительное сокращение расходов топлива на теплоснабжение, высокую концентрацию выработки тепловой энергии и повышение ее технического уровня, повышение качества и надежности теплоснабжения, способствует уменьшению вредного воздействия энергетических установок на окружающую среду (снижение вредных выбросов в атмосферу, сокращение теплового загрязнения водоемов и количества громоздких парящих градирен).

Отбор пара на теплофикацию на атомных установках позволяет увеличить производство товарной продукции более чем в полтора раза по сравнению с чисто «электрическим» режимом работы, не прибегая к дорогостоящим работам, связанным с повышением коэффициента полезного действия (КПД): более эффективное использование ядерного топлива на АТЭЦ осуществляется без повышения параметров пара до сверхкритических. Преимуществом когенерации над выработкой электроэнергии является тот факт, что КПД при работе

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		9

теплофикационному циклу можно поднять до 75% и более. В атомной энергетике это более чем актуально при КПД современных АЭС, значительно уступающем эффективности энергоблоков на органическом топливе.

Перспективным является создание АТЭЦ с реакторами типа ВК с естественной циркуляцией теплоносителя в корпусе из предварительно напряженного железобетона. Внутри корпуса находятся ПГ, сепаратор и компенсатор давления (интегральная компоновка), что существенно повышает безопасность установки и позволяет располагать такую АТЭЦ значительно ближе к городской черте.

АТЭЦ должны располагаться вблизи крупных городов, однако исходя из требований по обеспечению безопасности их приходится строить на расстояниях не менее 25 км от границы городской застройки, что вызывает дополнительные затраты на сооружение дорогостоящих теплотрасс.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		10

2. АТОМНЫЕ СТАНЦИИ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

Наиболее простой вариант использования ядерной энергии это использование ее для целей теплоснабжения в виде атомной станции теплоснабжения (АСТ) [2]. Отличительная особенность - здесь не требуется такой высокий температурный потенциал теплоносителя первого контура, как в АЭС. Потому что в АСТ не нужно получать электроэнергию, нужно только тепло. Для АСТ достаточно обеспечить давление 1,5-2 Мпа, что ведет к упрощению и удешевлению конструкции реактора, увеличению надежности, повышению эффективности использования ядерного топлива. Низкое давление в реакторной установке позволяет с минимальными затратами осуществить ряд дополнительных защитных мер, снижающих опасность утечки радиоактивных продуктов, а компактность – надежно защитить от внешних воздействий.

В системе атомного теплоснабжения могут применяться различные реакторы. Перспективной представляется интегральная компоновка реакторной установки. В пространстве между внутриреакторными устройствами и стенкой корпуса располагается промежуточный водяной теплообменник. Чтобы радиоактивные вещества из реактора не попадали в сеть потребителя, давление в промежуточном корпусе поддерживается на 0.4 МПа ниже, чем в сети. Циркуляция воды в промежуточном контуре принудительная. Корпус реактора установлен во втором страховочном корпусе. Страховочный корпус может быть как металлическим, так и железобетонным и должен быть рассчитан на полное давление в основном корпусе реактора. Реактор может рассчитываться на длительность кампании в 5-7 лет с частичными перегрузками топлива один раз в два года. Пониженная теплонапряженность твэлов является дополнительным важным фактором, обеспечивающим более высокую надежность и безопасность ядерного реактора. Интегральная компоновка оборудования позволяет избежать применения трубопроводов большого диаметра, являющихся потенциальным источником крупных аварий при разгерметизации первого контура.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		11

Обеспечение безопасности АСТ при аварийных ситуациях достигается размещением реактора в защитном корпусе, рассчитанном на рабочее давление в реакторе, и сооружением защитной оболочки с высокой степенью герметичности, а также использованием спринклерных установок для локализации радиоактивных продуктов деления. Использование двойной оболочки, в которой предусмотрено создание разрежения в пространство между оболочками и возврат поступающей туда активной среды обратно в герметический объем, позволит практически исключить выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду.

Атомные котельные для теплоснабжения малоосвоенных и труднодоступных районов могут быть конкурентоспособными, если удельные капиталовложения в них не будут превышать удельные капиталовложения в котельные на органическом топливе более, чем в 22—25 раз. Такие условия могут быть обеспечены уже при единичных мощностях ядерных реакторов в несколько мегаватт.

У АСТ имеются существенные преимущества по сравнению с АТЭЦ: приближение АСТ к городской застройке на 2-3 км, сокращение капитальных вложений в прокладку тепловых сетей, использование более дешевого ядерного топлива за счет дожигания остатков ядерного топлива АЭС.

По сравнению с районными котельными и ТЭЦ, преимущество АСТ выражаются в экономии органического топлива, в улучшении санитарного состояния воздушного бассейна, в сокращении затрат на прокладку тепловых сетей и отвод земель под их строительство. Следует также отметить, что для АСТ по сравнению с АЭС и АТЭЦ требуются минимальные площади застройки и не нужны большие расходы технической воды, необходимые для охлаждения конденсаторов турбин.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		12

3. ПЛАВУЧИЕ АЭС

Важным аспектом, определяющим условия возрождения и развития российского Севера, является потребность в резком увеличении энергетической обеспеченности северных регионов. Это невозможно без создания современных небольших по мощности, транспортабельных региональных станций по выработке электричества и теплоснабжения. Плавающие энергоблоки наилучшим образом приспособлены для работы в труднодоступных районах по берегам морей или крупных рек, удаленных от систем централизованного энергоснабжения.

3.1. Реакторные установки для атомных судов малой мощности

Согласно классификации МАГАТЭ, к малым принято относить реакторы электрической мощностью до 300 МВт. Такие реакторы должны быть конкурентоспособны по стоимости строительства и себестоимости выработки электроэнергии, а также соответствовать требованиям о нераспространении ядерного оружия. Реакторные установки, удовлетворяющие перечисленным условиям, только начинают внедряться. Эти РУ можно использовать в составе атомных станций наземного, надводного и подводного исполнения, они могут рассматриваться в качестве вариантов атомной электрогенерации. При этом высокую степень готовности, которая характеризуется наличием конструкторской документации, производственной и эксплуатационной инфраструктуры, референтности технических решений, имеют РУ АБВ-6, КЛТ-40С и РИТМ-200. Изготовлено два комплекта оборудования РУ КЛТ-40С для плавучего энергоблока «Академик Ломоносов», изготавливаются два комплекта оборудования РУ РИТМ-200 для атомного ледокола с поставкой в 2015 г., также до 2019 г. запланировано изготовление еще четырех комплектов оборудования РУ РИТМ-200 для второго и третьего атомных ледоколов [3].

Характеристики и стадии разработки различных РУ на основе судовых технологий представлены в Приложении А.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		13

3.2. РУ АБВ-6М

Основные особенности проекта [3]:

- Реактор интегрального типа с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура и с встроенной парогазовой системой компенсации;
- Основное оборудование реакторной установки АБВ-6М сконструировано на баке металло-водной защиты в единый парогенерирующий блок;
- Кассетная активная зона с топливом обогащения $< 20\%$, обеспечивающая работу реакторной установки АБВ без перегрузки топлива до 12 лет;
- Уменьшение количества радиоактивных отходов и числа ядерно-опасных работ;
- Обеспечение высокого уровня безопасности за счет развитых внутренне присущих свойств самозащищенности и систем безопасности пассивного принципа действия;
- Надежность оборудования и принятых технических решений подтвержденная длительным опытом эксплуатации транспортных установок и наземного стенда – прототипа;
- Автоматизация управления технологическими процессами, сокращение объема необходимого обслуживания и ремонтов, минимальная численность обслуживающего персонала;
- Монтаж установки агрегатным способом, сборка в блоки или агрегаты на предприятии - изготовителе, сокращение объема сборочных работ на монтаже, сокращение сроков строительства;
- Возможность транспортировки блоков железнодорожным, автомобильным и водным транспортом.

Возможности использования:

- Плавучие станции для тепло- и электроснабжения потребителей в прибрежной зоне;

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		14

- Энергоопреснительные комплексы, транспортные суда, промышленные базы, наземные станции для автономного энергоснабжения труднодоступных районов;
- Автономное энергоснабжение морских нефтедобывающих платформ.

3.3. РУ РИТМ-200М

Основные особенности проекта [3]:

- Интегрированный корпус с расположением ЦНПК в отдельных выносных гидрокамерах и боковыми горизонтальными гнездами для патрубков кассет ПГ;
- Низконапряженная кассетная активная зона с увеличенным энергоресурсом: головная — 4,5 тВт·ч;
- Удовлетворение требованиям нераспространения;
- Минимизация объемов РАО за счет перехода на кассетную активную зону, увеличения периода между перегрузками и внедрения системы безотходной технологии;
- Рациональное сочетание пассивных и активных средств и каналов систем безопасности, оптимальное использование систем нормальной эксплуатации и систем безопасности;
- Увеличен на 60% ресурс и на ~70% срок службы основного оборудования до заводского ремонта (160000 ч и 20 лет) по сравнению с ближайшим аналогом - РУ КЛТ-40С (100000 ч и 12 лет) повышенный радиационный ресурс корпуса ПГБ благодаря снижению флюенса нейтронов на корпус ПГБ с $1,5 \times 10^{20}$ до $5,2 \times 10^{19}$ н/см² при увеличенном сроке службы;
- Возможность транспортировки ПГБ в полной заводской готовности по железной дороге;
- Возможность применения РУ на объектах различного назначения с форсированием.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		15

3.4. РУ с ВБЭР

Энергоблок с РУ типа ВБЭР — решение для региональной энергетики [3]:

- Замещение тепловых электростанций (ТЭС) блоками близкого уровня мощности при сохранении структуры электрических сетей;
- АТЭЦ для теплофикации, опреснения и промышленного производства питьевой воды;
- Региональная электроэнергетика:
 - Более половины мощностей электроэнергетической системы РФ вырабатывается на ТЭС;
 - Основное используемое топливо — природный газ;
 - Единичная мощность блоков ТЭС ~300 МВт (э);
 - Доля ТЭС, выработавших ресурс — более 50 %;
 - Ограниченные пропускные мощности электросетей.

Основные особенности проекта:

- Максимальное использование проверенных технических решений на основе опыта судового реакторостроения и ВВЭР.
- Технические решения атомного судостроения:
 - Блочная компоновка;
 - Герметичный первый контур;
 - Герметичное основное оборудование, не требующее работы вспомогательных и обслуживающих систем (ГЦН, ПГ);
 - Возможность в максимальной степени автоматизации процесса управления («саморегулирование», прямоточный ПГ);
 - Высокие маневренные характеристики;
- Технические решения реакторов ВВЭР:
 - Активная зона на основе ТВСА и топливный цикл;
 - Борная система регулирования;
 - Водно-химический режим;

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		16

- Минимальное количество ЖРО за счет сухого способа перегрузки, отсутствия протечек, минимального водообмена в процессе кампании, ремонтпригодности без вскрытия полостей 1 контура;
- Исключены классы наиболее опасных аварий больших и средних течей 1 контура, упрощаются системы безопасности;
- Для тяжелых запроектных аварий с плавлением активной зоны обеспечено удержание расплава активной зоны в пределах корпуса реактора;
- Технология монтажа оборудования «ядерного острова» с применением укрупненной сборки и модулей заводского изготовления, продолжительность строительства головного блока (от первого бетона) ≤ 48 мес;
- Оборудование РУ может изготавливаться на ОАО «Ижорские заводы» параллельно с оборудованием реакторов АЭС-2006, а также на предприятиях, входящих в кооперацию по судовым РУ, с минимальным количеством технологических пересечений.

3.5. Основные положения проекта ПАЭС

В настоящее время завершается строительство плавучего энергетического блока электрической мощностью 70 МВт с двумя реакторными установками КЛТ-40С разработки ОАО «ОКБМ Африкантов». Атомная теплоэлектростанция малой мощности (АТЭС ММ) предназначена для выработки и выдачи потребителям электроэнергии и тепла. Этот источник энергии разрабатывается в плавучем и блочно-транспортном исполнении с максимальной унификацией составных частей.

АТЭС ММ представляет собой комплекс сооружений. В состав АТЭС ММ входят:

- плавучий энергоблок — основной элемент АТЭС ММ;
- гидротехнические сооружения (специальный причал и пирсы для установки ПЭБ, подводный котлован);
- береговая часть — береговые сооружения, предназначенные для обеспечения технологического цикла передачи электрической и тепловой энер-

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		17

гии с ПЭБ в береговые сети, а также выполняющие вспомогательные, служебные и защитные функции.

На ПЭБ предусмотрено размещение ЭУ, состоящей из двух реакторных установок КЛТ-40С и двух турбогенераторных установок ТК 35/38-3,4 с турбинами теплофикационного типа, скомпонованных побортно, в два самостоятельных блока.

Тепловая мощность каждой реакторной установки 150 МВт.

Каждая реакторная установка размещается в прочно-плотной защитной оболочке (ЗО), рассчитанной на локализацию аварий с разрывом трубопроводов первого контура.

ПЭБ устанавливается бортом к причальным сооружениям посредством крепления специальными швартовными устройствами (по носу и корме) к пирсам.

На береговой площадке расположены сооружения и оборудование, предназначенные для обеспечения технологического цикла передачи электрической и тепловой энергии с ПЭБ в береговые сети:

- закрытое распределительное устройство;
- трансформаторы;
- тепловой пункт;

Передачу тепловой энергии от ПЭБ потребителю предусмотрено выполнить по двухконтурной схеме:

- промежуточный контур: от ПЭБ к береговому тепловому пункту;
- сетевой контур: от теплового пункта — к системе теплоснабжения потребителя.

Схема передачи тепловой энергии от ПЭБ АТЭС ММ потребителю, в общем виде, следующая:

- вода с температурой 136°С (165°С при включенных пиковых подогревателях) поступает из судовых подогревателей воды промежуточного контура и проходит через теплообменники теплового пункта. Обратная вода с тем-

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		18

пературой 78°С циркуляционными насосами теплового пункта подается на подогреватели ПЭБ.

- в водоводяных подогревателях теплового пункта перегретая вода промежуточного контура нагревает сетевую воду береговой системы теплоснабжения по температурному графику 150 – 70 °С.

- насосы сетевого контура подают воду к теплофикационному узлу потребителя.

Выдача энергосред в береговую энергосистему предусматривается посредством специальных секций кабелей и трубопроводов, способных компенсировать определенную подвижность плавучего энергоблока (приливы – отливы, волнение и крены).

Транспортная связь ПЭБ с берегом осуществляется через мостовой переход на причальные сооружения. Имеется возможность подхода и швартовки к ПЭБ судов снабжения и обеспечения.

Все системы, важные для безопасности, размещены в пределах плавучего энергоблока. Также, в пределах ПЭБ расположены все системы обращения с ядерным топливом и радиоактивными средами. В том числе – устройства для приёма и временного хранения НТВС, временного хранения и выдачи ОТВС и радиоактивных отходов в составе локального комплекса по обращению с ядерным топливом и хранению образующихся при эксплуатации и в процессе перегрузки реакторных установок ТРО и ЖРО.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		19

4. ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОГО ИСТОЧНИКА ЭНЕРГИИ ДЛЯ РАЙОНОВ КРАЙНЕГО СЕВЕРА

В настоящее время Правительство Российской Федерации для завоза только топлива в северные регионы России тратит огромные финансовые средства (среднегодовые расходы достигают более 45 млрд. руб.). На рисунке 3 приведена общая принципиальная схема северного завоза жидкого топлива в Республику Саха (Якутия). Только для завоза 250 тыс. тонн жидкого топлива в арктические районы Республики Саха (Якутия) с учетом многозвенности схемы и сезонности завоза органического топлива расходы достигают до 3.0 млрд. рублей. Одним из кардинальных и эффективных направлений уменьшения затрат на завоз дальнепривозного жидкого топлива в районы Северного региона России может явиться использование малых плавучих АЭС (ПАЭС) [4].

Возможные заводы строительства Плавучей АЭС

- 1) Санкт Петербург, Балтийский завод;
- 2) Северодвинск «Севмаш»;
- 3) Нижний Новгород «ОКБМ»;
- 4) Находка «Звезда»



Рисунок 1 — Схема завоза жидкого топлива в Республику Саха (Якутия) и возможные заводы сооружения ПАСММ.

I — Северный вариант (до 10%); II — Сибирский вариант (до 85%);
III — Дальневосточный вариант (до 5%).

Реальные условия региона предопределяют предпосылки постановки задачи и применение ПАСММ в условиях Крайнего Севера страны:

- Экстремальные природно-климатические условия проживания человека в условиях северных территорий: продолжительный отопительный сезон от 7 до 12 месяцев, полярная ночь, пурги, низкие температуры, криолитозона, ветровые нагрузки в северных морях и сезонность функционирования транспортных систем;
- Сезонность – краткосрочные условия навигации на северных реках и северных морях, сложные, многозвенные транспортные условия доставки органического топлива с перевалками – аренда, охрана и загрузка, перезагрузка (железная дорога, река, море, автозимники и доставка топлива с учетом сезонности на второй год эксплуатации энергообъекта);
- Относительно малые электрические, тепловые нагрузки арктических потребителей, промышленных узлов и горно-обогатительных комбинатов;
- Краткосрочный сезон функционирования речного, морского транспорта в регионе в связи с изменениями водности северных рек и ледовых условий в низовьях рек северных морей от 1 до 2 месяцев, заставляют иметь у потребителей годовой, 1,5÷2 годовой расход топлива; это главная особенность потребителей Крайнего Севера России.

Одним из основных факторов, которые обусловлены комплексом требований для АСММ в удаленных и труднодоступных районах, является возможность их размещения в непосредственной близости от потребителей энергии, что позволяет значительно сократить протяженность электролиний и тепловых коммуникаций. Однако такой подход требует самого тщательного изучения геологических, инженерно-геологических, гидрогеологических, сейсмологических и иных природных характеристик площадки размещения атомной станции.

Критерии оценки площадок для размещения АСММ в зоне многолетнемерзлых пород носят чисто технический характер. Площадки должны отвечать следующим основным требованиям:

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		21

- Быть удалены от тектонических разломов на расстояние не менее 1 км;
- Состоять преимущественно из однородных массивов скальных или твердомерзлых осадочных пород;
- Не содержать карстов, таликов, надмерзлотных и межмерзлотных вод;
- Размещаться в зоне с постоянной, не изменяющейся в течение года отрицательной температурой (в зоне нулевых годовых амплитуд);

На рисунке 2 показано районирование по условиям благоприятности природно-климатических факторов для проживания человека и размещение первых – головных АЭС большой, малой, мини и микро электрической мощности на Крайнем Севере – Кольская, Билибинская в перспективе ГОКи «Кючюс» - п. Усть-Куйга (золото), п. Черский, г. Певек (золото, олово и морские порты), г. Охотск, п. Тикси, п. Аян — морские порты, рыбопереработка, п.Батагай, Чокурдах, Кюсюр (социальные потребители) и другие.



Рисунок 2 — Территории с неблагоприятными природными условиями для проживания человека

На рисунке 2 кружочком указаны возможные и приоритетные места размещения АСММ в зависимости от состава основного оборудования, уровня развития промышленности и атомного энергомашиностроения плавучие, стационарные. К первоочередным в РС (Я) относятся ПАСММ в районах разработки:

- редкоземельных металлов, россыпных и коренных алмазов (ниобий, поселки Томтор, Эбэлээх, Анабар, «Молодо» и др.);
- золото- и оловорудных месторождений (Кючюс, поселки Усть-Куйга, п. Депутатский и др.);
- портовых и социальных потребителей: Черский – Зеленый Мыс, Тикси, Певек, Охотск и Аян, Батагай, Чокурдах (морские порты);

Таким образом, в перспективе только размещение АТЭЦ общей мощностью до 175 МВт может высвободить:

- 420 тыс. тонн угля и 250 тыс. тонн жидкого дальнепривозного топлива, т.е. до 3÷4 млрд. рублей год финансовых средств;
- в транспорте – 69 рейса сухогрузов (грузоподъемностью по 2510 т) и 82 рейса танкеров (1500 т), 160 рейсов автоцистерн, 49 рейса крупнотоннажного автотранспорта;
- высвобождение 2290 человек обслуживающего персонала в транспорте;
- значительной экономии капитальных вложений на причалы, резервуары жидкого топлива и складские сооружения.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		23

5. ОСНОВНЫЕ АСПЕКТЫ ПЛАВУЧЕЙ АЭС

Атомная электростанция состоит из плавучего энергетического блока, гидротехнических сооружений и береговой инфраструктуры.

5.1. Плавучий энергетический блок

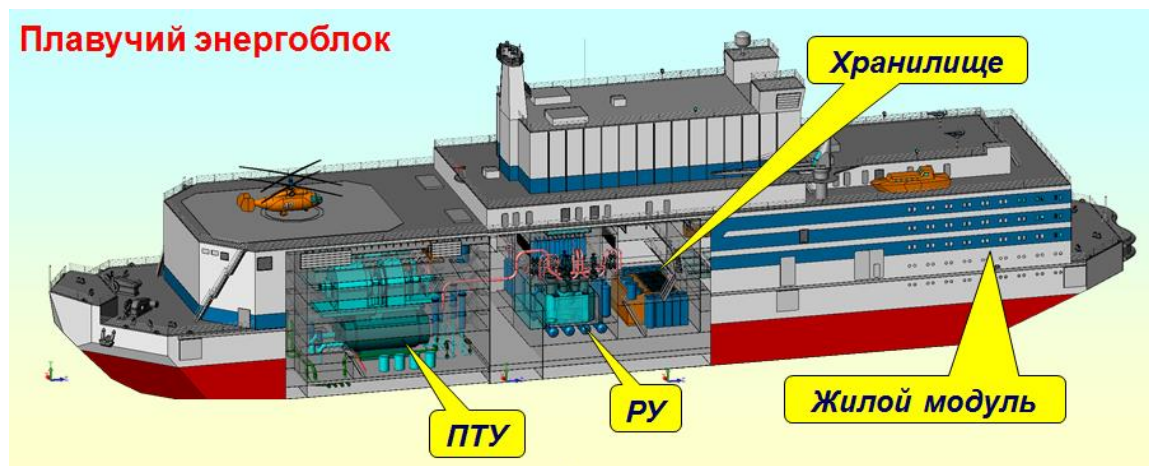


Рисунок 3 — ПЭБ

Плавучий энергетический блок предназначен для выработки электрической и тепловой энергии, и обеспечивает выдачу в береговые сети электроэнергии и теплофикационной воды. Гидротехнические сооружения предназначены для установки и раскрепления ПЭБ у берега. Техническая связь с берегом осуществляется через причальные сооружения. Имеется возможность подхода и швартовки к ПЭБ судов снабжения и обеспечения АСММ.

Корпус ПЭБ цельносварной, имеющий ледовые подкрепления и специальные средства для буксировки и раскрепления. Основной корпус и силовые конструкции надстройки выполняются из стали, обладающей высоким сопротивлением разрушениям. Подводная часть корпуса защищена от коррозии электрохимической защитой и лакокрасочным покрытием.

Реакторный отсек и отсек хранения отработавшего топлива защищены от внешних воздействий (столкновений, посадки на мель) конструктивной противоударной защитой.

Конструктивная компоновка ПЭБ включает хранилища отработавших тепловыделяющих сборок (ОВТС), хранение ОВТС, ЖРО, ТРО и собственный комплекс перегрузок реакторов обеспечивающий перегрузки без привлечения

специальных технологических баз перезарядки в течение межремонтного периода. В проекте реализуются технические решения (создание защитной оболочки, защитного ограждения, автономная система вентиляции), исключающие выбросы радиоактивности в окружающую среду.

ПЭБ состоит из двух основных функциональных модулей: жилого модуля, расположенного в кормовой части и энергетического модуля, расположенного в центральной и носовой части. Жизнедеятельность ПЭБ в целом обеспечиваются общесудовыми системами. Функционирование обоих модулей обеспечивается системой автоматического управления.

Энергетический модуль предназначен для выработки электрической и тепловой энергии. В состав модуля входят две реакторные установки, две паротурбинные установки и электроэнергетическая система. В основу компоновки оборудования положен блочный принцип [6].

5.2. Принципиальное устройство реактора

В составе реакторной установки КЛТ-40С используется водо-водяной реактор корпусного типа на тепловых нейтронах [7].

Конструктивно реактор выполнен в виде сосуда высокого давления с крышкой, в котором размещены активная зона, РО КГ и РО АЗ, а на крышке - привода ИМ КГ и ИМ АЗ, термопреобразователи сопротивления, преобразователи термоэлектрические предназначенные для измерения температуры в реакторе.

Основная циркуляция теплоносителя 1 контура в реакторе осуществляется следующим образом:

Теплоноситель через внутренние насосные патрубки попадает в напорную камеру реактора. Далее, пройдя кольцевой зазор между корпусом и обечайкой блока выемного и щелевой фильтр, теплоноситель попадает в напорную камеру активной зоны, расположенную под нижней плитой выемного блока. Пройдя активную зону, теплоноситель попадает в сливную камеру реактора, откуда он поступает во внутренние патрубки парогенераторов. Из парогенера-

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
						25
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		

торов теплоноситель по кольцевым полостям между главными и внутренними патрубками поступает во всасывающую полость электронасосов, которая расположена над конической обечайкой и разделена на четыре камеры, гидравлически объединяющие попарно электронасос и парогенератор, реализуя при этом четырёхпетлевую схему циркуляции теплоносителя первого контура. Из камер теплоноситель по кольцевым полостям главных насосных патрубков поступает в гидрокамеры на всас электронасосов. При естественной циркуляции движение теплоносителя в реакторе осуществляется тем же путем, что и при принудительной.

В состав реактора входят следующие основные сборочные единицы:

- корпус - крышка;
- блок выемной;
- активная зона;
- привод ИМ КГ (5 шт.);
- привод ИМ АЗ (4 шт.);
- термопреобразователь сопротивления (5 шт.);
- преобразователь термоэлектрический (7 шт.).

Выемной блок предназначен для размещения и крепления ТВС активной зоны, размещения гильз преобразователей термоэлектрических, РО КГ, а также для организации потока теплоносителя первого контура.

Выемной блок представлен на рисунке 4. В нем размещены следующие составные части:

- пять РО КГ;
- направляющие трубы РО КГ;
- направляющие трубы ПЭЛ РО КГ;
- верхняя плита;
- средняя плита;
- гильзы термоэлектрических преобразователей.

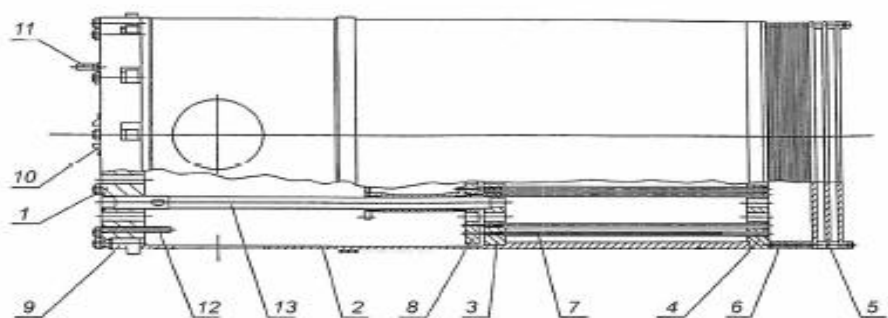


Рисунок 4 — Выемной блок

1 — верхняя плита; 2 — обечайка; 3 — средняя плита;
4 — нижняя плита; 5 — экран; 6 — щелевой фильтр; 7 — ПЭЛ;
8 — РО КГ; 9 — башмак; 10 — втулка; 11 — фиксатор; 12 — гильза
термоэлектрического преобразователя; 13 — направляющая труба РО КГ.

Основные технические характеристики выемного блока:

- количество гнезд под ТВС активной зоны — 241;
- количество РО КГ — 5;
- рабочий ход РО КГ — 835 мм;
- масса — 6080 кг.

5.3. Активная зона

Активная зона РУ КЛТ-40С, предназначена для генерирования тепла, получаемого в процессе управляемой цепной реакции деления ядер урана-235 и передачи его теплоносителю в течение назначенного срока службы без превышения установленного предела безопасной эксплуатации по повреждениям ТВЭЛОВ.

Активная зона реакторной установки КЛТ-40С разработана на тех же принципах и с применением тех же конструктивных решений, что и ледокольные активные зоны, подтвердившие высокую безопасность, надежность и работоспособность в натурных условиях эксплуатации. В то же время, являясь дальнейшим развитием ледокольных активных зон в части решений по конструктивному исполнению штоковых ТВС, СВП, РИН, стержней АЗ, пластинчатых вытеснителей, направляющих трубок ПЭЛ, активная зона РУ КЛТ-40С превосходит их по показателям надежности.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		27

Активная зона разработана с учетом следующих основных критериев:

- максимального приближения, с учетом конструктивных решений, отношения высоты активной зоны и ее эквивалентного диаметра к соответствующему оптимальному значению;
- оптимального шага расположения ТВС, ТВЭЛов, ПЭЛ;
- одноходового движения теплоносителя;
- размещения четырех групп стержней АЗ, с учетом компоновки приводов РО СУЗ на крышке реактора, в зоне их максимально возможной эффективности;
- упрощения перегрузки за счет отдельного расположения ПЭЛ и ТВС;
- простоты, экономичности и отработанности способов изготовления узлов и деталей ТВС.

Основные характеристики активной зоны приведены в Приложении Б.

5.4. Структура активной зоны и конструкция ТВС

Активная зона судового реактора представляет собой комплекс ТВС, стержней АЗ, гильз под термометры и под стержни АЗ.

ТВС в количестве 241 штуки размещены в выемном блоке по углам правильной треугольной решетки с шагом 72 мм. Между ТВС размещены ПЭЛ системы компенсации реактивности, объединенные в пять рабочих органов (центральный — рабочие органы ЦКГ, два средних рабочих органа СКГ-1 и СКГ-2 и два периферийных — ПКГ-1 и ПКГ-2).

ТВС выполнены в трех конструктивных модификациях:

- основные ТВС — 218 штук, в том числе пять ТВС, в которые устанавливается гильза под термометр;
- ТВС под стержень АЗ — 18 штук (16 ТВС СУЗ и 2 ТВС типа ТВС СУЗ);
- ТВС со штоком — 5 штук.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		28

Гильзы под стержень АЗ (18 штук) размещены в ТВС под стержень АЗ. Гильзы под термометр (5 штук) размещены в ТВС под термометр. Стержни АЗ (16 штук) размещены в гильзах под стержень АЗ и кинематически объединены в четыре рабочих органа АЗ (по четыре стержня в каждом рабочем органе).

Тепловыделяющая сборка состоит из двух частей: кассеты и подвески. Кассета ТВС состоит из пучка твэлов, СВП, РИН, цилиндрических и пластинчатых циркониевых вытеснителей; дистанционирующих решеток; чехла; концевых деталей — головки и втулки; крепежных деталей: конусных колец, гаек, наконечника и др.

Чехол закреплен на головке и втулке с помощью конусных колец и деталей: сверху — гайкой, накрученной на головку, внизу — наконечником, накрученным на втулку.

Подвеска основной ТВС представляет собой толстостенную трубу с наружным диаметром 50 мм и толщиной стенки 4,5 мм с приваренными к ней концевыми деталями. В трубе выполнены три ряда отверстий (в каждом ряду по два отверстия) для выхода теплоносителя из ТВС. Каждый ряд отверстий развернут по отношению к предыдущему на 60°.

В верхней части подвесок размещен (кроме ТВС, установленных в направляющих колоннах) цанговый замок, предотвращающий выпадение ТВС при переворачивании судна со снятой крышкой реактора. Верхняя часть подвески содержит подпружиненную головку, обеспечивающую поджатие ТВС при эксплуатации и служащую для захвата ее перегрузочным оборудованием во время перемещения ТВС при загрузке-выгрузке.

В головке подвески размещается пробка, обеспечивающая доступ внутрь ТВС и уменьшающая мощность радиационного излучения от ТВЭЛов при выгрузке отработавших ТВС.

ТВЭЛ представляет собой гладкостержневую оболочку диаметром 5,8 мм из циркониевого сплава Э-110, заполненную интерметаллидным топливом,

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		29

диспергированным в алюминиевой матрице, и загерметизированную с двух сторон заглушками с помощью контактно-стыковой сварки.

Верхними заглушками твэлы закреплены в обоймах, представляющих собой сваренные контактной точечной сваркой парные штампованные пластины с цилиндрическими углублениями под заглушки твэлов. На одной из пластин обоймы выполнены конусообразные выштамповки, входящие в углубление заглушки и препятствующие перемещению твэла.

Обоймы, в свою очередь, закреплены в верхней концевой детали — головке двумя сваренными между собой полукольцами, входящими в пазы обойм с одной стороны и в проточку головки — с другой.

Таким образом, принятый способ крепления твэлов технически исключает возможность их непредусмотренных перемещений при нормальных условиях эксплуатации, ненормальных условиях эксплуатации и проектных авариях, вызывающих увеличение реактивности и ухудшение условий теплоотвода, приводя к повреждению твэлов сверх установленных пределов.

СВП представляет собой гладкостержневые оболочки диаметрами 5,8 и 4,5 мм и толщиной стенки 0,45 мм из циркониевого сплава Э-110, заполненные выгорающим поглотителем на основе гадолиния и загерметизированные с двух сторон заглушками с помощью аргонно-дуговой сварки.

РИН представляют собой гладко-стержневые оболочки диаметром 5,8 мм, заполненные оксидом бериллия и загерметизированные с двух сторон заглушками с помощью аргонно-дуговой сварки.

Стержень АЗ представляет собой сборочную единицу из девяти блочков, соединенных между собой шарнирно, что исключает их заклинивание в «сухой» гильзе АЗ, принимая во внимание также конструктивный радиальный зазор размером 1 мм между стержнем АЗ и внутренней поверхностью гильзы. Блочок представляет собой гладкостержневую оболочку наружным диаметром 19 мм, внутренним диаметром 18 мм и с толщиной стенки 0,5 мм из сплава ХН78Т, заполненную вкладышами (таблетками) из поглощающего материала

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		30

диаметром 17,8 мм и загерметизированную с двух сторон заглушками с помощью аргонно-дуговой сварки. Три нижних блока заполнены вкладышами из специального борсодержащего сплава, остальные — вкладышами из карбида бора. Для удобства монтажа стержни АЗ выполнены из двух частей: верхней (четыре блока) и нижней (пять блоков), соединенных быстроразъемным соединением, фиксируемым в зацепленном положении цанговой втулкой. Конструкция узлов соединения, как частей стержня АЗ, так и стержня с рейкой ИМАЗ, исключает самопроизвольное расцепление частей стержня АЗ и стержня АЗ с рейкой ИМАЗ.

ПЭЛ представляет собой гладкостержневую оболочку из сплава ЭП-630У, заполненную поглощающим материалом и загерметизированную заглушками с помощью аргонно-дуговой сварки. Наружный диаметр ПЭЛ рабочего органа ЦКГ (за исключением 18 ПЭЛ, расположенных вокруг направляющих колонн) составляет 14 мм, наружный диаметр ПЭЛ рабочих органов СКГ, ПКГ и 18 ПЭЛ рабочего органа ЦКГ — 13 мм. Толщина оболочек всех ПЭЛ из сплава ЭП-630У равна 1,2 мм. ПЭЛ РО ЦКГ на всей длине, а также нижние части ПЭЛ рабочих органов СКГ и ПКГ (соответственно на длине 350 и 250 мм) заполнены виброуплотненным титанатом диспрозия с плотностью по диспрозию 3,5 г/см³. Остальная часть ПЭЛ рабочих органов СКГ и ПКГ заполнена вкладышами из карбида бора диаметром 10 мм. ПЭЛ перемещаются в теплоносителе первого контура в направляющих трубах диаметром 20 мм с толщиной стенки 1,5 мм из радиационно- и коррозионностойкого циркониевого сплава Э-635. Имеющийся конструктивный зазор между ПЭЛ и внутренней поверхностью направляющих исключает заклинивание ПЭЛ в направляющих трубах. Конструкция узлов соединения ПЭЛ с плитами РОКГ, штока РОКГ с удлинителем штока, а также удлинителя штока с винтом соответствующего привода ИМКГ исключает самопроизвольное расцепление указанных элементов.

Гильза под стержень АЗ представляет собой толстостенную трубу наружным диаметром 27 мм с толщиной стенки 3 мм из стали 06Х18Н10Т, за-

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		31

герметизированную с нижнего конца заглушкой с применением аргонно-дуговой сварки и имеющую в верхней части переходник для приваривания к стойке АЗ на крышке реактора.

Гильза под термометр по конструктивному исполнению аналогична гильзе под стержень АЗ и отличается от нее только размерами (длиной, диаметром) и исполнением концевых деталей.

5.5. Стержни выгорающего поглотителя и рабочие источники нейтронов

Компенсация основной части запаса реактивности активной зоны на выгорание осуществляется с помощью гетерогенного выгорающего поглотителя на основе гадолиния, размещенного в СВП различных типов с оболочкой из циркониевого сплава.

В составе активной зоны РУ КЛТ-40С используются шесть типов СВП, отличающихся исполнением оболочки, высотой и диаметром поглощающей части, а также плотностью по гадолинию, с помощью которых одновременно осуществляется физическое профилирование активной зоны с целью выравнивания полей энерговыделения по ее объему.

Для улучшения контроля за состоянием активной зоны при пусках реактора в процессе кампании в ТВС периферийной зоны профилирования располагаются РИН, представляющие собой трубки из циркониевого сплава, заполненные виброуплотненной окисью бериллия. Основные характеристики СВП и РИН активной зоны РУ КЛТ-40С приведены в Приложении Г.

Исполнение оболочек СВП первого, второго и третьего типа аналогично исполнению оболочек твэлов для избежания необходимости использования дистанционирующих решеток.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		32

6. РАСЧЕТНАЯ ЧАСТЬ

Исходные данные, необходимые для расчета ядерного реактора, заносим в таблицу 1.

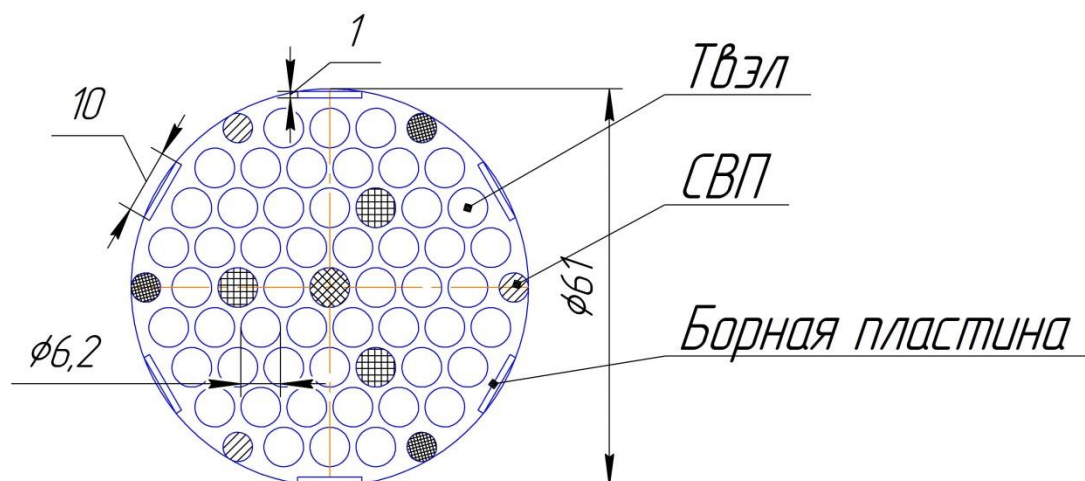
Таблица 1 — Исходные данные

Тепловая мощность, МВт	150
Удельная энергонапряженность а.з., МВт/м ³	151
Замедлитель	H ₂ O
Теплоноситель	H ₂ O
Среднее давление теплоносителя, МПа	12,7
Температура теплоносителя на входе а.з., °С	279
Температура теплоносителя на выходе а.з., °С	317
Особенности решетки, кассеты, ТВЭЛА	шестигранная
Особые условия проектирования	чехловая

6.1. Выбор элементарной и эквивалентной ячеек активной зоны реактора

6.1.1. Выбор расчетной ТВС

Активная зона реактора КЛТ-40С набрана из ТВС различных типов, кардинально отличающихся друг от друга комплектацией, обогащением и массой загруженного топлива. Расчет такой зоны затруднителен. Для упрощения расчеты будем вести по осредненной ТВС, предположив, что зона укомплектована ТВС одного типа.



$M 1:1$
 $N_{ТВЭЛ} = 51 \text{ шт}$
 $N_{СВП} = 9 \text{ шт}$
 $N_{БП} = 6 \text{ шт}$
 $a = 7,18 \text{ мм}$

Рисунок 5 — Осредненная ТВС

6.1.2. Выбор элементарной ячейки

Гетерогенный реактор может быть представлен конечной совокупностью регулярно повторяющихся элементов, образующих, так называемую, решетку.

В данном случае активную зону представляем совокупностью повторяющихся элементов шестигранной геометрии. В состав каждого шестигранника входит ТВС круглого сечения, водяной зазор и отсечённые углами шестигранника части ПЭЛ.

В качестве эквивалентной ячейки примем один из шестигранников со всеми приходящимися на него элементами, эскиз эквивалентной ячейки представлен на рисунке 6.

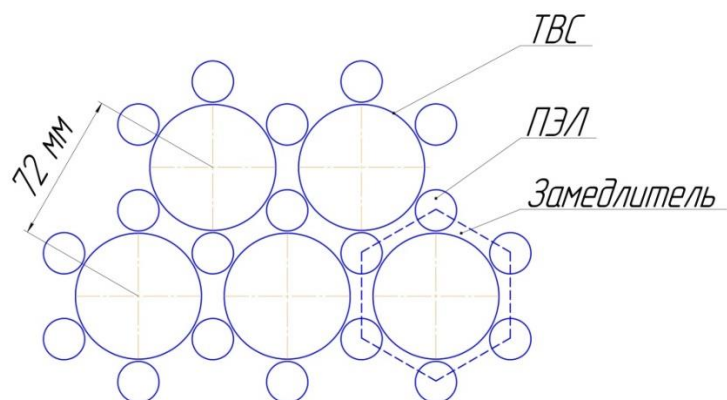


Рисунок 6 — Эскиз эквивалентной ячейки

6.2. Оценка основных геометрических характеристик активной зоны

Все расчеты будем вести на 1 см высоты активной зоны.

Объем эквивалентной ячейки:

$$V_{\text{эя}} = a^2 \cdot \cos 30^\circ = 7,2 \cdot \cos 30 = 44,893 \text{ см}^2.$$

Объем ТВС:

$$V_{\text{ТВС}} = \frac{\pi \cdot d_{\text{ТВС}}^2}{4} = \frac{\pi \cdot 6,1^2}{4} = 29,225 \text{ см}^2.$$

Объем чехла ТВС:

$$V_{\text{ч}} = V_{\text{ТВС}} - \frac{\pi \cdot (d_{\text{ТВС}} - 2 \cdot \delta_{\text{ч}})^2}{4} = 29,22 - \frac{\pi \cdot (6,1 - 2 \cdot 0,08)^2}{4} = 1,513 \text{ см}^2.$$

Объем, занимаемый ТВЭЛами в ТВС:

$$V_{\text{ТВЭЛ}} = \frac{\pi \cdot d_{\text{ТВЭЛ}}^2 \cdot N_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{ТВС}}}{4} = \frac{\pi \cdot 0,62^2 \cdot 51}{4} = 15,397 \text{ см}^2.$$

Объем горючего в ТВС:

$$V_{\text{ГОР}}^{\text{ТВС}} = \frac{\pi \cdot (d_{\text{ТВЭЛ}} - 2 \cdot \delta_{\text{об}})^2 \cdot N_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{ТВС}}}{4} = \frac{\pi \cdot (0,62 - 2 \cdot 0,05)^2 \cdot 51}{4} = 10,831 \text{ см}^2.$$

Объем горючего в активной зоне:

$$V_{\text{ГОР}}^{\text{а.з.}} = \frac{\pi \cdot (d_{\text{ТВЭЛ}} - 2 \cdot \delta_{\text{об}})^2 \cdot \sum n^{\text{ТВЭЛ}} \cdot H_{\text{аз}}}{4} = \frac{\pi \cdot (0,62 - 2 \cdot 0,05)^2 \cdot 12237 \cdot 92}{4} = 239088,9 \text{ см}^2.$$

Находим теплопередающую поверхность ТВЭЛов в реакторе:

$$S_{\text{ТО}} = \pi \cdot d_{\text{ТВЭЛ}} \cdot \sum n^{\text{ТВЭЛ}} \cdot H_{\text{аз}} = \pi \cdot 0,62 \cdot 12237 \cdot 92 = 219,28 \text{ м}^2.$$

Объём оболочек твэлов в ТВС:

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		35

$$V_{ТВЭЛ}^{об} = (V_{ТВЭЛ} - V_{ГОР}^{TBC}) \cdot N_{ТВЭЛ}^{TBC} = (15,397 - 10,831) \cdot 51 = 4,566 \text{ см}^2.$$

Объем, занимаемый борными пластинами в ТВС:

$$V_{БП} = n_{БП} \cdot b \cdot c = 6 \cdot 1 \cdot 0,1 = 0,6 \text{ см}^2.$$

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:

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

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

Объем СВП типа 1 и 2:

$$V_{СВП1,2} = \frac{\pi \cdot d_{СВП1,2}^2 \cdot N_{СВП1,2}}{4} = \frac{\pi \cdot 0,62^2 \cdot 4}{4} = 1,208 \text{ см}^2.$$

Объем СВП типа 4 и 5:

$$V_{СВП4,5} = \frac{\pi \cdot d_{СВП4,5}^2 \cdot N_{СВП4,5}}{4} = \frac{\pi \cdot 0,46^2 \cdot 6}{4} = 0,997 \text{ см}^3.$$

Объем, занимаемый ВП в СВП типа 1 и 2:

$$V_{ВП}^{СВП1,2} = \frac{\pi \cdot (d_{СВП1,2}^2 - \delta_{об}^{СВП1,2}) \cdot N_{СВП1,2}}{4} = \frac{\pi \cdot (0,62 - 2 \cdot 0,05)^2 \cdot 4}{4} = 0,849 \text{ см}^2.$$

Объем, занимаемый ВП в СВП типа 4 и 5:

$$V_{ВП}^{СВП4,5} = \frac{\pi \cdot (d_{СВП4,5}^2 - \delta_{об}^{СВП4,5}) \cdot N_{СВП4,5}}{4} = \frac{\pi \cdot (0,46 - 2 \cdot 0,045)^2 \cdot 6}{4} = 0,645 \text{ см}^2.$$

Объем оболочек СВП типа 1 и 2:

$$V_{об}^{СВП1,2} = V_{СВП1,2} - V_{ВП}^{СВП1,2} = 1,208 - 0,849 = 0,358 \text{ см}^2.$$

Объем оболочек СВП типа 4 и 5:

$$V_{об}^{СВП4,5} = V_{СВП4,5} - V_{ВП}^{СВП4,5} = 0,997 - 0,645 = 0,352 \text{ см}^2.$$

Объем, занимаемый гильзой вытеснителем под ПЭЛ:

$$V_{ПЭЛ} = N_{ПЭЛ} \cdot \frac{\pi \cdot (d_{HT}^2 - (d_{HT} - 2 \cdot \delta_{cm})^2)}{4} = 2 \cdot \frac{\pi \cdot (2^2 - (2 - 2 \cdot 0,15)^2)}{4} = 1,744 \text{ см}^2.$$

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		36

Объем конструкционных материалов в ТВС:

$$V_{KM}^{TBC} = V_{\text{ч}} + V_{ТВЭЛ}^{об} + V_{БП} + V_{об}^{СВП1,2} + V_{об}^{СВП4,5} + V_{ПЭЛ} = \\ = 1,513 + 4,566 + 0,6 + 0,358 + 0,352 + 1,744 = 9,133 \text{ см}^2.$$

Объем воды в ТВС:

$$V_{H_2O}^{TBC} = V_{ЭЯ} - V_{ГОР}^{TBC} - V_{KM}^{TBC} = 44,893 - 10,831 - 9,133 = 24,929 \text{ см}^2.$$

Объем замедлителя в ТВС:

$$V_{ЗМ}^{TBC} = V_{KM}^{TBC} + V_{H_2O}^{TBC} = 9,133 + 24,929 = 34,062 \text{ см}^2.$$

Преобразуем эквивалентную ячейку к виду

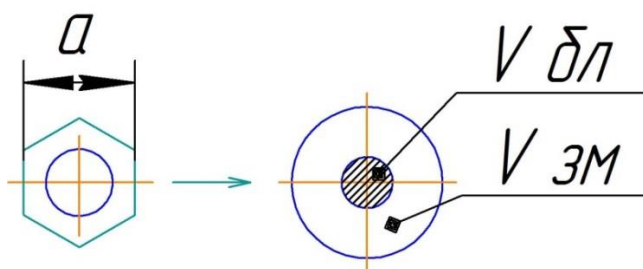


Рисунок 7 — Элементарная ячейка

Объем горючего элементарной ячейки:

$$V_{БЛ} = \frac{V_{ГОР}^{TBC}}{N_{твэл}^{TBC}} = \frac{10,831}{51} = 0,212 \text{ см}^2.$$

Объем конструкционных материалов элементарной ячейки:

$$V_{KM}^{ТВЭЛ} = \frac{V_{KM}^{TBC}}{N_{твэл}^{TBC}} = \frac{9,133}{51} = 0,179 \text{ см}^2.$$

Объем воды элементарной ячейки:

$$V_{H_2O}^{ТВЭЛ} = \frac{V_{H_2O}^{TBC}}{N_{твэл}^{TBC}} = \frac{24,929}{51} = 0,489 \text{ см}^2.$$

Объем элементарной ячейки:

$$V_0 = \frac{V_{ЭЯ}}{N_{твэл}^{TBC}} = \frac{44,893}{51} = 0,88 \text{ см}^2.$$

Объем замедлителя в элементарной ячейке:

$$V_{ЗМ} = V_0 - V_{БЛ} = 0,88 - 0,212 = 0,668 \text{ см}^2.$$

6.3. Определение общего расхода теплоносителя через реактор и распределения расходов через ТВС

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

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

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

Расход теплоносителя через реактор равен:

$$G_p = \frac{Q}{\Delta h} = \frac{Q}{(h_{вых} - h_{вх})} = \frac{150 \cdot 10^3}{1440 - 1229} = 710,9 \frac{\text{кг}}{\text{с}}.$$

Рассчитываем площадь проходного сечения ТВС для теплоносителя:

$$S = \left[S_{яч} - \frac{\pi}{4} \cdot d_{стерж}^2 \cdot N_{стерж}^{TBC} \right] \cdot 10^{-4} = \left[0,028 - \frac{3,14}{4} \cdot 0,0071^2 \cdot 331 \right] \cdot 10^{-4} = 0,015 \text{ м}^2.$$

Определяем средний расход на одну ТВС:

$$G_{TBC} = \frac{G_p}{N_{TBC}} = \frac{710,9}{241} = 2,95 \frac{\text{кг}}{\text{с}}.$$

Средняя температура теплоносителя равна:

$$T_f = \frac{T_{вх} + T_{вых}}{2} = \frac{280 + 317}{2} = 298,5 \text{ } ^\circ\text{C}.$$

Средняя плотность теплоносителя:

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

Площадь одной ячейки ТВС:

$$f_{яч} = 6 \cdot \frac{1}{\sqrt{3}} \cdot \left(\frac{h_{кл}}{2} \right)^2 = 6 \cdot \frac{1}{\sqrt{3}} \cdot \left(\frac{0,061}{2} \right)^2 = 0,00322 \text{ м}^2.$$

Проходное сечение ячейки ТВС:

$$\begin{aligned} S_{яч} &= f_{яч} - 0,785 \cdot (n_{твэл} \cdot d_{твэл}^2 + n_{свн} \cdot d_{свн}^2) - n_{он} \cdot h_{он} \cdot a_{он} = \\ &= 0,00322 - 0,785 \cdot (51 \cdot 0,0062^2 + 10 \cdot 0,0062^2) - 6 \cdot 0,01 \cdot 0,001 = 0,001 \text{ м}^2. \end{aligned}$$

Гидравлический периметр ТВС:

$$\begin{aligned} \Pi_z &= \pi \cdot (n_{твэл} \cdot d_{твэл} + n_{свн} \cdot d_{свн}) + 2 \cdot (a_{он} + h_{он}) = 3,14 \cdot (51 \cdot 0,0062 + \\ &+ 10 \cdot 0,0062) + 2 \cdot (0,01 + 0,001) = 1,21 \text{ м}. \end{aligned}$$

Гидравлический диаметр ТВС:

$$d_z = \frac{4 \cdot S_{яч}}{P_z} = \frac{4 \cdot 0,001}{1,21} = 0,0033 \text{ м.}$$

Находим среднюю скорость теплоносителя:

$$\bar{\omega} = \frac{G_{ТВС}}{S \cdot \bar{\gamma}} = \frac{2,95}{0,001 \cdot 724,2} = 4,07 \frac{\text{м}}{\text{с}}.$$

6.4. Теплогидравлический расчет

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

Средний тепловой поток поверхности твэлов:

$$\bar{q}_f = \frac{K_3 \cdot Q}{S_{ТО}} = \frac{0,95 \cdot 150 \cdot 10^3}{219,28} = 649,8 \frac{\text{кВт}}{\text{м}^2}.$$

где — $K_3 = 0,95$ [10] для легководных реакторов, коэффициент учитывающий выделение тепла в замедлителе.

Среднее объемное тепловыделение:

$$\bar{q}_{V1}^1 = \frac{K_3 \cdot Q}{V_{ГОР1}^1} = \frac{0,95 \cdot 150 \cdot 10^6}{10,831} = 13,16 \frac{\text{МВт}}{\text{м}^3}.$$

Максимальный тепловой поток с единицы поверхности:

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

где K_r, K_z — коэффициенты неравномерности тепловыделения по радиусу и высоте реактора соответственно;

$K_{\text{констр}}$ — конструктивный коэффициент запаса, учитывающий локальные неравномерности тепловыделения. $K_{\text{констр}} = 1,25$ согласно [9].

Примем размер эффективной добавки:

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

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

$$H_{\text{эф}} = H + 2\delta_{\text{эф}} = 92 + 2 \cdot 7 = 106 \text{ см},$$

$$R = R_0 + \delta_{\text{эф}} = 58,65 + 7 = 65,65 \text{ см}.$$

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		39

Принимаем $K_r = 1,4$ с учетом физического профилирования, согласно с [9] и [10].

Коэффициент неравномерности по высоте согласно [12] не превышает 1,2. Примем $k_z = 1,2$.

Находим максимальный тепловой поток:

$$q_{f1}^{\max 1} = \bar{q}_{f1}^1 \cdot K_r \cdot K_z \cdot K_{\text{констр}} = 0,6498 \cdot 1,4 \cdot 1,2 \cdot 1,25 = 1,365 \frac{\text{MBm}}{\text{м}^2}.$$

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

Критическая плотность теплового потока в пучках гладких стержней.

$$\begin{aligned} q_{\text{кр}} &= 0,65 \cdot (\rho \cdot \omega)^{0,2} \cdot (1-x)^{1,2} \cdot (1,3 - 4,36 \cdot 10^{-2} \cdot p) = \\ &= 0,65 \cdot (724,2 \cdot 4,07)^{0,2} \cdot (1+0,088)^{1,2} \cdot (1,3 - 4,36 \cdot 10^{-2} \cdot 12,7) = 2,653 \frac{\text{MBm}}{\text{м}^2}, \end{aligned}$$

где x — относительная энтальпия:

$$x = \frac{h_{\text{ср}} - h}{h'' - h} = \frac{1332 - 1440}{2670 - 1440} = -0,088.$$

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

Далее находим распределения температур по максимально нагруженному ТВЭЛу.

Коэффициент кинематической вязкости, число Прандтля и коэффициент теплопроводности определяем по давлению и средней температуре теплоносителя:

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		40

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

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

$$Pr_{жс} = 0,8737,$$

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

Число Рейнольдса:

$$Re = \frac{\omega \cdot d_z}{\nu} = \frac{\omega \cdot d_z \cdot \rho}{\mu} = \frac{4,07 \cdot 0,0033 \cdot 724,2}{8,81 \cdot 10^{-5}} = 1,104 \cdot 10^5.$$

Коэффициент теплоотдачи от ТВЭЛа к теплоносителю:

$$\alpha = 0,021 \cdot \frac{\lambda}{d_z} \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,43} = 0,021 \cdot \frac{0,5568}{0,0033} \cdot (1,104 \cdot 10^5)^{0,8} \cdot 0,8737^{0,43} = 3,619 \cdot 10^4 \frac{Вт}{м^2 \cdot ^\circ C}.$$

Приближенно задаем температуру стенки:

$$T_{обнар} = 348 ^\circ C.$$

Определяем среднюю температуру пограничного слоя:

$$T_m = \frac{T_{обнар} - \frac{(T_{вх} + T_{вых})}{2}}{2} = \frac{340 + 298,5}{2} = 319,25 ^\circ C.$$

Максимальный температурный напор стенка – жидкость:

$$\Delta T_\alpha^{\max} = \frac{q_f^{\max}}{\alpha} = \frac{1,365 \cdot 10^6}{3,619 \cdot 10^4} = 37,7 ^\circ C.$$

Максимальная температура стенки твэла [9]:

$$T_{обнар}^{\max} = T_{вх} + \frac{\Delta T_T}{2} + \left((\Delta T_\alpha^{\max})^2 + \left(\frac{\Delta T_T}{2 \sin\left(\frac{\pi H_0}{2H_s}\right)} \right)^2 \right)^{\frac{1}{2}} =$$

$$= 280 + \frac{37}{2} + \left((17,9)^2 + \left(\frac{37}{2 \cdot \sin\left(\frac{\pi \cdot 0,92}{2 \cdot 1,06}\right)} \right)^2 \right)^{\frac{1}{2}} = 358 ^\circ C,$$

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

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		41

Максимальный перепад температуры по оболочке твэла:

$$\Delta T_{об}^{\max} = q_f^{\max} \cdot \frac{2d_H}{d_H + d_B} \cdot \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}} = 1365 \cdot 10^3 \cdot \frac{2 \cdot 0,0062}{0,0062 + 0,0052} \cdot \frac{0,0005}{18,09} = 41^\circ \text{C},$$

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

диаметр оболочки;

d_B, d_H — внутренний и наружный диаметр оболочки;

$\delta_{об}$ — толщина оболочки;

$\lambda_{об} = 18,09 \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot \text{К}}$ — коэффициент теплопроводности оболочки из [11].

Максимальная внутренняя температура оболочки твэла:

$$T_{обвн}^{\max} = T_c^{\max} + \Delta T_{об}^{\max} = 358 + 41 = 399^\circ \text{C}.$$

Максимальная наружная температура сердечника твэла:

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

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

Определяем коэффициент теплопроводности диоксида урана

$$\lambda_{ГОР} = 4,745 \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot ^\circ \text{C}} \text{ из [11] при } T_{ГОР}^{\max}.$$

Максимальный перепад температуры в топливном сердечнике:

$$\Delta T_{ГОР}^{\max} = \frac{q_f^{\max} \cdot 2 \cdot d_H}{4 \cdot \lambda_{ГОР}} = \frac{1365 \cdot 10^3 \cdot 2 \cdot 0,0062}{4 \cdot 4,745} = 892^\circ \text{C}.$$

Максимальная температура топлива [9]:

$$\begin{aligned} T_{ГОР}^{\max} &= T_{ВХ} + \frac{\Delta T_T}{2} + \left[\left(\Delta T_{\alpha}^{\max} + \Delta T_{об}^{\max} + \Delta T_{ГОР}^{\max} \right)^2 + \left[\frac{\Delta T_T}{2 \sin \left(\frac{\pi H_0}{2 H_s} \right)} \right]^2 \right]^{\frac{1}{2}} = \\ &= 280 + \frac{37}{2} + \left[\left(37,7 + 41 + 892 \right)^2 + \left[\frac{37}{2 \cdot \sin \left(\frac{\pi \cdot 0,92}{2 \cdot 1,06} \right)} \right]^2 \right]^{\frac{1}{2}} = 1270^\circ \text{C}. \end{aligned}$$

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		42

6.5. Расчет параметров размножающей среды для холодного реактора на начало кампании

С целью физического профилирования активной зоны твэлы имеют два исполнения, «легкий» и «тяжелый», различающиеся содержанием урана-235 (29,4% и 32,4% соответственно). Различные исполнения твэлов имеют конструктивные отличия для предотвращения неправильной установки во время сборки ТВС.

Загрузка урана-235 в «легких» твэлах составляет 21,8г, «тяжелых» - 24г. В активной зоне находится 2487 «легких» твэлов и 9750 «тяжелых», в сумме 12237 штук.

В качестве топливной композиции твэлов активной зоны используется частицы UO₂, диспергированные в силуминовой матрице, легированной никелем. Топливная композиция твэлов имеет следующий состав:

- массовая доля UO₂ - 49 %;
- массовая доля урана-235 в уране – 66 %;
- массовая доля алюминия - 45,1%;
- массовая доля кремния - 5.3 %;
- массовая доля никеля - 0,6 %.

Определим загрузку урана-235:

$$M_{U235} = 21,8 \cdot 2487 + 24 \cdot 9750 = 288216,6 \text{ г.}$$

Зная загрузку урана и массовые доли всех компонентов, входящих в топливную композицию, определим массу каждого компонента смеси.

Масса диоксида урана:

$$M_{UO2} = \frac{M_{U235} \cdot 100}{66} = \frac{288216,6 \cdot 100}{66} = 436691,8 \text{ г.}$$

Масса всей топливной композиции:

$$M_{\Sigma} = \frac{M_{UO2} \cdot 100}{49} = \frac{436691,8 \cdot 100}{49} = 891207,8 \text{ г.}$$

Масса алюминия:

$$M_{Al} = M_{\Sigma} \cdot 0,451 = 891207,8 \cdot 0,451 = 401934,7 \text{ г.}$$

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		43

Масса кремния:

$$M_{Si} = M_{\Sigma} \cdot 0,053 = 891207,8 \cdot 0,053 = 47234 \text{ г.}$$

Масса никеля:

$$M_{Ni} = M_{\Sigma} \cdot 0,006 = 891207,8 \cdot 0,006 = 5347,25 \text{ г.}$$

Определяем ядерные и молекулярные плотности нуклидов по формуле:

$$N_i(N_{ij}) = \frac{N_A \cdot \gamma_i(\gamma_{ij})}{A_i(M_{ij})} \frac{\text{ядер}}{\text{см}^3} \left(\frac{\text{мол}}{\text{см}^3} \right),$$

где

$N_A = 6,023 \cdot 10^{23} \text{ моль}^{-1}$ – число Авогадро;

A_i, M_{ij} – атомный и молекулярный вес;

$\gamma_i(\gamma_{ij})$ – ядерная (молекулярная) плотности:

$$\gamma_{UO_2} = \frac{M_{UO_2}}{V_{a.з.}^{a.з.}} = \frac{436691,8}{239088,9} = 1,826 \frac{\text{г}}{\text{см}^3};$$

$$\gamma_{Al} = \frac{M_{Al}}{V_{a.з.}^{a.з.}} = \frac{401934,7}{239088,9} = 1,681 \frac{\text{г}}{\text{см}^3};$$

$$\gamma_{Si} = \frac{M_{Si}}{V_{a.з.}^{a.з.}} = \frac{47234}{239088,9} = 0,198 \frac{\text{г}}{\text{см}^3};$$

$$\gamma_{Ni} = \frac{M_{Ni}}{V_{a.з.}^{a.з.}} = \frac{5347,25}{239088,9} = 0,022 \frac{\text{г}}{\text{см}^3}.$$

Молекулярная плотность топлива:

$$N_{UO_2} = \frac{N_A \cdot \gamma_{UO_2}}{M_{UO_2}} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 1,826}{436691,8} = 4,681 \cdot 10^{21} \frac{1}{\text{см}^3};$$

$$N_{Al} = \frac{N_A \cdot \gamma_{Al}}{A_{Al}} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 1,681}{26,98} = 3,753 \cdot 10^{22} \frac{1}{\text{см}^3};$$

$$N_{Si} = \frac{N_A \cdot \gamma_{Si}}{A_{Si}} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 0,198}{28,09} = 4,236 \cdot 10^{21} \frac{1}{\text{см}^3};$$

$$N_{Ni} = \frac{N_A \cdot \gamma_{Ni}}{A_{Ni}} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 0,022}{58,71} = 2,294 \cdot 10^{20} \frac{1}{\text{см}^3}.$$

С учетом обогащения топлива концентрация ядер U^5 и U^8 составляет:

$$N_5 = \frac{c_5}{100} \cdot N_{UO_2} = \frac{30,9}{100} \cdot 4,681 \cdot 10^{21} = 1,447 \cdot 10^{21} \frac{1}{\text{см}^3}.$$

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		44

$$N_8 = \left(1 - \frac{c_5}{100}\right) \cdot N_{UO_2} = \left(1 - \frac{30,9}{100}\right) \cdot 4,681 \cdot 10^{21} = 3,235 \cdot 10^{21} \frac{1}{\text{см}^3}.$$

Молекулярная плотность теплоносителя (H₂O) определяем по давлению теплоносителя и при температуре теплоносителя 20°C:

$$N_{H_2O} = \frac{N_A \cdot \gamma_{H_2O}}{M_{H_2O}} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 1000}{18} = 3,346 \cdot 10^{22} \frac{1}{\text{см}^3}.$$

Ядерная плотность конструкционных материалов:

$$N_{Zr} = \frac{N_A \cdot \gamma_{Zr}}{A_{Zr}} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 6,44}{91,22} = 4,252 \cdot 10^{22} \frac{1}{\text{см}^3}.$$

Находим значения средних логарифмических декрементов ξ , микроскопических сечений рассеяния $\sigma_s(1)$ при энергии нейтронов $E=1$ эВ ($u=14,5$), микроскопических сечений поглощения σ_a при энергии нейтронов $E=0,0253$ эВ из [9], [10] и заносим их в Таблицу 2.

Таблица 2 — Эффективные микроскопические сечения

Элемент	V_j , см ²	$N_j \cdot 10^{-24}$, см ⁻³	σ_a , барн	σ_s , барн	ξ	$\xi \sigma_s$, барн	$(VN\sigma_a)_j$, см	$(VN\xi\sigma_s)_j$, см
U^5	0,212	$1,447 \cdot 10^{-3}$	683	10	$8,48 \cdot 10^{-3}$	0,0848	0,2095	$2,6 \cdot 10^{-5}$
U^8	0,212	$3,235 \cdot 10^{-3}$	2,71	8,9	$8,38 \cdot 10^{-3}$	0,075	0,001859	$5,1 \cdot 10^{-5}$
Al	0,212	$3,753 \cdot 10^{-2}$	0,241	1,4	0,072	0,101	0,001917	$8,02 \cdot 10^{-4}$
Si	0,212	$4,236 \cdot 10^{-3}$	0,16	1,7	0,07	0,119	$1,44 \cdot 10^{-4}$	$1,07 \cdot 10^{-4}$
Ni	0,212	$2,294 \cdot 10^{-4}$	4,16	17,5	0,034	0,595	$2,02 \cdot 10^{-4}$	$2,89 \cdot 10^{-5}$
H_2O	0,489	$3,36 \cdot 10^{-2}$	0,664	45,5	0,926	42,133	0,01091	0,6923
Zr	0,179	$4,35 \cdot 10^{-2}$	0,185	6,3	0,022	0,139	$1,44 \cdot 10^{-3}$	$1,08 \cdot 10^{-3}$
<i>Итого</i>							0,225972	0,69439

Согласно [15], при расчете холодного реактора принимаем температуру нейтронного газа:

$$T_{нг} = 400 \text{ К}.$$

Определяем энергию сшивки между спектрами замедляющихся и тепловых нейтронов.

Точка пересечения спектров Ферми и Максвелла $E_{сш} = E_{гр}$ для реакторов на тепловых и не очень жёстких промежуточных нейтронах условно определяет

верхнюю границу тепловой группы. Её определяют по одному из следующих уравнений:

$$f = \frac{x^2 \cdot e^{-x}}{1 - (1+x) \cdot e^{-x}} = \frac{\Sigma_a(E_{zp}, E_m)}{\xi \Sigma_s(1)}, \text{ или } f = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \cdot x^2 \cdot \exp(-x) = \frac{\Sigma_a(E_{zp}, E_m)}{\xi \Sigma_s(1)},$$

где $x = E/E_m$ – относительная энергия;

$E_m = k \cdot T_{\text{нз}}$ – наиболее вероятная энергия тепловых нейтронов для данной $T_{\text{нз}}$,

$\Sigma_a(E_{zp}, E_m)$ – сечение поглощения гомогенной среды, усреднённое по спектру Максвелла при температуре $T_{\text{нз}}$ в интервале $[0, E_{zp}]$.

Выбираем первое уравнение, задаёмся значением x в пределах $4 \div 7$ и рассчитываем левую часть уравнения.

Таблица 3 — Значения f (лев) в зависимости от x

x	4	5	6	7
f (лев)	0,323	0,176	0,091	0,045

Решаем правую часть уравнения.

$$\Sigma_a(E_{zp}, E_m) = \frac{1}{V_0} \cdot \sum_i V_i \cdot N_i \cdot \overline{\sigma}_a^i(E_{zp}, E_m),$$

где $\overline{\sigma}_a^i(E_{zp}, E_m)$ – сечение поглощения отдельных элементов, усреднённые по спектру Максвелла.

$$\overline{\sigma}_a^i(E) = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \sigma_{a0}^i \cdot \sqrt{\frac{293}{T_{\text{нз}}}} \cdot F(x) = \sigma_{a0}^i \cdot K(x),$$

где $K(x)$ – поправочный коэффициент;

$$F(x) = 0,8779 \cdot x^{-1} + 0,01471 \cdot x + 0,7735; \quad K(x) = \sqrt{\frac{293}{T_{\text{нз}}}} \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot F(x);$$

Для U_5 необходимо учесть, что σ_a и σ_f заметно отклоняются от закона $\frac{1}{v}$, поэтому необходимо применить дополнительный множитель (g_i – фактор), являющийся функцией от $T_{\text{нз}}$.

При $T_{нз} = 400 \text{ К}$ находим g_i – факторы из [15],

$$g_a = 0,956; \quad g_f = 0,952;$$

$$\bar{\sigma}_{a5} = K(x) \cdot \sigma_{a5} \cdot g_{a5};$$

$$\bar{\sigma}_{f5} = K(x) \cdot \sigma_{f5} \cdot g_{f5}.$$

Таблица 4 — Значения $K(x)$ в зависимости от x

x	4	5	6	7
$K(x)$	0,782	0,761	0,750	0,745

$$E_m = 1,381 \cdot 10^{-23} \cdot T_{нз} / 1,602 \cdot 10^{-19}, \text{ эВ};$$

$$E_{ГР} = x_{зр} \cdot E_m, \text{ эВ}.$$

Вычисление микроскопических сечений реакций усредненных по спектру Максвелла и приведенных к температуре нейтронного газа.

При $x_{зр}$ определяем $\bar{\sigma}_a^i$ для каждого элемента.

Транспортное сечение для всех элементов $\bar{\sigma}_{tr}$, кроме воды, будем считать по следующим выражениям:

$$\bar{\sigma}_{tr} = \bar{\sigma}_{aj} + \bar{\sigma}_{sj} \cdot (1 - \bar{\mu}_j);$$

где $\bar{\mu}_j = 2/(3 \cdot A_j)$ - средний косинус угла рассеяния.

$$\bar{\sigma}_{tr}^{H_2O} = 69 \cdot \left(\frac{293}{T_{нз}}\right)^{0,5} = 69 \cdot \left(\frac{293}{400}\right)^{0,5} = 59,054 \text{ барн}.$$

Макроскопические сечения поглощения:

По гомогенизированной элементарной ячейке:

$$\Sigma_a = \frac{1}{V_0} \cdot \sum_i (V N \bar{\sigma}_a), \text{ см}^{-1};$$

по блоку:

$$\Sigma_a^{\text{бл}} = \frac{1}{V_{\text{бл}}} \cdot \sum_i (V N \bar{\sigma}_a), \text{ см}^{-1};$$

по замедлителю:

$$\Sigma_a^{\text{зм}} = \frac{1}{V_{\text{зм}}} \cdot \sum_i (V N \bar{\sigma}_a), \text{ см}^{-1}.$$

Замедляющие способности сред:

По гомогенизированной элементарной ячейке:

$$\xi \Sigma_s = \frac{1}{V_0} \cdot \sum_i (VN \xi \overline{\sigma_s}), \text{ см}^{-1};$$

по блоку:

$$\xi \Sigma_s^{\text{бл}} = \frac{1}{V_{\text{БЛ}}} \cdot \sum_{i=1} (VN \xi \overline{\sigma_s}), \text{ см}^{-1};$$

по замедлителю:

$$\xi \Sigma_s^{\text{зм}} = \frac{1}{V_{\text{ЗМ}}} \cdot \sum_i (VN \xi \overline{\sigma_s}), \text{ см}^{-1}.$$

Макроскопические транспортные сечения:

По гомогенизированной элементарной ячейке:

$$\Sigma_{tr} = \frac{1}{V_0} \cdot \sum_i (VN \xi \overline{\sigma_{tr}}), \text{ см}^{-1};$$

по блоку:

$$\Sigma_{tr}^{\text{бл}} = \frac{1}{V_{\text{БЛ}}} \cdot \sum_i (VN \xi \overline{\sigma_{tr}}), \text{ см}^{-1};$$

по замедлителю:

$$\Sigma_{tr}^{\text{зм}} = \frac{1}{V_{\text{ЗМ}}} \cdot \sum_i (VN \xi \overline{\sigma_{tr}}), \text{ см}^{-1}.$$

Макроскопические сечения деления:

По гомогенизированной элементарной ячейке:

$$\Sigma_f = \frac{1}{V_0} \cdot \sum_i (VN \overline{\sigma_f}), \text{ см}^{-1};$$

по блоку:

$$\Sigma_f^{\text{бл}} = \frac{1}{V_{\text{БЛ}}} \cdot \sum_i (VN \overline{\sigma_f}), \text{ см}^{-1}.$$

В итоге, полученные результаты сведем в таблицу 5.

Таблица 5 — Параметры для нейтронно-физического расчета

$f(\text{прав}), x = 4$	0,189
$f(\text{прав}), x = 5$	0,184

Продолжение таблицы 5

$f(\text{прав}), x = 6$	0,181
$f(\text{прав}), x = 7$	0,18
$x_{\text{эп}}$	4,92
$K_{\text{эп}}$	0,761
$\bar{\sigma}_a^5, \text{барн}$	506,46
$\bar{\sigma}_a^8, \text{барн}$	2,101
$\bar{\sigma}_a^{\text{Al}}, \text{барн}$	0,187
$\bar{\sigma}_a^{\text{Si}}, \text{барн}$	0,124
$\bar{\sigma}_a^{\text{Ni}}, \text{барн}$	3,226
$\bar{\sigma}_a^{\text{Zr}}, \text{барн}$	0,143
$\bar{\sigma}_a^{\text{H}_2\text{O}}, \text{барн}$	0,515
$\bar{\sigma}_f^5, \text{барн}$	430,869
$\bar{\sigma}_{\text{tr}}^5, \text{барн}$	520,222
$\bar{\sigma}_{\text{tr}}^8, \text{барн}$	10,977
$\bar{\sigma}_{\text{tr}}^{\text{Al}}, \text{барн}$	1,552
$\bar{\sigma}_{\text{tr}}^{\text{Si}}, \text{барн}$	1,784
$\bar{\sigma}_{\text{tr}}^{\text{Ni}}, \text{барн}$	20,527
$\bar{\sigma}_{\text{tr}}^{\text{Zr}}, \text{барн}$	6,497
$\bar{\sigma}_{\text{tr}}^{\text{H}_2\text{O}}, \text{барн}$	59,054
$\Sigma_a, \text{см}^{-1}$	0,198
$\Sigma_a^{\text{от}}, \text{см}^{-1}$	0,748
$\Sigma_a^{\text{зм}}, \text{см}^{-1}$	0,023
$\xi \Sigma_s, \text{см}^{-1}$	1,077
$\xi \Sigma_s^{\text{от}} \cdot 10^2, \text{см}^{-1}$	0,4801

Продолжение таблицы 5

$\xi \Sigma_S^{3M}, \text{ см}^{-1}$	1,417
$\Sigma_{tr}, \text{ см}^{-1}$	1,917
$\Sigma_{tr}^{\delta n}, \text{ см}^{-1}$	0,859
$\Sigma_{tr}^{3M}, \text{ см}^{-1}$	2,252
$\Sigma_f, \text{ см}^{-1}$	0,15
$\Sigma_f^{\delta n}, \text{ см}^{-1}$	0,623

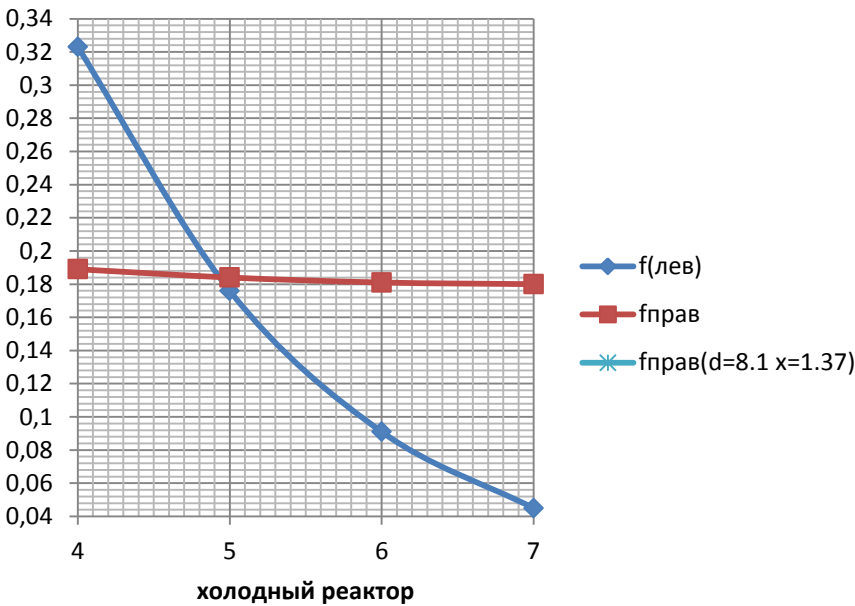


Рисунок 8 — Определение x_{cp}

Рассчитываем коэффициент размножения для бесконечной активной зоны.

Физический коэффициент размножения характеризует отношение числа нейтронов в данном поколении к числу нейтронов в предыдущем. Коэффициент размножения бесконечной среды K_{∞} является очень важным параметром активной зоны реактора и даёт вероятностное описание цепной реакции без учёта утечек нейтронов. Расчет производится по формуле четырёх сомножителей, которая не учитывает деления в промежуточной области энергий [12]:

$$K_{\infty} = \nu_a \cdot \mu \cdot \varphi \cdot \Theta,$$

где ν_a – среднее число вторичных быстрых нейтронов, рождающихся в результате захвата теплового нейтрона в U^5 ;

μ – коэффициент, учитывающий увеличение числа замедлившихся нейтронов за счёт размножения на быстрых в результате деления ядер U^8 ;

ϕ – вероятность избежать резонансного захвата при замедлении в тепловую группу;

Θ – коэффициент использования тепловых нейтронов.

Определяем число вторичных быстрых нейтронов [12]:

$$\nu_a = \nu_f^5 \cdot \frac{\overline{\sigma_f^5}}{\sigma_a^5} = 2,416 \cdot \frac{430,869}{506,461} = 2,055,$$

где $\nu_f^5 = 2,416$ - среднее число вторичных быстрых нейтронов, рождающихся при делении одного ядра.

Определим тип решетки.

Вычисляем коэффициент размножения на быстрых нейтронах в для разреженных решеток:

Так как

$$\Sigma s_{3M} = \frac{1}{V_{3M}} \cdot \sum_i (V N \overline{\sigma_s}) = \frac{1}{0,668} \cdot [0,179 \cdot 4,252 \cdot 10^{22} \cdot 8 + 0,489 \cdot 3,346 \cdot 10^{22} \cdot 45,5] \cdot 10^{-24} = 1,863 \text{ см}^{-1}.$$

$$S_{\text{ол}} = \pi \cdot d_{\text{БЛ}} = \pi \cdot 0,52 = 1,6336 \text{ см.}$$

$$\frac{4 \cdot V_{3M} \cdot \Sigma s_{3M}}{S_{\text{ол}}} = \frac{4 \cdot 0,668 \cdot 1,863}{1,6336} \geq 1,$$

значит решетка разреженная.

$$\mu = 1 + \frac{[(\nu_f^8 - 1) \cdot \sigma_{f8} - \sigma_{c8}] \cdot P \cdot F}{\sigma_{tr8} - (\nu_f^8 \cdot \sigma_{f8} + \sigma_{s8}) \cdot P \cdot F} = 1 + \frac{[(2,9 - 1) \cdot 0,56 - 0,04] \cdot 0,1 \cdot 0,48}{4,3 - (2,9 \cdot 0,56 + 3,97) \cdot 0,1 \cdot 0,48} = 1,012,$$

где P - вероятность того, что нейтрон, возникший в блоке, испытает первое столкновение внутри топливного элемента;

F - фактор, учитывающий возможность столкновения нейтрона с легкими ядрами блока.

Из рисунка 6 [9] при $R_{\text{ол}} = 0,26 \text{ см}$ определим $P = 0,1$.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		51

Находим коэффициент проигрыша, согласно [9]:

$$f = 1 + \frac{(\alpha' \cdot R_{\bar{a}})^2}{8} - \frac{(\alpha' \cdot R_{\bar{a}})^4}{192} = 1 + \frac{(1,388 \cdot 0,26)^2}{8} - \frac{(1,388 \cdot 0,26)^4}{192} = 1,016,$$

$$\text{где } \alpha' = \sqrt{\Sigma_a^{\bar{a}} \cdot 3 \cdot \Sigma_{tr}^{\bar{a}}} = \sqrt{0,748 \cdot 3 \cdot 0,859} = 1,388.$$

Коэффициент использования тепловых нейтронов равен в [9]:

$$\Theta = \frac{\Sigma_a^5 \cdot V_5}{V^{\bar{a}} \Sigma_a^{\bar{a}} + f \cdot V^{3M} \cdot \Sigma_a^{3M}} = \frac{0,733 \cdot 0,212}{0,212 \cdot 0,7477 + 1,016 \cdot 0,668 \cdot 0,023} = 0,891.$$

Вероятность избежать резонансного захвата [15]:

$$-\ln \varphi = \frac{1}{\zeta \Sigma_s^{3M}} \cdot \frac{K_m \cdot \sqrt{k_\varepsilon} \cdot R_U^{3/2} + 0,73 \cdot k_\varepsilon \cdot R_U^2}{V_{3M}} \Rightarrow$$

$$\varphi = \exp \left[- \left(\frac{1}{1,417} \cdot \frac{0,981 \cdot \sqrt{0,068} \cdot 0,26^{3/2} + 0,73 \cdot 0,068 \cdot 0,26^2}{0,668} \right) \right] = 0,961,$$

где K_m – температурная поправка М.Б. Егiazарова, учитывающая эффект Доплера,

$$K_m = 0,755 \cdot (1 + 17,5 \cdot 10^{-3} \cdot \sqrt{T_0}) = 0,981;$$

$$k_\varepsilon = \frac{N_8}{N_{8есm}} = \frac{3,235 \cdot 10^{21}}{4,732 \cdot 10^{22}} = 0,068.$$

В итоге, коэффициент размножения бесконечной среды равен:

$$K_\infty = \nu_a \cdot \mu \cdot \varphi \cdot \Theta = 2,055 \cdot 1,012 \cdot 0,961 \cdot 0,891 = 1,782.$$

Квадрат длины диффузии тепловых нейтронов:

$$L_{\text{реш}}^2 = L_{3M}^2 \cdot (1 - \Theta) + L_{\bar{a}}^2 \cdot \Theta = 6,344 \cdot (1 - 0,891) + 0,519 \cdot 0,891 = 1,155, \text{ см}^2,$$

$$L_{3M}^2 = \frac{1}{3 \cdot \Sigma_a^{3M} \cdot \Sigma_{tr}^{3M}} = \frac{1}{3 \cdot 0,023 \cdot 2,252} = 6,344, \text{ см}^2,$$

$$L_{\bar{a}}^2 = \frac{1}{3 \cdot \Sigma_a^{\bar{a}} \cdot \Sigma_{tr}^{\bar{a}}} = \frac{1}{3 \cdot 0,748 \cdot 0,859} = 0,519, \text{ см}^2.$$

Возраст нейтронов [15]:

$$\tau_p = \frac{\tau_{H_2O} \cdot \left(1 + \frac{V_{UO_2}}{V_{H_2O}} + \frac{V_{Zr}}{V_{H_2O}} \right)^2}{\left(\gamma_{H_2O} + 0,82 \cdot \frac{V_{UO_2}}{V_{H_2O}} + 0,4 \cdot \frac{V_{Zr}}{V_{H_2O}} \right)^2} = \frac{27 \cdot \left(1 + \frac{0,212}{0,664} + \frac{0,179}{0,664} \right)^2}{\left(1 + 0,82 \cdot \frac{0,212}{0,664} + 0,4 \cdot \frac{0,179}{0,664} \right)^2} = 36,336,$$

где $\tau_{H_2O} = 27 \text{ см}^2$ – возраст в чистой воде при $\gamma_{H_2O} = 1 \text{ г/см}^3$; $V_{UO_2}, V_{H_2O}, V_{Zr}$ – объёмы H_2O, UO_2 и Zr соответственно.

Площадь миграции равна:

$$M^2 = L_{\text{реш}}^2 + \tau_p = 1,155 + 36,336 = 37,491, \text{ см}^2.$$

Для железо-водных отражателей величина эффективной добавки вычисляется по формуле [9]:

$$\delta_{\text{эф}} = 7,2 + 0,1 \cdot (M^2 - 40) = 7,2 + 0,1 \cdot (37,491 - 40) = 6,949, \text{ см}.$$

По определению эффективный коэффициент размножения учитывает процессы размножения и поглощения, а также утечки быстрых и тепловых нейтронов в среде конечных размеров:

$$K_{\text{эф}} = K_{\infty} \cdot P_{\text{зам}} \cdot P_{\text{диф}} = 1,782 \cdot 0,922 \cdot 0,997 = 1,639,$$

где $P_{\text{зам}}, P_{\text{диф}}$ – вероятности того, что нейтрон избежит утечки из реактора в процессе замедления и диффузии. В возрастно-диффузионном приближении эти вероятности имеют вид:

$$P_{\text{зам}} = \exp(-B^2 \cdot \tau_p) = \exp(-(2,222 \cdot 10^{-3})^2 \cdot 36,336) = 0,922;$$

$$P_{\text{диф}} = (1 + B^2 \cdot L_{\text{реш}}^2)^{-1} = (1 + (2,222 \cdot 10^{-3})^2 \cdot 1,186^2)^{-1} = 0,997.$$

Материальный параметр B^2 определяется следующей формулой:

$$B^2 = \left(\frac{3,14}{H_{\text{а.з.}} + 2 \cdot \delta_{\text{эф}}} \right)^2 + \left(\frac{2,405}{R_{\text{а.з.}} + \delta_{\text{эф}}} \right)^2 = \left(\frac{3,14}{92 + 6,952} \right)^2 + \left(\frac{2,405}{58,7 + 6,952} \right)^2 = 2,222 \cdot 10^{-3}.$$

Избыточный коэффициент реактивности:

$$\Delta K_{\text{эф}} = K_{\text{эф}} - 1 = 1,639 - 1 = 0,639.$$

Реактивность реактора определяем как:

$$\rho_{\text{хол}} = \frac{\Delta K_{\text{эф}}}{K_{\text{эф}}} = \frac{0,639}{1,639} = 0,39.$$

Таблица 6 — Основные характеристики зоны на холодное состояние

Коэффициент размножения в бесконечной среде K_{∞}	1,782
Квадрат длины диффузии тепловых нейтронов $L_{\text{реш}}^2$	1,155

Продолжение таблицы 6

Возраст нейтронов в решетке а.з. τ_p	36,336
Эффективный коэффициент размножения	1,639
Материальный параметр B^2	0,00222
Реактивность $\rho_{хол}$	39%

6.6. Оценка эффектов реактивности

Проводим нейтронно-физический расчет для реактора, находящегося в горячем состоянии ($\bar{T}_f = 298,5 \text{ } ^\circ\text{C}$) на достаточно малом уровне мощности ($\approx 1\% N$).

Молекулярная плотность воды:

$$N_{H_2O} = \frac{N_A \cdot \gamma_{H_2O}}{M_{H_2O}} = \frac{0,6023 \cdot 10^{24} \cdot 0,7152}{18} = 2,393 \cdot 10^{22} \frac{1}{\text{см}^3},$$

где $\gamma_{H_2O} = 0,7152 \frac{\text{г}}{\text{см}^3}$ - температура воды при $\bar{T}_f = 298,5 \text{ } ^\circ\text{C}$.

Рассчитываем температуру нейтронного газа по формуле [12]:

$$T_{нг} = T_0 \cdot \left[1 + C \cdot \left(\frac{\Sigma_a(T_0)}{\xi \Sigma_s(1)} \right) \right] = 571,5 \cdot \left[1 + 1,7 \cdot \left(\frac{0,187}{0,772} \right) \right] = 806 \text{ K},$$

где $T_0 = \bar{T}_f$ – средняя температура по элементарной ячейке замедлителя;

$\Sigma_a(T_0)$ - макроскопическое сечение поглощения гомогенизированной по элементарной ячейке, скорректированной на температуру среды;

$\xi \Sigma_s(1)$ – замедляющая способность;

$C = 1,7$ – эмпирическая константа;

$$\Sigma_a(T_0) = \sum_i \frac{[VN\sigma_a]_i}{V_0} \cdot \sqrt{\frac{293}{T_0}} = 0,261 \cdot \sqrt{\frac{293}{571}} = 0,187 \text{ см}^{-1},$$

$$\xi \Sigma_s(1) = \sum_i \frac{[VN\sigma_s \xi]_i}{V_0} = 0,772 \text{ см}^{-1}.$$

Находим транспортное микроскопическое сечение для воды [9]:

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		54

$$\bar{\sigma}_{tr}^{H_2O} = 69 \cdot \left(\frac{293}{T_{HT}}\right)^{0,5} = 69 \cdot \left(\frac{293}{806}\right)^{0,5} = 41,602 \text{ барн.}$$

При $T_{H_2} = 806 \text{ K}$ находим g_i – факторы для U^5 из [15].

$$g_a = 0,923; \quad g_f = 0,9174.$$

Дальнейшая методика расчета аналогична П. 6.5.

Таблица 7 — Параметры для нейтронно-физического расчета

$f(\text{прав}), x = 4$	0,176
$f(\text{прав}), x = 5$	0,172
$f(\text{прав}), x = 6$	0,169
$f(\text{прав}), x = 7$	0,168
x_{ep}	5,0
K_{ep}	0,546
$\bar{\sigma}_a^5, \text{ барн}$	344,471
$\Sigma_a, \text{ см}^{-1}$	0,132
$\Sigma_a^{\bar{\sigma}_a}, \text{ см}^{-1}$	0,509
$\Sigma_a^{3M}, \text{ см}^{-1}$	0,013
$\xi \Sigma_s, \text{ см}^{-1}$	0,772
$\xi \Sigma_s^{\bar{\sigma}_a} \cdot 10^2, \text{ см}^{-1}$	0,4801
$\xi \Sigma_s^{3M}, \text{ см}^{-1}$	1,015
$\Sigma_{tr}, \text{ см}^{-1}$	1,113
$\Sigma_{tr}^{\bar{\sigma}_a}, \text{ см}^{-1}$	0,62
$\Sigma_{tr}^{3M}, \text{ см}^{-1}$	1,27
$\Sigma_f, \text{ см}^{-1}$	0,102

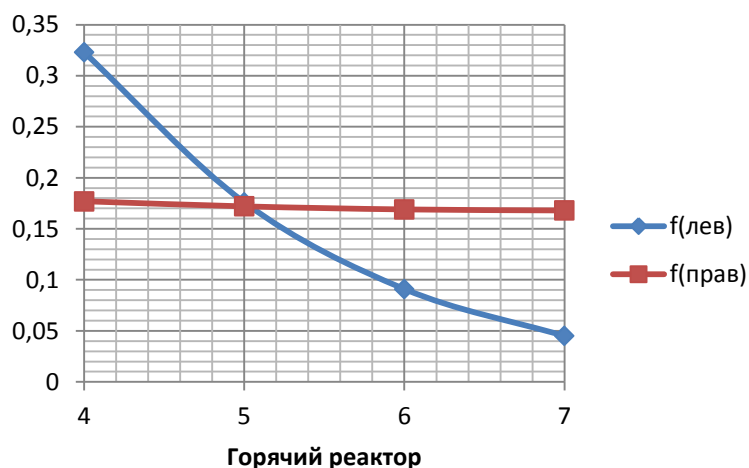


Рисунок 9 — Определение x_{cp}

Таблица 8 — Результаты определения $k_{эф}^{GP}$ для горячего реактора на достаточно малом уровне мощности ($\approx 1\% N$)

Число вторичных быстрых нейтронов ν_a	2,052
Коэффициент проигрыша f	1,008
Коэффициент использования тепловых нейтронов Θ	0,906
Вероятность избежать резонансного захвата φ	0,946
Коэффициент размножения на быстрых нейтронах μ	1,012
$L_{зм}^2, см^2$	20,223
$L_{ол}^2, см^2$	1,057
Квадрат длины диффузии тепловых нейтронов $L_{реш}^2, см^2$	2,863
Возраст нейтронов в решетке а.з. τ_p	57,908
Площадь миграции $M^2, см$	60,771
Величина эффективной добавки $\delta_{эф}, см$	9,277
Вероятность избежания утечки в процессе замедления $P_{зам}$	0,888
Вероятность избежания утечки в процессе диффузии $P_{диф}$	0,994

Продолжение таблицы 8

Материальный параметр B^2	0,002059
Эффективный коэффициент размножения $K_{эф}$	1,571
Коэффициент размножения в бесконечной среде K_{∞}	1,78
Реактивность $\rho_{гор}$	36,3%

Проводим нейтронно-физический расчет для реактора, работающего на мощности на начало кампании. Расчеты заносим в таблицу 9.

Таблица 9 — Результаты определения $k_{эф}^{ГРном}$ для горячего реактора на мощности

Число вторичных быстрых нейтронов ν_a	2,04
Коэффициент использования тепловых нейтронов Θ	0,905
Вероятность избежать резонансного захвата φ	0,947
Коэффициент размножения на быстрых нейтронах μ	1,012
Квадрат длины диффузии тепловых нейтронов $L_{реш}^2, см^2$	2,841
Возраст нейтронов в решетке а.з. τ_p	57,908
Материальный параметр B^2	0,002059
Эффективный коэффициент размножения $K_{эф}$	1,561
Коэффициент размножения в бесконечной среде K_{∞}	1,769
Реактивность $\rho_{ном}$	35,94%

Расчет температурного и мощностного эффектов реактивности.

Мощностной эффект реактивности равен:

$$\Delta\rho_M = \rho_{ГРном} - \rho_{ГР} = 0,3594 - 0,363 = -0,0036.$$

Эффект реактивности обусловленный нагревом реактора до средней температуры теплоносителя на достаточно малом уровне мощности ($\approx 1\% N$) равен:

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		57

$$\Delta\rho_{TH} = \rho_{ГР} - \rho_{ХР} = 0,363 - 0,39 = -0,027.$$

Вычисляем полный температурный эффект реактивности:

$$\Delta\rho_{TK} = \rho_{ГРном} - \rho_{ХР} = 0,3594 - 0,39 = -0,0306.$$

Проведем сравнительный анализ рассчитанных реактивностей и реактивностей прототипа на различные состояния.

Из Приложения Д определим реактивность активной зоны прототипа на холодное состояние:

$$\rho_{прот}^{хол} = \rho_{ВП}^{хол} + \rho_{зап.а.з.}^{хол} - \rho_t - \rho_N + \rho_{зап.ЦКГ}^{хол} = 33 + 8,35 - 5,6 - 0,28 + 3,8 = 39,27\%,$$

где $\rho_{ВП}^{хол}$ — запас реактивности на выгорание, компенсируемый гетерогенным гадолиниевым поглотителем в СВП и борным поглотителем в пластинах вытеснителях на начало кампании в холодном разотравленном состоянии (33,0%),

$\rho_{зап.а.з.}^{хол}$ — запас реактивности а.з. в холодном разотравленном состоянии (8,35%),

ρ_t — температурный эффект (5,6%),

ρ_N — мощностной эффект (0,28%),

$\rho_{зап.ЦКГ}^{хол}$ — запас реактивности а.з. в холодном разотравленном состоянии, компенсируемый РО ЦКГ (3,8%).

Оценим отклонение расчетной величины реактивности от реактивности прототипа:

$$\Delta = \frac{\rho_{прот}^{хол} - \rho_{расч}^{хол}}{\rho_{прот}^{хол}} \cdot 100\% = \frac{39,27 - 39}{39,27} \cdot 100\% = 0,69\%.$$

Определим реактивность активной зоны прототипа на горячее состояние:

$$\rho_{прот}^{гор} = \rho_{ВП}^{гор} - \rho_t - \rho_N + \rho_{зап.ЦКГ}^{гор} = 39 - 5,6 - 0,28 + 3,8 = 36,92\%,$$

где $\rho_{ВП}^{гор}$ — запас реактивности на выгорание, компенсируемый гетерогенным гадолиниевым поглотителем в СВП и борным поглотителем в пласти-

нах вытеснителях на начало кампании в горячем разотравленном состоянии (39,0%),

ρ_t — температурный эффект (5,6%),

ρ_N — мощностной эффект (0,28%),

$\rho_{\text{зап.ЦКГ}}^{\text{зор}}$ — запас реактивности а.з. в горячем разотравленном состоянии, компенсируемый РО ЦКГ (3,8%).

Оценим отклонение расчетной величины реактивности от реактивности прототипа:

$$\Delta = \frac{\rho_{\text{прот}}^{\text{зор}} - \rho_{\text{расч}}^{\text{зор}}}{\rho_{\text{прот}}^{\text{зор}}} \cdot 100\% = \frac{36,92 - 36,3}{36,92} \cdot 100\% = 1,68\%.$$

Видно, что использование диффузионно-возрастной теории для расчета реактивности активной зоны не различные состояния дает довольно хороший результат.

6.7. Расчет параметров размножающей среды на конец кампании в горячем реакторе

Выгорание топлива.

В тепловых реакторах выгорание U^{238} за время кампании настолько мало, что можно считать практически $\rho_8 = \text{const}$. Вместо времени t удобно вести вспомогательную переменную величину z , которая однозначно связано с t , причем $t = 0$ соответствует $z = 0$. Принимается $z = 1,2$.

Изменение концентрации N_5 и N_9 в зависимости от эффективного времени или выгорания z определяем по формулам:

$$N_5(z) = N_5(0) \cdot \exp(-z),$$

$$N_9(z) = N_8 \cdot \frac{S_8}{S_9} \cdot (1 - e^{-S_9 \cdot z}) + N_5(0) \cdot \frac{\mu \cdot V_a^5 \cdot (1 - \varphi) \cdot e^{-B^2 \cdot \bar{\tau}}}{S_9 - 1} \cdot (e^{-z} - e^{-S_9 \cdot z}),$$

$$\text{где } S_8 = \frac{\bar{\sigma}_a^8}{\bar{\sigma}_a^5} = \frac{1,481}{345,2222} = 4,29 \cdot 10^{-3},$$

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		59

$$S_9 = \frac{\bar{\sigma}_a^9}{\bar{\sigma}_a^5} \cdot \left[1 - \mu \cdot \nu_a^9 \cdot (1 - \phi) \cdot e^{-B^2 \cdot \bar{\tau}} \right] = \frac{710,694}{345,222} \cdot \left[1 - 1,012 \cdot 2,04 \cdot (1 - 0,947) \cdot e^{-0,002059^2 \cdot 57,908} \right] = 1,834.$$

Вычисляем время работы реактора в зависимости от z [9]:

$$t = \frac{0,351 \cdot 10^{-18}}{P} \cdot \left\{ S_{f5} \cdot N_5(0) \cdot (1 - e^{-z}) \cdot \left[1 + \frac{S_{f9}}{S_{f5}} \cdot \frac{\mu \cdot \nu_a \cdot (1 - \phi) \cdot e^{-B^2 \cdot \bar{\tau}}}{S_9} \right] + \frac{S_{f9}}{S_9} \cdot [N_8 \cdot S_8 \cdot z - N_9(z)] \right\},$$

где $S_{f5} = \frac{\bar{\sigma}_f^5}{\bar{\sigma}_a^5} = \frac{291,453}{345,222} = 0,844$, $S_{f9} = \frac{\bar{\sigma}_f^9}{\bar{\sigma}_a^5} = \frac{493,522}{345,222} = 1,43$.

Полученные результаты представим в таблице 10.

Таблица 10 — Выгорание топлива

$N_5(1,2), \text{ см}^{-3}$	$4,357 \cdot 10^{20}$
$N_9(1,2), \text{ см}^{-3}$	$4,286 \cdot 10^{19}$
$t(1,2), \text{ сут}$	1815

Таким образом, продолжительность кампании, по нашей оценке, составляет 5 лет, в то время как паспортная продолжительность кампании составляет 4 года. Эту неточность можно объяснить следующими факторами:

- расчет активной зоны произведен на одну осредненную ТВС, считая, что активная зона набрана из ТВС одного типа
- при расчете не учитывалось влияние бора в пластинах вытеснителях;
- применение приближенной методики расчета выгорания.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Сравнительный анализ объектов атомной энергетики малой мощности, которые могли бы быть использованы для энергоснабжения районов Крайнего Севера показал, что установка плавучей электростанции малой мощности на основе судового реактора КЛТ-40С является наиболее предпочтительной по следующим критериям:

- Энергоблок создан на основе серийной энергетической установки атомных ледоколов, проверенной в течение их длительной эксплуатации в Арктике и безусловно обладает высокой надежностью.
- Имеет гораздо больше вариантов размещения по территории районов Крайнего Севера связи с множеством рек, позволяющим обеспечить доставку и возможности нормальной эксплуатации.
- Важным достоинством данной установки является обеспечение довольно длительной кампании, облегчение перезагрузки и доставки отработанного топлива на заводы по переработке и хранению.

Проведенный расчет реактора с проектной загрузкой топлива на обеспечение планируемой кампании показывает, что плановая загрузка топлива 288,2 кг обеспечивает значение кампании равной 5 лет.

В разделе финансового менеджмента рассчитаны технико-экономические показатели и себестоимость вырабатываемой на ПАЭС электроэнергии.

В разделе социальной ответственности рассмотрены аспекты безопасной эксплуатации ПАЭС.

В разделе автоматики разработана функциональная схема контроля температуры теплоносителя первого контура РУ КЛТ-40С.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		61

СПИСОК ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Степанов И.Р. Атомная теплофикация в районах Севера. – Л.: Наука, 1984. — 174 с.
2. Курский А.С. Эффективность использования малой атомной энергии для теплофикации. – Известия вузов. Ядерная энергетика, 2013. - №4. – С.37-43.
3. Зверев Д.Л., Петрунин В.В., Фадеев Ю.П., Гуреева Л.В. Проекты атомных станций малой и средней мощности и направления их технико-экономической оптимизации. – Межотраслевая межрегиональная научно-техническая конференция «Перспектива развития системы АСММ в регионах, не имеющих централизованного электроснабжения». – Москва, 2010 г.
4. Шадрин А. П., Лебедев М. П., Слепцов О. И., Кобылин В. П. – Проблемы северного завоза органического топлива и роль использования АСММ в условиях Крайнего Севера. – Межотраслевая межрегиональная научно-техническая конференция «Перспектива развития системы АСММ в регионах, не имеющих централизованного электроснабжения». – Москва, 2010 г.
5. Шадрин А. П., Хрилев Л. С., Самойлов О. Б. и др. Исследование перспектив использования плавучих АЭС в условиях Крайнего Севера. – Сборник Второй Всероссийской научно-технической конференции «Сибирь атомная XXI век». – Железногорск, 2010. – С. 110 –113.
6. <http://256bit.ru/reaktor/atomenr2.html>
7. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики: Т. 2 /под ред. акад. РАН А. А. Саркисова. – М.: Академ-Принт, 2015. – 387 с.: ил. – ISBN 978-5-906324-04-7 (в пер.).
8. Кузьмин А. Н., Михеева Е. Ю., Павлов Н. В. Перспективы развития малой теплофикации в Республике Саха (Якутия) / А. Н. Кузьмин, Е. Ю. Михеева, Н. В. Павлов. – Новосибирск: Изд-во СО РАН, 2013. – 101 с.

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		62

9. Методика теплового и нейтронно-физического расчетов реактора на тепловых нейтронах: учебное пособие / С. А. Беляев, А. В. Кузьмин. — Томск: Изд-во ТПИ, 1981. — 81 с.
10. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы: учебник / Б. А. Дементьев. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 352 с.
11. Кириллов П.Л. Теплофизические свойства материалов ядерной техники : учебное справочное пособие для специальностей: 14.03.05 - Ядерные реакторы и энергетические установки, 14.04.04 - Атомные электрические станции и установки / П. Л. Кириллов, М. И. Терентьева, Н. Б. Денискина . – 2-е изд., испр. и доп . – М. : ИздАТ, 2007 . – 200 с.
12. Основы теории и эксплуатации судовых ядерных реакторов /А. А. Саркисов, Л. Б. Гусев, Р. И. Калинин ; под общ. ред. акад. РАН А. А. Саркисова; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. — М.: Наука, 2008. — 397 с. — ISBN 978-5-02-036955-9 (в пер.).
13. Волошенко А. В. Проектирование функциональных схем систем автоматического кон-троля и регулирования: учебное пособие/ А. В. Волошенко, Д. Б. Горбу-нов – Томск: Изд-во ТПУ, 2008. – 109 с.
14. Бартоломей Г.Г, Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алтухов Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, В. Д. Байбаков, М. С. Алтухов. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов : учебное пособие. — 2-е изд, перераб. и доп. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 512 с.
15. Кузьмин А.В. Подготовка параметров к нейтронно-физическому расчету реактора на тепловых нейтронах: методические указания к выполнению лабораторной работы по дисциплине «Физика ядерных реакторов»/ Томский политехнический университет; Сост. А. В. Кузьмин. — Томск: Изд-во ТПУ, 2003. — 44 с: ил. — Библиогр.: с. 43

					ФЮРА 693100.001.ПЗ	Лист
Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата		63

ПРИЛОЖЕНИЕ А — Проекты РУ и стадии их разработки

Проект	Интервал между перегрузками топлива, лет	Срок службы, лет	Стадия разработки
АБВ-6	10 - 12	50	Разработан ТЭИ строительства ПАТЭС с РУ АБВ-6М для Крайнего Севера (поселки Тикси, Усть-Камчатск, 2006г.) и АТЭЦ для Казахстана (город Курчатова, 2007г.). Эксплуатируется наземный стенд-прототип со 100%-ной ЕЦ (ФГУП «НИТИ»). Разрабатывается техпроект транспортабельной РУ по контракту с Минпромторгом
КЛТ – 40С	2,5 - 3	40-60	В 2011г. Завершена комплектная поставка оборудования двух РУ для головной ПАТЭС «Академик Ломоносов»
РИТМ - 200	4,5 - 10	40-60	Идет изготовление двух РУ для головного универсального ледокола (комплектная поставка в 2016г.). Серийная поставка РУ двух следующих атомных ледоколов в 2018 и 2019гг.
ВБЭР - 300	1,5 - 2	60	Технико-коммерческое предложение двухблочной АС с РУ ВБЭР-300 (2002г.). Техническое задание на проект АС и на технико-экономические проекты РУ, АСУ ТП и ТГУ, ТЭО-ОБИН для АС с РУ ВБЭР-300 в Мангистауской области Казахстана (2007-2009гг.)

ПРИЛОЖЕНИЕ Б

Таблица Б.1 — Основные характеристики активной зоны

Характеристика	Значение
Номинальная тепловая мощность, МВт	150
Назначенный энергоресурс, ТВт·ч	3,3
Назначенный ресурс, ч	30000
Назначенный срок службы, год	4
Масса урана-235, кг	288,2
Средняя массовая доля урана-235 в уране, %	64,8
Масса гадолиния, кг	64,8
Масса оксида бериллия, кг	не менее 1,6
Масса гомогенного бора, г	227
Средний тепловой поток с поверхности твэлов, МВт/м ²	0,66
Давление теплоносителя 1 контура, МПа	12,7
Расход теплоносителя 1 контура, т/ч	2505
Температура теплоносителя I контура, N=N _{ном.} , °C	
– на входе в активную зону	279
– на выходе из активной зоны	317
Описанный диаметр, мм	1213
Эквивалентный диаметр, мм	1173,7
Высота, мм	920
Средняя энергонапряженность, МВт/м ³	151
Проходное сечение (без учета дистанционирующих решеток), м ²	
Число ТВС, шт.	241

Продолжение таблицы Б.1.

Шаг расположения ТВС, мм	72
Диаметр наружного чехла ТВС, мм	61
Материал чехла ТВС	Сплав Э110
Толщина стенки ТВС, мм	0,8
Тип ТВЭЛа	Гладкостержневой цилиндрический
Диаметр оболочки ТВЭЛа, мм – наружный; – внутренний	6,2 5,2
Материал оболочки ТВЭЛа	Сплав Э635
Загрузка урана – 235 в ТВЭЛе, г – в "легком" – в "тяжелом"	21,8 24,0
Шаг расположения твэлов в ТВС, мм	7,18
Число ТВЭЛов в активной зоне, шт. – "легких" – "тяжелых"	2487 9750
Диаметр оболочки СВП (наружный/внутренний), мм – в дистанционирующей решетке – вне дистанционирующей решетки	6,2/5,2 4,6/3,7
Материал оболочки СВП Сплав Э635	Сплав Э635

Продолжение таблицы Б.1.

Число СВП, шт.	
• СВП типа 1	182 шт
• СВП типа 2	111 шт.
• СВП типа 3	342 шт
• СВП типа 4	759 шт
• СВП типа 5	561 шт.
• СВП типа 6	126 шт
Диаметр РИН наружный/внутренний, мм	6,2/5,2
Материал оболочки РИН	Сплав Э635
Число РИН, шт.	41
Число стержней АЗ, шт.	16
Число РО АЗ, шт.	4
Число блоков в стержне АЗ, шт.	9
Диаметр оболочки стержня АЗ, наружный/внутренний, мм	19/18
Время сброса РО АЗ, с	0,4
Число ПЭЛ, шт.	370
Диаметр оболочек ПЭЛ из сплава ЭП-630У (наруж- ный/внутренний), мм	
– ПЭЛ РО СКГ, РО ПКГ и 18 ПЭЛ вокруг направляю- щих колонн РО ЦКГ	13,0/10,6
– остальных ПЭЛ РО ЦКГ	14,0/11,6
Число РО КГ, шт. 5	5

ПРИЛОЖЕНИЕ В

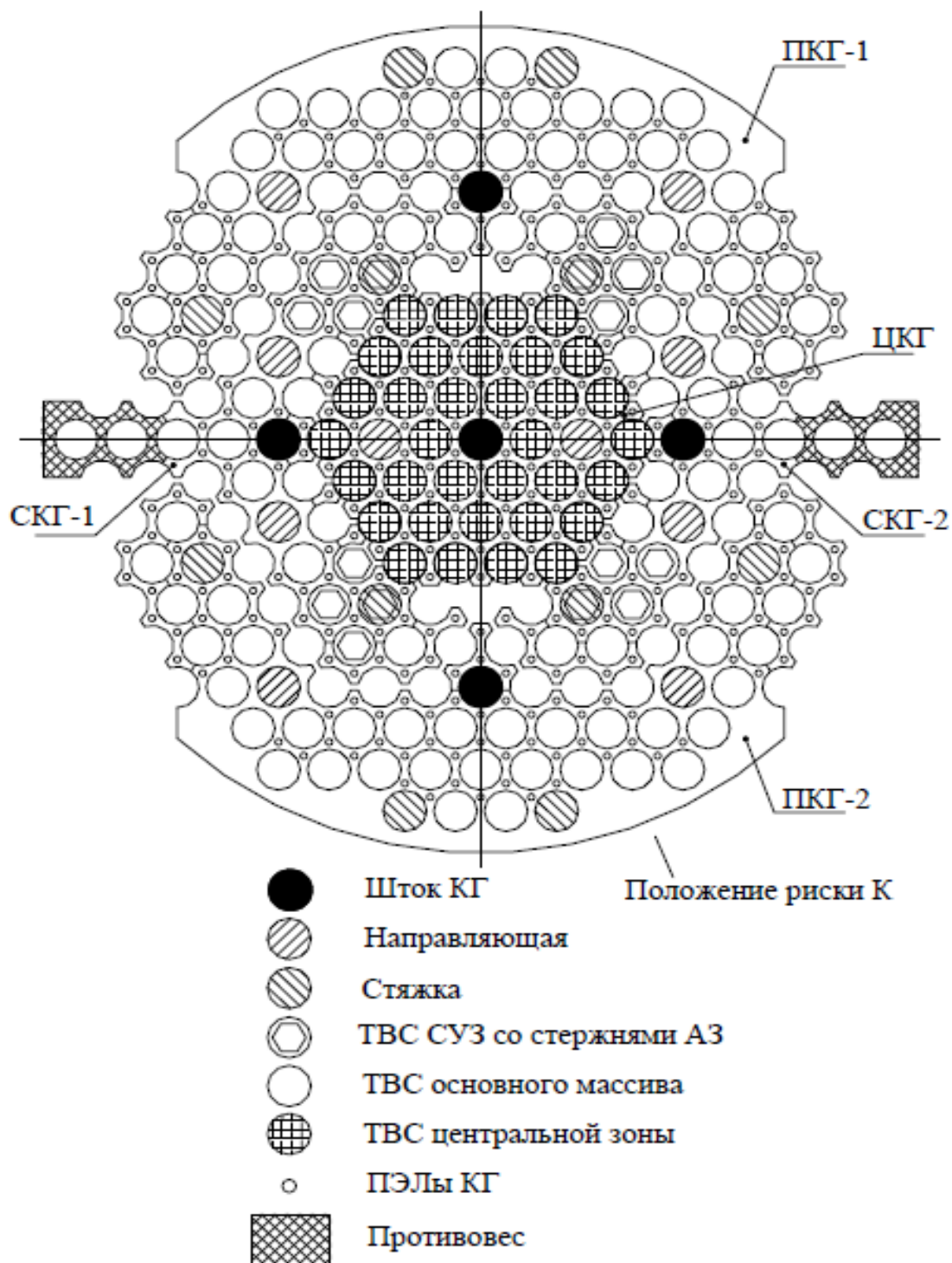


Рисунок В.1 — Структура активной зоны

Изм.	Лист	№ докум.	Подп.	Дата

ФЮРА 693100.001.ПЗ

Лист

68

ПРИЛОЖЕНИЕ Г - Основные характеристики СВП и РИН

Характеристика	Значение						
	СВП типа 1	СВП типа 2	СВП типа 3	СВП типа 4	СИП типа 5	СВП типа 6	РИН
Наружный диаметр оболочки, мм	6,2	6,2	6,2	4,6	4,6	4,6	6,2
Толщина оболочки, мм	0,5	0,5	0,5	0,45	0,45	0,45	0,5
Диаметр активной части, мм	5,2	5,2	5,2	3,7	3,7	3,7	5,2
Высота верхнего "обреза" СВП без поглотителя, мм	100	220	-	100	220	100	-
Высота верхнего "обреза" СВП с поглотителем, мм	-	-	100		-	-	-
Высота активной части, мм	780	660	780	770	550	770	920
Высота нижнего "обреза" СВП без поглотителя, мм		-	-	50	150	50	-
Высота нижнего "обреза" СВП с поглотителем, мм	40	40	40	-	-	-	
Плотность гадолиния в верх- нем "обрезе" СВП с по- глотителем, г/см ³	-	-	0,6	-	-	-	-
Плотность гадолиния в ак- тивной части СВП, г/см ³	1,5	3,5	3,5	3,5	3,5	0,6	-
Плотность гадолиния в ниж- нем "обрезе" СВП с поглоти- телем, г/см ³	0,6	0,6	0,6	-	-	-	
Масса гадолиния в СВП, г	25,4	49,6	59,8	29,0	20,7	5,0	-
Масса окиси бериллия в РИН, г	-	-	-	-	-	-	39

ПРИЛОЖЕНИЕ Д - Баланс реактивности активной зоны

Характеристика	Значение	
	Начало кампании	Конец кампании
Температурный эффект, % (абс)	- 5,6	-4,5
Эффект Доплера при увеличении температуры топлива от 20 °С до 298 °С , % (абс.)	-0,20	-0,30
Интегральный мощностной эффект, $N = 80\%N_{ном.}$, % (абс)	-0,08	-0,10
Стационарное отравление ксеноном-135, $N = 80\%N_{ном.}$, % (абс)	-1,75	-2,85
Стационарное отравление самарием-149, % (абс.)	-0,72	-0,70
Запас реактивности активной зоны в холодном разотравленном состоянии, % (абс.)	8,35	7,75
Запас реактивности активной при критическом положении ЦКГ на мощности $N = 80\%N_{ном.}$, % (абс.)	0	0
Запас реактивности активной зоны в холодном разотравленном состоянии, компенсируемый РО ЦКГ % (абс.)	3,20	1,40
Запас реактивности активной при $N = 80\%N_{ном.}$, компенсируемый РО ЦКГ, % (абс.)	3,80	1,70

- 33,0% (абс.) – начало кампании, холодное разотравленное состояние;
- 39,0% (абс.) – начало кампании, горячее разотравленное состояние;
- 5,4% (абс.) - конец кампании, холодное разотравленное состояние;
- 6,2% (абс.) - конец кампании, горячее разотравленное состояние.