

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ  
ФЕДЕРАЦИИ

ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ АВТОНОМНОЕ  
ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ  
НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ  
«МИФИ»

Институт Ядерной Физики и Технологий

Кафедра № 5

«Теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов»

### **Пояснительная записка**

к курсовому проекту на тему:

**«Проектирование ЯЭУ для плавучей атомной теплоэлектростанции»**

Выполнил студент группы С14-105:	_____	Голов П.А.
Руководитель проекта:	_____	Щукин Н.В.
Консультант по теплофизическому расчету:	_____	Деев В.И.
Консультант по нейтронно-физическому расчету:	_____	Гололобов С.М.
Консультант по расчету биологической защиты:	_____	Терновых М.Ю.
Консультант по экономическому расчету:	_____	Гераскин Н.И.

Москва 2018 г.

## Оглавление

Глава 1. Введение.....	4
1.1 Введение .....	4
1.2 Устройство ПЭБ .....	5
1.3 Анализ реакторной установки КЛТ-40С .....	6
1.4 Реактор КЛТ-40С.....	7
1.5 Устройство тепловыделяющей сборки.....	8
1.6 Выбор ядерного топлива .....	12
1.7 Общие технические характеристики проектируемой ПАТЭС .....	12
1.8 Паротурбинная установка .....	13
Глава 2 Теплогидравлический расчет .....	14
2.1 Постановка задачи теплогидравлического расчета.....	14
2.2 Расчет КПД АППУ и тепловой мощности реактора .....	14
2.3 Выбор дополнительных геометрических характеристик ТВС и активной зоны реактора .....	16
2.4 Выбор параметров теплоносителя 1-ого контура РУ.....	19
2.5 Расчет средних тепловых характеристик активной зоны РУ.....	20
2.6 Расчет распределений температур по высоте ТВС с максимальным энерговыделением .....	21
2.7 Оценка коэффициента запаса до кризиса теплообмена .....	26
2.8 Расчет гидравлических сопротивлений ТВС.....	28
2.9 Заключение теплогидравлического расчета .....	30
Глава 3 Нейтронно-физический расчет.....	31
3.1 Постановка задачи нейтронно-физического расчета .....	31
3.2 Формирование картограммы загрузки реактора .....	31
3.3 Подготовка макроскопических констант.....	36
3.4 Стационарный расчет реактора в начале кампании .....	41
3.5 Уточнение теплогидравлического расчета .....	46
3.6 Оценка длительности кампании и выгорания топлива .....	47
3.7 Заключение нейтронно–физического расчета .....	51
Глава 4 Анализ безопасности реакторной установки.....	53
4.1 Постановка задачи анализа безопасности РУ.....	53
4.2 Запаздывающие нейтроны .....	53
4.3 Расчет коэффициентов реактивности .....	54
4.4 Основные системы безопасности.....	59

4.5 Глубокоэшелонированная защита .....	65
4.6 Описание аварийной ситуации .....	66
4.7 Расчет аварийной ситуации .....	68
4.8 Необходимые меры для предотвращения рассмотренной аварии.....	73
4.9 Заключение анализа безопасности реакторной установки .....	74
Глава 5 Расчет биологической защиты .....	75
5.1 Постановка задачи расчета биологической защиты.....	75
5.2 Базовая информация о РУ КЛТ-40С .....	75
5.3 Построение одномерной расчетной модели защиты .....	77
5.4 Описание элементарной ячейки реактора .....	78
5.5 Расчет дозы нейтронов перед защитой.....	80
5.6 Расчет дозы нейтронов за защитой .....	83
5.7 Расчет дозы гамма-квантов перед защитой .....	84
5.8 Расчет дозы гамма-квантов за защитой.....	88
5.9 Заключение расчета биологической защиты.....	91
Глава 6 Техничко-экономическое обоснование .....	92
6.1 Постановка задачи технико-экономического обоснования .....	92
6.2 Расчет сырьевых показателей ПАТЭС .....	93
6.3 Расчет сырьевых показателей ТЭС .....	95
6.4 Сравнение сырьевых показателей ТЭС и ПАТЭС .....	96
6.5 Заключение технико-экономического обоснования .....	97
Заключение.....	98
Список использованной литературы.....	100
Указатель сокращений.....	103

## Глава 1. Введение

### 1.1 Введение

Судовая ядерная энергетика – одна из важнейших составных частей всей ядерной энергетики России. Роль боевых подводных и надводных кораблей ВМФ, оснащенных атомными энергосиловыми установками, в обеспечении обороноспособности страны трудно переоценить. Огромное значение для развития России в экономическом отношении имеет гражданский атомный флот, особенно атомные ледоколы, обладающие большими возможностями длительного автономного плавания в суровых условиях Северного Ледовитого океана. Для удовлетворения потребностей в тепловой и электрической энергии здесь перспективными оказываются применение плавучих атомных теплоэлектростанций (ПАТЭС), которые создаются на основе технологий, уже отработанных в атомном судостроении [1].

Целью курсового проекта является проектирование ядерно–энергетической установки для плавучей атомной теплоэлектростанции, о которой в дальнейшем и пойдет речь.

Активное освоение удаленных территорий с расширением добычи золота, алмазов, редких металлов, подъемом добычи газа, угля, железной руды, требует решения энергетической задачи. Затраты на передачу электроэнергии в сложные природно–климатические условия и на большие расстояния могут в несколько раз превышать стоимость ее производства. Этот фактор решающим образом определяет конкурентоспособность атомных станций малой мощности в удаленных районах. Имея двухцелевое назначение, ПАТЭС способна удовлетворить нужды самых разнообразных потребителей тепловой и электрической энергии в целом ряде удаленных пунктов северной и северо-восточной части России [2].

Плавучая атомная теплоэлектростанция предназначена для надежного круглогодичного энергоснабжения труднодоступных районов Арктики и Дальнего Востока России. Преимуществом ПАТЭС является возможность их изготовления и качественного монтажа на крупных судостроительных заводах. В отлаженном состоянии эти станции могут достаточно быстро доставляться в нужное для потребителя место на расположенную в прибрежной зоне площадку, а при необходимости могут быть передислоцированы и в другие районы.

В настоящее время в России ведется строительство одного из атомных плавучих энергоблоков “Академик Ломоносов”, который является головным в целой серии ПЭБ,

предназначенных для малодоступных территорий страны (рисунок 1.1). Новаторская плавучая атомная теплоэлектростанция «Академик Ломоносов» будет располагаться вблизи г. Певек Чукотского автономного округа России, расположенного на самом краю нашей огромной страны.



Рисунок 1.1 - ПАТЭС «Академик Ломоносов» [3]

## 1.2 Устройство ПЭБ

ПЭБ представляет собой гладкопалубное несамоходное судно стоечного типа с развитой многоярусной надстройкой. Компоновка ПЭБ приведена на рисунке 1.2. В средней части ПЭБ располагаются реакторный отсек и отсек обращения с ядерным топливом. В носовой части судна размещены турбогенераторный и электротехнический отсеки, в кормовой – отсек вспомогательных установок и жилой блок [2].

Корпус ПЭБ цельносварной, имеющий ледовые подкрепления и специальные средства для буксировки. Основной корпус и силовые конструкции надстройки выполнены из стали, обладающей высоким сопротивлением разрушениям. На случай внешних воздействий (столкновений, посадки на мель) реакторный отсек и помещение для хранения отработавшего топлива снабжены противоударной защитой. Энергетический модуль (реакторная установка и паротурбинная установка) предназначены для выработки электрической и тепловой энергии. В его состав входят две реакторные установки КЛТ-40С, две паротурбинной установки и электроэнергетическая система [1].

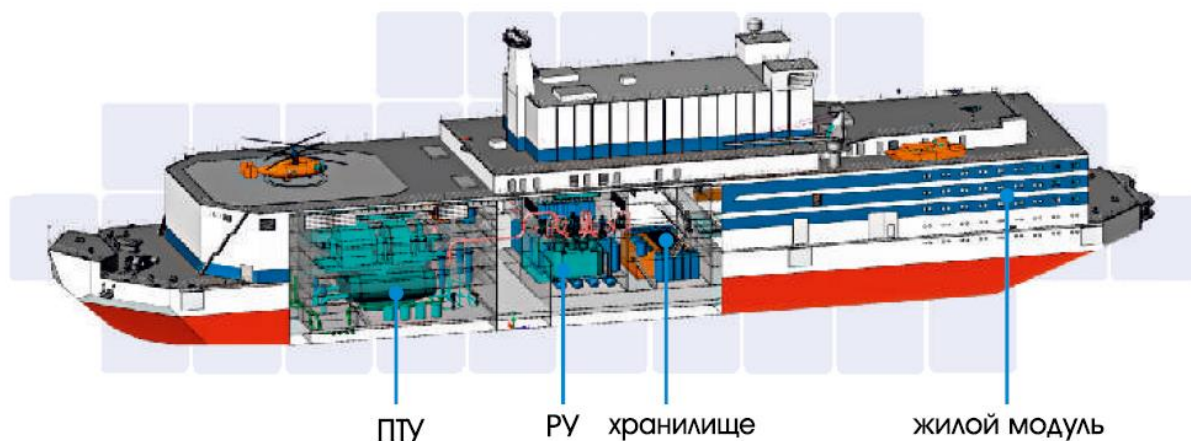


Рисунок 1.2 - Компоновка ПЭБ с РУ КЛТ-40С [2]

### 1.3 Анализ реакторной установки КЛТ-40С

Среди передвижных атомных станций малой мощности особого внимания заслуживают плавучие энергоблоки с реакторами типа КЛТ-40С, создаваемые на основе уже освоенных в атомном судостроении реакторных технологий. Такие блоки обслуживаются вахтовым методом, во время работы не влияют в экологическом отношении на окружающую среду и не оставляют последствий после вывода из эксплуатации [1].

Реакторная установка КЛТ-40С представляет собой комплекс систем и элементов, предназначенных для преобразования ядерной энергии в тепловую, включающий ядерный реактор и непосредственно связанные с ним компоненты, необходимые для нормальной эксплуатации и обеспечения безопасности. Компоновка РУ КЛТ-40С приведена на рисунке 1.3. Основные технические характеристики реакторной установки приведены в таблице 1.1.

Таблица 1.1 – Основные технические характеристики РУ КЛТ-40С [1]

Характеристика	Значение
Тепловая мощность, МВт	150
Паропроизводительность, т/ч	240
Давление воды первого контура, МПа	12,7
Температура воды на выходе из реактора, °С	317
Давление пара за ПГ, МПа	3,72
Температура перегретого пара, °С	290
Температура питательной воды, °С	170
Кампания активной зоны, лет	2,5 - 3

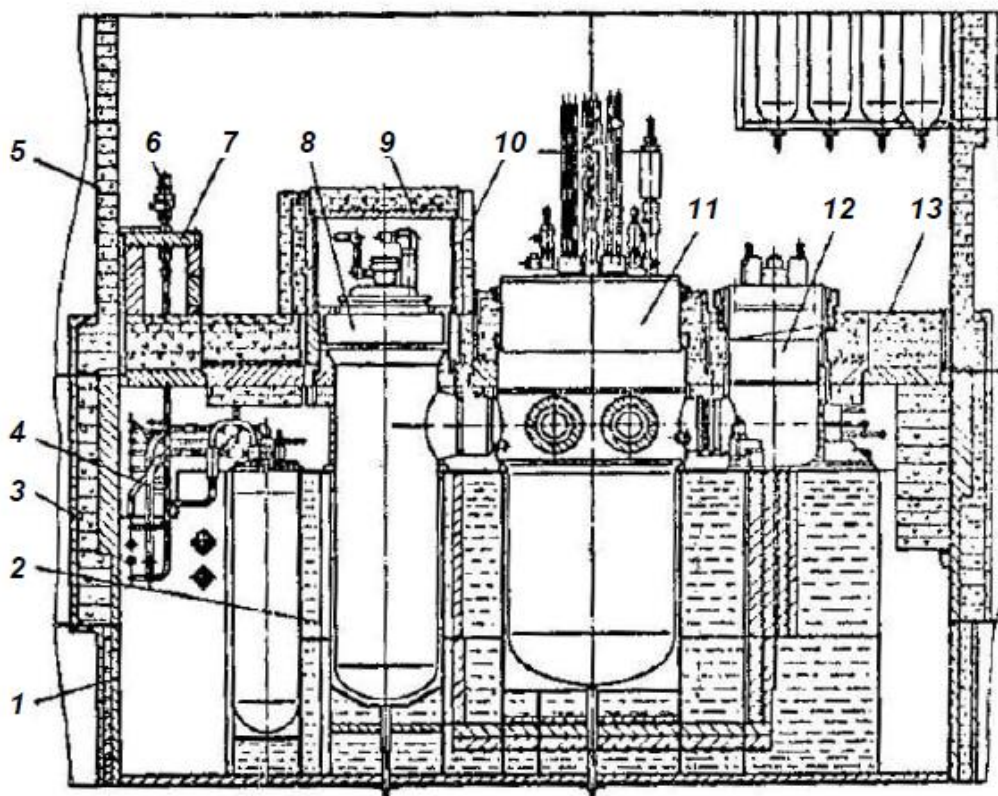


Рисунок 1.3 - Блочная реакторная установка КЛТ-40С [4]: 1 – защитная оболочка; 2 – бак железобетонной защиты; 3 – стальная периферийная биологическая защита; 4 – трубопроводы; 5 – бетонная периферийная биологическая защита; 6 –арматура; 7 – полносъемная стальная выгородка; 8 – парогенератор; 9 – съемная биологическая защита парогенераторов; 10 –стационарная биологическая защита парогенераторов; 11 –реактор; 12 –насосы первого контура; 13 – съемная биологическая защита парогенераторов

#### 1.4 Реактор КЛТ-40С

Реактор КЛТ-40С является базовым для серии плавучих энергоблоков. Схема реактора представлена на рисунке 1.4.

Корпус реактора состоит из находящейся в его верхней части обечайки с патрубками, нижней цилиндрической обечайки и эллиптического днища. Сверху корпус закрыт крышкой. Основным элемент крышки реактора – плоская силовая плита – прижимается к верхней части корпуса фланцем с крепежными деталями. Герметизация осуществляется медной клиновой прокладкой. Между силовой и верхней плитами крышки расположена биологическая защита из серпентинитового бетона. На верхней плите расположены приводы исполнительных механизмов компенсирующих групп и аварийной защиты, а также контрольно-измерительные приборы для определения температуры в реакторе [2].

Внутри корпуса реактора находится выемной блок с установленной в нем активной зоной. К нижней плите выемного блока крепится щелевой фильтр с экранами, предназначенный для предохранения активной зоны от попадания посторонних предметов. Экраны необходимы для снижения нейтронного потока на днище корпуса реактора [1].

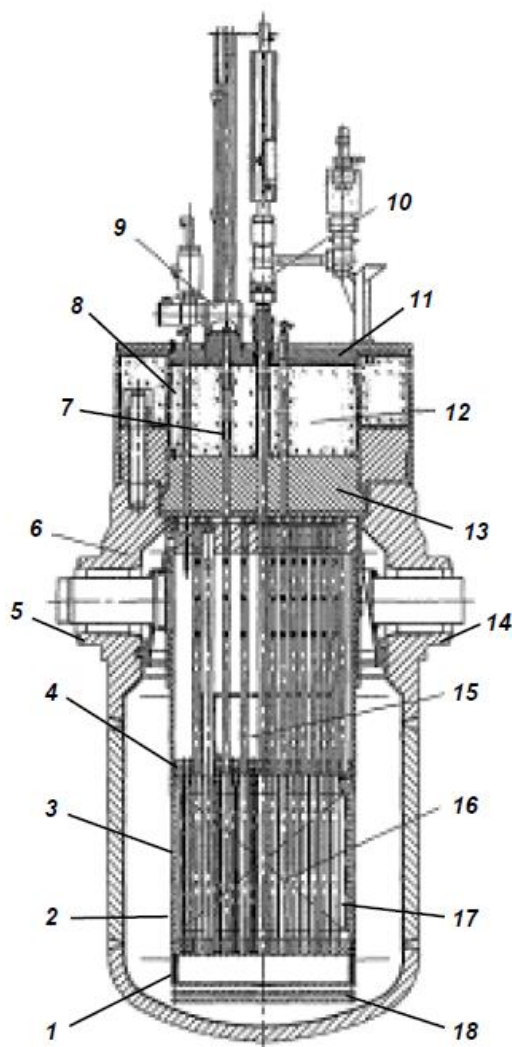


Рисунок 1.4 - Реактор КЛТ-40С [1]: 1 – щелевой фильтр; 2 – обечайка; 3 – пэл; 4 – РО КГ; 5 – патрубок парогенератора; 6 – корпус; 7 – стержни АЗ; 8 - биологическая защита; 9 – привод ИМ АЗ; 10 – привод ИМ КГ; 11 – верхняя плита; 12 – крышка; 13 – силовая плита; 14 – патрубок ЦНПК; 15 – выемной блок; 16 – активная зона; 17 - ТВС; 18 – донные экраны

### 1.5 Устройство тепловыделяющей сборки

Активные зоны двух реакторов типа КЛТ-40С, которые устанавливаются на ПЭБ, имеют кассетную структуру. Каждая кассета представляет собой сборку тепловыделяющих элементов, расположенных внутри шестигранного чехла ТВС по



сторонам правильного треугольника. Совокупность кассет, размещенных с определенным шагом внутри выемного блока реактора, образует активную зону. Активная зона реактора головного ПЭБ тепловой мощностью 150 МВт состоит из 121 кассеты, ее описанный диаметр равен 1220 мм, высота – 1200 мм. Удельная энергонапряженность активной зоны – 119 МВт/м<sup>3</sup> [1]. Основные технические характеристики ТВС активной зоны представлены в таблице 1.2.

В составе активной зоны используется несколько типов кассет, отличающихся входящими в них элементами, конструкцией и названием. Рассмотрим один из возможных вариантов расположения элементов в кассете (рисунки 1.5, 1.6).

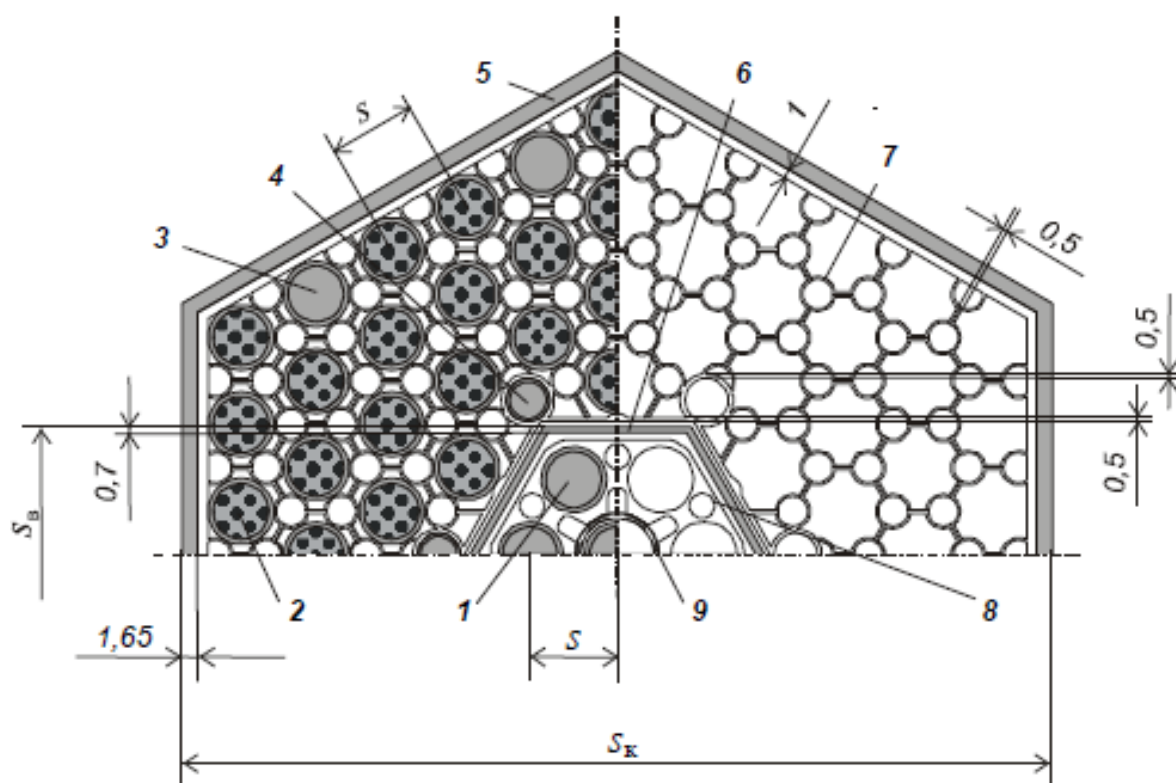


Рисунок 1.5 - Поперечное сечение конструкции основной ТВС реактора [1]: 1 – пэл; 2 – твэл; 3- СВП большего диаметра; 4 –СВП меньшего диаметра; 5 –кожух; 6 –вытеснитель; 7 –дистанционирующая решетка; 8 –дистанционирующая пластина пэлов; 9 –центральная трубка

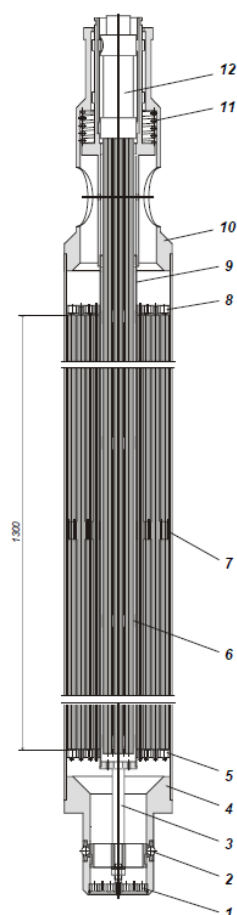


Рисунок 1.6 - Продольное сечение конструкции основной ТВС реактора [1]: 1 – дроссельная заслонка; 2 – шариковый замок; 3 –шток шарикового замка; 4 –хвостовик; 5 – нижняя опорная решетка; 6 –обойма пэлов; 7 –дистанционирующая решетка; 8 –верхняя решетка; 9 –вытеснитель; 10 –головка; 11 –пружина вытеснителя; 12 –РО КГ

Внутри шестигранного кожуха кассеты находятся 69 стержневых ТВЭлов диаметром 6,8 мм и 15 стержней с выгорающим поглотителем (СВП), 9 штук СВП имеют диаметр 6,8 мм и остальные 6 – диаметр 4,5 мм. В центральной части кассеты расположен подвижный шестигранный вытеснитель, внутри которого независимо перемещается РО КГ в виде кластера, состоящего из семи жестко связанных между собой поглощающих стержней [1].

Таблица 1.2 – Основные технические характеристики ТВС активной зоны [1]

Характеристика	Значение
Тип и форма ТВС	Чехловая с вытеснителем
Толщина шестигранного чехла ТВС $\delta_k$ , мм	1,65
Материал шестигранного чехла	Э-110
Тип дистанционирующей решетки	Сотовая

Характеристика	Значение
Форма вытеснителя	Шестигранная
Толщина чехла вытеснителя $\delta_{\text{в}}$ , мм	0,7
Материал чехла	Э-110
Диаметр центральной трубки $d_{\text{ц.тр}}$ , мм	8,6
Толщина стенки $\delta_{\text{ц.тр}}$ , мм	0,5
Материал трубки	Э-110
Тип твэлов	Дисперсионный
Состав топливного сердечника	МОКС + силумин
Обогащение по Pu-239, %	13 - 15
Диаметр твэла $d_{\text{твэл}}$ , мм	6,8
Длина активной части твэла $H_{\text{а.з}}$ , мм	1300
Максимально допустимая температура топлива $t_{\text{т}}^{\text{доп}}$ , °С	600
Толщина оболочки твэла $\delta_{\text{об}}$ , мм	0,5
Материал оболочки твэла	Э-110
Максимально допустимая температура наружной поверхности оболочки $t_{\text{об}}^{\text{доп}}$ , °С	334
Эквивалентный диаметр компенсатора распухания $d_{\text{комп}}$ , мм	2,52
Толщина стенки компенсатора распухания $\delta_{\text{комп}}$ , мм	0,15
Материал компенсатора	Э-110
Диаметр дистанционирующей проволоки $d_{\text{д.пр}}$ , мм	0,45
Материал проволоки	Э-110
Диаметр дистанционирующей спирали $d_{\text{д.сп}}$ , мм	1,1
Количество твэлов $n_{\text{твэл}}$ , штук	69
Количество СВП $\varnothing$ 6,8 мм $n_{\text{СВП1}}$ , штук	9
Количество СВП $\varnothing$ 4,5 мм $n_{\text{СВП2}}$ , штук	6
Толщина оболочки СВП $\delta_{\text{об.СВП}}$ , мм	0,5
Материал оболочки СВП	Э-110
Выгорающий поглотитель	$Gd_2O_3$
Диаметр пэла $d_{\text{пэл}}$ , мм	6,8
Количество пэлов в кластере вытеснителя, штук	7
Толщина оболочки пэла $\delta_{\text{об.пэл}}$ , мм	0,5
Материал оболочки пэла	Сплав 12ХНМ
Поглотитель	$B_4C$

## 1.6 Выбор ядерного топлива

В качестве ядерного топлива для проектируемой РУ было решено использовать МОКС топливо.

МОКС топливо (англ. Mixed-Oxide fuel) - ядерное топливо, содержащее несколько видов оксидов делящихся материалов. В проекте предполагается использовать смесь  $UO_2 + PuO_2$ , где уран обладает природным обогащением по U-235. Процентное содержание оксида плутония в МОКС топливе может составлять от 1,5 до 25-30 весовых %. Приблизительное изотопное соотношение плутония: Pu-239: 52%, Pu-240: 24%, Pu-241: 15%, Pu-242: 6% [5].

Основными причинами выбора МОКС топлива в качестве ядерного топлива являются следующие [5]:

- утилизация излишков оружейного плутония, которые в противном случае являлись бы радиоактивными отходами или могли быть использованы для создания ядерного оружия;
- снижение необходимости в уране на величину до 30%;
- возможность получения топлива путем переработки облученного топлива с энергетических реакторов;

## 1.7 Общие технические характеристики проектируемой ПАТЭС

Общие характеристики проектируемой ПАТЭС представлены в таблице 1.3.

Таблица 1.3 - Общие технические характеристики проектируемой ПАТЭС [1]

Характеристика	Значение
Установленная электрическая мощность $Q_{э}$ , МВт	2 х 35
Установленная тепловая мощность $Q_{т}$ системы теплоснабжения, Гкал/ч	2 х 25
Тип реактора	КЛТ-40С
Давление воды $p_{1к}$ в первом контуре РУ, МПа	12,7
Температура воды $t_{вых,р}$ на выходе из реактора, °С	316
Тип турбины	Конденсационная
Давление пара $p_0$ на входе в турбину, МПа	3,43
Температура воды $t_0$ на входе в турбину, °С	285
Число отборов пара	1
Давление пара $p_1$ в первом отборе, МПа	0,9
Давление $p_k$ в конденсаторе, МПа	0,005

Характеристика	Значение
Давление $p_d$ в деаэраторе, МПа	0,115
Давление питательной воды $p_{п.в.}$ , МПа	6
Температура питательной воды $t_{п.в.}$ , °С	170

### 1.8 Паротурбинная установка

На ПЭБ используются две теплофикационные паротурбинные установки типа ТК-35/38-3,4. Каждая из них имеет номинальную электрическую мощность 35 МВт и тепловую мощность, выдаваемую в систему теплоснабжения 25 Гкал/ч. Расход свежего пара на турбину равен 220 т/ч при давлении 3,43 МПа и температуре 285 °С [1]. Основные технические характеристики турбины представлены в таблице 1.4.

Таблица 1.4 – Основные технические характеристики турбины ТК-35/38-3,4 [1]

Характеристика	Значение
Номинальная тепловая мощность, Гкал/ч	25
Максимальная электрическая мощность (без выдачи тепловой мощности), МВт	38,5
Давление пара в регулируемом отборе, МПа	0,357
Температура пара в регулируемом отборе, °С	139,7
Номинальный подогрев воды в конденсаторе, °С	13,4
Способ передачи тепловой энергии с ПЭБ	Промконтур
Теплоноситель промежуточного контура	Вода
Давление воды промежуточного контура, МПа	~1,6
Расход воды промежуточного контура, м <sup>3</sup> /ч	420
Номинальная температура воды промконтура (вход/ выход), °С	130/70

## Глава 2 Теплогидравлический расчет

### 2.1 Постановка задачи теплогидравлического расчета

Целью данной главы является теплогидравлический расчет активной зоны РУ. В данной главе требуется:

- рассчитать КПД проектируемой установки;
- выбрать геометрические характеристики ТВС и активной зоны РУ;
- рассчитать основные теплофизические параметры теплоносителя 1-ого контура РУ;
- рассчитать средние тепловые характеристики активной зоны РУ;
- построить распределения температуры по оси твэла, оболочке и теплоносителю в самой энергонапряженной ТВС;
- определить максимально возможные температуры топлива и оболочки;
- оценить коэффициент запаса до кризиса теплообмена;
- рассчитать затраты мощности на прокачку теплоносителя.

### 2.2 Расчет КПД АППУ и тепловой мощности реактора

Рассмотрим расчетную тепловую схему реакторной установки КЛТ-40С (рисунок 2.1).

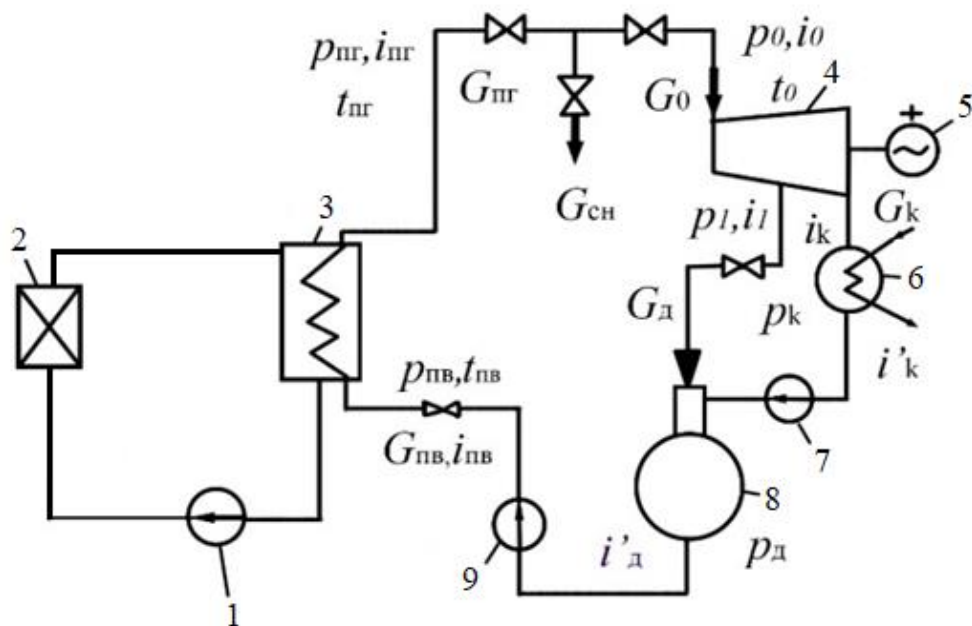


Рисунок 2.1 - Расчетная тепловая схема РУ КЛТ-40С [1]: 1 - ЦНПК; 2 – активная зона реактора; 3 – ПГ; 4 – паровая турбина; 5 – электрогенератор; 6 – конденсатор; 7 – конденсатный насос; 8 – деаэратор; 9 - питательный насос

В дополнение к характеристикам, указанным в пункте 1.7, необходимо задать дополнительные характеристики для расчета КПД АППУ, представленные в таблице 2.1.

Таблица 2.1 – Дополнительные характеристики для расчета КПД АППУ [1]

Характеристика	Значение
Удельная энтальпия на входе в турбину $i_0$ , МДж/кг	2,94
Удельная энтропия на входе в турбину $s_0$ , Дж/(кг·К)	6388,70
Температура на выходе из конденсатора $t_k$ , °С	32,88
Удельная энтальпия воды при температуре свежего пара на выходе из конденсатора $i'_k$ , МДж/кг	0,14
Удельная энтропия воды при температуре свежего пара на выходе из конденсатора $s'_k$ , Дж/(кг·К)	476,25
Удельная энтальпия питательной воды $i_{пв}$ , МДж/кг	0,72
Удельная энтропия питательной воды $s_{пв}$ , Дж/(кг·К)	2035,30
КПД использования тепла $\eta_{ит}$	0,98
Внутренний относительный КПД турбины $\eta_{0i}$	0,75
Механический КПД $\eta_m$	0,97
КПД электрогенератора $\eta_{эг}$	0,98

Расчет КПД АППУ производился по циклу Ренкина [6] (рисунок 2.2).

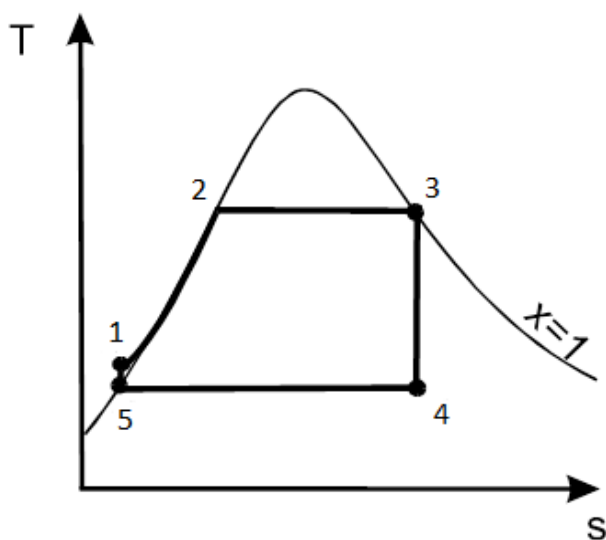


Рисунок 2.2 - Цикл Ренкина [6]

Рассмотрим процессы, изображенные на рисунке 2.2:

1-2: подогрев до температуры насыщения; 2-3: испарение при давлении  $p_0$ ; 3-4: работа в турбине; 4-5: конденсация отработавшего пара; 5-1: повышение давления питательными насосами от  $p_k$  до  $p_0$ .

Термический КПД цикла Ренкина без регенерации:

$$\eta_t^0 = 1 - T_k \frac{s_0 - s'_k}{i_0 - i'_k} \quad (2.2.1)$$

Термический КПД цикла Ренкина при идеальной регенерации:

$$\eta_t^\infty = 1 - T_k \frac{s_0 - s_{пв}}{i_0 - i_{пв}} \quad (2.2.2)$$

Термический КПД с  $n$  регенеративными отборами.

$$\eta_{tn} = \eta_t^0 + \frac{n}{1+n} (\eta_t^\infty - \eta_t^0) \quad (2.2.3)$$

КПД брутто для всех типов установок:

$$\eta_{\text{брутто}} = \eta_{\text{ЭГ}} \eta_{\text{М}} \eta_{\text{ОИ}} \eta_{\text{тн}} \eta_{\text{ИТ}} \quad (2.2.4)$$

Тепловая мощность реактора:

$$Q_p = \frac{W_{\text{эл}}}{\eta_{\text{брутто}}} \quad (2.2.5)$$

Результаты расчета представлены в таблице 2.2.

Таблица 2.2 – Результаты расчета КПД АППУ и тепловой мощности реактора

Характеристика	Значение
Термический КПД с $n$ регенеративными отборами $\eta_{tn}$	0,38
КПД брутто $\eta_{\text{брутто}}$	0,26
Тепловая мощность одного реактора $Q_p$ ПЭБ, МВт	132,8

### 2.3 Выбор дополнительных геометрических характеристик ТВС и активной зоны реактора

Исходя из конструкции ТВС, данных о прототипе, водно-топливного отношения и, учитывая количество и размер располагаемых в ней элементов, определим шаг между стержнями  $s = 9,6$  мм [1].

Относительный шаг:



$$x = \frac{s}{d_{\text{ТВЭЛ}}} \quad (2.3.1)$$

Исходя из соображений компоновки (рисунок 1.5) и на основе прототипа [1], зададим количество ТВС активной зоны РУ:

$$N_{\text{ТВС}} = 121 \quad (2.3.2)$$

На рисунке 2.3 представлена компоновка ТВС в активной зоне РУ с обозначением основных размеров.

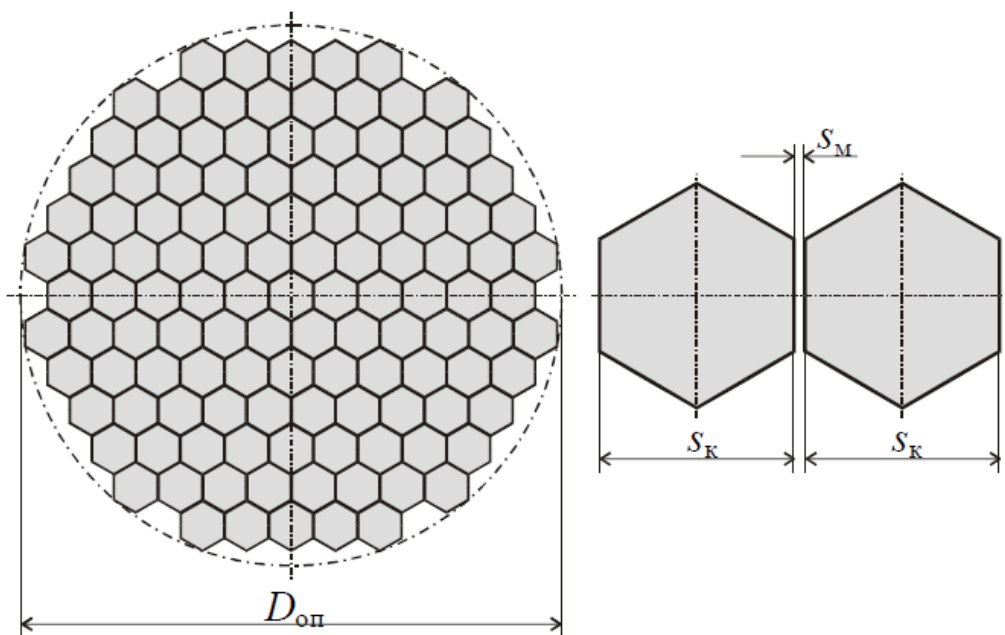


Рисунок 2.3 - Компоновка ТВС в активной зоне РУ [1]

Эквивалентный диаметр ячейки в бесконечной решетке:

$$d_{\text{экв}} = d_{\text{ТВЭЛ}} \left( \frac{2\sqrt{3}}{\pi} x^2 - 1 \right) \quad (2.3.3)$$

Площадь поперечного сечения кассеты:

$$S_{\text{к}} = \frac{\sqrt{3}}{2} s_{\text{к}}^2 \quad (2.3.4)$$

Площадь поперечного сечения вытеснителя:

$$S_{\text{в}} = \frac{\sqrt{3}}{2} s_{\text{в}}^2 \quad (2.3.5)$$

Проходное сечение теплоносителя в пучке твэлов и СВП:

$$S_{\text{ТН}} = S_{\text{К}} - S_{\text{В}} - S_{\text{ТВЭЛ}} - S_{\text{СВП}} = S_{\text{К}} - S_{\text{В}} - \frac{\pi d_{\text{ТВЭЛ}}^2}{4} - n_{\text{СВП1}} \frac{\pi d_{\text{СВП1}}^2}{4} - n_{\text{СВП2}} \frac{\pi d_{\text{СВП2}}^2}{4} \quad (2.3.6)$$

Смоченный периметр:

$$\Pi_{\Gamma} = 2\sqrt{3}(s_{\text{К}} - 2\delta_{\text{К}}) + n_{\text{ТВЭЛ}}\pi d_{\text{ТВЭЛ}} + n_{\text{СВП1}}\pi d_{\text{СВП1}} + n_{\text{СВП2}}\pi d_{\text{СВП2}} + 2\sqrt{3}s_{\text{В}} \quad (2.3.7)$$

Гидравлический диаметр:

$$d_{\Gamma} = \frac{4S_{\text{ТН}}}{\Pi_{\Gamma}} \quad (2.3.8)$$

Обогреваемый периметр:

$$\Pi_{\text{Т}} = n_{\text{ТВЭЛ}}\pi d_{\text{ТВЭЛ}} \quad (2.3.9)$$

Тепловой диаметр:

$$d_{\text{Т}} = \frac{\pi d_{\text{ТВЭЛ}}}{2} \quad (2.3.10)$$

Поверхность теплообмена:

$$F_{\text{ТО}} = \Pi_{\text{Т}} H_{\text{аз}} \quad (2.3.11)$$

Определим эквивалентный диаметр активной зоны:

$$D_{\text{ЭКВ}} = \sqrt{\frac{2\sqrt{3}}{\pi} N_{\text{ТВС}} \cdot (s_{\text{К}} + s_{\text{М}})} \quad (2.3.12)$$

Объем активной зоны:

$$V_{\text{аз}} = \frac{\pi H_{\text{аз}} D_{\text{ЭКВ}}^2}{4} \quad (2.3.13)$$

Результаты расчета дополнительных характеристик ТВС и активной зоны представлены в таблице 2.3 и таблице 2.4.

Таблица 2.3 – Дополнительные геометрические характеристики ТВС

Характеристика	Значение
Шаг между стержнями в ТВС $s$ , мм	9,6
Относительный шаг решетки $x$	1,411
Эквивалентный диаметр ячейки в бесконечной решетке $d_{\text{ЭКВ}}$ , мм	8,14
Размер чехла кассеты под ключ $s_{\text{К}}$ , мм	96
Площадь поперечного сечения кассеты $S_{\text{К}}$ , мм <sup>2</sup>	7988

Характеристика	Значение
Размер вытеснителя под ключ $S_B$ , мм	28,2
Площадь поперечного сечения вытеснителя $S_6$ , мм <sup>2</sup>	689
Проходное сечение для теплоносителя в пучке твэлов и СВП $S_{TH}$ , мм <sup>2</sup>	3831
Смоченный периметр $П_r$ , мм	2170
Гидравлический диаметр $d_r$ , мм	7,06
Обогреваемый периметр $П_T$ , мм	1474
Тепловой диаметр $d_T$ , мм	10,4
Поверхность теплообмена $F_{TO}$ , м <sup>2</sup>	1,916

Таблица 2.4 – Дополнительные геометрические характеристики активной зоны

Характеристика	Значение
Количество ТВС $N_{твс}$ , шт.	121
Межкассетные промежутки $S_M$ , мм	2
Описанный диаметр активной зоны $D_{оп}$ , мм	1200
Эквивалентный диаметр активной зоны $D_{экв}$ , мм	1132
Объем активной зоны $V_{a.з.}$ (эквивалентный), м <sup>3</sup>	1,309

## 2.4 Выбор параметров теплоносителя 1-ого контура РУ

Необходимо определить среднюю скорость  $w_{cp}$  движения теплоносителя в 1-ом контуре РУ (в пучках твэлов и СВП). В реакторах с водяным теплоносителем эта величина составляет  $2,5 \div 3,5 \frac{м}{с}$  [1]. Выберем  $w_{cp} = 3,2 \frac{м}{с}$ .

Зная скорость движения теплоносителя, можно определить расход теплоносителя в активной зоне [1]:

$$w_{cp} = \frac{G_p}{\rho S_{TH}} N_{твс} \quad (2.4.1)$$

где  $\rho$  – плотность теплоносителя при средней по высоте активной зоны температуре воды;  
 $G_p$  - полный расход теплоносителя через реактор.

Далее можно найти расход теплоносителя на охлаждение твэлов и СВП одной ТВС без учета прохождения воды внутрь кожухов вытеснителя и через межкассетные зазоры:

$$G_{т.н.} = \frac{k_G G_p}{N_{твс}}, \quad (2.4.2)$$

где  $k_G = 0,93$  – коэффициент, учитывающий долю теплоносителя, участвующего в охлаждении ТВЭЛОВ [1].

Подогрев теплоносителя в реакторе  $\Delta t_p$  можно определить, зная расход теплоносителя в активной зоне РУ и тепловую мощность реактора  $Q_p$  [1]:

$$\Delta t_p = \frac{Q_p}{c_p G_p}, \quad (2.4.3)$$

где  $c_p$  – удельная изобарная теплоемкость теплоносителя при его средней температуре в активной зоне.

Зная подогрев теплоносителя и температуру на выходе из реактора, находим температуру на входе в реактор:

$$t_{\text{вх.р.}} = t_{\text{вых.р.}} - \Delta t_p \quad (2.4.4)$$

Необходимые данные для расчета представлены в таблице 2.5, а результаты расчета – в таблице 2.6.

Таблица 2.5 - Данные для расчета параметров теплоносителя 1-ого контура РУ [1]

Характеристика	Значение
Давление воды 1-ого контура $p$ , МПа	12,7
Температура воды на выходе из реактора $t_{\text{вых.р.}}$ , °C	316
Средняя скорость воды в пучках ТВЭЛОВ и СВП $w_{\text{ср}}$ , м/с	3,2

Таблица 2.6 – Результаты расчета параметров теплоносителя 1-ого контура РУ

Характеристика	Значение
Полный расход теплоносителя через реактор $G_p$ , кг/с	1129
Средний расход теплоносителя на охлаждение ТВЭЛОВ и СВП одной ТВС $G_{\text{Т.Н.}}$ , кг/с	8,68
Подогрев воды в реакторе $\Delta t_p$ , °C	20,32
Температура воды на входе в реактор $t_{\text{вх.р.}}$ , °C	295,7

## 2.5 Расчет средних тепловых характеристик активной зоны РУ

Рассчитаем средние тепловые характеристики на основе полученных ранее данных.

Удельная энергонапряженность активной зоны:

$$q_v = \frac{Q_p}{V_{a.з.}} \quad (2.5.1)$$

Средняя тепловая мощность ТВС (учитываем только мощность, выделяемую в ТВЭлах):

$$Q_{\text{ТВС}} = \frac{k_Q Q_p}{N_{\text{ТВС}}} \quad (2.5.2)$$

где  $k_Q = 0,98$  - коэффициент, учитывающий тот факт, что мощность, выделяемая в ТВЭлах, немного меньше полной тепловой мощности реактора, так как часть тепла выделяется в воде и конструкционных материалах [1].

Средний линейный тепловой поток от ТВЭлов (на единицу ТВЭла) [1]:

$$q_{\text{лср}} = \frac{Q_{\text{ТВС}}}{n_{\text{ТВЭЛ}} H_{a.з.}} \quad (2.5.3)$$

Средняя плотность теплового потока на поверхности ТВЭлов [1]:

$$q_{\text{ср}} = \frac{Q_{\text{ТВС}}}{F_{\text{ТО}}} = \frac{q_{\text{лср}}}{\pi d_{\text{ТВЭЛ}}} \quad (2.5.4)$$

Полученные значения представлены в таблице 2.7.

Таблица 2.7 – Результаты расчета тепловых характеристик активной зоны РУ

Характеристика	Значение
Удельная энергонапряженность активной зоны $q_v$ , МВт/м <sup>3</sup>	101,5
Средняя тепловая мощность ТВС $Q_{\text{ТВС}}$ , МВт	1,076
Средний линейный тепловой поток от одного ТВЭла $q_{\text{лср}}$ , Вт/см	119,907
Средняя плотность теплового потока на поверхности ТВЭлов $q_{\text{ср}}$ , МВт/м <sup>2</sup>	0,561

## 2.6 Расчет распределений температур по высоте ТВС с максимальным энерговыделением

Зададим коэффициенты неравномерности  $k_r = 1,42$  и  $k_z = 1,36$ , отсюда  $k_v = k_r k_z = 1,93$  [1]. Зная коэффициенты неравномерности, найдем эффективные добавки:  $\Delta_r = 0.272$  м,  $\Delta_z = 0.126$  м.

Используем гидравлическое профилирование для того, чтобы подогрев теплоносителя ТВСМ был равен среднему значению подогрева воды в реакторе  $\Delta t_p$ . При этом расход и скорость воды в ТВСМ принимаются в  $k_r$  раз больше средних значений.

Найдем изменение плотности теплового потока на поверхности максимально нагруженного ТВЭЛ по координате  $z$  по формуле [1]:

$$q(z) = q_{max} \cos\left[\frac{\pi}{2} \left( \frac{H_{a.з.} - 2z}{H_{a.з.} + 2\Delta_z} \right)\right] \quad (2.6.1)$$

где  $q_{max} = k_v q_{cp}$ .

Результаты расчета отражены на рисунке 2.4.

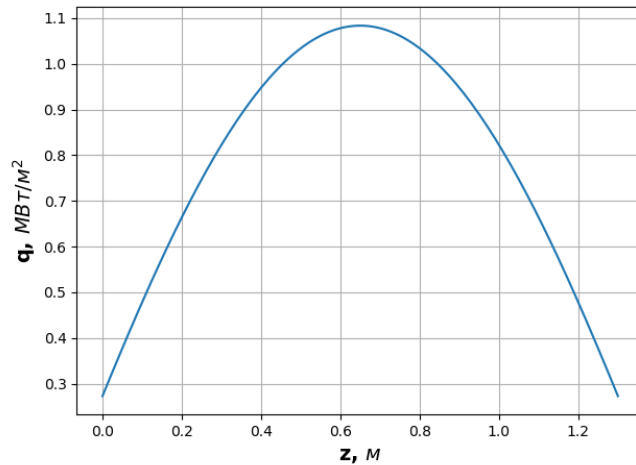


Рисунок 2.4 - Изменение плотности теплового потока на поверхности центрального максимально нагруженного ТВЭЛ по высоте ТВСМ

Распределение температуры теплоносителя по высоте ТВСМ в случае гидравлического профилирования активной зоны будет иметь вид [1]:

$$t_{ж}(z) = t_{вх.р} + \frac{k_G \Pi_T q_{max}}{k_Q k_r G_{ТН} c_p} \int_0^z \cos\left[\frac{\pi}{2} \left( \frac{H_{a.з.} - 2z}{H_{a.з.} + 2\Delta_z} \right)\right] dz \quad (2.6.2)$$

Результаты расчета распределения температуры теплоносителя по высоте ТВСМ представлены на рисунке 2.5.

Распределение температуры наружной поверхности оболочки ТВЭЛ, омываемой теплоносителем, имеет вид [1]:

$$t_{об.н.}(z) = t_{ж}(z) + q(z)R_{\alpha}, \quad (2.6.3)$$

где  $R_{\alpha} = \frac{1}{\alpha}$  - термическое сопротивление теплоотдачи,  $\alpha$  - коэффициент теплоотдачи, который был найден из формулы (2.6.4) [1]:

$$Nu = 0,023 \cdot Re^{0,8} Pr^{0,4}, \quad (2.6.4)$$

где  $Nu = \frac{\alpha d}{\lambda}$  – число Нуссельта;  $d$  – диаметр твэла;  $\lambda$  – коэффициент теплопроводности теплоносителя;  $Re = \frac{wd}{\nu}$  – число Рейнольдса;  $w$  – скорость движения теплоносителя в ТВСМ;  $\nu$  – кинематическая вязкость теплоносителя;  $Pr$  – число Прандтля теплоносителя.

Результаты расчета распределения температуры наружной оболочки твэла по высоте ТВСМ представлены на рисунке 2.6.

Распределение температуры внутренней поверхности оболочки твэла имеет вид [1]:

$$t_{об.вн.}(z) = t_{об.н.}(z) + q(z)R_{об}, \quad (2.6.5)$$

где  $R_{об} = \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}}$  – термическое сопротивление оболочки;  $\delta_{об}$  – толщина оболочки твэла;  $\lambda_{об}$  – коэффициент теплопроводности оболочки твэла (для циркониевой оболочки  $\lambda_{об} = 18 \frac{\text{Вт}}{\text{м}\cdot\text{К}}$ ).

Результаты расчета распределения температуры внутренней оболочки твэла по высоте ТВСМ представлены на рисунке 2.7.

Распределение температуры в центре твэла по высоте ТВСМ имеет вид [1]:

$$t_{т.ц.}(z) = t_{об.вн.}(z) + q(z)R_{т.с.}, \quad (2.6.6)$$

где  $R_{т.с.} = \frac{d_{твэл}}{4\lambda_t}$  – термическое сопротивление топливного сердечника;  $\lambda_t$  – коэффициент теплоотдачи топливной композиции. Расчеты проведены при  $\lambda_{топ} = 35 \frac{\text{Вт}}{\text{м}\cdot\text{К}}$  и  $\lambda_{топ} = 14 \frac{\text{Вт}}{\text{м}\cdot\text{К}}$ .

Результаты расчета распределения температуры в центре твэла ТВСМ по высоте представлены на рисунках 2.8, 2.9.

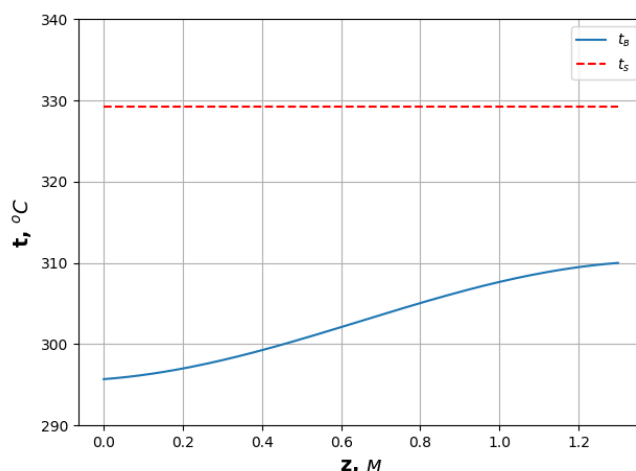


Рисунок 2.5 - Распределение температуры теплоносителя по высоте ТВСМ

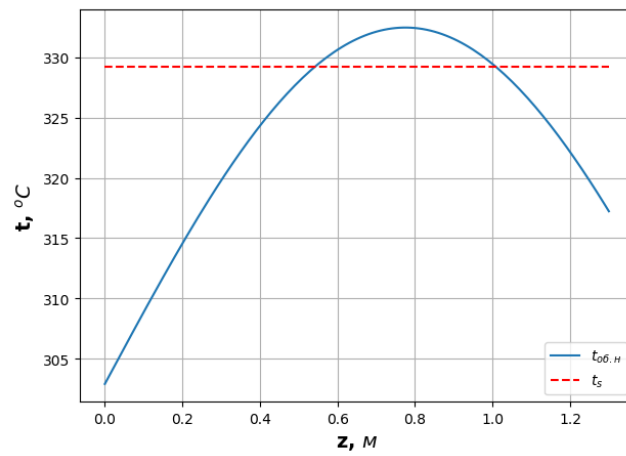


Рисунок 2.6 - Распределение температуры внешней оболочки ТВЭЛ по высоте ТВСМ

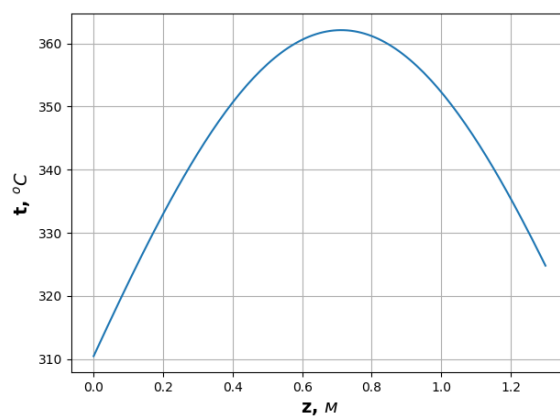


Рисунок 2.7 - Распределение температуры внутренней оболочки ТВЭЛ по высоте ТВСМ

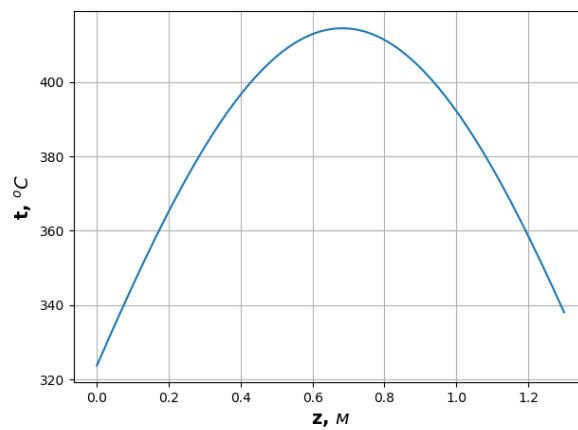


Рисунок 2.8 - Распределение температуры топливного сердечника по высоте ТВСМ при

$$\lambda_{\text{топ}} = 35 \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot \text{К}}$$



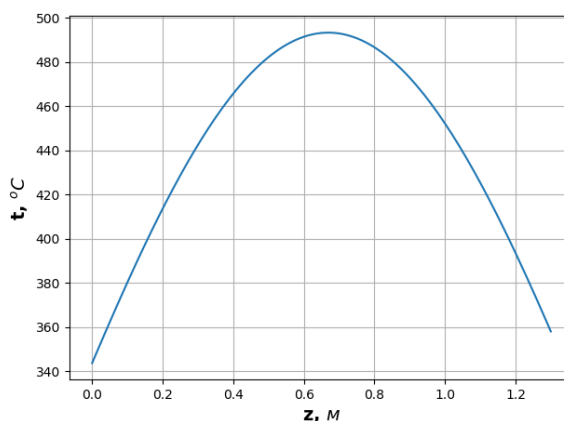


Рисунок 2.9 - Распределение температуры топливного сердечника по высоте ТВСМ при

$$\lambda_{\text{топ}} = 14 \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot \text{К}}$$

Основные теплогидравлические характеристики, рассчитанные для ТВС с максимальным энерговыделением, представлены в таблице 2.8.

Таблица 2.8 - Основные теплогидравлические характеристики ТВСМ

Характеристика	Значение
Тепловая мощность $Q_{\text{ТВСМ}}$ , МВт	1,528
Удельная энергонапряженность $q_v \text{ max}$ , МВт/м <sup>3</sup>	195,922
Средний линейный тепловой поток $q_{\text{лср}}$ , Вт/см	170,272
Максимальный линейный тепловой поток $q_{\text{л max}}$ , Вт/см	240,992
Средняя плотность теплового потока $q_{\text{ср}}$ , МВт/м <sup>2</sup>	0,793
Максимальная плотность теплового потока $q_{\text{max}}$ , МВт/м <sup>2</sup>	1,083
Расход воды на охлаждение твэлов и СВП $G_{\text{ТН}}$ , кг/с	12,326
Средняя скорость воды в пучке твэлов и СВП $w_{\text{ТВСМ}}$ , м/с	4,544
Средняя массовая скорость $(\rho w)_{\text{ТВСМ}}$ , кг/(м <sup>2</sup> · с)	3217
Максимальная температура наружной поверхности оболочки $t_{\text{об.н.}}$ , °C	332,476
Максимальная температура внутренней поверхности оболочки $t_{\text{об.вн.}}$ , °C	362,091
Максимальная температура топлива $t_{\text{топ}}$ при $\lambda_{\text{топ}} = 35 \text{ Вт/(м} \cdot \text{К)}$ , °C	414,492
Максимальная температура топлива $t_{\text{топ}}$ при $\lambda_{\text{топ}} = 14 \text{ Вт/(м} \cdot \text{К)}$ , °C	493,324

Из расчета видно, что максимальная температура наружной оболочки твэла составляет 332,5 °C, что ниже допустимого проектного предела (334 °C). Максимальная температура топливного сердечника в начале работы реактора составляет 414,5 °C, а, с учетом уменьшения коэффициента теплопроводности при высокой глубине выгорания

топлива, составляет 493,3 °С. В обоих случаях температура топливного сердечника ниже проектного предела.

На графике распределения температуры внешней оболочки твэла по высоте видно, что присутствует область, в которой температура внешней оболочки твэла выше температуры насыщения воды при давлении  $p = 12,7$  МПа. Длина этого участка составляет 0,45 м. Недогрев потока воды до температуры насыщения на данном участке, за исключением узкой зоны длиной  $L_{п.кип.} = 0,05$  м, достаточно велик, и, как показывают расчеты, поверхностное кипение там маловероятно. Поверхностное кипение на участке  $L_{п.кип.}$  может привести только к весьма небольшому снижению температуры наружной поверхности оболочки твэла (примерно 0,078 °С).

## 2.7 Оценка коэффициента запаса до кризиса теплообмена

Используем табличный метод определения критического теплового потока. Рассчитаем поправки к табличному критическому тепловому потоку [1]:

- $K_1 = \left(\frac{d_T}{9,36}\right)^{-\frac{1}{3}}$  – учитывает отличие теплового диаметра  $d_T$  стандартной ячейки от базового значения 9,36 мм;
- $K_2 = 0,2 + 0,57x$  – учитывает относительный шаг расположения стержней  $x$ ;
- $K_3 = 1 + 0,6 \cdot \exp\left(-\frac{0,01 \cdot H_{a.з.}}{d_T}\right)$  – учитывает влияние на КТП входных условий сборки;
- $K_4 = 1 + A \cdot \exp\left(-\frac{0,01 \cdot Z}{d_T}\right)$  – учитывает турбулизирующее воздействие на кризис кипения решеток, где  $A = 1,5\zeta_{др}^{0,5}(\rho w/1000)^{0,2}$ ;  $\zeta_{др}$  – коэффициент местного сопротивления решетки (значение было взято из пункта 2.8 данной главы);  $Z$  – расстояние от места кризиса до ближайшей дистанционирующей решетки в сторону входа.

$$K = K_1 \cdot K_2 \cdot K_3 \cdot K_4 \quad (2.7.1)$$

Результаты расчета приведены в таблице 2.9.

Таблица 2.9 – Поправочные коэффициенты к табличным данным КТП

$K_1$	$K_2$	$K_3$	$K_4$	K
1,049	1,004	1,121	1,156	1,365

Используя таблицу критического теплового потока при кипении воды в сборках твэлов с треугольной упаковкой (таблица 2.10) найдем табличные значения  $q_{кр}$  методом линейной интерполяции при давлении 12.7 МПа и массовой скорости  $\rho w = 3217 \frac{\text{кг}}{\text{м}^2 \cdot \text{с}}$ , а также вычислим значение критического потока с учетом поправок.

Таблица 2.10 - Табличные значения КТП [7]

X	-0.2	-0.2	0	0.1	0.2
$q_{кр}, \text{МВт/м}^2$	4,731	3,416	2,503	1,829	1,262
$q_{кр} \cdot K, \text{МВт/м}^2$	6,458	4,663	3,416	2,496	1,723

Оценим коэффициент запаса до кризиса теплообмена методом касательной. Для этого рассчитаем зависимость  $q(x)$ , при увеличении нагрузки в  $n$  раз, где  $x$  – относительная энтальпия воды. Число  $n$  выбирается так, чтобы график зависимости  $q(x)$  и  $q_{кр}(x)$  пересеклись в одной точке с учетом отклонения  $q_{кр}$  от рассчитанных данных. Отклонение от расчетных данных [1]:

$$q_{кр.откл.} = q_{кр}(1 \pm 3\sigma_{кв}) \quad (2.7.2)$$

где  $\sigma_{кв} = 0,15$ .

Результаты проведенного расчета представлены в таблице 2.11 и на рисунке 2.10.

Таблица 2.11 - Значения относительной энтальпии воды и теплового потока на поверхности максимально нагруженных твэлов в различных сечениях ТВСМ

z, м		0	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0	1,2	1,3
$N_{ном}$	X	-0,171	-0,162	-0,146	-0,125	-0,104	-0,086	-0,073	-0,069
	$q, \text{МВт/м}^2$	0,273	0,664	0,947	1,078	1,034	0,822	0,478	0,273
$2,0N_{ном}$	X	-0,171	-0,152	-0,120	-0,080	-0,037	0,002	0,026	0,033
	$q, \text{МВт/м}^2$	0,545	1,328	1,895	2,156	2,068	1,645	0,956	0,545

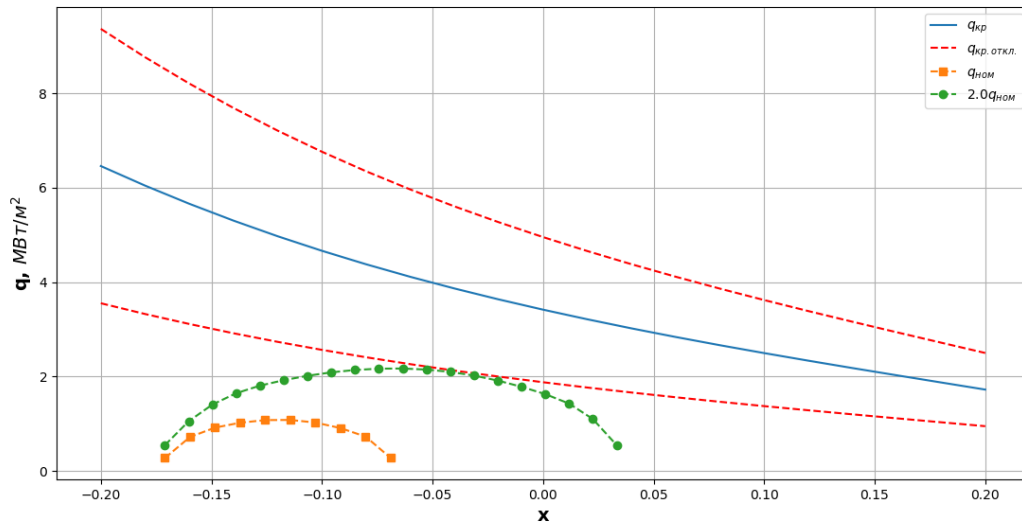


Рисунок 2.10 - Определение запаса до кризиса теплообмена

Из рисунка 2.10 видно, что в точках  $x_{кр} = -0,04$  и  $q_{кр} = 2,1 \frac{\text{МВт}}{\text{м}^2}$  есть вероятность возникновения кризиса теплообмена, который может произойти в сечении ТВСМ на расстоянии  $z_{кр} \approx 0,7$  м.

В итоге можно сделать вывод, что на этапе предварительного теплового расчета критическая мощность ТВСМ составляет:

$$N_{кр} = 2,0N_{ном} = 3,1 \text{ МВт} \quad (2.7.3)$$

а коэффициент запаса до кризиса теплообмена [1]:

$$K_{зап} = \frac{N_{кр}}{N_{ном}} = 2,0. \quad (2.7.4)$$

## 2.8 Расчет гидравлических сопротивлений ТВС

Расчет гидравлических сопротивлений проведем, используя конструкцию ТВС, показанную на рисунке 1.6.

Полная потеря давления при движении теплоносителя в каналах активной зоны реактора [1]:

$$\Delta p = \Delta p_{тр} + \Sigma \Delta p_{м} \pm \Delta p_{уск} \pm \Delta p_{нив} \quad (2.8.1)$$

где  $\Delta p_{тр}$  – сопротивление трения,  $\Delta p_{м}$  – местные сопротивления,  $\Delta p_{уск}$  – сопротивления, связанные с ускорением потока,  $\Delta p_{нив}$  – нивелированный, гидростатический напор.

В нормальных условиях эксплуатации реакторов с водой под давлением, последние две составляющие малы по сравнению с первыми двумя членами, поэтому в расчете мы ими пренебрегаем.

Для того чтобы обеспечить одинаковый подогрев теплоносителя в каналах реактора, расход воды на охлаждение центральных ТВС должен быть больше, чем на охлаждение ТВС периферийной группы. В реакторах с гидравлическим профилированием такой эффект достигается распределением расхода теплоносителя по радиусу активной зоны при помощи специальных органов регулирования расхода (шайбы или дроссельные заслонки), устанавливаемых на входе ТВС.

Рассчитаем гидравлические сопротивления, основываясь на характеристиках, полученных для ТВСМ, в которой расход теплоносителя максимален, а дроссельные заслонки открыты так, что их сопротивление минимально.

Рассчитаем сопротивление трения в пучке твэлов и СВП ТВСМ [1]:

$$\Delta p_{\text{тр}} = \xi \frac{L \rho w_{\text{ср}}^2}{2d_r} \quad (2.8.2)$$

где  $\xi$  – коэффициент сопротивления трения.

Результаты расчета представлены в таблице 2.12.

Таблица 2.12 - Сопротивление трения в пучке твэлов и СВП в ТВСМ

w, м/с	Re	$\xi_0$	$\xi$	$\Delta p_{\text{тр}}$ , кПа
4,544	$3,07 \cdot 10^5$	0,014	0,017	19,67

Рассчитаем местные сопротивления. При расчете необходимо учесть [1]:

$\zeta_{\text{вх}}$  – сопротивление входных участков сборки;

$\zeta_{\text{вых}}$  – сопротивление выходных участков сборки;

$\zeta_{\text{н.р.}}$  – сопротивление нижней опорной решетки стержней;

$\zeta_{\text{в.р.}}$  – сопротивление верхней опорной решетки стержней;

$\zeta_{\text{др}}$  – сопротивление дистанционирующих решеток;

$\zeta_{\text{д}}$  – сопротивление дроссельной заслонки;

Так как мы рассматриваем канал, в котором расход теплоносителя максимален, принимаем сопротивление дроссельной заслонки  $\zeta_d = 0$ . Количество дистанционирующих решеток примем равным пяти [1]. Результаты расчета представлены в таблице 2.13.

Таблица 2.13 - Местные сопротивления в ТВСМ

$\zeta_{вх}$	$\zeta_{вых}$	$\zeta_{н.р.}$	$\zeta_{в.р.}$	$\zeta_{др}$	$\zeta_d$	$\Sigma \zeta_m$	$\Sigma \Delta p_m$ , кПа
6	4	2	3	1,1	0	16,1	117,68

В итоге получаем, что потери давления в ТВС составляет 137,35 кПа. Примем КПД циркуляционного насоса равным 55% [1].

Затраты мощности на прокачку теплоносителя [1]:

$$N_{т.н.} = \frac{G_v \Delta p}{\eta_n} = 398,2 \text{ кВт} \quad (2.8.3)$$

где  $G_v$  – объемный расход теплоносителя,  $\eta_n$  – КПД циркуляционного насоса. Затраты мощности на прокачку теплоносителя малы и составляют приблизительно 1% от электрической мощности реактора ( $N_s = 35$  МВт).

## 2.9 Заключение теплогидравлического расчета

В данной главе был проведен теплогидравлический расчет проектируемой реакторной установки.

КПД проектируемой установки составил 26 %, а тепловая мощность одного реактора составила 132,8 МВт. Были определены геометрические характеристики ТВС и активной зоны РУ. Расчеты распределения температур по оси твэла, оболочки и теплоносителя в самой энергонапряженной ТВС показали, что максимальная температура наружной оболочки твэла составляет 332,5 °С, что ниже допустимого проектного предела (334 °С). Максимальная температура топливного сердечника в начале работы реактора составляет 414,5 °С, а, с учетом уменьшения коэффициента теплопроводности при высокой глубине выгорания топлива, составляет 493,3 °С. В обоих случаях температура топливного сердечника ниже проектного предела (600 °С). Коэффициент запаса до кризиса теплообмена, в результате расчета, оказался равным 2, а затраты мощности на прокачку теплоносителя составили 398,2 кВт, что мало по сравнению с электрической мощностью реактора.

## **Глава 3 Нейтронно-физический расчет**

### **3.1 Постановка задачи нейтронно-физического расчета**

Целью данной главы является проведение нейтронно-физического расчета проектируемой реакторной установки. В данной главе требуется:

- сформировать картограмму загрузки активной зоны реактора;
- подготовить макроскопические константы для проведения расчета;
- провести стационарный расчет реактора в начале кампании;
- на основе полученных данных провести уточнение теплогидравлического расчета;
- оценить кампанию и выгорание топлива в активной зоне реактора.

### **3.2 Формирование картограммы загрузки реактора**

Данные по конструкции ядерных реакторов и структуре активных зон судовых установок в доступной литературе предоставлены неполно, в связи с этим при проектировании морского транспортного реактора следует ориентироваться на теплофизические и нейтронно – физические параметры, а также конструктивные решения, принятые в уже существующих судовых ядерных установках и реакторах типа ВВЭР. Кроме того, в дальнейшем, выбранная компоновка активной зоны может быть скорректирована рядом взаимоуточняющих нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов [1].

Активная зона проектируемого реактора имеет кассетную структуру. Каждая кассета представляет собой сборку тепловыделяющих элементов, расположенных внутри шестигранного чехла ТВС. Совокупность кассет, размещенных с определенным шагом внутри выемного блока реактора, образует активную зону. Активная зона реактора состоит из 121 кассеты, ее описанный диаметр равен 1200 мм, высота – 1300 мм [1].

В данном проекте за основу принята схема загрузки реактора КЛТ-40С. Рассматривается упрощенная по сравнению с прототипом компоновка активной зоны, с меньшим разнообразием типов ТВС.

Активная зона проектируемого реактора содержит [1]:

- два типа ТВЭЛов разного обогащения: “легкие” ТВЭЛы (ТВЭЛы-Л) и “тяжелые” ТВЭЛы (ТВЭЛы-Т);
- два типа СВП: меньшего (СВП-1) и большего (СВП-2) диаметра;
- кластеры, содержащие компенсирующие стержни (ПЭЛы);
- стержни аварийной защиты (АЗ).

Основные типы и составы ТВС активной зоны представлены в таблице 3.1.

Таблица 3.1 – Типы и состав ТВС активной зоны реактора [1]

Тип ТВС	Число ТВС	Число ТВЭЛОВ- Л	Число ТВЭЛОВ-Т	Число СВП- 1	Число СВП- 2
ТВС центральной зоны	19	69	-	9	6
ТВС периферийной зоны	92	18	51	9	6
ТВС со стержнем АЗ	6	18	51	9	6
ТВС с пустым каналом	4	18	51	9	6

Конструкция всех типов ТВС практически одинакова и отличается лишь составом ТВЭЛОВ и формой центрального вытеснителя. На рисунках 3.1 – 3.4 представлены схемы всех ТВС активной зоны проектируемого реактора [1]. На рисунках приняты следующие обозначения: 1 – ТВЭЛЫ-Т; 2 – ТВЭЛЫ-Л; 3 – СВП-1; • - СВП-2; 5 – ПЭЛЫ; 6 – стержень АЗ; 8 – пустой канал. Схемы ТВС проектируемой установки, а так же основные параметры ТВС указаны в главе 1 (пункт 1.5).

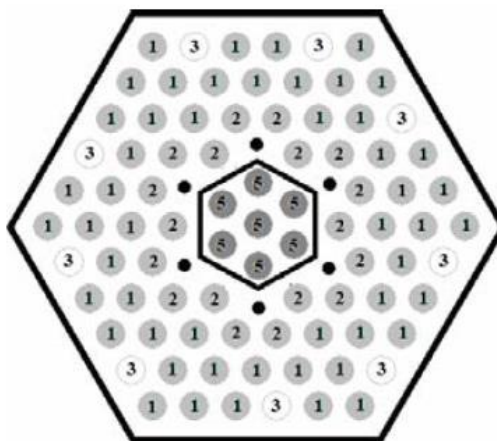


Рисунок 3.1 - Схема ТВС периферийной зоны [1]



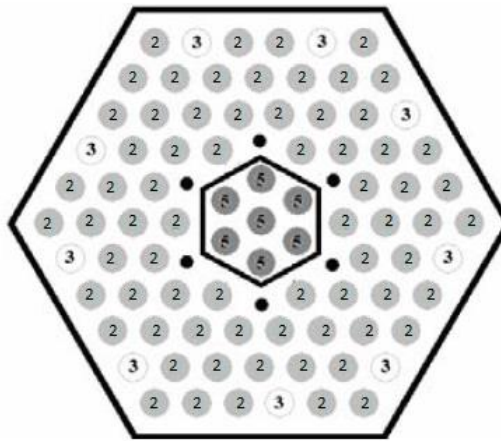


Рисунок 3.2 - Схема ТВС центральной зоны [1]

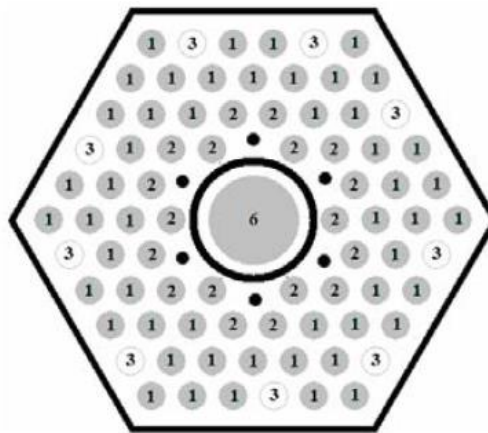


Рисунок 3.3 - Схема ТВС со стержнем АЗ [1]

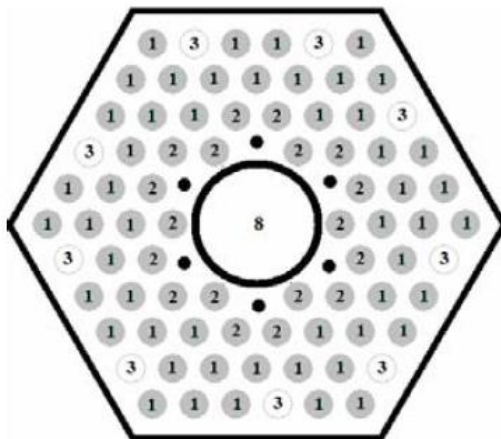


Рисунок 3.4 - Схема ТВС с пустым каналом [1]

Решетка твэлов и СВП заполнена теплоносителем. В центральной и периферийной ТВС пространство также заполнено теплоносителем и предназначено для размещения компенсирующих ПЭЛов. Вытеснитель в ТВС со стержнем АЗ и пустым каналом имеет

форму толстостенной гильзы и заполнен воздухом для предотвращения гидравлического сопротивления в аварийной ситуации [1].

ТВС периферийной зоны содержат твэлы всех типов обогащения и составляют основную массу ТВС активной зоны ЯЭУ. В случае отсутствия ПЭЛов, в вытеснители остается теплоноситель, хорошо замедляющий нейтроны, что способствует образованию всплеска энерговыделения в твэлах, окружающий вытеснитель. Для компенсации всплеска и выравнивания энерговыделения ТВС вокруг чехла размещаются стержни СВП меньшего диаметра, а также внешнее кольцо стержней СВП большего диаметра. ТВС центральной зоны содержат только “легкие” твэлы [1].

ТВС со стержнями АЗ расположены парами в разных частях активной зоны. В случае аварийной ситуации, все 6 стержней аварийной защиты сбрасываются, в результате чего цепная реакция деления должна быть прекращена. Для оперативности сброса стержней АЗ, вытеснитель ТВС со стержнем АЗ заполнен воздухом [1].

ТВС с пустым каналом располагаются вблизи отражателя активной зоны и предназначены для размещения пускового источника нейтронов, детекторов нейтронного поля и термопреобразователей [1].

Рассмотрим основные элементы ТВС и их составы. Данные, приведенные в таблице 3.2 в дальнейшем будут использованы для расчета и формирования библиотеки макроскопических констант, необходимых для дальнейшего нейтронно – физического расчета.

Таблица 3.2 – Элементы ТВС активной зоны проектируемого реактора [1]

Элемент ТВС	Материал, объемные доли (%) и плотность составляющих ( $\gamma$ , г/см <sup>3</sup> )	Основные изотопы
Сердечник твэла-т, обогащение изотопом $Pu^{239}$ - 15%	Кермет: MOX (U + Pu)O <sub>2</sub> - 75% $\gamma_{UO_2} = 10,97$ , $\gamma_{PuO_2} = 11,5$ силумин - 25%, $\gamma = 2,6$ ;	$^{239}Pu$ , $^{240}Pu$ , , $^{241}Pu$ , $^{235}U$ , $^{238}U$ , $^{16}O$ , Al
Сердечник твэла-л, обогащение изотопом $Pu^{239}$ - 13%		
Сердечник СВП - 1	Сплав Al и Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , $\gamma = 4$	$^{155}Gd$ , $^{157}Gd$ , $^{16}O$ , Al
Сердечник СВП - 2		
Сердечник ПЭЛа	B <sub>4</sub> C, $\gamma = 2,5$ , $^{10}B$ – 70%	$^{10}B$ , $^{12}C$
Сердечник стержня АЗ	B <sub>4</sub> C, $\gamma = 2,5$ , $^{10}B$ – 90%	

Элемент ТВС	Материал, объемные доли (%) и плотность составляющих ( $\gamma$ , г/см <sup>3</sup> )	Основные изотопы
Теплоноситель	H <sub>2</sub> O, $\gamma = 0,7$	<sup>1</sup> H, <sup>16</sup> O
Пустой канал	Воздух, 75% N <sub>2</sub> + 25% O <sub>2</sub> , $\gamma = 1,45$	<sup>17</sup> N, <sup>16</sup> O
Чехол ТВС	Сплав Э-110 (Zr + 1% Nb), $\gamma = 6,5$	Zr, Nb
Компенсатор распухания ТВЭЛа		
Чехол вытеснителя для ПЭЛов		
Оболочка СВП		
Оболочка ТВЭЛа		
Оболочка ПЭЛа	Сплав 42ХНМ (42%Cr + 56% Ni + 1,5% Mo + 0,5% Fe)	Cr, Ni
Оболочка стержня АЗ	Сплав ХН78Т	Cr, Ni
Стенка гильзы для стержня АЗ (стенка пустого канала)	Сплав Э-125 (Zr + 2.5 % Nb): $\gamma = 6.5$	Zr, Nb

На рисунке 3.5 приведена схема активной зоны проектируемого реактора.

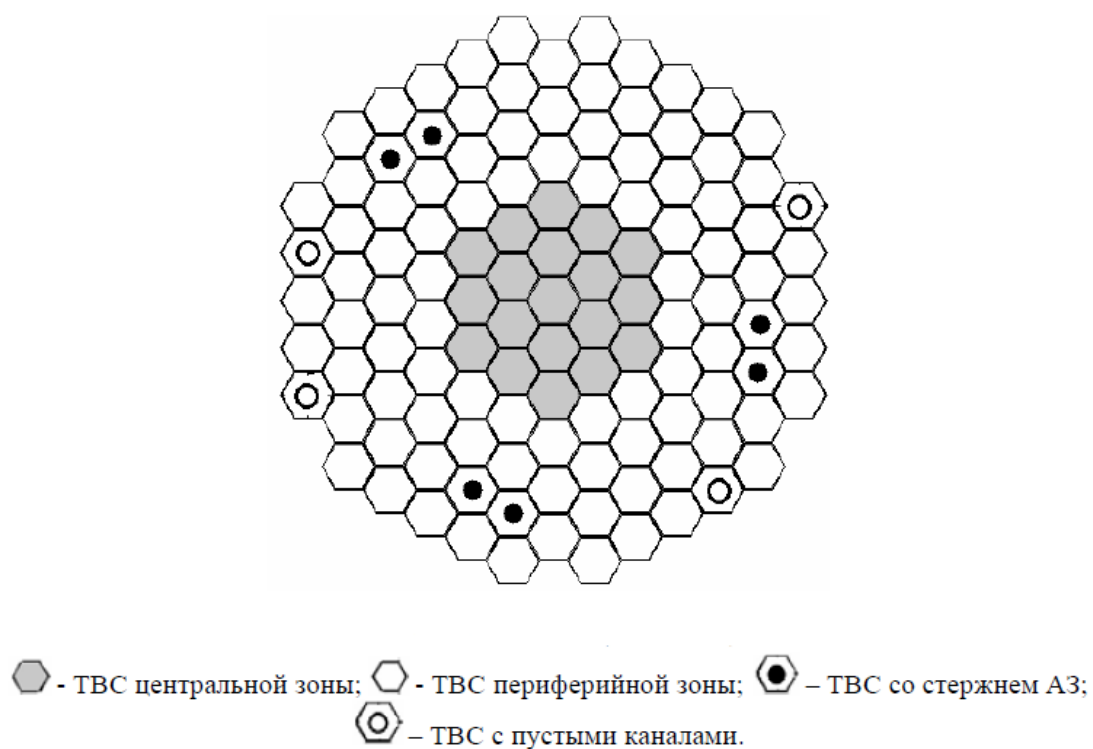


Рисунок 3.5 - Схема активной зоны реактора [1]

### 3.3 Подготовка макроскопических констант

Для дальнейшего нейтронно-физического расчета, необходимо найти двухгрупповые макроскопические параметры для каждого типа ТВС. Более того, для ТВС центральной и периферийной зон необходимо знать макроскопические параметры в двух случаях: в случае погруженных ПЭЛов и в случае выведенных ПЭЛов из активной зоны реактора, аналогично для ТВС со стержнем АЗ: в случае сброшенного стержня аварийной защиты и в случае, когда стержень аварийной защиты выведен из реактора.

Расчет всех необходимых макроконстант выполним при помощи программы GETERA. В программе задается модель поляячейки, параметрами которой являются:

- границы расчетных групп;
- концентрация нуклидов в каждой отдельной зоне;
- кратность ячеек;
- матрица перетечек нейтронов между ячейками;
- температуры зон ячеек.

В качестве границ расчетных групп зададим 2 диапазона энергий: от 0 до 0,2 эВ, что соответствует тепловой области энергий и от 0,2 эВ до 10,5 МэВ, что соответствует области энергий, включающей промежуточную и быструю область.

Концентрации нуклидов рассчитаем по следующей формуле [1]:

$$\rho_i = \varepsilon_i N_A \frac{\gamma_i}{M_r^i} \quad (3.3.1)$$

где  $\varepsilon_i$  – массовая доля;  $\gamma_i$  – массовая плотность вещества;  $M_r^i$  – молярная масса вещества,  $N_A$  – число Авогадро.

Для того чтобы упростить расчеты, примем следующие допущения:

1. Наличие в материалах элементов с малой концентрацией (1%Nb, 11%Si, 1.5%Mo, 0.5%Fe) или изотопов, имеющих незначительное сечение взаимодействия с нейтронами (изотопы  $Gd^{154}$ ,  $Gd^{156}$ ,  $Gd^{158}$ ,  $Gd^{160}$ ) не учитывается.
2. Наличие в ТВЭЛах компенсатора распухания, а в ТВС – стенок вытеснителей не влияет на результаты расчетов.
3. Распределение температур по зонам внутри ячейки – равномерно и одинаково для всех ячеек.

Основываясь на данных предположениях и учитывая свойства веществ, содержащихся в активной зоне, были рассчитаны ядерные концентрации данных веществ. В таблице 3.3 приведены концентрации основных веществ активной зоны, на основе которой можно рассчитать концентрации отдельных нуклидов.

Таблица 3.3 – Свойства веществ, содержащихся в активной зоне

Вещество	Молярная масса $M_r \left( \frac{\text{г}}{\text{моль}} \right)$ , плотность $\gamma \left( \frac{\text{г}}{\text{см}^3} \right)$ , объемная доля $\varepsilon(\%)$	$\rho_i \left( \frac{1}{\text{см}^3} \right) \cdot 10^{24}$
Диоксид урана $\text{UO}_2$ (топливо)	$M_r = 267, \gamma = 11,$ $\varepsilon = 55 / 58$	0,0135 / 0,0140
Диоксид плутония $\text{PuO}_2$ (топливо)	$M_r = 271, \gamma = 11,5,$ $\varepsilon = 18 / 20$	0,0041 / 0,0046
Алюминий Al (матрица сердечника твэла)	$M_r = 27, \gamma = 2,6,$ $\varepsilon = 25$	0,0145
Оксид гадолиния $\text{Gd}_2\text{O}_3$ (СВП)	$M_r = 362, \gamma = 4$	0,0067
Карбид бора $\text{B}_4\text{C}$ (сердечник стержня АЗ, пэла)	$M_r = 362, \gamma = 2.5$	0,0288
Вода $\text{H}_2\text{O}$ (теплоноситель)	$M_r = 18, \gamma = 0.7$	0,0233
Кислород $\text{O}_2$ (пустой канал)	$M_r = 16, \gamma = 1,2,$ $\varepsilon = 25$	0,0045
Азот $\text{N}_2$ (пустой канал)	$M_r = 14, \gamma = 1,25,$ $\varepsilon = 75$	0,0144
Цирконий Zr (оболочки твэлов, СВП и др.)	$M_r = 91, \gamma = 6,5$	0,0429
Никель Ni (оболочки пэлов)	$M_r = 58, \gamma = 8,9,$ $\varepsilon = 56$	0,0520
Хром Cr (оболочки пэлов)	$M_r = 52, \gamma = 7,19,$ $\varepsilon = 42$	0,0350

В таблице 3.4 приведен изотопный состав основных нуклидов, содержащихся в активной зоне.

Таблица 3.4 – Изотопный состав основных нуклидов, содержащихся в активной зоне [1][8]

Нуклид	Изотопы	Процентное содержание, %
Уран	$U^{235}$	0,7
	$U^{238}$	99,3
Плутоний	$Pu^{239}$	52
	$Pu^{240}$	24
	$Pu^{241}$	15
Гадолиний	$Gd^{55}$	14,8
	$Gd^{57}$	15,7
Бор	$B^{10}$	70 / 90
	$B^{11}$	30 / 10

В программе GETERA задается 6 типов ячеек:

- “тяжелый” ТВЭЛ;
- “легкий” ТВЭЛ;
- СВП - 1;
- СВП - 2;
- ПЭЛ;
- Конструкционный материал.

Каждая ячейка состоит из 3-х зон: сердечник, оболочка и теплоноситель. Размеры, необходимые для задания ячеек, были взяты из главы 1 (таблица 1.2) и из главы 2 (таблица 2.3, 2.4). Составы ячеек задаются на основе данных таблицы 3.3. Пример ячейки представлен на рисунке 3.6.

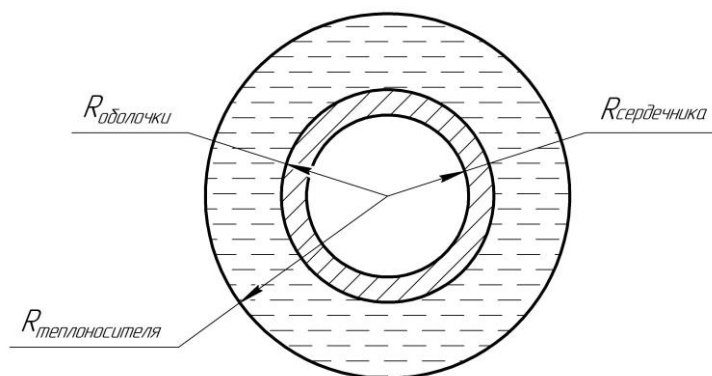


Рисунок 3.6 - Пример ячейки, задаваемой в программе GETERA

На основе ячеек в программе GETERA задаются полиячейки. Для того чтобы учесть расположение различных типов стержней в ТВС, необходимо задать матрицу перетечек. Матрица перетечек нейтронов между ячейками определяется следующим образом: рассчитывается вероятность перехода нейтрона из ячейки  $i$  в ячейку  $j$  как отношение площади, смежной между обоими типами ячеек поверхности  $S_{ij}$  к площади поверхности  $S_i$  ячейки типа  $i$  [1].

$$P_{ij} = \frac{S_{ij}}{S_i} \quad (3.3.2)$$

Результаты расчета матриц перетечек для различных ТВС приведены в таблицах 3.5 и 3.6.

Таблица 3.5 - Матрица перетечек для центральной и периферийной ТВС

Тип ячейки	$P_{ij}$					
	ТВЭЛ-т	ТВЭЛ-л	СВП-1	СВП-2	ПЭЛ	КМ
ТВЭЛ-т	0,5882	0,1372	0,1176	0,0000	0,0000	0,1586
ТВЭЛ-л	0,3888	0,3333	0,0000	0,2222	0,0555	0,0000
СВП-1	0,6666	0,0000	0,0000	0,0000	0,0000	0,3333
СВП-2	0,0000	0,6666	0,0000	0,0000	0,3333	0,0000
ПЭЛ	0,0000	0,1428	0,0000	0,2857	0,5714	0,0000
КМ	0,2222	0,0000	0,0833	0,0000	0,0000	0,6944

Таблица 3.6 - Матрица перетечек для ТВС со стержнем АЗ и ТВС с пустым каналом

Тип ячейки	$P_{ij}$					
	ТВЭЛ-т	ТВЭЛ-л	СВП-1	СВП-2	ПЭЛ	КМ
ТВЭЛ-т	0,5882	0,1372	0,1176	0,0000	0,0000	0,1586
ТВЭЛ-л	0,3888	0,3333	0,0000	0,2222	0,0555	0,0000
СВП-1	0,6666	0,0000	0,0000	0,0000	0,0000	0,3333
СВП-2	0,0000	0,6666	0,0000	0,0000	0,3333	0,0000
ПЭЛ	0,0000	0,5000	0,0000	0,5000	0,0000	0,0000
КМ	0,2222	0,0000	0,0833	0,0000	0,0000	0,6944

Температуры зон ячеек были взяты из теплогидравлического расчета (глава 2).

В итоге, на основе разработанной модели полиячейки, были рассчитаны макроскопические параметры для всех типов ТВС, включая варианты с введенными и выведенными поглощающими стержнями. Были получены:

- коэффициенты диффузии  $D$ ;
- сечения поглощения  $\Sigma_a$ ;
- сечения деления  $\Sigma_f$ ;
- матрицы межгруппового перевода  $\Sigma_{i \rightarrow j}$ ;
- сечения генерации нейтронов  $\nu_f \Sigma_f$ .

Результаты расчета представлены в таблицах 3.7 – 3.10.

Таблица 3.7 – Макроскопические параметры ТВС центральной зоны

		$D, 1/\text{см}$	$\Sigma_a, 1/\text{см}$	$\nu_f \Sigma_f, 1/\text{см}$	$\Sigma_f, 1/\text{см}$
1-ая группа		1,41290E+00	0,12159E-01	0,15111E-01	0,51768E-02
2-ая группа		0,40269E+00	0,23530E+00	0,24807E-00	0,86550E-01
		1	2	ПЭЛы выведены	
$\Sigma_{i \rightarrow j}$	1	0,44639E+00	0,11523E-01		
	2	0,166736E-03	0,83132E+00		
		$D, 1/\text{см}$	$\Sigma_a, 1/\text{см}$	$\nu_f \Sigma_f, 1/\text{см}$	$\Sigma_f, 1/\text{см}$
1-ая группа		1,41907E+00	0,15784E-01	0,13967E-01	0,47798E-02
2-ая группа		0,42635E+00	0,25396E+00	0,25123E+00	0,87674E-01
		1	2	ПЭЛы введены	
$\Sigma_{i \rightarrow j}$	1	0,43288E+00	0,86841E-02		
	2	0,17284E-03	0,73473E+00		

Таблица 3.8 – Макроскопические параметры ТВС периферийной зоны

		$D, 1/\text{см}$	$\Sigma_a, 1/\text{см}$	$\nu_f \Sigma_f, 1/\text{см}$	$\Sigma_f, 1/\text{см}$
1-ая группа		1,41484E+00	0,12474E-01	0,15903E-01	0,54434E-02
2-ая группа		0,40029E+00	0,23983E+00	0,25278E+00	0,88178E-01
		1	2	ПЭЛы выведены	
$\Sigma_{i \rightarrow j}$	1	0,44581E+00	0,11307E-01		
	2	0,16950E-03	0,83361E+00		
		$D, 1/\text{см}$	$\Sigma_a, 1/\text{см}$	$\nu_f \Sigma_f, 1/\text{см}$	$\Sigma_f, 1/\text{см}$
1-ая группа		1,4210E+00	0,16090E-01	0,14723E-01	0,50338E-02
2-ая группа		0,42428E+00	0,25965E+00	0,25680E+00	0,89598E-01
		1	2	ПЭЛы введены	
$\Sigma_{i \rightarrow j}$	1	0,43233E+00	0,84791E-02		
	2	0,17613E-03	0,73470E+00		



Таблица 3.9 – Макроскопические параметры ТВС со стержнем АЗ

		D, 1/см	$\Sigma_a$ , 1/см	$\nu_f \Sigma_f$ , 1/см	$\Sigma_f$ , 1/см
1-ая группа		1,42412E+00	0,12482E-01	0,15887E-01	0,54390E-02
2-ая группа		0,41990E+00	0,24028E+00	0,25279E+00	0,88192E-01
		1	2	АЗ поднята	
$\Sigma_{i \rightarrow j}$	1	0,43723E+00	0,10647E-01		
	2	0,16885E-03	0,76105E+00		
		D, 1/см	$\Sigma_a$ , 1/см	$\nu_f \Sigma_f$ , 1/см	$\Sigma_f$ , 1/см
1-ая группа		1,3966E+00	0,17124E-01	0,14360E-01	0,49075E-02
2-ая группа		0,42676E+00	0,25638E+00	0,25705E+00	0,89685E-01
		1	2	АЗ опущена	
$\Sigma_{i \rightarrow j}$	1	0,42805E+00	0,79072E-02		
	2	0,17382E-03	0,72694E+00		

Таблица 3.10 – Макроскопические параметры отражателя

		D, 1/см	$\Sigma_a$ , 1/см	$\nu_f \Sigma_f$ , 1/см	$\Sigma_f$ , 1/см
1-ая группа		1,56371E+00	0,33441E-03	0,00000E+00	0,00000E+00
2-ая группа		0,31988E+00	0,80993E-02	0,00000E+00	0,00000E+00
		1	2		
$\Sigma_{i \rightarrow j}$	1	0,50562E+00	0,28849E-01		
	2	0,61602E-05	1,45544E+00		

На основе полученных данных, проведем стационарный расчет реактора в начале кампании.

### 3.4 Стационарный расчет реактора в начале кампании

Стационарный расчет реактора в начале кампании проведем при помощи программы SKETCH [9]. Данная программа решает уравнение диффузии в 3-х мерной геометрии для каждой отдельной ТВС аналитическим нодальным методом, связывая каждое граничное условие через ток нейтронов [9].

На начальном этапе расчета необходимо задать входные данные, необходимые для расчета:

- картограмму загрузки реактора;
- тепловую мощность реактора;

- разбиение активной зоны по высоте на слои;
- макроскопические параметры всех типов ТВС.

Размерность расчетной сетки зададим исходя из предположения, что на одну кассету приходится одна расчетная точка в плане и десять точек по высоте. Картограмма загрузки активной зоны реактора, составленная для программы SKETCH, соответствует компоновке, представленной на рисунке 3.5.

Тепловую мощность реактора возьмем из теплогидравлического расчета и примем  $Q_p = 132,8$  МВт (глава 2, пункт 2.2). Высоту активной зоны разобьем на 10 слоёв по 0,13 м. Макроскопические параметры всех типов ТВС были получены в пункте 3.3 данной главы (таблицы 3.7 – 3.10).

Для начала необходимо провести расчет условно – критической задачи для определения критической загрузки. Для этого будем погружать поглощающие стержни на различную глубину и следить за изменением эффективного коэффициента размножения  $k_{эф}$ . Предполагаем вначале, что глубина погружения всех стержней одинакова. Результаты представлены на рисунке 3.7.

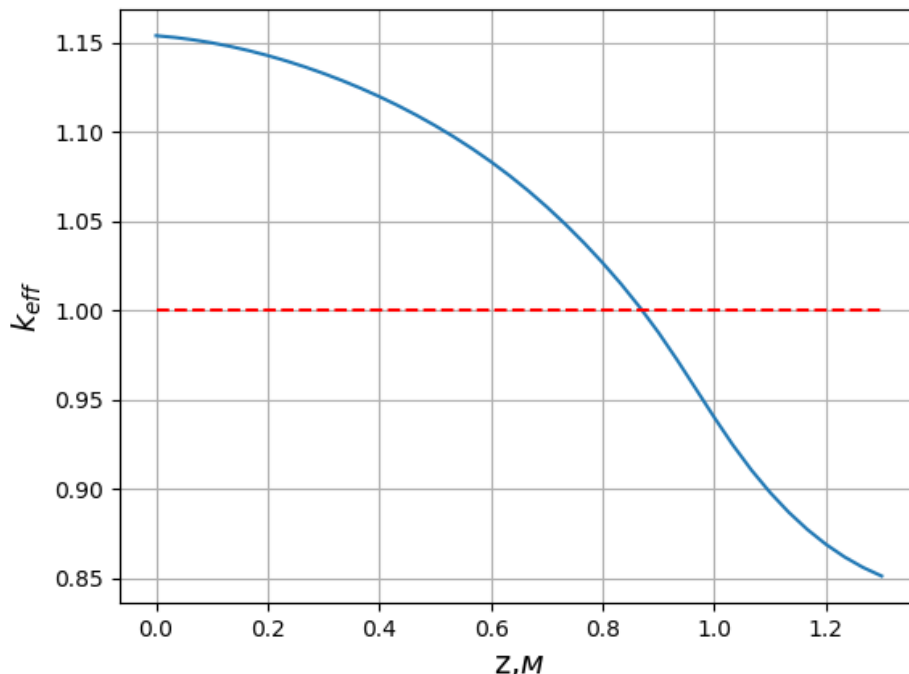


Рисунок 3.7 - График зависимости  $k_{эф}$  от глубины погружения поглощающих стержней

Из расчета следует, что глубина поглощающих стержней, при которой реактор становится критичным, равна 0,86 м.

Определим эффективность системы аварийной защиты. Для этого приведем реактор в критическое состояние и опустим стержни аварийной защиты. Результаты расчетов приведены в таблице 3.11.

Таблица 3.11 - Воздействие органов аварийной защиты на реактивность

Количество групп АЗ	$k_{эф}$	$\Delta\rho$	$\Delta\rho/\beta$
Одна группа стержней	0,995328	-0,004672	-2,22
Две группы стержней	0,989896	-0,010104	-4,81
Три группы стержней	0,984278	-0,015722	-7,49

Программа SKETCH позволяет получить данные о энерговыделении в активной зоне, коэффициенты  $k_r, k_z, k_v$ . На рисунке 3.8 представлено распределение энерговыделения по высоте максимально нагруженной ТВС.

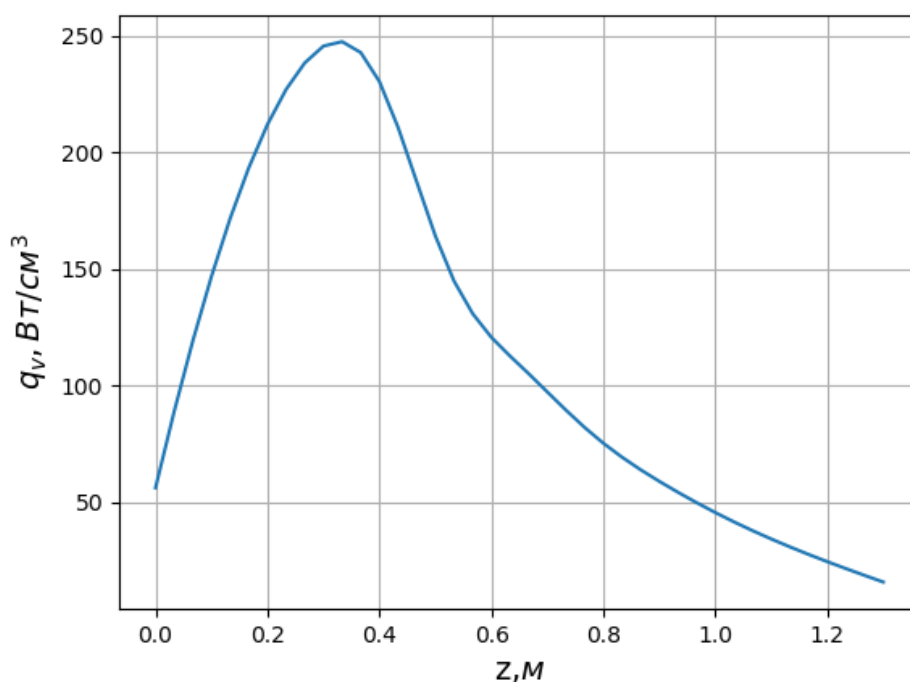


Рисунок 3.8 - Распределение энерговыделения по высоте максимально нагруженной ТВС при равномерном погружении компенсирующих стержней центральной и периферийной зоны

В таблице 3.12 приведены полученные значения коэффициентов неравномерности поля энерговыделения по высоте, по радиусу и по объему активной зоны, а так же значения, принятые в предварительном тепловом расчете (глава 2, пункт 2.6)

Таблица 3.12 – Коэффициенты неравномерности поля энерговыделения при равномерном погружении компенсирующих стержней центральной и периферийной зоны

Параметр	Полученное значение	Предварительное значение
$k_r$	1,10	1,42
$k_z$	2,11	1,36
$k_v$	2,31	1,93

Найденное поле энерговыделения имеет коэффициент неравномерности по объему  $k_v = 2,31$ , что превышает значение, полученное в теплогидравлическом расчете ( $k_v = 1,93$ ). Попробуем выровнять поле энерговыделения за счет поиска более оптимального размещения поглощающих стержней.

Схема активной зоны реактора состоит из двух основных групп: периферийной и центральной. Для выравнивания поля энерговыделения поднимем поглощающие стержни периферийной группы на 1 слой вверх (0.13 м) и будем погружать стержни центральной группы до момента, пока реактор снова не станет критичным. Решая условно – критическую задачу, получаем, что реактор достигает критического состояния при погружении центральных поглощающих стержней на величину 1,16 м (рисунок 3.9).

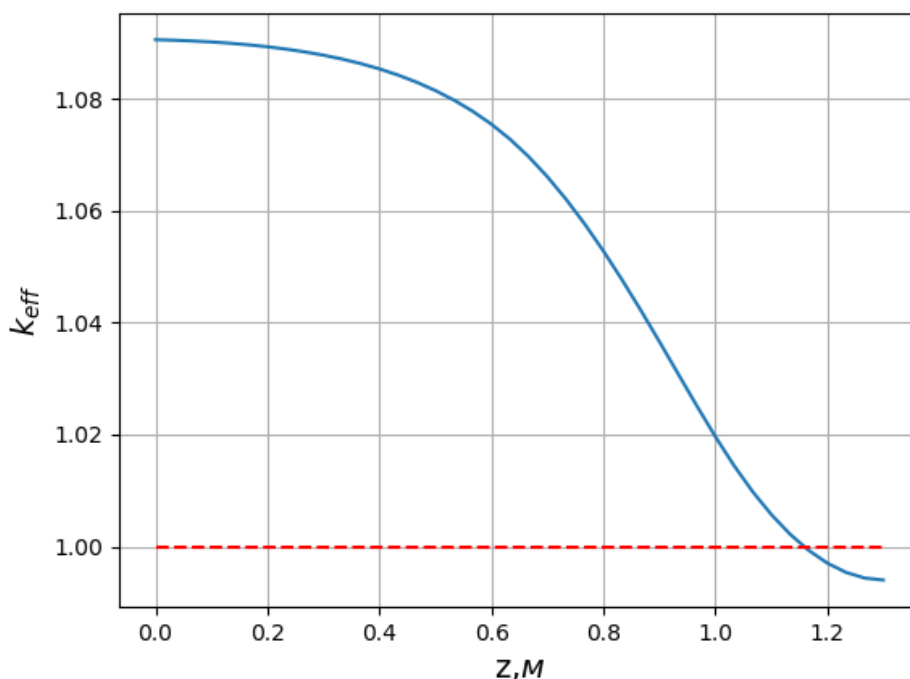


Рисунок 3.9 - График зависимости  $k_{эф}$  от глубины погружения поглощающих стержней центральной зоны

Аналогично, найдем распределение энерговыделения по высоте максимально нагруженной ТВС в случае, когда компенсирующие стержни разных групп находятся в разном положении и сравним с энерговыделением в случае с равномерно погруженными компенсирующими стержнями. Результаты расчета представлены на рисунке 3.10.

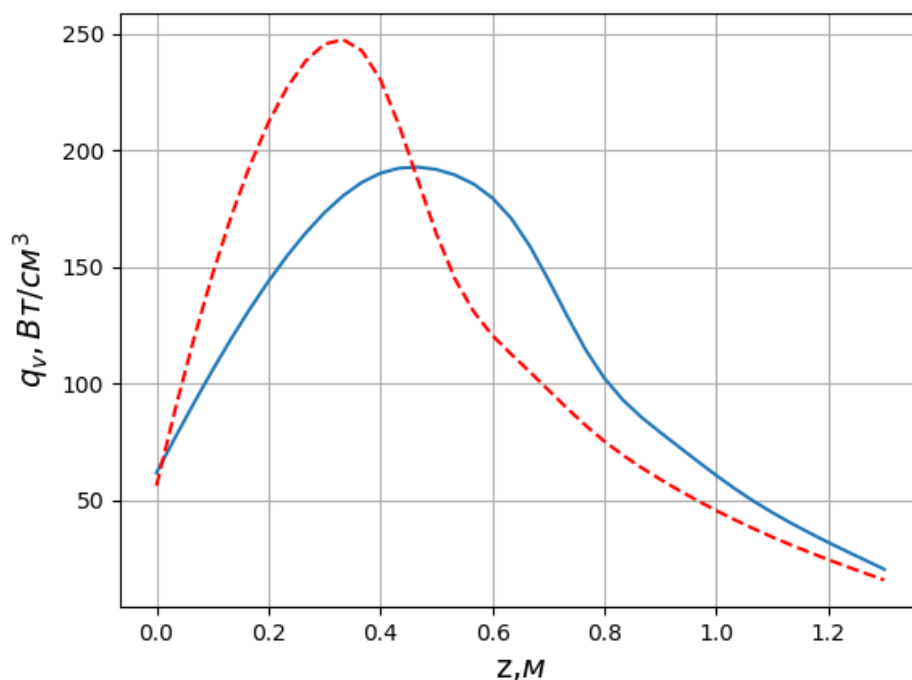


Рисунок 3.10 - Распределение энерговыделения по высоте ТВСМ при равномерном погружении компенсирующих стержней (пунктир) и в случае, когда стержни центральной и периферийной групп находятся в разном положении (сплошная линия).

В таблице 3.13 представлены полученные значения коэффициентов неравномерности поля энерговыделения по высоте, по радиусу и по объему активной зоны, а так же значения, полученные до выравнивания поля энерговыделения и значения принятые в предварительном тепловом расчете.

Таблица 3.13 – Коэффициенты неравномерности поля энерговыделения

Параметр	Полученное значение	Значение до выравнивания	Предварительное значение
$k_r$	1,60	1,10	1,42
$k_z$	1,20	2,11	1,36
$k_v$	1,92	2,31	1,93

В результате можно заметить, что поле энергоснабжения получило более выровненную форму, чем в первоначальном варианте, а коэффициент неравномерности по объему приблизился к значению, полученному из теплогидравлического расчета. Благодаря этому, была снижена нагрузка на ТВСМ.

### 3.5 Уточнение теплогидравлического расчета

На основе данных, полученных в пункте 3.4, проведем уточнение теплогидравлического расчета. Для этого, рассмотрим тепловыделяющую сборку с максимальным энергоснабжением (ТВСМ) и построим температурные зависимости по высоте ТВСМ.

Результаты уточняющего теплогидравлического расчета основных температурных зависимостей представлены на рисунке 3.11. На рисунке 3.12:  $t_g$  - температура теплоносителя;  $t_s$  - температура насыщения теплоносителя;  $t_{об.н}$  - температура наружной оболочки твэла;  $t_{об.вн}$  - температура внутренней оболочки твэла;  $t_{мон35}$  - температура топлива при коэффициенте теплопроводности, равном  $\lambda = 35 \frac{Вт}{м \cdot К}$ ,  $t_{мон14}$  - температура топлива при коэффициенте теплопроводности, равном  $\lambda = 14 \frac{Вт}{м \cdot К}$ .

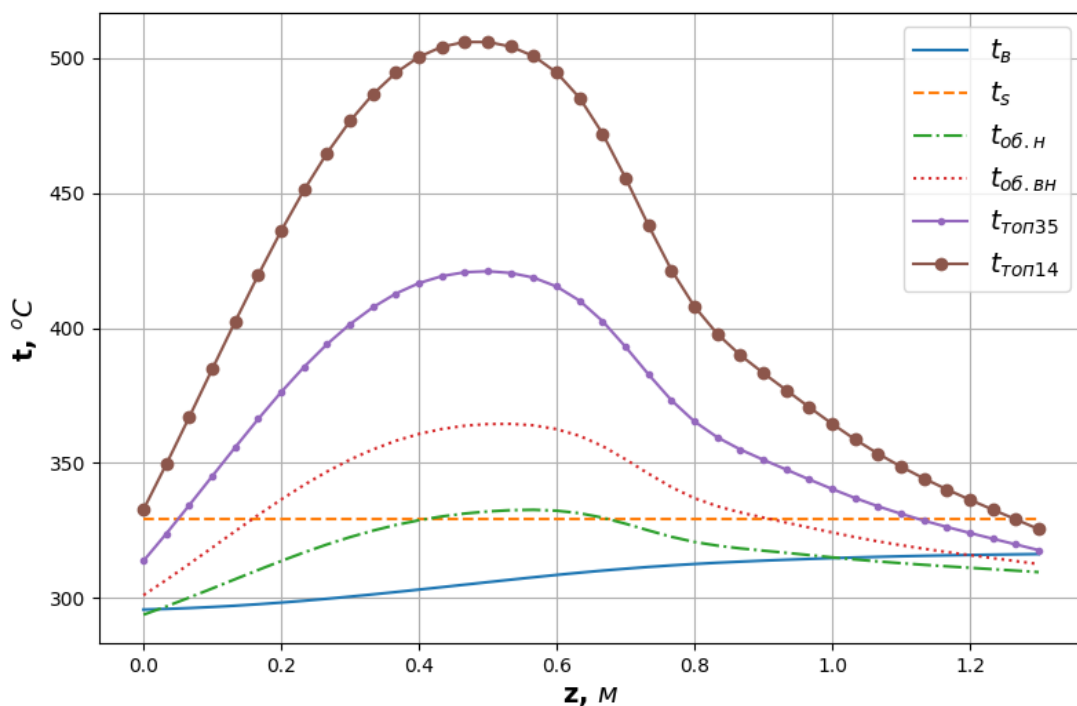


Рисунок 3.11 - Распределения температур ТВСМ в результате уточнения теплогидравлического расчета

Из рисунка 3.11 видно, что максимальная температура топлива при  $t_{\text{топ}35}^{\text{max}} = 431^\circ\text{C}$  значительно ниже проектного предела ( $600^\circ\text{C}$ ), более того, даже при уменьшении коэффициента теплопроводности топлива при высокой глубине выгорания максимальная температура составляет  $t_{\text{топ}14}^{\text{max}} = 515^\circ\text{C}$ , что удовлетворяет проектному пределу. Температура воды не превышает температуру насыщения при давлении  $p = 12,7$  МПа. Температура внешней оболочки твэла превышает температуру насыщения воды на значительном участке, однако, как показывает расчет, недогрев потока воды до температуры насыщения на данном участке достаточно велик, следовательно, поверхностное кипение здесь маловероятно. Кроме того, температура внешней оболочки твэла  $t_{\text{об.н}}^{\text{max}} = 332,6^\circ\text{C}$ , что меньше проектного предела  $334^\circ\text{C}$ .

Из вышесказанного можно сделать вывод о том, что полученная конфигурация активной зоны удовлетворяет теплогидравлическим требованиям.

### 3.6 Оценка длительности кампании и выгорания топлива

Проведем оценку длительности кампании топлива, а также выгорания топлива при однократной загрузке реактора. Основными критериям определения длительности кампании топлива является выход реактора в критическое состояние или достижение предельно допустимого выгорания (для керметного твэла составляет  $160 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут}}{\text{кг}}$ ) [1]. Следовательно, для оценки кампании топлива и потенциала топлива необходимо построить графики зависимости  $k_{\text{эф}}(t)$  и  $PT(t)$ .

Процесс выгорания топлива описывается уравнениями изотопной кинетики и определяется величиной плотности потока нейтронов в точке размещения топлива. Нейтронное поле, в свою очередь, описывается уравнением переноса и зависит от концентрации нуклидов в материалах активной зоны. Поэтому для правильного описания процесса выгорания необходимо решать совместную (нелинейную) систему, состоящую из уравнений изотопной кинетики и уравнения переноса нейтронов, которую можно назвать моделью изотопной динамики. К этой модели следует еще добавить уравнения теплогидравлики, описывающие процессы съема тепла с твэлов и течения теплоносителя через активную зону, которые также оказывают существенное влияние на форму нейтронного поля в реакторе. При решении задачи выгорания нужно также учитывать пространственное перераспределение формы нейтронного поля, происходящее в результате перемещения стержней компенсирующей группы. Результатом решения системы уравнений, описывающей все перечисленные выше процессы и эффекты, является пространственно-временное распределение выгорания топлива в активной зоне.

Разработка, настройка и расчет такой модели, а также анализ получаемых из нее данных, являются нетривиальными задачами, полноценное решение которых даже в самых простых приближениях невозможно в рамках времени, отведенного для выполнения курсового проекта. Поэтому для поверочного расчета используются более простые модели, приближения и методы, которые не претендуют на высокую точность и полноту получаемых с их помощью результатов, но дают хорошее качественное представление о физических процессах, происходящих внутри ядерного реактора [1].

Для оценки кампании топлива перейдем от рассмотрения пространственного распределения выгорания топлива в активной зоне к рассмотрению отдельной ТВС. В рассматриваемом проекте присутствуют 2 основных типа ТВС – центральные и периферийные, отличающиеся типами твэлов. Так как обогащение двух различных типов твэлов отличается на 2%, что не дает заметных отличий в выгорании, произведем расчет для одного типа ТВС (центрального).

Воспользуемся средствами программы GETERA. На каждом шаге выгорания (шаг примем равным 50 суток) будем вычислять значение  $k_{эф}$ . Примем среднее значение энерговыделения в кассете  $q_v = 101,5 \frac{\text{МВт}}{\text{м}^3}$ , полученное в теплогидравлическом расчете (глава 2, пункт 2.5). Так как программа GETERA позволяет получить только значение  $k_{\infty}$ , необходимо умножать его на вероятность утечки нейтронов из реактора. Величину вероятности утечки нейтронов из реактора можно оценить следующим образом [1]:

$$P = \frac{k_{эф}(0)}{k_{\infty}(0)} \quad (3.6.1)$$

где  $k_{эф}(0)$  - значение эффективного коэффициента размножения активной зоны в момент начальной загрузки реактора (при извлеченных стержнях компенсирующей группы);  $k_{\infty}(0)$  – значение коэффициента размножения центральной ТВС в момент начальной загрузки. Значение  $k_{эф}(0)$  было получено с помощью программы SKETCH, а значение  $k_{\infty}(0)$  - при помощи программы GETERA. Результаты расчета вероятности утечки нейтронов из реактора представлены в таблице 3.14.

Таблица 3.14 – Результаты расчета вероятности утечки нейтронов из реактора

Параметр	Значение
$k_{эф}(0)$	1,1518
$k_{\infty}(0)$	1,1637
P	0,98



Для упрощения расчетов считаем, что  $P$  не зависит от выгорания топлива. Полученные зависимости представлены на рисунках 3.12 и 3.13.

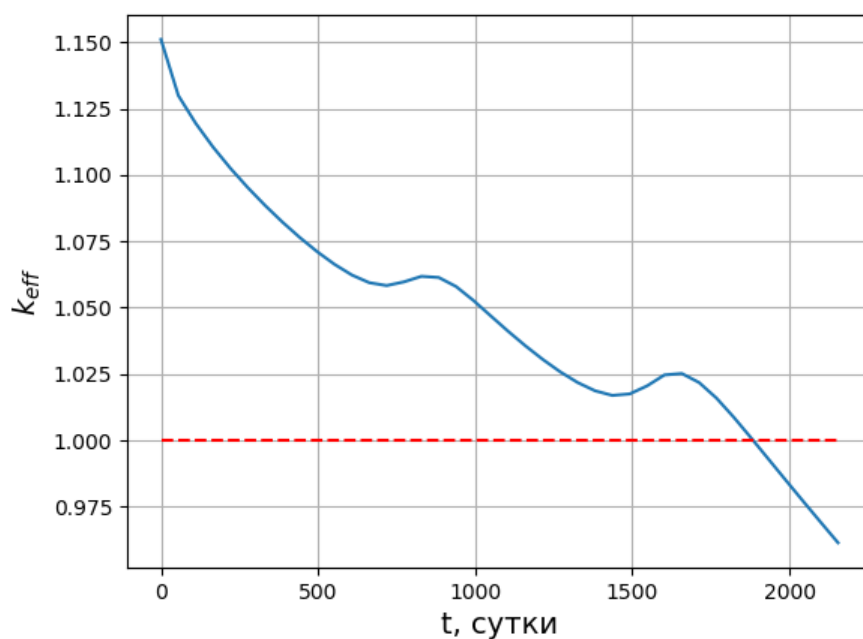


Рисунок 3.12 - График зависимости эффективного коэффициента размножения от времени работы реактора

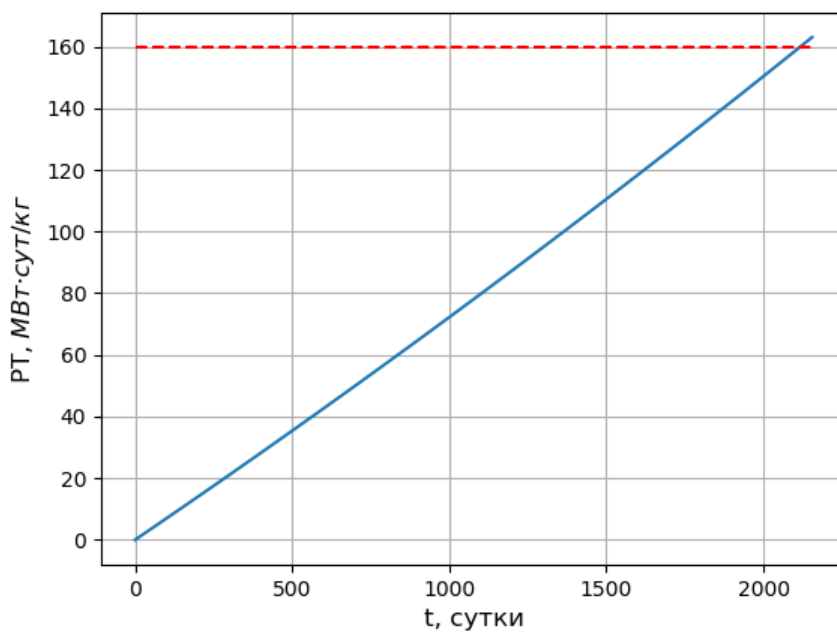


Рисунок 3.13 - График зависимости выгорания топлива от времени

Из графиков видно, что реактор станет критичным в момент  $t = 1880$  суток, что составляет приблизительно 5,15 лет, а среднее выгорание топлива в конце кампании топлива составляет  $134 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут}}{\text{кг}}$ , что меньше предельно допустимого выгорания для керметного ТВЭЛ.

Нелинейность графика зависимости эффективного коэффициента размножения от времени работы реактора обусловлена тем, что в момент времени  $t \approx 900$  суток происходит полное выгорание  $Gd^{157}$  в СВП-2, а в момент времени  $t \approx 1600$  суток – полное выгорание  $Gd^{157}$  в СВП-1, из-за чего происходит “всплеск” эффективного коэффициента размножения. Графики зависимости ядерной концентрации  $Gd^{157}$  в СВП-1 и СВП-2 от времени представлены на рисунках 3.14 и 3.15 соответственно.

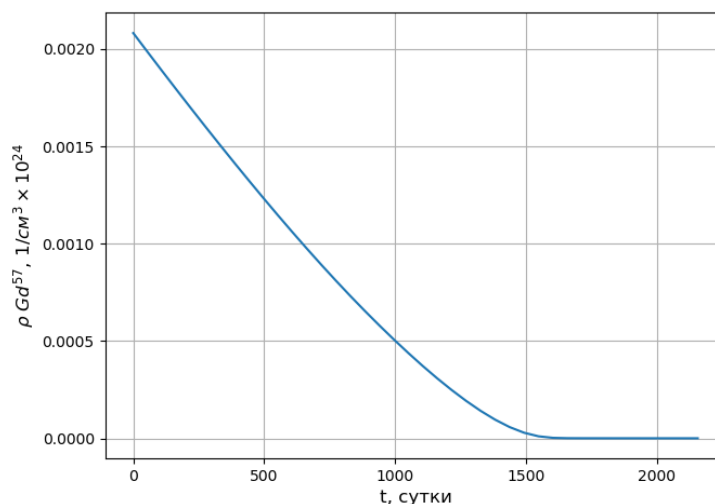


Рисунок 3.14 - График зависимости ядерной концентрации  $Gd^{157}$  в СВП-1 от времени

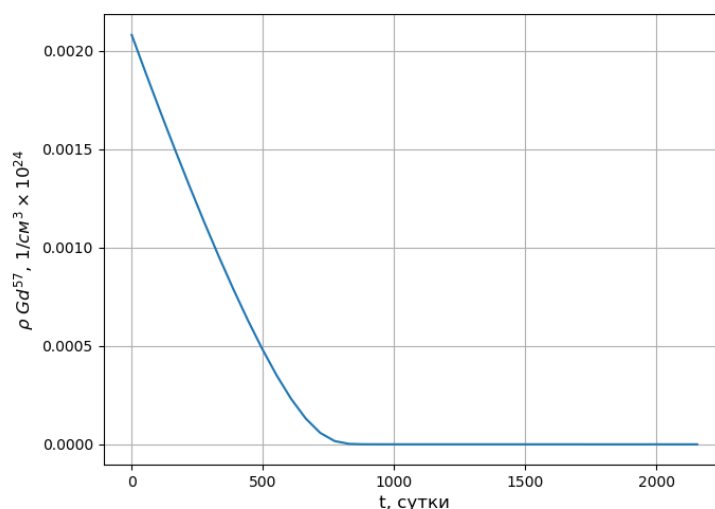


Рисунок 3.15 - График зависимости ядерной концентрации  $Gd^{157}$  в СВП-2 от времени

ПАТЭС оборудована устройством, позволяющим осуществлять перегрузки топлива [2]. С целью увеличения кампании топлива, проведем оценочный расчет кампании топлива и среднего выгорания топлива в случае трехкратных перегрузок (трехкратные перегрузки являются экономически наиболее выгодными) по формуле (3.6.2) [10].

$$PT_n = \frac{2n}{n+1} PT_1, \quad (3.6.2)$$

где  $PT_n$  – выгорание топлива в конце кампании в случае n-кратных перегрузок;  $PT_1$  – выгорание топлива в конце кампании в случае 1-кратных перегрузок.

В результате расчета получим, что кампания топлива при трёхкратных перегрузках составляет 2820 суток ( $\approx 7,7$  лет), а среднее выгорание топлива в конце кампании –  $201 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут}}{\text{кг}}$ . Среднее выгорание топлива превышает предельно допустимое для керметного твэла, следовательно, необходимо уменьшить кампанию топлива при однократной загрузке топлива.

Уменьшим кампанию топлива при однократной загрузке до 1440 суток. Из рисунка 3.13 получим, что в этом случае среднее выгорание топлива в конце кампании составит  $106 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут}}{\text{кг}}$ . Тогда, произведя расчет по формуле (3.6.2), получим, что выгорание топлива при трехкратных перегрузках в конце кампании топлива составит  $159 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут}}{\text{кг}}$ , что меньше предельно допустимого выгорания для керметного твэла, а кампания топлива при этом составляет 2160 суток (5,9 лет).

В итоге оценочного расчета длительности кампании и выгорания топлива можно сделать вывод, что при трёхкратных перегрузках топлива кампания топлива составляет 5,9 лет, среднее выгорание топлива в конце кампании составляет  $159 \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут}}{\text{кг}}$ , а кампания активной зоны (время работы реактора с одной и той же загрузкой ядерного топлива) составляет приблизительно 1,97 лет.

### **3.7 Заключение нейтронно–физического расчета**

В данной главе был проведен расчет основных нейтронно-физических параметров проектируемой ЯЭУ. В результате была смоделирована картограмма загрузки активной зоны реактора, подготовлены макроскопические константы для проведения расчета, был проведен стационарный расчет реактора в начале кампании, на основе которого был

проведен уточняющий теплогидравлический расчет, а так же оценочный расчет кампании и выгорания топлива в активной зоне реактора.

Параметры, определяемые в данной главе были рассчитаны для максимально нагруженной ТВС. При необходимости, можно провести более детальный анализ каждой ТВС, находящейся в активной зоне и с большой точностью определить процессы, происходящие в реакторе. Это возможно благодаря современным средствам нейтронно-физического расчета, таким как программный комплекс SKETCH.

Также в результате нейтронно-физического расчета был оправдан выбор предложенных в теплофизическом расчете конструкций, т.к. в реакторе было обеспечено допустимое значение коэффициента неравномерности поля энерговыделения по объему активной зоны.

## Глава 4 Анализ безопасности реакторной установки

### 4.1 Постановка задачи анализа безопасности РУ

Целью данной главы является анализ безопасности проектируемой реакторной установки. В данной главе требуется:

- рассчитать долю запаздывающих нейтронов для 1-ой и 6-ти групп эмиттеров запаздывающих нейтронов на начало и конец кампании топлива;
- рассчитать коэффициенты реактивности по температуре топлива, температуре теплоносителя и по плотности теплоносителя;
- рассмотреть основные системы безопасности проектируемой РУ;
- рассмотреть одну из возможных аварийных ситуаций и произвести её расчет.

### 4.2 Запаздывающие нейтроны

Ряд нуклидов, образующихся в результате деления тяжёлых ядер (изотопы брома, йода, ксенона, криптона, цезия и др.), оказываются пересыщенными нейтронами и испускают избыточные нейтроны в результате радиоактивного распада с периодами, существенно превышающими время жизни мгновенных нейтронов от долей секунды до десятков секунд. Относительная доля запаздывающих нейтронов невелика, существенно меньше 1%, и зависит от типа разделившегося ядра.

Произведем расчет доли запаздывающих нейтронов при помощи программы GETERA на начало и конец кампании топлива. В проектируемом реакторе используется дисперсное МОХ-топливо (глава 3, пункт 3.3, таблица 3.2). Для оценки доли запаздывающих нейтронов перейдем к рассмотрению отдельной ТВС. В рассматриваемом проекте присутствуют 2 основных типа ТВС – центральные и периферийные, отличающиеся типами твэлов. Так как обогащение двух различных типов твэлов по  $Pu^{239}$  отличается на 2%, что не дает заметных отличий в доле запаздывающих нейтронов, проведем расчет для одного типа ТВС (центрального с поднятыми ПЭЛами). Результаты расчета представлены в таблицах 4.1 и 4.2.

Главная особенность запаздывающих нейтронов состоит в том, что они рождаются в результате радиоактивного распада ядер эмиттеров, и их средняя энергия при рождении существенно ниже, чем у мгновенных нейтронов. Если у мгновенных нейтронов средняя энергия при рождении составляет около 2 МэВ, то у запаздывающих она порядка 0,5 МэВ. Это означает, что запаздывающие нейтроны не могут вызвать деление нуклидов с пороговым сечением (в данном проекте таким нуклидом является  $U^{238}$ ). С другой стороны, запаздывающие нейтроны, имея более низкую энергию, имеют несколько

большую вероятность избежать утечки при замедлении. Эти особенности должны учитываться при анализе процессов с участием запаздывающих нейтронов.

Таблица 4.1 - Групповые характеристики ядер - эмиттеров запаздывающих нейтронов в шестигрупповом и в одnogрупповом приближениях на начало кампании топлива

Номер группы	Выход, доля	Выход, % $\beta$	Постоянная распада $\lambda$ , $\text{с}^{-1}$
1	0,000071	2,21	0,0125
2	0,000823	25,44	0,0313
3	0,000582	17,98	0,1278
4	0,001163	35,93	0,3311
5	0,000374	11,54	1,0701
6	0,000223	6,90	2,5170
Одnogрупповое приближение			
1	0,003236	100	0,0799

Таблица 4.2 - Групповые характеристики ядер - эмиттеров запаздывающих нейтронов в шестигрупповом и в одnogрупповом приближениях на конец кампании топлива

Номер группы	Выход, доля	Выход, % $\beta$	Постоянная распада $\lambda$ , $\text{с}^{-1}$
1	0,000070	2,10	0,0125
2	0,000842	25,17	0,0313
3	0,000593	17,71	0,1276
4	0,001210	36,17	0,3313
5	0,000393	11,74	1,0712
6	0,000234	7,11	2,5293
Одnogрупповое приближение			
1	0,00335	100	0,0811

### 4.3 Расчет коэффициентов реактивности

Коэффициенты реактивности являются важными характеристиками реактора, определяющими его поведение при внесении каких-либо возмущений. По коэффициентам реактивности можно судить об устойчивости стационарного режима реактора, также они являются коэффициентами системы уравнений, количественно описывающей штатные и аварийные нестационарные процессы в реакторе. Для обеспечения управляемости реактора важны динамические температурные коэффициенты реактивности. Температурными обычно называют эффекты, связанные с равномерным нагревом всей активной зоны до определенной температуры. Важными коэффициентами

реактивности являются:

- коэффициент реактивности по температуре топлива  $\alpha_{Tf}$ ;
- коэффициент реактивности по плотности теплоносителя  $\alpha_\gamma$ ;
- коэффициент реактивности по температуре теплоносителя  $\alpha_{Tc}$ .

Расчет будем производить для критической загрузки активной зоны.

Для начала проведем расчет коэффициента реактивности по температуре топлива  $\alpha_{Tf}$ . Для расчета воспользуемся формулой (4.3.1) [11].:

$$\alpha_{Tf} = \frac{\partial \rho}{\partial T_f} \cong \frac{\rho_0 - \rho_1}{T_{f0} - T_{f1}} \quad (4.3.1)$$

где  $\rho_0$  – реактивность реактора при стационарном режиме работы;  $\rho_1$  – реактивность реактора при изменении температуры топлива на величину  $\Delta T = T_{f0} - T_{f1}$ .

Для нахождения реактивности  $\rho_1$  в программе GETERA происходило изменение температуры топлива во всех типах ТВС, в результате чего были получены необходимые макропараметры ТВС. Изменение температуры топлива выбиралось из физических соображений (50 °C). Далее, получив необходимые макропараметры для всех типов ТВС, был произведен расчет эффективного коэффициента размножения активной зоны  $k_{eff1}$  с помощью программы SKETCH. В таблице 4.3 представлена зависимость изменения эффективного коэффициента размножения от изменения температуры топлива в реакторе.

Таблица 4.3 – Изменение эффективного коэффициента размножения при изменении температуры топлива в реакторе относительно стационарного состояния

Изменение температуры топлива $\Delta T_f$ , К	Изменение эффективного коэффициента размножения $\Delta k_{eff}$
-50	0,00138
50	-0,00126

На основе полученных  $k_{eff1}$  были рассчитан реактивности  $\rho_1$  по формуле (4.3.2) [11]:

$$\rho_1 = \frac{k_{eff1} - 1}{k_{eff1}} \quad (4.3.2)$$

Используя формулу 4.3.1, были вычислены коэффициенты реактивности по температуре топлива при различных изменениях температуры топлива. Результаты расчета представлены в таблице 4.4.

Таблица 4.4 – Результаты расчета коэффициентов реактивности по температуре топлива

Изменение температуры топлива $\Delta T_f$ , °C	Коэффициент реактивности по температуре топлива $\alpha_{Tf}$ , 1/K
-50	$-2,66 \cdot 10^{-5}$
50	$-2,43 \cdot 10^{-5}$

Как видно из таблицы 4.4, при различном изменении температуры топлива коэффициент реактивности по температуре топлива имеет различное значение. Это свидетельствует о том, что существует зависимость между коэффициентом реактивности и температурой топлива. Полученные отрицательные значения коэффициентов реактивности по температуре топлива показывают, что при увеличении температуры топлива в реакторе его реактивность будет снижаться, что является благоприятным в случае аварий, связанных с ухудшением теплоотвода.

Для расчета коэффициента реактивности по плотности теплоносителя воспользуемся формулой 4.3.3 [11]:

$$\alpha_\gamma = \frac{\partial \rho}{\partial \gamma} \cong \frac{\rho_0 - \rho_1}{\gamma_0 - \gamma_1}, \quad (4.3.3)$$

где  $\rho_0$  – реактивность реактора при стационарном режиме работы;  $\rho_1$  – реактивность реактора при изменении плотности теплоносителя на величину  $\Delta \gamma = \gamma_0 - \gamma_1$ .

При расчете коэффициента реактивности по плотности теплоносителя  $\alpha_\gamma$  в программе GETERA происходило изменение плотности теплоносителя во всех типах ТВС, в результате чего были получены необходимые макропараметры ТВС. Изменение плотности теплоносителя выбиралось из физических соображений. Далее, получив необходимые макропараметры для всех типов ТВС, был произведен расчет эффективного коэффициента размножения активной зоны  $k_{eff1}$  с помощью программы SKETCH. В таблице 4.5 представлена зависимость изменения эффективного коэффициента размножения от изменения плотности теплоносителя в реакторе.

Таблица 4.5 – Изменение эффективного коэффициента размножения при изменении плотности теплоносителя в реакторе относительно стационарного состояния



Изменение плотности теплоносителя $\Delta\gamma$ , г/см <sup>3</sup>	Изменение эффективного коэффициента размножения $\Delta k_{eff}$
-0,0698	-0,00481
0,0698	0,00426

На основе полученных  $k_{eff1}$ , используя формулы (4.3.2) и (4.3.3) были рассчитаны коэффициенты реактивности по плотности теплоносителя. Результаты расчета представлены в таблице 4.6.

Таблица 4.6 – Результаты расчета коэффициентов реактивности по плотности теплоносителя

Изменение плотности теплоносителя $\Delta\gamma$ , г/см <sup>3</sup>	Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя $\alpha_\gamma$ , см <sup>3</sup> /г
-0,0698	$6,67 \cdot 10^{-2}$
0,0698	$5,84 \cdot 10^{-2}$

Как видно из таблицы 4.6, при различном изменении плотности теплоносителя коэффициент реактивности по плотности теплоносителя имеет различное значение. Это свидетельствует о том, что существует зависимость между коэффициентом реактивности и плотностью теплоносителя.

Для расчета коэффициента реактивности по температуре теплоносителя воспользуемся формулой 4.3.4 [11]:

$$\alpha_{Tc} = \frac{\partial \rho}{\partial T_c} = \frac{\partial \rho}{\partial T_c} \Big|_{\gamma=const} + \alpha_\gamma \frac{\partial \gamma}{\partial T_c} \cong \frac{\rho_0 - \rho_1}{T_{c0} - T_{c1}} + \alpha_\gamma \frac{\gamma_0 - \gamma_1}{T_{c0} - T_{c1}}, \quad (4.3.4)$$

где  $\rho_0$  – реактивность реактора при стационарном режиме работы;  $\rho_1$  – реактивность реактора при изменении температуры теплоносителя на величину  $\Delta T = T_{c0} - T_{c1}$ ;  $\alpha_\gamma$  – коэффициент реактивности по плотности теплоносителя;  $\gamma_0$  – плотность теплоносителя при стационарном режиме работы реактора;  $\gamma_1$  – плотность теплоносителя при изменении температуры теплоносителя на величину  $\Delta T = T_{c0} - T_{c1}$ .

При расчете коэффициента реактивности по температуре теплоносителя  $\alpha_{Tc}$  в программе GETERA происходило изменение температуры теплоносителя во всех типах ТВС. Более того, при расчете  $\alpha_{Tc}$  учитывалось изменение плотности теплоносителя при изменении его температуры. Плотности теплоносителя при изменении температуры теплоносителя были получены при помощи программы WaterSteamPro. Изменение температуры

теплоносителя выбиралось из физических соображений (10 °С). Далее, получив необходимые макропараметры для всех типов ТВС, был произведен расчет эффективного коэффициента размножения активной зоны  $k_{eff1}$  с помощью программы SKETCH. В таблице 4.7 представлена зависимость изменения эффективного коэффициента размножения от изменения температуры теплоносителя и плотности теплоносителя в реакторе.

Таблица 4.7 – Изменение эффективного коэффициента размножения при изменении температуры теплоносителя и плотности теплоносителя в реакторе относительно стационарного состояния

Изменение плотности теплоносителя $\Delta\rho$ , г/см <sup>3</sup>	Изменение температуры теплоносителя $\Delta T_c$ , К	Изменение эффективного коэффициента размножения $\Delta k_{eff}$
-0,0698	-10	0,00116
0,0698	10	-0,00128

На основе полученных  $k_{eff1}$ , используя формулы (4.3.4) и (4.3.2) были рассчитаны коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя. Результаты расчета представлены в таблице 4.8.

Таблица 4.8 – Результаты расчета коэффициента реактивности по температуре теплоносителя

Изменение плотности теплоносителя $\Delta\rho$ , г/см <sup>3</sup>	Изменение температуры теплоносителя $\Delta T_c$ , К	Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя $\alpha_{Tc}$ , 1/К
-0,0698	-10	$-1,11 \cdot 10^{-4}$
0,0698	10	$-1,23 \cdot 10^{-4}$

Как видно из таблицы 4.8, при различном изменении температуры теплоносителя коэффициент реактивности по температуре теплоносителя имеет различное значение. Это свидетельствует о том, что существует зависимость между коэффициентом реактивности и температурой топлива. Полученные отрицательные значения коэффициентов реактивности по температуре теплоносителя показывают, что при увеличении температуры теплоносителя в реакторе его реактивность будет снижаться, что является

благоприятным в случае аварий, связанных с увеличением температуры теплоносителя.

#### **4.4 Основные системы безопасности**

Основная цель мер по обеспечению безопасности при строительстве и функционировании объектов атомной энергетики - защита окружающей среды и здоровья населения в течение всего срока эксплуатации АС. При этом исключается допустимость такой меры, как эвакуация населения даже в гипотетически рассматриваемых авариях.

Универсальный рецепт безопасности для ядерных реакторов любого типа - заглушить реакцию деления и отвести тепло от активной зоны. Эти простые требования должны быть также просто и надежно выполнены, при этом в установках пассивной безопасности для этого не требуется участие персонала, работы систем энергоснабжения. Для них характерная способность длительного самоподдержания в безопасном состоянии даже вопреки ошибочным действиям персонала или в условиях его бездействия [2].

Системы безопасности судовых реакторов можно разделить на следующие группы [1]:

- защитные системы;
- локализирующие системы;
- управляющие системы;
- обеспечивающие системы.

На рисунке 4.1 представлены основные системы безопасности РУ КЛТ-40С.

К *управляющим системам* относится *система управления и защиты* (СУЗ). СУЗ является многофункциональной системой, которая совмещает выполнение функций управляющей системы безопасности (УСБ), инициирующей приведение в действие алгоритмов аварийной защиты РУ и их отработку рабочими органами СУЗ, с функциями управляющей системы по обеспечению управления реактором во всех режимах эксплуатации ЯЭУ, включая пуск, нормальные условия эксплуатации и проектные аварии [1].

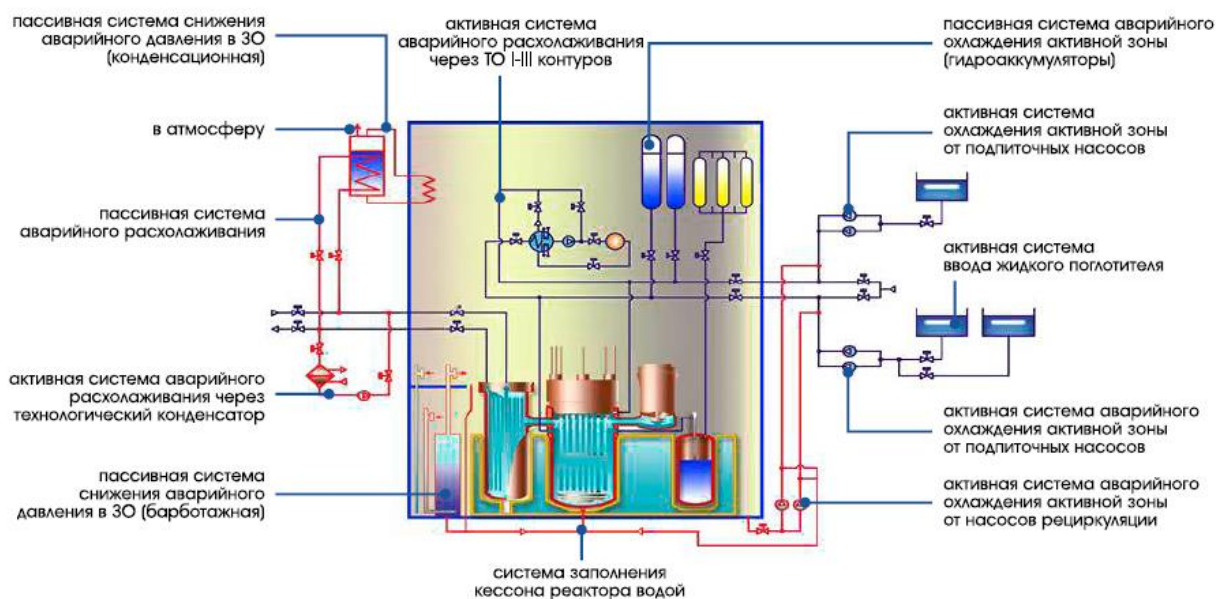


Рисунок 4.1 - Системы безопасности РУ КЛТ-40С [2]

СУЗ современных судовых реакторов можно условно разбить на три основные части [1]:

1. измерительную часть, которая обеспечивает сбор и первичную обработку сигналов, поступающих от средств измерения параметров реактора и реакторной установки в целом;
2. управляющую часть, которая формирует алгоритмы аварийной защиты и автоматического управления реактором;
3. исполнительную часть, которая передает команды дистанционного управления на исполнительные механизмы рабочих органов СУЗ.

*Защитные системы безопасности* предотвращают или ограничивают повреждение ядерного топлива, оболочек твэлов и первого контура. К защитным системам безопасности РУ КЛТ-40С относятся [1]:

- электромеханическая система аварийной остановки реактора;
- система аварийного охлаждения активной зоны;
- система аварийного расхолаживания реактора;
- система защиты первого контура от переопрессовки;
- система ввода жидкого поглотителя.

В состав *электромеханической системы аварийной остановки реактора* входит несколько приводов аварийной защиты с рабочими органами АЗ и несколько приводов

компенсирующих групп с рабочими органами КГ, объединенными по их функциональному назначению.

В проекте ПЭБ с реактором КЛТ-40С активная зона имеет кассетную структуру. Компенсация избыточной реактивности в таких активных зонах осуществляется кластерами, состоящими из семи поглощающих стержней (пэлов), которые перемещаются внутри тепловыделяющих сборок. Кластеры по несколько штук закрепляются на подвижных плитах РО КГ, связанных с приводами [1].

Предусматриваются 2 системы воздействия на реактивность, каждая из которых в случае аварии способна независимо от другой обеспечить перевод активной зоны в подкритическое состояние, а затем удерживать её в этом состоянии [1]:

- быстродействующая система аварийной защиты - по сигналам аварийной защиты все рабочие органы АЗ одновременно вводятся в активную зону до нижних концевых выключателей под действием разгоняющих пружин при обесточивании удерживающих электромагнитных приводов за время не более 0,8 сек от момента обесточивания;
- система компенсации реактивности – по сигналам АЗ все рабочие органы компенсирующих групп одновременно опускаются в активную зону приводами КГ со скоростью 2 мм/с (при исчезновении электропитания приводов происходит опускание РО КГ в активную зону до механических упоров под действием собственного веса).

*Система аварийного расхолаживания реактора* предназначена для отвода остаточного тепловыделения от активной зоны реактора после срабатывания аварийной защиты при всех видах предаварийных ситуаций и аварий, а также для отвода остаточных тепловыделений при нормальном выводе РУ из действия. На судовых реакторных установках предусматривается возможность расхолаживания реактора по нескольким независимым каналам, которые различаются как по составу используемого оборудования, так и по принципу работы (активные и пассивные каналы) [1].

Расхолаживание РУ с помощью активного канала САР через теплообменник 1-го – 3-го контуров осуществляется при отключенном фильтре очистки воды первого контура. Нагретая вода 1-го контура прокачивается через реактор и ТО 1-го – 3-го контуров циркуляционным насосом расхолаживания и отдает тепло воде 3-го контура, которая, в свою очередь, охлаждается в ТО 3-го – 4-го контуров заборной водой.

При работе пассивных каналов САР расхолаживание РУ происходит через парогенераторы теплоносителем второго контура. Пар из ПГ поступает в теплообменники САР, где он конденсируется и передает тепло воде, заполняющей цистерну аварийного расхолаживания. Образующийся конденсат после этого стекает обратно в ПГ, что обеспечивает сохранение запаса воды в парогенераторах. Тепло, отводимое теплообменниками, аккумулируется в объеме воды цистерны, а затем отводится в результате испарения воды из цистерны в атмосферу. Для заполнения пассивного канала расхолаживания водой и компенсации ее возможных утечек в схеме предусмотрена емкость запаса воды.

Основная функция *системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ)* - обеспечение подачи воды в реактор для предотвращения осушения активной зоны и не допущение разрушения оболочек ТВЭЛов в авариях, связанных с потерей теплоносителя. Аварийная подача воды в реактор осуществляется либо высоконапорными подпиточными насосами из специальных водяных емкостей значительного размера, либо из гидроаккумуляторов с последующим переходом на подачу воды насосами конденсатно-питательного тракта паротурбинной установки. В обоих вариантах заполнение реактора водой, как правило, обеспечивается по двум независимым каналам. Предусматривается также возможность возврата в реактор теплоносителя, истекающего в реакторное помещение из поврежденного трубопровода. В случае необходимости САОЗ должна обеспечивать ввод в теплоноситель первого контура жидкого поглотителя нейтронов [1].

Задачей *системы защиты первого контура от переопрессовки* является удержание в допустимых пределах давление в первом контуре в случае прекращения отвода тепла от активной зоны. Необходимость в такой защите может возникнуть, например, когда при выходе из строя основных источников электроэнергии по каким-либо причинам не запускается ни один из резервных и аварийных дизель-генераторов и система расхолаживания неработоспособна или недостаточно эффективна. В этой ситуации из-за разогрева теплоносителя от остаточных тепловыделений в реакторе начинает повышаться давление. Традиционный способ защиты от переопрессовки – снабжение систем и оборудования высокого давления предохранительными клапанами. Однако ввиду недостаточной надежности работы таких устройств в реакторных установках приходится принимать новые решения, чтобы не допустить больших потерь высоко-радиоактивного теплоносителя в случаях, когда предохранительный клапан после срабатывания из-за неисправности долго остается открытым [1].

Также, в состав защитных систем безопасности РУ КЛТ-40С может быть включена естественная циркуляция теплоносителя в реакторе и контурах охлаждения, что обеспечит постоянное охлаждение активной зоны даже в случае потери электроснабжения.

*Локализирующие системы безопасности* предназначены для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при авариях радиоактивных веществ внутри АС и выхода их в окружающую среду. Основа локализирующей системы безопасности – защитная оболочка и защитное ограждение [1].

Защитная оболочка РУ КЛТ-40С рассчитана на сохранение прочностных характеристик при повышении внутреннего давления до значения, соответствующего максимально возможной проектной аварии. Для уменьшения давления внутри защитной оболочки при максимальной проектной аварии на судне имеется система снижения аварийного давления в защитной оболочке [1].

Несмотря на малую величину неконтролируемой аварийной утечки продуктов деления из защитной оболочки, на пути их распространения по судну имеется еще один барьер – защитное ограждение. Оно предназначено для организации отвода случайных протечек летучих продуктов из защитной оболочки, а так же от оборудования и хранилищ, размещенных вне защитной оболочки, которые могут при определенных аварийных ситуациях явиться источником радиоактивных загрязнений [1].

Для уменьшения давления внутри защитной оболочки при максимальной проектной аварии (и соответственно сокращения утечки) на судне имеется система снижения аварийного давления, которая обеспечивает подключение к защитной оболочке дополнительного объема носового специального коффердама через систему барботажа.

При тяжелых запроектных авариях, когда все возможные средства охлаждения активной зоны исчерпаны и возникает опасность ее плавления, вступает в действие система заполнения кессона реактора водой, предназначенная для защиты корпуса реактора от проплавления. Вода и конденсат поступают в кессон самотеком с герметичного настила блоков биологической защиты и верхнего покрытия бака металловодной защиты. Предусмотрена также подача воды в кессон из системы приема и перекачки пресной воды.

*Обеспечивающие системы защиты* снабжают системы безопасности энергией, рабочей средой и создают условия для их функционирования. К обеспечивающим системам защиты РУ КЛТ-40С относятся [1]:

- аварийная электрическая система;
- система управления арматурой с пневмоприводами;
- система 3-го контура установки;
- система противопожарной защиты.

*Аварийная электрическая система* предназначена для питания электроэнергией потребителей систем безопасности во всех эксплуатационных режимах, в том числе при потере основных и резервных источников электроэнергии. В эту систему входят аварийные дизель-генераторы, специальные аварийные электрощиты, понижающие трансформаторы, агрегаты бесперебойного питания цепей контроля и управления и другое электрооборудование. Аварийная электрическая система состоит из трех взаимно независимых распределенных систем, имеющих в своем составе по одному аварийному дизель-генератору каждая. Питание потребителей систем безопасности осуществляется от двух распределительных сетей идентичных по составу [1].

*Система пневмоуправления* предназначена для обеспечения арматуры с пневмоприводами сжатым воздухом среднего давления и управления приводами с помощью распределительных клапанов [1].

*Система 3-го контура* выполняет важные функции, связанные с работой ряда элементов оборудования первого контура и бака металловодной защиты при нормальной эксплуатации, а также в аварийных условиях при расхолаживании реактора и при локализации межконтурной течи теплоносителя в пределах аварийных границ первого контура [1].

Для тушения пожаров в закрытых помещениях атомных судов обычно используется *система углекислого пожаротушения* [1].

Безопасность ПАТЭС при внешних воздействиях достигается следующими путями [2]:

- непотопляемость станции обеспечивается за счет разделения корпуса на водонепроницаемые отсеки и реализуется при затоплении любых двух смежных отсеков. При затоплении любых двух смежных отсеков любого борта максимальный статический крен составляет не более 3°;
- защита реакторной установки при столкновении ПЭБ с другим судном обеспечена за счет размещения реактора в средней части корпуса над двойным дном;



- верхнее перекрытие станции имеет многослойную конструкцию, позволяющую гасить кинетическую энергию падающего летательного аппарата за счет использования специальных конструктивных узлов, распределяющих силу удара на большую площадь;
- ПЭБ сохраняет нормальное состояние при ураганном ветре со скоростью до 80 м/с;
- сейсмоустойчивость, защита от штормовых волн и цунами могут быть обеспечены за счет использования естественных или искусственных барьеров (острова, мысы, волноломы) или путем установки ПЭБ на удалении от берега.

#### 4.5 Глубокоэшелонированная защита

Для компенсации потенциальных ошибок человека или механических отказов реализуется концепция глубокоэшелонированной защиты, опирающаяся на несколько уровней защиты и включающая последовательность барьеров на пути выхода радиоактивных материалов в окружающую среду (рисунок 4.2). Эта концепция включает защиту барьеров посредством предотвращения повреждения станции и повреждения самих барьеров. Она включает дальнейшие меры защиты населения и окружающей среды от ущерба, если барьеры окажутся не вполне эффективными [12].

Между топливной композицией активной зоны и окружающей средой на пути возможного распространения радиоактивных веществ предусмотрен последовательный ряд контролируемых независимых физических и локализирующих барьеров, к которым предъявляются жесткие требования по степени их герметичности [2].

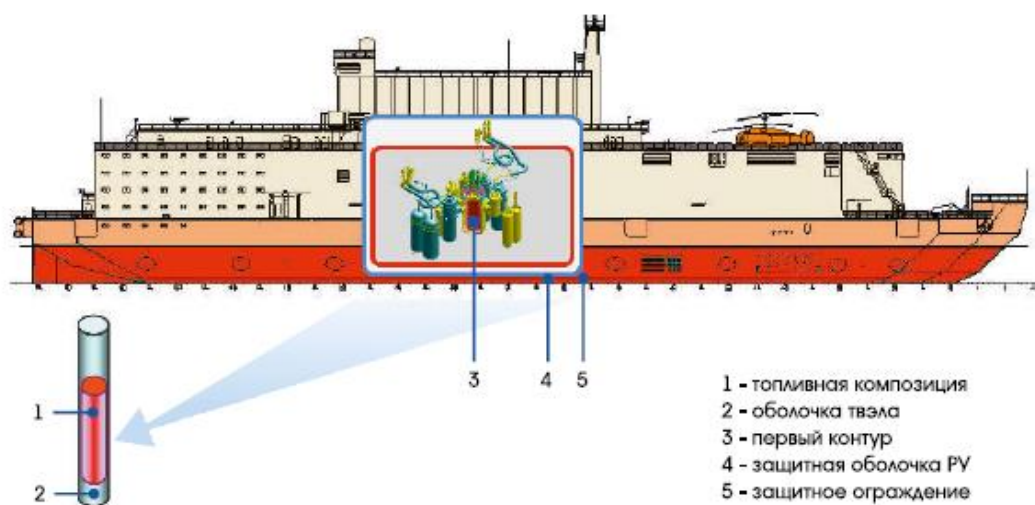


Рисунок 4.2 - Глубокоэшелонированная защита РУ КЛТ-40С [2]

Предел повреждений первого защитного барьера – оболочек твэлов – контролируется нормированием объемной активности теплоносителя первого контура, постоянно измеряемой средствами системы радиационного технологического контроля (РТК).

Второй защитный барьер – 1 контур – герметичен при эксплуатации и защищен от разрушения системами безопасности. Контроль за герметичностью всего тракта 1-ого контура постоянно осуществляется средствами системы РТК.

Степень негерметичности третьего защитного барьера – защитной оболочки – определяется скоростью утечки паровоздушной среды при максимальной проектной аварии и не превышает 1% объема в сутки.

Четвертый защитный барьер – защитное ограждение – окружает защитную оболочку и смежные с ней помещения и герметичен по отношению к помещениям станции и окружающей среде. Защитное ограждение служит для организации отвода возможных утечек летучих радиоактивных веществ из расположенных внутри него помещений и удаления их на фильтры по каналам вентиляции с обеспечением непрерывного контроля объемных и суммарных выбросов радиации.

#### **4.6 Описание аварийной ситуации**

Предполагается, что ПАТЭС будет использоваться преимущественно для надежного круглогодичного энергоснабжения труднодоступных районов Арктики и Дальнего Востока России. В рабочем состоянии ПАТЭС размещается на берегу обслуживаемого района вблизи морей и океанов, что не исключает возникновение таких стихийных катастроф, как цунами и землетрясения.

Рассмотрим ситуацию возникновения цунами и землетрясения на примере аварии на Фукусиме-1.

11 марта 2011 года у восточного побережья Японии произошло Великое восточно-японское землетрясение. В момент возникновения землетрясения три из шести кипящих реакторов на АЭС работали на полной мощности и три энергоблока были остановлены для перегрузки топлива и проведения работ по техническому обслуживанию. Работавшие реакторы блоков 1–3 были остановлены автоматически, когда датчики на станции зафиксировали колебание грунта и включили системы защиты реакторов, предусмотренные в их конструкции. Это автоматическое срабатывание позволило достичь контроля реактивности [13].

В состоянии останова активные зоны реакторов продолжали генерировать тепло (называемое остаточным тепловыделением). Для предотвращения перегрева ядерного топлива это остаточное тепло должно было удаляться системами охлаждения, которые в основном работали или управлялись посредством использования источников электроснабжения. Землетрясение повредило распределительное оборудование электроснабжения на площадке, подстанционное оборудование за пределами площадки и линии электропередачи, подающие электроэнергию на АЭС от внешнего источника переменного тока, что привело к потере всего внешнего электроснабжения [13].

В дополнение к мощному колебанию грунта землетрясение инициировало перемещение огромной массы воды и возникновение серии громадных волн цунами. Эти волны цунами, достигнув побережья, привели к разрушительным последствиям на большой площади. Волны цунами достигли АЭС приблизительно через 40 минут после землетрясения. Промплощадка была защищена от первой волны, имевшей высоту наката 4–5 м, противоцунамными волноломами, рассчитанными на обеспечение защиты от волн цунами с максимальной высотой 5,5 м. Однако примерно через 10 минут после первой волны на волноломы обрушилась вторая и самая большая волна с высотой наката 14–15 м, которая затопила площадку. Она накрыла все конструкции и оборудование, расположенные на побережье, а также основные сооружения (включая реакторные здания, турбинные залы и вспомогательные сооружения), расположенные на более высоких отметках, что привело к следующей последовательности событий:

- волна затопила и вывела из строя незакрытые насосы морской воды и электродвигатели в местах забора морской воды на береговой линии;
- волна затопила и повредила хранилище сухих контейнеров, расположенное на берегу между энергоблоками 1–4 и 5–6;
- вода проникла в здания, включая все здания реакторов и турбин, централизованное хранилище отработавшего топлива и здание дизель-генераторов, и затопила их. Она повредила здания и размещенное в них электрическое и механическое оборудование на уровне земли и нижних этажей.

В результате этих событий энергоблоки 1–5 были полностью лишены электропитания переменным током, и возникло состояние, которое называют обесточиванием станции [13].

В результате обесточивания станции пропала возможность снятия остаточного энергоснабжения с активной зоны реактора, что привело к расплавлению активной зоны

реактора и возникновению парциркуляционной реакции, образованию водорода и последующим взрывам.

В данной главе произведем оценочный расчет времени, имеющегося у персонала ПАТЭС для восстановления энергообеспечения в случае обесточивания станции.

#### 4.7 Расчет аварийной ситуации

Рассмотрим аварийную ситуацию обесточивания станции в случае возникновения стихийной катастрофы и оценим время, имеющееся у персонала ПАТЭС для восстановления энергообеспечения. Предположим, что в момент возникновения катастрофы сработала система аварийной защиты, и мощность реактора была уменьшена до мощности остаточного энерговыделения.

Для расчета времени, имеющегося у персонала ПАТЭС для восстановления энергообеспечения, необходимо рассчитать время, за которое температура твэла достигнет критической температуры (температуры плавления).

При анализе и расчете остаточного энерговыделения используются различные подходы. Наибольшее распространение получила формула Вэя-Вигнера [14]. Исходя из нее, мощность остаточного тепловыделения уменьшается по закону:

$$\frac{W_{\beta,\gamma}}{W_0} = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot [\tau_c^{-0,2} - (\tau_c + T)^{-0,2}], \quad (4.7.1)$$

где  $W_{\beta,\gamma}$  – мощность остаточного тепловыделения реактора через время  $\tau_c$  после его останова;  $W_0$  – мощность реактора до останова, на которой он работал в течение времени  $T$ .

На начальном этапе после останова, когда  $\tau_c \leq T$ , можно использовать упрощенную зависимость:

$$W_{\beta,\gamma} = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot W_0 \cdot \tau_c^{-0,2} \quad (4.7.2)$$

Тогда среднее объемное остаточное энерговыделение в активной зоне РУ:

$$q_v(\tau) = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot q_{v0} \cdot \tau_c^{-0,2} \quad (4.7.3)$$

Расчет нестационарных температурных полей в твэлах при переходных режимах работы ЯЭУ значительно упрощается, если пренебречь теплоемкостью оболочки твэла по сравнению с теплоемкостью топливного сердечника. То же самое относится и к газовым зазорам, которые имеются в твэлах контейнерного типа. Такое предположение обычно

оказывается справедливым, так как в ТВЭлах применяются сравнительно тонкие оболочки, толщина которых  $\delta$ , как правило, значительно меньше характерного размера сердечника [15].

Если полость в центре сердечника отсутствует, теплофизические свойства топлива постоянны, а мощность внутренних источников тепловыделения  $q_v(\tau)$  – произвольная функция времени  $\tau$ , то уравнение теплопроводности для топливного сердечника будет иметь вид [15]:

$$(c_p \rho)_T \frac{\partial t(r, \tau)_T}{\partial \tau} = \lambda_T \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \frac{\partial t(r, \tau)_T}{\partial r} \right) + q_v(\tau), 0 < r < r_1, \tau > 0 \quad (4.7.4)$$

Начальное условие по температуре сердечника топлива:

$$t(r, 0) = t_{ж} + \frac{q_{v0} r_1}{2k_0} + \frac{q_{v0} r_1^2}{4\lambda_T} \left( 1 - \frac{r^2}{r_1^2} \right), 0 \leq r \leq r_1 \quad (4.7.5)$$

В уравнениях (4.7.4) и (4.7.5):  $c_p$  – удельная теплоемкость топлива при постоянном давлении;  $\rho$  – плотность топлива;  $\lambda_T$  – коэффициент теплопроводности топлива;  $r_1$  – радиус топливного сердечника;  $t_{ж}$  – температура теплоносителя в определенном сечении канала охлаждения;  $q_{v0}$  – среднее объемное энерговыделение в активной зоне реактора в начальный момент времени;  $k_0$  – коэффициент теплоотдачи от сердечника ТВЭла к теплоносителю. Значение  $k_0$  вычисляется как величина, обратная суммарному термическому сопротивлению [15]:

$$k_0 = \frac{1}{R_k + \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}} + \frac{1}{\alpha_0}}, \quad (4.7.6)$$

где  $R_k$  – контактное сопротивление на границе топлива с оболочкой;  $\delta_{об}$  – толщина оболочки ТВЭла;  $\lambda_{об}$  – коэффициент теплопроводности оболочки ТВЭла;  $\alpha_0$  – коэффициент теплоотдачи при стационарном режиме работы реактора.

Удельная теплоемкость топлива зависит от температуры топлива. График зависимости удельной теплоемкости топлива (в данном проекте используется дисперсное МОХ – топливо) в диапазоне температур 300-1000 °С представлен на рисунке 4.3 [16].

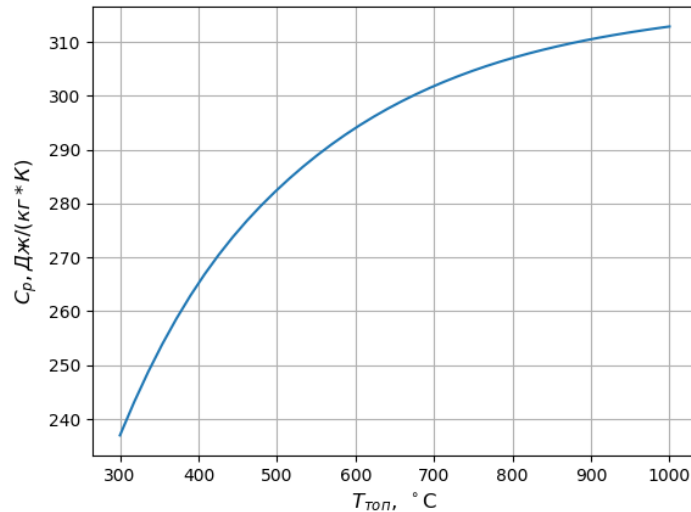


Рисунок 4.3 - График зависимости удельной теплоемкости топлива при постоянном давлении от температуры топлива в диапазоне температур 300-1000 °C

Для того чтобы учесть этот факт, в данном расчете в качестве удельной теплоемкости топлива примем среднее значение удельной теплоемкости топлива по температуре, рассчитанное по формуле (4.7.7):

$$c_p = \frac{\sum_i c_p^i \Delta t_i}{(t_{\text{кон}} - t_{\text{нач}})}, \quad (4.7.7)$$

где  $c_p^i$  – значение удельной теплоемкости топлива при постоянном давлении в середине интервала температур  $\Delta t_i$ ;  $t_{\text{кон}}$  – конечная температура топлива в рассматриваемом процессе;  $t_{\text{нач}}$  – начальная температура топлива в рассматриваемом процессе.

Граничное условие на границе топливного сердечника, определяющее теплообмен между топливным сердечником и теплоносителем, охлаждающим ТВЭЛ:

$$-\lambda_T \frac{\partial t(r_1, \tau)}{\partial r} = k[t(r_1, \tau) - t_{\text{ж}}], \tau > 0, \quad (4.7.8)$$

где коэффициент теплопередачи  $k$  выражается формулой (4.7.6) с заменой  $\alpha_0$  на  $\alpha$ ,  $\alpha$  – коэффициент теплоотдачи при ухудшении теплоотвода от поверхности ТВЭЛ.

Для аналитического решения задач, включающих дифференциальное уравнение (4.7.4) с начальным распределением температуры (4.7.5) и граничным условием (4.7.8) можно использовать метод интегральных преобразований (метод Лапласа), что в результате дает [15]:

$$\Theta(R, F_0) = \sum_{n=1}^{\infty} \left[ \frac{1}{2} \left( \frac{1}{Bi_0} - \frac{1}{Bi} \right) + \frac{1}{\mu_n^2} + \int_0^{F_0} \frac{q_v(F_0)}{q_{v0}} \exp(\mu_n^2 F_0) dF_0 \right] A_n J_0(\mu_n R) \exp(-\mu_n^2 F_0) \quad (4.7.9)$$

Решение (4.7.9) записано в безразмерной форме. Здесь:  $\Theta = \frac{t(r, \tau) - t_{ж}}{q_{v0} r_1^2 / \lambda_T}$ ;  $R = \frac{r}{r_1}$ ;  $Bi_0 = \frac{k_0 r_1}{\lambda_T}$ ;  $Bi = \frac{k_0 r_1}{\lambda_T}$ ;  $F_0 = \frac{a_T \tau}{r_1^2}$ ;  $A_n = \frac{2 J_1(\mu_n)}{\mu_n [J_0^2(\mu_n) + J_1^2(\mu_n)]}$ ;  $\mu_n$  – корни уравнения  $\frac{J_0(\mu)}{J_1(\mu)} = \frac{\mu}{Bi}$ ,  $a_T$  – коэффициент температуропроводности топлива.

Так как в данной задаче рассматривается обесточивание ПАТЭС, считаем, что система циркуляции теплоносителя в первом контуре РУ была остановлена, вследствие чего происходит испарение теплоносителя из-за остаточного энергоснабжения в активной зоне. Будем считать, что теплоноситель в активной зоне испаряется по экспоненциальному закону, а значит, зависимость коэффициента теплоотдачи на поверхности ТВЭЛов будет иметь вид:

$$\alpha(\tau) = \alpha_0 \exp\left(-\frac{\tau}{T}\right), \quad (4.7.10)$$

где  $T$  – характерное время изменения коэффициента теплоотдачи с поверхности ТВЭЛов.

Оценим величину  $T$  как время, за которое происходит уменьшение теплоносителя за счет его испарения в активной зоне РУ в  $e$  раз. Для этого, воспользуемся следующим уравнением:

$$c_p^{T/H} m_{T/H} (t_{кип}^{T/H} - t^{T/H}) + r m_{T/H} \left(1 - \frac{1}{e}\right) = V_{a.з.} \int_0^T q_v d\tau, \quad (4.7.11)$$

где  $r$  – удельная теплота парообразования теплоносителя;  $t^{T/H}$  – средняя температура теплоносителя по высоте активной зоны;  $c_p^{T/H}$  – удельная теплоемкость теплоносителя при постоянном давлении;  $m_{T/H}$  – масса теплоносителя в активной зоне РУ;  $t_{кип}^{T/H}$  – температура кипения теплоносителя;  $V_{a.з.}$  – объем активной зоны;  $q_v$  – среднее объемное остаточное энергоснабжение в активной зоне.

Удельная теплоемкость теплоносителя при постоянном давлении  $c_p^{T/H}$  зависит от температуры теплоносителя. Аналогично удельной теплоемкости топлива при постоянном давлении, усредним удельную теплоемкость теплоносителя при постоянном давлении по температуре теплоносителя по формуле (4.7.7) с заменой  $t_{кон}$  на конечную температуру теплоносителя в рассматриваемом процессе (температура насыщения теплоносителя) и  $t_{нач}$  на среднюю температуру теплоносителя по высоте активной зоны.

В результате расчета было найдено значение характерного времени изменения коэффициента теплоотдачи с поверхности ТВЭЛОВ  $T$ , равное 180 сек.

Используя формулу (4.7.9), был проведен расчет зависимости температуры в центре сердечника ТВЭЛА от времени. Все необходимые для расчета данные были взяты из теплогидравлическом расчете данного проекта (глава 2). В качестве зависимости удельного тепловыделения от времени примем зависимость (4.7.3), а в качестве зависимости коэффициента теплоотдачи от времени – зависимость (4.7.10). Графики зависимости относительного среднего объемного энерговыделения в активной зоне РУ ( $q_v/q_{v0}$ ) от времени и зависимости температуры в центре топливного сердечника от времени представлены на рисунках 4.4 и 4.5 соответственно

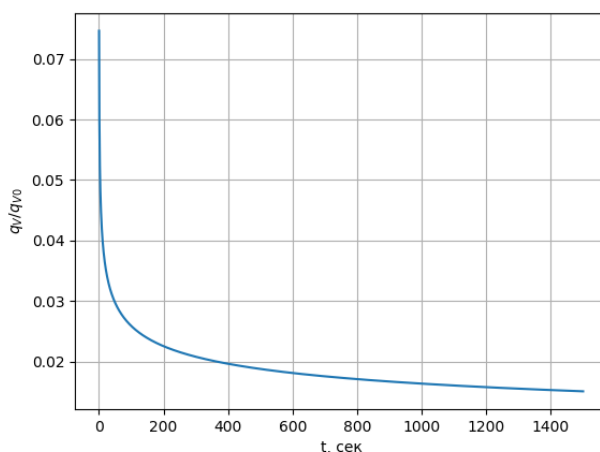


Рисунок 4.4 - График зависимости относительного среднего объемного энерговыделения в активной зоне РУ от времени

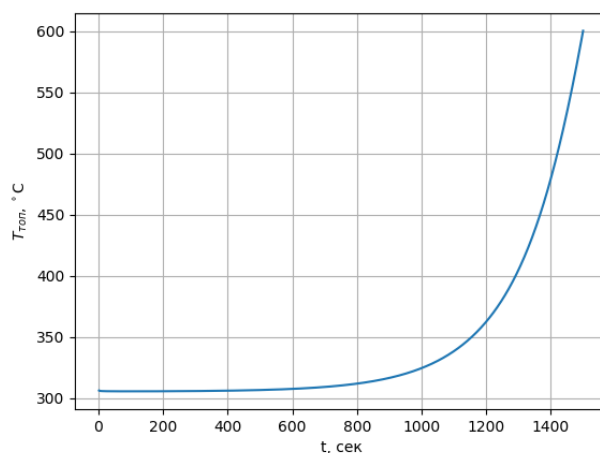


Рисунок 4.5 - График зависимости температуры в центре топливного сердечника от времени



В результате оценочного расчета можно сделать вывод, что при обесточивании ПАТЭС время, за которое температура в центре сердечника ТВЭЛ достигает максимально допустимой температуры топлива ( $t_{\text{т}}^{\text{доп}} = 600^{\circ}\text{C}$ ) при условии, что системы безопасности не будут активированы, составляет 1500 секунд или 25 минут.

#### **4.8 Необходимые меры для предотвращения рассмотренной аварии**

Рассмотрим меры, которые необходимо принять для предотвращения последствий рассмотренной аварии. В пункте 4.4 данной главы были рассмотрены основные системы безопасности, которые присутствуют на ПАТЭС, с помощью которых можно избежать последствий рассматриваемой аварии.

Основной причиной катастрофы на Фукусиме-1 стала волна цунами, разрушившая большинство сооружений промплощадки и затопившая основные и резервные системы электроснабжения. В проекте ПАТЭС была учтена данная ситуация. Сейсмоустойчивость, защита от штормовых волн и цунами могут быть обеспечены за счет использования естественных или искусственных барьеров (острова, мысы, волноломы) или путем установки ПЭБ на удалении от берега. В случае опасности землетрясения или цунами, ПАТЭС будет поднята над уровнем моря при помощи прочных опор, на которых она установлена [2].

Даже в случае потери энергоснабжения, на РУ КЛТ-40С присутствуют пассивные системы безопасности (пассивная система аварийного расхолаживания активной зоны, пассивная система охлаждения активной зоны), использующие естественные законы природы (гравитация, конденсация, конвекция), способные функционировать даже при отсутствии электроэнергии и снимать остаточное энерговыделение с ТВЭЛ в активной зоне [2]. Более того, в случае, когда по каким-либо причинам не запускается ни один из резервных и аварийных дизель-генераторов и система расхолаживания неработоспособна или недостаточно эффективна, должна быть задействована система защиты первого контура от переопрессовки, позволяющая удерживать давление в первом контуре в допустимых пределах [1].

Для восстановления электроснабжения на ПАТЭС в случае стихийной катастрофы и потере внешнего электроснабжения должны быть задействованы резервные дизель-генераторы. В случае, когда резервные дизель-генераторы находятся в нерабочем состоянии, должна быть задействована обеспечивающая аварийная электрическая система, описанная в пункте 4.4 данной главы, предназначенная для питания

электроэнергией потребителей систем безопасности во всех эксплуатационных режимах, в том числе при потере основных и резервных источников электроэнергии [1].

В случае, когда электропитание ПАТЭС восстановлено, должна быть задействована активная система расхолаживания активной зоны для отвода остаточного энерговыделения из активной зоны или активная система аварийного охлаждения активной зоны для подачи воды в реактор при потере части теплоносителя.

Таким образом, рассмотренные системы безопасности позволят избежать последствий рассматриваемой аварийной ситуации.

#### **4.9 Заключение анализа безопасности реакторной установки**

В данной главе был произведен анализ безопасности проектируемой реакторной установки.

Была рассчитана доля запаздывающих нейтронов для 1-ой и 6-ти групп эмиттеров запаздывающих нейтронов. В случае 1-ой группы эмиттеров запаздывающих нейтронов доля запаздывающих нейтронов составила 0,32 % и 0,34 % на начало и конец кампании топлива соответственно.

Были рассчитаны коэффициенты реактивности по температуре топлива, температуре теплоносителя и плотности теплоносителя. Коэффициенты реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя имеют отрицательный знак, следовательно, в аварийной ситуации, сопровождающейся увеличением температуры топлива или теплоносителя, реактивность будет снижаться. Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя имеет положительный знак.

Были рассмотрены основные системы безопасности проектируемой РУ, а так же проведен анализ и расчет аварийной ситуации обесточивания станции вследствие стихийной катастрофы. В результате оценочного расчета можно сделать вывод, что у персонала ПАТЭС имеется 25 минут для восстановления электроснабжения, применения резервных источников электроэнергии или пассивных систем безопасности для предотвращения плавления активной зоны. Также были рассмотрены меры, которые должны быть приняты для предотвращения рассмотренной аварии.

## **Глава 5 Расчет биологической защиты**

### **5.1 Постановка задачи расчета биологической защиты**

Целью расчета биологической защиты является расчет минимального размера неизвестного слоя биологической защиты, обеспечивающего предельно допустимый уровень облучения помещения постоянного присутствия персонала в режиме стационарной работы ЯЭУ.

### **5.2 Базовая информация о РУ КЛТ-40С**

РУ КЛТ-40С представляет собой комплекс систем и элементов, предназначенных для преобразования ядерной энергии в тепловую, включающий ядерный реактор и непосредственно связанные с ним компоненты, необходимые для нормальной эксплуатации и обеспечения безопасности [2]. РУ КЛТ-40С проектируется для установки на плавучий энергоблок и является маломощной реакторной установкой: электрическая мощность составляет 35 МВт, тепловая мощность – 150 МВт.

В состав ядерного блока ПЭБ входят две реакторные установки КЛТ-40С и две паротурбинные установки. Итого мощность ПАТЭС составляет 70 МВт электрической и 300 МВт тепловой мощности [17].

Схема реакторной установки КЛТ-40С изображена на рисунке 5.1 [4].

Реактор состоит из корпуса, крышки, выемного блока, включающего блок труб и устройств и шахту внутрикорпусную, активной зоны, приводов КГ (8 шт.) и приводов АЗ (3 шт.). Корпус и крышка изготовлены из теплоустойчивой высокопрочной перлитной стали с антикоррозийной наплавкой [17]. Тип реактора – водо-водяной, корпусной.

Активная зона реактора имеет кассетную структуру. Каждая кассета представляет собой сборку тепловыделяющих элементов, расположенных внутри шестигранного чехла ТВС по сторонам правильного треугольника. Совокупность кассет, размещенных с определенным шагом внутри выемного блока реактора, образует активную зону [1].

В качестве топлива для реактора было решено использовать МОКС-топливо. МОКС-топливо – ядерное металлооксидное топливо, представляющее собой спеченные керамические таблетки из смеси диоксида урана и диоксида плутония. МОКС-технология позволяет повторно использовать образованные из урана делящиеся изотопы для выделения энергии [5].

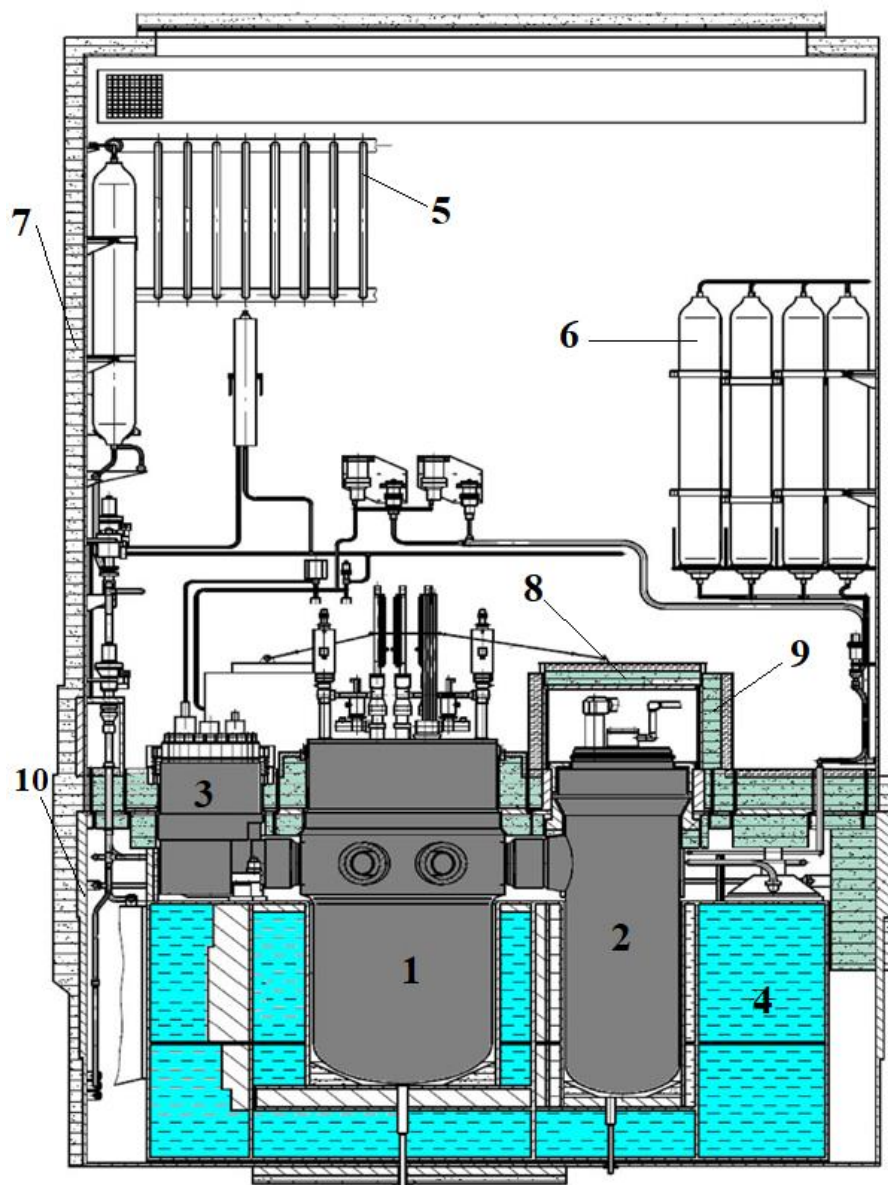


Рисунок 5.1 - Реакторная установка КЛТ-40С: 1 – корпус реактора; 2 – парогенератор; 3 – главный циркуляционный насос; 4 – бак железо-водной защиты; 5 - система конденсации пара при аварийном повышении давления; 6 – газ под высоким давлением; 7 – бетонная периферийная биологическая защита; 8 – съемная биологическая защита парогенераторов; 9 – стационарная биологическая защита парогенераторов; 10 – стальная периферийная биологическая защита

Парогенератор предназначен для отвода тепла от теплоносителя 1-ого контура и генерации перегретого пара. Корпус ПГ изготовлен из низколегированной стали с антикоррозийной наплавкой [2].

Главный циркуляционный насос – герметичный центробежный одноступенчатый насос. Предназначен для создания циркуляции теплоносителя в системе 1-ого контура в нормальных и аварийных режимах [2].

Бак ЖВЗ представляет собой стальную конструкцию, заполненную водой. В баке размещены стальные листы для ослабления быстрых нейтронов и гамма-излучения. Размеры бака определяются из условий обеспечения необходимой эффективности ослабления излучения реактора и конструктивными соображениями [18].

В качестве материалов биологической защиты используются простейшие и доступные компоненты: сталь, бетон и вода [2].

### 5.3 Построение одномерной расчетной модели защиты

Рассмотрим упрощенную схему биологической защиты РУ КЛТ-40С, приведенную на рисунке 5.2.

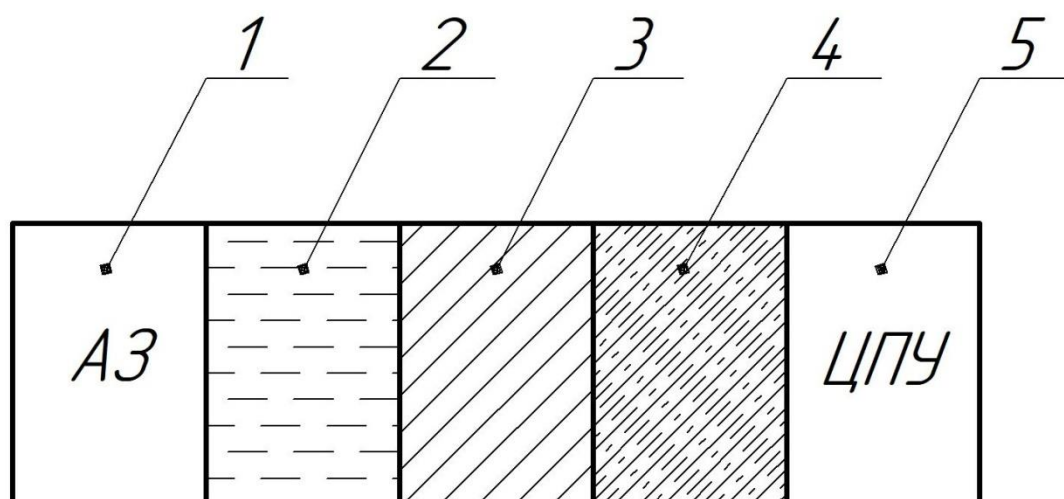


Рисунок 5.2 - Одномерная расчетная модель биологической защиты: 1 – активная зона реактора; 2 – отражатель, вода в баке железо-водной защиты; 3 – корпус реактора, стенки и стальные плиты бака железо-водной защиты, стальная периферийная защита; 4 – бетонная периферийная защита; 5 – центральный пульт управления

За бетонной стеной находится зона присутствия персонала (центральный пульт управления), для которой будет рассчитываться доза облучения.

Для упрощения расчета все водные элементы (отражатель, вода в баке железо-водной защиты) и стальные элементы (корпус реактора, стенки и стальные плиты бака железо-водной защиты, стальная периферийная защита) были объединены в отдельные ячейки на одномерной расчетной модели.

Биологическая защита парогенераторов не учитывается по причине того, что эта конструкция расположена исключительно около парогенератора и практически не окружает источник излучения.

Все основные параметры биологической защиты приведены в таблице 5.1.

Таблица 5.1 - Параметры элементов биологической защиты [2]

Защитный слой	Материал	Размер, см	Плотность, г/см <sup>3</sup>
Отражатель, вода в баке железобетонной защиты	Вода	160	0,94
Корпус реактора, стенки и стальные плиты бака железобетонной защиты, стальная периферийная защита	Сталь	67,4	7,75
Бетонная периферийная биологическая защита	Бетон	Необходимо определить	2,40

#### 5.4 Описание элементарной ячейки реактора

Активная зона проектируемого реактора набирается из тепловыделяющих сборок шестигранной формы с постоянным шагом. ТВС состоит из регулярной решетки ТВЭЛов [1]. Элементарная ячейка активной зоны представлена на рисунке 5.3, а ее геометрические параметры – в таблице 5.2.

Таблица 5.2 – Геометрические параметры элементарной ячейки РУ КЛТ-40С [1]

Параметр	Значение, мм
Диаметр твэла, $d_{тв}$	6,8
Толщина оболочки твэла, $\delta_{об}$	0,5
Размер ячейки, а	9,6

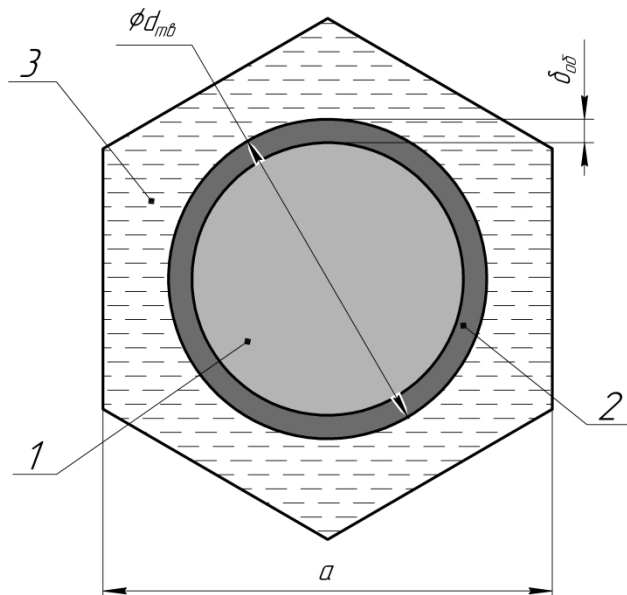


Рисунок 5.3 - Элементарная ячейка РУ КЛТ-40С: 1 – топливная композиция; 2 – оболочка твэла; 3 - теплоноситель

Материалы и характеристики элементов элементарной ячейки [1]:

- 1) Топливная композиция. MOX-топливо  $(U + Pu)O_2 + 25\%$  силумин. Обогащение по  $Pu^{239}$  – 13% – 15%. Плотность – 11 г/см<sup>3</sup>.
- 2) Оболочка твэла. Сплав Э-110 (Zr + 1% Nb). Плотность – 6,5 г/см<sup>3</sup>.
- 3) Теплоноситель. Вода. Плотность – 0,7 г/см<sup>3</sup>.

Рассчитаем объемные доли топлива, теплоносителя и конструктивных материалов элементарной ячейки.

Площадь элементарной ячейки:

$$S_{\text{яч}} = \frac{\sqrt{3} \cdot a^2}{2} = 79,81 \text{ мм}^2 \quad (5.4.1)$$

Объемная доля i-ой ячейки:

$$\varepsilon_i = \frac{S_i}{S_{\text{яч}}} \quad (5.4.2)$$

Объемная доля топлива:

$$\varepsilon_{\text{топ}} = \frac{\pi(d_{\text{мб}} - 2\delta_{\text{об}})^2}{4S_{\text{яч}}} = 0,33 \quad (5.4.3)$$

Объемная доля конструкционных материалов:

$$\varepsilon_{\text{км}} = \frac{S_{\text{ТВ}} - S_{\text{ТОП}}}{S_{\text{ЯЧ}}} = \frac{\pi \delta_{\text{об}} (d_{\text{мс}} - \delta_{\text{об}})}{S_{\text{ЯЧ}}} = 0,12 \quad (5.4.4)$$

Объемная доля теплоносителя:

$$\varepsilon_{\text{тн}} = \frac{S_{\text{ЯЧ}} - S_{\text{ТВ}}}{S_{\text{ЯЧ}}} = \frac{S_{\text{ЯЧ}} - \frac{\pi d_{\text{ТВ}}^2}{4}}{S_{\text{ЯЧ}}} = 0,55 \quad (5.4.5)$$

В таблице 5.3 приведены результаты расчета объемных долей составляющих элементарной ячейки.

Таблица 5.3 – Результаты расчета объемных долей составляющих элементарной ячейки

Элемент ячейки	Объемная доля
Топливная композиция	0,33
Конструктивные материалы	0,12
Теплоноситель	0,55

### 5.5 Расчет дозы нейтронов перед защитой

Для расчета дозы нейтронов перед защитой воспользуемся приближенным алгоритмом оценки величины потока нейтронов спектра деления из активной зоны реактора.

Число реакций деления в реакторе в единицу времени:

$$N_f = \frac{W_{\text{т}}}{E_f} = 4,15 \cdot 10^{18} \frac{\text{дел}}{\text{с}}, \quad (5.5.1)$$

где  $W_{\text{т}} = 132,8$  МВт – тепловая мощность реактора, полученная в теплогидравлическом расчете (глава 2, пункт 2.2);  $E_f = 200$  МэВ - средняя энергия, выделяющаяся в одной реакции деления.

Число нейтронов, образующихся в реакторе в единицу времени:

$$N_n = N_f \cdot \nu_f, \quad (5.5.2)$$

где  $\nu_f$  - число нейтронов, образующихся в результате реакции деления на середину кампании. Для того чтобы с достаточной точностью определить величину  $\nu_f$ , необходимо учесть основные делящиеся нуклиды в топливе реактора на середину кампании. В данном



реакторе основными делящимися нуклидами являются  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ . Среднее число нейтронов деления на середину кампании определим усреднением по перечисленным изотопам, используя следующую формулу:

$$\bar{\nu}_f = \frac{\sum_i \Sigma_f^i \nu_f^i}{\sum_i \Sigma_f^i} \quad (5.5.3)$$

Ядерные концентрации основных делящихся нуклидов и их микроскопические сечения деления на середину кампании были получены при помощи программы GETERA. Результаты приведены в таблице 5.4.

Таблица 5.4 – Параметры основных делящихся нуклидов на середину кампании [19]

Изотоп	$\rho, 10^{-24} \frac{\text{яд}}{\text{см}^3}$	$\sigma_f$ , барн	$\nu_f$	$\Sigma_f$ , $\text{см}^{-1}$	$\Sigma_f \nu_f$ , $\text{см}^{-1}$
$^{239}\text{Pu}$	$2,11 \cdot 10^{-3}$	266	2,89	0,56	1,62
$^{241}\text{Pu}$	$6,82 \cdot 10^{-4}$	238	2,99	0,16	0,49

Используя полученные данные, произведем расчет по формуле (5.5.3):

$$\bar{\nu}_f = 2,91$$

Тогда, число нейтронов, образующихся в реакторе в единицу времени рассчитаем по формуле (5.5.2):

$$N_n = 1,21 \cdot 10^{19} \frac{\text{н}}{\text{с}}$$

Площадь поверхности активной зоны найдем по формуле:

$$S_{\text{пов}} = S_{\text{бок}} + S_{\text{тор}} = H_{\text{аз}} 2\pi R_{\text{аз}} + 2\pi R_{\text{аз}}^2 = 6,64 \text{ м}^2, \quad (5.5.4)$$

где  $H_{\text{аз}} = 1,3 \text{ м}$  - высота активной зоны;  $R_{\text{аз}} = 0,566 \text{ м}$  – радиус активной зоны.

Для нахождения потока нейтронов утечки из активной зоны необходимо определить  $k_{\infty}$  - коэффициент размножения элементарной ячейки реактора на середину кампании. Определим  $k_{\infty}$  из следующего соотношения:

$$k_{\text{eff}} = \frac{k_{\infty}}{1 + \alpha^2 L^2} = 1, \quad (5.5.5)$$

где  $L^2$  – квадрат длины диффузии:

$$L^2 = \frac{D}{\Sigma_a} \quad (5.5.6)$$

С помощью программы GETERA были получены значения коэффициента диффузии в тепловой области и значение макроскопического сечения поглощения:

$$D = 0,4 \text{ см}$$

$$\Sigma_a = 2,27 \cdot 10^{-2} \text{ см}^{-1}$$

Используя полученные данные, рассчитаем квадрат длинны диффузии по формуле (5.5.6):

$$L^2 = 17,65 \text{ см}^2$$

Геометрический параметр найдем по формуле для цилиндрической геометрии:

$$\alpha^2 = \left(\frac{\xi_0}{R_{a3}}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H_{a3}}\right)^2 = 2,39 \cdot 10^{-3} \text{ см}^{-2} \quad (5.5.7)$$

где  $\xi_0 = 2,405$  – первый корень уравнения  $J_0(x) = 0$ .

Таким образом, подставляя полученные значения в уравнение (5.5.5), получим:

$$k_\infty = 1,042$$

Поток нейтронов утечки из активной зоны:

$$\Phi = \frac{N_n(k_\infty - 1)}{S_{\text{пов}}} = 7,64 \cdot 10^{12} \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}} \quad (5.5.8)$$

Поток нейтронов спектра деления в утечке из активной зоны:

$$\Phi_n = \Phi \cdot \gamma, \quad (5.5.9)$$

где  $\gamma$  – доля нейтронов спектра деления в спектре утечки. Эта величина была рассчитана с помощью программы GETERA. Для этого энергетический диапазон был разбит на 2 группы: 1-ая группа – от 0 до 0,3 МэВ и 2-ая группа – от 0,3 МэВ до 10,5 МэВ. С помощью программы GETERA были найдены относительные потоки нейтронов в 2-ух группах:

$$\Phi_2 = 0,379 \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$$

$$\Phi_1 = 0,112 \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$$

Тогда величина  $\gamma$  рассчитывается по следующей формуле:

$$\gamma = \frac{\Phi_2}{\Phi_1 + \Phi_2} = 0,77 \quad (5.5.10)$$

Таким образом, поток нейтронов спектра деления в утечке из активной зоны:

$$\Phi_n = 5,88 \cdot 10^{12} \frac{\text{н}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$$

Мощность эквивалентной дозы нейтронов перед защитой:

$$D_{0n} = \Phi_n \cdot E \cdot \overline{\mu_{\text{эн}}} \cdot K, \quad (5.5.11)$$

где  $E = 2$  Мэв - средняя энергия нейтронов спектра деления;  $K = 10 \frac{3\text{в}}{\text{Гр}}$  – коэффициент качества нейтронов спектра деления;  $\overline{\mu_{\text{эн}}} = 100 \frac{\text{см}^2}{\text{кг}}$  - массовый коэффициент поглощения энергии в биологической ткани.

В качестве биологической ткани принимается человек, площадь поверхности которого  $1 \text{ м}^2$ , а масса –  $100 \text{ кг}$ .

В итоге, мощность эквивалентной дозы нейтронов перед защитой:

$$D_{0n} = 1882 \frac{3\text{в}}{\text{с}}$$

## 5.6 Расчет дозы нейтронов за защитой

Для расчета дозы нейтронов за защитой воспользуемся моделью сечения выведения. Модель сечения выведения – приближенный метод, позволяющий рассчитать эквивалентную дозу нейтронов за защитой при условии соблюдения следующих условий:

- рассматриваются нейтроны источника с энергий  $> 0,3$  МэВ;
- спектр источника нейтронов близок к спектру деления;
- защита представляет собой водородсодержащую систему;
- защита представляет собой достаточно толстую систему.

Мощность эквивалентной дозы за защитой рассчитывается по формуле:

$$D_n = D_{0n} e^{-\Sigma_{\text{rem}} \cdot d}, \quad (5.6.1)$$

где  $\Sigma_{\text{rem}}$  - сечение выведения,  $d$  – толщина слоя защиты.

В данном проекте биологическая защита представляет собой сложную многослойную систему. Для расчета сложных многослойных систем используется принцип аддитивности:

$$\Sigma_{rem} \cdot d = \sum_i \Sigma_{rem}^i \cdot d_i, \quad (5.6.2)$$

где  $\Sigma_{rem}^i$  - сечение выведения  $i$  - го слоя защиты,  $d_i$  - толщина  $i$ -го слоя защиты.

Значения сечений выведения для материалов, используемых в данном проекте, представлены в таблице 5.5.

Таблица 5.5 - Макроскопические сечения выведения материалов защиты [19]

№ слоя	Материал	Плотность, г/см <sup>3</sup>	$\Sigma_{rem}$ , см <sup>-1</sup>
1	Вода	0,94	0,091
2	Сталь	7,75	0,166
3	Бетон	2,40	0,080

Используя формулы (5.6.1) и (5.6.2) можно определить неизвестную толщину слоя бетонной периферийной биологической защиты, при которой величина мощности эквивалентной дозы за защитой не будет превышать предельно допустимую дозу  $D_{пд} = 0,4 \frac{\text{мЗв}}{\text{нед}}$ :

$$d_{\text{бетона}} = - \frac{\Sigma_{rem}^1 \cdot d_1 + \Sigma_{rem}^2 \cdot d_2 + \ln \frac{D_{пд}}{D_{он}}}{\Sigma_{rem}^3} = 36 \text{ см} \quad (5.6.3)$$

Таким образом, слой бетонной периферийной биологической защиты толщиной 36 см будет обеспечивать необходимую защиту.

### 5.7 Расчет дозы гамма-квантов перед защитой

Для расчета дозы гамма-квантов с энергией  $E$  перед защитой предлагается использовать следующий приближенный алгоритм оценки величины потока гамма-квантов из активной зоны реактора.

Идея алгоритма – оценить поток гамма-квантов деления из активной зоны реактора в одномерной геометрии и внести поправку на утечку гамма-квантов от других их источников. В ходе расчета рассматривается гамма-кванты с энергией около 5 МэВ и 3 МэВ, доли которых от всех энергий гамма-квантов равны 15% и 20% соответственно. В данные диапазоны попадают самые высокоэнергетические гамма-кванты, которые вносят самый большой вклад в дозу.

Число реакций деления в реакторе в единицу времени было рассчитано ранее в пункте 5.5:

$$N_f = 4,15 \cdot 10^{18} \frac{\text{дел}}{\text{с}}$$

Число гамма-квантов, образующихся в реакторе в единицу времени:

$$I = N_f \cdot \nu_\gamma \cdot N_\gamma, \quad (5.7.1)$$

где  $\nu_\gamma$  - среднее число гамма-квантов деления на середину кампании,  $N_\gamma$  - доля гамма-квантов с энергией  $E$  в реакции деления. Для того чтобы с достаточной точностью определить величину  $\nu_\gamma$ , необходимо учесть основные делящиеся нуклиды в топливе реактора на середину кампании. В данном реакторе основными делящимися нуклидами являются  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ . Среднее число гамма-квантов деления на середину кампании определим усреднением по перечисленным изотопам, используя формулу:

$$\overline{\nu_\gamma} = \frac{\sum_i \Sigma_f^i \nu_\gamma^i}{\sum_i \Sigma_f^i} \quad (5.7.2)$$

Ядерные концентрации основных делящихся нуклидов и их микроскопические сечения деления на середину кампании были получены при помощи программы GETERA. Результаты приведены в таблице 5.6.

Таблица 5.6 – Параметры основных делящихся нуклидов на середину кампании [19]

Изотоп	$\rho, 10^{-24} \frac{\text{яд}}{\text{см}^3}$	$\sigma_f, \text{барн}$	$\nu_\gamma$	$\Sigma_f, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_f \nu_\gamma, \text{см}^{-1}$
$^{239}\text{Pu}$	$2,11 \cdot 10^{-3}$	266	8,2	0,56	4,59
$^{241}\text{Pu}$	$6,82 \cdot 10^{-4}$	238	8,6	0,16	1,40

Подставляя полученные данные в формулу 5.7.2, получим:

$$\overline{\nu_\gamma} = 8,29$$

Тогда, число гамма-квантов, образующихся в реакторе в единицу времени с энергиями 3 МэВ и 5 МэВ:

$$I_3 = 6,88 \cdot 10^{18} \frac{\text{КВ}}{\text{с}}$$

$$I_5 = 5,16 \cdot 10^{18} \frac{\text{КВ}}{\text{с}}$$

Рассмотрим перенос нерассеянных гамма-квантов в однородной пластине с внешним источником, перпендикулярным границам пластины. При этом потребуем выполнения следующих условий:

- 1) Толщина пластины равна  $L$  – средней хорде активной зоны:

$$L = \frac{4 \cdot V_{\text{аз}}}{S_{\text{пов}}} = 78,8 \text{ см} \quad (5.7.3)$$

где  $V_{\text{аз}} = 1,309 \text{ м}^3$  – объем активной зоны,  $S_{\text{пов}} = 6,64 \text{ м}^2$  – площадь полной поверхности активной зоны.

- 2) Линейный коэффициент ослабления пластины  $\mu_\gamma$  вычисляется через коэффициенты ослабления элементарной ячейки реактора:

$$\mu_\gamma = \mu_{\text{топ}} \cdot \varepsilon_{\text{топ}} + \mu_{\text{км}} \cdot \varepsilon_{\text{км}} + \mu_{\text{т/н}} \cdot \varepsilon_{\text{т/н}} \quad (5.7.4)$$

где  $\varepsilon_i$  – объемные доли топлива, конструкционных материалов и теплоносителя в элементарной ячейке,  $\mu_i$  – линейные коэффициенты ослабления топлива, конструкционных материалов и теплоносителя. В таблице 5.7 представлены их значения для гамма-квантов с энергиями 3 МэВ и 5 МэВ.

Таблица 5.7 – Линейные коэффициенты ослабления материалов для энергий 3 МэВ и 5 МэВ [20][21]

Материал	Плотность, г/см <sup>3</sup>	$\mu_3, \text{см}^{-1}$	$\mu_5, \text{см}^{-1}$
Вода	1	0,04	0,03
Уран	18,7	0,81	0,83
Плутоний	19,8	0,89	0,91
Цирконий	6,5	0,24	0,22
Алюминий	2,7	0,10	0,08
Кислород	$1,43 \cdot 10^{-3}$	51,4	39,7

Формула, позволяющая определить линейный коэффициент ослабления сложных веществ [21]:

$$\mu = \left[ \frac{\mu_1}{\rho_1} \eta_1 + \frac{\mu_2}{\rho_2} \eta_2 + \dots + \frac{\mu_n}{\rho_n} \eta_n \right] \rho, \quad (5.7.5)$$

где  $\mu_1, \mu_2, \dots, \mu_n$  - линейные коэффициенты ослабления излучения элементов сложного вещества;  $\rho_1, \rho_2, \dots, \rho_n$  - плотности элементов сложного вещества;  $\eta_1, \eta_2, \dots, \eta_n$  - относительные массовые доли элементов сложного вещества;  $\rho$  - плотность сложного вещества.

Формула, позволяющая определить линейный коэффициент ослабления вещества с плотностью, отличающейся от табличной:

$$\mu = \mu_{\text{табл}} \frac{\rho}{\rho_{\text{табл}}} \quad (5.7.6)$$

В итоге, используя формулу (5.7.4), получим линейные коэффициенты ослабления пластины для двух групп энергий гамма-квантов:

$$\mu_{\gamma 3} = 0,31323 \text{ см}^{-1}$$

$$\mu_{\gamma 5} = 0,31318 \text{ см}^{-1}$$

Источник гамма-квантов, равномерно распределенный по объему пластины:

$$Q = \frac{I}{L} \quad (5.7.7)$$

$$Q_3 = 8,73 \cdot 10^{16} \frac{\text{КВ}}{\text{с} \cdot \text{см}}$$

$$Q_5 = 6,54 \cdot 10^{16} \frac{\text{КВ}}{\text{с} \cdot \text{см}}$$

Число нерассеянных гамма-квантов через поверхность пластины:

$$N = \frac{Q}{\mu_{\gamma}} (1 - e^{-\mu_{\gamma} L}) \quad (5.7.8)$$

$$N_3 = 2,79 \cdot 10^{17} \frac{\text{КВ}}{\text{с}}$$

$$N_5 = 2,09 \cdot 10^{17} \frac{\text{КВ}}{\text{с}}$$

Поток нерассеянных гамма-квантов деления из активной зоны:

$$\Phi = \frac{N}{S_{\text{пов}}} \quad (5.7.9)$$

$$\Phi_3 = 4,20 \cdot 10^{16} \frac{\text{КВ}}{\text{м}^2 \cdot \text{с}}$$

$$\Phi_5 = 3,15 \cdot 10^{16} \frac{\text{КВ}}{\text{м}^2 \cdot \text{с}}$$

Гамма-кванты деления вносят основной вклад в поток гамма-квантов из активной зоны работающей ЯЭУ. Для учета других источников гамма-квантов в активной зоне и рассеянных гамма-квантов деления был введен поправочный коэффициент  $\xi = 2$ . Тогда полный поток гамма-квантов из активной зоны:

$$\Phi_{\gamma} = \Phi \cdot \xi \quad (5.7.10)$$

$$\Phi_{\gamma 3} = 8,39 \cdot 10^{16} \frac{\text{КВ}}{\text{м}^2 \cdot \text{с}}$$

$$\Phi_{\gamma 5} = 6,29 \cdot 10^{16} \frac{\text{КВ}}{\text{м}^2 \cdot \text{с}}$$

Мощность эквивалентной дозы гамма-квантов перед защитой:

$$D_{0\gamma} = \Phi_{\gamma} \cdot E \cdot \overline{\mu_{\text{ЭН}}} \cdot K, \quad (5.7.11)$$

где  $E = 3 \text{ МэВ}$  и  $E = 5 \text{ МэВ}$  – энергия рассматриваемых гамма-квантов;  $K = 1 \frac{\text{ЗВ}}{\text{Гр}}$  – коэффициент качества гамма-излучения;  $\overline{\mu_{\text{ЭН}}} = 100 \frac{\text{см}^2}{\text{кг}}$  – массовый коэффициент поглощения энергии в биологической ткани.

В качестве биологической ткани рассматривается человек массой 100 кг, площадь поверхности которого составляет 1 м<sup>2</sup>.

Тогда мощность эквивалентной дозы гамма-квантов перед защитой для энергий 3 МэВ и 5 МэВ:

$$D_{0\gamma}^3 = 201 \frac{\text{ЗВ}}{\text{с}}$$

$$D_{0\gamma}^5 = 252 \frac{\text{ЗВ}}{\text{с}}$$

## 5.8 Расчет дозы гамма-квантов за защитой

Доза нерассеянных гамма-квантов за защитой:

$$D_{\gamma}^{\text{н/р}} = D_{0\gamma} e^{-\mu d}, \quad (5.8.1)$$

где  $\mu d$  – оптическая толщина биологической защиты,  $D_{0\gamma}$  – мощность дозы гамма-квантов перед защитой.

Оптическая толщина слоистой защитной системы складывается из оптических толщин всех её слоев:



$$\mu d = \sum_i \mu_i d_i, \quad (5.8.2)$$

где  $\mu_i d_i$  – оптическая толщина i-го слоя защитной системы.

В таблице 5.8 представлены линейные коэффициенты ослабления  $\mu_i$  для используемых в биологической защите материалов.

Таблица 5.8 – Линейные коэффициенты ослабления материалов защиты [20]

Материал	d, см	Плотность, г/см <sup>3</sup>	$\mu_3$ , см <sup>-1</sup>	$\mu_5$ , см <sup>-1</sup>
Вода	160	0,94	0,038	0,028
Сталь	67,4	7,75	0,3	0,25
Бетон	36,25	2,4	0,08	0,07

Используя данные из таблицы 5.8, формулу 5.8.2 и значения  $D_{0\gamma}$  для гамма-квантов энергий 3 МэВ и 5 МэВ, были получены значения мощности дозы нерассеянных гамма-квантов за защитой:

$$D_{н/р}^3 = 4,19 \cdot 10^{-11} \frac{ЗВ}{с}$$

$$D_{н/р}^5 = 1,09 \cdot 10^{-8} \frac{ЗВ}{с}$$

Мощность эквивалентной дозы гамма-квантов за защитой:

$$D_\gamma = B_D \cdot D_{н/р}, \quad (5.8.3)$$

где  $B_D$  - дозовый фактор накопления – число, равное отношению эквивалентной дозы всех гамма-квантов за защитой к эквивалентной дозе нерассеянных гамма-квантов за защитой. Для нахождения дозового фактора накопления воспользуемся двухэкспоненциальной формулой Тейлора:

$$B(\mu d) = A_1 \cdot e^{-\alpha_1 \mu d} + (1 - A_1) \cdot e^{-\alpha_2 \mu d}, \quad (5.8.4)$$

где  $A_1$ ,  $\alpha_1$ ,  $\alpha_2$  - коэффициенты двухэкспоненциальной формы Тейлора, зависящие от материалов слоев и энергии гамма-квантов источника. Значения данных коэффициентов для используемых материалов приведены в таблице 5.9.

Таблица 5.9 – Значения коэффициентов двухэкспоненциальной формулы Тейлора для гамма-квантов с энергиями 3 МэВ и 5 МэВ [20]

Материал	Энергия 3 МэВ			Энергия 5 МэВ		
	$A_1$	$\alpha_1$	$\alpha_2$	$A_1$	$\alpha_1$	$\alpha_2$
Вода	230	-0,0064	-0,0032	13,0	-0,015	0,026
Сталь	5,0	-0,074	0,075	2,9	-0,08	0,075
Бетон	14,0	-0,03	0,03	9,2	-0,03	0,03

Факторы накопления гетерогенной среды зависят от толщины слоев, от количества слоев и от порядка их следования. Для расчета фактора накопления гетерогенной защиты проектируемого реактора была использована формула Бродера:

$$B\left(\sum_{i=1}^N \mu_i d_i\right) = B_N\left(\sum_{i=1}^N \mu_i d_i\right) + \sum_{n=1}^{N-1} \left[ B_n\left(\sum_{i=1}^n \mu_i d_i\right) - B_{n+1}\left(\sum_{i=1}^n \mu_i d_i\right) \right], \quad (5.8.5)$$

где  $N$  – число слоев защиты,  $B_j(\sum_{i=1}^N \mu_i d_i)$  – гомогенный фактор накопления, вычисленный по формуле Тейлора с коэффициентами  $A_1, \alpha_1, \alpha_2$  для материала  $j$ .

Для рассматриваемой системы формула Бродера имеет следующий вид:

$$B\left(\sum_{i=1}^N \mu_i d_i\right) = B_{\text{бет}}(\mu_{\text{H}_2\text{O}} d_{\text{H}_2\text{O}} + \mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}}) + B_{\text{H}_2\text{O}}(\mu_{\text{H}_2\text{O}} d_{\text{H}_2\text{O}}) - B_{\text{ст}}(\mu_{\text{H}_2\text{O}} d_{\text{H}_2\text{O}}) \\ + B_{\text{ст}}(\mu_{\text{H}_2\text{O}} d_{\text{H}_2\text{O}} + \mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}}) - B_{\text{бет}}(\mu_{\text{H}_2\text{O}} d_{\text{H}_2\text{O}} + \mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}})$$

Полученные дозовые факторы накопления:

$$B_{D3} = 38,1$$

$$B_{D5} = 17,7$$

Тогда мощность эквивалентной дозы гамма-квантов за защитой рассчитаем по формуле (5.8.3):

$$D_{\gamma}^3 = 1,59 \cdot 10^{-9} \frac{\text{ЗВ}}{\text{с}}$$

$$D_{\gamma}^5 = 1,92 \cdot 10^{-7} \frac{\text{ЗВ}}{\text{с}}$$

Суммарная мощность эквивалентной дозы гамма-квантов за защитой:

$$D_{\gamma}^{\text{полн}} = K \cdot (D_{\gamma}^3 + D_{\gamma}^5) = 5,82 \cdot 10^{-7} \frac{\text{ЗВ}}{\text{с}}, \quad (5.8.6)$$

где  $K$  – коэффициент, который учитывает дозу от гамма-квантов не только двух рассмотренных энергий, но и от гамма-квантов других энергий. Для данного расчета  $K = 3$ , т.к. гамма-кванты энергий 3 МэВ и 5 МэВ составляют примерно треть в спектре гамма-квантов из активной зоны реактора.

Полученное значение дозы гамма-квантов превышает ПДД:

$$\text{ПДД} = 6,6 \cdot 10^{-10} \frac{\text{Зв}}{\text{с}},$$

следовательно, необходимо увеличить толщину бетонного слоя.

Итерационным способом было найдено значение толщины бетонного слоя  $d_{\text{бет}} = 136$  см, при которой полная мощность эквивалентной дозы за защитой от гамма-квантов равна  $6,6 \cdot 10^{-10} \frac{\text{Зв}}{\text{с}}$ , что равно предельно допустимой дозе облучения персонала.

### **5.9 Заключение расчета биологической защиты**

В данной главе была рассчитана минимальная толщина бетонного слоя, которая обеспечивает за биологической защитой уровень, не превышающий предельно допустимой дозы облучения персонала при стационарном режиме работы проектируемой ядерной энергетической установки. Погрешность рассчитанной величины обусловлена погрешностями методов, использованных при ее вычислении. Рассчитанное значение толщины бетонного слоя составило 136 см.

## Глава 6 Технико-экономическое обоснование

### 6.1 Постановка задачи технико-экономического обоснования

Целью данной главы является расчет сырьевых показателей ПАТЭС, а также оценка конкурентоспособности ПАТЭС в сравнении с мазутной ТЭС, расположенной в удаленных частях России, путем сравнения топливных составляющих себестоимости и себестоимостей отпущенной электроэнергии.

Исходные данные для расчета сырьевых показателей ПАТЭС и ТЭС представлены в таблице 6.1.

Таблица 6.1 – Исходные данные для расчета сырьевых показателей ПАТЭС и ТЭС [17][22]

№	Величина	Обозначение	Единицы измерения	ПАТЭС	ТЭС
1	Установленная электрическая мощность	$N_{эл}$	МВт	2,35	70
2	КПД (брутто)	$\eta_{бр}$	-	0,26	0,4
3	Коэффициент собственных нужд	$K_{сн}$	-	0,06	0,05
4	Число перегрузок	$n$	-	3	-
5	Среднегодовой коэффициент использования мощности	$\varphi$	-	0,7	0,7
6	Средняя глубина выгорания	$B$	МВт·сут/т	159000	-
7	Кампания топлива	$T_k$	год	5,9	-
8	Срок службы станции	$T_{сл}$	год	40,0	40,0
9	Начальное обогащение по $^{239}Pu$	$z_n$	%	13,0	-
12	Безвозвратные потери $i$ предприятия топливного цикла	$\varepsilon_i$	%	0,01	-
13	Цена природного урана	$C_U$	\$/кг	100,0	-
14	Содержание $^{235}U$ в природном уране	$c$	%	0,714	-
15	Содержание $^{235}U$ в отвалах	$y$	%	0,2	-
16	Цена единицы работы разделения	$C_{pp}$	\$/епр	140,0	-
17	Отношение удельной загрузки по $^{235}U$ к загрузке по $^{239}Pu$	$\frac{G_{05}}{G_{09}}$	кг U/кг Pu	1,0	-
18	Содержание $^{240}Pu$ в выгружаемом топливе	$z_0$	-	0,25	-

№	Величина	Обозначение	Единицы измерения	ПАТЭС	ТЭС
19	Затраты на изготовление ТВС	$C_{изг}$	\$/кг	1500	-
20	Затраты на хранение	$C_{хр}$	\$/кг	250	-
21	Удельные капиталовложения	$K_{уд}$	\$/кВт	1400	1000
22	Средний % отчисления на реновацию	$A$	% в год	3,7	4,0
23	Штатный коэффициент	$n_{уд}$	Чел/МВт	0,5	0,7
24	Среднегодовой фонд зарплаты	$\Phi_z$	$\frac{\$}{\text{чел} \cdot \text{год}}$	14000	14000
25	Нормативный коэффициент эффективности капиталовложений	$E_n$	1/год	0,11	0,11
26	Удельный расход органического топлива	$m_{уд}$	$\frac{\text{г у. т.}}{\text{кВт} \cdot \text{ч}}$	-	330
27	Нормативный резерв топлива на ТЭС	$t_{рез}$	год	-	0,25

## 6.2 Расчет сырьевых показателей ПАТЭС

Схема открытого ядерно-топливного цикла приведена на рисунке 6.1.

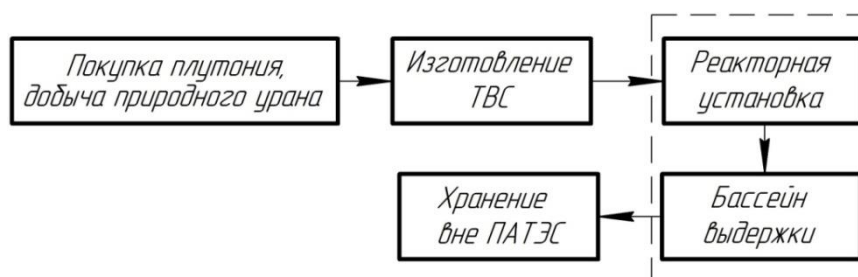


Рисунок 6.1 - Схема открытого ядерно-топливного цикла

Отпущенная электрическая энергия:

$$W = N_{эл} \cdot 8760 \cdot \varphi \cdot (1 - K_{сн}) = 4,03 \cdot 10^5 \frac{\text{МВт} \cdot \text{час}}{\text{год}} \quad (6.2.1)$$

Ежегодный расход топлива:

$$G_x = \frac{N_{эл} \cdot 365 \cdot \varphi}{\eta_{бр} \cdot B} = 0,43 \frac{\text{т}}{\text{год}} \quad (6.2.2)$$

Начальная загрузка топлива:

$$G_0 = G_x \cdot T_K = 2,55 \text{ т} \quad (6.2.3)$$

Полная потребность в топливе:

$$G_x^{tot} = G_0 + G_x \cdot (T_{сл} - \frac{T_K}{n}) = 19,01 \text{ т} \quad (6.2.4)$$

Ежегодная потребность в покупном плутонии:

$$G_z = G_x \cdot z_H \cdot (1 + \varepsilon_{изг}) = 64,90 \frac{\text{кг}}{\text{год}} \quad (6.2.5)$$

Ежегодная потребность в природном уране:

$$G_U = G_x \cdot (1 - z_H) \cdot (1 + \varepsilon_i)^2 = 367,81 \frac{\text{кг}}{\text{год}} \quad (6.2.6)$$

Найдем цену на плутоний. Потенциалы разделения обогащенного до 95%  $^{235}\text{U}$ :

$$V_{0,95} = (2 \cdot 0,95 - 1) \cdot \ln \frac{0,95}{1 - 0,95} = 2,65 \quad (6.2.7)$$

$$V_y = (2 \cdot y - 1) \cdot \ln \frac{y}{1 - y} = 6,19 \quad (6.2.8)$$

$$V_c = (2 \cdot c - 1) \cdot \ln \frac{c}{1 - c} = 4,86 \quad (6.2.9)$$

Коэффициент расхода природного урана:

$$f(0,95, y, c) = \frac{0,95 - y}{c - y} = 184,44 \quad (6.2.10)$$

Удельная работа разделения:

$$n(0,95, y, c) = V_{0,95} + V_y \cdot (f(0,95, y, c) - 1) - f(0,95, y, c) \cdot V_c = 240,54 \quad (6.2.11)$$

Цена обогащенного до 95%  $^{235}\text{U}$ :

$$C_U^{0,95} = f(0,95, y, c) \cdot C_U + n(0,95, y, c) \cdot C_{pp} = 52118,50 \frac{\$}{\text{кг}} \quad (6.2.12)$$

Цена  $\text{Pu}^{239}$ :

$$b = C_U^{0,95} \cdot \frac{G_{05}}{G_{09}} \cdot (1 - z_0) = 39088,87 \frac{\$}{\text{кг}} \quad (6.2.13)$$

Топливная составляющая себестоимости:

$$C_T = \frac{1}{W} (G_U \cdot C_U + G_z \cdot b + G_x \cdot (C_{изг} \cdot (1 + \varepsilon_{изг}) + C_{xp})) = 0,00826 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{ч}} \quad (6.2.14)$$

Амортизационная составляющая себестоимости:

$$C_a = \frac{K_{уд} \cdot A}{8760 \cdot \varphi} = 0,008 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}} \quad (6.2.15)$$

Составляющая зарплаты:

$$C_з = \frac{n_{уд} \cdot \Phi_з}{8760 \cdot \varphi} = 0,00114 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}} \quad (6.2.16)$$

Себестоимость отпущенной энергии:

$$C_э = 1,25 \cdot (1,2 \cdot C_T + 4 \cdot C_a + 3,5 \cdot C_з) = 0,0596 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}} \quad (6.2.17)$$

Приведенные затраты на электроэнергию:

$$PЗ = C_э + E_n \cdot \frac{K_{уд}}{8760 \cdot \varphi} = 0,0847 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}} \quad (6.2.18)$$

### 6.3 Расчет сырьевых показателей ТЭС

Рассчитаем сырьевые показатели ТЭС, расположенной в удаленных частях страны. В качестве топлива для ТЭС используется мазут марки 100 [23]. Отпущенная электрическая энергия:

$$W = N_{эл} \cdot 8760 \cdot \varphi \cdot (1 - K_{сн}) = 4,08 \cdot 10^5 \frac{\text{МВт} \cdot \text{час}}{\text{год}} \quad (6.3.1)$$

Ежегодный расход топлива:

$$G_x = N_{эл} \cdot 8760 \cdot \varphi \cdot m_{уд} \cdot K_{ут} = 1,95 \cdot 10^5 \frac{\text{т}}{\text{год}} \quad (6.3.2)$$

где  $K_{ут} = 1,38$  – отношение калорийности мазута-100 и условного топлива (теплота сгорания мазута марки 100 составляет 9687 ккал/кг) [24]. Полная потребность в топливе:

$$G_x^{tot} = G_x \cdot (T_{сл} - t_{рез}) = 9,73 \cdot 10^6 \text{ т} \quad (6.3.3)$$

Амортизационная составляющая себестоимости:

$$C_a = \frac{K_{уд} \cdot A}{8760 \cdot \varphi} = 0,007 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}} \quad (6.3.4)$$

Составляющая зарплаты:

$$C_з = \frac{n_{уд} \cdot \Phi_з}{8760 \cdot \varphi} = 0,00160 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}} \quad (6.3.5)$$

Топливная составляющая себестоимости:

$$C_T = m_{уд} \cdot K_{ут} \cdot C_T = 0,213 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}, \quad (6.3.6)$$

где цена мазута марки 100 [25] составляет  $268,3 \frac{\$}{\text{т}}$ , а цена доставки мазута по Северному морскому пути из Архангельска в республику Саха [26] составляет  $200 \frac{\$}{\text{т}}$ , следовательно, итоговая цена мазута марки 100 для ТЭС с учетом доставки составляет  $C_T = 468,3 \frac{\$}{\text{т}}$ .

Себестоимость отпущенной электроэнергии:

$$C_э = 1,25 \cdot (C_T + 2,5 \cdot C_a + 1,5 \cdot C_з) = 0,290 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}} \quad (6.3.7)$$

Приведенные затраты на электроэнергию:

$$PЗ = C_э + E_n \cdot \frac{K_{уд}}{8760 \cdot \varphi} = 0,3079 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}} \quad (6.3.8)$$

#### 6.4 Сравнение сырьевых показателей ТЭС и ПАТЭС

В пункте 6.3 и 6.4 данной главы были проведен расчет сырьевых показателей ПАТЭС и ТЭС. Результаты расчета представлены в таблице 6.2.

Таблица 6.2 – Результаты расчета сырьевых показателей ПАТЭС и ТЭС

№	Величина	Обозначение	Единицы измерения	ПАТЭС	ТЭС
1	Отпущенная электрическая энергия	$W$	$\frac{\text{МВт} \cdot \text{час}}{\text{год}}$	$4,03 \cdot 10^5$	$4,08 \cdot 10^5$
3	Ежегодная потребность в топливе	$G_x$	т/год	0,43	$1,95 \cdot 10^5$
3	Полная потребность в топливе	$G_x^{tot}$	т	19,01	$97,25 \cdot 10^5$
4	Топливная составляющая себестоимости	$C_T$	$\frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0,0083	0,213
5	Амортизационная составляющая себестоимости	$C_a$	$\frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0,008	0,007
6	Составляющая зарплаты	$C_з$	$\frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0,00114	0,00160
7	Себестоимость отпущенной электроэнергии	$C_э$	$\frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0,0596	0,290
8	Приведенные затраты на электроэнергию	PЗ	$\frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0,0847	0,3079

В результате расчета можно сделать вывод о том, что строительство ПАТЭС является более выгодным, чем строительство ТЭС в удаленных частях страны, так как топливная составляющая себестоимости и себестоимость отпущенной электрической энергии для ТЭС превышает соответствующие составляющие, рассчитанные для ПАТЭС.



### 6.5 Заключение технико-экономического обоснования

В данной главе был проведен расчет сырьевых показателей плавучей атомной теплоэлектростанции и теплоэлектростанции с мазутным топливом марки 100, расположенной в удаленных частях страны. В результате расчета были получены топливные составляющие себестоимости и составляющие себестоимостей отпущенной электроэнергии для ПАТЭС и ТЭС. Результаты представлены в таблице 6.3.

Таблица 6.3 – Итоговые результаты технико-экономического расчета

Величина	Единицы измерения	ПАТЭС	ТЭС
Топливная составляющая себестоимости $C_T$	$\frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0,0083	0,213
Себестоимость отпущенной электроэнергии $C_э$	$\frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0,0596	0,290

Из таблицы 6.3 видно, что обе составляющие себестоимости для ТЭС превышают соответствующие составляющие себестоимости для ПАТЭС, следовательно, строительство и использование ПАТЭС в удаленных частях страны является более выгодным, чем строительство ТЭС.

## Заключение

В результате выполнения курсового проекта была спроектирована и рассчитана ядерно-энергетическая установка типа КЛТ-40С для плавучего энергоблока. Основные параметры данной ЯЭУ представлены в таблице 7.1.

Таблица 7.1 – основные характеристики проектируемой ЯЭУ

Характеристика	Значение
Общие характеристики	
Тип реактора	Корпусной, с водяным теплоносителем
Тепловая мощность, МВт	132,8
Электрическая мощность, МВт	35
КПД, %	26
Теплоноситель	
Температура на входе в реактор, °С	295,7
Подогрев, °С	20,32
Расход, т/с	1,13
Топливо	
Тип топлива	Дисперсное, (U + Pu)O <sub>2</sub> + 25% силумин
Обогащение по <sup>239</sup> Pu, %	13-15
Обогащение по <sup>235</sup> U, %	Природное
Выгорание, МВт · сут/кг	159
Кампания, лет	5,9
Активная зона реактора	
Высота / диаметр, м	1,3 / 1,2
Шаг решетки ТВЭлов, мм	9,6
Число ТВС	121
Число ТВЭлов в ТВС	69
Коэффициент реактивности по температуре топлива, 1/К	$-2,43 \cdot 10^{-5}$
Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя, 1/К	$-1,23 \cdot 10^{-4}$
Доля запаздывающих нейтронов на начало / конец кампании топлива в одгрупповом приближении	0,0032 / 0,0034
Вес стержней аварийной защиты, $\Delta\rho/\beta$	-7,49
Биологическая защита	
Минимальная толщина бетонного слоя биологической защиты, см	136
Экономические параметры	
Ежегодная потребность в топливе, т/год	0,43
Топливная составляющая себестоимости, $\frac{\$}{\text{кВт}\cdot\text{час}}$	0,0083
Себестоимость отпущенной электроэнергии, $\frac{\$}{\text{кВт}\cdot\text{час}}$	0,0596

В ходе теплофизического расчета были определены КПД и тепловая мощность РУ, выбраны основные геометрические характеристики активной зоны, а так же был произведен теплогидравлический расчет максимально нагруженной ТВС. Полученные результаты не превышают предельно допустимых для выбранных материалов значений. Выбранный в теплофизическом расчете состав активной зоны, ее геометрические и тепловые параметры в дальнейшем были использованы при проведении нейтронно-физического расчета.

В ходе нейтронно-физического расчета была сформирована картограмма загрузки активной зоны реактора, получены двухгрупповые макроскопические параметры для всех типов ТВС активной зоны реактора при помощи программы GETERA, которые в дальнейшем использовались для стационарного расчета активной зоны реактора в начале кампании при помощи программного комплекса SKETCH. В результате проведенного расчета было найдено положение поглощающих стержней, при котором реактор находится в критическом состоянии, получены коэффициенты неравномерности энерговыделения в активной зоне, на основе которых были уточнены параметры теплогидравлического расчета. Также был проведен оценочный расчет кампании и выгорания топлива.

В ходе анализа безопасности РУ были определены такие параметры, как доля запаздывающих нейтронов на начало и конец топливной кампании и коэффициенты реактивности по температуре топлива и теплоносителя. Были рассмотрены основные системы безопасности проектируемой РУ, а так же проведен анализ и расчет аварийной ситуации потери электроснабжения на ПАТЭС.

В ходе расчета биологической защиты проектируемой РУ была проведена оценка эквивалентной дозы нейтронов и гамма-квантов за биологической защитой. Далее был определен минимальный размер слоя биологической защиты, состоящего из бетона, при котором эквивалентная доза излучения нейтронов и гамма-квантов за защитой не превышает предельно допустимую дозу облучения персонала при стационарном режиме работы ЯЭУ.

В ходе технико-экономического обоснования были рассчитаны основные сырьевые показатели проектируемой ПАТЭС и ТЭС, расположенной в удаленных частях страны. По результатам расчета было проведено сравнение полученных показателей, в результате которого была доказана конкурентоспособность проектируемой ЯЭУ.

### Список использованной литературы

1. Деев В.И., Щукин Н.В., Черезов А.Л. Основы расчета судовых ЯЭУ: Учебное пособие / Под общей редакцией проф. В.И. Деева – М.: НИЯУ МИФИ, 2012.
2. Реакторная установка КЛТ-40С для атомных станций малой мощности [Электронный ресурс]: научная статья / ОАО “ОКБМ Африкантов” - Режим доступа: <http://bit.ly/klt40-c>, свободный (дата обращения: 15.02.2018).
3. Информационно-аналитическое агентство «ПортНьюс» [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://portnews.ru/news/255576/>, свободный (дата обращения 19.05.2018).
4. Родионов Н., Воробьев В. Безопасность атомной энергетической установки “Севморпути” // Морской флот. 1989. № 10. С. 32 – 35. № 11 С. 36 – 38.
5. Плавающие атомные станции [Текст]: доклад объединения "Bellona", 2011 / А. Никитин, Л. Андреев. - Санкт-Петербург: Сезам-принт, 2011.
6. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Том 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ; Под общей ред. П.Л. Кириллова / П.Л. Кириллов, В.П. Бобков, А.В. Жуков, Ю.С.Юрьев – М.: ИздАт, 2010.
7. В.Ф.Шикалов О возможностях контроля остаточного энерговыделения при запроектных авариях [Текст]: доклад / НИЦ «Курчатовский институт», 2015.
8. SKETCH-N 1.0, Solve Neutron Diffusion Equations of Steady-State and Kinetics Problems [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://www.oecd-neo.org/tools/abstract/detail/nea-1577>, свободный (дата обращения 28.04.2018).
9. Савандер В.И., Увакин М.А. Физическая теория ядерных реакторов. Часть 2. Теория возмущений и медленные нестационарные процессы: Учебное пособие. М.:НИЯУ МИФИ, 2013.
10. S.G. Popov, V.K. Ivanov, J.J. Carbajo, G.L. Yoder Thermophysical properties of MOX and  $UO_2$  fuels including the effects of irradiation [Текст]: доклад / OAK Ridge National Laboratory, 2000 г.
11. Models for MOX fuel behavior: a selective review [Электронный ресурс]: доклад / Ali R. Massih – Режим доступа: <http://bit.ly/37064948>, свободный (дата обращения 28.04.2018).
12. Киселев Н.П., Радовский И.С. Термический КПД паротурбинных установок: учебное пособие. М.: МИФИ, 1992 – 44.
13. Основные принципы безопасности атомных электростанций [Электронный ресурс]: доклад / Международная консультативная группа по ядерной безопасности

- Режим доступа: [www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1082r\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1082r_web.pdf), свободный (дата обращения: 07.04.2018).
14. Деев В.И. Аналитические методы решения задач нестационарной теплопроводности в элементах ЯЭУ: Учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ, 2004.
  15. Наумов В.И. Физические основы безопасности ядерных реакторов: Учебное пособие. 2-е изд., испр. и доп. М.: НИЯУ МИФИ. 2013. 148 с.
  16. ГОСТ 10585-2013. Топливо нефтяное. Мазут. – Москва: Стандартинформ, 2014. – 4 с.
  17. Плавающие атомные станции [Текст]: доклад объединения "Bellona", 2011 / А. Никитин, Л. Андреев. - Санкт-Петербург: Сезам-принт, 2011.
  18. Определение эффективной мощности дозы нейтронов в помещениях судовых АЭУ по результатам измерений [Электронный ресурс]: доклад / ОАО "ОКБМ Африкантов" – Режим доступа: <http://bit.ly/kms2012-015>, свободный (дата обращения: 22.02.2018).
  19. Защита от ионизирующих излучений. М.: Атомиздат, 1980. Т.1. Гусев Н.Г., Машкович В.П., Суворов А.П. Физические основы защиты от излучений. (2-е издание).
  20. Защита от ионизирующих излучений: Справочник – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.: ил.
  21. ГОСТ 20426 - 82. Контроль неразрушающий. Методы дефектоскопии радиационные. - Москва: Изд-во стандартов, 1982. – 24 с.
  22. «Армада-оил» [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://www.toplivo-opt.ru/kupit-mazut>, свободный (дата обращения 16.05.2018).
  23. Информационно-аналитическое агентство «ПортНьюс» [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://portnews.ru/news/255576/>, свободный (дата обращения 19.05.2018).
  24. В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова, В.Е. Коробицын, А.Ю. Пузаков Анализ характеристик ремикс-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР [Текст]: доклад / Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского, Обнинск, 2013 г.
  25. 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 [Текст]: доклад / Межотраслевая межрегиональная научно-техническая конференция «Перспектива развития системы АСММ в регионах, не имеющих централизованного электроснабжения», Москва, 2010 г.

26. А.Н. Попов, Т.П. Штань, Д.А. Попов Методические указания по эксплуатации мазутных хозяйств тепловых электростанций [Текст]: доклад / Филиал ОАО «Инженерный центр ЕЭС», Москва, 2005 г.

## Указатель сокращений

АЗ – аварийная защита

АППУ – атомная паропроизводящая установка

АЭС – атомная электростанция

ЖВЗ – железо-водная защита

ИМ – исполнительный механизм

КГ – компенсирующая группа

КПД – коэффициент полезного действия

КТП – критический тепловой поток

МОКС – от англ. MOX – Mixed Oxide fuel

ПАТЭС – плавучая атомная теплоэлектростанция

ПГ – парогенератор

ПДД – предельно допустимая доза

ПТУ – паротурбинная установка

ПЭБ – плавучий энергоблок

ПЭЛ – поглощающий элемент

РО – рабочий орган

РУ – реакторная установка

САОЗ – система аварийного охлаждения активной зоны

САР – система аварийного расхолаживания

СВП – стержень с выгорающим поглотителем

СУЗ – система управления и защиты

ТВС – тепловыделяющая сборка

ТВСМ – тепловыделяющая сборка с максимальным энерговыделением

ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент

ТО – теплообменник

ТЭС – теплоэлектростанция

УСБ – управляющая система безопасности

ЦНПК – циркуляционный насос первого контура

ЯЭУ – ядерно-энергетическая установка