МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ АВТОНОМНОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ ВЫСШЕГО ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО 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 электростанции»**

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
| 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: | \_\_\_\_\_\_ | Щукин Н.В. |
| Консультант по расчету биологической защиты: | \_\_\_\_\_\_ | Терновых М.Ю. |
| Консультант по экономическому расчету: | \_\_\_\_\_\_ | Гераскин Н.И. |

Москва 2018 г.

Оглавление

[Глава 1 Введение 4](#_Toc511922622)

[1.1 Введение. 4](#_Toc511922623)

[1.2 Устройство ПЭБ. 5](#_Toc511922624)

[1.3 Анализ реакторной установки КЛТ-40С. 6](#_Toc511922625)

[1.4 Реактор КЛТ-40С. 8](#_Toc511922626)

[1.5 Устройство тепловыделяющей сборки. 9](#_Toc511922627)

[1.6 Выбор ядерного топлива. 13](#_Toc511922628)

[1.7 Общие технические характеристики проектируемой ПАТЭС. 14](#_Toc511922629)

[Глава 2 Теплогидравлический расчет 15](#_Toc511922630)

[2.1 Расчет КПД АППУ и тепловой мощности реактора. 15](#_Toc511922631)

[2.2 Выбор дополнительных геометрических характеристик ТВС и активной зоны реактора. 18](#_Toc511922632)

[2.3 Выбор параметров теплоносителя 1-ого контура РУ. 20](#_Toc511922633)

[2.4 Расчет средних тепловых характеристик активной зоны РУ. 21](#_Toc511922634)

[2.5 Расчет распределения температур по высоте ТВС с максимальным энерговыделением. 22](#_Toc511922635)

[2.6 Оценка коэффициента запаса до кризиса теплообмена. 27](#_Toc511922636)

[2.7 Расчет гидравлических сопротивлений ТВС. 29](#_Toc511922637)

[Глава 3 Нейтронно-физический расчет 32](#_Toc511922638)

[3.1 Формирование картограммы загрузки реактора. 32](#_Toc511922639)

[3.2 Подготовка макроскопических констант. 37](#_Toc511922640)

[3.3 Стационарный расчет реактора в начале компании. 41](#_Toc511922641)

[3.4 Уточнение теплогидравлического расчета. 46](#_Toc511922642)

[3.5 Оценка компании реактора. 48](#_Toc511922643)

[Глава 4 Анализ безопасности реакторной установки 51](#_Toc511922644)

[4.1 Запаздывающие нейтроны. 51](#_Toc511922645)

[4.2 Расчет коэффициентов реактивности. 52](#_Toc511922646)

[4.3 Основные системы безопасности. 55](#_Toc511922647)

[4.4 Глубокоэшелонированная защита. 61](#_Toc511922648)

[Глава 5 Расчет биологической защиты 64](#_Toc511922649)

[5.1 Введение. 64](#_Toc511922650)

[5.2 Базовая информация о РУ КЛТ-40С. 64](#_Toc511922651)

[5.3 Построение одномерной расчетной модели защиты. 66](#_Toc511922652)

[5.4 Описание элементарной ячейки реактора. 68](#_Toc511922653)

[5.5 Расчет дозы нейтронов перед защитой. 70](#_Toc511922654)

[5.6 Расчет дозы нейтронов за защитой. 74](#_Toc511922655)

[5.7 Расчет дозы гамма–квантов перед защитой. 76](#_Toc511922656)

[5.8 Расчет дозы гамма–квантов за защитой. 81](#_Toc511922657)

[5.9 Заключение расчета биологической защиты. 84](#_Toc511922658)

[Глава 6 Технико-экономическое обоснование 85](#_Toc511922659)

[Список использованной литературы 86](#_Toc511922660)

# 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. Целью курсового проекта является проектирование ядерно–энергетической установки для плавучей атомной теплоэлектростанции, о которой в дальнейшем и пойдет речь.[1]

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). 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»

## 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.[2]

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 (рисунок 1.3). Основные технические характеристики реакторной установки приведены в таблице 1.1.

Таблица 1.1 – Основные технические характеристики РУ КЛТ-40С[2]

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



**Рисунок 1.3** Блочная реакторная установка КЛТ-40С[3]: 1 – защитная оболочка; 2 – бак железоводной 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. Основной 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.[2]



**Рисунок 1.4** Реактор КЛТ-40С[2]: 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/.[2] 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[2]: 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[2]: 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.[2]

Таблица 1.2 – Основные технические характеристики ТВС активной зоны[2]

| Характеристика | Значение |
| --- | --- |
| Тип и форма ТВС | Чехловая с вытеснителем |
| Толщина шестигранного чехла ТВС, мм | 1,65 |
| Материал шестигранного чехла | Э-110 |
| Тип дистанционирующей решетки | Сотовая |
| Форма вытеснителя | Шестигранная |
| Толщина чехла вытеснителя, мм | 0,7 |
| Материал чехла | Э-110 |
| Диаметр центральной трубки , мм | 8,6 |
| Толщина стенки, мм | 0,5 |
| Материал трубки | Э-110 |
| Тип твэлов | Дисперсионный |
| Состав топливного сердечника | MOX + силумин |
| Обогащение по Pu-239, % | 52 |
| Обогащение по Pu-240, % | 24 |
| Обогащение по Pu-241, % | 15 |
| Диаметр твэла, мм | 6,8 |
| Длина активной части твэла, мм | 1300 |
| Максимально допустимая температура топлива | 600 |
| Толщина оболочки твэла, мм | 0,5 |
| Материал оболочки твэла | Э-110 |
| Максимально допустимая температура наружной поверхности оболочки | 334 |
| Эквивалентный диаметр компенсатора распухания , мм | 2,52 |
| Толщина стенки компенсатора распухания , мм | 0,15 |
| Материал компенсатора | Э-110 |
| Диаметр дистанционирующей проволоки , мм | 0,45 |
| Материал проволоки | Э-110 |
| Диаметр дистанционирующей спирали , мм | 1,1 |
| Количество твэлов , штук | 69 |
| Количество СВП мм , штук | 9 |
| Количество СВП мм , штук | 6 |
| Толщина оболочки СВП , мм | 0,5 |
| Материал оболочки СВП | Э-110 |
| Выгорающий поглотитель |  |
| Диаметр пэла, мм | 6,8 |
| Количество пэлов в кластере вытеснителя, штук | 7 |
| Толщина оболочки пэла, мм | 0,5 |
| Материал оболочки пэла | Э-110 |
| Поглотитель |  |

## 1.6 Выбор ядерного топлива

В качестве ядерного топлива для РУ КЛТ-40С было решено использовать МОКС топливо.

МОКС топливо (англ. Mixed-Oxide fuel) - ядерное топливо, содержащее несколько видов оксидов делящихся материалов. В проекте предполагается использовать смесь , 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.

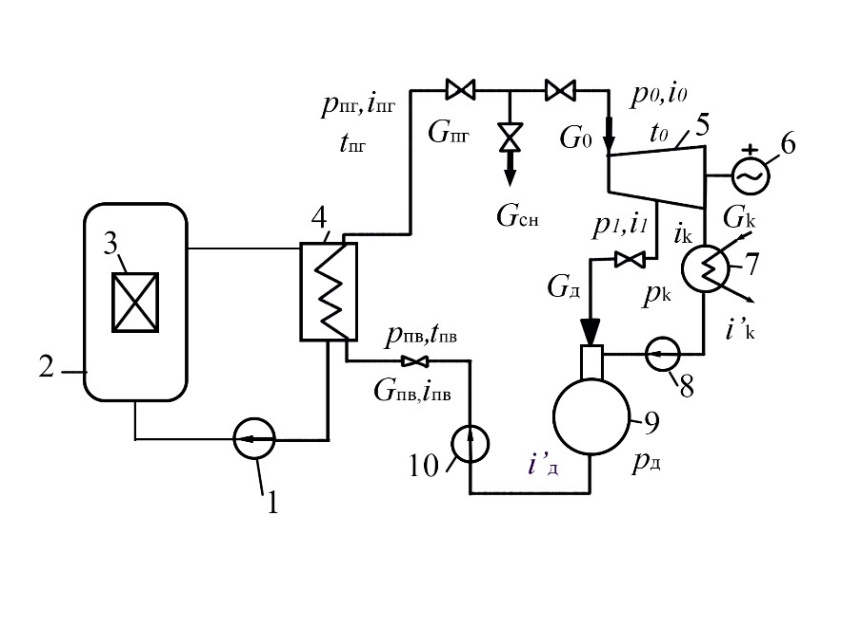
Таблица 1.3 - Общие технические характеристики проектируемой ПАТЭС[2]

|  |  |
| --- | --- |
| Характеристика | Значение |
| Установленная электрическая мощность, МВт | 2 x 35 |
| Установленная тепловая мощность системы теплоснабжения, Гкал/ч | 2 x 25 |
| Тип реактора | КЛТ-40С |
| Давление воды в первом контуре РУ, МПа | 12,7 |
| Температура воды на выходе из реактора, | 316 |
| Тип турбины | Конденсационная |
| Давление пара на входе в турбину, МПа | 3,43 |
| Температура воды на входе в турбину, | 285 |
| Число отборов пара | 1 |
| Давление пара в первом отборе, МПа | 0,9 |
| Давление в конденсаторе, Мпа | 0,005 |
| Давление в деаэраторе, Мпа | 0,115 |
| Давление питательной воды , МПа | 6 |
| Температура питательной воды , | 170 |
| Кампания активной зоны, лет | 2,5 - 3 |

# Глава 2 Теплогидравлический расчет

## 2.1 Расчет КПД АППУ и тепловой мощности реактора.

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



**Рисунок. 2.1** Принципиальная тепловая схема РУ для ПЭБ: 1 - ЦНПК; 2 - ПГБ; 3 – активная зона реактора; 4 – ПГ; 5 – паровая турбина; 6 – электрогенератор; 7 – конденсатор; 8 – конденсатный насос; 9 – деаэратор; 10 - питательный насос

В дополнение к характеристикам, указанным в пункте 1.7, необходимо задать следующие значения:

Таблица 2.1 – Дополнительные характеристики для расчета КПД АППУ

|  |  |
| --- | --- |
| Характеристика | Значение |
| Удельная энтальпия на входе в турбину МДж/кг | 2,94 |
| Удельная энтропия на входе в турбину Дж/(кгк) | 6388,70 |
| Температура на выходе из конденсатора, | 32.88 |
| Удельная энтальпия воды при температуре свежего пара на выходе из конденсатора , МДж/кг | 0,14 |
| Удельная энтропия воды при температуре свежего пара на выходе из конденсатора, Дж/(кгк) | 476,25 |
| Удельная энтальпия питательной воды МДж/кг | 0,72 |
| Удельная энтропия питательной воды Дж/(кгк) | 2035,30 |
| КПД использования тепла | 0,98 |
| Внутренний относительный КПД турбины | 0,75 |
| Механический КПД | 0,97 |
| КПД электрогенератора | 0,98 |

Расчет КПД РУ КЛТ-40С производился по циклу Ренкина (рисунок 2.2).



**Рисунок 2.2** Цикл Ренкина

Рассмотрим процессы, изображенные на рисунке 2.2:

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

Термический КПД цикла Ренкина без регенерации:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.1.1) |

Термический КПД цикла Ренкина при идеальной регенерации:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.1.2) |

Термический КПД с *n* регенеративными отборами.

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.1.3) |

КПД брутто для всех типов установок:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.1.4) |

Тепловая мощность реактора:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.1.5) |

Результаты расчета представлены в таблице 2.4.

Таблица 2.2 – Результаты расчета КПД АППУ и тепловой мощности реактора

|  |  |
| --- | --- |
| Характеристика | Значение |
| Термический КПД с *n* регенеративными отборами | 0.38 |
| КПД брутто | 0.26 |
| Тепловая мощность одного реактора ПЭБ, МВт | 132.8 |

## 2.2 Выбор дополнительных геометрических характеристик ТВС и активной зоны реактора.

Исходя из конструкции ТВС, водно-топливного отношения и учитывая количество и размер располагаемых в ней элементов, определим шаг между стержнями .

Относительный шаг:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.2.1) |

Исходя из соображений компоновки (рисунок 1.5) и на основе прототипов, зададим количество ТВС активной зоны РУ:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.2.2) |



**Рисунок 2.3** Компоновка ТВС в активной зоне РУ

Определим эквивалентный диаметр активной зоны:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.2.3) |

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 , мм | 8,14 |
| Размер чехла кассеты под ключ, мм | 96 |
| Площадь поперечного сечения кассеты , | 7988 |
| Размер вытеснителя под ключ , мм | 28,2 |
| Площадь поперечного сечения вытеснителя , | 689 |
| Проходное сечение для теплоносителя в пучке твэлов и СВП, | 3831 |
| Смоченный периметр , мм | 2170 |
| Гидравлический диаметр , мм | 7,06 |
| Обогреваемый периметр, мм | 1474 |
| Тепловой диаметр , мм | 10,4 |
| Поверхность теплообмена , | 1,916 |

Таблица 2.4 – Дополнительные геометрические характеристики активной зоны

|  |  |
| --- | --- |
| Характеристика | Значение |
| Количество ТВС , шт. | 121 |
| Межкассетные промежутки , мм | 2 |
| Описанный диаметр активной зоны , мм | 1200 |
| Эквивалентный диаметр активной зоны , мм | 1132 |
| Объем активной зоны (эквивалентный), | 1,309 |

## 2.3 Выбор параметров теплоносителя 1-ого контура РУ.

Необходимо определить среднюю скорость движения теплоносителя в 1-ом контуре РУ (в пучках твэлов и СВП). В реакторах с водяным теплоносителем эта величина составляет 2,5 ÷ 3,5 . Выберем

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.3.1) |

где ρ – плотность теплоносителя при средней по высоте активной зоны температуре воды.

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.3.2) |

Подогрев теплоносителя в реакторе можно определить, зная расход теплоносителя в активной зоне РУ и тепловую мощность реактора:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.3.3) |

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.3.4) |

В итоге получаем параметры теплоносителя 1-ого контура реакторной установки. Коэффициент был взят равным 0,93.

Результаты расчета представлены в таблице 2.6.

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

|  |  |
| --- | --- |
| Характеристика | Значение |
| Давление воды 1-ого контура p, МПа | 12,7 |
| Температура воды на выходе из реактора, | 316 |
| Средняя скорость воды в пучках твэлов и СВП , м/с | 3,2 |

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

|  |  |
| --- | --- |
| Характеристика | Значение |
| Полный расход теплоносителя через реактор , кг/с | 1129 |
| Средний расход теплоносителя на охлаждение твэлов и СВП одной ТВС , кг/c | 8,68 |
| Подогрев воды в реакторе , | 20.32 |
| Температура воды на входе в реактор , | 295.7 |

## 2.4 Расчет средних тепловых характеристик активной зоны РУ.

Рассчитаем средние тепловые характеристики на основе полученных выше данных.

Удельная энергонапряженность активной зоны:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.4.1) |

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.4.2) |

где - коэффициент (меньше единицы), учитывающий тот факт, что мощность, выделяемая в твэлах, немного меньше полной тепловой мощности реактора, так как часть тепла выделяется в воде и конструкционных материалах.

Средний линейный тепловой поток от твэлов (на единицу твэла):

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.4.3) |

Средняя плотность теплового потока на поверхности твэлов:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.4.4) |

Полученные значения представлены в таблице 2.7.

Таблица 2.7 – Результаты расчета тепловых характеристик активной зоны РУ

|  |  |
| --- | --- |
| Характеристика | Значение |
| Удельная энергонапряженность активной зоны , МВт/ | 101.5 |
| Средняя тепловая мощность ТВС , МВт | 1.076 |
| Средний линейный тепловой поток от одного твэла Вт/см | 119.907 |
| Средняя плотность теплового потока на поверхности твэлов , МВт/ | 0.561 |

Расчеты проведены при .

## 2.5 Расчет распределения температур по высоте ТВС с максимальным энерговыделением.

Зададим коэффициенты неравномерности и , отсюда . Зная коэффициенты неравномерности, найдем эффективные добавки: м, м.

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

Найдем изменение плотности теплового потока на поверхности максимально нагруженного (центрального) твэла по координате z по уравнению:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.5.1) |

где . Результаты отражены на рисунке 2.5.



**Рисунок 2.5** Изменение плотности теплового потока на поверхности центрального максимально нагруженного твэла по высоте ТВСМ

Расчеты распределений температур по высоте ТВСМ для воды, оболочки твэла и сердечника твэла представлены на рисунках 2.6 - 2.10. Расчеты проведены при ,.



**Рисунок 2.6** Распределение температуры воды по высоте ТВСМ



**Рисунок 2.7** Распределение температуры внешней оболочки твэла по высоте ТВСМ



**Рисунок 2.8** Распределение температуры внутренней оболочки твэла по высоте ТВСМ



**Рисунок 2.9** Распределение температуры топливного сердечника по высоте ТВСМ при

**

**Рисунок 2.10** Распределение температуры топливного сердечника по высоте ТВСМ при

Таблица 2.8 - Основные теплогидравлические характеристики ТВСМ

|  |  |
| --- | --- |
| Характеристика | Значение |
| Тепловая мощность, МВт | 1,528 |
| Удельная энергонапряженность, МВт/ | 195,922 |
| Средний линейный тепловой поток Вт/см | 170,272 |
| Максимальный линейный тепловой поток Вт/см | 240,992 |
| Средняя плотность теплового потока, МВт/ | 0,793 |
| Максимальная плотность теплового потока , МВт/ | 1,083 |
| Расход воды на охлаждение твэлов и СВП , кг/с | 12,326 |
| Средняя скорость воды в пучке твэлов и СВП , м/с | 4,544 |
| Средняя массовая скорость, кг/() | 3217 |
| Максимальная температура наружной поверхности оболочки , | 332,476 |
| Максимальная температура внутренней поверхности оболочки , | 362,091 |
| Максимальная температура топлива при Вт/(мК), | 414,492 |
| Максимальная температура топлива при Вт/(мК), | 493,324 |

Из расчетов видно, что максимальная температура наружной оболочки твэла составляет 332,5, что ниже допустимого проектного предела (334). Максимальная температура топливного сердечника в начале работы реактора составляет 414,5, а, с учетом уменьшения коэффициента теплопроводности при высокой глубине выгорания топлива, составляет 493,3. 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 . Длинна этого участка составляет . Недогрев потока воды до температуры насыщения на данном участке, за исключением узкой зоны длинной , достаточно велик, и, как показывают расчеты, поверхностное кипение там маловероятно. Поверхностное кипение на участке может привести только к весьма небольшому снижению температуры наружной поверхности оболочки твэла (примерно 0,078).

## 2.6 Оценка коэффициента запаса до кризиса теплообмена.

Используем табличный метод определения критического теплового потока. Рассчитаем поправки к табличному критическому тепловому потоку.

– учитывает отличие теплового диаметра стандартной ячейки от базового значения 9,36 мм;

– учитывает относительный шаг расположения стержней;

– учитывает влияние на КТП входных условий сборки;

– учитывает турбулизирующее взаимодействие на кризис кипения решеток.

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.6.1) |

Результаты расчета приведены в таблице 2.9.

Таблица 2.9 – Поправочные коэффициенты к табличным данным КТП

|  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- |
|  |  |  |  | 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 найдем табличные значения методом линейной интерполяции при давлении 12.7 Мпа и массовой скорости , а также вычислим значение критического потока с учетом поправок.

Таблица 2.10 - Табличные значения КТП

|  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| X | -0.2 | -0.2 | 0 | 0.1 | 0.2 |
| , МВт/ | 4,731 | 3,416 | 2,503 | 1,829 | 1,262 |
| , МВт/ | 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. Число n выбирается так, чтобы график зависимости q(x) и пересеклись в одной точке с учетом отклонения от рассчитанных данных. Отклонение от расчетных данных:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.6.2) |

где

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 |
|  | X | -0,171 | -0,162 | -0,146 | -0,125 | -0,104 | -0,086 | -0,073 | -0,069 |
| q, МВт/ | 0,273 | 0,664 | 0,947 | 1,078 | 1,034 | 0,822 | 0,478 | 0,273 |
| 2,0 | X | -0,171 | -0,152 | -0,120 | -0,080 | -0,037 | 0,002 | 0,026 | 0,033 |
| q, МВт/ | 0,545 | 1,328 | 1,895 | 2,156 | 2,068 | 1,645 | 0,956 | 0,545 |

**

**Рисунок 2.11** Определение запаса до кризиса теплообмена

Был построен график для определения запаса до кризиса теплообмена. Из графика видно, что в точках и есть вероятность возникновения кризиса теплообмена, который может произойти в сечении ТВСМ на расстоянии

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.6.3) |

а коэффициент запаса до кризиса теплообмена:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.6.4) |

## 2.7 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:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.7.1) |

где – сопротивление трения, –местные сопротивления, – сопротивления, связанные с ускорением потока, – 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 гидравлических 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.

Расcчитаем сопротивление трения в пучке твэлов и СВП ТВСМ:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.7.2) |

где – коэффициент сопротивления трения.

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

|  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- |
| w, м/с | Re |  |  | *,* кПа |
| 4,544 |  | 0,014 | 0,017 | 19,67 |

Рассчитаем местные сопротивления. При расчете необходимо учесть:

– сопротивление входных участков сборки;

– сопротивление выходных участков сборки;

– сопротивление нижней опорной решетки стержней;

– сопротивление верхней опорной решетки стержней;

– сопротивление дистанционирующих решеток;

– сопротивление дроссельной заслонки;

Так как мы рассматриваем канал, в котором расход теплоносителя максимален, принимаем сопротивление дроссельной заслонки Количество дистанционирующих решеток примем равным пяти. Результаты расчета:

Таблица 2.13 - Местные сопротивления в ТВСМ

|  |  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
|  |  |  |  |  |  |  | , 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 .

Затраты мощности на прокачку теплоносителя:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (2.7.3) |

где – объемный расход теплоносителя,  *–* КПД циркуляционного насоса. Затраты мощности на прокачку теплоносителя малы и составляют приблизительно 1% от электрической мощности реактора (

# Глава 3 Нейтронно-физический расчет

## 3.1 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 будет корректироваться рядом взаимоуточняющих нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов.

Активная зона проектируемого реактора содержит:

* два типа твэлов разного обогащения: “легкие” твэлы и “тяжелые” твэлы;
* два типа СВП: меньшего и большего диаметра;
* кластеры, содержащие компенсирующие стержни (ПЭЛы);
* стержни аварийной защиты (АЗ).

Рассмотрим основные типы и состав ТВС активной зоны:

Таблица 3.1 – Типы и состав ТВС активной зоны реактора

|  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| Тип ТВС | Число ТВС | Число “легких” твэлов | Число “тяжелых” твэлов | Число СВП большего диаметра | Число СВП меньшего диаметра |
| 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.

Рассмотрим схемы всех ТВС активной зоны реактора:

1. ТВС периферийной зоны:



**Рисунок 3.1** Схема ТВС периферийной зоны

1. ТВС центральной зоны:



**Рисунок 3.2** Схема ТВС центральной зоны

1. ТВС со стержнем АЗ:



**Рисунок 3.3** Схема ТВС со стержнем АЗ

1. ТВС с пустым каналом:



**Рисунок 3.4** Схема ТВС с пустым каналом

На всех схемах приняты следующие обозначения:

1 – тяжелые твэлы; 2 – легкие твэлы; 3 – СВП большего диаметра; • - СВП меньшего диаметра; 5 – ПЭЛы; 6 – стержень АЗ; 8 – пустой канал.

Основные параметры ТВС указаны в тепловом расчете.

Решетка твэлов и СВП заполнена теплоносителем. В центральной и периферийных 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.

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.

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 стрежнем АЗ заполнен воздухом.

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

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 реактора

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
| Элемент ТВС | Материал, его состав и плотность (г/ ) | Основные изотопы |
| Сердечник “тяжелого” твэла, 12% | МОКС-топливо (U: силумин - 25%, - 27 %, - 48 %, | , , , , , Al, Si |
| Сердечник “легкого” твэла, 10% |
| Сердечник СВП меньшего диаметра | Сплав Al и , | , , |
| Сердечник СВП большего диаметра |
| Сердечник ПЭЛа | , | , |
| Сердечник стержня АЗ | , |
| Теплоноситель | O, | , |
| Пустой канал | Воздух, 75% + 25% , | , |
| Чехол ТВС | Сплав Э-110 (Zr + 1% Nb), |  |
| Конструкционный материал |
| Чехол вытеснителя для ПЭЛов |
| Оболочка СВП |
| Гильза для стержня АЗ |
| Оболочка твэла |
| Оболочка ПЭЛа | Сплав 42ХНМ (42% Сr + 56% Ni) |  |

**Рисунок 3.5** Схема активной зоны реактора

## 3.2 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 полиячейки, параметрами которой являются:

* концентрация нуклидов в каждой отдельной зоне;
* кратность ячеек;
* матрица перетечек нейтронов между ячейками;
* температуры зон ячеек.

Концентрации нуклидов рассчитаем по формуле:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (3.2.1) |

где – массовая доля; – плотность вещества; – молярная масса вещества.

Приведем таблицу концентраций основных веществ активной зоны, на основе которой можно рассчитать концентрации отдельных нуклидов:

Таблица 3.3 – Свойства веществ, содержащихся в активной зоне

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
| Вещество |  |  |
| Диоксид урана U (топливо) | *,*  *𝜀* | 0,0119 |
| Диоксид плутония Pu (топливо) |  | 0,0069 |
| Алюминий Al (матрица сердечника твэла) |  | 0,0145 |
| Оксид гадолиния (СВП) |  | 0,0067 |
| Карбид бора (сердечник стержня АЗ, пэла) |  | 0,0288 |
| Вода O (теплоноситель) |  | 0,0233 |
| Кислород (пустой канал) | *,* | 0,0045 |
| Азот (пустой канал) | *,* | 0,0144 |
| Цирконий Zr (оболочки твэлов, СВП и др.) |  | 0,0429 |
| Никель Ni (оболочки пэлов) | *,* | 0,0520 |
| Хром Cr (оболочки пэлов) | *,* | 0,0350 |

В программе GETERA задается 6 типов ячеек:

* “тяжелый” твэл;
* “легкий” твэл;
* СВП большего диаметра;
* СВП меньшего диаметра;
* ПЭЛ;
* Конструкционный материал.

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 к площади поверхности ячейки типа *i.*

|  |  |
| --- | --- |
|  | (3.2.2) |

Результаты расчета матриц перетечек для различных ТВС приведены в таблицах 3.4 и 3.5.

Таблица 3.4 - Матрица перетечек для центральной и периферийной ТВС

|  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| Тип ячейки |  | | | | | |
| “Тяжелый” твэл | “Легкий” твэл | СВП большего диаметра | СВП меньшего диаметра | ПЭЛ | КМ |
| “Тяжелый” твэл | 0,5882 | 0,1372 | 0,1176 | 0,0000 | 0,0000 | 0,1586 |
| “Легкий” твэл | 0,3888 | 0,3333 | 0,0000 | 0,2222 | 0,0555 | 0,0000 |
| СВП большего диаметра | 0,6666 | 0,0000 | 0,0000 | 0,0000 | 0,0000 | 0,3333 |
| СВП меньшего диаметра | 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 3.5 - Матрица перетечек для ТВС со стержнем АЗ и ТВС с пустым каналом

|  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| Тип ячейки |  | | | | | |
| “Тяжелый” твэл | “Легкий” твэл | СВП большего диаметра | СВП меньшего диаметра | ПЭЛ | КМ |
| “Тяжелый” твэл | 0,5882 | 0,1372 | 0,1176 | 0,0000 | 0,0000 | 0,1586 |
| “Легкий” твэл | 0,3888 | 0,3333 | 0,0000 | 0,2222 | 0,0555 | 0,0000 |
| СВП большего диаметра | 0,6666 | 0,0000 | 0,0000 | 0,0000 | 0,0000 | 0,3333 |
| СВП меньшего диаметра | 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 взяты из теплогидравлического расчета.

На основе вышепредставленных данных были расcчитаны макроскопические параметры для всех типов ТВС, необходимые для дальнейшего стационарного и динамического расчета. Были получены:

* коэффициенты диффузии D;
* сечения поглощения ;
* сечения деления ;
* матрицы межгруппового перевода ;
* сечения генерации нейтронов .

## 3.3 Стационарный расчет реактора в начале компании.

Стационарный расчет реактора в начале компании проведем при помощи программы SKETCH для нейтронно-физического расчета активной зоны реактора.

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.

Картограмма загрузки активной зоны реактора составляется на основе рисунка 3.4.

Тепловую мощность реактора возьмем из теплогидравлического расчета и примем = 132.8 МВт. Высоту активной зоны разобьем на слои по 0.13 м. Макроскопические параметры всех типов ТВС были получены в пункте 3.2 данной главы.



**Рисунок 3.6** – Картограмма загрузки реактора для программы SKETCH: 1 –ТВС центральной зоны; 2 –ТВС периферийной зоны; 3 –ТВС со стержнем АЗ; 4 –ТВС с пустым каналом; 5 –отражатель

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 . Предполагаем вначале, что глубина погружения всех стержней одинакова. Результаты представлены на рисунке 3.7.



**Рисунок 3.7** График зависимости от глубины погружения поглощающих стержней

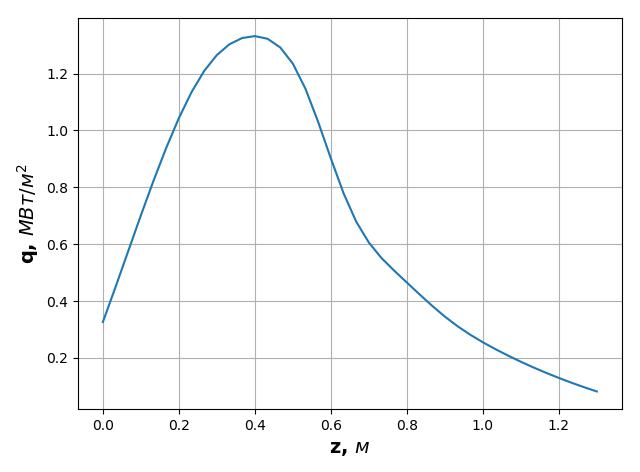
Из расчета следует, что глубина поглощающих стержней, при которой реактор становится критичным, равна 0.85 м.

Определим эффективность системы аварийной защиты. Для этого приведем реактор в критическое состояние и опустим стержни аварийной защиты. Результаты расчетов приведены в таблице 3.6.

Таблица 3.6 - Воздействие органов аварийной защиты на реактивность

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
| Количество групп АЗ |  |  |
| Одна группа стержней | 1,006053 | -0,003947 |
| Две группы стержней | 0,991576 | -0,008424 |
| Три группы стержней | 0,986962 | -0,013038 |

Программа SKETCH позволяет получить данные о энерговыделении в активной зоне, коэффициенты . На рисунке 3.8 представлено распределение плотности теплового потока на поверхности центрального максимально нагруженного твэл по высоте ТВСМ.



**Рисунок 3.8** Распределение плотности теплового потока на поверхности максимально нагруженного твэла по высоте ТВСМ

Таблица 3.7 – Параметры поля энерговыделения активной зоны

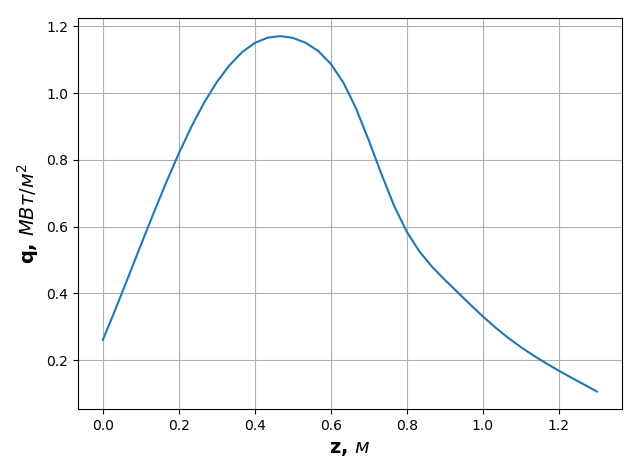
|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение |
| Коэффициент неравномерности тепловыделения по радиусу | 1,164 |
| Коэффициент неравномерности тепловыделения по высоте | 2,043 |
| Коэффициент неравномерности тепловыделения по объему | 2,378 |

Найденное поле энерговыделения имеет коэффициент неравномерности по объему , что превышает значение, полученное в теплогидравлическом расчете (). 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 зоны на 1 слой вверх (0.13м). Решая условно – критическую задачу, получаем, что реактор достигает критического состояния при полностью погруженных центральных поглощающих стержнях (рисунок 3.9).

**Рисунок 3.9** График зависимости от глубины погружения поглощающих стержней центральной зоны

Аналогично, найдем распределение плотности теплового потока и параметры поля энерговыделения активной зоны:



**Рисунок 3.10** Распределение плотности теплового потока на поверхности максимально нагруженного твэла по высоте ТВСМ

Таблица 3.8 – Параметры поля энерговыделения активной зоны

|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение |
| Коэффициент неравномерности тепловыделения по радиусу | 1,122 |
| Коэффициент неравномерности тепловыделения по высоте | 1,770 |
| Коэффициент неравномерности тепловыделения по объему | 1,985 |

В результате можно заметить, что поле энерговыделения получило более выровненную форму, чем в первоначальном варианте, а коэффициент неравномерности по объему приблизился к значению, полученному в теплогидравлическом расчете. Благодаря этому, была снижена нагрузка максимально нагруженной ТВС.

## 3.4 Уточнение теплогидравлического расчета.

На основе данных, полученных в пункте 3.3, проведем уточнение теплогидравлического расчета. Для этого, рассмотрим тепловыделяющую сборку с максимальным энерговыделением (ТВСМ) и построим температурные зависимости по высоте ТВСМ.



**Рисунок 3.11** Распределения температур ТВСМ

Из рисунка 3.11 видно, что максимальная температура топлива при значительно ниже проектного предела (600 ), более того, даже при уменьшении коэффициента теплопроводности топлива при высокой глубине выгорания максимальная температура составляет , что удовлетворяет проектному пределу. Температура воды не превышает температуру насыщения при давлении . 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 , что меньше проектного предела 334 . Из вышесказанного можно сделать вывод о том, что полученная конфигурация активной зоны удовлетворяет теплогидравлическим требованиям.

## 3.5 Оценка компании реактора.

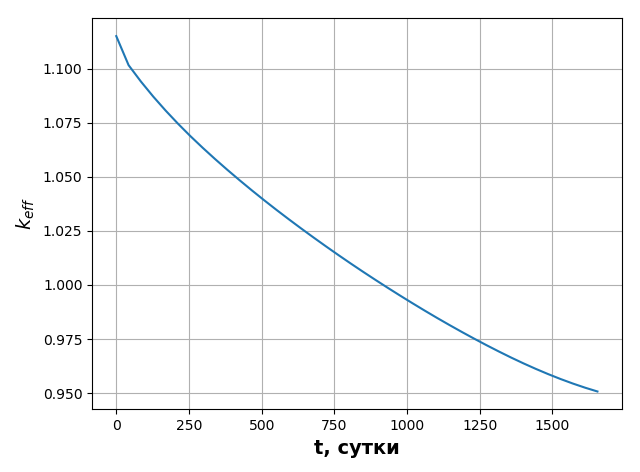
Проведем оценку компании реактора, а также выгорания топлива при однократной загрузке реактора. Основным критерием определения длительности компании является выход реактора в критическое состояние. Следовательно, для оценки компании реактора и потенциала топлива необходимо построить графики зависимости и

Для оценки компании реактора временно перейдем от рассмотрения пространственного распределения выгорания топлива в активной зоне к рассмотрению отдельной ТВС. В рассматриваемом проекте присутствуют 2 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).

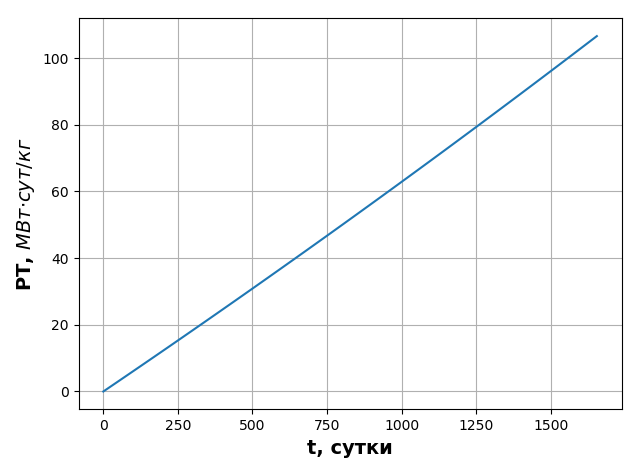
Воспользуемся средствами программы GETERA. На каждом шаге выгорания (шаг примем равным 50 суток) будем вычислять значение . Так как программа GETERA позволяет получить только значение , необходимо умножать его на вероятность утечки нейтрона из реактора, полученную следующим образом:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (3.5.1) |

где значение было получено с помощью программы SKETCH. Для упрощения расчетов считаем, что не зависит от выгорания топлива. Полученные зависимости представлены на рисунках 3.12 и 3.13.



**Рисунок 3.12** График зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов от времени



**Рисунок 3.13** График зависимости выгорания топлива от времени

Из графиков видно, что реактор станет критичным в момент суток, что составляет приблизительно 2,5 года, а среднее выгорания топлива в конце компании реактора составляет 57 .

ПАТЭС оборудована устройством, позволяющим осуществлять перегрузки топлива. С целью увеличения компании реактора, проведем оценочный расчет компании реактора и среднего выгорания топлива в случае трехкратных перегрузок (трехкратные перегрузки являются экономически наиболее выгодными) по формуле 3.2.3.

|  |  |
| --- | --- |
|  | (3.5.2) |

В результате расчета получим, что компания реактора при трёхкратных перегрузках составляет 1380 дней (), а среднее выгорание топлива в конце компании реактора – 85,5 .

Компания реактора по проекту составляет 2,5 – 3 года. По оценке, приведенной выше, компания реактора превышает проектную задачу, что является неоспоримым плюсом с экономической точки зрения и с точки зрения обслуживания ПАТЭС.

# Глава 4 Анализ безопасности реакторной установки

## 4.1 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 компании топлива. Результаты расчета представлены в таблице 4.1 и 4.2.

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

|  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- |
| Номер группы | Выход, доля | Выход, % | Постоянная распада , |
| 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 |
| Одногрупповое приближение | | | |
| 1 | 0,003236 | 100 | 0,0799 |

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

|  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- |
| Номер группы | Выход, доля | Выход, % | Постоянная распада , |
| 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 |
| Одногрупповое приближение | | | |
| 1 | 0,00335 | 100 | 0,0811 |

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 ). 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.

## 4.2 Расчет коэффициентов реактивности.

Коэффициенты реактивности являются важными характеристиками реактора, определяющими его поведение при внесении каких-либо возбуждений. 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 ;
* коэффициент реактивности по температуре теплоносителя .

Для расчета коэффициентов реактивности воспользуемся программами GETERA и SKETCH. Расчет будем производить для критической загрузки активной зоны.

Для начала проведем расчет коэффициента реактивности по температуре топлива . Для расчета воспользуемся формулой 4.2.1:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (4.2.1) |

где – реактивность реактора при стационарном режиме работы; - реактивность реактора при изменении температуры топлива на величину .

Для нахождения реактивности происходило изменение температуры топлива во всех типах ТВС. Изменение температуры топлива выбирается из физических соображений (50 ). Далее, получив необходимые макропараметры для всех типов ТВС, был произведен расчет эффективного коэффициента размножения активной зоны . На основании полученного была рассчитана реактивность по формуле 4.2.2:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (4.2.2) |

Коэффициент реактивности по температуре топлива рассчитывался для двух случаев: для увеличения температуры топлива относительно стационарного режима работы и для уменьшения температуры топлива относительно стационарного режима работы. Результирующий коэффициент реактивности по температуре топлива рассчитывался по формуле 4.2.3:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (4.2.3) |
| Таблица 4.3 – Результаты расчета коэффициента реактивности по температуре топлива   |  |  | | --- | --- | | Параметр | Значение, 1/К | |  |  | |  |  | |  |  | |  |

Полученные отрицательные значения коэффициентов реактивности по температуре топлива показывают, что при увеличении температуры топлива в реакторе его реактивность будет снижаться.

При расчете коэффициента реактивности по температуре теплоносителя происходило изменение температуры теплоносителя во всех типах ТВС. Более того, при расчете учитывалось изменение плотности теплоносителя при изменении его температуры. Изменение температуры теплоносителя выбиралось из физических соображений (10 ). Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя рассчитывался по формуле 4.2.4:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (4.2.4) |

где – реактивность реактора при стационарном режиме работы; - реактивность реактора при изменении температуры теплоносителя на величину .

Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя рассчитывался для двух случаев: для увеличения температуры теплоносителя относительно стационарного режима работы и для уменьшения температуры теплоносителя относительно стационарного режима работы. Результирующий коэффициент реактивности по температуре теплоносителя рассчитывался по формуле 4.2.5:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (4.2.5) |

Таблица 4.4 – Результаты расчета коэффициента реактивности по температуре теплоносителя

|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение, 1/К |
|  |  |
|  |  |
|  |  |

Полученные коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя также имеют благоприятный отрицательный знак. Таким образом, при увеличении температуры теплоносителя в реакторе его реактивность будет снижаться.

Также была рассчитана плотностная составляющая коэффициента реактивности по температуре теплоносителя.

Конечные результаты расчета представлены в таблице 4.5.

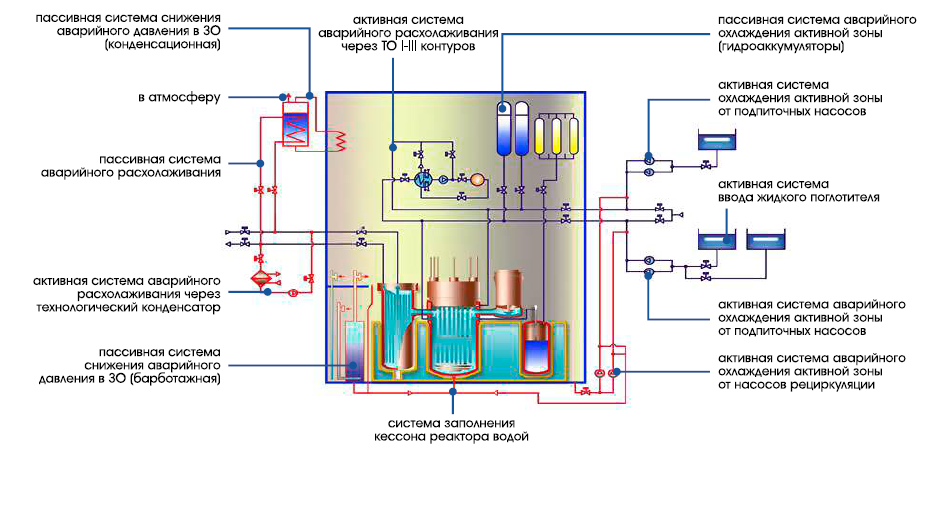
Таблица 4.5 – Результаты расчета коэффициентов реактивности реактора

|  |  |
| --- | --- |
| Коэффициент реактивности | Значение |
| По температуре топлива , 1/К |  |
| По температуре теплоносителя , 1/К |  |
| По плотности теплоносителя , |  |

## 4.3 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].

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

**Рисунок 4.1** – системы безопасности РУ КЛТ-40С[2]

К основным защитным системам безопасности РУ КЛТ-40С относятся[1]:

* электромеханическая система аварийной остановки реактора;
* система управления и защиты:
* система аварийного охлаждения активной зоны;
* система аварийного расхолаживания;
* 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].

Важнейшая роль в организации контроля и управления процессами, происходящими в ЯЭУ, принадлежит *системе управления и защиты* (СУЗ) ядерного реактора. 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].

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.

*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 забортной 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.

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.

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.

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.

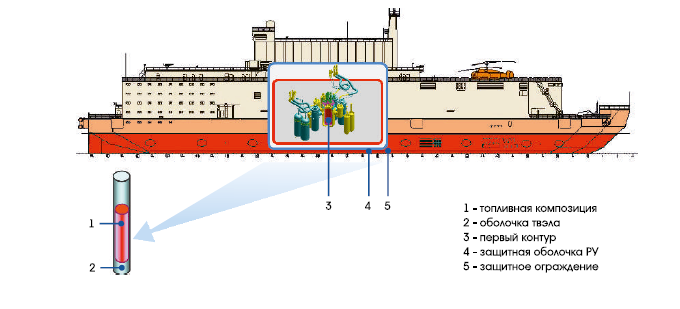
Безопасность ПАТЭС при внешних воздействиях достигается следующими путями[2]:

* 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 ;
* 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.

## 4.4 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 локализующих 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.

# Глава 5 Расчет биологической защиты

## 5.1 Введение.

Целью расчета биологической защиты являетсярасчет 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.

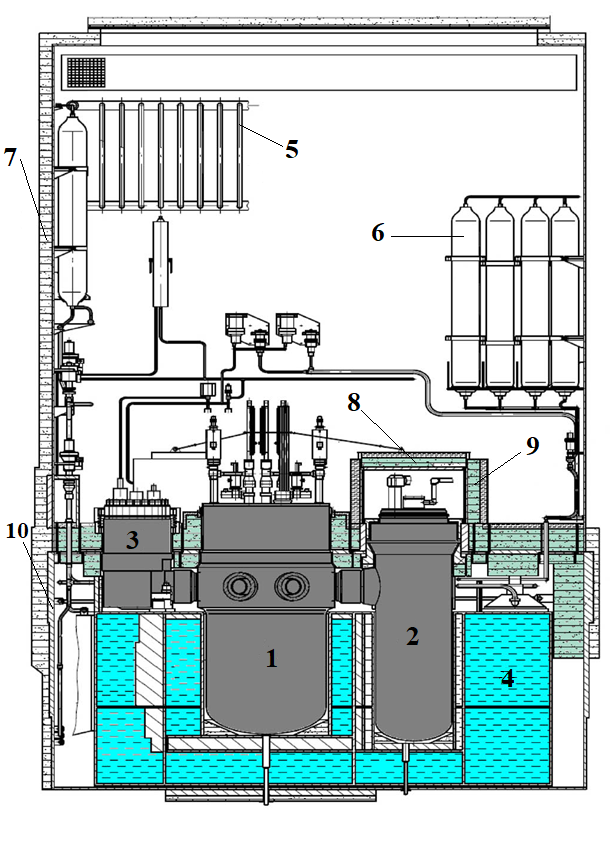
РУ КЛТ-40С представляет собой комплекс систем и элементов, предназначенных для преобразования ядерной энергии в тепловую, включающий ядерный реактор и непосредственно связанные с ним компоненты, необходимые для нормальной эксплуатации и обеспечения безопасности[2].РУ КЛТ-40С проектируется для установки 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[4].

Схема реакторной установки КЛТ-40С изображена на рисунке 5.1[3].

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[4].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].

****

**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

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].

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

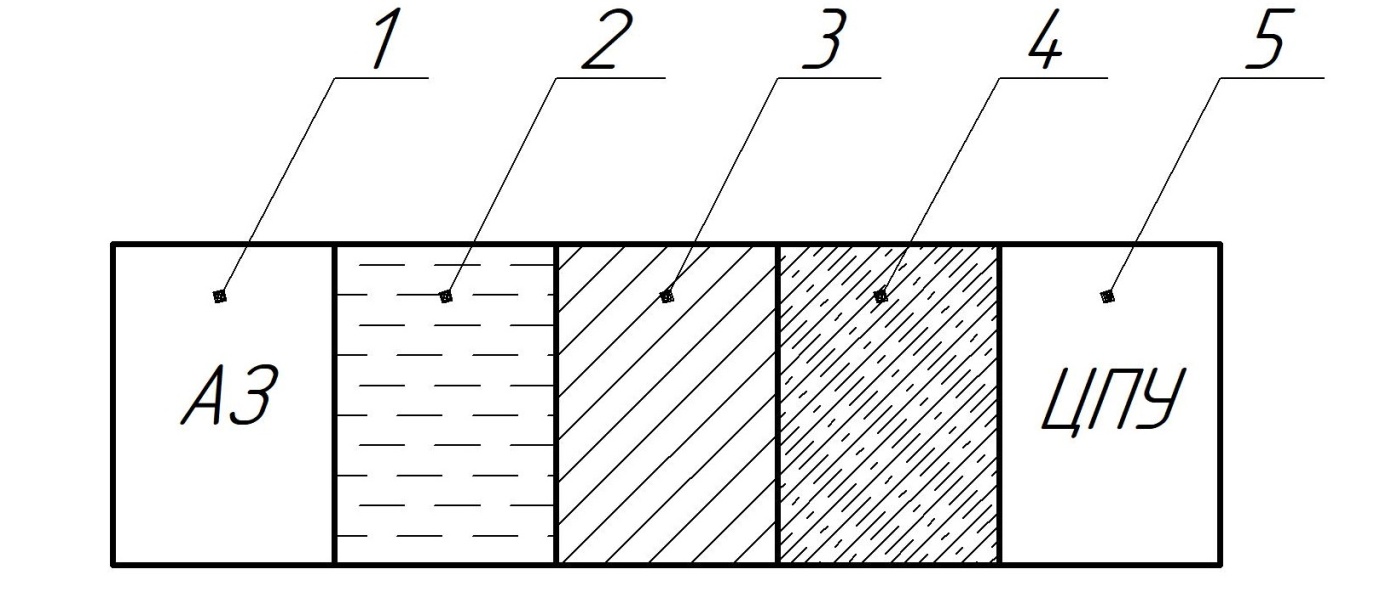
Главный циркуляционный насос – герметичный центробежный одноступенчатый насос. Предназначен для создания циркуляции теплоносителя в системе 1-ого контура в нормальных и аварийных режимах[2].

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[6].

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 (рисунок 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 изучения.

Все основные параметры биологической защиты приведены в таблице 5.1.

Таблица 5.1 - Параметры элементов биологической защиты[2]

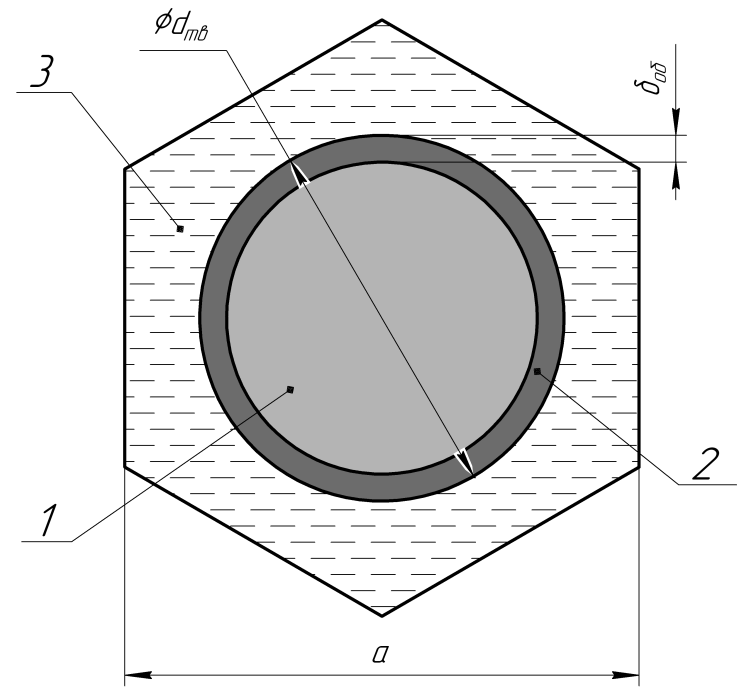
|  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- |
| Защитный слой | Материал | Размер, см | Плотность, |
| Отражатель, вода в баке железо-водной защиты | Вода | 160 | 0,94 |
| Корпус реактора, стенки и стальные плиты бака железо-водной защиты, стальная периферийная защита | Сталь | 67,4 | 7,75 |
| Бетонная периферийная 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 3, а ее геометрические параметры – в таблице 2.

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

|  |  |
| --- | --- |
| Параметр | Значение, мм |
| Диаметр твэла, | 6.8 |
| Толщина оболочки твэла, | 0,5 |
| Размер ячейки, a | 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 Обогащение по . Плотность – .
2. Оболочка твэла. Сплав Э-110 (Zr + 1% Nb). Плотность – .
3. Теплоноситель. Вода. Плотность – .

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

Площадь элементарной ячейки:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.4.1) |

Объемная доля i-ой ячейки:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.4.2) |

Объемная доля топлива:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.4.3) |

Объемная доля конструкционных материалов:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.4.4) |

Объемная доля теплоносителя:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (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:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.1) |

где – тепловая мощность реактора; - средняя энергия, выделяющаяся в одной реакции деления.

Число нейтронов, образующихся в реакторе в единицу времени:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.2) |

где - число нейтронов, образующихся в результате реакции деления на середину кампании. Для того чтобы с достаточной точностью определить величину , необходимо учесть основные делящиеся нуклиды в топливе реактора на середину компании. В данном реакторе основными делящимися нуклидами являются , . Среднее число нейтронов деления на середину компании определим усреднением по перечисленным изотопам, используя следующую формулу:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.3) |

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

Таблица 5.4 – Параметры основных делящихся нуклидов на середину компании[7]

|  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| Изотоп |  |  |  |  |  |
|  |  |  | 2,89 | 0,56 | 1,62 |
|  |  |  | 2,99 | 0,16 | 0,49 |

Используя полученные данные, произведем расчет по формуле 5.5.3:

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

Площадь поверхности активной зоны найдем по формуле:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.4) |

где - высота активной зоны; – радиус активной зоны.

Для нахождения потока нейтронов утечки из активной зоны необходимо определить - коэффициент размножения элементарной ячейки реактора на середину компании. Определим из следующего соотношения:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.5) |

где – квадрат длинны диффузии:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.6) |

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

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

Геометрический параметр найдем по формуле для цилиндрической геометрии:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.7) |

где – первый корень уравнения

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

Поток нейтронов утечки из активной зоны:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.8) |

Поток нейтронов спектра деления в утечке из активной зоны:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.9) |

где – 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:

Тогда величина рассчитывается по следующей формуле:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.10) |

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

Мощность эквивалентной дозы нейтронов перед защитой:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.5.11) |

где - средняя энергия нейтронов спектра деления; – коэффициент качества нейтронов спектра деления; - массовый коэффициент поглощения энергии в биологической ткани.

В качестве биологической ткани принимается человек, площадь поверхности которого 1 , а масса – 100 кг.

В итоге, мощность эквивалентной дозы нейтронов перед защитой:

## 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:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.6.1) |

где - сечение выведения, d – толщина слоя защиты.

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.6.2) |

где - сечение выведения i - го слоя защиты, - 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[7]

|  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- |
| № слоя | Материал | Плотность, | , |
| 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 :

|  |  |
| --- | --- |
|  | (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:

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.1) |

где - среднее число гамма-квантов деления на середину кампании, - доля гамма-квантов с энергией E в реакции деления. Для того чтобы с достаточной точностью определить величину , необходимо учесть основные делящиеся нуклиды в топливе реактора на середину компании. В данном реакторе основными делящимися нуклидами являются , . Среднее число гамма-квантов деления на середину компании определим усреднением по перечисленным изотопам, используя формулу:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.2) |

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

Таблица 5.6 – Параметры основных делящихся нуклидов на середину компании[7]

|  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| Изотоп |  |  |  |  |  |
|  |  |  | 8,2 | 0,56 | 4,59 |
|  |  |  | 8,6 | 0,16 | 1,40 |

Подставляя полученные данные в формулу 5.7.2, получим:

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

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:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.3) |

где = 1,309 – объем активной зоны, = 6,64 – площадь полной поверхности активной зоны.

1. Линейный коэффициент ослабления пластины вычисляется через коэффициенты ослабления элементарной ячейки реактора:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.4) |

где – объемные доли топлива, конструкционных материалов и теплоносителя в элементарной ячейке, – 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[8][9]

|  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- |
| Материал | Плотность, г/см3 | μ3, см-1 | μ5, 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 |  | 51,4 | 39,7 |

Формула, позволяющая определить линейный коэффициент ослабления сложных веществ[9]:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.5) |

где , , … , - линейные коэффициенты ослабления излучения элементов сложного вещества; , , … ,- плотности элементов сложного вещества; , , … , – относительные массовые доли элементов сложного вещества; - плотность сложного вещества.

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.6) |

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

Источник гамма-квантов, равномерно распределенный по объему пластины:

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
|  | (5.7.7) | |
|  | |  | |

Число нерассеянных гамма-квантов через поверхность пластины:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.8) |

Поток нерассеянных гамма-квантов деления из активной зоны:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.9) |
|  |  |
|  |  |

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  = 2. Тогда полный поток гамма-квантов из активной зоны:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.10) |

Мощность эквивалентной дозы гамма-квантов перед защитой:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.7.11) |

где Е = 3 МэВ и E = 5 МэВ – энергия рассматриваемых гамма-квантов; *К =* 1 - коэффициент качества гамма-излучения; – массовый коэффициент поглощения энергии в биологической ткани.

В качестве биологической ткани рассматривается человек массой 100 кг и площадь поверхности которого составляет 1 .

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

|  |  |
| --- | --- |
|  |  |

## 5.8 Расчет дозы гамма–квантов за защитой.

Доза нерассеянных гамма-квантов за защитой:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.8.1) |

где - оптическая толщина биологической защиты, - мощность дозы гамма-квантов перед защитой.

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

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.8.2) |

где – оптическая толщина i-го слоя защитной системы.

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

Таблица 5.8 – Линейные коэффициенты ослабления материалов защиты[8]

|  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- |
| Материал | d, см | Плотность, г/см3 | μ3, см-1 | μ5, см-1 |
| 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 для гамма-квантов энергий 3 МэВ и 5 МэВ, были получены значения мощности дозы нерассеянных гамма-квантов за защитой:

Мощность эквивалентной дозы гамма-квантов за защитой:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.8.3) |

где - 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:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.8.4) |

где , , - 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[8]

|  |  |  |  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- | --- | --- | --- |
| Материал | Энергия 3 МэВ | | | Энергия 5 МэВ | | |
|  |  |  |  |  |  |
| 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:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.8.5) |

где N – число слоев защиты, - гомогенный фактор накопления, вычисленный по формуле Тейлора с коэффициентами , , для материала j.

Для рассматриваемой системы формула Бродера имеет следующий вид:

Полученные дозовые факторы накопления:

|  |  |
| --- | --- |
|  |  |

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

Суммарная мощность эквивалентной дозы гамма-квантов за защитой:

|  |  |
| --- | --- |
|  | (5.8.6) |

где К – коэффициент, который учитывает дозу от гамма-квантов не только двух рассмотренных энергий, но и от гамма-квантов других энергий. Для данного расчета К = 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:

следовательно, необходимо увеличить толщину бетонного слоя.

Итерационным способом было найдено значение толщины бетонного слоя , при которой полная мощность эквивалентной дозы за защитой от гамма-квантов равна , 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

**TODO**

# Список использованной литературы