

Министерство образования и науки Российской Федерации  
НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»  
ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ И ТЕХНОЛОГИЙ  
КАФЕДРА ТЕОРЕТИЧЕСКОЙ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ФИЗИКИ  
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

На правах рукописи  
УДК 621.039.52

СЛАДКОВ СЕРГЕЙ АЛЕКСЕЕВИЧ

РАЗРАБОТКА ВОДО-ВОДЯНОГО МОДУЛЬНОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ  
МОЩНОСТИ С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ

Выпускная квалификационная работа бакалавра

Направление подготовки  
14.03.02 Ядерные физика и технологии

Выпускная квалификационная  
работа защищена  
«11» июня 2021 г.  
Оценка \_\_\_\_\_  
Секретарь ГЭК \_\_\_\_\_

г. Москва  
2021

ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА  
ПО ВЫПУСКНОЙ КВАЛИФИКАЦИОННОЙ РАБОТЕ  
НА ТЕМУ:

РАЗРАБОТКА ВОДО-ВОДЯНОГО МОДУЛЬНОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ  
МОЩНОСТИ С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ

Студент \_\_\_\_\_ Сладков Сергей Алексеевич

Руководитель выпускной  
квалификационной работы \_\_\_\_\_ Волков Юрий Николаевич

Консультанты \_\_\_\_\_ Маслов Юрий  
Александрович  
\_\_\_\_\_ Гераскин Николай Иванович  
\_\_\_\_\_ Терновых Михаил Юрьевич

Рецензент \_\_\_\_\_ Куценко Кирилл  
Владленович

И.о. зав. каф. \_\_\_\_\_ Гераскин Николай Иванович

Специальность  
(направление) 14.03.02

Группа Б17-101

«Утверждаю»

и.о. зав. каф.

\_\_\_\_\_  
(подпись) Гераскин Николай Иванович  
(фамилия, имя, отчество)

11 января 2021

## **ЗАДАНИЕ НА ДИПЛОМНЫЙ ПРОЕКТ** **(выпускную квалификационную работу ВКР)**

1. Фамилия, имя, отчество студента

Сладков Сергей Алексеевич

2. Тема проекта (ВКР)

Разработка водо-водяного модульного реактора малой мощности с  
естественной циркуляцией

3. Срок сдачи студентом готового проекта

до 4 июня 2021 года

4. Место выполнения проекта

НИЯУ МИФИ

5. Руководитель проекта Волков Юрий Николаевич, доцент, НИЯУ МИФИ  
(фамилия, имя, отчество, должность, место работы)

6. Соруководитель от НИЯУ МИФИ \_\_\_\_\_

(фамилия, имя, отчество, должность, место работы)

7. Консультант проекта МИФИ \_\_\_\_\_

(фамилия, имя, отчество, должность, место работы)

1. Цель работы: проектирование реакторной установки типа ВВЭР. Расчет теплофизических и нейтронно-физических параметров реакторной установки, биологический расчет и экономическое обоснование рассматриваемого модульного реактора, работающего в замкнутом топливном цикле.

---

---

---

2. Задание:

а) литература и обзор работ, связанных с проектом

Гераскин Н.И., Наумов В.И. Курсовое проектирование ядерно-энергетических установок: учебно-методическое пособие к выполнению курсового проекта и выпускной квалификационной работы на степень бакалавра. М.: МИФИ, 2008. – 52с

ГОСТ 7.32 – 2017. Система стандартов по информации, библиотечному и издательскому делу. ОТЧЕТ О НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ РАБОТЕ. Структура и правила оформления

Савандер В.И., Увакин М. А., Физическая теория ядерных реакторов. Ч. 1 однородная размножающая среда и теория гетерогенных структур: Учебное пособие. М.: МИФИ, 2007. С

б) расчетно-конструкторская, теоретическая, технологическая часть

Моделирование элементарной ячейки проектируемой РУ, создание трехмерной модели активной зоны реактора, получение характеристик реакторной установки.

в) экспериментальная часть

---

---

---

---

---

---

3. Отчетный материал проекта:

а) пояснительная записка;

б) графический материал (с указанием обязательных чертежей);

Чертежи разреза активной зоны, ТВС. Тепловая схема и схема безопасности, картограмма загрузки АЗ.

в) макетно-экспериментальная часть

---

---

---

---

---

---

---

---

---

---

4. Консультанты по проекту (с указанием относящихся к ним разделов проекта)

Раздел	Консультант	Подпись, дата	
		Задание выдал	Задание принял
Теплогидравлический расчет	Маслов Ю. А.		
Экономический расчет	Гераскин Н. И.		
Расчет биологической защиты	Терновых М. Ю.		

# Календарный план работы над проектом

(составляется руководителем с участием студента в течение первой недели с начала дипломного проектирования)

№ п\п	Наименование этапов работы	Сроки выполнения этапов	Степень готовности проекта в % к объему работы	Время выполнения
1	Описание метода ВПС и разрабатываемой РУ	11-18 января	5	1 неделя
2	Проведение теплогидравлического расчета	18 января – 15 февраля	20	4 недели
3	Расчет кампании и выгорания	15 февраля – 1 марта	30	2 недели
4	Построение трехмерной модели АЗ	1-22 марта	40	3 недели
5	Расчет биологической защиты	22 марта - 5 апреля	50	2 недели
6	Расчет температурных коэффициентов реактивности	5 апреля- 19 апреля	70	2 недели
7	Оценка экономических показателей	19 апреля – 10 мая	80	3 недели
8	Оформление пояснительной записки	10 – 24 мая	90	2 недели
9	Подготовка иллюстрационных материалов	24 мая – 4 июня	100	1,5 недели

Дата выдачи задания 11 января 2021 года

Руководитель дипломного проекта \_\_\_\_\_ Волков Юрий Николаевич  
(подпись)

Задание принял к исполнению \_\_\_\_\_ Сладков Сергей Алексеевич  
(подпись)

11 января 2021 года

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>1. ВВЕДЕНИЕ .....</b>	<b>8</b>
1.1 Описание метода вероятностей первых столкновений .....	8
1.2 Описание разрабатываемой РУ .....	14
<b>2. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ .....</b>	<b>19</b>
2.1 Расчет T-S диаграммы.....	19
2.2 Расчет тепловыделения и тепловых потоков активной зоны .....	22
2.3 Естественная циркуляция. Расчет опускного участка.....	26
2.4 Сравнение графиков проектируемой РУ и ВВЭР-1000 .....	29
<b>3. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ .....</b>	<b>34</b>
3.1 Расчет кампании и выгорания .....	34
3.2 Построение трехмерной модели АЗ.....	35
3.3 Расчет температурных коэффициентов реактивности.....	38
<b>4. РАСЧЕТ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ.....</b>	<b>40</b>
4.1 Постановка задачи .....	40
4.2 Построение одномерной модели .....	40
4.3 Расчет дозы нейтронного излучения перед защитой .....	41
4.4 Расчет дозы нейтронного излучения за защитой .....	44
4.5 Расчет дозы гамма-квантов перед защитой .....	45
4.6 Расчет дозы гамма-квантов за защитой .....	48
4.7 Заключение .....	51
<b>5. ЭКОНОМИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ.....</b>	<b>52</b>
5.1 Потенциал малых модульных реакторов.....	52
5.2 Постановка задачи. ....	52
5.4 Расчет ВВЭР-1000 .....	57
5.5 Заключение к экономическому расчету .....	60
<b>6. МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИИ.....</b>	<b>61</b>
6.1 Принципы обеспечения безопасности.....	61
6.2 Рассмотрение примера аварии.....	62
6.3 Заключение к разделу .....	63
<b>7. ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....</b>	<b>64</b>
<b>8. СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....</b>	<b>67</b>

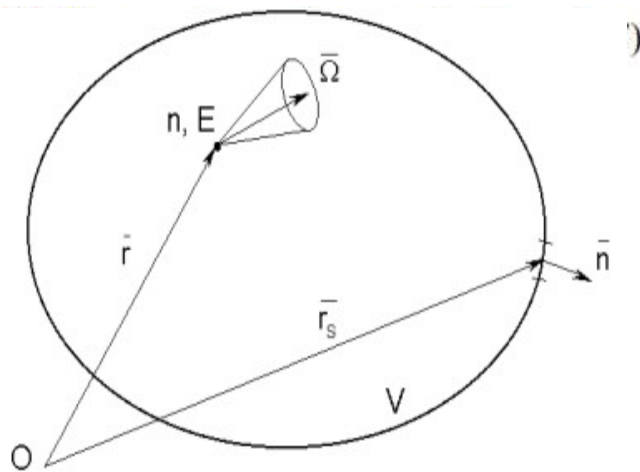
## 1. ВВЕДЕНИЕ

### 1.1 Описание метода вероятностей первых столкновений

При анализе влияния гетерогенных эффектов на отдельные сомножители коэффициента размножения необходимо учитывать пространственное распределение нейтронов в различных зонах элементарной ячейки, относящиеся к определенным энергетическим интервалам. Так, например, при рассмотрении коэффициента размножения на быстрых нейтронах главную роль играют нейтроны, энергия которых выше порога деления, а при анализе вероятности избежать резонансного поглощения – нейтроны резонансных энергий. Поэтому большое внимание уделяется поведению нейтронов с определенной энергией, так называемым, свободно-летающим нейтронам. Изменение энергии нейтронов происходит только в результате актов взаимодействия (столкновения) нейтронов с ядрами среды и большое значение имеет то, где произойдет первое столкновение нейтрона с ядром в той же зоне, где он родился, или в другой. Действительно, если нейтрон, энергия которого выше порога деления  $^{238}\text{U}$  испытает первое столкновение с ядрами замедлителя, то его энергия в результате столкновения, как правило, будет ниже порога деления и он уже не сможет вызвать деление ядер  $^{238}\text{U}$ . Именно поэтому существуют несколько методов расчета средних значений потоков нейтронов вблизи отдельных однородных зон, один из них – метод вероятности первых столкновений (ВПС).

Рассчитаем пространственно-угловое распределение свободно летящих нейтронов в некотором гомогенном объеме  $V$ , ограниченном поверхностью  $S$ .





(1)

(2)

Рисунок 1 Гомогенный объем V

Поток свободно летящих нейтронов в объеме V подчиняется газокинетическому уравнению и краевым условиям:

$$\vec{\Omega} \nabla \Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \Sigma_t(E) \Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) = q^V(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$$

$$|\vec{\Omega} \cdot \vec{n}| \Phi(\vec{r}_S, E, \vec{\Omega}) = q^S(\vec{r}_S, E, \vec{\Omega}), \quad (\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) < 0$$

где  $q^V(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$  - источник нейтронов деления,

а  $q^S(\vec{r}_S, E, \vec{\Omega})$  -поверхностный источник, описывающий нейтроны, влетающие извне.

Левая часть первого уравнения определяет скорость убыли свободно летящих нейтронов за счет пространственного перемещения нейтронов (первый член) и столкновений нейтронов с ядрами среды (второй член левой части). Правая часть характеризует скорость генерации нейтронов объемным источником. Краевое условие второго уравнения связывает поток нейтронов на поверхности S с поверхностным источником.

Зафиксируем некоторое значение энергии E и составим баланс скоростей процессов, происходящих со свободно летящими нейтронами с данной энергией во всем объеме V и для всех направлений полета  $\Omega$ :

Левая часть этого равенства характеризует убыль нейтронов энергии E в

объеме  $V$  за счет утечки за пределы выделенного объема и столкновений с ядрами среды, а правая - скорость появления таких нейтронов за счет объемных и поверхностных источников. Пусть в рассматриваемом локальном объеме  $V$  (Рис. 7.1) поле свободно летящих нейтронов с энергией  $E$  обусловлено единичным объемным источником.

Зафиксируем некоторое значение энергии  $E$  и составим баланс скоростей процессов, происходящих со свободно летящими нейтронами с данной энергией во всем объеме  $V$  и для всех направлений полета  $\Omega$ :

$$^{(+)}J^S(E) + \Sigma(E) \cdot \Phi^V(E) = Q^V(E) + Q^S(E)$$

Левая часть этого равенства характеризует убыль нейтронов энергии  $E$  в объеме  $V$  за счет утечки за пределы выделенного объема и столкновений с ядрами среды, а правая - скорость появления таких нейтронов за счет объемных и поверхностных источников. Пусть в рассматриваемом локальном объеме  $V$  (Рис. 7.1) поле свободно летящих нейтронов с энергией  $E$  обусловлено единичным объемным источником  $Q^V(E)=1$ ;  $Q^S(E)=0$ .

Тогда:  $P(S \leftarrow V, E) + P_\Sigma(V \leftarrow V, E) = 1$  где первый член - вероятность нейтрону, рожденному в объеме  $V$ , вылететь из него через поверхность  $S$ , не испытав столкновений с ядрами среды. Аналогично второй член - вероятность испытать первое столкновение.

Рассмотрим другой случай, когда источником нейтронов в объеме служит только единичный поверхностный источник

$$\begin{array}{l} Q^S(E)=1 \\ Q^V(E)=0 \end{array} \quad \rightarrow \quad P^V(S \leftarrow S, E) + P_\Sigma(V \leftarrow S, E) = 1$$

Используя решение уравнения (3), рассмотрим вначале задачу с произвольным объемным источником:

$$^{(+)}J^S(E) + \Sigma(E) \cdot \Phi^V(E) = Q^V(E)$$

$$\frac{{}^{(+)}J^S(E)}{Q^V(E)} = P(S \leftarrow V, E); \quad \frac{\Sigma(E) \cdot \Phi^V(E)}{Q^V(E)} = P_{\Sigma}(V \leftarrow V, E)$$

Аналогично для задачи с произвольным поверхностным источником:

$$\begin{aligned} {}^{(+)}J^S(E) &= P^V(S \leftarrow S, E) \cdot Q^S(E); & \text{На практике обычно используются} \\ \Sigma(E) \cdot \Phi^V(E) &= P_{\Sigma}(V \leftarrow S, E) \cdot Q^S(E) & \text{локальные вероятности, определенные} \\ & & \text{для равномерных объемных и} \end{aligned}$$

поверхностных источников, они подчиняются следующему соотношению:

$$P_{\Sigma}(V \leftarrow S, E) = \frac{4V}{S} \cdot \Sigma(E) \cdot P_{\Sigma}(S \leftarrow V, E) \quad \text{где} \quad \tilde{L}^V = \frac{4 \cdot V}{S} \quad \text{- средняя хорда объема V.}$$

Теперь осуществим расчет локальных вероятностей с помощью формул, называемых рациональным приближением. В дальнейшем будем рассматривать поток свободно летящих нейтронов:

где  $\Phi$  — интегральный поток.

$$\Phi \cdot \Phi^V(E) \cong \frac{\Phi^V(E)}{4 \cdot \pi \cdot V}$$

$$P_{\Sigma}(V \leftarrow V, E) = \frac{1}{4\pi V} \int_V dV \int_{4\pi} d\vec{\Omega} \cdot \Sigma(E) \cdot \Phi^V(E) = \Sigma(E) \cdot \Phi^V(E)$$

$$P(S \leftarrow V, E) = \oint_S dS \int_{(\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) > 0} d\vec{\Omega} |\vec{\Omega} \cdot \vec{n}| \cdot \frac{\Phi^V(E)}{4\pi V} = \frac{S}{4V} \cdot \Phi^V(E)$$

$$\frac{S}{4V} \cdot \Phi^V(E) + \Sigma(E) \cdot \Phi^V(E) = 1, \quad \Phi^V(E) = \frac{4V}{S} \cdot \frac{1}{1 + \frac{4V}{S} \cdot \Sigma(E)} \quad \text{Таким образом,}$$

для локальных вероятностей в задаче с объемным источником получаем следующие простейшие формулы:

$$P(S \leftarrow V, E) = \frac{1}{1 + \tilde{L}^V \cdot \Sigma(E)} \quad P_{\Sigma}(V \leftarrow V, E) = \frac{\tilde{L}^V \cdot \Sigma(E)}{1 + \tilde{L}^V \cdot \Sigma(E)}$$

Ничего принципиально не изменится в случае, когда имеется плоский  
единичный поверхностный источник  $Q^V = 0, Q^S = 1$

$$P^V(S \leftarrow S, E) = \frac{1}{1 + \tilde{L}^V \cdot \Sigma(E)} \quad P_\Sigma(V \leftarrow S, E) = \frac{\tilde{L}^V \cdot \Sigma(E)}{1 + \tilde{L}^V \cdot \Sigma(E)}$$

Величину  $\tilde{L}^V \cdot \Sigma(E) \equiv \frac{\tilde{L}^V}{\lambda(E)}$  называют оптической толщиной объема V для  
нейтронов энергии E, т.к. она является хордой.

Следом рассмотрим двухзонную замкнутую ячейку, состоящую из блока и  
замедлителя:

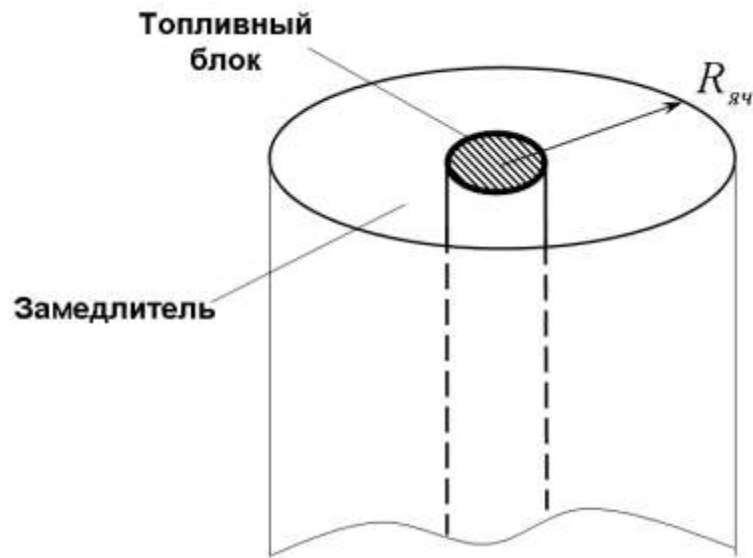


Рисунок 2 Двухзонная ячейка

Составим интегральный баланс в замедлителе с учетом границы ячейки и  
условия отражения тока  $(+)J^{S_{яч}}(E) = (-)J^{S_{яч}}(E)$

$$(-)J^S(E) + \Sigma^{зам}(E) \cdot \Phi^{зам}(E) = Q^{зам}(E) + Q^S(E)$$

$$(-)J^S(E) + (+)J^{S_{яч}}(E) + \Sigma^{зам}(E) \cdot \Phi^{зам}(E) = Q^{зам}(E) + Q^S(E) + (-)J^{S_{яч}}$$

Отсюда следует, что локальные вероятности в замедлителе в рамках  
рационального приближения будут определяться по формулам локального  
объема с учетом замены  $\Sigma \rightarrow \Sigma^{зам}; \quad \tilde{L}^V \rightarrow \tilde{L}^{зам} = \frac{4V^{зам}}{S}$

Таким образом, при расчете локальных вероятностей для зоны замедлителя, не учитывается граница ячейки, так как на этой границе есть условие отражения. Следовательно, средняя хорда для зоны замедлителя будет больше толщины зоны, поскольку учитывается отражение.

Теперь получим выражение для вероятностей первых столкновений в блоке и замедлителе с учетом возможности вылета нейтронов из ячейки, где он родился, в ячейку, где он испытал свое первое столкновение. Запишем выражения баланса нейтронов в блоке и замедлителе соответственно:

$$\begin{cases} \Sigma^{\text{бл}}(E) \cdot \Phi^{\text{бл}}(E) = P_{\Sigma}(V_{\text{бл}} \leftarrow V_{\text{бл}}, E) \cdot Q^{\text{бл}}(E) + \\ + P_{\Sigma}(V_{\text{бл}} \leftarrow S, E) \cdot {}^{(-)}J^S(E); \\ \Sigma^{\text{зам}}(E) \Phi^{\text{зам}}(E) = P_{\Sigma}(V_{\text{зам}} \leftarrow V_{\text{зам}}, E) Q^{\text{зам}}(E) + \\ + P_{\Sigma}(V_{\text{зам}} \leftarrow S, E) {}^{(+)}J^S(E); \\ {}^{(-)}J^S(E) = P(S \leftarrow V_{\text{зам}}, E) \cdot Q^{\text{зам}}(E) + P^{\text{зам}}(S \leftarrow S, E) \cdot {}^{(+)}J^S(E) \end{cases}$$

В полученных уравнениях поверхностные источники не являются независимыми, поэтому формально их можно исключить:

$$\begin{aligned} \Sigma^{\text{бл}}(E) \Phi^{\text{бл}}(E) &= P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{БЛ}, E) Q^{\text{бл}}(E) + P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{ЗАМ}, E) Q^{\text{зам}}(E); \\ \Sigma^{\text{зам}}(E) \Phi^{\text{зам}}(E) &= P_{\Sigma}(\text{ЗАМ} \leftarrow \text{БЛ}, E) Q^{\text{бл}}(E) + P_{\Sigma}(\text{ЗАМ} \leftarrow \text{ЗАМ}, E) Q^{\text{зам}}(E) \end{aligned}$$

Были введены следующие обозначения:

$P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{БЛ}, E)$  - вероятность того, что нейтрон, рожденный в каком-либо блоке, испытает первое взаимодействие в каком-либо блоке, не обязательно в то же самом;

$P_{\Sigma}(\text{ЗАМ} \leftarrow \text{БЛ}, E)$  - вероятность того, что нейтрон, рожденный в каком-либо блоке, испытает первое столкновение в каком-либо блоке решетки, не обязательно в том же самом. Аналогичный смысл имеют величины

$$P_{\Sigma}(\text{ЗАМ} \leftarrow \text{ЗАМ}, E) \quad P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{ЗАМ}, E)$$

Рассмотрим пример. Полное число нейтронов источника  $Q^{\text{бл}}$ , испытавших первое столкновение в блоках решетки, равно:  $P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{БЛ}) \cdot Q^{\text{бл}}$

С другой стороны, это число можно было представить следующей суммой:

$$\begin{aligned}
P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{БЛ}) \cdot Q^{\text{бл}} &= P_{\Sigma}(V_{\text{бл}} \leftarrow V_{\text{бл}}) \cdot Q^{\text{бл}} + \\
&+ P_{\Sigma}(V_{\text{бл}} \leftarrow S) \cdot P^{\text{зам}}(S \leftarrow S) \cdot P(S \leftarrow V_{\text{бл}}) \cdot Q^{\text{бл}} + \\
&+ P_{\Sigma}(V_{\text{бл}} \leftarrow S) \cdot P^{\text{зам}}(S \leftarrow S) \cdot P^{\text{бл}}(S \leftarrow S) \cdot \\
&\cdot P^{\text{зам}}(S \leftarrow S) \cdot P(S \leftarrow V_{\text{бл}}) \cdot Q^{\text{бл}}
\end{aligned}$$

Вероятности первых столкновений удовлетворяют в замкнутой ячейке следующим балансным соотношениям и соотношению взаимности:

$$\begin{aligned}
P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{БЛ}) + P_{\Sigma}(\text{ЗАМ} \leftarrow \text{БЛ}) &= 1 \\
P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{ЗАМ}) + P_{\Sigma}(\text{ЗАМ} \leftarrow \text{ЗАМ}) &= 1 \\
P_{\Sigma}(\text{ЗАМ} \leftarrow \text{БЛ}) \cdot \Sigma^{\text{бл}} \cdot V_{\text{бл}} &= P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{ЗАМ}) \cdot \Sigma^{\text{зам}} \cdot V_{\text{зам}}
\end{aligned}$$

Допустим, что локальные вероятности определяются формулами рационального приближения. Тогда, подставляя соответствующие вероятности в полученную формулу выше и произведя некоторые преобразования, получим:

$$P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{БЛ}) = \frac{\Sigma^{\text{бл}}}{\frac{1 - C^{\text{зам}}}{\bar{L}^{\text{бл}}} + \Sigma^{\text{бл}}}$$

Так, при:  $C^{\text{зам}} \ll 1$   $P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{БЛ}) = P_{\Sigma}(V_{\text{бл}} \leftarrow V_{\text{бл}}, E)$ , а для тесных решеток:

$$C^{\text{зам}} \rightarrow 0 \text{ и } P_{\Sigma}(\text{БЛ} \leftarrow \text{БЛ}) = 1$$

## 1.2 Описание разрабатываемой РУ

Разрабатываемая установка – это малый модульный реактор, основанный на хорошо известной технологии легкой воды. Один ядерный энергетический модуль (NPM) может генерировать электрическую мощность 100 МВт, и рассматриваются атомные электростанции, содержащие до 12 модулей. Данный реактор считается безопасным из-за его инновационной конструкции, основанной на естественной циркуляции, пассивных системах безопасности, более низкой мощности и меньшем количестве радиоактивных источников в

каждом модуле. Плавление топлива и выбросы радиоактивных веществ практически исключены при любых проектных авариях.

Таблица 1 Технические характеристики разрабатываемой РУ

Тепловая мощность, МВт	278
Электрическая мощность, МВт	278 МВт
Давление теплоносителя в а.з.	12.76 МПа
Шаг решетки,	6.69
Номинальный коэффициент мощность установки	92% - 95%
Топливо	UO <sub>2</sub>
Температура на входе в турбину, °С	505
Среднее давление парогенератора	6.6
Диаметр цилиндрической оболочки	3 000 мм
Высота корпуса	39 000 мм
Высота активной зоны, мм	2000
Диаметр активной зоны, мм	2052
Обогащение перегруженного топлива в равновесной активной зоне	4.00
Расчетный срок службы, лет	60

Встроенный сосуд высокого давления ядерного реактора содержит ядерный сердечник, спиральный змеевиковый парогенератор и герметизатор. Он имеет приблизительно 31,0 м в длину и 2,8 м в диаметре. Ядерная сердцевина состоит из массива тепловыделяющих сборок уменьшенной высоты и кластеров стержней управления при стандартном обогащении. Спиральный змеевиковый парогенератор состоит из двух независимых наборов трубных пучков с отдельными линиями ввода питательной воды и вывода пара.



Установка включает в себя полный набор инженерных функций безопасности предназначенных для обеспечения стабильного и длительного охлаждения активной зоны, а также смягчения последствий тяжелых аварий. Они включают в себя защитную емкость высокого давления, две системы пассивного отвода тепла распада и отвода тепла защитной оболочки, аккумулятор отключения и смягчение последствий тяжелых аварий. Реакторный модуль работает исключительно на естественной конвекции и находится в защитной оболочке из высокопрочной нержавеющей стали.



Рисунок 3 Базовая конфигурация одиночного реакторного модуля

Система отвода тепла распада, показанная на рисунке, состоит из независимой цепи и работает при естественной циркуляции в замкнутом контуре. Бассейн, окружающий реакторный модуль, обеспечивает



трехдневное охлаждение для отвода тепла распада. Защитная оболочка из нержавеющей стали также обеспечивает возможность отвода тепла распада путем первого выпуска пара из корпуса реактора, конденсации пара на защитной оболочке, сбора конденсата в нижней области защитной оболочки и открытия рециркуляционных клапанов реактора для обеспечения рециркуляции через активную зону. Говорят, что это обеспечивает 30 или более дней охлаждения с последующим неопределенным воздушным охлаждением. Многомодульный бассейн отработавшего ядерного топлива разрабатываемой установки спроектирован с возможностью хранения и охлаждения всего топлива, выгруженного из 12 модулей, а также дополнительного 10-летнего запаса отработанного ядерного топлива.

Экономическое преимущество и, соответственно, интерес всем мире растет к реакторам малой и средней мощности или модульным реакторам ввиду их способности удовлетворять потребность в гибком производстве электроэнергии для самых различных пользователей и применений и заменить стареющие электростанции, работающие на органическом топливе. Они также обладают улучшенными показателями безопасности благодаря наличию внутренне присущих и пассивных средств безопасности, характеризуются более низкими начальными капитальными затратами и пригодны для когенерации и применений, не связанных с производством электроэнергии. Кроме того, они являются вариантами, пригодными для отдаленных регионов с менее развитой инфраструктурой и открывают возможности создания синергетических гибридных энергетических систем, сочетающих ядерные и альтернативные источники энергии, включая возобновляемые источники.

Многие государства сосредотачивают усилия на разработке малых модульных реакторов, которые определяются как усовершенствованные реакторы для производства электроэнергии с мощностью модуля до 300 МВт(эл.). Эти реакторы оборудованы усовершенствованными инженерно-техническими средствами, могут использоваться в составе одномодульных

или многомодульных станций и проектируются для поставок в полной заводской готовности энергокомпаниям для последующего монтажа по мере надобности. Во всем мире насчитывается примерно 50 проектов и концепций ММР. Большая их часть находится на различных стадиях разработки, и сообщается, что некоторые проекты будут реализованы в ближайшее время. В настоящее время четыре ММР находятся на продвинутых этапах строительства в Аргентине, Китае и России, а еще несколько стран, имеющих атомные электростанции, и стран, приступающих к развитию ядерной энергетики, проводят НИОКР по ММР. МАГАТЭ координирует усилия своих государств-членов, направленные на разработку различных типов ММР, осуществляя системный подход к определению и разработке перспективных технологий с целью обеспечения конкурентоспособности и надежного функционирования таких реакторов. Агентство также помогает им в решении общих вопросов инфраструктуры с целью содействия внедрению ММР.

## 2. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ

### 2.1 Расчет T-S диаграммы

Для расчета была использована программа WaterSteamPro, где по известным значениям температур и давлений были посчитаны значения каждой точки T-S диаграммы. Данные вычислений приведены в таблице 2.

Таблица 2 Расчетные значения точек T-S диаграммы

Точка	T, К	P, Мпа	H, кДж/кг	S, кДж/(кг*К)	X, %
a	303.0	6.10	131.3	0.44	0
b	778.0	6.10	1219.3	3.04	0
c	778.0	6.10	2783.5	5.88	1
d	497.2	2.51	2618.2	5.88	0.9
e	497.2	2.51	2802.1	6.25	0.8
f	758.0	2.51	3429.1	7.28	1
k	303.0	4.25E-03	2203.3	7.28	0.86
k'	303.0	4.25E-03	125.8	0.44	0
g	497.2	2.51	962.9	1.50	0
h	589.0	0.54	653.9	2.00	0

Также была построена сама T-S диаграмма и рассчитаны термический КПД без регенерации, с идеальной регенерацией, с n регенеративными отборами и КПД брутто:

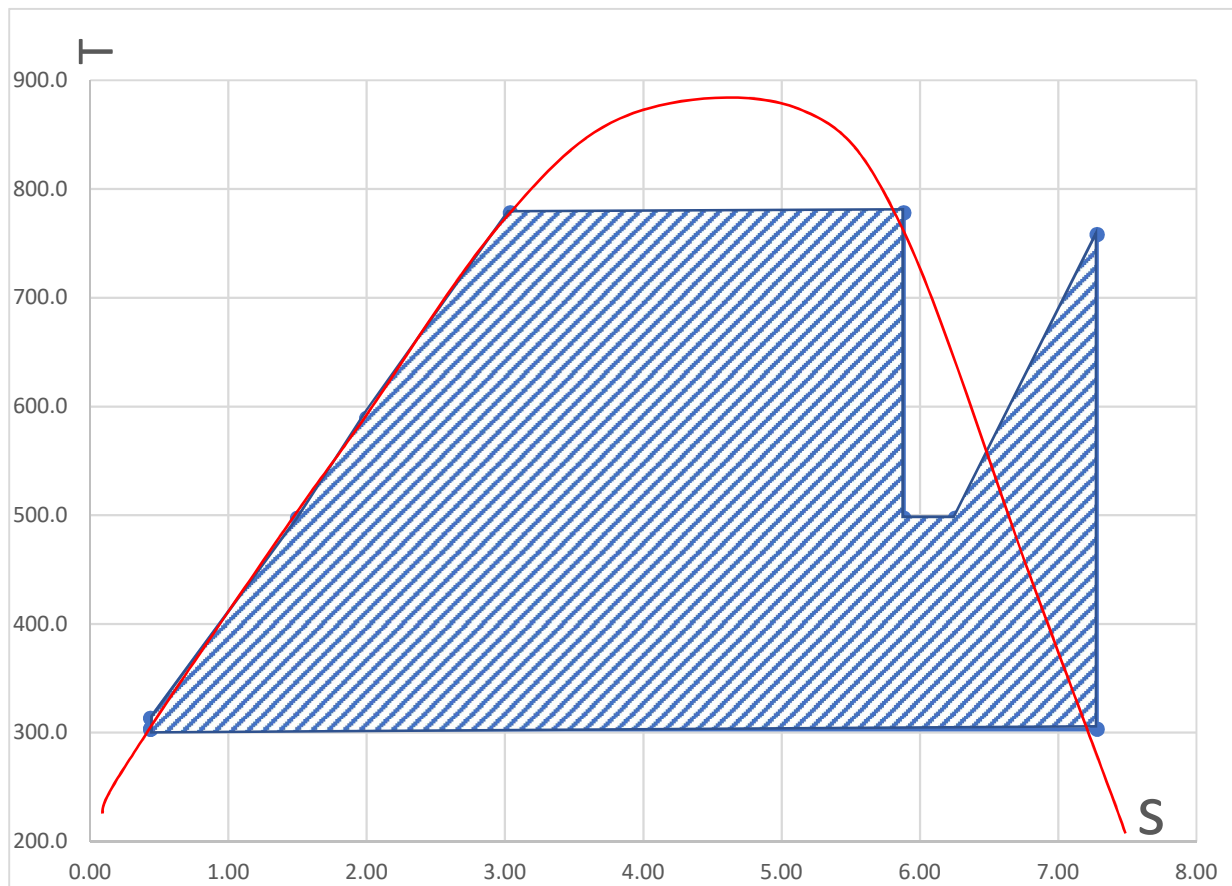


График 1 T-S диаграмма разрабатываемой РУ

Термический КПД без регенерации:

$$\eta_{t0} = 1 - \frac{T_k(S_f - S_k)}{(h_d - h_a) + (h_f - h_e)} = 0.41$$

Термический КПД с идеальной регенерацией:

$$\eta_{t\infty} = 1 - \frac{T_k(S_f - S_g)}{\frac{(S_d - S_g)}{S_d - S_h}(h_d - h_h) + (h_f - h_e)} = 0.45$$

Термический КПД с n регенеративными отборами: n=3

$$\eta_{tn} = \eta_{t0} + (\eta_{t\infty} - \eta_{t0}) \frac{n}{n+1} = 0.45$$

Формула для расчёта КПД брутто:

$$\eta_{\text{брутто}} = \eta_{\text{эгр}} \eta_{\text{механ}} \eta_{oi} \eta_t \eta_{\text{ит}} = 0.36$$

$\eta_{ит} = 0.98$  – КПД использования тепла

$\eta_t$  – термический КПД

$\eta_{oi} = 0.85$  – внутренний относительный КПД турбины

$\eta_m = 0.97$  – механический КПД

$\eta_{эг} = 0.98$  – КПД электрогенератора

Таблица 3 Термические КПД

$\eta_{t0}$	$\eta_{t\infty}$	$\eta_{tn}$	$\eta_{брутто}$
0.41	0.45	0.45	0.36

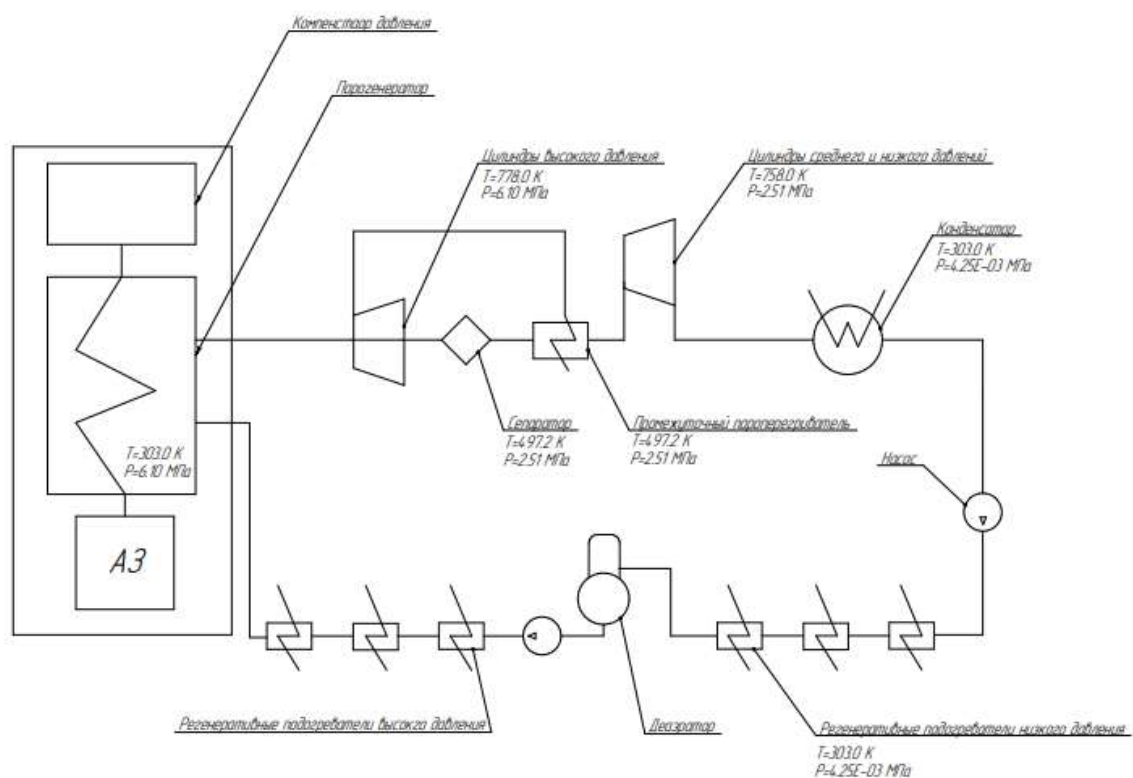


Рисунок 4 Тепловая схема

## 2.2 Расчет тепловыделения и тепловых потоков активной зоны

Входные данные:

Давление теплоносителя в активной зоне:

$$P = 12.76 \text{ МПа}$$

Температуры:

$$T_{\text{вх}} = 265 \text{ }^{\circ}\text{C}$$

$$T_{\text{вых}} = 321 \text{ }^{\circ}\text{C}$$

$$C_p (T = 293) = 5560 \frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$$

Тепловая мощность реактора:

$$Q = G \cdot (h_{\text{вых}} - h_{\text{вх}}) = \frac{W}{\eta} = 278 \text{ МВт}$$

$$G = \frac{Q}{C_p \cdot (T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}})} = 892 \frac{\text{кг}}{\text{с}}$$

Пренебрегая эффективной добавкой, полагаем, что  $H = H_{\text{эфф}} = 2.0$

Представим распределение тепловыделение в активной зоне в зависимости от ее высоты.

Распределение тепловыделения по высоте активной зоны задается уравнением:

$$q_l(z) = q_{l0} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{эфф}}}\right)$$

Число ТВЭЛов и ТВС:

$$N_{\text{ТВЭЛ}} = 317, \quad N_{\text{ТВС}} = 49$$

Среднее линейное тепловыделение по высоте активной зоны Н:

$$\langle q_l \rangle = \frac{Q_T}{N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot N_{\text{ТВС}} \cdot H_{\text{ЭФФ}}} = \frac{278 \cdot 10^6}{49 \cdot 317 \cdot 2.0} = 8.9 \cdot 10^3 \frac{\text{Вт}}{\text{м}}$$

Линейное тепловыделение для ТВЭЛа со средней и максимальной энергонапряженностью требует коэффициентов неравномерности  $K_z = 1.5$  и  $K_r = 1.3$

$$q_{l0}^{\text{cp}} = \langle q_l \rangle \cdot K_z = 6.5 \cdot 10^3 \cdot 1.5 = 1.34 \cdot 10^4 \frac{\text{Вт}}{\text{м}}$$

$$q_{l0}^{\text{макс}} = \langle q_l \rangle \cdot K_z \cdot K_r = 1.5 \cdot 10^4 \cdot 1.5 \cdot 1.3 = 1.74 \cdot 10^4 \frac{\text{Вт}}{\text{м}}$$

Напишем зависимости тепловых нагрузок от высоты активной зоны:

Распределение линейной тепловой нагрузки для ТВЭЛа со максимальной энергонапряженностью:

$$q_l^{\text{cp}}(z) = q_{l0}^{\text{cp}} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{ЭФФ}}}\right) = \frac{Q \cdot K_r}{317 \cdot 49 \cdot 2.0} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{ЭФФ}}}\right)$$

Распределение поверхностной тепловой нагрузки для ТВЭЛа с максимальной энергонапряженностью:

$$q_l^{\text{макс}}(z) = \frac{q_{l0}^{\text{макс}}}{\pi \cdot d_{\text{ТВ}}} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{ЭФФ}}}\right)$$

Распределение объемного тепловыделения для ТВЭЛа с максимальной энергонапряженностью:

$$q_v^{\text{макс}}(z) = \frac{4 \cdot q_{l0}^{\text{макс}}}{\pi \cdot d_{\text{ТВ}}^2} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{ЭФФ}}}\right)$$

Теперь представим распределение температуры теплоноситель в активной зоне от ее высоты.

$$\begin{aligned}
T_{\text{т}}(z) &= T_{\text{вх}} + \frac{N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot N_{\text{ТВС}}}{G \cdot C_p} \\
&\quad \cdot \int_{-\frac{H}{2}}^z q_l(z) dz \\
&= T_{\text{вх}} + \frac{N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot N_{\text{ТВС}}}{G \cdot C_p} \cdot \frac{H_{\text{эфф}}}{\pi} \cdot q_{l0} \cdot \left( \sin\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{эфф}}}\right) \right. \\
&\quad \left. + \sin\left(\frac{\pi \cdot H}{2 \cdot H_{\text{эфф}}}\right) \right) = \{ H = H_{\text{эфф}} \} \\
&= T_{\text{вх}} + \frac{N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot N_{\text{ТВС}}}{G \cdot C_p} \cdot \frac{H_{\text{эфф}}}{\pi} \cdot q_{l0} \cdot \left( 1 + \sin\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{эфф}}}\right) \right)
\end{aligned}$$

Выразим распределения для ТВЭЛов со средней и максимальной энергонапряженностью:

$$\begin{aligned}
T_{\text{т}}^{\text{ср}}(z) &= T_{\text{вх}} + \frac{N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot N_{\text{ТВС}}}{G \cdot C_p} \cdot \frac{H_{\text{эфф}}}{\pi} \cdot q_{l0}^{\text{ср}} \cdot \left( 1 + \sin\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{эфф}}}\right) \right) \\
T_{\text{т}}^{\text{макс}}(z) &= T_{\text{вх}} + \frac{N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot N_{\text{ТВС}}}{G \cdot C_p} \cdot \frac{H_{\text{эфф}}}{\pi} \cdot q_{l0}^{\text{макс}} \cdot \left( 1 + \sin\left(\frac{\pi \cdot z}{H_{\text{эфф}}}\right) \right)
\end{aligned}$$

Представим распределение внешней поверхности оболочки ТВЭЛа в активной зоне от ее высоты.

$$T_{\text{об}}^{\text{внеш}}(z) = T_{\text{т}}(z) + \frac{q_l(z)}{\pi \cdot d_{\text{ТВ}} \cdot \alpha(z)}$$

Найдем гидравлический диаметр:

$$d_r = \frac{4 \cdot S}{\Pi}, \text{ где } \Pi - \text{смоченный периметр.}$$

$$\delta_{\text{ТВС}} = 1.5 \text{ мм} - \text{зазор}$$

$$d_{\text{ТВЭЛ}} = 9.1 \text{ мм}$$



$$D_{\text{ц.труба}} = 10.3 \text{ мм}$$

$$D_{\text{нк}} = 12.6 \text{ мм}$$

$$N_{\text{нк}} = 12.6 \text{ мм}$$

$$\operatorname{tg}(30^\circ) = \frac{\sqrt{3}}{3} = \frac{x}{\frac{a}{2} - \delta} \rightarrow x = \frac{\sqrt{3} \cdot (a - 2 \cdot \delta)}{6}$$

$$S_{\Delta} = \frac{1}{4} \cdot (a - 2 \cdot \delta)^2 \cdot \frac{\sqrt{3}}{6}$$

$$S = S_{\text{гекс}} - N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot \frac{\pi \cdot d_{\text{ТВЭЛ}}^2}{4} - \frac{\pi \cdot d_{\text{цтр}}^2}{4} - N_{\text{нк}} \cdot \frac{\pi \cdot D_{\text{нк}}^2}{4} = 2.4 \cdot 10^4 \text{ мм}^2$$

$$\Pi = (2(a - 2\delta) \cdot \sqrt{3} + N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot \pi \cdot D_{\text{ц.труба}} + N_{\text{нк}} \cdot \pi \cdot D_{\text{нк}} = 10370 \text{ мм}$$

$$d_r = \frac{4 \cdot S}{\Pi} = 9.26 \text{ мм}$$

При  $p = 8.72 \text{ МПа}$  и  $T_{\text{ср}} = 267$ ,  $T_{\text{макс}} = 290$ , имеем:

$$Pr_{\text{ср}} = 1.60, \quad \lambda_{\text{ср}} = 0.07 \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot \text{К}}, \quad Pr_{\text{макс}} = 1.33, \quad \lambda_{\text{макс}} = 0.06 \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot \text{К}}$$

$$\mu_{\text{макс}} = 2.1 \cdot 10^{-5}, \mu_{\text{ср}} = 1.9 \cdot 10^{-5},$$

$$Nu = 0.023 \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4}$$

$$Re = \frac{G \cdot dr}{N_{\text{ТВЭЛ}} \cdot S \cdot \mu}$$

$$\rightarrow \alpha_{\text{ср}} = \frac{Nu \cdot \lambda_{\text{ср}}}{dr} = 0.59 \cdot 10^4$$

$$\alpha_{\text{макс}} = \frac{Nu \cdot \lambda_{\text{макс}}}{dr} = 0.43 \cdot 10^4$$

Выразим распределения температур для средней и максимальной энергонапряженности:

$$T_{\text{об.ср}}^{\text{внеш}}(z) = T_{\text{т}}^{\text{ср}}(z) + \frac{q_l^{\text{ср}}(z)}{\pi \cdot d_{\text{ТВ}} \cdot \alpha_{\text{ср}}}$$

$$T_{\text{об.макс}}^{\text{внеш}}(z) = T_{\text{т}}^{\text{макс}}(z) + \frac{q_l^{\text{макс}}(z)}{\pi \cdot d_{\text{ТВ}} \cdot \alpha_{\text{макс}}}$$

Представим распределение внутренней поверхности оболочки ТВЭЛа в активной зоне от ее высоты.

$$T_{\text{об.ср}}^{\text{внутр}}(z) = T_{\text{об.ср}}^{\text{внеш}}(z) + \frac{q_l^{\text{ср}}(z) \cdot \ln\left(\frac{d_{\text{ТВ}}}{d_{\text{ТВ}} - 2 \cdot \delta_{\text{об}}}\right)}{2 \cdot \pi \cdot \lambda_{\text{об}}}$$

$$T_{\text{об.макс}}^{\text{внутр}}(z) = T_{\text{об.макс}}^{\text{внеш}}(z) + \frac{q_l^{\text{макс}}(z) \cdot \ln\left(\frac{d_{\text{ТВ}}}{d_{\text{ТВ}} - 2 \cdot \delta_{\text{об}}}\right)}{2 \cdot \pi \cdot \lambda_{\text{об}}}$$

Представим распределение температуры топлива по высоте активной зоны

$$T_{\text{топ}}^{\text{ср}}(z) = T_{\text{об.ср}}^{\text{внутр}}(z) + q_l^{\text{ср}}(z) \cdot R_{\text{терм}}$$

$$T_{\text{топ}}^{\text{макс}}(z) = T_{\text{об.макс}}^{\text{внутр}}(z) + q_l^{\text{макс}}(z) \cdot R_{\text{терм}}$$

### 2.3 Естественная циркуляция. Расчет опускного участка.

Суммарный перепад давления в канале определяется четырьмя слагаемыми

$$\Delta p_{\text{аз}} = \Delta p_{\text{нив}} + \Delta p_{\text{уск}} + \Delta p_{\text{тр}} + \Delta p_{\text{местн.}}$$

Перепад давления на нивелирные сопротивления рассчитывается по формуле:

$$\Delta p_{\text{нив}} = \int_{H_{\text{оп}}}^0 \rho \cdot g \cdot dz \approx -\langle \rho \rangle_{\text{оп}} \cdot g \cdot H_{\text{оп}},$$

$$G = \frac{Q}{C_p \cdot (T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}})}$$

Перепад давлений на ускорение потока определяется как

$$\Delta p_{\text{уск.оп}} = \left(\frac{G}{S_{\text{прох.оп}}}\right)^2 \cdot \left(\frac{1}{\rho(H_{\text{оп}})} - \frac{1}{\rho(0)}\right), \text{ где } S_{\text{прох.оп}} = \frac{\pi}{4} (D_{\text{корп}}^2 - D_{\text{аз}}^2)$$

Потери давления на трение

$$\Delta p_{\text{тр.оп}} = \frac{1}{2d_{r\text{оп}}} \cdot \left(\frac{G}{S_{\text{прох.оп}}}\right)^2 \cdot \int_0^{H_{\text{оп}}} \frac{\xi_{\text{тр оп}}}{\rho} dz \approx \frac{H_{\text{оп}}}{2d_{r\text{оп}}} \cdot \left(\frac{G}{S_{\text{прох.оп}}}\right)^2 \cdot \frac{\langle \xi_{\text{тр оп}} \rangle}{\langle \rho \rangle_{\text{оп}}}$$

где  $d_{r\text{оп}} = \frac{4 \cdot S_{\text{прох.оп}}}{\pi(D_{\text{корп}} + D_{\text{аз}})}$  – гидравлический диаметр отпускного участка,

$\xi_{\text{тр оп}}$  – коэффициент сопротивления для гидравлически гладкой круглой трубы равен

$$\xi_{\text{тр оп}} = (1.82 \cdot LgRe - 1.64)^{-2} \text{ для } Re \in [10^4, 5 \cdot 10^6]$$

Среднее число Рейнольдса в отпускном участке равно  $Re = \frac{G \cdot d_{r\text{оп.}}}{S_{\text{прох.оп.}} \cdot \mu_{\text{оп}}}$

$$Re = 25.4 \cdot 10^5 \rightarrow \xi_{\text{тр оп}} = 0.01$$

Расчет активной зоны:

Местные потери давления рассчитываются как

$$\Delta p_{\text{местн}} = \frac{1}{2} \left( \frac{G_i}{S_{\text{прох}}} \right)^2 \cdot \left[ \frac{\xi_{\text{вх}}}{\rho(0)} + \frac{6 \cdot \xi_{\text{реш}}}{\langle \rho \rangle_{\text{аз}}} + \frac{\xi_{\text{вых}}}{\rho(h)} \right]$$

В данной формуле:

$\xi_{\text{вх}} = 1,5$  – вход в кассету, нижняя опорная решетка [19].

$\xi_{\text{реш}} = 0,5$  – сопротивление одной дистанционирующей решетки [19];

$\xi_{\text{вых}} = 1,3$  – выход из кассеты, верхняя опорная решетка [19].

Тяговый участок:

Количество тяговых труб совпадает с количеством кассет

изменения давления перепад на нивелирные сопротивления будет рассчитываться как:

$$\Delta p_{\text{нив,тяг.}} = \int_0^{H_{\text{тяг}}} \rho g dz \approx \langle \rho \rangle_{\text{тяг}} g H_{\text{тяг}}$$

где  $\langle \rho \rangle_{\text{тяг}}$  - средняя плотность теплоносителя

Итого, решая неравенство:

$$(\rho_{\text{оп}} - \rho_{\text{аз}})gH > \Delta p_{\text{тр}} + \Delta p_{\text{местн}}, \text{ где:}$$

$$(\rho_{\text{оп}} - \rho_{\text{аз}})gH = \left( 677.85 - \frac{785 + 677.85}{2} \right) * 9.8 * H$$

$$\Delta p_{\text{тр}} = \frac{H}{2 * 0.9} * \left( \frac{892.1}{0.283} \right)^2 * \frac{\left( 1.82 * Lg \left( \frac{892.1 * 0.9}{0.283 * 9.03 * 10^{-5}} \right) - 1.64 \right)^{-2}}{785.34}$$

$$\Delta p_{\text{местн}} = \frac{1}{2} \left( \frac{G_i}{S_{\text{прох}}} \right)^2 \cdot \left[ \frac{\xi_{\text{вх}}}{\rho(0)} + \frac{6 \cdot \xi_{\text{реш}}}{\langle \rho \rangle_{\text{аз}}} + \frac{\xi_{\text{вых}}}{\rho(h)} \right] =$$

$$= \frac{1}{2} * \left( \frac{892.1}{0.283} \right)^2 * \left( \frac{1.5}{785.34} + \frac{6 * 0.5}{\frac{785 + 677.85}{2}} + \frac{1.3}{677.85} \right) = 39737$$

Получим, что высота опускного участка  $H_{\text{оп}} = 23.6$  м

## 2.4 Сравнение графиков проектируемой РУ и ВВЭР-1000

Для реактора ВВЭР-1000 были проведены аналогичные вычисления для сравнения результатов:

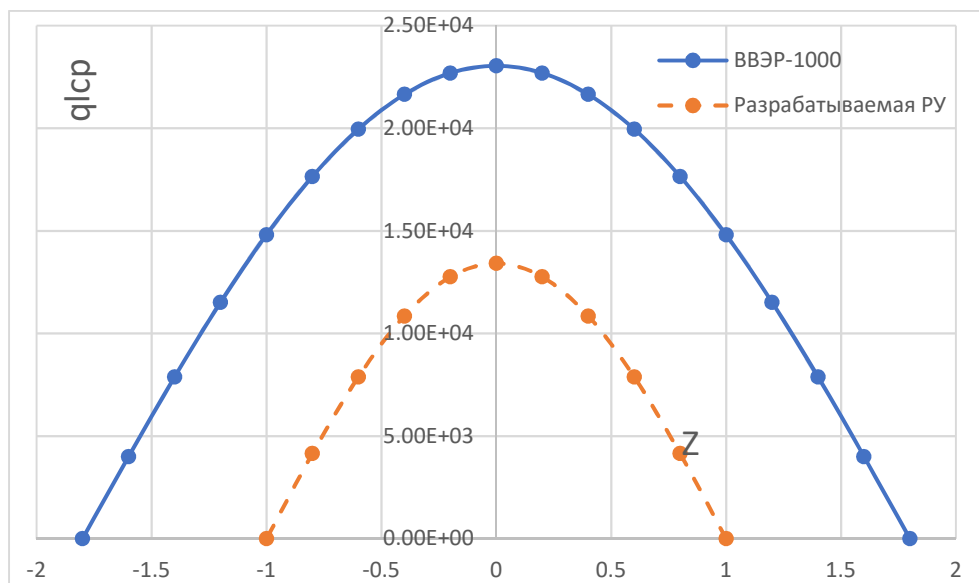


График 2 Зависимость  $q_{l\text{ср}}$  от высоты а.з.

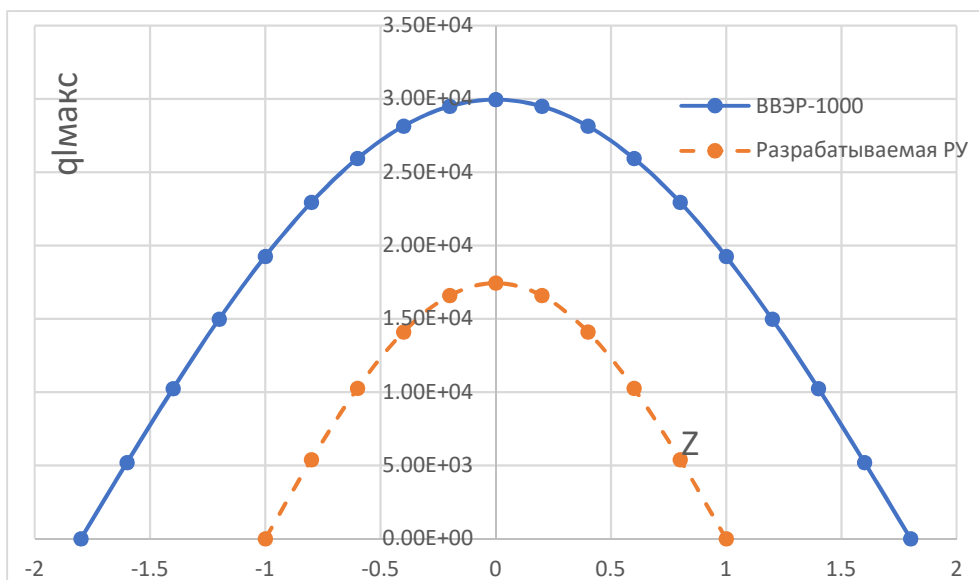


График 3 Зависимость  $q_{l\text{макс}}$  от высоты а.з.

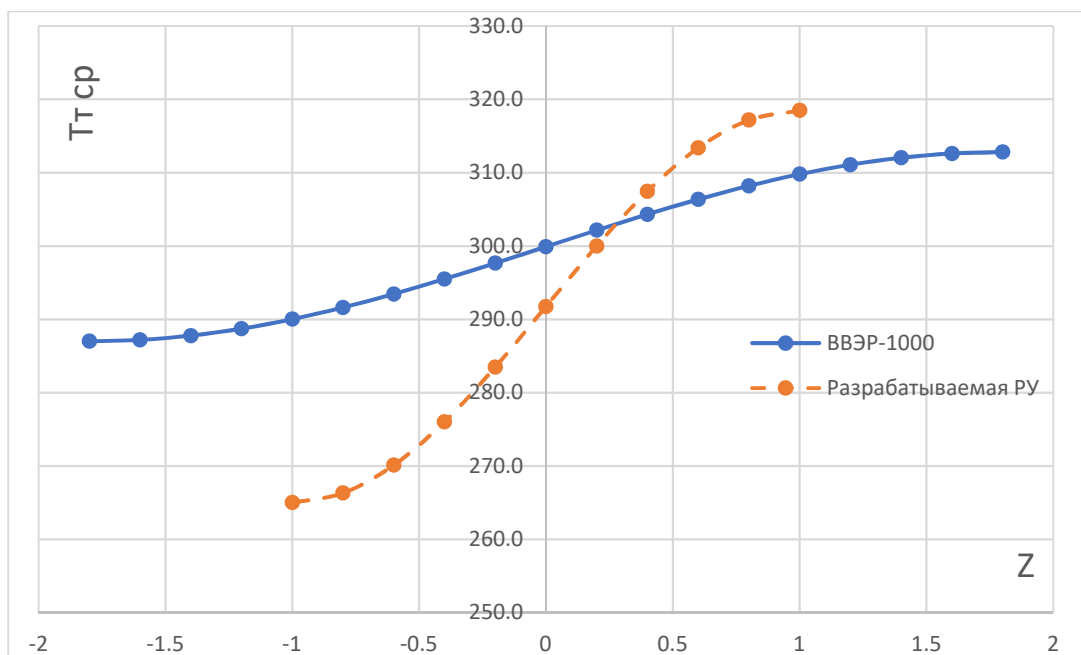


График 4 Зависимость температуры теплоносителя  $T_{т\text{ ср}}$  от высоты а.з.

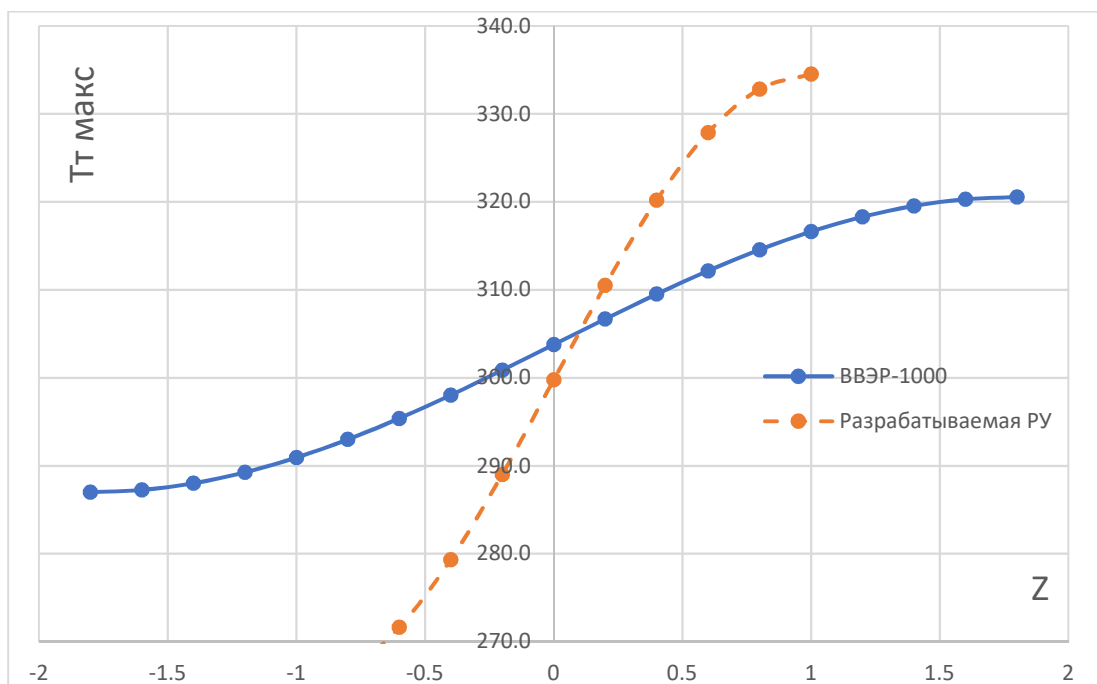


График 5 Зависимость температуры теплоносителя от высоты а.з.

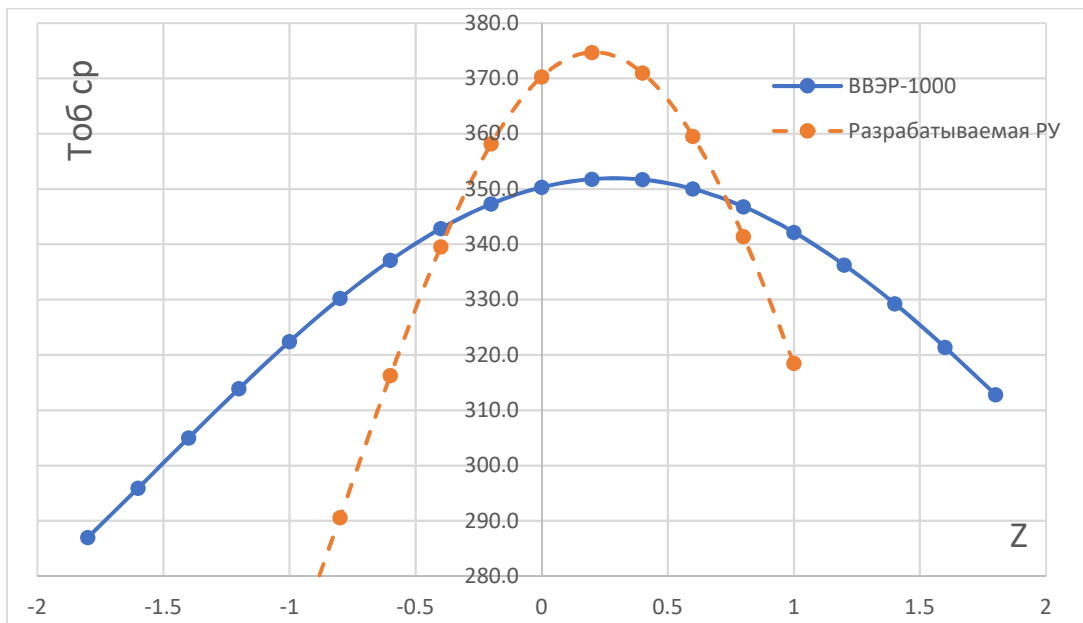


График 6 Зависимость средней температуры внешней оболочки ТВЭЛ от высоты а.з.

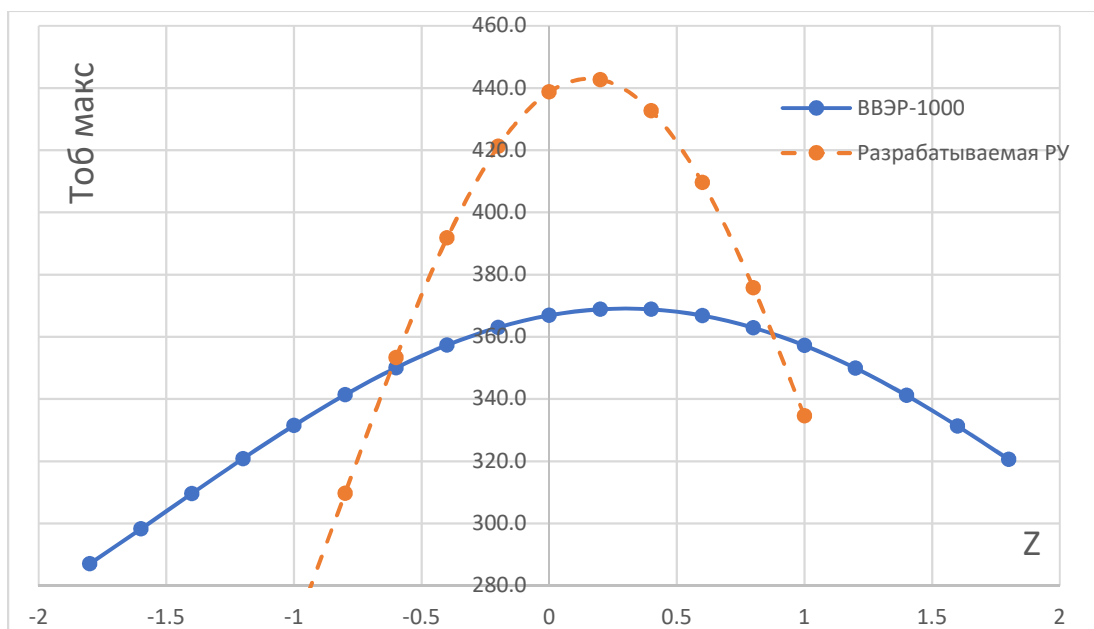


График 7 Зависимость максимальной температуры внешней оболочки ТВЭЛ от высоты а.з.

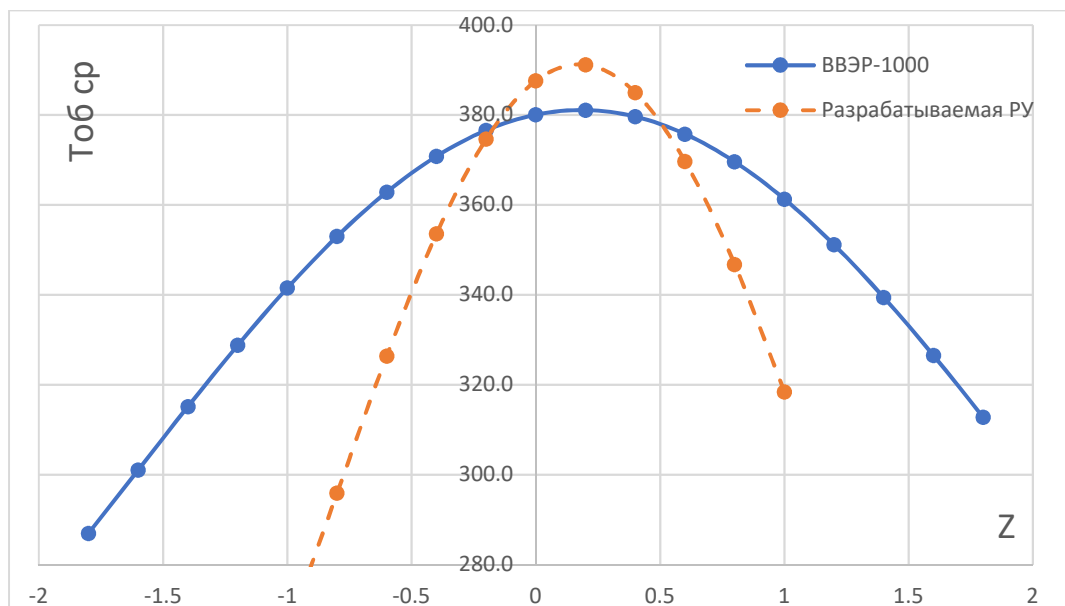


График 8 Зависимость средней температуры внутренней оболочки ТВЭЛ от высоты а.з.

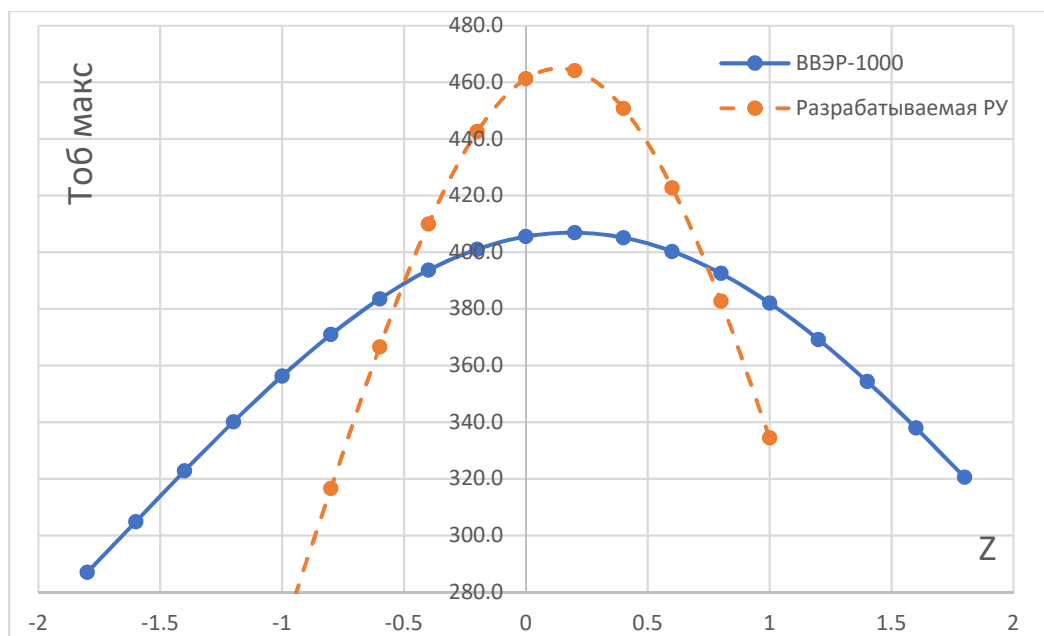


График 9 Зависимость максимальной температуры внутренней оболочки ТВЭЛ от высоты а.з.



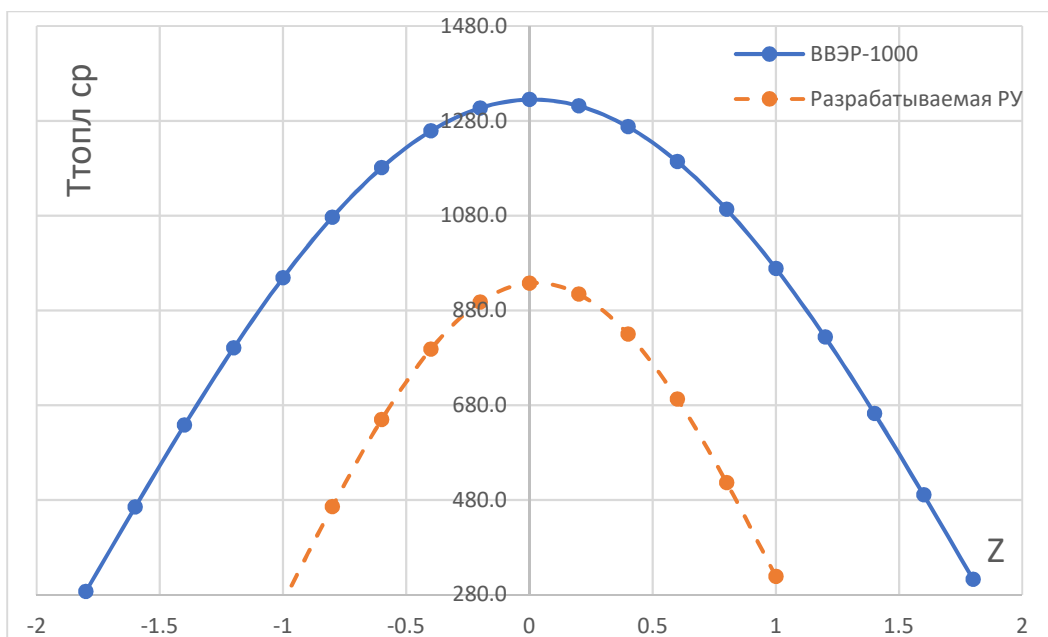


График 10 Зависимость средней температуры топлива от высоты а.з.

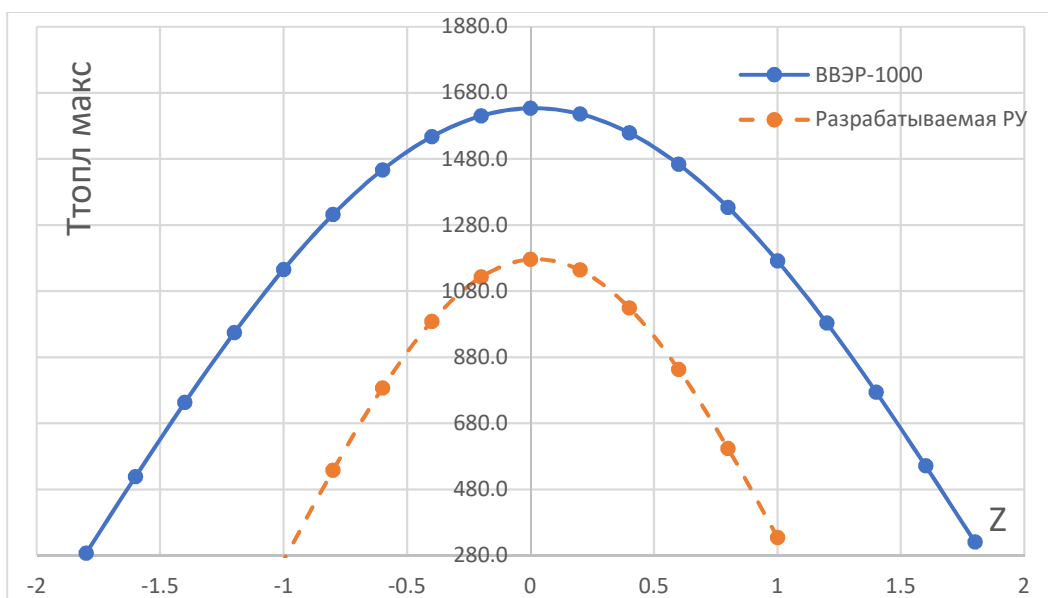


График 11 Зависимость максимальной температуры топлива от высоты а.з.

### 3. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ

#### 3.1 Расчет кампании и выгорания

В нейтронно-физическом расчете с помощью программного комплекса GETERA проведено исследование зависимости коэффициента размножения нейтронов от длины кампании. Соответственно, была определена длина кампании реактора и вычислено значение выгорания.

$$q_v = 42 \frac{\text{МВт}}{\text{м}^3}$$

$$B = T_K \cdot \frac{W_T}{M_{\text{топл}}}$$

$$X = 4.0 \%$$

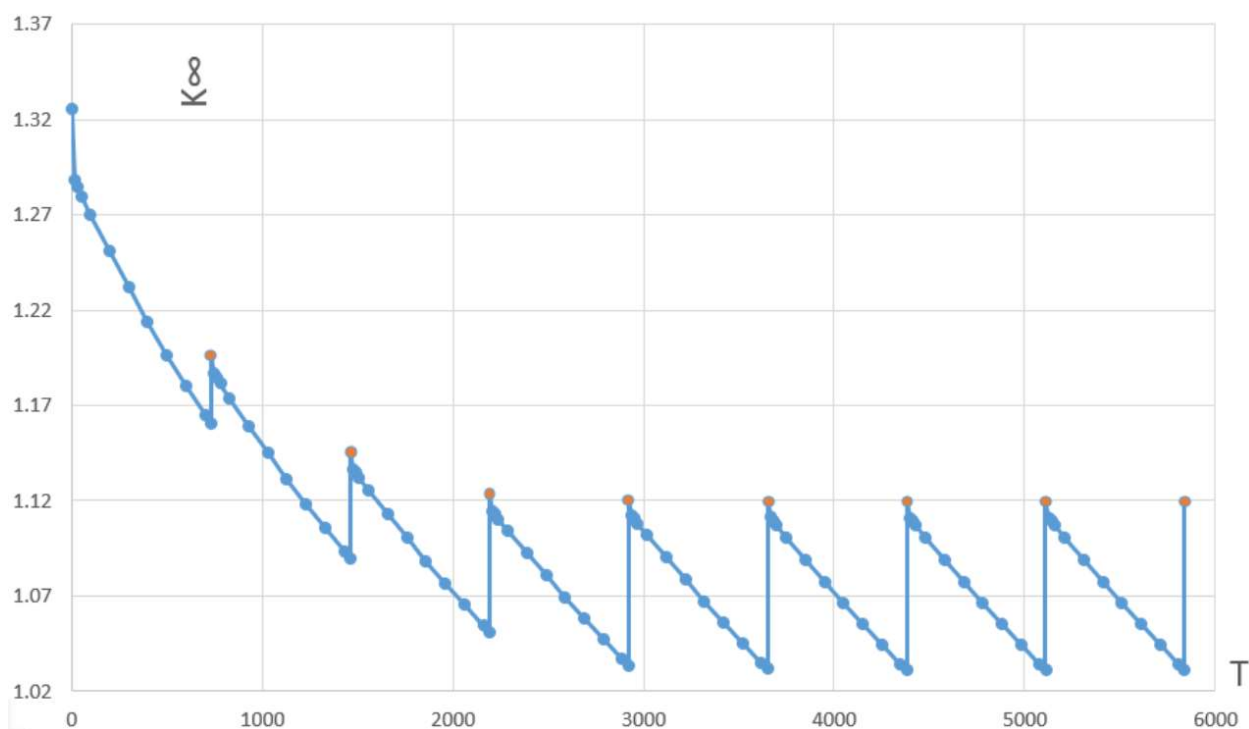


График 12 Кампания топлива

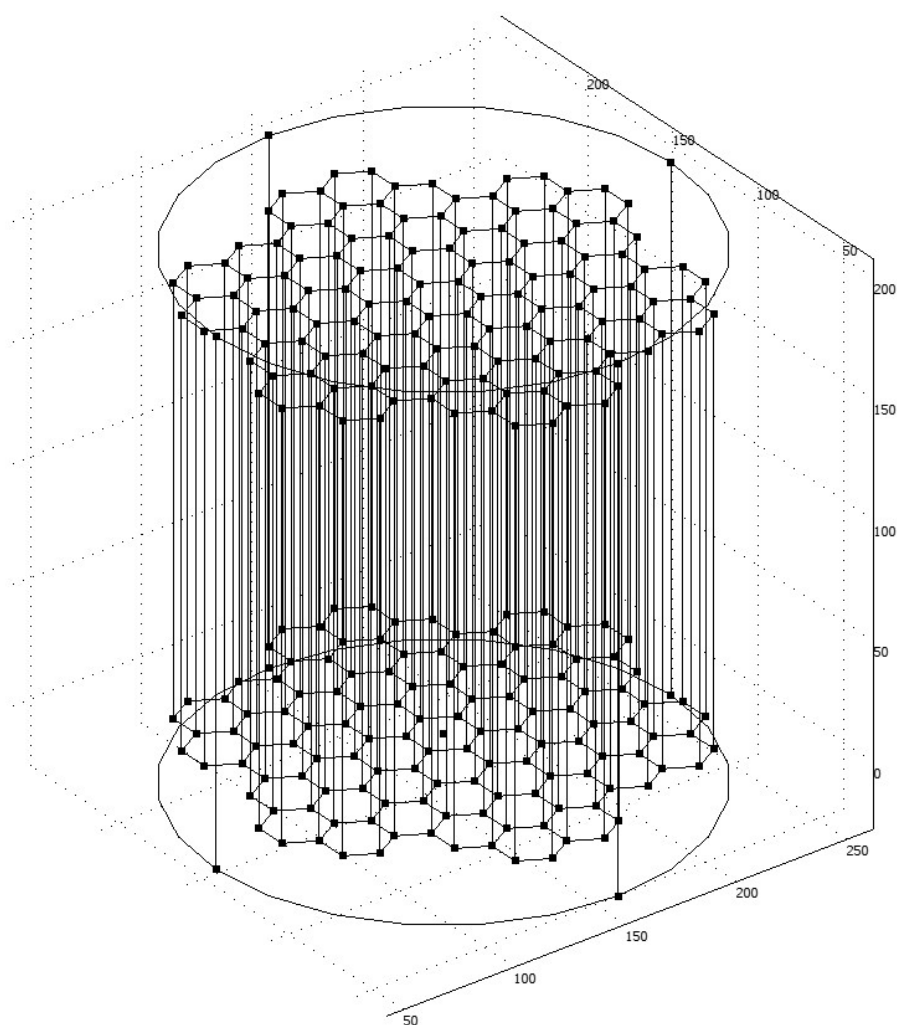
$$T_{\text{ц}} = 730 \text{ сут.} \rightarrow T_{\text{к}} = 2090 \text{ сут.}$$

$$B = T_K \cdot \frac{W_T}{M_{\text{топл}}} = 47.3 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кг}}$$

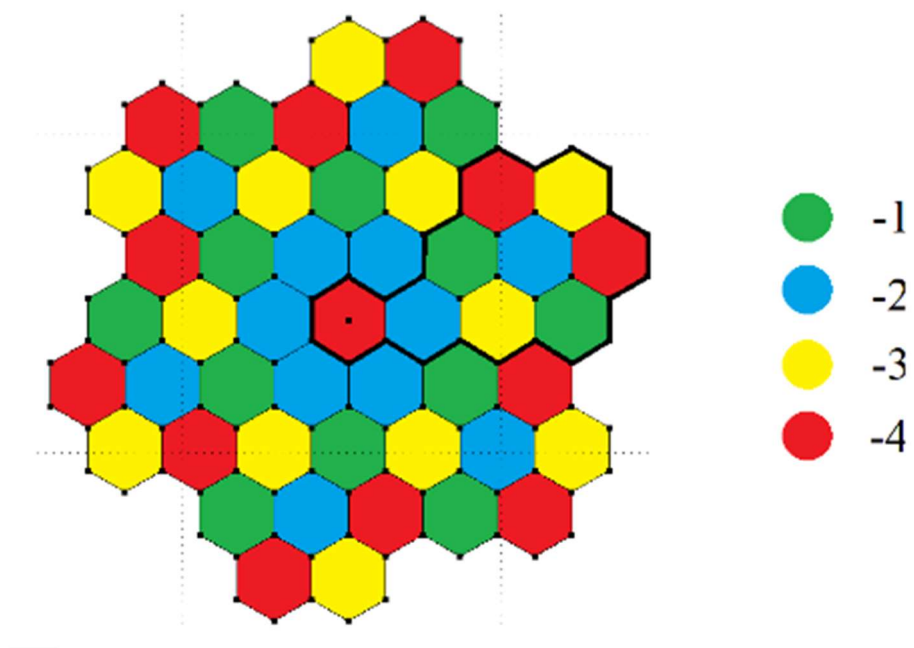
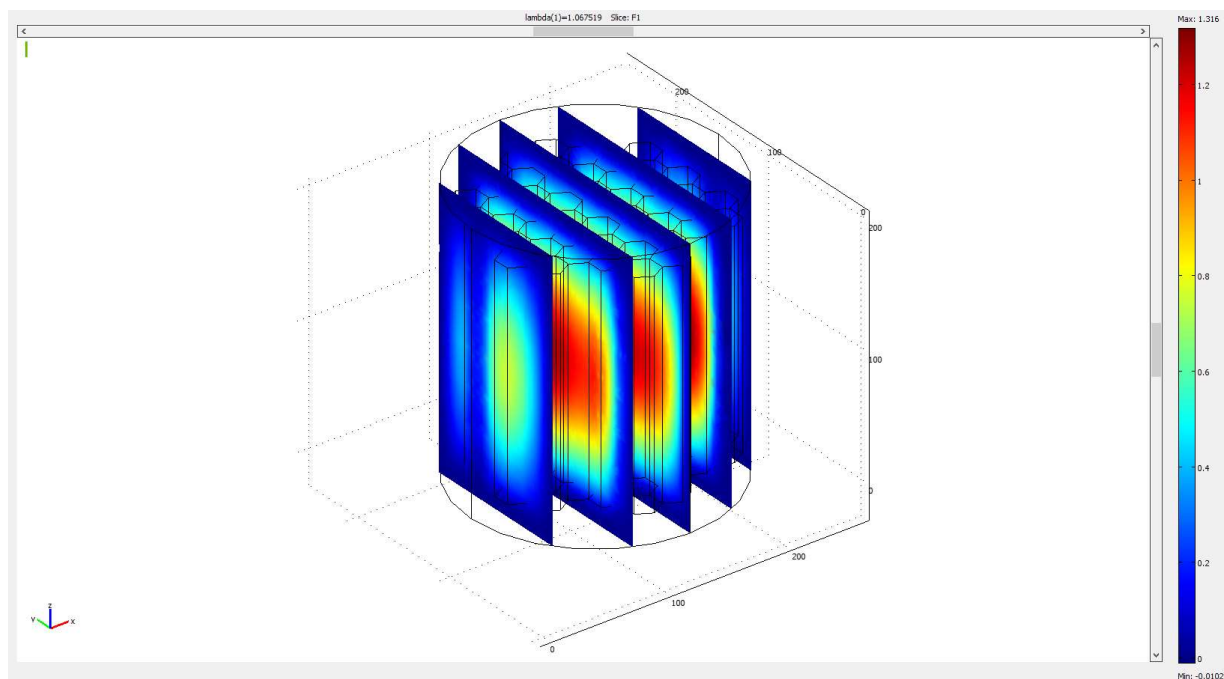
### 3.2 Построение трехмерной модели АЗ

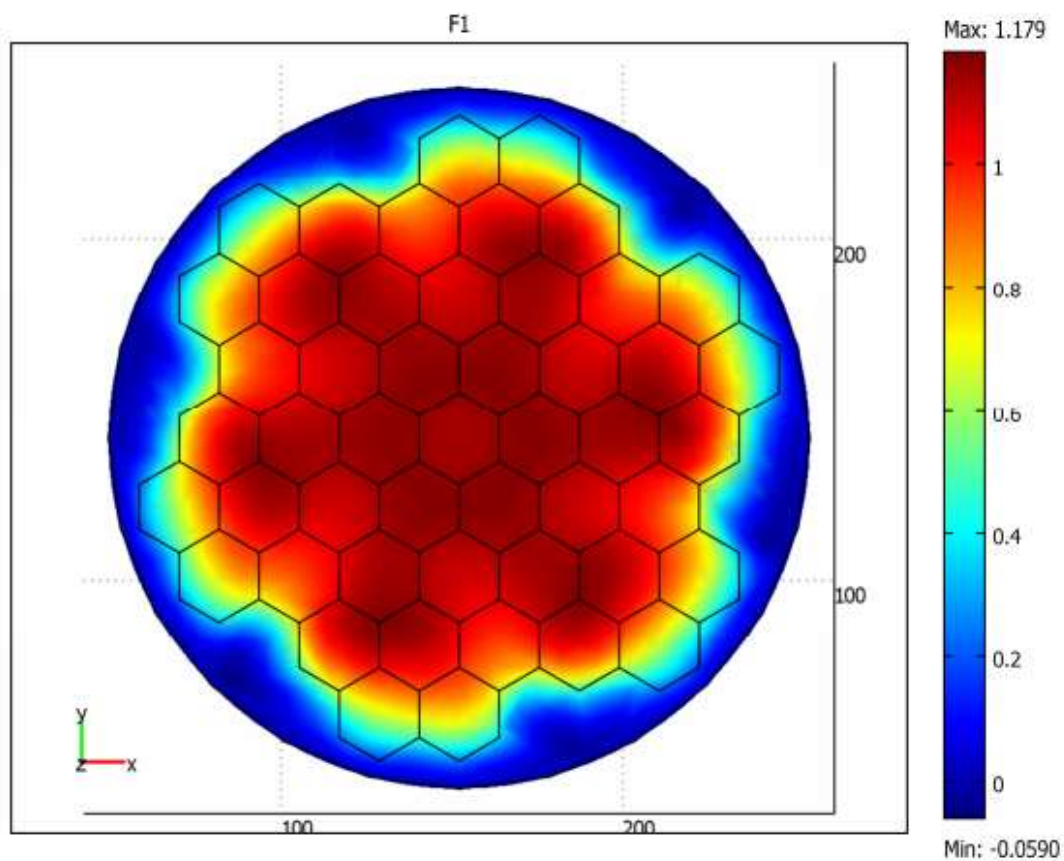
Далее использовалось программное обеспечение для анализа методом конечных элементов COMSOL Multiphysics.

Была создана 3D модель активной зоны для расчета тепловыделения:



В результате расчетов была смоделирована картограмма активной зоны и получено тепловое распределение с коэффициентом  $\lambda = 1.0675$ .





Для сравнения аналогичные вычисления и моделирования были произведены и для реактора ВВЭР-1000. Результаты представлены в таблице 4:

Таблица 4 Результаты нейтронно-физического расчета

### 3.3 Расчет температурных коэффициентов реактивности.

Для данного этапа использовался программный комплекс GETERA. В

Параметр	РУ ВВЭР-1000	Разрабатываемая РУ
Тип топлива	Диоксид урана $UO_2$	Диоксид урана $UO_2$
Обогащение, %	4.0	4.0
Загрузка делящихся нуклидов кг/т	40	40
Содержание делящихся нуклидов в ТВС	18.52	10.46
Кампания топлива	1060	2920
Выгорание топлива, МВт*сут/кг	45.203	47.293
Расход ТВС, ТВС/год	52.2	5.88
Плутониевый вектор на конец кампании, $Pu^{38}$ $Pu^{39}$ $Pu^{40}$ $Pu^{41}$ $Pu^{42}$	1.48% 56.26% 22.77% 14.25% 5.24%	2.06% 55.18% 23.47% 13.74% 5.55%
Изотопный состав выгружаемого топлива, $Pu^{39} + Pu^{41}$ + $U^{235}$	12.54/18.23	12.74/17.40
Вероятность избежать утечки, %	99.79	99.67

результате были посчитаны следующие величины:

Таблица 5 Расчет на начало цикла

Т <sub>т</sub>	Reff	Коэфф. Реакт	Р	ΔР
1000	1.0342	-3.80E-05	0.997133676	5.3E-08
1100	1.0184		0.997133623	

Таблица 6 Расчет на конец цикла

Т <sub>т</sub>	Reff	Коэфф. Реакт	Р	ΔР
1000	1.032	-3.80E-05	0.997134	4.5E-08
1100	1.0238		0.997134	

Таблица 7 Расчет для холодного состояния

Т <sub>т</sub>	Reff	Коэфф. Реакт	Р	ΔР
293	1.04102	-2.62E-05	0.996836	2.46667E-08
343	1.03941		0.996836	

## 4. РАСЧЕТ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

### 4.1 Постановка задачи

Рассчитать минимальный размер биологической защиты, обеспечивающей за ней уровень, не превышающий предельно допустимой дозы облучения персонала при номинальном режиме работы ЯЭУ.

### 4.2 Построение одномерной модели

Таблица 8 Характеристики реакторной установки

Характеристика	Значение
Установленная мощность, МВт (эл.)	100
Давление воды в реакторе, МПа	12.75
Температура пара на выходе из реактора, °С	321
Температура воды на входе в реактор, °С	265
Объем, м <sup>3</sup>	5,05
Диаметр, м	1.79
Высота, м	2.0
Удельная энергонапряженность, МВт/ м <sup>3</sup>	55,0

Таблица 9 Значения объемных долей

Материал	Объемная доля		Плотность, г/см <sup>3</sup>
Теплоноситель	$\varepsilon_{\text{ТН}}$	0.136	11.3
Констр. материалы	$\varepsilon_{\text{констр}}$	0.092	7.75
Топливо	$\varepsilon_{\text{топл}}$	0.812	13.2



Таблица 10 Характеристики материалов биологической защиты

Защитный слой	Материал	Плотность	$\Sigma_{\text{гет}}, \text{см}^{-1}$	Размер, см
Корпус реактора	Сталь	7.75	0.166	30
Водяной бассейн	Вода	1.00	0.097	120
Шахта реактора	Бетон	2.40	0.08	179

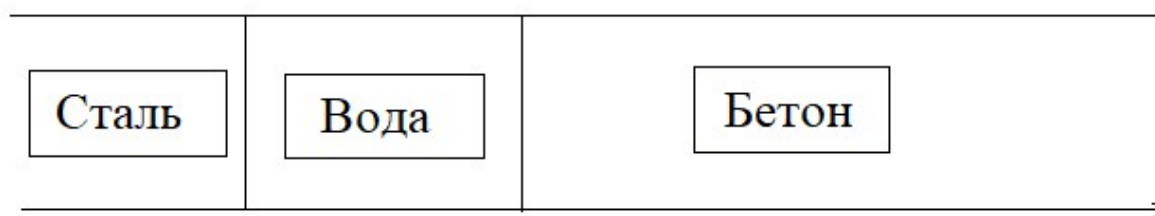


Рисунок 5 Одномерная модель биологической защиты

### 4.3 Расчет дозы нейтронного излучения перед защитой

Для определения эквивалентной дозы нейтронов перед защитой был использован следующий алгоритм оценочного расчёта:

- В начале было рассчитано число реакций деления в реакторе в единицу времени, дел/с:

$$N_f = \frac{W_T}{E_f}$$

где  $W_T$  – тепловая мощность реактора;

$E_f$  – средняя энергия, выделяющаяся при одной реакции деления;

- Число нейтронов, образующихся в реакторе в единицу времени, н-н/с:

$$N_n = N_f \nu_f$$

где  $\nu_f$  – среднее число нейтронов деления на середину кампании, равная 1.57 и взятая из нейтронно-физического расчета.

- Далее определялся поток нейтронов утечки из активной зоны реактора, н-н/(см<sup>2</sup> с):

$$\Phi = \frac{N_f(K_\infty - 1)}{S_{\text{пов}}}$$

где  $K_\infty$  – коэффициент размножения элементарной ячейки реактора (бесконечной решетки) на середину кампании реактора, который был взят равным 1.13. Данное значение было получено в ходе нейтронно-физического расчета.

- Площадь полной поверхности активной зоны:

$$S_{\text{пов}} = S_{\text{бок}} + 2S_{\text{тор}} = 2\pi R_{\text{АЗ}} H_{\text{АЗ}} + 2\pi R_{\text{АЗ}}^2$$

где  $R_{\text{АЗ}}$  – радиус активной зоны  
 $H_{\text{АЗ}}$  – высота активной зоны;

- Поток нейтронов спектра деления в утечке из активной зоны, н-н/(см<sup>2</sup>·с)

$$\Phi_n = \Phi \gamma$$

где  $\gamma$  – доля нейтронов спектра деления в спектре утечки. Эта величина была принята равной 0,5.

- Мощность эквивалентной дозы нейтронов перед защитой, Зв/с:

$$D_{on} = \Phi_n \cdot E \cdot \overline{\mu_{эн}} \cdot K = \frac{\Phi_n \bar{E} S}{M} K$$

где  $\bar{E}$  – средняя энергия нейтронов спектра деления

$K$  – коэффициент качества нейтронов спектра деления

$\overline{\mu_{эн}}$  – массовый коэффициент поглощения энергии в биологической ткани

$S$  – площадь биологического объекта

$M$  – масса биологического объекта

Результаты расчетов представлены в таблице 2

Таблица 11 Результаты расчета дозы нейтронов перед защитой

Величина	$N_f, \text{дел/с}$	$N_n, \text{н/с}$	$S_{\text{пов}}, \text{см}^2$	$\Phi, \text{н/см}^2 \cdot \text{с}$	$\Phi_n, \text{н/см}^2 \cdot \text{с}$	$D_{on}, \text{Зв/с}$
Значение	$8.68 \cdot 10^{18}$	$1.36 \cdot 10^{19}$	$4.2 \cdot 10^5$	$1.6 \cdot 10^{12}$	$7.9 \cdot 10^{11}$	664

#### 4.4 Расчет дозы нейтронного излучения за защитой

При расчете дозы нейтронов за защитой была использована модель сечения вывода для слоистой системы. Это приближенный метод расчета, который позволяет рассчитать эквивалентную дозу нейтронов за защитой.

Опишем приближения модели:

- 1)  $0.3 < E < 10.5$  МэВ – энергия нейтронов источника
- 2) Нейтроны распределены по спектру деления
- 3) Толщина защиты больше 1 м
- 4) Среда водородосодержащая (вода есть в бетоне)

Таблица 12 Значения объемных долей

Защитный слой	Материал	Плотность	$\Sigma_{\text{гет}}, \text{см}^{-1}$	Размер, см
Корпус реактора	Сталь	7.75	0.166	30
Водяной бассейн	Вода	1.00	0.097	120
Шахта реактора	Бетон	2.40	0.08	179

Минимальная толщина бетонного слоя, при котором мощность эквивалентной дозы не превышает предельно допустимую, см:

$$d_{\text{бетонн}} = \frac{1}{\Sigma_{\text{бетон}}^{\text{гет}}} \cdot \ln \left( \frac{D_{\text{оп}}}{D_{\text{ППД}}} \right) = 179 \text{ см}$$

Эквивалентная доза нейтронов за защитой вычисляется по формуле

$$D = D_{0n} \exp(-\Sigma_{\text{гет}}^{\text{сталь}} d_{\text{сталь}} - \Sigma_{\text{гет}}^{\text{вода}} d_{\text{вода}} - \Sigma_{\text{гет}}^{\text{бетон}} d_{\text{бетон}}) \\ = 2.4 \cdot 10^{-11} \frac{\text{Зв}}{\text{нед}}$$

Предельно допустимая доза облучения в помещении постоянного присутствия персонала АЭС составляет:

$$D_{\text{пдд}} = 20 \frac{\text{мЗв}}{\text{год}} = 4 * 10^{-4} \frac{\text{Зв}}{\text{нед}}$$

$$D = 2.4 * 10^{-11} \frac{\text{Зв}}{\text{нед}} < D_{\text{пдд}} = 4 * 10^{-4} \frac{\text{Зв}}{\text{нед}}$$

Таким образом, рассчитанное значение бетонной защиты обеспечивает значение дозы меньше предельно допустимого значения.

#### 4.5 Расчет дозы гамма-квантов перед защитой

Для определения эквивалентной дозы нейтронов перед защитой был использован следующий алгоритм оценочного расчёта.

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.

- Число реакций деления в реакторе в единицу времени, дел/с:

$$N_f = \frac{W_T}{E_f}$$

где  $W_T$  – тепловая мощность реактора;  $E_f$  – средняя энергия, выделяющаяся при одной реакции деления;

- Число  $\gamma$ -квантов, образующихся в реакторе в единицу времени, кв/с:

$$I = N_f \nu_\gamma N_\gamma$$

где  $N_\gamma$  – доля  $\gamma$ -квантов с энергией  $E$  в реакции деления для  $\gamma$ -квантов с энергиями  $E_{\gamma.3}=3$  МэВ эта величина равна 20%, а для  $E_{\gamma.5}=5$  МэВ – 15%;

$\nu_\gamma$  – среднее число  $\gamma$ -квантов деления на середину кампании.

Расчеты производились для  $\gamma$ -квантов с энергиями  $E_{\gamma.3}=3$  МэВ и  $E_{\gamma.5}=5$  МэВ, в предположении, что перенос нерассеянных  $\gamma$ -квантов происходит в однородной пластине с внешним источником, перпендикулярным границам пластины.

- Толщина пластины равна  $L$ - средней хорде активной зоне, см:

$$L = \frac{4V_{A3}}{S_{\text{пов}}} \quad (5.8.3)$$

где  $S_{\text{пов}}$  и  $V_{A3}$  – площадь полной поверхности и объём активной зоны;

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

$$\mu_\gamma = \mu_B \varepsilon_B + \mu_{Zr} \varepsilon_{Zr} + \mu_T \varepsilon_T \quad (5.8.4)$$

где  $\varepsilon_T$  – объёмная доля топлива;  $\varepsilon_{Zr}$  – объёмная доля конструкционных материалов;  $\varepsilon_B$  – объёмная доля теплоносителя.

- Источник  $\gamma$ -квантов, равномерно распределённый по объёму пластины, кв/(см·с):

$$Q = \frac{I}{L}$$

- Число не рассеянных  $\gamma$ -квантов через поверхность пластины, кв/с:

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

- Поток не рассеянных  $\gamma$ -квантов деления из активной зоны, кв/(см<sup>2</sup>·с):

$$\Phi = \frac{N}{S_{\text{пов}}}$$

Основной вклад в поток  $\gamma$ -квантов из активной зоны работающей ЯЭУ

вносят  $\gamma$ -кванты деления, но для учета других источников  $\gamma$ -квантов и рассеянных  $\gamma$ -квантов деления вводится поправочный коэффициент  $\xi = 2$ .

- Полный поток  $\gamma$ -квантов из активной зоны, кв/(см<sup>2</sup>·с):

$$\Phi_{\gamma} = \Phi \xi$$

- Эквивалентная доза  $\gamma$ -квантов перед защитой, Зв/с:

$$D_{o\gamma} = \frac{\Phi_{\gamma} S E}{M} K$$

где  $E$  – средняя энергия  $\gamma$ -квантов;  $S$  – площадь биологического объекта;  $M$  – масса биологического объекта;  $K$  – коэффициент качества  $\gamma$ -квантов

Таблица 13 Значения параметров для расчета

$W_T$ , МВТ	$E_f$ , МэВ	$\nu_{\gamma.f}$	$K_{\infty}$	$H_{A3}$ , см	$R_{A3}$ , см	$\zeta$	$K$	$S$ , м <sup>2</sup>	$M$ , кг	$\bar{E}$ , МэВ	$\bar{E}$ , МэВ
278	200	7.5	1.05	200	179	2	1	10 <sup>4</sup>	100	2	5

Таблица 14 Линейный коэффициент ослабления для гамма-квантов с энергией 3 и 5 МэВ

Материал	$\mu_3$ , см <sup>-1</sup>	$\mu_5$ , см <sup>-1</sup>
Топливо	0,237	0,221
Вода	0,81	0,83
Цирконий	0,04	0,03

Таблица 15 Результаты расчета потока гамма-квантов 3 МэВ и 5 МэВ

Параметр	$N_f$ , дел/с	$I_5$ , кв/с	$L_{A3}$ , см	$Q_5$ , кв/см <sup>2</sup> ·с	$\Phi_5$ , н/см <sup>2</sup> ·с	$N_5$ , Зв/с	$D_{on}$ , Зв/с
Значение	8.68 · 10 <sup>18</sup>	1.5 · 10 <sup>20</sup>	239	5.34 · 10 <sup>16</sup>	2.6 · 10 <sup>11</sup>	5.6 · 10 <sup>16</sup>	335

Параметр	$N_f, \text{дел/с}$	$I_3, \text{кВ/с}$	$L_{A3}, \text{см}$	$Q_3, \text{кВ/см}^2 \cdot \text{с}$	$\Phi_3, \text{н/см}^2 \cdot \text{с}$	$N_3, \text{ЗВ/с}$	$D_{on}, \text{ЗВ/с}$
Значение	$8.68 \cdot 10^{18}$	$2 \cdot 10^{20}$	239	$7.13 \cdot 10^{16}$	$3.6 \cdot 10^{11}$	$7.6 \cdot 10^{16}$	254

#### 4.6 Расчет дозы гамма-квантов за защитой

Для начала переведем мощность эквивалентной дозы перед защитой  $\text{ЗВ/нед}$ :

$$D_{o\gamma} = 7 \cdot 24 \cdot 60 \cdot 60 D_{o\gamma}$$

Расчёт эквивалентной дозы нерассеянных  $\gamma$ -квантов за защитой,  $\text{ЗВ/с}$ :

$$D_{\text{нерас}} = D_{o\gamma} \exp[-\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}} - \mu_{\text{вода}} d_{\text{вода}} - \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}}]$$

$D_{o\gamma}$  — доза гамма-квантов перед защитой;

$\mu_i$  — линейный коэффициент ослабления  $i$ -го слоя;

$d_i$  — толщина  $i$ -го слоя;

$d_{\text{бет}}$  — толщина бетонного слоя, который нужно найти

Линейные коэффициенты ослабления для материалов защиты, необходимые для расчёта дозы нерассеянных  $\gamma$ -квантов за защитой, приведены в таблице

Таблица 16 Линейные коэффициенты ослабления для энергий 3 и 5 МэВ

Слой защиты	d, см	$\mu, \text{см}^{-1}$	
		3МэВ	5МэВ
Корпус реактора	30	0.3	0.25
Водяной бассейн	120	0.04	0.03
Шахта реактора	$d_{\text{бет}}$ (179)	0.08	0.07



- Для учёта рассеянных  $\gamma$ -квантов используется дозовый фактор накопления  $B$ , и полная доза  $\gamma$ -квантов за защитой соответственно будет равна:

$$D_{\gamma} = D_{\text{нерас}} B$$

где  $D_{\text{нерас}}$  — доза нерассеянных гамма-квантов;

- Для многослойной защиты фактор накопления рассчитывается по формуле Бродера:

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

где входящие в формулу слагаемые  $B_j(\sum_i^n \mu_i d_i)$  — гомогенный фактор накопления. При вычислении такого фактора накопления, используется двухэкспоненциальная формула Тейлора, где необходимо подставить коэффициенты  $A_1, \alpha_1, \alpha_2$  для материала  $j$ , а вместо величины  $\mu d$  взять сумму этих величин для первых  $n$  слоев системы.

Формула Тейлора имеет следующий вид:

$$B(\mu d) = A_1 \exp(-\alpha_1 \mu d) + (1 - A_1) \exp(-\alpha_2 \mu d)$$

где  $A_1, \alpha_1, \alpha_2$  — коэффициенты формулы Тейлора для заданного материала.

В соответствии с одномерной расчётной моделью биологической защиты, а именно в соответствии с порядком расположения слоёв, формула Бродера будет иметь следующий вид:

$$B = B_{\text{бет}}(\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}} + \mu_{\text{вода}} d_{\text{вода}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}}) + [B_{\text{ст}}(\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}}) - B_{\text{бет}}(\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}})] + \\ + [B_{\text{бет}}(\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}}) - B_{\text{бет}}(\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}})]$$

Раскроем каждый член разложения в соответствии с двух экспоненциальной формой Тейлора для гомогенной защиты (5.9.7-5.9.11):

$$B_{\text{бет}}(\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}}) = A_{1_{\text{бет}}} \exp[-\alpha_{1_{\text{бет}}} (\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}})] + \\ + (1 - A_{1_{\text{бет}}}) \exp[-\alpha_{2_{\text{бет}}} (\mu_{\text{ст}} d_{\text{ст}} + \mu_{\text{вода}} d_{\text{вода}} + \mu_{\text{бет}} d_{\text{бет}})]$$

$$\begin{aligned}
B_{\text{ст}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}}) &= A_{1_{\text{ст}}} \exp[-\alpha_{1_{\text{ст}}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}})] + (1 - A_{1_{\text{ст}}}) \exp[-\alpha_{2_{\text{ст}}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}})] \\
&\quad B_{\text{воды}}(\mu_{\text{воды}}d_{\text{воды}}) \\
&= A_{1_{\text{воды}}} \exp[-\alpha_{1_{\text{воды}}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}})] + (1 - A_{1_{\text{воды}}}) \exp[-\alpha_{2_{\text{воды}}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}})] \\
&\quad B_{\text{вода}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}} + \mu_{\text{вода}}d_{\text{вода}}) \\
&= A_{1_{\text{вода}}} \exp[-\alpha_{1_{\text{вода}}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}} + \mu_{\text{вода}}d_{\text{вода}})] + (1 - A_{1_{\text{вода}}}) * \\
&\quad * \exp[-\alpha_{2_{\text{вода}}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}} + \mu_{\text{вода}}d_{\text{вода}})] \\
&\quad B_{\text{бет}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}} + \mu_{\text{вода}}d_{\text{вода}}) \\
&= A_{1_{\text{бет}}} \exp[-\alpha_{1_{\text{бет}}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}} + \mu_{\text{вода}}d_{\text{вода}})] + (1 - A_{1_{\text{бет}}}) * \\
&\quad * \exp[-\alpha_{2_{\text{бет}}}(\mu_{\text{ст}}d_{\text{ст}} + \mu_{\text{вода}}d_{\text{вода}})]
\end{aligned}$$

С помощью формул выше можно найти толщину неизвестного бетонного слоя. Для этого необходимо приравнять полную дозу гамма-квантов за защитой, определенную, как сумма доз гамма-квантов энергий 3 и 5 МэВ. где каждая доза определялась как произведение дозы нерассеянных  $\gamma$ -квантов энергий 3 и 5 МэВ на дозовый фактор накопления соответствующий каждой энергии, предельно допустимой дозе излучения:

$$D_{\text{ППД}} = 0.4 \cdot 10^{-3} \text{ Зв/нед}$$

Мощность эквивалентной дозы всех  $\gamma$ -квантов за защитой

$$D_{\text{ППД}} = D_{\text{нерас}}^3(d_{\text{бет}}) \cdot B_3(d_{\text{бет}}) + D_{\text{нерас}}^5(d_{\text{бет}}) \cdot B_5(d_{\text{бет}})$$

Таблица 17 Линейные коэффициенты ослабления и константы  $A_1$ ,  $a_1$ ,  $A_2$ ,  $a_2$

	3 МэВ				5 МэВ			
Материал	$\mu, \text{см}^{-1}$	$A_1$	$\alpha_1$	$\alpha_2$	$\mu, \text{см}$	$A_1$	$\alpha_1$	$\alpha_2$
Сталь	0,3	5	-0,074	0,075	0,25	2,9	-0,08	0,075
Вода	0.04	230	-0.0064	-0.0032	0.03	13	-0.015	0.026
Бетон	0,07	14	-0,03	0,03	0,08	9,2	-0,03	0,03

Таблица 18 Результаты вычислений дозы гамма-квантов за защитой

3 МэВ		5 МэВ			
$D_{\text{нерас}}, \text{Зв/нед}$	$B$	$D_{\text{нерас}}, \text{Зв/нед}$	$B$	$d_{\text{бет}}, \text{см}$	$D_{\text{за.бет}}, \text{Зв/нед}$
$1,4 \cdot 10^{-7}$	732	$2 \cdot 10^{-5}$	28	125	$3,1 \cdot 10^{-9}$

$$D_{\text{за.бет}} = 3,1 \cdot 10^{-9} \frac{\text{Зв}}{\text{нед}} < D_{\text{пдд}} = 0,4 \cdot 10^{-3} \frac{\text{Зв}}{\text{нед}}$$

Таким образом, рассчитанное значение бетонной защиты обеспечивает значение дозы меньше предельно допустимого значения.

#### 4.7 Заключение

В ходе расчета биологической защиты вычислялась эквивалентная доза ионизирующего излучения, проходящая через нее в единицу времени, и сравнивалась с предельно допустимой дозой, установленной нормативными документами.

Рассмотрению подвергались два основных вида ионизирующего излучения – поток быстрых нейтронов утечки и потоки гамма-квантов с энергиями 3 и 5 МэВ. В ходе рассмотрения оценивались значения эквивалентной дозы, создаваемой излучением до и после защиты. Для расчета эквивалентной дозы за защитой от нейтронного излучения применялась модель сечения выведения, а для гамма-излучения – метод факторов накопления.

Для каждого излучения была рассчитана толщина бетонного слоя. В результате расчеты показали, что для условия не превышения значения предельно допустимой дозы, толщина бетона должна составлять 179 см для нейтронного излучения и 125 см для защиты от потока гамма-квантов. То есть для защиты от данных видов излучения необходимо, чтобы толщина бетонной стена была равна примерно 179 см.

## **5. ЭКОНОМИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ**

### **5.1 Потенциал малых модульных реакторов.**

Экономика станций, вероятно, уступает только безопасности в создании жизнеспособности ядерной энергетики как основного источника энергии. Наступление благоприятного времени для модульных реакторных установок в значительной степени способствовало очень выгодная экономика существующей ядерной энергетики реакторов.

Высокая доступность и производительность заводов и относительно низкая стоимость топлива для ядерной энергетики по сравнению с другими источниками, особенно природный газ, теперь делают ее предпочтительным источником по всему миру. Некоторые из ключевых экономических факторы, влияющих на жизнеспособность и привлекательность малых размеры атомных станций включают: общую стоимость проекта, экономию от масштаба, и низкий инвестиционный риск.

### **5.2 Постановка задачи.**

Целью данного раздела в рамках курсового проекта является расчет основных экономических показателей ЯЭУ, обоснование эффективности и конкурентоспособности.

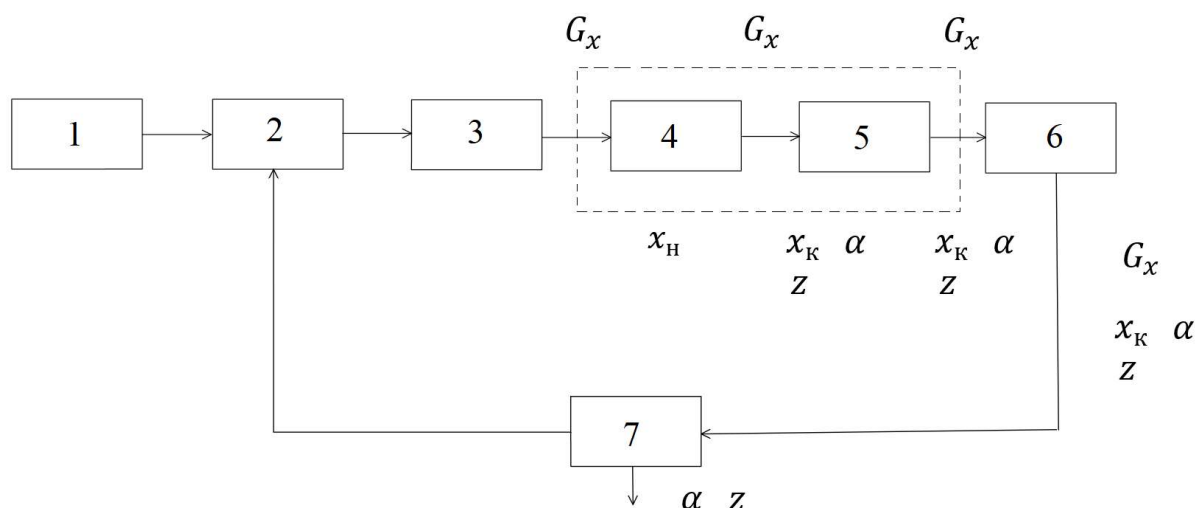
В качестве сравнения будем рассматривать водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР-1000) с 10 блоками разрабатываемой РУ номинальной электрической мощностью 100 МВт

Таблица 19 Исходные данные для расчета

ПОКАЗАТЕЛЬ		ЕД. ИЗМЕР.	АЭС с ВВЭР	1 блок модульного реактора номинальной мощности 100 МВт
Установленная электр. мощность	$N_{эл}$	МВт	1000	100
КПД (брутто)	$\eta_{бр}$		0.36	0.362
Кэф. собственных нужд	$K_{сн}$		0.05	0.05
Удельное накопление продуктов деления ( $\alpha=K \cdot B$ )	$K$	Кг оск/ МВт*сут	$1.05 \cdot 10^{-3}$	$1.05 \cdot 10^{-3}$
Загрузка в реактор	$G_o$	Т	70	44
Число перегрузок	$n$		3	4
Отношение удельной загрузки по $U^{235}$ к загрузке по $Pu^{239}$	$G_o/G_o$	КгU КгPu	1.0	1.0
Начальное обогащение по $U^{235}$	$X_n$	%	4.4	4.0
Начальное «обогащение» по $Pu^{239}$	$Z_n$	%	0.0	0.0
Кэф. накопления Pu	$K_n$	$\frac{K_g Pu}{кг.оск}$	0.24	0.24
Средн. глубина выгорания	$B$	$\frac{МВт \cdot сут}{Тг}$	40000	44140
Конеч. обогащение по $U^{235}$	$X_k$	%	1.3	1.37
Содержание $Pu^{240}$ в выгружаемом топливе		о. Е.	0.26	0.26
Содерж. $U^{235}$ в природном U	$c$	%	0.714	0.714
Содерж. $U^{235}$ в отвалах	$y$	%	0.2	0.2
Безвозвратные потери i предприятия топливного цикла	$E_i$	%	0.01	0.01
Время пребывания на i предприятии топливного цикла	$T_i$	Год	0.25	0.25
Время хранения топлива на АЭС до загрузки	$T_{скл}$	Год	0.5	0.5
Время хранения топлива на АЭС после выгрузки	$T_{хр}$	Год	0.5	0.5
Время хранения облученного топлива вне АЭС	$T_{выд}$	Год	1.0	1.0
Срок службы станции	$T_{сл}$	Год	50	60
Цена природного \ отвального U	$C_U$	\$/кг	100	100
Цена единицы работы разделения	$C_{разд}$	\$/ерр	140	140
Затраты на изготовление ТВС	$C_{изг}$	\$/кг	300	300
Затраты на регенерацию	$C_{рег}$	\$/кг	1000	1000
Среднегодовой коэффициент использования мощности	$\phi$	о. е.	0.85	0.8
Удельные капиталовложения	$K_{уд}$	\$/кВт	1400	1400
Штатный коэффициент	$n_{уд}$	Чел/ МВт эл	0.5	0.5
Среднегодовой фонд зарплаты	$\Phi_z$	\$/чел*го д	14000.	14000.
Затраты на хранение	$C_{хр}$	\$/кг	250	250

### 5.3 Расчет станции с 10 блокам модульного реактора номинальной мощности 100 МВт.

Рисунок 6 Схема топливного цикла проектируемой РУ, 1 – добыча, 2 – обогащение 3 – изготовление топлива, 4 – реактор, 5 – бассейн выдержки, 6 – долговременное хранилище, 7 – переработка.



Отпущенная электроэнергия:

$$W^{\text{6p}} = N^{\text{6p}} \cdot \varphi^{\text{cp}}$$

$$W^{\text{6p}} = 8.1 \cdot 10^5 \frac{\text{MBT}}{\text{cyT}}$$

Годичная потребность:

$$G_x = \frac{N \cdot 365 \cdot \varphi}{B}$$

$$G_x = 18.4 \frac{\text{Т}}{\text{Г}}$$

### Осколки деления:

$$\alpha = B \cdot k$$
$$\alpha = 46.4 \frac{\text{кг} \cdot \text{оск}}{\text{Т}}$$
$$G_a = a \cdot G_x$$
$$G_a = 852.4 \frac{\text{кг} \cdot \text{оск}}{\text{Т}}$$

По составу выгружаемого топлива найдем КН:

$$K_H^* = \frac{Z^*}{a}, \quad \varepsilon \partial e Z^* = Z^9 + Z^1$$

$$K_H^* = 1.5 \frac{\kappa \Gamma(Pu)}{\kappa \Gamma \cdot \text{ОСК}}$$

Товарный плутоний в год:

$$G_9 = K_H^* \cdot \alpha \cdot G_x \cdot (1 - \varepsilon)$$

$$G_9 = 1274.5 \text{ кг}$$

Полное накопление плутония:

$$G_9^{\text{полн}} = G_9 \cdot T_{\text{сл}}$$

$$G_9^{\text{полн}} = 76468.1 \text{ кг}$$

Длительность топливного цикла:

$$T_{\text{ц}} = T_{\text{скл}} + T_{\text{обог}} + T_{\text{к}} + T_{\text{хр}} + T_{\text{выд}} + T_{\text{изг}} + T_{\text{перераб}} + \frac{T_{\text{к}}}{n}$$

$$T_{\text{ц}} = 10.5 \text{ г}$$

Количество плутония в год:

$$G_z = k \cdot K_{\text{Н}}^* \cdot W$$

$$G_z = 1287.3 \frac{\text{кг} \cdot \text{ОСК}}{\text{г}}$$

Коэффициент использования природного урана:

$$f(x_{\text{н}}, y, c) = \frac{x_{\text{н}} - y}{c - y}$$

$$f(x_{\text{н}}, y, c) = 7.39$$

Посчитаем коэффициент возврата в цикл:

$$G_x^{\text{пер}} = G_x \cdot (1 - a10^3 - z10^3) \cdot (1 - \varepsilon) \cdot (1 - \varepsilon) \cdot (1 - \varepsilon) / \left( \frac{x_{\text{к}} - y}{x_{\text{н}} - y} \right)$$

$$G_x^{\text{пер}} = 5.18$$

$$\text{КВЦ} = \frac{G_x^{\text{пер}}}{G_x}$$

$$\text{КВЦ} = 26\%$$

Тогда имеем входные и выходные потоки разделительного каскада:

$$G_c = f(x_{\text{н}}, y, c) \cdot G_x \cdot (1 + \varepsilon)^3$$

$$G_c = 140.1$$

$$G_y = (f(x_{\text{н}}, y, c) - 1) \cdot G_x \cdot (1 + \varepsilon)^3$$

$$G_y = 121.1$$

Потенциалы разделения:

$$V_x = (2 \cdot x - 1) \cdot \ln \left( \frac{x}{1 - x} \right) = 2.92$$

$$V_y = (2 \cdot y - 1) \cdot \ln \left( \frac{y}{1 - y} \right) = 6.19$$

$$V_c = (2 \cdot c - 1) \cdot \ln \left( \frac{c}{1 - c} \right) = 4.86$$

Работа разделения:

$$\Delta U = G_x [V_x + (f(x_{\text{н}}, y, c))V_y - f(x_{\text{н}}, y, c) \cdot V_c]$$

$$\Delta U = 119.9 \text{ ЕРР}$$

Удельная работа разделения:

$$n(x_{\text{н}}, y, c) = \frac{\Delta U}{G_x} = 6.52 \frac{\text{ЕРР}}{\text{г}}$$

Тогда найдем цену на плутоний:

$$f(0.95, y, c) = \frac{0.95 - y}{c - y}$$

$$f(0.95, y, c) = 184.4$$

$$n(0.95, y, c) = \frac{\Delta U}{G_x} = 240.54 \frac{EPP}{T}$$

Тогда:

$$C_{0.95} = f(0.95, y, c) \cdot C_u + n(0.95, y, c) \cdot C_{pp}$$

$$C_{0.95} = 52118.5 \frac{\$}{\text{кг}}$$

$$b = C_{0.95} \cdot \frac{G_0^5}{G_0^9} \cdot (1 - z_0)$$

$$b = 38567.3 \frac{\$}{\text{кг}}$$

Аналогично узнаем удельную работу разделения  $x_k \rightarrow x_n$ :

$$f(x_n, y, x_k) = \frac{x_n - y}{x_k - y}$$

$$f(x_n, y, x_k) = 3.82$$

$$n(x_n, y, x_k) = \frac{\Delta U}{G_x} = 4.14 \frac{EPP}{T}$$

Расчет себестоимости электроэнергии.

Амортизационная составляющая:

$$C_a = \frac{A \cdot 10^{-2} \cdot K_{уд}}{8760 \cdot \varphi}$$

$$C_a = 7.39 \cdot 10^{-3} \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$$

Составляющая зарплаты:

$$C_{\text{фот}} = \frac{\eta_{уд} \cdot \Phi_3}{8760 \cdot \varphi}$$

$$C_{\text{фот}} = 9.9 \cdot 10^{-4} \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$$

Топливная составляющая:



$$C_T = \frac{1}{W} \cdot [C_u \cdot G_c \cdot (1 - \text{КВЦ}) + C_{\text{разд}} \cdot n(x_H, y, c) \cdot G_x \cdot (1 - \text{КВЦ}) \cdot (1 + \varepsilon)^2 + n(x_H, y, x_K) \cdot C_{\text{разд}} \cdot G_x^{\text{пер}} + G_x \cdot (1 + \varepsilon) \cdot C_{\text{изг}} + G_x \cdot C_{\text{хр}} + G_x \cdot C_{\text{пер}} \cdot (1 - \varepsilon) - b \cdot G_9]$$

$$C_T = 0.028 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$$

При расчете себестоимости отпущенной электроэнергии учтем некоторые коэффициенты, обусловленные следующими объективными факторами:

a = 1.2 — обращение с РАО 0.2

b = 4.0 — демонтаж 0.7, плановые ремонты 1.1, один капитальный ремонт 1.2

d = 3.4 — 0.4 — учет отчислений, 2.0 — компенсации и др.

Коэффициент H=1.25, полученный опытным путем

$$C \approx H(aC_{\text{топ}} + bC_a + dC_{\text{фот}})$$

$$C = 0.083 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$$

## 5.4 Расчет ВВЭР-1000

Отпущенная электроэнергия:

$$W^{\text{бр}} = N^{\text{бр}} \cdot \varphi^{\text{ср}}$$

$$W^{\text{бр}} = 8.2 \cdot 10^5 \frac{\text{МВт}}{\text{сут}}$$

Годичная потребность:

$$G_x = \frac{N \cdot 365 \cdot \varphi}{B}$$

$$G_x = 20.44 \frac{\text{т}}{\text{г}}$$

Осколки деления:

$$\alpha = B \cdot k$$

$$\alpha = 42.0 \frac{\text{кг} \cdot \text{оск}}{\text{т}}$$

$$G_a = a \cdot G_x$$

$$G_a = 858.5 \frac{\text{кг} \cdot \text{оск}}{\text{т}}$$

По составу выгружаемого топлива найдем КН:

$$K_H^* = \frac{Z^*}{a}, \text{ где } Z^* = Z^0 + Z^1$$

$$K_H^* = 0.17 \frac{\text{кг}(Pu)}{\text{кг} \cdot \text{оск}}$$

Товарный плутоний в год:

$$G_9 = K_H^* \cdot \alpha \cdot G_x \cdot (1 - \varepsilon)$$

$$G_9 = 149.7 \text{ кг}$$

Полное накопление плутония:

$$G_9^{\text{полн}} = G_9 \cdot T_{\text{сл}}$$

$$G_9^{\text{полн}} = 7487.1 \text{ кг}$$

Длительность топливного цикла:

$$T_{\text{ц}} = T_{\text{скл}} + T_{\text{обог}} + T_{\text{к}} + T_{\text{хр}} + T_{\text{выд}} + T_{\text{изг}} + T_{\text{перераб}} + \frac{T_{\text{к}}}{n}$$

$$T_{\text{ц}} = 6.4 \text{ г}$$

Коэффициент расхода природного урана:

$$f(x_H, y, c) = \frac{x_H - y}{c - y}$$

$$f(x_H, y, c) = 8.17$$

Посчитаем коэффициент возврата в цикл:

$$G_x^{\text{пер}} = G_x \cdot (1 - a10^3 - z10^3) \cdot (1 - \varepsilon) \cdot (1 - \varepsilon) \cdot (1 - \varepsilon) / \left( \frac{x_K - y}{x_H - y} \right)$$

$$G_x^{\text{пер}} = 5.46$$

$$\text{КВЦ} = \frac{G_x^{\text{пер}}}{G_x}$$

$$\text{КВЦ} = 27\%$$

Тогда имеем входные и выходные потоки разделительного каскада:

$$G_c = f(x_H, y, c) \cdot G_x \cdot (1 + \varepsilon)^3$$

$$G_c = 172.1$$

$$G_y = (f(x_H, y, c) - 1) \cdot G_x \cdot (1 + \varepsilon)^3$$

$$G_y = 151.1$$

Потенциалы разделения:

$$V_x = (2 \cdot x - 1) \cdot \ln \left( \frac{x}{1 - x} \right) = 2.81$$

$$V_y = (2 \cdot y - 1) \cdot \ln \left( \frac{y}{1 - y} \right) = 6.19$$

$$V_c = (2 \cdot c - 1) \cdot \ln \left( \frac{c}{1 - c} \right) = 4.86$$

Работа разделения:

$$\Delta U = G_x [V_x + (f(x_H, y, c) - 1)V_y - f(x_H, y, c) \cdot V_c]$$

$$\Delta U = 151.9 \text{ ЕРР}$$

Удельная работа разделения:

$$n(x_H, y, c) = \frac{\Delta U}{G_x} = 7.41 \frac{\text{ЕРР}}{\text{т}}$$

Тогда найдем цену на плутоний:

$$f(0.95, y, c) = \frac{0.95 - y}{c - y}$$

$$f(0.95, y, c) = 184.4$$

$$n(0.95, y, c) = \frac{\Delta U}{G_x} = 6.52 \frac{EPP}{T}$$

Тогда:

$$C_{0.95} = f(0.95, y, c) \cdot C_u + n(0.95, y, c) \cdot C_{pp}$$

$$C_{0.95} = 52118.5 \frac{\$}{\text{кг}}$$

$$b = C_{0.95} \cdot \frac{G_0^5}{G_0^9} \cdot (1 - z_0)$$

$$b = 38567.3 \frac{\$}{\text{кг}}$$

Аналогично узнаем удельную работу разделения  $x_k \rightarrow x_n$ :

$$f(x_n, y, x_k) = \frac{x_n - y}{x_k - y}$$

$$f(x_n, y, x_k) = 3.25$$

$$n(x_n, y, x_k) = \frac{\Delta U}{G_x} = 3.32 \frac{EPP}{T}$$

Расчет себестоимости электроэнергии.

Амортизационная составляющая:

$$C_a = \frac{A \cdot 10^{-2} \cdot K_{уд}}{8760 \cdot \varphi}$$

$$C_a = 7.39 \cdot 10^{-3} \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$$

Составляющая зарплаты:

$$C_{\text{фот}} = \frac{\eta_{уд} \cdot \Phi_3}{8760 \cdot \varphi}$$

$$C_{\text{фот}} = 9.9 \cdot 10^{-4} \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$$

Топливная составляющая:

$$C_T = \frac{1}{W} \cdot [C_u \cdot G_c \cdot (1 - \text{КВЦ}) + C_{\text{разд}} \cdot n(x_n, y, c) \cdot G_x \cdot (1 - \text{КВЦ}) \cdot (1 + \varepsilon)^2$$

$$+ n(x_n, y, x_k) \cdot C_{\text{разд}} \cdot G_x^{\text{пер}} + G_x \cdot (1 + \varepsilon) \cdot C_{\text{изг}} + G_x \cdot C_{\text{хр}} + G_x \cdot C_{\text{пер}}$$

$$\cdot (1 - \varepsilon) - b \cdot G_9]$$

$$C_T = 0.038 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$$

$$C \approx H(aC_{\text{топ}} + bC_a + dC_{\text{фот}})$$

$$C = 0.098 \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$$

### 5.5 Заключение к экономическому расчету

В ходе данной главы курсового проекта был произведен экономический расчет проектируемой РУ и реактором ВВЭР-1000 одинаковой электрической мощности.

По результатам расчета можно сделать вывод, что экономические показатели проектируемой РУ лучше показателей ВВЭР-1000.

Проектируемая установка обладает лучшими параметрами безопасности и экономическими показателями. Данные для сравнения представлены в таблице 2.

Таблица 20 Данные экономического расчета для сравнения

Параметры	ВВЭР-1000	Проектируемая РУ
Себестоимость электроэнергии $C, \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0.098	0.083
Топливная составляющая $C_T, \frac{\$}{\text{кВт} \cdot \text{час}}$	0.038	0.028
Годичная потребность в топливе $G_x, \frac{\text{т}}{\text{г}}$	20.4	18.4
Длительность топливного цикла $T_{\text{ц}}, \text{г}$	6.4	10.5

## **6. МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИИ**

### **6.1 Принципы обеспечения безопасности.**

В качестве первоочередной задачи рассматривается задача повышения устойчивости реактора к тяжелым авариям. Основной целью при проектировании АЭС стало достижение самозащищенности ЯЭУ от аварий за счет использования внутренне присущих свойств и систем пассивной защиты. Требования к безопасности предполагают:

1. Обезвреживание радиоактивных отходов;
2. Самоконтролируемость и самозащищенность системы от развития аварийных процессов;
3. Предотвращение повреждений и разрушений АЗ в любой аварийной ситуации;
4. Достаточный теплоотвод от ЯЭУ в аварийных ситуациях (аварийное расхолаживание, естественная циркуляция теплоносителя по контурам и т.д.);
5. Исключение возможности образования вторичной критичности при разрушении АЗ;

При проектировании ЯЭУ должны рассматриваться все возможные ситуации, возникающие при неисправности оборудования, ошибках персонала или внешних воздействиях. В настоящее время существуют две концепции в разработке реакторов, удовлетворяющих требованиям безопасности: 1. Детерминистическое исключение любой аварии ведущей к разрушению АЗ; 2. Возможность управления аварией и детерминистическое исключение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду при разрушении АЗ; Первая концепция является наиболее перспективной с экономической точки зрения. Кроме того для подтверждения второй концепции необходимо проводить эксперимент, что является очень дорогим, опасным и трудоемким процессом. Основные выводы о безопасности ЯЭУ

делают на основе проведения математического моделирования развития аварий. Однако применение первой концепции не всегда возможно. Не всегда представляется возможным полностью исключить возможность возникновения той или иной аварийной ситуации. Таким образом, анализ безопасности предполагает моделирование аварий, если такая авария не может быть полностью исключена

## 6.2 Рассмотрение примера аварии

Рассматриваемая реакторная установка имеет несколько элементов безопасности. Во-первых, активная зона находится в защитном корпусе толщиной 139 мм, способном выдерживать высокое давление теплоносителя. Во-вторых, вся конструкция помещена в бассейн с водой, обеспечивающий теплоотвод в случае аварии, который в свою очередь находится в бетонной шахте.

Смоделируем характерную аварию, при которой происходит нарушение теплоотвода от первого контура.

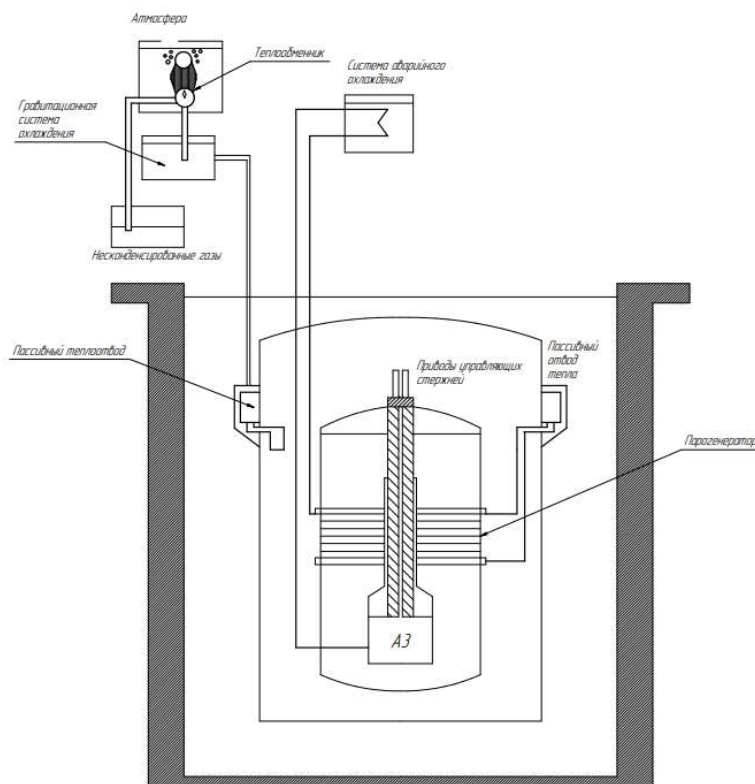


Рисунок 7 Схема безопасности

Допустим, что энерговыделение аз подводится равномерно и пренебрегаем влиянием переменной влажности. Найдём время, за которое весь объём бассейна с водой испарится.

$$N_T = 2.78 \text{ МВт}$$

$$V_6 = 12000 \text{ м}^3 - \text{объём бассейна}$$

Тогда запишем уравнение баланса:

$$N \cdot t = c \cdot m \cdot \Delta T + r \cdot m ,$$

где  $r$  -удельная теплота парообразования

$c$  – удельная теплоемкость

Примем начальную температуру за комнатную, то есть  $27^\circ\text{C}$ , тогда:

$$t = \frac{m \cdot \Delta T + r \cdot m}{N} = \frac{4200 \cdot 10^3 \cdot 12 \cdot 10^3 \cdot 73 + 2.3 \cdot 10^6 \cdot 10^3 \cdot 12 \cdot 10^3}{2.78 \cdot 10^6}$$

$$t = 18.6 \text{ недель}$$

### 6.3 Заключение к разделу

В ходе данного раздела были изложены основные принципы обеспечения безопасности, а также рассмотрена одна из возможных характерных аварий.

Исходя из расчетов, можно сделать вывод, что рассматриваемый реактор обладает необходимым уровнем безопасности.

## 7. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ходе выполнения данной квалификационной работы был спроектирован модульный реактор малой номинальной мощности 100 МВт с естественной циркуляцией. По результатам расчетов были получены основные параметры ЯЭУ, представленные в таблице 21. В процессе работы были выполнены:

- Теплогидравлический расчет реактора
- Нейтронно-физический расчет реактора
- Расчет биологической защиты реактора
- Экономический расчет проекта
- Обоснование безопасности ЯЭУ

В курсовом проекте отражены принципиальные моменты, влияющие на инженерные решения и характеристики ЯЭУ. Методы, применяемые при расчетах, обеспечивают получение достоверных качественных и количественных результатов, позволяющих обосновать проектные решения и выбор рабочих параметров установки. В рамках проекта были использованы имеющиеся на кафедре учебные пособия и компьютерные программы.

В ходе теплогидравлического расчета была вычислена T-Q диаграмма, посчитан КПД проектируемой РУ и тепловые потоки, а также была вычислена высота опускного участка, влияющая на естественную циркуляцию теплоносителя в активной зоне.

В нейтронно-физическом расчете была построена кампания топлива и посчитано выгорание РУ. Этого удалось добиться с помощью программного комплекса GETERA, где была смоделирована элементарная ячейка рассматриваемого реактора. Была сформирована картограмма загрузки активной зоны путем построения в COMSOL Multiphysics – комплексной средой моделирования физических явлений, трехмерной модели активной зоны разрабатываемой РУ. Также были посчитаны коэффициенты



реактивности.

В расчете биологической защиты реактора была поставлена задача расчета размеров защиты реактора, которая будет обеспечивать за ней уровень, не превышающий предельно допустимой дозы облучения персонала при стационарном режиме работы ЯЭУ. Были рассчитаны дозы от нейтронов и от гамма-квантов. В результате проведенных расчетов была получена величина размера бетонной защиты реактора, которая обеспечивает уровень, не превышающий предельно допустимой дозы облучения персонала при стационарном режиме работы ЯЭУ. Эта величина составила: 179 см.

В обосновании безопасности была смоделирована характерная для данного типа реактора авария. По результатам проведенного обоснования безопасности ЯЭУ, можно утвердить, что РУ отвечает требованиям безопасности, предъявляемым к реактору и системам РУ, важным для безопасности.

В экономическом расчете были посчитаны основные экономические характеристики объекта. Была вычислена себестоимость электроэнергии рассматриваемой ЯЭУ и станции с ВВЭР-1000. По результатам расчета можно сказать, что экономические показатели проектируемой РУ лучше показателей ВВЭР-1000.

Таблица 21 Основные характеристики проектируемой ЯЭУ

Тип реактора	Модульный реактор малой мощности с естественной циркуляцией
Электрическая мощность, МВт	100
Тепловая мощность, МВт	278
КПД, %	36
Параметры пара перед турбиной:	
температура, °С	505
давление, Мпа	6.0
Теплоноситель:	
входная температура, °С	244

подогрев, °C	46
расход, кг/с	$5.56 \cdot 10^3$
Активная зона:	
высота/диаметр, м	2/2.052
шаг решетки ТВЭЛОВ и ТВС, см	0.669
число каналов (ТВС)	49
число каналов СУЗ	8
запас реактивности, %	2.85
Тип топлива	UO <sub>2</sub>
Обогащение, %	4.0
Загрузка делящихся нуклидов кг/т	40
Содержание делящихся нуклидов в ТВС	10.46
Кампания топлива	2920
Выгорание топлива, МВт*сут/кг	47.293
Расход ТВС, ТВС/год	5.88
Плутониевый вектор на конец кампании, в % от общего количества Pu	
Pu <sup>38</sup>	2.06
Pu <sup>39</sup>	55.18
Pu <sup>40</sup>	23.47
Pu <sup>41</sup>	13.74
Pu <sup>42</sup>	5.55
Изотопный состав выгружаемого топлива, Pu <sup>39</sup> + Pu <sup>41</sup> + U <sup>235</sup> , кг/т	12.74/17.40
Вероятность избежать утечки, %	99.67

## 8. СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гераскин Н.И., Наумов В.И. Курсовое проектирование ядерно-энергетических установок: учебно-методическое пособие к выполнению курсового проекта и выпускной квалификационной работы на степень бакалавра. М.: МИФИ, 2008. – 52с
2. Киселев Н.П., Радовский И.С. Термический КПД паротурбинных установок: учебное пособие. М.: МИФИ, 1992. – 44с
3. Савандер В.И., Увакин М. А., Физическая теория ядерных реакторов. Ч. 1 однородная размножающая среда и теория гетерогенных структур: Учебное пособие. М.: МИФИ, 2007. С
4. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-082-07. – М., 2007
5. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 (ПНАЭ Г-1-011-97). – М., 1997
6. ГОСТ 7.32 – 2017. Система стандартов по информации, библиотечному и издательскому делу. ОТЧЕТ О НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ РАБОТЕ. Структура и правила оформления.
7. NuScale Power, “NuScale Standard Plant Design Certification Application” [Электронный ресурс] // Режим доступа: <https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A492.com>
8. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений. Справочник (4-е издание). М.: Энергоатомиздат, 1982.