

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

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

МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

ТЕМА РАБОТЫ

Сравнение нейтронно-физических характеристик ячеек реакторов ВВЭР-1000 и PWR
УДК 621.039.577:621.039.512

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6А	У Цзиньин		

Руководитель:

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

КОНСУЛЬТАНТЫ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН ШБИП	Верховская М.В	к.экон.н.		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ ИЯТШ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н.		

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Руководитель ООП	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
14.04.02 Ядерные физика и технологии	Дорофеева Л.И.	к.ф.-м.н.		

Планируемые результаты обучения

Код результата	Результат обучения
<i>Профессиональные компетенции</i>	
P1	Применять глубокие, математические, естественнонаучные, социально-экономические и профессиональные знания для теоретических и экспериментальных исследований в области использования ядерной энергии, ядерных материалов, систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, технологий радиационной безопасности, медицинской физики и ядерной медицины, изотопных технологий и материалов в профессиональной деятельности.
P2	Ставить и решать инновационные инженерно-физические задачи, реализовывать проекты в области использования ядерной энергии, ядерных материалов, систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, технологий радиационной безопасности, медицинской физики и ядерной медицины, изотопных технологий и материалов.
P3	Создавать теоретические, физические и математические модели, описывающие конденсированное состояние вещества, распространение и взаимодействие ионизирующих излучений с веществом и живой материей, физику кинетических явлений, процессы в реакторах, ускорителях, процессы и механизмы переноса радиоактивности в окружающей среде.
P4	Разрабатывать новые алгоритмы и методы: расчета современных физических установок и устройств; исследования изотопных технологий и материалов; измерения характеристик полей ионизирующих излучений; оценки количественных характеристик ядерных материалов; измерения радиоактивности объектов окружающей среды; исследований в радиоэкологии, медицинской физике и ядерной медицине.
P5	Оценивать перспективы развития ядерной отрасли, медицины, анализировать радиационные риски и сценарии потенциально возможных аварий, разрабатывать меры по снижению рисков и обеспечению ядерной и радиационной безопасности руководствуясь законами и нормативными - документами, составлять экспертное заключение.
P6	Проектировать и организовывать инновационный бизнес, разрабатывать и внедрять новые виды продукции и технологий, формировать эффективную стратегию и активную политику риск-менеджмента на предприятии, применять методы оценки качества и результативности труда персонала, применять знание основных положений патентного законодательства и авторского права Российской Федерации.
<i>Общекультурные компетенции</i>	
P7	Демонстрировать глубокие знания социальных, этических и культурных аспектов инновационной профессиональной деятельности.
P8	Самостоятельно учиться и непрерывно повышать квалификацию в течение всего периода профессиональной деятельности.
P9	Активно владеть иностранным языком на уровне, позволяющем работать в иноязычной среде, разрабатывать документацию, презентовать результаты профессиональной деятельности.
P10	Эффективно работать индивидуально и в коллективе, демонстрировать ответственность за результаты работы и готовность следовать корпоративной культуре организации.

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

Школа Инженерная школа ядерных технологий
Направление подготовки 14.04.02 Ядерные физика и технологии
Отделение школы Отделение ядерно-топливного цикла

УТВЕРЖДАЮ:
Зав. Кафедрой

_____ Дорофеева Л.И.
(Подпись) (Дата) (Ф.И.О.)

ЗАДАНИЕ
на выполнение выпускной квалификационной работы

В форме:

Магистерской диссертации

(бакалаврской работы, дипломного проекта/работы, магистерской диссертации)

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6А	У Цзиньин		

Тема работы:

Сравнение нейтронно-физических характеристик ячеек реакторов ВВЭР-1000 и PWR

Утверждена приказом директора (дата, номер) №2009/с от 22.03.2018 г.

Срок сдачи студентом выполненной работы:

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

Исходные данные к работе	<ul style="list-style-type: none">– литературные источники по конструкциям и параметрам реакторов ВВЭР-1000 и PWR;– руководство по эксплуатации программы WIMSD5B;
Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов	<ul style="list-style-type: none">– Исследовать отличия данных типов реакторов;– подготовить расчетные модели элементарных ячеек данных реакторов;– провести расчеты кампаний реактора ВВЭР-1000 и PWR в холодном и горячем состояниях реактора про одинаковом обогащении топлива;– обработать полученные результаты, проанализировать их; сравнить результаты расчета и сделать выводы.

Перечень графического материала	– презентация; – чертёж.
Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы	
Раздел	Консультант
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Верховская М.В.
Социальная ответственность	Гоголева Т.С.
Иностранный язык	Смирнова У. А.
Названия разделов, которые должны быть написаны на русском и иностранном языках:	
Обзор литературы по тематике диссертации	

Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику	12.03.2018
---	------------

Задание выдал руководитель:

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

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6А	У Цзиньин		

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

Школа Инженерная школа ядерных технологий
 Направление подготовки (специальность) 14.04.02 Ядерные физика и технологии
 Уровень образования Магистр
 Отделение школы (НОЦ) Отделение ядерно-топливного цикла
 Период выполнения (весенний семестр 2017/2018 учебного года)

Форма представления работы:

Магистерской диссертации (бакалаврской работы, дипломного проекта/работы, магистерской диссертации)
--

**КАЛЕНДАРНЫЙ РЕЙТИНГ-ПЛАН
 выполнения выпускной квалификационной работы**

Срок сдачи студентом выполненной работы:	
--	--

Дата контроля	Название раздела (модуля) / вид работы (исследования)	Максимальный балл раздела (модуля)
01.02.2018-02.02.2018	Разработка технического задания	
02.02.2018-05.02.2018	Составление и утверждение технического задания	
05.02.2018-09.02.2018	Выбор направления исследований	
09.02.2018-20.02.2018	Подбор и изучение материалов	
20.02.2018-24.02.2018	Разработка общей методики проведения исследований	
24.02.2018-28.02.2018	Создание расчетной модели	
28.02.2018-07.03.2018	Освоение оборудования и программного обеспечения	
07.03.2018-18.04.2018	Практический расчет по программе WIMSD5B	
18.04.2018-30.04.2018	Обобщение и оценка результатов	
30.04.2018-01.06.2018	Составление пояснительной записки	
01.06.2018-15.06.2018	Подготовка к защите	

Составил преподаватель:

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

СОГЛАСОВАНО:

Зав. кафедрой	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Руководитель ООП	Дорофеева Л.И.	к.ф.-м.н.		

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

Студенту:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6А	У Цзиньин		

Школа	ИЯТШ	Отделение	ОЯТЦ
Уровень образования	магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии

Исходные данные к разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»:

1. Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих	Работа с информацией, представленной в российских и иностранных научных публикациях, аналитических материалах, статистических бюллетенях и изданиях, нормативно-правовых документах
2. Нормы и нормативы расходования ресурсов	
3. Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования	

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Оценка коммерческого потенциала, перспективности и альтернатив проведения НИ с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения	- Анализ конкурентных технических решений - SWOT-анализ
2. Формирование плана и графика разработки научного исследования	- Иерархическая структура работ - Календарный план-график реализации проекта
3. Составление бюджета научного исследования	Бюджет НИР: - Расчет материальных затрат; - Расчет амортизации оборудования; - Затраты на оплату труда исполнителей; - Отчисления во внебюджетные фонды; - Накладные расходы
4. Оценка ресурсной, финансовой, социальной, бюджетной эффективности исследования	Определение ресурсоэффективности НИ

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей):

1. Карта конкурентных технических решений	5. Линейный план-график проекта
2. Матрица SWOT	6. Бюджет проекта
3. Иерархическая структура работ	7. Определение ресурсоэффективности проекта
4. Календарный план проекта	

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	12.03.2018
--	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН ШБИП	Верховская М.В.	к.экон.н.		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6А	У Цзиньин		

**ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА
«СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»**

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ6А	У Цзиньин

Школа	ИЯТШ	Отделение	ОЯТЦ
Уровень образования	магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии

Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:	
1. Описание рабочего места на предмет возникновения	- вредных факторов производственной среды (микроклимат, освещение, шумы, электромагнитные поля, ионизирующее излучение); - опасных факторов производственной среды (электрической, пожарной и взрывной природы).
2. Знакомство и отбор законодательных и нормативных документов по теме	электробезопасность, пожаробезопасность, требования охраны труда при работе на ПЭВМ
Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:	
1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	- воздействие на организм человека; - приведение допустимых норм; - предлагаемые средства защиты.
2. Анализ выявленных опасных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	- электробезопасность (в т.ч. статическое электричество, средства защиты); - пожаровзрывобезопасность (причины, профилактические мероприятия, первичные средства пожаротушения).
Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	12.03.2018

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ ИЯТШ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ6А	У Цзиньин		

Реферат

Магистерская диссертация содержит 116 страницы, 27 рисунков, 25 источников, 32 таблицы.

Ключевые слова: водо-водяной энергетический реактор; ВВЭР-1000, PWR; нейтронно-физический расчет, программный комплекс WIMSD5B, запас реактивности, глубина выгорания, энерговыделение, диаграмма изменения мощности, изменение запаса реактивности.

Объектом исследования являются энергетические водо-водяные реакторы ВВЭР-1000 и PWR.

Цель работы: анализ нейтронно-физических особенностей реакторов и определение их отличий.

Для достижения цели решались следующие задачи:

- определение конструкционных отличий двух типов ядерных реакторов;
- создание расчетных моделей элементарных ячеек реакторов ВВЭР-1000 и PWR;
- расчетное моделирование работы реакторов данных типов;
- сравнение результатов расчета реакторов ВВЭР-1000 и PWR.

Обозначения и сокращения

ЯЭУ – ядерная энергетическая установка

АЭС – атомная электрическая станция

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактора

СУЗ – система управления и защиты реактора

ТВС – тепловыделяющая сборка

ВКУ – внутрикорпусные устройства

БЗТ – блок защитных труб

КНИ – канал нейтронный измерительный

ТК – температурный контроль

ДПЗ – датчик прямой зарядки

ПС СУЗ – поглощающий стержни системы упрвления и защиты

ПЭЛ – поглощающий элемент

ПГ – парогенератор

ГЦН – главный циркуляционный насос

ГЦК – главный циркуляционный контур

КД – компенсатор давления

ИПУ – импульсное предохранительное устройство

АКНП – аппаратура контроля нейтронного потока

СВРК – система внутрореакторного контроля

СОДЕРЖАНИЕ

Введение.....	12
1.1 ВВЭР-1000	14
1.1.1 Конструкция	14
1.1.2 Основное оборудование и системы нормальной эксплуатации ядерного реактора ВВЭР-1000	14
1.1.3 Реактор	15
1.1.4 Активная зона.....	16
1.1.5 Корпус	18
1.1.6 Внутрикорпусные устройства.....	18
1.1.7 Блок защитных труб.....	19
1.1.8 Верхний блок	19
1.1.9 Каналы нейтронного измерения	20
1.1.10 Механическая система управления и защиты.....	23
1.1.11 Главный циркуляционный контур	26
1.1.12 Система КД в первом контуре	28
1.1.13 Система управления и защиты.....	29
1.1.14 Система подпитки и продувки первого контура, включая борное регулирование.....	31
1.2 PWR	31
1.2.1 Конструкция	31
1.2.2 Теплоноситель	32
1.2.3 Активная зона.....	33
2 Общее описание программы WIMS-D5.....	36

3 Расчетная часть.....	38
4 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	55
4.1 Потенциальные потребители результатов исследования	55
4.1.1 Анализ конкурентных технических решений	56
4.1.2 SWOT-анализ.....	59
4.2 Планирование управления научно-техническим проектом.....	62
4.2.1 Иерархическая структура работ проекта	62
4.2.2 Контрольные события проекта	63
4.2.3 План проекта.....	63
4.3 Бюджет научного исследования	66
4.3.1 Расчёт материальных затрат	66
4.3.2 Основная заработная плата исполнителей темы.....	67
4.3.3 Отчисления во внебюджетные фонды	71
4.3.4 Накладные расходы.....	72
4.3.5 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта.....	73
4.4 Организационная структура проекта	73
4.5 Матрица ответственности	75
4.6 Оценка сравнительной эффективности исследования	76
5 Социальная ответственность	82
5.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов.....	83
5.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния на работающих.....	84
5.2.1 Организационные мероприятия.....	84
5.2.2 Технические мероприятия.....	85
5.2.3 Условия безопасной работы.....	87

5.3 Электробезопасность	90
5.4 Пожарная и взрывная безопасность	92
Заключение.....	95
Список использованной литературы.....	95
Приложение А	99
Приложение Б	101
Приложение В.....	103

Введение

Наличие апробированных в энергетике ядерных технологий, доказанная экономическая конкурентоспособность и наличие технологической безопасности могут обеспечить крупномасштабное производство энергии в XXI веке.

Развитие крупномасштабной ядерной энергетики определяет необходимость анализа действующих в настоящее время проектов ядерных реакторов и необходимость поиска и разработки реакторов нового поколения. В перспективе в мире будет функционировать несколько типов реакторов. Принимая во внимание экономические факторы можно отметить, что реакторы ВВЭР будут играть важную роль в ядерной промышленности.

Структурные особенности атомных энергоблоков ВВЭР должны обеспечивать безопасность атомных электростанций. Основой технической безопасности ЯЭУ является конструкция реактора. Она включает в себя конструкцию тепловыделяющего элемента, тепловыделяющей сборки, конструкцию всей активной зоны, конструкцию корпусного оборудования. Техническая безопасность реактора обеспечивается нормальной эксплуатацией реактора и сохранением основных защитных барьеров.[1]

Система физических барьеров АЭС включает в себя: топливную матрицу, оболочку топливного стержня, границу первого контура охлаждения, герметичную оболочку реакторной установки и биологическую защиту.

Конструкция АЭС обеспечивает системы безопасности, предназначенные для выполнения следующих основных функций безопасности: поддерживать реактор в подкритическом состоянии; обеспечивать аварийное отведение тепла от реактора и от отработавшего топлива бассейне выдержки;

удержание радиоактивных веществ в установленных пределах.

В данной работе была использована программа WIMSD5, предназначенная для нейтронно-физических расчетов простых и сложных ячеек. Полученные результаты были использованы для сравнения нейтронно-физических характеристик Российского реактора ВВЭР-1000 и его западного аналога PWR.

1. Конструкционные особенности язу с реактором ВВЭР-1000 и PWR

1.1 ВВЭР-1000

Водно-водный энергетический реактор (ВВЭР) представляет собой серийную конструкцию реактора под давлением, первоначально разработанных в Советском Союзе, мощностью от 200 МВт до 1200 МВт, а в перспективных разработках - до 1700 МВт.

Рассмотренный в работе реактор ВВЭР-1000 является серийным ядерным реактором с номинальной электрической мощностью 1000 МВт, тепловой – 3000 МВт. [2]

1.1.1 Конструкция

В ядерном реакторе энергия, выделяемая в цепной реакции ядерного деления урана, преобразуется в тепловую энергию хладагента (воды). Нагретый хладагент подается в парогенератор циркуляционными насосами, в котором часть тепла передается во второй контур. Производимый в парогенераторах пар поступает в паротурбинную установку, приводящую в действие турбогенератор, который вырабатывает электроэнергию.[3]

1.1.2 Основное оборудование и системы нормальной эксплуатации ядерного реактора ВВЭР-1000

Основное оборудование и системы для нормальной работы реактора ВВЭР-1000 включают: реакторы, основные контура циркуляции водяного теплоносителя, системы компенсации давления, системы контроля и защиты, системы мониторинга и диагностики, системы очистки воды первого контура, систему поддержания и изменения концентрации бора в воде первого контура,

парогенераторы и паропроводы, линии подачи высокого давления для второго контура, системы радиационной защиты.[1]

1.1.3 Реактор

Реактор предназначен для выработки тепловой энергии в реакторной установке атомной электростанции. Основные части реакторной установки: корпус; внутрикорпусные устройства; активная зона; верхний блок; каналы внутриреакторных измерений; механическая система органов управления и защиты и шаговый электромагнитный привод органа СУЗ. На рисунке 1.1 показан корпус реактора и его основные конструкции.

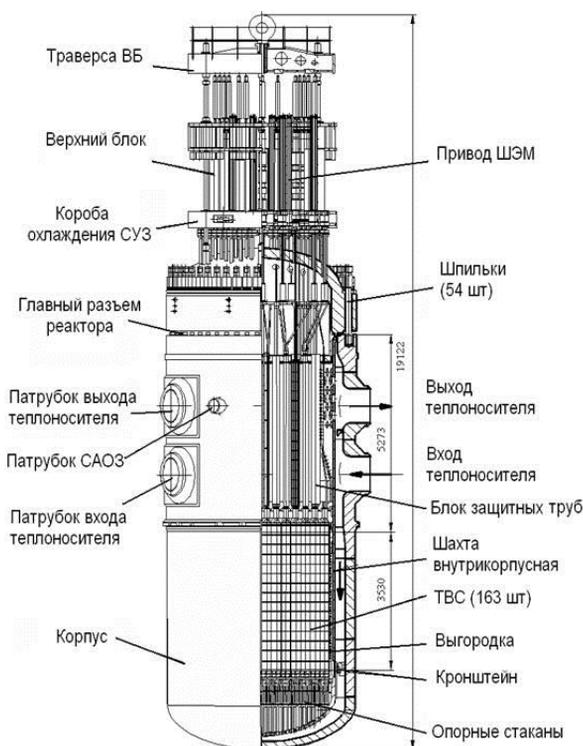


Рисунок 1.1 – Общий вид реактора ВВЭР-1000

Теплоносителем и замедлителем в реакторе является химически обессоленная вода с борной кислотой, концентрация которой изменяется в процессе эксплуатации.[4]

Корпус реактора состоит из нескольких кованых оболочек, приваренных

друг к другу, эллиптической нижней головкой и фланцем. Вода подводится и отводится из реактора по четырем трубопроводам диаметром 850 мм.

Кольцевая перегородка, приваренная к внутренней поверхности корпуса, покрыта аустенитной сталью и служит для разделения входа (охлаждающей жидкости) и выхода.

Перфорированное эллиптическое дно корпуса реактора вместе с 163 перфорированными опорными трубами и промежуточной сеткой предназначены для фиксации ТВС в активной зоне.

Оболочка твэла отделена от топливного сердечника зазором.

Внутренние элементы реактора выполнены из коррозионностойких сталей аустенитной марки. Верхняя часть корпуса реактора включает в себя эллиптическую верхнюю головку с фланцем и каналами, в которых расположены поглощающие элементы системы СУЗ.

1.1.4 Активная зона

Активная зона ядерного реактора — пространство, в котором происходит контролируемая цепная реакция деления ядерного топлива, состоящее из тяжелых изотопов ядра урана или плутония.

Активная зона состоит из 163 топливных сборок, идентичных по конструкции, но различающихся по обогащению топлива. Топливная сборка (ТВС) рассматривается как базовая версия конструкции существующей и альтернативных типов ТВС.

Активная зона ВВЭР-1000 ТВС (шестигранной формы), расположенные по гексагональной сетке.[4] Длина сборки около 4,5 метров, вес около 760 килограммов, объем 80 литров и размер «под ключ» - 234 миллиметра. Общее

количество топливных сборок в ядре составляет 163. Каждая из них состоит из 312 ТВЭЛОВ и 18-ти трубчатых каналов для входа рабочих органов СУЗ. [4]

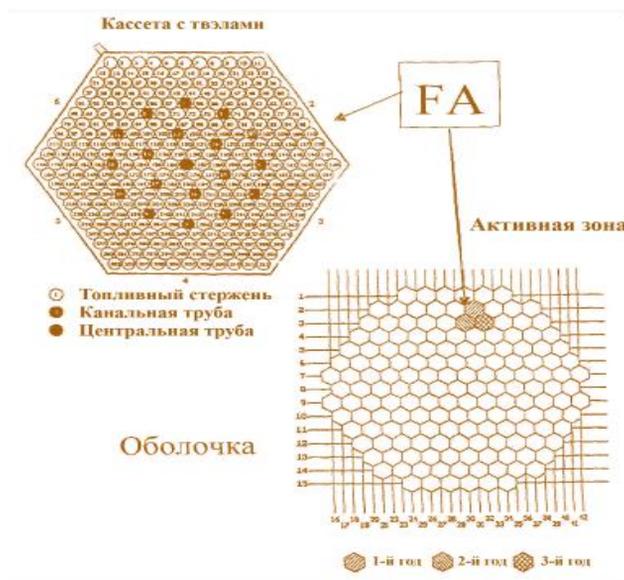


Рисунок 1. 2 – Схематическое изображение расстановки ТВС и активной зоны ВВЭР-1000

ТВС для ВВЭР в общем случае состоит из регулярной решетки ТВЭЛОВ, часть из которых заменена на нетопливные элементы, которыми могут быть трубки под поглощающий элемент органа СУЗ или стержни с выгорающим поглотителем. [1]



Рисунок 1.3 – Схематическое изображение основных элементов ТВС

В перспективе возможно изменение размеров ТВС. Основными причинами изменений являются снижение стоимости активной зоны, повышение надежности монтажа и производства электроэнергии.

1.1.5 Корпус

Корпус представляет собой вертикальный цилиндр, в котором размещаются активная зона, перемещаемые привода органов регулирования и внутрикорпусные устройства (ВКУ).

Основной материал корпуса – сталь, толщина цилиндрической части корпуса (без наплавки) – 192,5 мм, масса – 324,4 т.[5]

Фланец корпуса выполнен из кованой оболочки высотой 950 мм с максимальным наружным диаметром 4585 мм и минимальным внутренним диаметром 3640 мм.

Корпус в значительной степени определяет жизненный цикл всей электростанции, потому что, если прочностные свойства корпуса будут потеряны, атомная электростанция ЯЭУ не сможет выполнять свою функцию. Поэтому срок службы корпуса является наиболее важной характеристикой эффективности АЭС. Срок службы корпуса в основном зависит от плотности потока быстрых нейтронов с энергией, превышающей 0,5 МэВ.

1.1.6 Внутрикорпусные устройства

Устройство ВКУ для проектирования реактора включает: шахту; выгородку; блок защитных труб (БЗТ).

В состав внутрикорпусных устройств, которые сконструированы с учетом возможности их извлечения из реактора, входят внутрикорпусная шахта, выгородка и блок защитных труб.[1]

ВКУ — это технологические конструкции: внутрикорпусная шахта, весом около 80 тонн. Она обеспечивает проектное размещение внутрикорпусных устройств реактора и предназначена для распределения

потоков теплоносителя на входе и выходе из активной зоны. Выгородка, весом 35 тонн и высотой 4 метра, предназначена для формирования активной зоны и дистанционирования периферийных кассет. Блок защитных труб весом 60 тонн и высотой 8,2 метра фиксирует тепловыделяющие сборки с ядерным топливом (ТВС), и защищает органы системы управления реактором от воздействия теплоносителя. Также ВКУ обеспечивают защиту от нейтронного и гамма-излучения. На верхнем блоке реактора (массой более 100 тонн) размещены приводы системы управления и защиты, и датчики внутриреакторного контроля. Установка внутрикорпусных устройств (ВКУ) в корпус реактор один из важных этапов сооружения, свидетельствующий о начале работ по подготовке энергоблока к загрузке ядерного топлива (физическому пуску).[6]

1.1.7 Блок защитных труб

БЗТ устанавливается сверху и прижимается к фланцу корпуса реактора упругими элементами, установленными между БЗТ и верхней головкой ВБ, которые сжимаются, когда основной шов реактора герметизирован.

Перфорированная оболочка БЗТ с пластинами и защитными трубами создает жесткую опорную конструкцию для размещения ТВС и удерживает их от подъема. Защитные трубки БЗТ вмещают СУЗ и встроенные измерительные приборы.[7]

1.1.8 Верхний блок

Блок верхний (ВБ) включает в себя эллиптическую верхнюю головку с фланцем и форсунками, приводы СУЗ и датчики внутриреакторного контроля (ВРК).

На ВБ установлены электромагнитные привода СУЗ, выводы разъёмов каналов нейтронных измерений (КНИ) и температурного контроля (ТК).

1.1.9 Каналы нейтронного измерения

Сборки каналов нейтронного измерения (КНИ) предназначены для определения распределения плотности потока нейтронов по высоте и радиусу активной зоны работающего реактора в диапазоне мощности 10-100 % от номинальной мощности.

Детекторы нейтронного потока размещаются в активной зоне реактора в сборках, установленную в защитный чехол, которые называют «каналы нейтронные измерительные» (КНИ).[8]

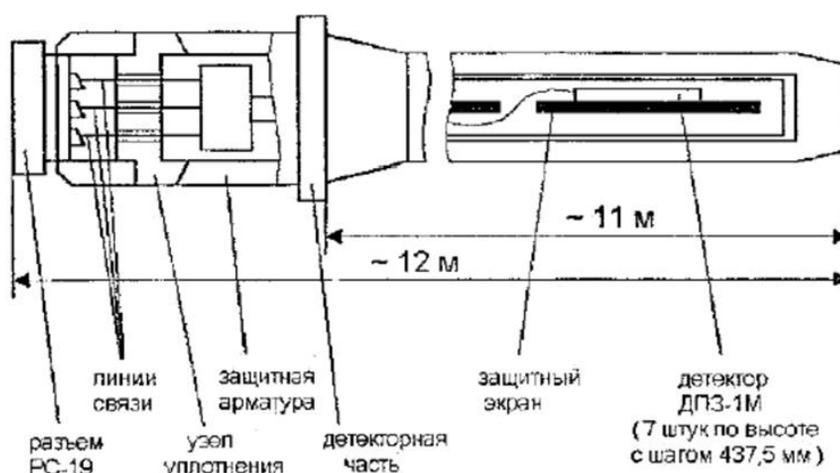
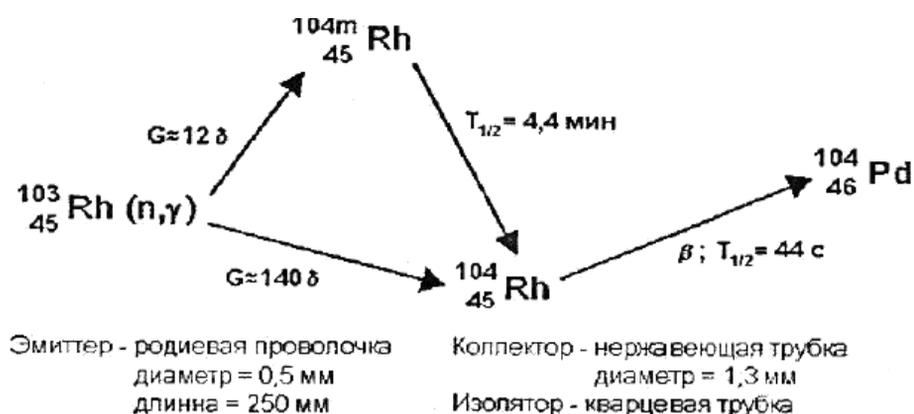


Рисунок 1.4 – Схематическое изображение фрагмента сборки КНИ-ДПЗ

КНИ установлены в 64-х ТВС для реактора ВВЭР-1000. Канал нейтронный измерительный включает: чехол КНИ; 7 нейтронно-чувствительных датчиков; фоновый датчик; соединительное устройство для подключения линий связи канала к наружному кабелю. На рисунке 1.5 приведена схема ядерных реакций, происходящих в КНИ при регистрации нейтронов.[9]



Постоянная времени ДПЗ ~ 1 мин

Рисунок 1.5 – Схема преобразования потока тепловых нейтронов в ток детектора прямой зарядки (ДПЗ)

Скорость ядерных реакций поглощения нейтронов ядрами Rh^{193} не точно пропорциональна числу делений топлива в данной ТВС в месте расположения ДПЗ, сигналы которых используются для контроля распределения энерговыделения в активной зоне.

Существуют две трудности в установлении взаимосвязи между числом делений деления топлива и числом поглощений тепловых нейтронов в родии. Первая трудность – микросечения поглощения нейтронов ураном и плутонием зависят от энергии нейтронов урана и отличаются от зависимости микросечения поглощения родия.

Вторая трудность заключается в том, что измерение потока нейтронов происходит в зоне локально в месте расположения твэл (обычно рассматриваются 6 твэл), окружающих датчик.

64×7 ДПЗ в сборках КНИ дает информацию о распределении плотности потока нейтронов по высоте и радиусу активной зоны реактора. Картограмма расположения КНИ по ТВС в плане реактора показана на рисунке 1.6.[1]

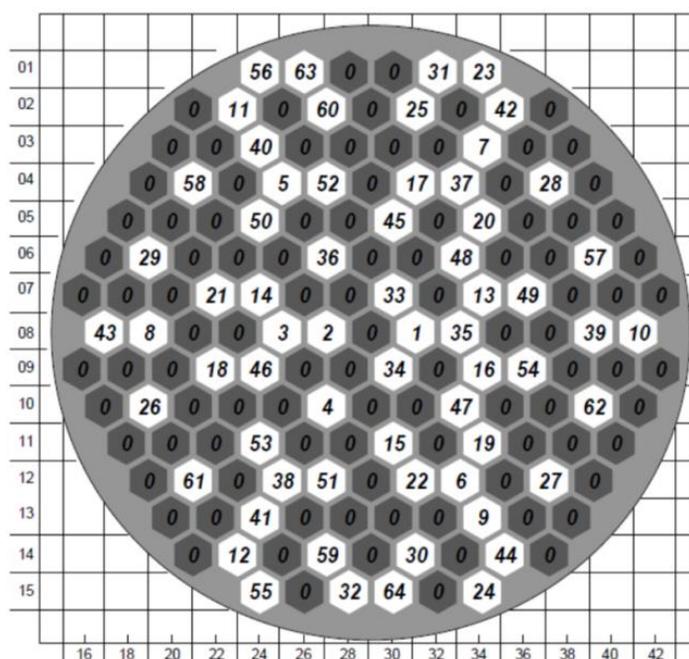


Рисунок 1.6 – Картограмма расположения КНИ в активной зоне

В дополнение к датчикам нейтронного потока система ВРК также использует температурное зондирование. На рисунке 1.7 показана схема расположения датчиков контроля температуры теплоносителя на выходе из топливной сборки.

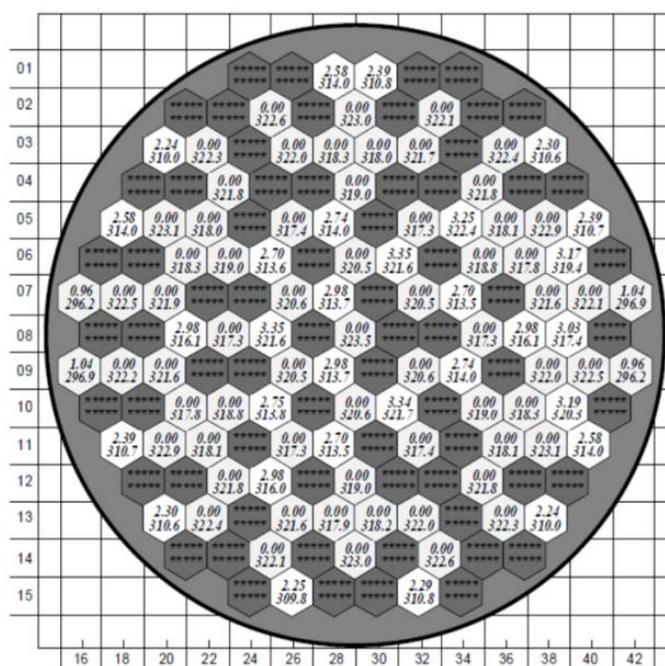


Рисунок 1.7 – Картограмма расположения температурных датчиков и их показаний на выходе из активной зоны

На данной картограмме показаны значения температур на выходе из 91 ТВС. Нижняя цифра в каждой ТВС представляет измеренную температуру на выходе, а верхний представляет собой отклонение от средней температуры по сечению ТВС.[9]

1.1.10 Механическая система управления и защиты

Механическая система управления и защиты реактора предназначена для поддержания критического состояния при работе на фиксированной мощности и управления распределением энергии в активной зоне реактора. Система поглощающих элементов реактора ВВЭР-1000 предназначена для управления мощностью реактора и реализации предупредительной и аварийной защиты реакторов.[4]

Механическая система управления и защиты реактора основана на использовании поглощающих стержней (ПС). ПС состоит из 12-18 поглощающих элементов (ПЭЛ), изготовленных из карбида бора (B_4C). Для удобства управления ПЭЛ реактора объединены в группы по 18 стержней, которые называются кластерами.

Число ПЭЛ на каждом приводе в активной зоне менялось от проекта к проекту:

- проект В-187: СУЗ – 109, ПЭЛ – 12;
- проект В-302: СУЗ – 49, ПЭЛ – 18, была использована только для 1-го блока Южно-Украинской АЭС;
- проект В-338: СУЗ – 61, ПЭЛ – 18, использована на 2-м блоке Южно-Украинской АЭС и на первом и втором блоках Калининской АЭС.[10]

Существующая механическая система СУЗ состоит из 61 кластеров,

объединенных в 10 групп. Каждый кластер объединяет 18 ПЭЛ, которые перемещаются внутри ТВС в специальных каналах индивидуальными приводами. [4]

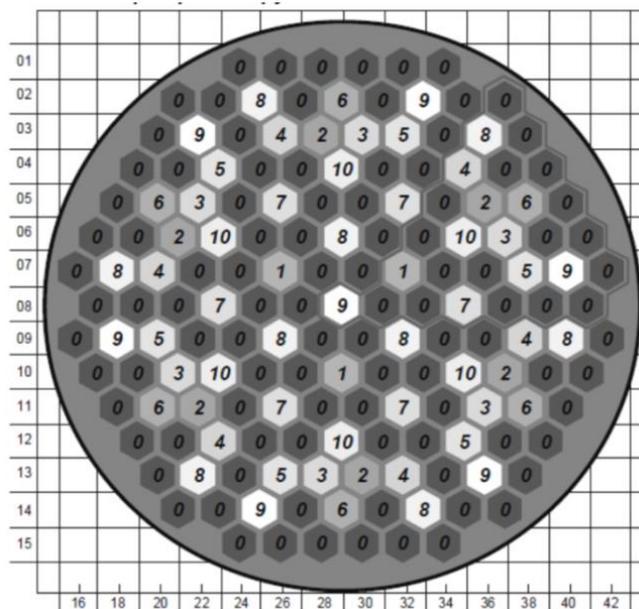


Рисунок 1.8 – Схема расположения органов СУЗ в активной зоне

Размещение органов СУЗ по группам в активной зоне 3-го блока Калининской АЭС и 1-го блока Ростовской АЭС показано на рисунке 1.8.

Реактор В-392 представляет собой усовершенствованный реактор с повышенной безопасностью. Это повышает эффективность аварийной защиты, за счет увеличения количества кластеров до 121. Это должно исключить возможность локального критической массы в реакторе ВВЭР-1000 при захолаживании одного из секторов активной зоны.

На рисунке 1.9 показано приблизительное расположение 121 ОР СУЗ.

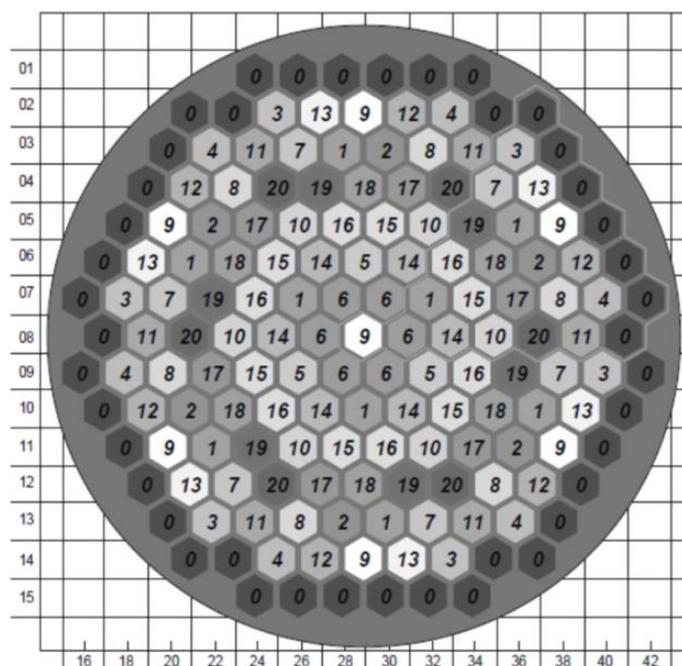


Рисунок 1.9 – Картограмма условного расположения 121 органа СУЗ по группам в активной зоне ВВЭР-1000 повышенной безопасности

Во время эксплуатации ПС СУЗ российских АЭС были выявлены некоторые недостатки ПС. Когда теплоноситель проходит через зону, некоторые органы СУЗ могут просто всплывать вверх. Из-за хрупкости основного материала поглотителя (карбида бора) ПЭЛ могут разрушаться и деформируются изнутри.

Для увеличения надежности ПС были приняты следующие решения, устраняющие вышеуказанные эффекты:

- утяжеление веса стержней и повышение ударной вязкости материала,
- уменьшение скоростных характеристик органов СУЗ при падении (до 2.5-3 м/с вместо 4 м/с).[11]

1.1.11 Главный циркуляционный контур

Главный циркуляционный контур ЯЭУ с ВВЭР-1000 соединяет реактор, парогенераторы и насос главный циркуляционный, образуя циркуляционную систему, и предназначенную для циркуляции теплоносителя через реактор и парогенераторы.

Главный циркуляционный контур ЯЭУ состоит из четырех циркуляционных петель.

«Горячая» нить – участки между выходными патрубками реактора и входными патрубками ПГ.

«Холодная» нить – участки между входными патрубками реактора и выходными патрубками ПГ.

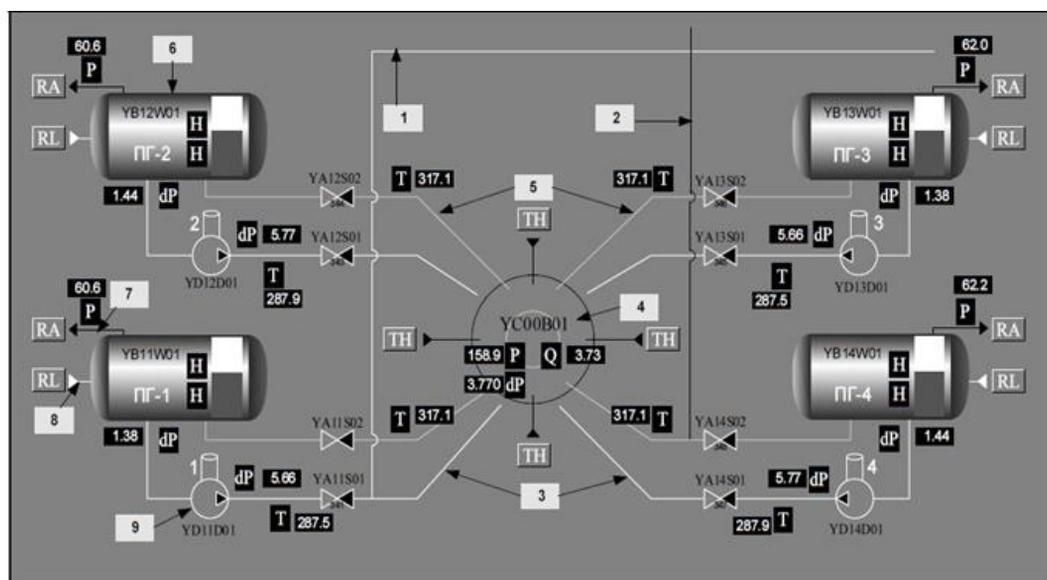


Рисунок 1.10 – Схематическое изображение ГЦК ЯЭУ с ВВЭР-1000:

1-магистраль для связи по воде с КД, 2-магистраль для организации аварийного впрыска в КД, 3-горячие нитки ГЦК, 4-реактор, 5-холодные нитки ГЦК, 6-ПГ, 7-магистраль для пара на турбину, 8-магистраль для подачи питательной воды в ПГ, 9-ГЦН

Теплоноситель поступает в реактор, нагревается и по 4-м циркуляционным петлям направляется в парогенераторы («горячие» нитки), где передает свое тепло теплоносителю второго контура. Из парогенераторов вода главными циркуляционными насосами возвращается в реактор («холодные» нитки).[12]

Структура аварийного и планового охлаждения системы охлаждения первого контура включает в себя четыре канала, каждый из которых включает в себя: отстойник, теплообменник аварийного и планового охлаждения первичного контура и охлаждения топливного бака, насос аварийного и планового охлаждения, резервуар для хранения растворов реагентов, трубопроводов, клапанов, дроссельных шайб и ограничительных вставок в месте соединения с первичными трубопроводами.

Теплообменник является общим для аварийного и планового охлаждения первичных контуров и систем охлаждения топливного бака.

Трубопровод имеет внутренний диаметр 850 мм, который обеспечивает допустимую потерю давления ГЦТ при расчетном расходе теплоносителя 21500 м³/ч (в каждой петле).

«Горячая» нитка петли под № 4 соединена соединительным трубопроводом с компенсатором объема, предназначенным для поддержания стабильности давления. «Холодная» нитка № 3 подключается к усилителю давления линии 219x20 мм (линия впрыска).[4]

ГЦТ соединены с помощью вваренных патрубков, штуцеров и герметичных чехлов со множеством вспомогательных и аварийных систем. Для обеспечения безопасности в нормальных рабочих и аварийных ситуациях ГЦТ соединяет некоторые вспомогательные системы, включая системы

поддержания давления и т. д.[3]

Главные циркуляционные насосы (ГЦН) обеспечивают принудительную циркуляцию теплоносителя через первый контур. Используется вертикальный насос центробежного типа с уплотнением вала ГЦН-195М (в более поздних – ГЦН-А).[4]

1.1.12 Система КД в первом контуре

Система компенсации давления включает в себя сосуд высокого давления – компенсатор давления в первом контуре (КД), импульсно-предохранительные устройства (ИПУ), специальный бак для сброса пара и газа (барботер) и трубопроводы с арматурой.[4]

Системой компенсации давления давление обеспечивается создание и поддержание давления в первом контуре. Компенсатор давления (КД) выполнен в виде вертикального сосуда, установленного на кольцевой опоре.

Для повышения давления в первом контуре теплоноситель в компенсаторе нагревается электронагревателями. Из-за тепла электронагревателя достигается кипение воды, а образующийся пар собирается в верхней части КД, создавая паровую подушку.[13]

Для понижения давления – в паровое пространство производится впрыск из «холодной» нитки первой петли, что приводит к конденсации части пара и снижению давления. При снижении давления вода в компенсаторе испаряется, способствуя тем самым поддержанию давления в системе.

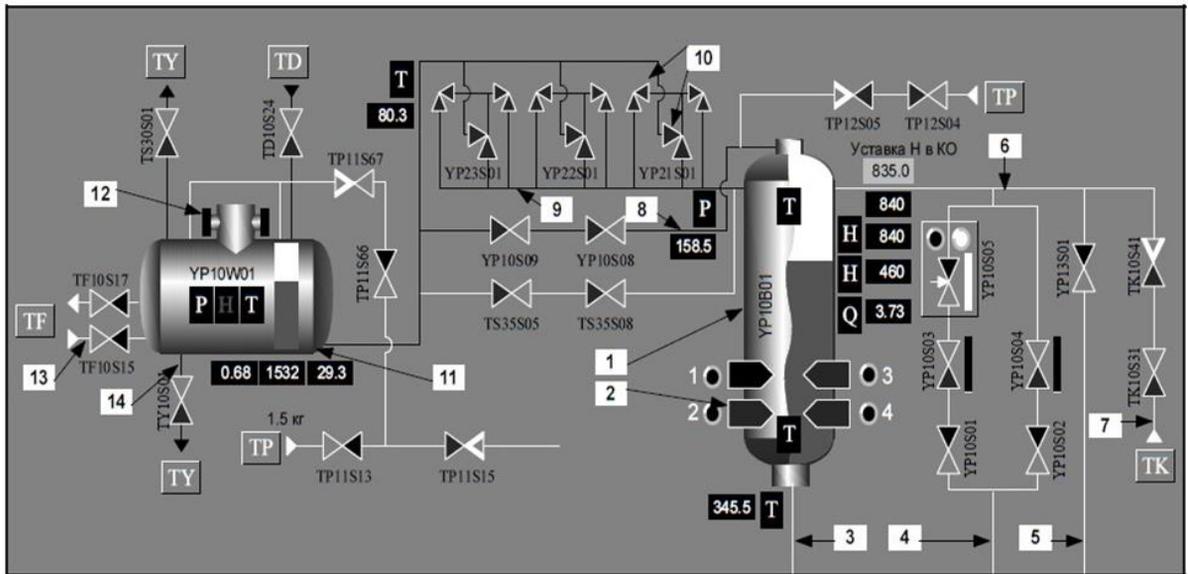


Рисунок 1.11 – Схематическое изображение системы компенсации давления в ЯЭУ с ВВЭР-1000: 1-КД, 2-ТЭН, 3-магистраль от горячей нитки ГЦК, 4-магистраль от холодной нитки для аварийного впрыска воды из ГЦК, 5-магистраль от холодной нитки для постоянного впрыска воды из ГЦК, 6-магистраль для впрыска воды в КД, 7-магистраль для впрыска холодной воды из системы подпитки, 8-магистраль для сдувки пара в барботёр, 9-магистраль для аварийного удаления пара и газа из КД, 10-ИПУ, 11-барботёр, 12-мембрана, 13-магистраль для теплоотвода из барботёра, 14-магистраль для поддержания уровня в барботёре[1]

Импульсно-предохранительное устройство состоит из главного предохранительного клапана, двух импульсных клапанов, электротехнических устройств и трубопроводов связи.

1.1.13 Система управления и защиты

Система управления и защиты (СУЗ) ядерных реакторов является многофункциональной подсистемой автоматизированной системы управления технологическими процессами. СУЗ используется для контроля мощности

реактора, контроля и быстрого гашения цепной реакции в различных режимах работы и поддержания реактора в подкритическом состоянии, регулирования уровня нейтронной мощности реактора. Аварийная защита автоматически приводит реактор к безопасному уровню в чрезвычайных ситуациях.[4]

Система управления и защиты реактора предназначена для аварийной и предупредительной защиты реактора, автоматического и ручного управления мощностью реактора. Система управления и защиты представляет собой специальную систему реакторной установки и обеспечивает поддержание мощности реактора без нарушения эксплуатационных пределов при нормальных условиях эксплуатации, ограничении уровня мощности реактора при ожидаемых эксплуатационных событиях и снижения мощности реактора в аварийных ситуациях и во время аварий.[14]

В устройствах, оборудованных реакторами ВВЭР-1000, функция СУЗ по нейтронным и теплотехническим параметрам осуществляются комплексно. СУЗ включает:[15]

- система АКНП, предназначенная для управления нейтронной мощностью, изменении мощности нейтронного реактора во всех режимах работы.

- системы внутриреакторного контроля СВРК - это операционная система, которая очень важна для безопасности. Система СВРК предназначена для обеспечения безопасной и экономичной работы реактора при уровнях мощности.

1.1.14 Система подпитки и продувки первого контура, включая борное регулирование

Система подпитки и продувки теплоносителя 1-го контура используется для: изменения концентрации борной кислоты, поддержания критического состояния реактора и корректировки реактивности при запуске и остановке реактора; обеспечения качества теплоносителя 1-го контура во всех нормальных режимах работы атомной электростанции (20-60 тонн/час); подачи запирающей воды на уплотнение ГЦН (до 2 м³/ч на каждый ГЦН).[1]

Одной из основных функций системы является обеспечение изменения концентрации борной кислоты. Небольшой расход воды через систему продувки-подпитки обеспечивает очень малую скорость ввода положительной реактивности для соответствия правилам ядерной безопасности.[16]

1.2 PWR

PWR – реактор с водой под давлением, являются зарубежным аналогом реактора ВВЭР-1000 и одним из трех типов легководных реакторов.

В PWR первичный теплоноситель (вода) закачивается под высоким давлением в активную зону реактора, где он нагревается энергией, выделяемой делением атомов. Затем нагретая вода поступает в парогенератор, где передает свою тепловую энергию во второй контур охлаждения, где генерируется пар и поступает в турбины, которые, в свою очередь, вращают электрический генератор.[17]

1.2.1 Конструкция

Ядерное топливо в реакторе под давлением участвует в цепной реакции деления и вырабатывает тепло, нагревая воду первого контура. Горячий

первичный теплоноситель поступает в теплообменник, называемый парогенератором, где он протекает через тысячи маленьких трубок. Тепло передается через стенки этих трубок к теплоносителю второго контура, где хладагент испаряется до сжатого пара. Передача тепла осуществляется без смешивания двух жидкостей, чтобы вторичная охлаждающая жидкость не становилась радиоактивной.

1.2.2 Теплоноситель

Легкая вода используется в качестве первичного теплоносителя в PWR. Вода поступает в реактор при температуре ~ 548 К и нагревается, протекая вверх через активную зону до температуры ~ 588 К.

Давление в первом контуре поддерживается прижимным клапаном, отдельным сосудом, который подключен к первичному контуру и частично заполнен водой, которая нагревается до температуры насыщения (точка кипения) для желаемого давления подводными электронагревателями.

Теплоноситель перекачивается через первый контур мощными насосами.

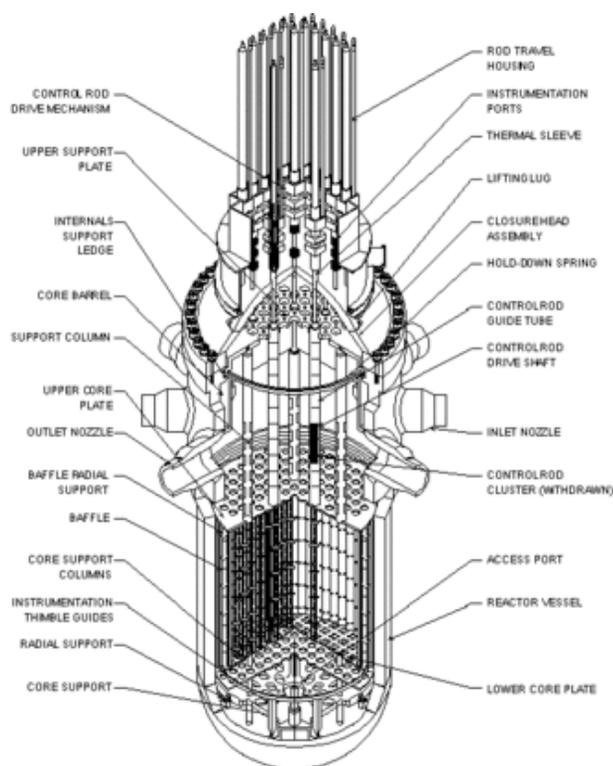


Рисунок 1.13 – Общий вид реактора PWR

Теплоноситель принудительно поступает в реактор через три входных патрубка корпуса, через перфорированное эллиптическое днище и опорные трубы шахты и входит в ТВС. Из ТВС через блок защитных труб (БЗТ) и через три выходных патрубка корпуса выходит из реактора. [18]

В реакторе ВВЭР-1000, теплоноситель принудительно поступает в реактор через четыре входных патрубка корпуса. Из ТВС через блока защитных труб (БЗТ) и через четыре выходных патрубка корпуса выходит из реактора.

1.2.3 Активная зона

Активная зона PWR набирается из квадратных ТВС на квадратной сетке.

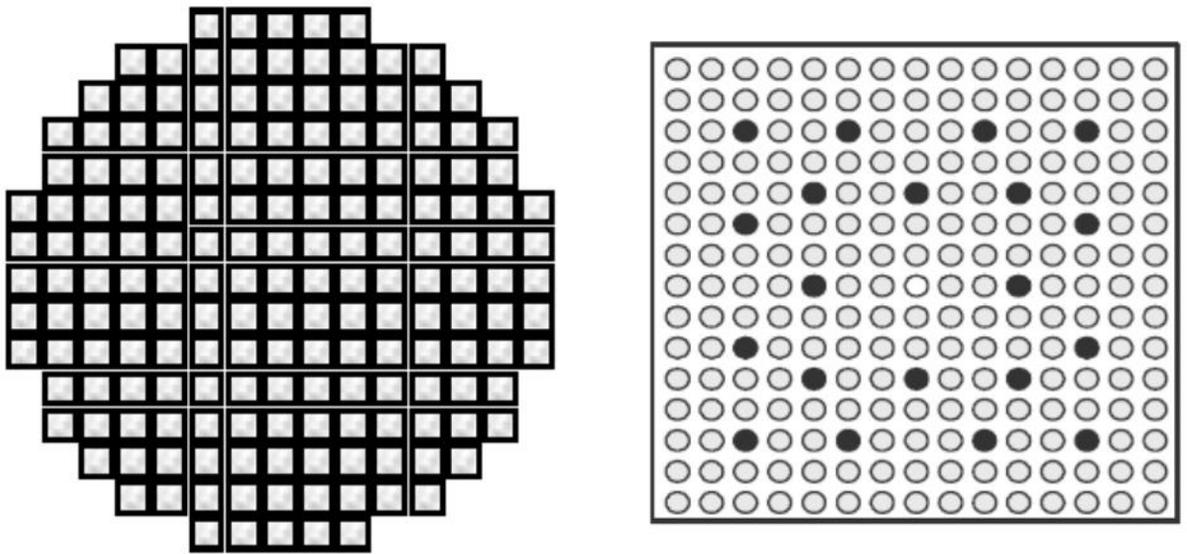
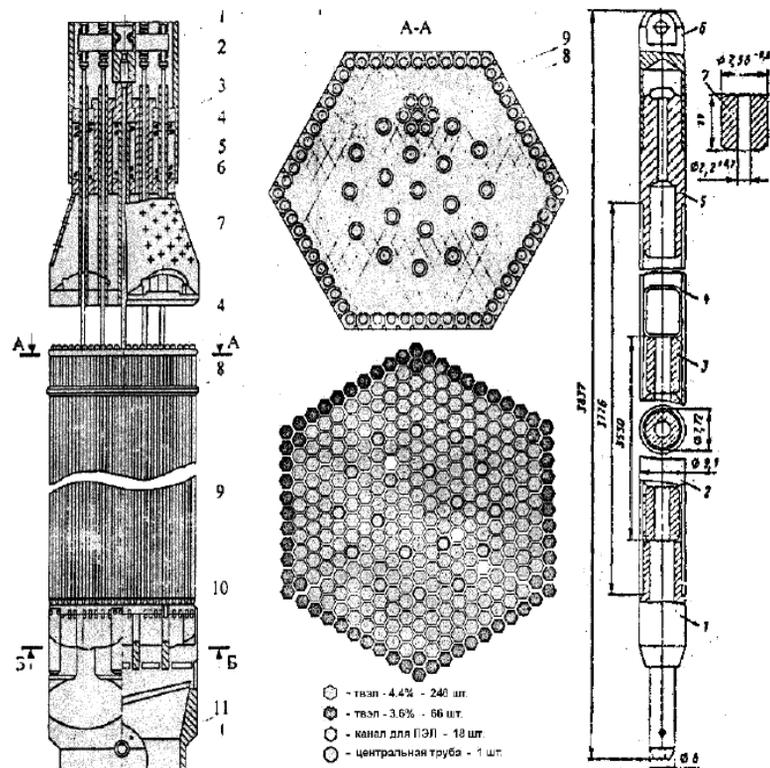


Рисунок 1.14 – Схематическое изображение расстановки ТВС в зоне и ТВЭЛОВ в ТВС PWR для АЭС Гёсген

В реакторе ВВЭР-1000 ТВС (шестигранной формы) расположены на гексагональной сетке.

В реакторе PWR ТВС (квадратной формы) расположены на квадратной сетке.[1]



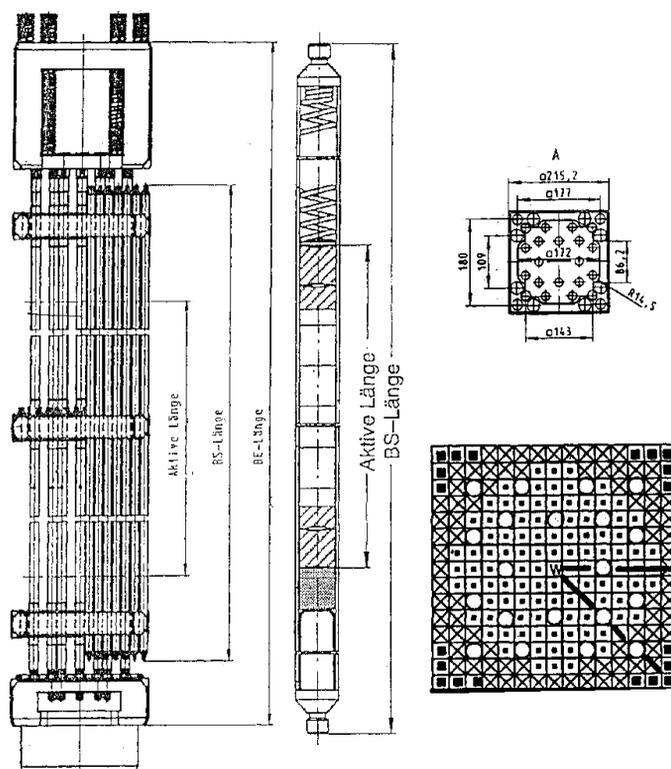


Рисунок 1.15 – Схема ТВС ВВЭР-1000 и PWR

Реакторы PWR, как и ВВЭР-1000, очень стабильны из-за их тенденции к уменьшению реактивности при повышении температуры; это облегчает работу реактора с точки зрения стабильности.

Цикл турбины турбины PWR отделен от первичного контура, поэтому вода во вторичной петле не загрязняется радиоактивными материалами. PWR и ВВЭР могут автоматически останавливать реактор в случае потери мощности, чтобы немедленно остановить первичную ядерную реакцию. Управляющие стержни удерживаются электромагнитами и падают под действием силы тяжести. Вводимая отрицательная реактивность безопасно заглушает ядерную реакцию.

Технологии PWR предпочитают страны, стремящиеся развивать ядерный флот; компактные реакторы хорошо подходят для атомных подводных лодок и других ядерных кораблей.

2. Общее описание программы WIMS-D5

Программа WIMS была передана в Россию в конце 1977 г, а в сентябре 1990 г. она была адаптирована для персональных компьютеров.[19]

Программа WIMS-D5 предназначена для расчетов нейтронной физики ячеек ядерных реакторов (включая расчет выгорания) различных типов.

Эта программа используется для расчета нейтронно-физического расчета ячеек тепловых и быстрых реакторов. Программа WIMS используется при проектировании реакторов, расчета и анализа различных эффектов в существующих реакторах.

В настоящее время программа использует универсальную 69-групповую библиотеку констант. Библиотека констант содержит 90 нуклидов.[19]

Преимущества этой программы:

- требуемый объем ввода невелик. Входная информация вводится в довольно простой форме, позволяя пользователю выбирать различные физические модели в решении на разных этапах расчета
- программа обеспечивает очень подробный вывод результатов, и вывод производится по частям.

Спектр деления соответствует 27 группам, и максимальное значение появляется в группе 4 (2.231-1.353 МэВ). Резонансный энергетический интервал (9,118 кэВ – 4 эВ) включает 13 групп. Тепловая область энергий (1 эВ - 0) содержит 30 групп.

Расчет пространственно-энергетического распределения плотности нейтронного потока осуществляется в два этапа.

На первом этапе реальная исходная ячейка преобразуется в упрощенную четырехзонную модель (топливо, оболочка, теплоноситель, замедлитель),

эквивалентную реальной ячейке.

Расчет пространственно энергетического распределения нейтронов в ячейке реактора происходит следующим образом:

- рассчитывается детальный спектр в 69 группах в каждой из зон, типичной для ячейки: в топливе, оболочке, теплоносителе и замедлителе;
- осуществляется свертка сечений к заданному малогрупповому приближению, в котором рассчитываются детальные пространственные распределения нейтронов по ячейке;
- проводится модификация полученного решения с учетом утечки;
- малогрупповые потоки разворачиваются в 69-групповое представление и рассчитываются скорости реакций для заданных изотопов.

На втором этапе расчетов сначала производится свертка групповых сечений к малогрупповому приближению, заданному пользователем. Детальное пространственное распределение плотности нейтронного потока в ячейке рассчитывается в реальной геометрии. Существует два способа вычисления: метод вероятностей столкновений и метод дискретных ординат.[19]

3. Расчетная часть

Одной из основных задач этапа проектирования АЭС является предоставление проектных решений для внутренней безопасности реакторной установки и ее саморегулируемости.

Особенности протекания возникающих аварий во многом зависят от физических особенностей реактора.

Активная зона ВВЭР-1000 составлена из тепловыделяющих сборок (ТВС) шестигранной формы, расположенных в активной зоне на гексагональной сетке с шагом 236 мм (рисунок 3.1).

Активная зона PWR составлена из квадратных ТВС, расположенных в активной зоне на квадратной сетке с шагом 208 мм. (рисунок 3.2).

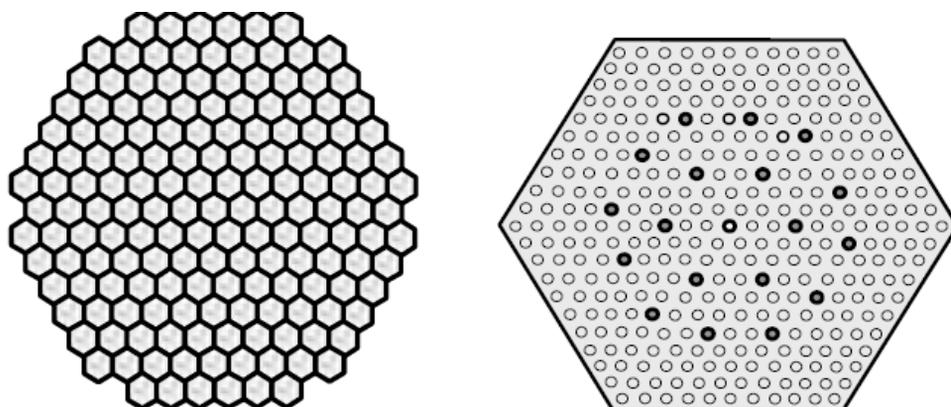


Рисунок 3.1 – ТВС в активной зоне и ТВЭЛ в ТВС ВВЭР-1000

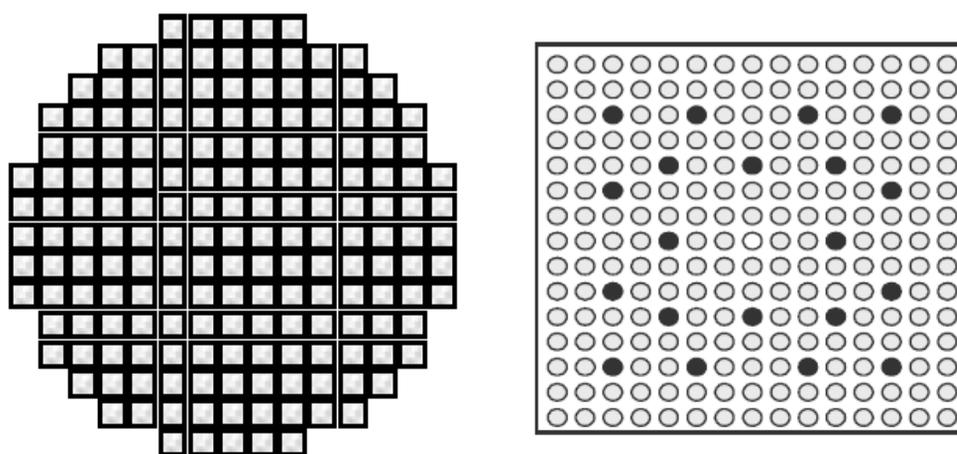


Рисунок 3.2 – ТВС в зоне и твэлов в ТВС PWR для АЭС Гёсген

В таблице 3.1 помещены основные данные по конструкции активной зоны реактора ВВЭР-1000 и реактора PWR (для АЭС Гёсген).

Таблица 3.1 – Основные характеристики реакторов ВВЭР-1000 и PWR.

Наименование параметра	Величина параметра	
	ВВЭР	PWR
Общее количество ТВС в активной зоне, шт	163	177
Количество ТВС с ПС СУЗ, шт	61	49
Количество ТВС с СВП (для трехгодичной зоны и первого года)	54	—
Высота обогреваемой части (в холодном состоянии), м	3,53	3,55
Шаг между ТВС, м	0,236	0,215
Проходное сечение активной зоны в обогреваемой части, м ²	4,17	4,41
Расход теплоносителя через зону, кг/с	17650	15984
Тепловая мощность реактора	3000	3002
Предельное отклонение, включающее погрешность определения и точность регулирования, МВт	210	330

В реакторе ВВЭР-1000 ТВС представляет собой конструкцию, собранную из тепловыделяющих и других конструкционных элементов, расположенных на гексагональной сетке с постоянным потвэльным шагом.

В реакторе PWR ТВС представляет собой конструкцию, собранную из тепловыделяющих и других конструкционных элементов, расположенных на квадратной сетке с постоянным потвэльным шагом.

В таблице 3.2 помещены основные характеристики ТВС реакторов ВВЭР-1000 и PWR.

Таблица 3.2 – Основные характеристики ТВС реакторов ВВЭР-1000 и PWR.

Наименование параметра	Величина параметра	
	ВВЭР-1000	PWR
Шаг под ключ, мм	234	215,6
Потвальный шаг, мм	12,75	14,30
Число твэлов, шт	312	205
Число трубок под ПЭЛ, шт	18	20
Число трубок под КНИ, шт	1	1
Длина активной зоны части твэл, мм	3530 (3550)	3550 (3564)
Число дистанционирующих решеток, шт	14 (12)	6
Материал решетки	Сталь (Цирконий)	Цирконий
Размеры ячейки решетки, мм	45 0,5·10	—

В России для реакторов ВВЭР тип твэлов: диаметр 9,1 мм (ТВЭЛ), в таблице 3.3 приведены основные характеристики твэлов этих реакторов.

Таблица 3.3. Основные характеристики твэлов реакторов ВВЭР-1000 и PWR

Наименование параметра	Величина параметра	
	ВВЭР-1000	PWR
Диаметр твэл, мм	9,1	10,75
Толщина оболочки, мм	0,69	0,725
Материал оболочки, мм	сплав – 110	цирколой
Диаметр топливной части, мм	7,53	9,11
Материал топлива	UO ₂	UO ₂
Диаметр центрального отверстия в топливной таблетке, мм	2,3	—
Плотность топлива, г/см ³	10,4	10,28
Обогащение топлива подпитки, %	4,0; 4,4; 4,23	3,5; 3,8; 4,0; 4,3

Топливо в общем случае состоит из оксигенированного диоксида урана, урана-238 (95-99 %) и урана-235 (3-5 %). Оболочки твэлов, кожухов и дистанционирующих решеток сборок твэлов представляют собой циркониевые сплавы. Для PWR оболочка твэлов изготовлена из сплава циркалой

(циркониевой сплав). Для ВВЭР оболочка твэлов цирконий-ниобиевый сплав Э-110 (Zr – 1 % Nb). Ядерные концентрации нуклидов материалов оболочки твэлов приведена в таблице 3.4.

Таблица 3.4. Ядерные концентрации нуклидов в оболочке твэлов

Нуклид	ВВЭР-1000	PWR
Zr, 10^{24} см^{-3}	0,04259	0,04150
Nb, 10^{24} см^{-3}	0,00043	—
Sn, 10^{24} см^{-3}	—	0,00047
Fe, 10^{24} см^{-3}	—	0,000069
Cr, 10^{24} см^{-3}	—	0,000104

Сравнение характеристик ТВС PWR и ВВЭР-1000 требует внимания из-за различного соотношениям вода-топливо в этих реакторах. В реакторах PWR это отношение составляет величину порядка 2,4, а в реакторе ВВЭР-1000 составляет 2,0.

При расчете выгорания топлива были определены средние удельные мощности ячеек этих реакторов (соотношение средней мощности к массе содержащегося в ней урана): ВВЭР-1000 – 33,62 МВт/тU; PWR – 34,75 МВт/тU.

Для проведения расчетов была использована программа WIMSD5B. Были созданы расчетные модели элементарных ячеек реакторов ВВЭР-1000 и PWR, согласно известным основным параметрам реактора и соотношению вода-топливо (PWR – 2,4, ВВЭР-1000 – 2,0). Основные геометрические параметры расчетных моделей представлены в таблице 3.5.

Таблица 3.5 – Геометрические параметры элементарных ячеек

Параметр	ВВЭР-1000	PWR
Диаметр осевого отверстия, мм	2,3	0
Внешний радиус топлива, мм	4,205	4,716
Зазор между топливом и оболочкой, мм	0,025	0,025
Толщина оболочки твэла, мм	0,690	0,725
Внешний радиус оболочки, мм	5,145	5,466
Эквивалентный радиус ячейки, мм	7,530	9,110

Сравнение нейтронно-физических параметров этих расчетных моделей было проведено при двух величинах обогащения топлива 4 % и 5 % (реальные обогащения топлива этих реакторов лежат в этих пределах). В соответствии с плотностью топлива (PWR – 10,28 г/см³, ВВЭР-1000 – 10,4 г/см³) были получены ядерные концентрации нуклидов (в таблице 3.6)

Таблица 3.6 – Ядерные концентрации топливных зон

	Концентрация нуклидов	ВВЭР-1000	PWR
Обогащение топлива 4 %	U ²³⁵ , 10 ²⁴ см ⁻³	0,0009284	0,0009177
	U ²³⁸ , 10 ²⁴ см ⁻³	0,02228	0,02202
	O, 10 ²⁴ см ⁻³	0,04642	0,04588
Обогащение топлива 5 %	U ²³⁵ , 10 ²⁴ см ⁻³	0,001161	0,001147
	U ²³⁸ , 10 ²⁴ см ⁻³	0,02205	0,02180
	O, 10 ²⁴ см ⁻³	0,04643	0,04589

Использование WIMSD5B для расчета, при обогащении топлива 4 % для холодного состояния материалов реактора. («холодного» состояния – при температуре материалов 300 К).

Расчетная модель для ВВЭР-1000 в приложении А.

Результаты расчетов ячейки реактора ВВЭР-1000 с обогащением топлива 4 % приведены в таблице 3.7. При анализе результатов изучались

размножающие свойства данных ячеек (k_{inf}, ρ_{inf}) в зависимости при выгорании топлива во время работы реактора.

Запас реактивности (ρ_{∞}) – это максимально возможная реактивность при полностью извлеченных из активной зоны всех поглотителях нейтронов.

$$\rho_{\infty} = \frac{k_{\infty} - 1}{k_{\infty}} \cdot 100, \% \quad (3.1)$$

Таблица 3.7 – Изменение запаса реактивности при работе реактора ВВЭР-1000 с обогащением топлива 4%.

Время работы, сут	k_{∞}	$\rho_{\infty}, \%$
0	1,459362	31,4769
2	1,412164	29,1867
10	1,405027	28,827
50	1,386793	27,8912
100	1,369599	26,9859
200	1,334386	25,0592
300	1,299034	23,0197
400	1,264279	20,9035
500	1,230019	18,7004
600	1,196	16,388
700	1,161969	13,9392
800	1,12776	11,3287
900	1,0933	8,5338
1000	1,058622	5,5376
1100	1,023959	2,3398
1200	0,98966	-1,045

Расчетная модель для PWR представлена в приложении Б.

Результаты расчетов ячейки реактора PWR с обогащением топлива 4 % приведены в таблице 3.8.

Таблица 3.8 – Изменение запаса реактивности при работе реактора PWR с обогащением топлива 4%.

Время работы, сут	k_{∞}	ρ_{∞} , %
0	1,485193	32,6687
2	1,436579	30,3902
10	1,429192	30,0304
50	1,410836	29,1200
100	1,393636	28,2453
200	1,358258	26,3763
300	1,321507	24,3288
400	1,283988	22,1177
500	1,245644	19,7202
600	1,206255	17,0988
700	1,165587	14,2063
800	1,123517	10,9938
900	1,080056	7,41220
1000	1,035490	3,42740
1100	0,990434	-0,96600
1200	0,945787	-5,73200

При анализе результатов было рассмотрено изменение реактивности этих реакторов от времени их работы (рисунок 3.3).

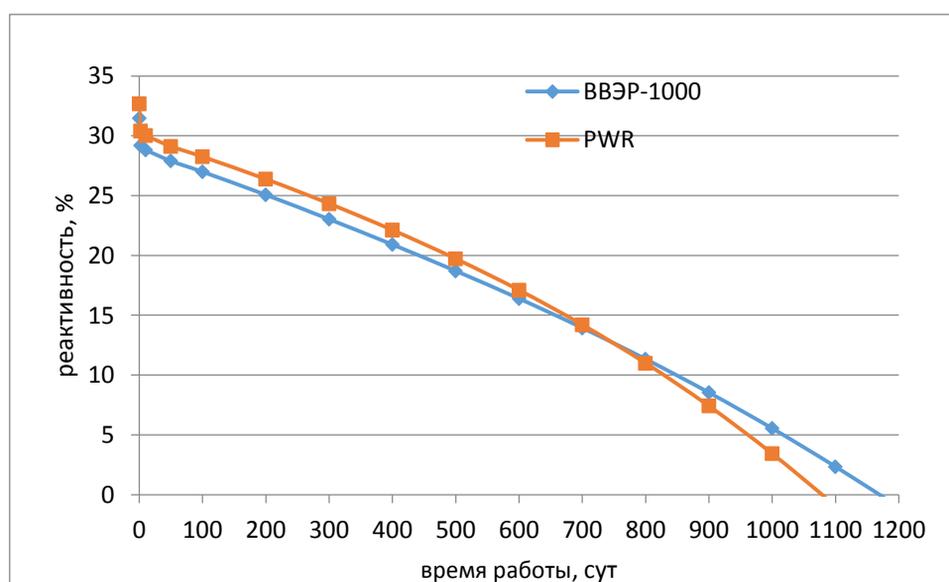


Рисунок 3.3 – Зависимость изменения запаса реактивности реакторов ВВЭР-1000 и PWR от времени работы реактора в холодном состоянии при обогащении топлива 4 %

При анализе результатов были получены основные параметры этих реакторов при обогащении топлива 4 % и холодном состоянии (таблица 3.9).

Таблица 3. 9 – Результаты сравнения работы реакторов ВВЭР-1000 и PWR с топливом с обогащением 4% (Холодное состояние материалов).

Параметр	Реактор ВВЭР-1000	Реактор PWR
Начальный запас реактивности, %	31,4769	32,6687
Эффект стационарного отравления Xe^{135}	2,2902	2,2785
Темп потери реактивности при выгорании, %/сут	0,0249	0,0284
Длительность кампании до исчерпания запаса реактивности, сут	1170	1080

Можно отметить: начальный запас реактивности PWR и ВВЭР-1000, и величина отравления реактора Xe^{135} , почти равны (начальная реактивность PWR на 1,19 % больше, чем у ВВЭР-1000, эффект стационарного отравления Xe^{135} PWR меньше, чем у ВВЭР-1000, и составляет 0,0117 %). Однако длительность PWR кампании на 90 суток меньше, чем у реактора ВВЭР-1000. Это связано с тем, что скорости потери реактивности при выгорании реактора ВВЭР-1000 значительно меньше.

Таблица 3.10 – Изменение запаса реактивности реакторов ВВЭР-1000 и PWR с обогащением топлива 4%.

Время работы, сут	k_{∞} (ВВЭР-1000)	ρ_{∞} , % (ВВЭР-1000)	k_{∞} (PWR)	ρ_{∞} , % (PWR)
0	1,368394	26,92163	1,423317	29,74158
2	1,325010	24,52887	1,376875	27,37177
10	1,317722	24,11146	1,369156	26,9623
50	1,298869	23,00994	1,350514	25,95412
100	1,279179	21,82486	1,331413	24,89183
200	1,239557	19,32602	1,292200	22,6126
300	1,203605	16,91626	1,254926	20,31403
400	1,17145	14,63571	1,220091	18,03890
500	1,142303	12,45755	1,187222	15,76975
600	1,115393	10,34550	1,155722	13,47400
700	1,090182	8,272197	1,125152	11,12312
800	1,066296	6,217411	1,095201	8,692560
1000	1,021639	2,118067	1,036618	3,532449
1100	1,000638	0,063759	1,007956	0,789320
1200	0,98044	-1,995002	0,979900	-2,051230

При расчете горячего состояния принималось, что температура топлива $T = 1300$ К; температура водяного замедлителя $T = 573$ К; плотность воды составляет $0,712$ г/см³. В расчетные модели реакторов были внесены соответствующие изменения.

Результаты расчетов данных реакторов при обогащении топлива 4 % в горячем состоянии представлены на рисунке 3. 4 и в таблице 3.11.

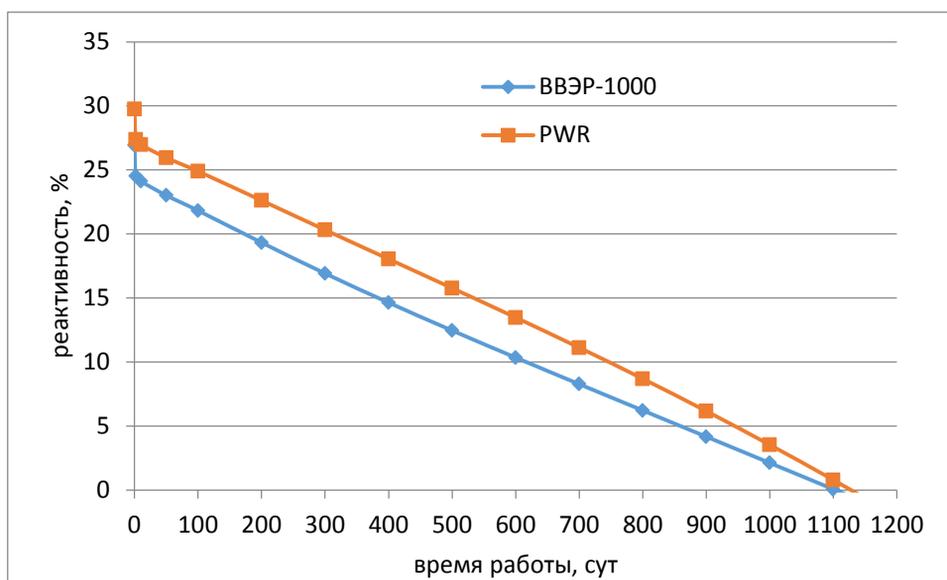


Рисунок 3.4 – Зависимость запаса реактивности от длительности работы реактора в горячем состоянии при обогащении топлива 4 %.

Таблица 3.11 – Результаты сравнения работы реакторов ВВЭР-1000 и PWR с топливом с обогащением 4% (Горячее состояние материалов).

Параметр	Реактор ВВЭР-1000	Реактор PWR
Начальный запас реактивности, %	26,92163	29,74158
Эффект стационарного отравления Хе ¹³⁵	2,3928	2,3698
Темп потери реактивности при выгорании, %/сут	0,0219	0,0242
Длительность кампании до исчерпания запаса реактивности, сут	1120	1130

При анализе результатов расчета можно получить: начальная реактивность PWR на 2,82 % больше, чем у ВВЭР-1000, эффект фиксированного отравления Хе¹³⁵ PWR меньше, чем у ВВЭР-1000 0,023 %. Длительности кампаний у них практически одинаковы.

Далее были проведены расчеты для обогащения топлива в данных реакторах 5 %.

На рисунке 3.5 и в таблице 3.12 приведены результаты расчета данных реакторов при обогащении топлива 5 % и холодного состояния материалов.

Таблица 3.12 – Изменение запаса реактивности реакторов ВВЭР-1000 и PWR с обогащением топлива 5% (холодного состояния материалов).

Время работы, сут	k_{∞} (ВВЭР-1000)	ρ_{∞} , % (ВВЭР-1000)	k_{∞} (PWR)	ρ_{∞} , % (PWR)
0	1,500081	33,33693	1,530946	34,68091
2	1,454396	31,24294	1,483271	32,58144
10	1,448055	30,94185	1,476712	32,28199
50	1,430525	30,09559	1,459245	31,47141
100	1,415213	29,33926	1,444296	30,76212
200	1,384485	27,77098	1,414226	29,28994
300	1,353582	26,12195	1,383161	27,70184
400	1,323184	24,42472	1,351619	26,01465
500	1,293342	22,68093	1,319637	24,22159
600	1,263816	20,87456	1,286992	22,29944
700	1,234386	18,98806	1,253454	20,22045
800	1,204802	16,99881	1,218757	17,94919
900	1,174906	14,88681	1,182704	15,44799
1000	1,144570	12,63094	1,145142	12,67459
1100	1,113731	10,21171	1,106012	9,585068
1200	1,082399	7,612627	1,06539	6,137659
1300	1,050634	4,819376	1,023541	2,299957
1400	1,018629	1,828831	0,981030	-1,933680
1500	0,986692	-1,348750	0,938598	-6,541880

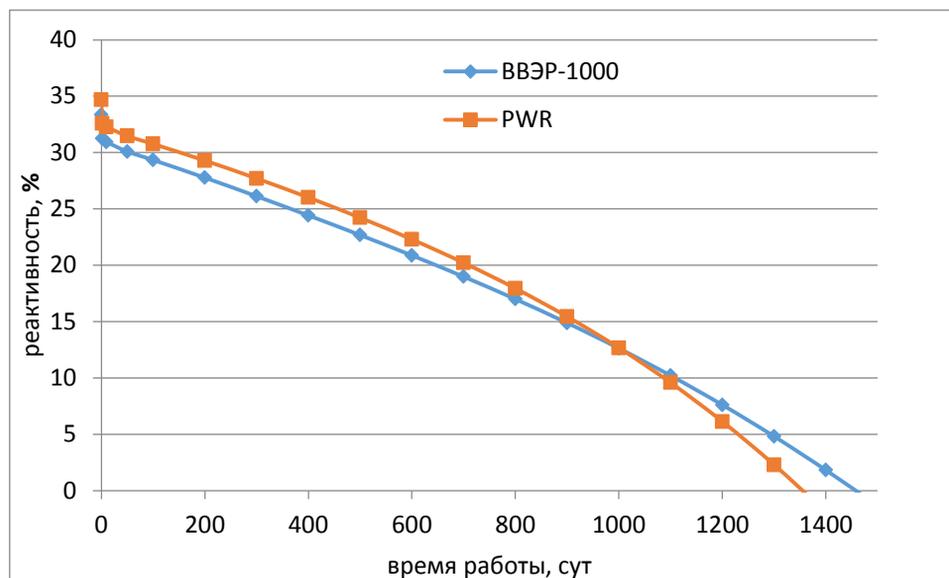


Рисунок 3.5 – Зависимость запаса реактивности от длительности работы реактора в холодном состоянии при обогащении топлива 5 %

Сравнение параметров реакторов при данных условиях приведены в таблице 3.13.

Таблица 3.13 – Результаты сравнения работы реакторов ВВЭР-1000 и PWR с топливом с обогащением 5% (холодное состояние материалов).

Параметр	Реактор ВВЭР-1000	Реактор PWR
Начальный запас реактивности, %	33,33693	34,68091
Эффект стационарного отравления Xe^{135}	2,09399	2,09947
Темп потери реактивности при выгорании, %/сут	0,0214	0,0240
Длительность кампании до исчерпания запаса реактивности, сут	1460	1360

В холодном состоянии при обогащении топлива 5%: начальная реактивность PWR на 1,34 % больше, чем у ВВЭР-1000. Эффекты стационарного отравления Xe^{135} у этих реакторов почти равны. Однако длительность PWR кампании на 100 суток меньше, чем у реактора

ВВЭР-1000. Это связано со значительным снижением скорости потери реактивности при выгорании топлива.

На рисунке 3.6 и в таблице 3.14 приведены результаты расчетов этих реакторов при обогащении топлива 5 % в горячем состоянии их материалов.

Таблица 3.14 – Изменение запаса реактивности реакторов ВВЭР-1000 и PWR с обогащением топлива 5% (горячее состояние материалов).

Время работы, сут	k_{∞} (ВВЭР-1000)	$\rho_{\infty}, \%$ (ВВЭР-1000)	k_{∞} (PWR)	$\rho_{\infty}, \%$ (PWR)
0	1,404183	28,78421	1,462851	31,64034
2	1,362892	26,62651	1,417996	29,47794
10	1,356396	26,27522	1,411085	29,13255
50	1,337957	25,25918	1,392921	28,20842
100	1,320101	24,24822	1,375893	27,31993
200	1,284225	22,13203	1,341123	25,43562
300	1,250745	20,04765	1,307477	23,51682
400	1,220300	18,05294	1,275755	21,61504
500	1,192467	16,14024	1,245770	19,72836
600	1,166680	14,28669	1,217099	17,83742
700	1,142440	12,46805	1,189312	15,91777
800	1,119377	10,66459	1,162097	13,94866
900	1,097244	8,862568	1,135213	11,91080
1000	1,075866	7,051622	1,108508	9,788653
1100	1,055158	5,227464	1,081908	7,570699
1200	1,035054	3,386683	1,055385	5,247848
1300	1,015571	1,533226	1,029009	2,819120
1400	0,996626	-0,338540	1,002776	0,276832
1500	0,978230	-2,225450	0,976830	-2,371960

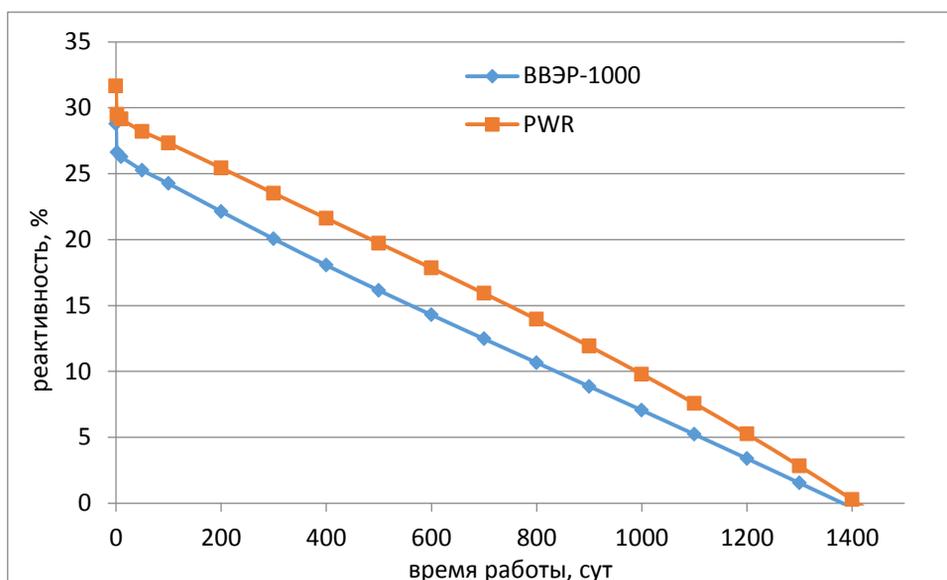


Рисунок 3.6 – Зависимость запаса реактивности от длительности работы реактора в горячем состоянии при обогащении топлива 5 %

В таблице 3.15 приведены результаты сравнения основных параметров этих реакторов в данном состоянии.

Таблица 3.15 – Результаты сравнения работы реакторов ВВЭР-1000 и PWR с топливом с обогащением 5% (горячее состояние материалов).

Параметр	Реактор ВВЭР-1000	Реактор PWR
Начальный запас реактивности, %	28,78421	31,64034
Эффект стационарного отравления $X^{135}\text{e}$	2.1577	2.1624
Темп потери реактивности при выгорании, %/сут	0,0192	0,0209
Длительность кампании до исчерпания запаса реактивности, сут	1390	1410

В горячем состоянии при обогащении топлива 5 %: начальная реактивность PWR на 2,86 % больше, чем у ВВЭР-1000. Эффект стационарного отравления Xe^{135} у PWR больше, чем у ВВЭР-1000 (на 0,0047 %), но они почти равны. Однако длительность PWR кампании на 20 суток меньше, чем у реактора ВВЭР-1000.

Используя программу WIMSD5B было рассмотрено изменение ядерных концентраций основных нуклидов топлива в горячем состоянии при обогащении топлива 5 %.

В таблице 3.16, на рисунке 3.7 и 3.8 приведены результаты расчетов.

Таблица 3.16 – Изменение ядерных концентраций урана и плутония при работе реакторов ВВЭР-1000 и PWR

сут	ВВЭР-1000($\cdot 10^{24}$ ядер/см ³)				PWR($\cdot 10^{24}$ ядер/см ³)			
	U ²³⁵	U ²³⁸	Pu ²³⁹	Pu ²⁴¹	U ²³⁵	U ²³⁸	Pu ²³⁹	Pu ²⁴¹
0	1,16E-03	2,21E-02	1,16E-18	1,16E-18	1,15E-03	2,18E-02	1,15E-18	1,15E-18
2	1,16E-03	2,20E-02	1,84E-07	7,11E-13	1,15E-03	2,18E-02	1,56E-07	4,82E-13
10	1,15E-03	2,20E-02	2,58E-06	1,58E-10	1,14E-03	2,18E-02	2,20E-06	1,14E-10
50	1,11E-03	2,20E-02	1,69E-05	2,71E-08	1,10E-03	2,18E-02	1,44E-05	2,02E-08
100	1,07E-03	2,20E-02	3,31E-05	2,07E-07	1,05E-03	2,18E-02	2,81E-05	1,57E-07
200	9,84E-04	2,20E-02	5,99E-05	1,35E-06	9,66E-04	2,17E-02	5,06E-05	1,04E-06
300	9,05E-04	2,19E-02	8,14E-05	3,56E-06	8,84E-04	2,17E-02	6,83E-05	2,79E-06
400	8,32E-04	2,19E-02	9,90E-05	6,58E-06	8,07E-04	2,16E-02	8,22E-05	5,23E-06
500	7,63E-04	2,18E-02	1,13E-04	1,01E-05	7,34E-04	2,16E-02	9,31E-05	8,12E-06
600	6,98E-04	2,18E-02	1,25E-04	1,40E-05	6,66E-04	2,16E-02	1,02E-04	1,13E-05
700	6,38E-04	2,17E-02	1,34E-04	1,80E-05	6,01E-04	2,15E-02	1,08E-04	1,45E-05
800	5,81E-04	2,17E-02	1,42E-04	2,19E-05	5,40E-04	2,15E-02	1,13E-04	1,76E-05
900	5,28E-04	2,16E-02	1,48E-04	2,57E-05	4,83E-04	2,14E-02	1,16E-04	2,06E-05
1000	4,79E-04	2,16E-02	1,53E-04	2,94E-05	4,30E-04	2,14E-02	1,18E-04	2,34E-05
1100	4,32E-04	2,15E-02	1,56E-04	3,28E-05	3,80E-04	2,13E-02	1,19E-04	2,60E-05
1200	3,89E-04	2,14E-02	1,9E-04	3,59E-05	3,34E-04	2,13E-02	1,19E-04	2,82E-05
1300	3,49E-04	2,14E-02	1,61E-04	3,88E-05	2,91E-04	2,12E-02	1,19E-04	3,02E-05
1400	3,13E-04	2,13E-02	1,62E-04	4,14E-05	2,52E-04	2,12E-02	1,18E-04	3,18E-05

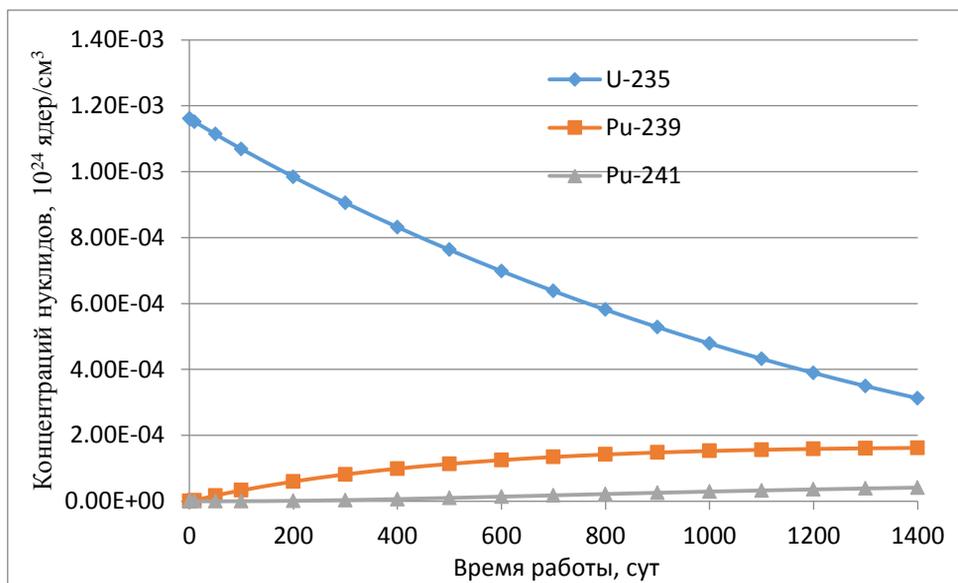


Рисунок 3.7 – Изменение концентрации делящихся нуклидов в реакторе ВВЭР-1000

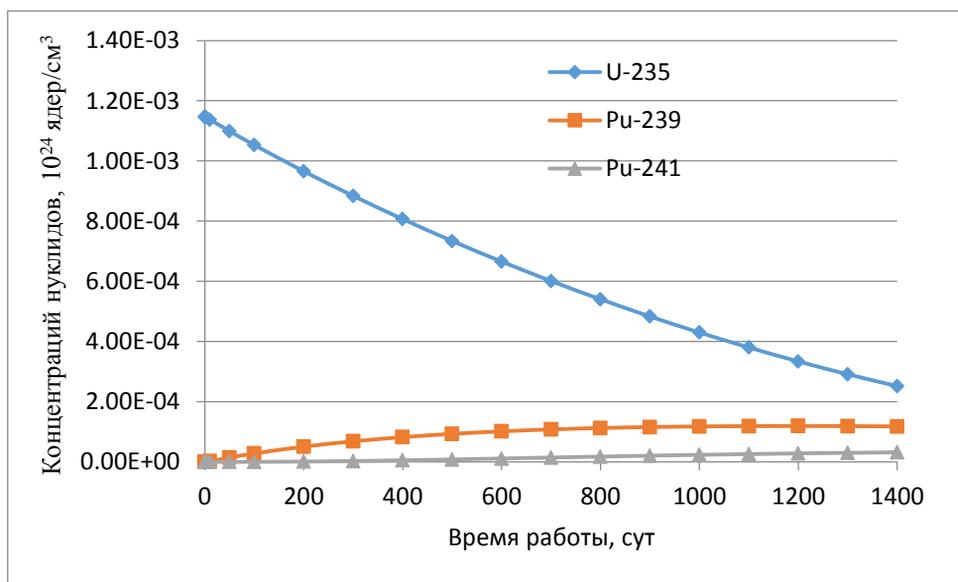


Рисунок 3.8 – Изменение концентрации делящихся нуклидов в реакторе PWR

При анализе результатов расчетов были получены основные параметры, которые приведены в таблице 3.17.

Таблица 3.17 – Результаты сравнения основных параметров реакторов ВВЭР-1000 и PWR

Параметр	Реактор ВВЭР-1000	Реактор PWR
Глубина выгорания U^{235} после 1400 суток работы, %	73,1	78,1
Глубина выгорания U^{238} после 1400 суток работы, %	3,30	2,91
Ядерная концентрация Pu^{239} после 1400 суток работы, 10^{24} ядер/см ³	0,00016188	0,00011790
Ядерная концентрация Pu^{241} после 1400 суток работы, 10^{24} ядер/см ³	0,000041412	0,000031841

При одинаковой длительности кампаний глубина выгорания топлива реактора ВВЭР-1000 имеет существенно меньшее значение. Это достигается за счет большей вовлеченности в топливный цикл нуклида U^{238} . При этом конечные ядерные концентрации нуклида Pu^{239} в реакторе ВВЭР имеют гораздо большие значения.

4. Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение

Целью данной диссертационной работы является оценка применения программного комплекса WIMS-D5B для нейтронно-физического расчета.

4.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Результатом исследования является возможность применения программного средства для нейтронно-физического расчета ядерного реактора.

Целевым рынком будут являться отечественные государственные компании по атомной энергетике, научно-исследовательские институты атомной энергетике.

Рассмотреть рынок услуг по использованию программных комплексов можно по точностным характеристикам данных средств. Современные комплексы программ нейтронно-физического расчета реакторных установок включают следующие программные средства (ПС):

1. инженерные программы расчета используют для создания библиотек малогрупповых констант, которые напрямую определяют точность расчетного предсказания параметров реакторных установок;
2. прецизионные программы используют для решения сложных задач физики реакторов, в которых необходимо детально учитывать энергетическую и угловую зависимость сечений взаимодействия нейтронов с веществом вместе с существенными геометрическими неоднородностями в структуре рассчитываемой системы.

Рынок услуг по использованию программных средств в рисунке 4.1.

		Программные средства	
		WIMS-D5B	КАССЕТА
Классификация программ по точностным характеристикам	Инженерные ПС		
	Прецизионные ПС		

Рисунок 4.1 –Рынок услуг по использованию программных средств

4.1.1 Анализ конкурентных технических решений

Для анализа конкурентных технических решений стоит рассмотреть перечисленные выше программные средства: WIMS-D5B (1), КАССЕТА (2).

Программа WIMS-D5B (Winfrith Improved Multigroup Scheme, версии D5B) предназначена для нейтронно физического расчета ячеек ядерных реакторов различного типа (включая расчет выгорания). Данная программа была передана в Россию в конце 1977 г, а в сентябре 1990 г. она была адаптирована для персональных компьютеров. Программа применяется для расчетов тепловых и быстрых реакторов. Она успешно применяется и для проектирования реакторов, и для расчетов и анализа различных эффектов в существующих реакторах. В настоящее время программа использует универсальную 69-групповую библиотеку констант, подготовленную на основе файлов оцененных нейтронных данных (ENDF, JEF, JENDL).

КАССЕТА — программа, предназначенная для расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов по ТВС в четырех энергетических группах с использованием библиотеки ОМБРЕЛЛАРО. В

поперечном сечении ТВС производится двумерный пространственный расчет сеточным методом (сечение ТВС разбивается при этом на одинаковые гексагональные ячейки с шагом, равным шагу между твэлами в ТВС. Центр каждой ячейки рассматривается как узел расчётной сетки. Такое разбиение соответствует реальному расположению твэлов, кластеров типа ВВЭР). Для расчета констант ячейки в верхних двух группах применяется методика программы УНИРАСОС, в третьей группе нужно учитывать влияние соседних ячеек на внутригрупповое распределение нейтронов в данной ячейке.

Критерии оценки данных программных средств:

- удобство в эксплуатации – свойство, характеризующее степень восприятия ПС пользователем;
- легкость освоения – свойство, характеризующее степень, в которой ПС позволяет изучающему его лицу понять его назначение, сделанные допущения и ограничения, входные данные и результаты работы его программ, тексты этих программ и состояние их реализации;
- качество интеллектуального интерфейса – документированность, информативность, коммуникабельность, устойчивость, защищенность ПС;
- информативность – свойство, характеризующее наличие в составе ПС информации, необходимой и достаточной для понимания назначения ПС, принятых предположений, существующих ограничений, входных данных и результатов работы отдельных компонент, а также текущего состояния программ в процессе их функционирования;
- точность расчетов – мера, характеризующая приемлемость величины погрешности в выдаваемых ПС результатах с точки зрения

предполагаемого их использования;

- характерное время расчета – время, за которое ПС производит функциональные расчеты;
- функциональные возможности ПС – функции, которые должно выполнять ПС;
- способность к модификации – мера, характеризующая ПС с точки зрения простоты внесения необходимых изменений и доработок на всех этапах и стадиях жизненного цикла ПС;
- потребность в оперативной памяти – потребность в памяти компьютера, которая работает при включенном состоянии компьютера и которая нужна для нормальной работы ПС;
- ресурсосберегаемость – мера, характеризующая способность ПС выполнять возложенные на него функции при определенных ограничениях на используемые ресурсы (используемую память).

Таблица 4.1 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических разработок

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы		Конкурентоспособность	
		Б ₁	Б ₂	К ₁	К ₂
1	2	3	4	6	7
Технические критерии оценки ресурсоэффективности					
1. Удобство в эксплуатации	0,2	5	3	1,0	0,6
2. Легкость освоения	0,23	4	3	0,92	0,69
3. Качество интеллектуального интерфейса	0,05	4	3	0,20	0,15
4. Информативность	0,1	4	4	0,4	0,4
5. Точность расчетов	0,2	4	4	0,8	0,8

6. Характерное время расчета	0,1	5	3	0,5	0,3
7. Функциональные возможности ПС	0,05	4	5	0,20	0,25
8. Способность к модификации	0,01	5	5	0,05	0,05
9. Потребность в оперативной памяти	0,05	5	3	0,25	0,15
10. Ресурсосберегаемость	0,01	4	3	0,04	0,03
Итого	1			4,36	3,42

На основании представленного выше анализа можно сделать вывод, что исследованный в данной диссертационной работе программный комплекс WIMS-D5B является наиболее пригодным для эксплуатации. Конкурентное программное средство недостаточно удовлетворяет необходимым требованиям, так как обладает недостаточной информативностью, ресурсосберегаемостью, неудобно в эксплуатации.

4.1.2 SWOT-анализ

SWOT – представляет собой комплексный анализ научно-исследовательского проекта. SWOT - анализ применяют для исследования внешней и внутренней среды проекта.

В таблице 4.2 представлена интерактивная матрица проекта, в которой показано соотношение сильных сторон с возможностями, что позволяет более подробно рассмотреть перспективы разработки.

Таблица 4. 2 – Интерактивная матрица проекта

Возможности проекта	Сильные стороны проекта				
	C1	C2	C3	C4	C5
B1	–	–	–	–	–
B2	–	+	–	–	–
B3	+	+	+	+	–
B4	–	–	–	–	+

В матрице пересечения сильных сторон и возможностей имеет определенный результат: «плюс» – сильное соответствие сильной стороны и возможности, «минус» – слабое соотношение, «ноль» – если есть сомнения в том, что поставить.

В результате была составлена итоговая матрица SWOT-анализа, представленная в таблице 4.3.

Таблица 4.3 – SWOT-анализ

	<p>Сильные стороны проекта:</p> <p>C1. Удобство эксплуатации программного средства (ПС).</p> <p>C2. Способность ПС к модификации.</p> <p>C3. Информативность ПС</p> <p>C4. Ресурсосберегаемость ПС</p> <p>C5. Обеспеченность оборудованием</p>	<p>Слабые стороны проекта:</p> <p>Сл1. Узкая специализация</p> <p>Сл2. Отсутствие собственного текстового редактора</p> <p>Сл3. Невысокая точность расчетов</p> <p>Сл4. Несовместимость с другими ПС</p> <p>Сл5. Зависимость от поставщика</p>
<p>Возможности:</p> <p>B1. Географически удобное расположение рынка.</p> <p>B2. Быстрый рост компьютерных технологий.</p> <p>B3. Высокий спрос отечественных потребителей в данной сфере.</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и возможности»:</p> <p>– следование за быстрым ростом компьютерных технологий позволяет своевременно модифицировать ПС;</p> <p>– нарастающий спрос отечественных потребителей позволяет повышать удобство эксплуатации ПС, информативность</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и возможности»:</p> <p>– географически удобное расположение рынка дает возможность широкого распространения ПС, несмотря на узкую специализацию продукта, дает возможность сменить поставщика на более выгодного;</p> <p>– быстрый рост компьютерных</p>

<p>В4. Государственная поддержка.</p>	<p>и ресурсосберегаемость.</p> <ul style="list-style-type: none"> – государственная поддержка дает льготные условия использования ресурсов; 	<p>технологий позволяет создать собственный текстовый редактор ПС, а также повысить точность расчетов ПС, модернизировать ПС для возможности ее совмещения с другими программными комплексами;</p> <ul style="list-style-type: none"> – отечественные кампании обеспечивают стабильный спрос ПС, несмотря на его узкую специализацию;
<p>Угрозы:</p> <p>У1. Деновация.</p> <p>У2. Наличие конкурентов.</p> <p>У3. Короткий жизненный цикл ПС.</p> <p>У4. Медленное внедрение ПС в производство.</p>	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и угрозы»:</p> <ul style="list-style-type: none"> – способность к модификации компенсирует деновацию; – обеспеченность оборудованием позволяет быстро модифицировать продукт, тем самым позволяя избежать деновацию ПС; – удобство в эксплуатации, способность к модификации, информативность, ресурсосберегаемость позволяют обладать преимуществом перед конкурентами; – способность к модификации, обеспеченность оборудованием позволяет продлить жизненный цикл ПС; – применяемость на новом оборудовании позволяет быстро внедрять ПС на производстве 	<p>Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и угрозы»:</p> <ul style="list-style-type: none"> – из-за узкой специализации конкуренты находятся в таком же положении; – узкая специализация становится сильной стороной при медленном внедрении ПС в производство, так как обеспечивает целенаправленное внедрение; – для минимизации таких угроз как деновация, наличие конкурентов, короткого ЖЦТ следует периодически модифицировать ПС, повышая точность расчета, обеспечить ПС своим собственным текстовым редактором, создать возможность совмещения данного ПС с другими комплексами.

Таким образом, выполнив SWOT-анализ можно сделать вывод, что на данный момент преимущества исследуемого программного комплекса

WIMS-D5B преобладают над его недостатками, так как перечисленные выше сильные стороны полностью удовлетворяют требованиям данной дипломной работы. Все имеющиеся несовершенства можно устранить, воспользовавшись перечисленными выше возможностями.

4.2 Планирование управления научно-техническим проектом

4.2.1 Иерархическая структура работ проекта

Иерархическая структура работ (ИСР) – детализация укрупненной структуры работ, представлена на рисунке 4.2. В процессе создания ИСР структурируется и определяется содержание всего проекта.

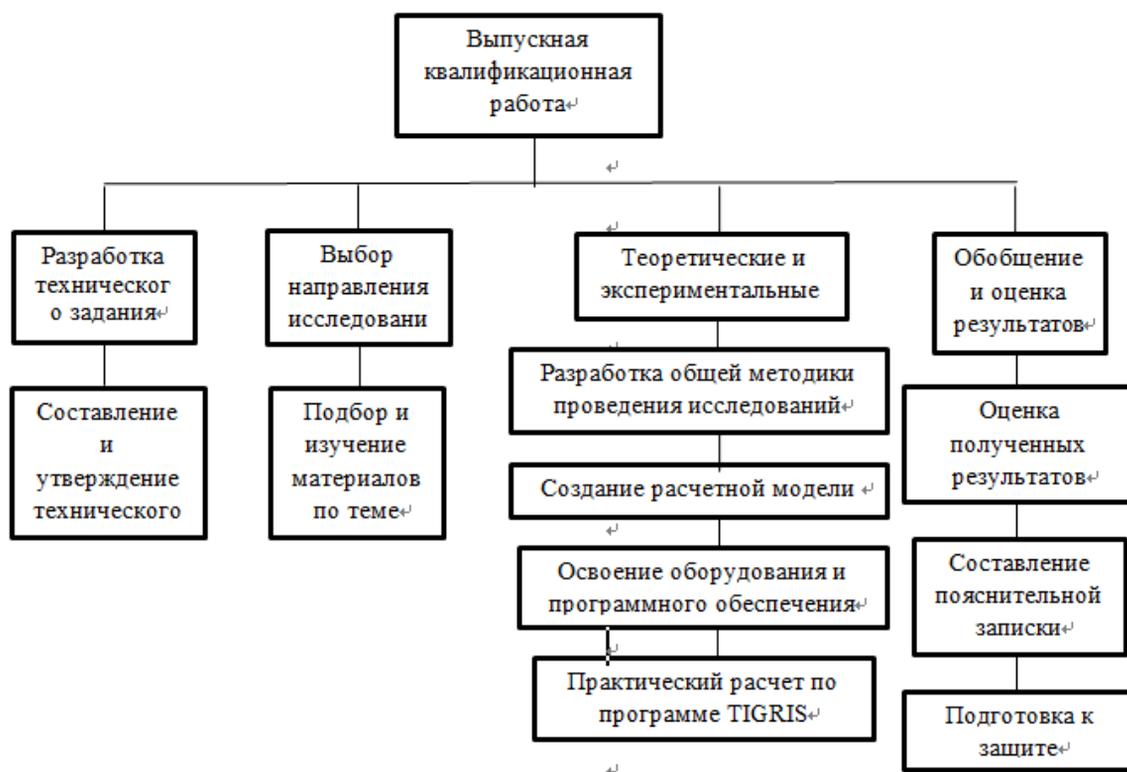


Рисунок 4.2 – Иерархическая структура работ

4.2.2 Контрольные события проекта

Ключевые события исследовательского проекта, их даты и результаты приведены в таблице 4.4.

Таблица 4.4. – Контрольные события проекта

№	Контрольное событие	Дата	Результат(подтверждающий документ)
1	Разработка технического задания	01.02.2018	Приказ по ИШЯТ
2	Составление и утверждение технического задания	02.02.2018-05.02.2018	Задание на выполнение исследования
3	Выбор направления исследований	05.02.2018-09.02.2018	
4	Подбор и изучение материалов	09.02.2018-20.02.2018	Отчёт
5	Разработка общей методики проведения исследований	20.02.2018-24.02.2018	Отчёт
6	Создание расчетной модели	24.02.2018-28.02.2018	Отчёт
7	Освоение оборудования и программного обеспечения	28.02.2018-07.03.2018	
8	Практический расчет по программе WIMSD5B	07.03.2018 -18.04.2018	Отчёт
9	Обобщение и оценка результатов	18.04.2018-30.04.2018	Отчёт
10	Составление пояснительной записки	30.04.2018-01.06.2018	Пояснительная записка
11	Подготовка к защите	01.06.2018-14.06.2018	

4.2.3 План проекта

В рамках планирования исследовательского проекта построен календарный план-график с помощью диаграммы Ганта. В данном случае работы по теме представляются протяженными во времени отрезками, характеризующимися датами начала и окончания выполнения работ.

Линейный график представлен в таблице 4.5.

Таблица 4.5. – Календарный план проекта

Код работы	Название	$T_{\text{кал}}$, дни	$T_{\text{раб}}$, дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Разработка технического задания	1	0,66	01.02.2018	02.02.2018	Научный руководитель
2	Составление и утверждение технического задания	3	1,99	02.02.2018	05.02.2018	Научный руководитель
3	Выбор направления исследований	4	2,65	05.02.2018	09.02.2018	Научный руководитель, Инженер
			2,4			
4	Подбор и изучение материалов по теме	11	6,59	09.02.2018	20.02.2018	Инженер
5	Разработка общей методики проведения исследований	4	2,65	20.02.2018	24.02.2018	Научный руководитель, инженер
			2,4			
6	Создание расчетной модели	4	2,4	24.02.2018	28.02.2018	Инженер
7	Освоение программного обеспечения	7	4,2	28.02.2018	07.03.2018	Инженер
8	Практический расчет по программе WIMSD5B	42	26,15	07.03.2018	18.04.2018	Инженер
9	Оценка эффективности полученных результатов	12	7,19	18.04.2018	30.04.2018	Инженер
10	Составление пояснительной записки	32	19,17	30.04.2018	01.06.2018	Инженер
11	Подготовка к защите	14	8,38	01.06.2018	14.06.2018	Инженер

Продолжительность исследовательского проекта в рабочих днях для научного руководителя составляет $T_{\text{раб}} \approx 8$ дней, для инженера $T_{\text{раб}} \approx 79$ дней.

В таблице 4.6. представлен календарный план-график проведения научного исследования.

Таблица 4.6. – Календарный план-график проведения научного исследования

№ работ	Вид работ	Исполнители	Т _{кал} дн	Продолжительность выполнения работ													
				Февраль			Март			Апрель			Май			Июнь	
				1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2
1	Разработка технического задания	Научный руководитель	1	■													
2	Составление и утверждение технического задания	Научный руководитель	3	■													
3	Выбор направления исследований	Научный руководитель, Инженер	4	■	■												
4	Подбор и изучение материалов по теме	Инженер	11		■	■											
5	Разработка общей методики проведения исследований	Научный руководитель, инженер	4			■	■										
6	Создание расчетной модели	Инженер	4				■										
7	Освоение программного обеспечения	Инженер	7					■									
8	Практический расчет по программе WIMSD5B	Инженер	42					■	■	■	■						
9	Оценка эффективности и полученных результатов	Научный руководитель, инженер	12												■		
10	Составление пояснительной записки	Инженер	32												■	■	■
11	Подготовка к защите	Инженер	14														■

■ – Научный руководитель, ■ – Инженер

4.3 Бюджет научного исследования

При планировании бюджета исследования должно быть обеспечено полное и достоверное отражение всех видов расходов, связанных с его выполнением. В процессе формирования бюджета используется следующая группировка затрат по статьям:

- материальные затраты;
- основная и дополнительная заработная плата исполнителей темы;
- отчисления во внебюджетные фонды (страховые отчисления);
- накладные расходы.

4.3.1 Расчёт материальных затрат

Основными затратами в данной исследовательской работе являются затраты на электроэнергию и приобретение канцелярских товаров. Время, проведенное за работой компьютера, примем равным 1040 часам. Мощность ноутбука 0,09 кВт. Результаты расчётов по затратам на материалы приведены в таблице 4.7.

Затраты на электроэнергию рассчитываются по формуле:

$$C = C_{\text{эл}} \cdot P \cdot F_{\text{об}} = 5,8 \cdot 0,09 \cdot 1040 = 543 \text{ руб}, \quad (1)$$

где $C_{\text{эл}}$ – тариф на промышленную электроэнергию (5,8 руб за 1 кВт·ч);

P – мощность оборудования, кВт;

$F_{\text{об}}$ – время использования оборудования, ч.

Таблица 4.7. – Материальные затраты

Наименование	Марка, размер	Количество	Цена за единицу, руб.	Сумма, руб.
Бумага	SvetoCopy	110	0,90	99
Печать на листе А4	–	110	1,5	165
Ручка	Pilot BPS-GP	1	50	50
Доступ в интернет	–	4 месяца	350	1400
Персональный компьютер				43000
Всего за материалы				1714
Итого по статье С _м				44714

4.3.2 Основная заработная плата исполнителей темы

Статья включает основную заработную плату работников, непосредственно занятых выполнением проекта. Величина расходов по заработной плате определяется исходя из трудоемкости выполняемых работ и действующей системы оплаты труда и находится по формуле (2):

$$C_{зп} = Z_{осн} + Z_{доп}, \quad (2)$$

где $Z_{осн}$ – основная заработная плата;

$Z_{доп}$ – дополнительная заработная плата.

Основная заработная плата руководителя рассчитывается по следующей формуле:

$$Z_{осн} = Z_{дн} \cdot T_{раб}, \quad (3)$$

где $Z_{дн}$ – среднедневная заработная плата работника, руб.;

$T_{раб}$ – продолжительность выполняемых работ, раб. дн.

Дополнительная заработная плата рассчитывается исходя из 10 – 15 % от основной заработной платы работников, непосредственно участвующих в выполнении темы:

$$Z_{\text{доп}} = k_{\text{доп}} \cdot Z_{\text{осн}}, \quad (4)$$

где $Z_{\text{осн}}$ – основная заработная плата, руб.;

$k_{\text{доп}}$ – коэффициент дополнительной зарплаты, в работе значение примем равным 12,5 %.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле:

$$Z_{\text{дн}} = (Z_{\text{м}} \cdot M) / F_{\text{д}}, \quad (5)$$

где $Z_{\text{м}}$ – месячный должностной оклад работника, руб.;

M – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

- а) при отпуске в 24 раб. дн. $M=11,2$ месяца, 5-дневная неделя;
- б) при отпуске в 48 раб. дн. $M=10,4$ месяца, 6-дневная неделя.

$F_{\text{д}}$ — действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 4.8).

Таблица 4.8 – Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Инженер
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней		
– выходные	53	104
– праздничные	14	14
Потери рабочего времени, дней		
– отпуск	48	24

– невыходы по болезни	–	–
Действительный годовой фонд рабочего времени, дней	250	223

Основная заработная плата научного руководителя рассчитывается на основании отраслевой оплаты труда. Отраслевая система оплаты труда в ТПУ предполагает следующий состав заработной платы:

- оклад определяется предприятием, в ТПУ оклады распределены в соответствии с занимаемыми должностями, например, ассистент, старший преподаватель, доцент, профессор;

- стимулирующие выплаты устанавливаются руководителем подразделений за эффективный труд, выполнение дополнительных обязанностей и т.д.;

- иные выплаты – районный коэффициент.

Для расчёта месячного должностного оклада работника применяется формула (6):

$$Z_M = Z_B \cdot k_p, \quad (6)$$

где Z_B – базовый оклад, руб.;

k_p – районный коэффициент, равный 1,3 (для Томска);

Руководителем данной научно-исследовательской работы является сотрудник в должности доцента с окладом 33664 руб. (без учета РК). Оклад инженера составляет 9489 руб. (без учета РК).

По формуле (6) месячный должностной оклад для научного руководителя и инженера соответственно составляет:

$$Z_M^{н.р} = 33664 \cdot 1,3 = 43763,2 \text{руб.}$$

$$Z_{\text{м}}^{\text{инж}} = 9489 \cdot 1,3 = 12335,7 \text{ руб.}$$

Среднедневная заработная плата для научного руководителя и инженера соответственно составляет:

$$Z_{\text{дн}}^{\text{н.р}} = \frac{43763,2 \cdot 10,4}{250} = 1820,5 \text{ руб.}$$

$$Z_{\text{дн}}^{\text{инж}} = \frac{12335,7 \cdot 11,2}{223} = 619,6 \text{ руб.}$$

С помощью таблицы 4.8 определим коэффициент календарности по следующей формуле:

$$k_{\text{кал}} = \frac{T_{\text{кал}}}{T_{\text{кал}} - T_{\text{вых}} - T_{\text{пр}}}, \quad (7)$$

где $T_{\text{кал}}$ – количество календарных дней в году;

$T_{\text{вых}}$ – количество выходных дней в году;

$T_{\text{пр}}$ – количество праздничных дней в году.

Для научного руководителя и инженера соответственно коэффициент календарности составляет:

$$K_{\text{кал}}^{\text{н.р}} = \frac{365}{365 - 53 - 14 - 48} = 1,46$$

$$K_{\text{кал}}^{\text{инж}} = \frac{365}{365 - 104 - 14 - 24} = 1,64$$

Продолжительность выполнения работы в рабочих днях определим по следующей формуле:

$$T_{\text{р}}^i = T_{\text{кал}}^i / k_{\text{кал}} \quad (8)$$

где $T_{\text{кал}}^i$ – продолжительность выполнения работы в календарных днях;

$T_{\text{р}}^i$ – продолжительность выполнения работы в рабочих днях;

$k_{\text{кал}}$ – коэффициент календарности.

С помощью таблицы 4.8 и формулы (8) определим продолжительность работы в рабочих днях:

$$T_p^{\text{н.р}} = \frac{12}{1,46} = 8 \text{ дней.}$$

$$T_p^{\text{инж}} = \frac{130}{1,64} = 79 \text{ дней.}$$

Основная заработная плата научного руководителя и инженера соответственно, согласно формуле (6), будет равна:

$$Z_{\text{осн}}^{\text{н.р}} = 1820,5 \cdot 8 = 14564 \text{ руб.}$$

$$Z_{\text{осн}}^{\text{инж}} = 619,6 \cdot 79 = 48948 \text{ руб.}$$

Тогда дополнительная заработная плата научного руководителя и инженера соответственно, согласно формуле (7), составит:

$$Z_{\text{доп}}^{\text{н.р}} = 0,125 \cdot 14564 = 1820,5 \text{ руб.}$$

$$Z_{\text{доп}}^{\text{инж}} = 0,125 \cdot 48948 = 6118,5 \text{ руб.}$$

Расчёт основной заработной платы приведён в таблице 4.9.

Таблица 4.9 – Расчёт основной заработной платы

Исполнители	$Z_{\text{ок}}$,руб.	$Z_{\text{м}}$,руб.	$Z_{\text{дн}}$,руб.	$T_{\text{раб}}$,дней	$Z_{\text{доп}}$,руб.	$Z_{\text{осн}}$,руб.
Научный руководитель	33664	43763,2	1820,5	8	1820,5	14564
Инженер	9489	12335,7	619,6	79	6118,5	48948
Итого:						63512

4.3.3 Отчисления во внебюджетные фонды

В данной статье расходов отражаются обязательные отчисления по установленным законодательством Российской Федерации нормам органам

государственного социального страхования (ФСС), пенсионного фонда (ПФ) и медицинского страхования (ФФОМС) от затрат на оплату труда работников.

Величина отчислений во внебюджетные фонды определяется исходя из следующей формулы:

$$C_{\text{внеб}} = k_{\text{внеб}} \cdot (З_{\text{осн}} + З_{\text{доп}}), \quad (9)$$

где $k_{\text{внеб}}$ – коэффициент отчислений на уплату во внебюджетные фонды (пенсионный фонд, фонд обязательного медицинского страхования и другие).

На основании пункта 1 ст. 58 Федерального закона от 24.07.2009 № 212-ФЗ (ред. от 23.05.2015) для учреждений осуществляющих образовательную и научную деятельность в 2018 году установлена пониженная ставка 27,1 %.

Величина общих отчислений во внебюджетные фонды для научного руководителя и инженера соответственно составляет:

$$C_{\text{внеб}} = 0,271 \cdot (14824 + 1853) + 0,271 \cdot (49218 + 6152) = 19524 \text{ руб.}$$

4.3.4 Накладные расходы

В эту статью включаются затраты на управление и хозяйственное обслуживание, которые могут быть отнесены непосредственно на конкретную тему. Кроме того, сюда относятся расходы по содержанию, эксплуатации и ремонту оборудования, производственного инструмента и инвентаря, зданий, сооружений и другого оборудования.

Расчет накладных расходов ведется по следующей формуле:

$$C_{\text{накл}} = k_{\text{накл}} \cdot (З_{\text{осн}} + З_{\text{доп}}), \quad (10)$$

где $k_{\text{накл}}$ – коэффициент накладных расходов.

Примем коэффициент накладных расходов равный 16 %.

Накладные расходы для научного руководителя и инженера соответственно составляют:

$$C_{\text{накл}} = 0,16 \cdot (14824 + 1853) + 0,16 \cdot (49218 + 6152) = 11527 \text{ руб.}$$

4.3.5 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта

Рассчитанная величина затрат научно-исследовательской работы является основой для формирования бюджета затрат проекта, который при формировании договора с заказчиком защищается научной организацией в качестве нижнего предела затрат на разработку научно-технической продукции.

Определение бюджета затрат на научно-исследовательский проект по каждому варианту исполнения приведен в таблице 4.10.

Таблица 4.10 – Расчёт бюджета затрат исследовательского проекта

Наименование статьи	Сумма, руб
Материальные затраты исследования	44714
Затраты на электроэнергию	543
Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	63512
Отчисления во внебюджетные фонды	19524
Накладные расходы	11527
Бюджет затрат исследования	139820

4.4 Организационная структура проекта

Организационная структура проекта представляет собой временное структурное образование, создаваемое для достижения поставленных целей и задач проекта и включающее в себя всех участников процесса выполнения работ на каждом этапе.

Данной исследовательской работе соответствует функциональная структура организации. То есть организация рабочего процесса выстроена иерархически: у каждого участника проекта есть непосредственный руководитель, сотрудники разделены по областям специализации, каждой группой руководит компетентный специалист (функциональный руководитель).

Организационная структура научного проекта представлена на рисунке 4.3.



Рисунок 4.3 – Организационная структура научного проекта

4.5 Матрица ответственности

Степень ответственности каждого члена команды за принятые полномочия регламентируется матрицей ответственности. Матрица ответственности данного проекта представлена в таблице 4.11.

Таблица 4.11 – Матрица ответственности

Этапы проекта	Научный руководитель	Консультант раздела «Финансовый менеджмент»	Консультант раздела «Соответственность»	Консультант по языковому разделу	Студент
Разработка технического задания	О				
Составление и утверждение технического задания	О				
Выбор направления исследований	О				И
Подбор и изучение материалов по теме					И
Календарное планирование работ	О				И
Разработка общей методики проведения исследований					И
Создание расчетной модели					И
Освоение программного обеспечения					И
Практический расчет по программе TIGRIS					И
Выполнение оценки ресурсоэффективности и ресурсосбережения		С			И
Выполнение раздела по социальной ответственности			С		И
Выполнение перевода части работы на английский язык				С	И
Оценка эффективности полученных результатов					И
Составление пояснительной записки	С				И
Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	С				И
Подготовка к защите	О				И

Степень участия в проекте характеризуется следующим образом:

- ответственный (О) – лицо, отвечающее за реализацию этапа проекта и контролирующее его ход;
- исполнитель (И) – лицо (лица), выполняющие работы в рамках этапа проекта;
- утверждающее лицо (У) – лицо, осуществляющее утверждение результатов этапа проекта (если этап предусматривает утверждение);
- согласующее лицо (С) – лицо, осуществляющее анализ результатов проекта и участвующее в принятии решения о соответствии результатов этапа требованиям.

4.6 Оценка сравнительной эффективности исследования

Определение эффективности происходит на основе расчета интегрального показателя эффективности научного исследования. Его нахождение связано с определением двух средневзвешенных величин: финансовой эффективности и ресурсэффективности.

Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования (таблица 4.12). Для этого наибольший интегральный показатель реализации технической задачи принимается за базу расчета (как знаменатель), с которым соотносятся финансовые значения по всем вариантам исполнения.

Интегральный финансовый показатель разработки определяется:

$$I_{\Phi}^p = \frac{\Phi_{\max}}{\Phi_a}, \quad (11)$$

где I_{Φ}^p – интегральный финансовый показатель разработки;

Φ_{ai} – стоимость i -го варианта исполнения;

Φ_{\max} – максимальная стоимость исполнения

научно-исследовательского проекта (в т.ч. аналоги).

Полученная величина интегрального финансового показателя разработки отражает соответствующее численное увеличение бюджета затрат разработки в разгах (значение больше единицы), либо соответствующее численное удешевление стоимости разработки в разгах (значение меньше единицы, но больше нуля).

Стоимость разработки составляет 104000 р., стоимость аналога 1 составляет 200000 р., стоимость аналога 2 составляет 150000 р. Тогда, интегральные финансовые показатели для разработки и аналога 2 равны:

$$I_{\Phi}^p = \frac{\Phi_p}{\Phi_{\max}} = \frac{139820}{200000} = 0,699$$
$$I_{\Phi}^{a2} = \frac{\Phi_{a2}}{\Phi_{\max}} = \frac{150000}{200000} = 0,75$$
$$I_{\Phi}^{a1} = \frac{\Phi_{a1}}{\Phi_{\max}} = \frac{200000}{200000} = 1$$

Интегральный финансовый показатель для разработки меньше единицы, что говорит об удешевлении разработки. Удешевление разработки происходит как за счет относительно дешевых аппаратных средств (включая обслуживание), функциональных показателей программного средства.

Интегральный показатель ресурсоэффективности вариантов исполнения объекта исследования можно определить следующим образом:

$$I_m^a = \sum_{i=1}^n a_i b_i^a, \quad I_m^p = \sum_{i=1}^n a_i b_i^p \quad (12)$$

где I_m – интегральный показатель ресурсоэффективности вариантов;

a_i – весовой коэффициент i -го параметра;

b_i^a, b_i^p – бальная оценка i -го варианта исполнения разработки, устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания;

n – число параметров сравнения.

Целесообразно рассмотреть следующие критерии оценки характеристик вариантов исполнения проекта:

– удобство в эксплуатации – свойство, характеризующее степень восприятия ПС пользователем;

– информативность – свойство, характеризующее наличие в составе ПС информации, необходимой и достаточной для понимания назначения ПС, принятых предположений, существующих ограничений, входных данных и результатов работы отдельных компонент, а также текущего состояния программ в процессе их функционирования;

– точность расчетов – мера, характеризующая приемлемость величины погрешности в выдаваемых ПС результатах с точки зрения предполагаемого их использования;

– характерное время расчета – время, за которое ПС производит функциональные расчеты;

– функциональные возможности ПС – функции, которые должно выполнять ПС;

– ресурсосберегаемость – мера, характеризующая способность ПС выполнять возложенные на него функции при определенных ограничениях на используемые ресурсы (используемую память).

Расчёт интегрального показателя ресурсоэффективности представлен в таблице 4.12.

Таблица 4.12 – Сравнительная оценка характеристик вариантов исполнения проекта

Критерии \ ПО	Весовой коэффициент параметра	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
1. Удобство в эксплуатации	0,2	4	4	3
2. Информативность	0,1	5	4	3
3. Точность расчетов	0,3	5	5	4
4. Характерное время расчета	0,25	5	3	5
5. Функциональные возможности ПС	0,05	4	3	3
6. Ресурсосберегаемость	0,1	4	3	3
ИТОГО	1	4,45	4,05	3,40

$$I_m^p = 4 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,1 + 5 \cdot 0,3 + 5 \cdot 0,25 + 4 \cdot 0,05 + 4 \cdot 0,1 = 4,65;$$

$$\text{Аналог 1} = I_m^{a1} = 4 \cdot 0,2 + 4 \cdot 0,1 + 5 \cdot 0,3 + 3 \cdot 0,25 + 3 \cdot 0,05 + 3 \cdot 0,1 = 3,9;$$

$$\text{Аналог 2} = I_m^{a2} = 3 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,1 + 4 \cdot 0,3 + 3 \cdot 0,25 + 3 \cdot 0,05 + 3 \cdot 0,1 = 3,8.$$

Интегральный показатель эффективности разработки ($I_{\text{финр}}^p$) и аналога ($I_{\text{финр}}^a$) определяется на основании интегрального показателя ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле:

$$I_{\text{финр}}^p = \frac{I_m^p}{I_{\text{ф}}^p}, \quad I_{\text{финр}}^a = \frac{I_m^a}{I_{\text{ф}}^a}. \quad (13)$$

В результате получим:

$$I_{\text{финр}}^p = \frac{I_m^p}{I_\phi^p} = \frac{4,65}{0,699} = 6,65$$

$$I_{\text{финр}}^{a2} = \frac{I_m^{a2}}{I_\phi^{a2}} = \frac{3,8}{0,75} = 5,07$$

$$I_{\text{финр}}^{a1} = \frac{I_m^{a1}}{I_\phi^{a1}} = \frac{3,9}{1} = 3,9$$

Сравнение интегрального показателя эффективности текущего проекта и аналогов позволит определить сравнительную эффективность проекта.

Сравнительная эффективность проекта:

$$\mathcal{E}_{\text{ср}} = \frac{I_{\text{финр}}^p}{I_{\text{финр}}^a}, \quad (14)$$

где $\mathcal{E}_{\text{ср}}$ – сравнительная эффективность проекта;

$I_{\text{финр}}^p$ – интегральный показатель разработки;

$I_{\text{финр}}^a$ – интегральный технико-экономический показатель аналога.

Результат вычисления сравнительной эффективности проекта и сравнительная эффективность анализа представлены в таблице 4.13.

Таблица 4.13 – Сравнительная эффективность разработки

№	Показатели	Аналог 1	Аналог 2	Разработка
1	Интегральный финансовый показатель разработки	1,00	0,75	0,52
2	Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	3,9	3,8	4,65
3	Интегральный показатель эффективности	3,9	5,07	6,65
4	Сравнительная эффективность вариантов исполнения	1,7	1,3	1,00

Таким образом, основываясь на определении ресурсосберегающей, финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования, проведя необходимый сравнительный анализ, можно сделать вывод о превосходстве выполненной разработки над аналогами.

5. Социальная ответственность

В современных условиях одним из основных направлений коренного улучшения всей профилактической работы по снижению производственного травматизма и профессиональной заболеваемости является повсеместное внедрение комплексной системы управления охраной труда, то есть путем объединения разрозненных мероприятий в единую систему целенаправленных действий на всех уровнях и стадиях производственного процесса.

Охрана труда – это система законодательных, социально-экономических, организационных, технологических, гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий и средств, обеспечивающих безопасность, сохранение здоровья и работоспособности человека в процессе труда [20].

Правила по охране труда и техники безопасности вводятся в целях предупреждения несчастных случаев, обеспечения безопасных условий труда работающих и являются обязательными для исполнения рабочими, руководящими, инженерно-техническими работниками.

Опасным производственным фактором, согласно [20], называется такой производственный фактор, воздействие которого в определенных условиях приводят к травме или другому внезапному, резкому ухудшению здоровья.

Вредным производственным фактором называется такой производственный фактор, воздействие которого на работающего в определенных условиях приводит к заболеванию или снижению трудоспособности.

5.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов

Производственные условия на рабочем месте характеризуются наличием опасных и вредных факторов, которые классифицируются по группам элементов: физические, химические, биологические, психофизиологические.

Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы представлены в таблице 5.1.

Таблица 5.1 – Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы

Наименование видов работ и параметров производственного процесса	ФАКТОРЫ ГОСТ 12.0.003-74 ССБТ		Нормативные документы
	Вредные	Опасные	
Работа на ПЭВМ, ОЯТЦ НИ ТПУ	—	Электрический ток	ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Электробезопасность
	Воздействие радиации (ВЧ, УВЧ, СВЧ и так далее)	—	СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03 Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. «Гигиенические требования к ПЭВМ и организация работы»
	—	Пожарная безопасность	Пожаро- и взрывобезопасность промышленных объектов. ГОСТ Р 12.1.004-85 ССБТ Пожарная безопасность

На магистра, работающего на компьютере, воздействуют следующие факторы:

– физические: температура и влажность воздуха; шум; статическое электричество; электромагнитное поле низкой частоты; освещённость; наличие

излучения;

- психофизиологические.

Психофизиологические опасные и вредные производственные факторы, делятся на: физические перегрузки (статические, динамические) и нервно-психические перегрузки (умственное перенапряжение, монотонность труда, эмоциональные перегрузки).

5.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния на работающих

5.2.1 Организационные мероприятия

Весь персонал обязан знать и строго соблюдать правила техники безопасности. Обучение персонала технике безопасности и производственной санитарии состоит из вводного инструктажа и инструктажа непосредственно на рабочем месте ответственным лицом.

Проверка знаний правил техники безопасности проводится квалификационной комиссией или лицом ответственным за рабочее место после обучения на рабочем месте. После чего сотруднику присваивается соответствующая его знаниям и опыту работы квалификационная группа по технике безопасности и выдается удостоверение специального образца.

Лица, обслуживающие электроустановки не должны иметь увечий и болезней, мешающих производственной работе. Состояние здоровья устанавливается медицинским освидетельствованием перед устройством на работу.

5.2.2 Технические мероприятия

Рациональная планировка рабочего места предусматривает четкий порядок и постоянство размещения предметов, средств труда и документации. То, что требуется для выполнения работ чаще должно располагаться в зоне легкой досягаемости рабочего пространства, как показано на рисунке 5.1.

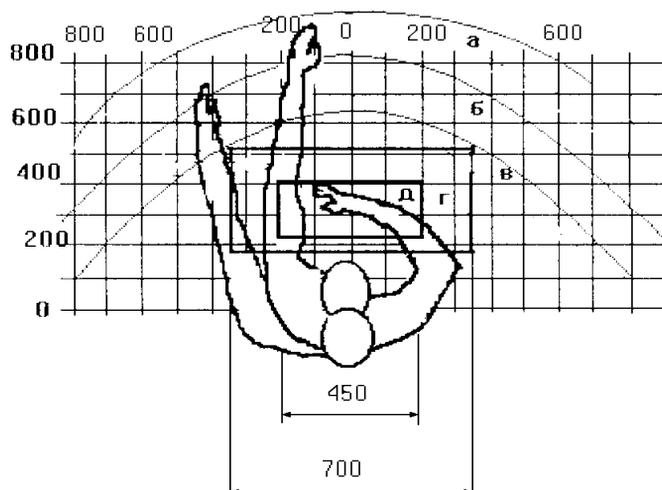


Рисунок 5.1 – Зоны досягаемости рук в горизонтальной плоскости

- а – зона максимальной досягаемости рук;
- б – зона досягаемости пальцев при вытянутой руке;
- в – зона легкой досягаемости ладони;
- г – оптимальное пространство для грубой ручной работы;
- д – оптимальное пространство для тонкой ручной работы.

Оптимальное размещение предметов труда и документации в зонах досягаемости рук:

- дисплей размещается в зоне а (в центре);
- клавиатура — в зоне г/д;
- системный блок размещается в зоне б (слева);
- принтер находится в зоне а (справа);

– документация размещается в зоне легкой досягаемости ладони — в (слева) — литература и документация, необходимая при работе; в выдвижных ящиках стола — литература, не используемая постоянно.

При проектировании письменного стола должны быть учтены следующие требования.

Высота рабочей поверхности стола рекомендуется в пределах 680-800 мм. Высота рабочей поверхности, на которую устанавливается клавиатура, должна быть 650 мм. Рабочий стол должен быть шириной не менее 700 мм и длиной не менее 1400 мм. Должно иметься пространство для ног высотой не менее 600 мм, шириной – не менее 500 мм, глубиной на уровне колен – не менее 450 мм и на уровне вытянутых ног – не менее 650 мм.

Рабочее кресло должно быть подъёмно-поворотным и регулируемым по высоте и углам наклона сиденья и спинки, а так же расстоянию спинки до переднего края сиденья. Рекомендуется высота сиденья над уровнем пола 420 – 550 мм. Конструкция рабочего кресла должна обеспечивать: ширину и глубину поверхности сиденья не менее 400 мм; поверхность сиденья с заглаблённым передним краем.

Монитор должен быть расположен на уровне глаз оператора на расстоянии 500-600 мм. Согласно нормам угол наблюдения в горизонтальной плоскости должен быть не более 45° к нормали экрана. Лучше если угол обзора будет составлять 30°. Кроме того должна быть возможность выбирать уровень контрастности и яркости изображения на экране.

Должна предусматриваться возможность регулирования экрана:

- по высоте +3 см;
- по наклону от 10 до 20 градусов относительно вертикали;

- в левом и правом направлениях.

Клавиатуру следует располагать на поверхности стола на расстоянии 100-300 мм от края. Нормальным положением клавиатуры является её размещение на уровне локтя оператора с углом наклона к горизонтальной плоскости 15°. Более удобно работать с клавишами, имеющими вогнутую поверхность, четырёхугольную форму с закруглёнными углами. Конструкция клавиши должна обеспечивать оператору ощущение щелчка. Цвет клавиш должен контрастировать с цветом панели.

При однообразной умственной работе, требующей значительного нервного напряжения и большого сосредоточения, рекомендуется выбирать неяркие, малоконтрастные цветочные оттенки, которые не рассеивают внимание (малонасыщенные оттенки холодного зеленого или голубого цветов). При работе, требующей интенсивной умственной или физической напряженности, рекомендуются оттенки тёплых тонов, которые возбуждают активность человека.

5.2.3 Условия безопасной работы

Основные параметры, характеризующие условия труда это микроклимат, шум, вибрация, электромагнитное поле, излучение, освещённость.

Воздух рабочей зоны (микроклимат) производственных помещений определяют следующие параметры: температура, относительная влажность, скорость движения воздуха. Оптимальные и допустимые значения характеристик микроклимата устанавливаются в соответствии с [21] и приведены в таблице 5.2.

Таблица 5.2 – Оптимальные и допустимые параметры микроклимата

Период года	Температура, °С	Относительная влажность, %	Скорость движения воздуха, м/с
Холодный и переходный	23-25	40-60	0,1
Тёплый	23-25	40	0,1

К мероприятиям по оздоровлению воздушной среды в производственном помещении относятся: правильная организация вентиляции и кондиционирования воздуха, отопление помещений. Вентиляция может осуществляться естественным и механическим путём. В помещение должны подаваться следующие объёмы наружного воздуха: при объёме помещения до 20 м³ на человека – не менее 30 м³ в час на человека; при объёме помещения более 40 м³ на человека и отсутствии выделения вредных веществ допускается естественная вентиляция.

Система отопления должна обеспечивать достаточное, постоянное и равномерное нагревание воздуха. В помещениях с повышенными требованиями к чистоте воздуха должно использоваться водяное отопление. Параметры микроклимата в используемой лаборатории регулируются системой центрального отопления, и имеют следующие значения: влажность – 40 %, скорость движения воздуха – 0,1 м/с, температура летом – 20-25 °С, зимой – 13-15 °С. В лаборатории осуществляется естественная вентиляция. Воздух поступает и удаляется через щели, окна, двери. Основной недостаток такой вентиляции в том, что приточный воздух поступает в помещение без предварительной очистки и нагревания.

Шум и вибрация ухудшают условия труда, оказывают вредное воздействие на организм человека, а именно, на органы слуха и на весь организм через центральную нервную систему. В результате этого ослабляется внимание, ухудшается память, снижается реакция, увеличивается число ошибок при работе. Шум может создаваться работающим оборудованием, установками кондиционирования воздуха, осветительными приборами дневного света, а также проникать извне. При выполнении работы на ПЭВМ уровень шума на рабочем месте не должен превышать 50 дБ.

Экран и системные блоки производят электромагнитное излучение. Основная его часть происходит от системного блока и видео-кабеля. Согласно [21] напряженность электромагнитного поля на расстоянии 50 см вокруг экрана по электрической составляющей должна быть не более:

- в диапазоне частот 5 Гц – 2 кГц – 25 В/м;
- в диапазоне частот 2 кГц – 400 кГц – 2,5 В/м.

Плотность магнитного потока должна быть не более:

- в диапазоне частот 5 Гц– 2 кГц – 250 нТл;
- в диапазоне частот 2 кГц – 400 кГц – 25 нТл.

Существуют следующие способы защиты от ЭМП:

- увеличение расстояния от источника (экран должен находиться на расстоянии не менее 50 см от пользователя);
- применение приэкранных фильтров, специальных экранов и других средств индивидуальной защиты.

При работе с компьютером источником ионизирующего излучения является дисплей. Под влиянием ионизирующего излучения в организме может происходить нарушение нормальной свертываемости крови, увеличение

хрупкости кровеносных сосудов, снижение иммунитета и др. Доза облучения при расстоянии до дисплея 20 см составляет 50 мкбэр/час. По нормам [21] конструкция ЭВМ должна обеспечивать мощность экспозиционной дозы рентгеновского излучения в любой точке на расстоянии 0,05 м от экрана не более 100 мкР/час.

Утомляемость органов зрения может быть связана как с недостаточной освещенностью, так и с чрезмерной освещенностью, а также с неправильным направлением света.

5.3 Электробезопасность

В зависимости от условий в помещении опасность поражения человека электрическим током увеличивается или уменьшается. Не следует работать с ЭВМ в условиях повышенной влажности (относительная влажность воздуха длительно превышает 75 %), высокой температуры (более 35 °С), наличии токопроводящей пыли, токопроводящих полов и возможности одновременного прикосновения к имеющим соединение с землей металлическим элементам и металлическим корпусом электрооборудования. Оператор ЭВМ работает с электроприборами: компьютером (дисплей, системный блок и т.д.) и периферийными устройствами. Существует опасность поражения электрическим током в следующих случаях:

- при непосредственном прикосновении к токоведущим частям во время ремонта ЭВМ;
- при прикосновении к нетоковедущим частям, оказавшимся под напряжением (в случае нарушения изоляции токоведущих частей ЭВМ);

- при прикосновении с полом, стенами, оказавшимися под напряжением;

- при коротком замыкании в высоковольтных блоках: блоке питания и блоке дисплейной развёртки.

Проходя через организм, электрический ток вызывает термическое, электролитическое и биологическое действие на организм человека.

Термическое действие выражается в ожогах отдельных участков тела, нагреве кровеносных сосудов и нервных волокон.

Электролитическое действие выражается в разложении крови и других органических жидкостей, вызывая значительные нарушения их физико-химических составов.

Биологическое действие проявляется в раздражении и возбуждении живых тканей организма, что может сопровождаться непроизвольным судорожным сокращением мышц, в том числе мышц сердца и легких. В результате могут возникнуть различные нарушения в организме, в том числе нарушение и даже полное прекращение деятельности органов дыхания и кровообращения.

Раздражающее действие тока на ткани может быть прямым, когда ток проходит непосредственно по этим тканям, и рефлекторным, то есть через центральную нервную систему, когда путь тока лежит вне этих органов.

Мероприятия по обеспечению электробезопасности электроустановок:

- отключение напряжения с токоведущих частей, на которых или вблизи которых будет проводиться работа, и принятие мер по обеспечению невозможности подачи напряжения к месту работы;

- вывешивание плакатов, указывающих место работы;

- заземление корпусов всех установок через нулевой провод;
- покрытие металлических поверхностей инструментов надежной изоляцией;
- недоступность токоведущих частей аппаратуры (заключение в корпуса электропоражающих элементов, заключение в корпус токоведущих частей) [20].

5.4 Пожарная и взрывная безопасность

Согласно [22], в зависимости от характеристики используемых в производстве веществ и их количества, по пожарной и взрывной опасности помещения подразделяются на категории А, Б, В, Г, Д. Так как помещение по степени пожаровзрывоопасности относится к категории В, т.е. к помещениям с твердыми сгорающими веществами, необходимо предусмотреть ряд профилактических мероприятий.

Возможные причины загорания:

- неисправность токоведущих частей установок;
- работа с открытой электроаппаратурой;
- короткие замыкания в блоке питания;
- несоблюдение правил пожарной безопасности;
- наличие горючих компонентов: документы, двери, столы, изоляция кабелей и т.п.

Мероприятия по пожарной профилактике подразделяются на: организационные, технические, эксплуатационные и режимные.

Организационные мероприятия предусматривают правильную эксплуатацию оборудования, правильное содержание зданий и территорий, противопожарный инструктаж рабочих и служащих, обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности, издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации.

К техническим мероприятиям относятся: соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения, правильное размещение оборудования.

К режимным мероприятиям относятся, установление правил организации работ, и соблюдение противопожарных мер. Для предупреждения возникновения пожара от коротких замыканий, перегрузок и т. д. необходимо соблюдение следующих правил пожарной безопасности:

- исключение образования горючей среды (герметизация оборудования, контроль воздушной среды, рабочая и аварийная вентиляция);
- применение при строительстве и отделке зданий негорюемых или трудно сгораемых материалов;
- правильная эксплуатация оборудования (правильное включение оборудования в сеть электрического питания, контроль нагрева оборудования);
- правильное содержание зданий и территорий (исключение образования источника воспламенения – предупреждение самовозгорания веществ, ограничение огневых работ);
- обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности;
- издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации;

- соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения;
- правильное размещение оборудования;
- своевременный профилактический осмотр, ремонт и испытание оборудования.

При возникновении аварийной ситуации необходимо:

- сообщить руководству (дежурному);
- позвонить в аварийную службу или МЧС – тел. 112;
- принять меры по ликвидации аварии в соответствии с инструкцией.

Заключение

Сравнение расчетных и экспериментальных оценок параметров реакторов ВВЭР-1000 и PWR позволило определить:

1. Реактор ВВЭР-1000 имеет меньший запас реактивности (73,1 %) при примерно одинаковой продолжительности кампании, что с точки зрения ядерной безопасности является более предпочтительным фактором.
2. Темп потери реактивности при работе реактора ВВЭР-1000 существенно ниже (0,0192 %/сутки), чем у реактора PWR (0,0209 %/сутки).
3. В реакторе ВВЭР-1000 существенно выше наработка вторичного делящегося нуклида (^{239}Pu), чем у реактора PWR. Через 1400 суток работы в нем используется 3,3 % ^{238}U , по сравнению с 2,9% в реакторе PWR.

Список использованной литературы

1. Физические и конструкционные особенности ядерных энергетических установок с ВВЭР: учебное пособие / Выговский С.Б., Рябов Н.О., Семенов А.А. - М.:НИЯУ МИФИ, 2011. - 376 с. ISBN 978-5-7262-1458-0/
2. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006.
3. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 219—222
4. Основное оборудование аэс с корпусными реакторами на тепловых нейтронах: учебник / С.М. Дмитриев [и др.] – М.: Машиностроение, 2013.
5. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, 2010.
6. Основное оборудование реакторного отделения. — Балаково: БАЭС,ЦПП, 2000.
7. Драгунов Ю. Г., Рыжов С. Б., Васильченко И. Н., Кобелев С. Н. Разработка и внедрение ТВС-2М для перспективных топливных циклов // Атомная энергия. — 2005. — Т. 99, № 6. — С. 432—437. — ISSN 0004-7163.
8. Кандалов В. Б., Преображенский Д. Г., Романов А. И., Самойлов О. Б., Фальков А. А., Шишкин А. А. Тепловыделяющая сборка ТВСА ВВЭР-1000: направления развития и результаты эксплуатации//Атомная энергия. — 2007. — Т. 102, № 1. — С. 43—48. — ISSN 0004-7163.
9. Владимир Молчанов рассказал о состоянии и перспективах топлива для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. AtomInfo.Ru (26 мая 2009). Проверено 30 января 2011. Архивировано 18 августа 2011 года.

10. Резепов В. К., Денисов В. П., Кирилюк Н. А., Драгунов Ю. Г., Рыжов Ю. Б. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций. — Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2004. — 333 с. — (Создание реакторных установок ВВЭР для АЭС).
11. Афров А.М., Андрушечко С.А., Украинцев В.Ф., Васильев Б.Ю., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М. и др. ВВЭР-1000: Физиче-ские основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. М.: Логос.2006.
12. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность, 2006, с. 280—303.
13. Экспериментальное определение нейтронно-физических ха-рактеристик активной зоны реактора ВВЭР-1000 в процессе экс-плуатации. Установка реакторная В-320. Программы и методики. РД ЭО0150-99. Министерство РФ по атомной энергии. Концерн«РОСЭНЕРГОАТОМ». М.: 1999.
14. Бать Г.А., Барталомей Г.Г. Основы теории и методы расчета ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1989.
15. Батулин Д.М., Выговский С.Б. Учет спектральной истории выгорания при подготовке нейтронно-физических констант ТВС ВВЭР-1000. Атомная энергия, 2001, т90, вып. 4.
16. Горохов А.К., Драгунов Ю.Г., Лунин Г.Л., Новиков А.Н., Цофин В.И., Ананьев Ю.А.. Обоснование нейтронно-физических и радиационной частей проектов ВВЭР. Сборник «Создание реакторных установок ВВЭР для АЭС». ОКБ «Гидропресс», М.: «Академкнига» 2004.
17. Петунин В. П. Теплоэнергетика ядерных установок. — М.: Атомиздат, 1960
18. Левин В. Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. 4-е изд. — М.: Атомиздат, 1979

19. А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков. Нейтронно-физические расчеты активных зон ядерных энергетических установок: Лабораторный практикум. Томск.: НИ ТПУ, 2013. – 104 с.
20. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. «Гигиенические требования к ПЭВМ и организации работы»: СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03.: – Утв. постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 03.06.03 N 118.
21. ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Система стандартов безопасности труда. Электробезопасность. Предельно допустимые уровни напряжений прикосновения и токов [Текст]. – Введ. 30.06.82. – Утв. постановлением Госстандарта СССР от 30.06.82 N 2987.
22. ГОСТ 12.1.004-91. ССБТ. Пожарная безопасность. Общие требования. [Текст]. – Взамен ГОСТ 12.1.004.-85. – Введ. 01.07.92. – Утв. Постановлением Государственного комитета СССР по управлению качеством продукции и стандартам от 14.06.91 № 875.

Приложение А

```

CELL          6
SEQUENCE     1
NGROUP       69  2
NMESH        25
NREGION      5
NMATERIAL    3  1
NREACTION    2
PREOUT
INITIATE
ANNULUS      1  0.115  0  1
ANNULUS      2  0.4205  1  10
ANNULUS      3  0.4455  0  1
ANNULUS      4  0.5145  2  3
ANNULUS      5  0.753  3  10
MATERIAL     1  -1  300  1
                2235  0.0009284  $
                8238  0.02228  $
                6016  0.04642
MATERIAL     2  -1  300  2  91  0.04259  93  0.00043
MATERIAL     3  -1  300  3  3001  6.6660E-02  6016  3.3340E-02
MESH         1  10  1  3  10
REGULAR      1  6
S            32
POWERC       1  33.62  2  1
BEGINC
THERMAL      24
BUCKLING     0.000079  0.0
DIFFUSION    2
LEAKAGE      5
PARTITION    45  69
REACTION     2235  294  8238  294
BEGINC
POWERC       1  33.62  8  1
BEGINC

```

BEGINC
POWERC 1 33.62 40 1
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 33.62 50 1
BEGINC
BEGINC

Приложение Б

CELL 6
SEQUENCE 1
NGROUP 69 2
NMESH 24
NREGION 4
NMATERIAL 3 1
NREACTION 2
PREOUT
INITIATE
ANNULUS 1 0.4716 1 10
ANNULUS 2 0.4741 0 1
ANNULUS 3 0.5466 2 3
ANNULUS 4 0.911 3 10
MATERIAL 1 -1 300 1 \$
2235 0.0009177 \$
8238 0.02202 \$
6016 0.04588
MATERIAL 2 -1 300 2 91 0.04150
MATERIAL 3 -1 300 3 3001 6.6660E-02 6016 3.3340E-02
MESH 10 1 3 10
REGULAR 1 6
S 32
POWERC 1 34.75 2 1
BEGINC
THERMAL 24
BUCKLING 0.000079 0.0
DIFFUSION 2
LEAKAGE 5
PARTITION 45 69
REACTION 2235 294 8238 294
BEGINC
POWERC 1 34.75 8 1
BEGINC
BEGINC

POWERC	1	34.75	40	1
BEGINC				
BEGINC				
POWERC	1	34.75	50	1
BEGINC				
BEGINC				
POWERC	1	34.75	100	1
BEGINC				
BEGINC				
POWERC	1	34.75	100	1
BEGINC				
BEGINC				

Приложение В

(справочное)

Comparison of neutron-physical characteristics of the cells of the VVER-1000 and PWR

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM6A	У Цзиньин		

Руководитель ВКР

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

Консультант-лингвист Отделения иностранных языков ШБИП

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ст. преподаватель каф. ИЯ ФТИ	Смирнова У. А.			

Abstract

Graduation Thesis: 116 p., 27 figures, 32 tables, 25 references.

Key words: water-water power reactor; VVER-1000, PWR; neutron-physical calculation, WIMSD5B software package, reactivity reserve, burnup depth, energy release, power variation diagram, reactivity reserve change.

The object of the study is the water-water power reactors VVER-1000 and PWR.

Objective: analysis of neutron-physical characteristics of reactors and determination of their differences.

To achieve the goal, the following tasks were accomplished:

- determination of structural differences between the two types of nuclear reactors;
- creation of design models of elementary cells of VVER-1000 and PWR reactors;
- design simulation of the operation of these types of reactors;
- comparison of the results of the calculation of the VVER-1000 and PWR reactors.

Content

Introduction	106
VVER-1000 reactor	107
PWR	112
Conclusion	115
References	116

Introduction

The existence of proven nuclear technologies, proven economic competitiveness and technical safety make nuclear energy a favorite in providing a significant share of energy production in the coming XXI century.

The variety of signs and conditions for the existence of large-scale nuclear power determines the necessity, along with the improvement of the projects of the currently operating reactors, to search for and develop new-generation reactors. In the long term, a number of reactor types will function, taking into account the inevitability of economic factors, VVER reactors play an important role in the nuclear industry in the new century.

The structural features of VVER nuclear power units are, above all, their role in ensuring the safety of nuclear power plants. The basis of the technical safety of the nuclear power plant is the design of the reactor. It includes the design of the fuel element, the fuel assembly, the design of the entire core, the construction of the reactor shell. Technical safety of the reactor ensures normal operation of the reactor and acts as the main protective barrier.

This article uses the WIMSD5 program, designed for neutron-physical calculations of simple and complex cells. Get the result and use it to compare the neutron-physical characteristics of the Russian VVER-1000 reactor and its western analogue PWR.

VVER-1000 reactor

The Water-Water Energetic Reactor (VVER), or VVER is a series of pressurised water reactor designs originally developed in the Soviet Union, and now Russia, by OKB Hidropress. Power output ranges from 70 to 1200 MWe, with designs of up to 1700 MWe in development.

The VVER-1000 reactor vessel design is based on the following principles: proven manufacturing process and structural materials; complete in-shop manufacture of the vessel, tests included; possibility of vessel transportation by rail and by sea; possibility of periodic in-service inspection of the vessel. The reactor vessel consists of several forged shells welded to each other, elliptic bottom head and flange, sealed with solid ring sealing gaskets and tightened with 54 M170 studs. Two nozzle shells of the vessel have four nozzles Dnom 850 each that are connected to the main coolant pipeline of reactor coolant system. The ring welded to the vessel internal surface clad with austenitic steel, serves to separate the inlet (coolant) and outlet chambers, core barrel-mated keys that keep it from radial displacements, and arms to install hermetic casks for the vessel steel surveillance specimens. Reactor vessel steel and welding materials were chosen on the basis of the analysis of mechanical properties, lack of susceptibility to brittle fracture, durability and irradiation stability. The core barrel is a welded cylindrical shell with a supporting bottom and a flange to be supported on the vessel shoulder. The perforated elliptical bottom of the core barrel, together with 163 perforated support tubes and spacing grid, makes up a structure to support and space the FAs. Core baffle placed in the core barrel at the core level is at the distance of a structural gap from FA periphery row and serves as a displacer and a protective screen. The core baffle is made of several massive rings that are mechanically attached to each other and to the core

barrel bottom. A lot of longitudinal channels for coolant passing ensure effective cooling of the core baffle metal. The PTU is installed on the top and pressed to the core barrel flange by the force of the elastic element installed between PTU shoulder and UU top head and compressed as reactor main joint is sealed. The perforated shell of the PTU with plates and protective tubes make a rigid support structure to space the FAs and keep them from lifting. PTU protective tubes house CPS CRs and ICID (In-core instrumentation detectors). The internals are made of corrosion-resistant steels of austenitic grade. The upper unit structure includes the elliptic top head with a flange and nozzles, CPS CR drives, metalwork and crosspiece. Pitch electromagnet drive of SHEM-3 type is used as CPS CR drive that provides motion of control rods with the velocity of 2 cm/s. The number of drives installed on the upper unit can be from 85 to 121 pcs. depending on the fuel loading for V-446B reactor.

The reactor coolant system is intended for production of thermal energy released as a result of the controlled nuclear fission reaction of the fuel, heat removal from the reactor core, and steam generation in steam generators using this heat. The reactor coolant system involves: water-cooled water-moderated power reactor and four circulation loops consisting of steam generators, reactor coolant pumps and pipelines Dnom 850 as well as the pressuring system connected to one of circulation loops. The reactor coolant system is a barrier to the release of radioactive substances from the core into the secondary circuit system and the containment volume.

The main coolant pipeline connects the reactor, steam generators and main coolant pump sets between themselves forming a circulation system, and it is intended for coolant circulation through the reactor and steam generators. MCP consists of four circulation loops, each loop has two sections of tubes. A section between a reactor outlet nozzle and steam generator inlet collector is a 'hot' leg. A

section between steam generator outlet collector and RCP set inlet (suction) nozzle and between RCP set outlet (discharge) nozzle and reactor inlet nozzle is a 'cold' leg. The size of internal diameter (850 mm) is chosen providing MCP acceptable pressure loss under design coolant flowrate 21500 m³/h (in each loop). The line of 426x40 mm connects the hot leg of Loop 4 and the pressurizer. "Cold" leg No.3 is connected to the pressurizer by the line 219x20 mm (injection line).

The core includes 163 fuel assemblies, identical in design, but different in fuel enrichment. The TVSA fuel assembly (FA) is considered as a base version of fuel assembly (FA) design and as an alternative version is TVS-2. Both versions of FA are interchangeable and are of reference character. The core design is developed for the generalized version of FA design (both base and the alternative) providing its operability in using several FA types. FA design (both base TVSA and alternative TVS-2) consists of the following components: top nozzle; bundles of fuel rods (fuel rods and Gd fuel rods); bottom nozzle. FA top nozzle provides necessary force of FA compression in the core. Bundles of fuel rods (fuel rods and Gd fuel rods) consist of a skeleton that houses 312 fuel rods (Gd fuel rods). The skeleton consists of guiding channels and spacing grids and provides the following throughout the FA service life: strength and 'always' geometry (small bowings) of FA and fuel rods (Gd fuel rods) and spacing of fuel rods (Gd fuel rods). FA bottom nozzle provides conjugation of FA lower part with the support of the reactor core barrel and presents a guiding device for coolant supply into bundles of fuel rods and Gd fuel rods.

The rod control cluster assembly (RCCA) consists of 18 absorbing elements (AEs), the grip head, springs of an individual suspender. The RCCA AE is a tube with outer diameter $8,2 \times 10^{-3}$ m and wall thickness $0,5 \times 10^{-3}$ m filled with absorbing material and sealed with end pieces by means of welding. Boron carbide B₄C and

dysprosium titanate ($\text{Dy}_2\text{O}_3 \text{ TiO}_2$) are used as absorbing material. Dysprosium titanate in the AE lower part enables to extend RCCA service life under maintenance of sufficient worth of emergency protection.

Pressurizer.The primary system pressurizer is a vertical vessel with electric heaters to increase primary pressure. The pressurizer vessel is made of carbon steel with corrosion-resistant austenitic cladding of internal surfaces. Two independent nozzles with spray devices are mounted in the upper part of the pressurizer, they ensure water injection into steam space from the following sources: from RCP set discharge line under normal operating conditions and under anticipated operational occurrences; from discharge line of high-pressure emergency injection pumps under design basis and beyond design basis accidents. The pressurizer is connected to the hot leg of the main coolant pipeline through the lower nozzle with surge line of Dnom 350. There is also a nozzle in the top section of the pressurizer to attach the primary circuit overpressure protection system that consists of three pilot-operated relief valves.

Auxiliary systems:

1. Chemical and volume control system

The system is intended for supply of blowdown water to the system low-pressure filters and its return to the circuit through blowdown-make-up deaerator, replenishment of non-identified leaks, return of identified leaks into the primary circuit, including leaks from RCP seals. At the same time the chemical and volume control system is used for changing boric acid concentration in the coolant to provide boron control of reactor reactivity during power operation and subcriticality under reactor shutdown, maintaining necessary quality of the coolant by introducing

chemical reagents into the primary circuit (hydrazine-hydrate, ammonia, caustic potassium).

2. Distilled water system

The system is intended for supply of the required amount of distillate to the equipment and the primary circuit systems.

3. High temperature purification system of primary coolant

The system is intended for purification of high temperature primary coolant without drop of pressure on high-temperature filters from radioactive products of corrosion by removing products of corrosion due to sorption on filtering bed of filters.

4. Low temperature purification system of primary coolant

The system is intended for purification blowdown water of the primary circuit and identified leaks, removal of the rests of boric acid at the end of operating period.

5. Boron concentrate system

The system is intended for supply of boron concentrate with concentration 40 g/dm³ into the primary circuit systems through chemical and volume control system KBA, and for changing boric acid content in coolant and under compensation of losses of boric acid with non-identified leaks.[1]

PWR

PWR is a pressurized water reactor, they make use of light water (ordinary water, as opposed to heavy water) as their coolant and neutron moderator. It is one of three types of light water reactors, with the others being the boiling water reactor and the supercritical water cooled reactor.

It was originally designed for the U.S. Navy, however it quickly grew to become the most widely used reactor in nuclear power plants; with over 270 in operation around the world as of 2015. This makes them by far the most dominantly used reactor in the world, with the second most (the boiling water reactor) having "only" 80 in operation.

In PWR, the primary coolant (water) is pumped under high pressure into the reactor core, where it is heated by the energy released by the fission of atoms. Then the heated water enters the steam generator, where it transfers its heat energy to the secondary system, where steam is generated and enters turbines, which in turn rotate the electric generator.[2]

Nuclear fuel in a pressurized reactor participates in a fission chain reaction that generates heat by heating the water in the primary circuit of the coolant with thermal conductivity through the fuel envelope. The hot primary coolant is pumped into a heat exchanger, called a steam generator, where it flows through hundreds or thousands of small tubes. Heat is transferred through the walls of these tubes to the secondary coolant of the lower pressure located on the side of the heat exchanger sheet, where the refrigerant evaporates to the compressed vapor. Heat transfer is carried out without mixing the two liquids so that the secondary coolant does not become radioactive.

Pressurized water reactors must use enriched uranium as their nuclear fuel, because of their use of light water. This is because light water absorbs too many neutrons to be used with natural uranium, so the fuel content of fissile Uranium-235 must be increased. This is done through a uranium enrichment processes, in which the concentration of Uranium-235 is increased from 0.7% to around 4%.The enriched uranium is packed into fuel rods, which are assembled into a fuel bundle. There are about 200-300 rods in each bundle for a PWR, with a large reactor containing 150-250 bundles in their core. This corresponds to 80-100 tonnes of uranium.[3]

Light water is used as the primary coolant in the PWR. Water enters through the bottom of the reactor core at a temperature of about 548 K and heated when it flows up through the core of the reactor to a temperature of about 588 K.

The water in the reactor is pressurized. This is due to the fact that as the pressure gets higher, the boiling point of water increases with it. This means that at high pressures the water can operate at extremely high temperatures without boiling to steam. The pressure is maintained by the "pressurizer", which acts to stabilize pressure changes caused by changes in electrical load.

The pressure in the primary circuit is maintained by a pressure valve, a separate vessel that is connected to the primary circuit and partially filled with water, which is heated to the saturation temperature (boiling point) for the desired pressure by underwater electric heaters.

Heat carrier is pumped around the primary circuit by powerful pumps.

PWR reactors are very stable due to their tendency to decrease power when the temperature rises; this facilitates the operation of the reactor in terms of stability.

The turbine cycle of the PWR turbine is separated from the primary circuit, so the water in the secondary loop is not contaminated with radioactive materials.

PWR can passively drop the reactor in the event of a loss of power off-site to immediately stop the primary nuclear reaction. The control rods are held by electromagnets and fall under the action of gravity when the current is lost; full insert safely closes the primary nuclear reaction.

PWR technologies are preferred by countries seeking to develop a nuclear fleet; compact reactors are well suited for nuclear submarines and other nuclear ships.

Conclusion

In the VVER-1000 reactor, the fuel assembly (hexagonal shape) located on a hexagonal grid. In the PWR reactor, it is a fuel assembly (square shape), located on a square grid. A significant difference is the size of the fuel elements and their placement step.

To calculate the reactors, the WIMSD5B program was used. The main characteristics of the reactors in the calculation were: fuel enrichment, reactivity reserve of the reactor, campaign duration and changing nuclear fuel concentrations.

A comparison of the neutron-physical parameters of these computational models was carried out at two fuel enrichment rates of 4% and 5% (the actual fuel enrichment of these reactors lies within these limits).

In all cases, the VVER-1000 reactor has a lower reactivity reserve at the beginning of the operation and provides substantially the same duration as the PWR. The rate of loss of reactivity in the operation of the VVER-1000 reactor is significantly lower (0.0192% / day) than that of the PWR reactor (0.0209% / day). In the VVER-1000 reactor, the production of the secondary fissile nuclide (^{239}Pu) is significantly higher than that of the PWR reactor. After 1400 days of operation it uses 3.3% ^{238}U , compared to 2.9% in the PWR reactor.

References

1. Status report 93 - VVER–1000 (V-466B) (VVER–1000 (V-466B))
VVER–1000 - IAEA ARIS Database.
2. Duderstadt, James J.; Hamilton, Louis J. (1976). Nuclear Reactor Analysis. Wiley. ISBN 0471223638.
3. World Nuclear Association. (June 30 2015). Nuclear Power Reactors ,
Available: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Nuclear-Power-Reactors/>