

МИНОБРАЗОВАНИЯ РОССИИ  
ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ  
ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ  
«ВОРОНЕЖСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ»  
(ФГБОУ ВО «ВГУ»)

**УТВЕРЖДАЮ**

Заведующий кафедрой  
ядерной физики



Титова Л. В.  
16.06.2022 г.

## **РАБОЧАЯ ПРОГРАММА УЧЕБНОЙ ДИСЦИПЛИНЫ**

### **Б1.В.09 Ядерные энергетические реакторы**

**1. Код и наименование специальности:**

14.05.02 Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг

**2. Специализация:**

Проектирование и эксплуатация атомных станций

**3. Квалификация выпускника:** инженер – физик

**4. Форма обучения:** очная

**5. Кафедра, отвечающая за реализацию дисциплины:**

кафедра ядерной физики

**6. Составители программы:**

к.ф.-м.н., доц. Алейников Алексей Николаевич, ст. преподаватель Работкин Владимир Александрович

**7. Рекомендована:**

Научно – методическим советом физического факультета, протокол №6 от 14.06.2022 г.

**8. Учебный год:** 2025/2026, 2026/2027

**Семестр(ы):** 8, 9

## 9. Цели и задачи учебной дисциплины

*Целями освоения учебной дисциплины являются:*

- изучение основ эксплуатации реакторного и теплоэнергетического оборудования АЭС, основ организации ремонта оборудования АЭС, физических процессов, происходящих в ядерном реакторе при эксплуатации;

- выбора оптимальных режимов работы ЯЭУ АЭС и энергоустановки в целом, а также основ регулирования энергоблока АЭС.

*Задачи учебной дисциплины:*

- составлять математические модели тепловых и гидравлических процессов в ядерном реакторе;

- использовать математические модели и программные комплексы для численного анализа всей совокупности процессов в ядерном реакторе;

- разрабатывать проекты элементов и систем реакторной установке АС с целью их модернизации и улучшения технико-экономических показателей с использованием современных средств проектирования;

- применять принципы обеспечения оптимальных режимов работы оборудования реакторной установки при различных режимах работы АС с соблюдением требований безопасности.

## 10. Место учебной дисциплины в структуре ООП:

Учебная дисциплина Ядерные энергетические реакторы относится к вариативной части блока Б1.

## 11. Планируемые результаты обучения по дисциплине/модулю (знания, умения, навыки), соотнесенные с планируемыми результатами освоения образовательной программы (компетенциями) и индикаторами их достижения:

Код	Название компетенции	Код(ы)	Индикатор(ы)	Планируемые результаты обучения
ПК-1	Способен проводить производственно - технологические исследования систем и оборудования атомных электрических станций и ядерных энергетических установок, участвовать во внедрении результатов исследований	ПК-1.4	Способен составлять аналитические обзоры по научно-технической тематике	<p>Знать:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>- теоретические основы функционирования, технологические схемы, конструкции и характеристики оборудования основных типов АС;</li><li>- нормативные требования к проектированию и эксплуатации оборудования АС;</li><li>- цели задачи проведения испытания основного и вспомогательного оборудования АС в процессах разработки, создания, монтажа, наладки и эксплуатации;</li><li>- характеристики основного и вспомогательного оборудования АС в процессе разработки, создания, монтажа, наладки и эксплуатации.</li></ul> <p>Уметь:</p>
ПК-3	Способен выбирать, создавать и использовать оборудование атомных электрических станций и ядерных энергетических	ПК-3.1	Имеет представление о критериях выбора и создания оборудования атомных электрических станций и ядерных энергетических установок, средств	<ul style="list-style-type: none"><li>- применять знания по теоретическим основам функционирования, технологическим схемам, конструкциям и характеристикам оборудования основных типов АС при проектировании;</li><li>- применять знания нормативных требований при проектировании и эксплуатации оборудования АС;</li><li>- выбирать необходимые методики</li></ul>

	установок, средства измерения теплофизических параметров и автоматизированного управления, защиты и контроля технологических процессов		автоматизированного управления, защиты и контроля технологических процессов	<p>проведения испытаний основного и вспомогательного оборудования АС в процессах разработки, создания, монтажа, наладки и эксплуатации;</p> <p>- определять и анализировать характеристики основного и вспомогательного оборудования АС.</p> <p>Владеть:</p> <p>- опытом использования знаний по теоретическим основам функционирования, технологическим схемам, конструкциям и характеристикам оборудования основных типов АС при проектировании;</p> <p>- опытом применения знаний нормативных требований при проектировании оборудования АС;</p> <p>- опытом выбора методик проведения испытаний основного и вспомогательного оборудования АС в процессах разработки, создания, монтажа, наладки и эксплуатации;</p> <p>- опытом определения и анализа характеристик основного и вспомогательного оборудования АС.</p>
		ПК-3.2	Обладает знаниями об эксплуатационных характеристиках оборудования атомных электрических станций и ядерных энергетических установок	
ПК-4	Способен проводить предварительное технико-экономическое обоснование проектных разработок систем и оборудования АС и ядерных энергетических установок, готовить исходные данные для выбора и обоснования научно-технических и организационных решений, выполнять инженерные проекты с применением методов проектирования для достижения оптимальных результатов с учетом принципов и средств обеспечения ядерной и радиационной безопасности	ПК-4.2	Производит подготовку исходных данных для выбора и обоснования научно-технических решений	
ПК-6	Способен анализировать нейтронно-физические, технологические процессы и алгоритмы контроля, диагностики, управления и защиты в	ПК-6.5	Способен к анализу режимов работы ядерного реактора, тепломеханического оборудования и энергоблока АС	

	стационарных и нестационарных режимах работы, обеспечивать оптимальные режимы работы ядерного реактора, тепломеханического оборудования и энергоблока АС			
ПК-11	Способен применять на практике принципы организации эксплуатации современного оборудования и приборов АС, понимать принципиальные особенности стационарных и переходных режимов реакторных установок и энергоблоков и причины накладываемых ограничений при нормальной эксплуатации, при её нарушениях, при ремонте и перегрузках	ПК-11.4	Применяет методы расчета эксплуатационных параметров реакторной установки, эффектов и коэффициентов реактивности	
		ПК-11.5	Использует методики расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны реакторной установки, выгорания ядерного топлива и потребности в ядерном топливе	

**12. Объем дисциплины в зачетных единицах/час. — 8/288.**

**Форма промежуточной аттестации – зачет с оценкой (8 семестр), экзамен (9 семестр)**

### **13. Трудоемкость по видам учебной работы**

Вид учебной работы		Трудоемкость		
		Всего	По семестрам	
			8 семестр	9 семестр
Аудиторные занятия		148	80	68
в том числе:	лекции	66	32	34
	практические	50	16	34
	лабораторные	32	32	
Самостоятельная работа		104	64	40
в том числе: курсовая работа (проект)		58	58	
Форма промежуточной аттестации		36	Зачет с оценкой	Экзамен (36 ч)
Итого:		288	144	144

#### **13.1. Содержание дисциплины**

№ п/п	Наименование раздела дисциплины	Содержание раздела дисциплины	Реализация раздела дисциплины с помощью онлайн-курса,

			ЭУМК*
<b>1. Лекции</b>			
1.1	Общие характеристики ядерных паропроизводящих (ЯППУ) установок	Понятие и принципиальная схема ядерной паропроизводящей установки. Требования, предъявляемые к ЯППУ. Типы ядерных паропроизводящих установок. Принципиальное устройство и основные элементы конструкции ядерного реактора (ЯР).	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
1.2	Реакторные материалы	Общие и специфические требования, предъявляемые к реакторным материалам. Топливные материалы и их сравнительные характеристики. Конструкционные материалы: стали и сплавы для изготовления тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), тепловыделяющих сборок (ТВС) и технологических каналов (ТК). Материалы внутрикорпусных устройств. Материалы корпусов. Реакторный графит	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
1.3	Конструкторские и теплогидравлические характеристики ядерных энергетических реакторов	Требования, предъявляемые к конструктивным решениям ядерных реакторов в целом и отдельным конструктивным элементам. Классификация ЯР. Ядерные реакторы корпусного типа с водным замедлителем. Реакторы канального типа с графитовыми замедлителями и водным теплоносителем. Реакторы с тяжеловодными замедлителями. Реакторы на быстрых нейтронах.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
1.4	Энерговыделение в ядерном реакторе и коэффициенты неравномерности энерговыделения	Составляющие энерговыделения в материалах. Выделение тепла в замедлителе и стержнях СУЗ. Неравномерность энерговыделения.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
1.5	Методика теплогидравлического расчета реакторов	Факторы, лимитирующие параметры и мощность реактора. Цель и задачи теплового расчета, соображения по определению исходных данных для его проведения. Распределение температуры теплоносителя по высоте канала. Гидравлические потери при омывании однофазным теплоносителем. Тепломеханическая надежность активной зоны реактора. Методы приближения температуры на выходе из реактора к максимальной температуре ТВЭЛА.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
1.6	Расчет реакторов с кипящим теплоносителем	Типы кипящих реакторов. Методика проведения теплового расчета кипящих реакторов с естественной циркуляцией. Критерии надежности циркуляции.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
1.7	Безопасность ЯЭУ.	Основные положения принципов обеспечения безопасности АЭС. Конкретные принципы безопасности. Элементы и системы безопасности. Активные и пассивные системы безопасности. Анализ ядерных катастроф, имевших глобальные радиационные последствия.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
1.8	Прочностные расчеты элементов ядерных реакторов	Основы расчета на прочность, основные расчетные соотношения. Выбор основных размеров элементов конструкций. Определения напряжений и деформаций. Расчет термических напряжений. Учет пластичности и ползучести.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
1.9	Основы управления работой ядерных реакторов	Способы управления ядерной реакцией. Материалы органов регулирования. Конструкция органов регулирования. Анализ возможных аварийных ситуаций. Средства предотвращения аварий.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
<b>2. Практические занятия</b>			

2.1	Энерговыведение в ядерном реакторе и коэффициенты неравномерности энерговыведения	Расчет характеристик энергонапряженности активной зоны. Распределение параметров теплоносителя по высоте технологического канала	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
2.2	Методика теплогидравлического расчета реакторов	Распределение температуры по радиусу топливной композиции. Расчет температурного состояния графитового замедлителя.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
2.3	Расчет реакторов с кипящим теплоносителем	Расчет теплоотдачи при обтекании ТВЭлов кипящим теплоносителем	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
2.4	Прочностные расчеты элементов ядерных реакторов	Расчет кризиса теплообмена в ТВС водоохлаждаемых реакторов	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=29248</a>
<b>3. Лабораторные занятия</b>			
3.1	Конструкторские и теплогидравлические характеристики ядерных энергетических реакторов	Компьютерное моделирование распределения температуры в топливной композиции. Компьютерное моделирование распределения температуры по высоте ТВС	-
3.2	Энерговыведение в ядерном реакторе и коэффициенты неравномерности энерговыведения	Работа с АУКом «Реактор ВВЭР-1000».	-
3.3	Методика теплогидравлического расчета реакторов	Работа с АУКом «Реактор БН-600».	-
3.4	Расчет реакторов с кипящим теплоносителем	Работа на ситуационном тренажере «Реактор ВВЭР».	-

### 13.2. Темы (разделы) дисциплины и виды занятий

№ п/п	Наименование темы (раздела) дисциплины	Виды занятий (количество часов)				Всего
		Лекции	Практические	Лабораторные	Самостоятельная работа	
1.	Общие характеристики ядерных паропроизводящих (ЯППУ) установок	8			10	24
2.	Реакторные материалы	8			10	24
3.	Конструкторские и теплогидравлические характеристики ядерных энергетических реакторов	10		8	24	48
4.	Энерговыведение в ядерном реакторе и коэффициенты неравномерности энерговыведения	8	12	8	20	42
5.	Методика теплогидравлического расчета реакторов	6	10	8	24	42
6.	Расчет реакторов с кипящим теплоносителем	8	12	8	24	46
7.	Безопасность ЯЭУ.	6			8	18
8.	Прочностные расчеты элементов ядерных реакторов	6	16		10	22
9.	Основы управления	6			10	22

	работой ядерных реакторов					
	Итого:	66	50	32	140	324

#### 14. Методические указания для обучающихся по освоению дисциплины:

Студентам на лекциях необходимо вести подробный конспект и стараться понять материал курса. Для полного понимания материала следует активно использовать консультации. Для самостоятельного изучения разделов курса, рекомендованных преподавателем, необходимо пользоваться основной и дополнительной литературой, интернет-ресурсами.

На практических занятиях необходимо уметь решать задачи и анализировать решение, на устных опросах обучаемый должен уметь демонстрировать полученные на лекциях и практических занятиях знания, умения и навыки, отвечать на поставленные вопросы, поддерживать дискуссию по существу вопроса.

Методическое обеспечение аудиторной работы: учебно-методические пособия для студентов, учебники и учебные пособия, электронные и Интернет-ресурсы.

Методическое обеспечение самостоятельной работы: учебно-методические пособия по организации самостоятельной работы, контрольные задания и тесты в бумажном и электронном вариантах, тестирующие системы, дистанционные формы общения с преподавателем. Контроль самостоятельной работы реализуется с помощью опросов, тестов, вопросов по темам заданий и т.д.

#### 15. Перечень основной и дополнительной литературы, ресурсов интернет, необходимых для освоения дисциплины

а) основная литература:

№ п/п	Источник
1.	Физические и конструкционные особенности ядерных энергетических установок с ВВЭР: учебное пособие / С. Б. Выговский, А. А. Семенов, Н. О. Рябов, Е. В. Чернов. — Москва: НИЯУ МИФИ, 2011. — 376 с. — Текст: электронный // Лань: электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/75766">https://e.lanbook.com/book/75766</a>
2.	Зайцев, П. А. Теплофизические характеристики тугоплавких материалов тепловыделяющих сборок реактора ЯРД: монография / П. А. Зайцев, П. П. Олейников, М. Л. Таубин. — Москва: Техносфера, 2017. — 188 с. — Текст: электронный // Лань: электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/110949">https://e.lanbook.com/book/110949</a>
3.	Основное оборудование АЭС: учебное пособие / под редакцией С. М. Дмитриева. — Минск: Вышэйшая школа, 2015. — 288 с. — Текст: электронный // Лань: электроннобиблиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/65576">https://e.lanbook.com/book/65576</a>
4.	Лескин, С. Т. Физические особенности и конструкция реактора ВВЭР-1000: учебное пособие / С. Т. Лескин, А. С. Шелегов, В. И. Слободчук. — Москва: НИЯУ МИФИ, 2011. — 116 с. — Текст: электронный // Лань: электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/75760">https://e.lanbook.com/book/75760</a>
5.	Шелегов, А. С. Физические особенности и конструкция реактора РБМК-1000: учебное пособие / А. С. Шелегов, С. Т. Лескин, В. И. Слободчук. — Москва: НИЯУ МИФИ, 2011. — 64 с. — Текст: электронный // Лань: электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/75767">https://e.lanbook.com/book/75767</a> .

б) дополнительная литература:

№ п/п	Источник
6.	Якубенко, И. А. Технологические процессы производства тепловой и электрической энергии на АЭС: учебное пособие / И. А. Якубенко, М. Э. Пинчук. — Москва: НИЯУ МИФИ, 2013. — 288 с. — Текст: электронный // Лань: электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/75782">https://e.lanbook.com/book/75782</a>
7.	Ядерные реакторы с водой сверхкритического давления (основы теплового расчета): учебное пособие / В. И. Деев, А. Б. Круглов, Ю. А. Маслов [и др.]; под редакцией В. И. Деева. — Москва: НИЯУ МИФИ, 2015. — 156 с. — Текст: электронный // Лань: электроннобиблиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/119479">https://e.lanbook.com/book/119479</a>
8.	Матвеев В.И., Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем: учебное пособие / В.И. Матвеев, Ю.С. Хомяков; под ред. чл.-корр. РАН В.И. Рачкова. - М.:

	Издательский дом МЭИ, 2012. - 356 с. - Текст: электронный // ЭБС "Консультант студента" : [сайт]. - URL: <a href="https://www.studentlibrary.ru/book/ISBN9785383007174.html">https://www.studentlibrary.ru/book/ISBN9785383007174.html</a>
--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

в) информационные электронно-образовательные ресурсы (официальные ресурсы интернет)\*:

№ п/п	Ресурс
9.	<a href="http://www.lib.vsu.ru">www.lib.vsu.ru</a> – ЗНБ ВГУ.
10.	<a href="https://edu.vsu.ru">https://edu.vsu.ru</a> – Электронный университет ВГУ
11.	<a href="https://e.lanbook.com">https://e.lanbook.com</a> – ЭБС «Лань»
12.	<a href="https://www.studentlibrary.ru">https://www.studentlibrary.ru</a> – ЭБС «Консультант студента»
13.	<a href="https://urait.ru">https://urait.ru</a> – Образовательная платформа «ЮРАЙТ»
14.	<a href="https://rucont.ru">https://rucont.ru</a> - Информационно-телекоммуникационная система «Контекстум»

## 16. Перечень учебно-методического обеспечения для самостоятельной работы

№ п/п	Источник
1.	Кириллов, Павел Леонидович. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / П. Л. Кириллов, Ю. С. Юрьев, В. П. Бобков. — Екатеринбург: АТП, 2015. — 294 с.

## 17. Образовательные технологии, используемые при реализации учебной дисциплины, включая дистанционные образовательные технологии (ДОТ, электронное обучение (ЭО), смешанное обучение):

При проведении занятий по дисциплине используются следующие образовательные технологии:

1. активные и интерактивные формы проведения занятий;
2. компьютерные технологии при проведении занятий;
3. презентационные материалы и технологии при объяснении материала на лекционных и практических занятиях;
4. специализированное оборудование при проведении лабораторных работ;
5. разбор конкретных ситуаций при постановке целей и задач к разработке прикладных программ, при выборе программного обеспечения по установленным критериям, при разработке программ по предусмотренным алгоритмам и метода.

Для самостоятельной работы используется ЭБС Университетская библиотека online - [www.lib.vsu.ru](http://www.lib.vsu.ru) - ЗНБ ВГУ. Программное обеспечение, применяемое при реализации дисциплины – Microsoft Windows, LibreOffice, CodeBlocks, Adobe Reader, Mozilla FireFox.

Дистанционные образовательные технологии (ДОТ) применяются с использованием образовательного портала «Электронный университет ВГУ».

## 18. Материально-техническое обеспечение дисциплины:

Лаборатория им. Л.Н. Сухотина (для проведения занятий лекционного и семинарского типов, текущего контроля и промежуточной аттестации)

Специализированная мебель, ноутбук, проектор

Microsoft Windows 7, Windows 10

LibreOffice, Adobe Reader

Лаборатория (для проведения занятий лекционного и семинарского типов, текущего контроля и промежуточной аттестации. Специализированная мебель, Комплект учебного оборудования "Работа насосов различных типов"

Типовой комплект учебного оборудования "Механика жидкости -гидравлический удар".



Компьютерный класс, аудитория для групповых и индивидуальных консультаций, помещение для самостоятельной работы

Специализированная мебель, компьютеры с возможностью подключения к сети «Интернет» и обеспечением доступа в электронную информационно-образовательную среду университета

Microsoft Windows 10, LibreOffice, Adobe Reader

## 19. Оценочные средства для проведения текущей и промежуточной аттестаций

Порядок оценки освоения обучающимися учебного материала определяется содержанием следующих разделов дисциплины:

№ п/п	Наименование раздела дисциплины (модуля)	Компетенция(и)	Индикатор(ы) достижения компетенции	Оценочные средства
1.	Общие характеристики ядерных паропроизводящих (ЯППУ) установок	ПК-1 ПК-3 ПК-4 ПК-6 ПК-11	ПК-1.4 ПК-3.1 ПК-3.2 ПК-4.2 ПК-6.5 ПК-11.4 ПК-11.5	Курсовой проект, тестовые задания и задания с развернутым ответом (п. 21 ФОС) практические задания, собеседование по вопросам к экзамену
2.	Реакторные материалы			
3.	Конструкторские и теплогидравлические характеристики ядерных энергетических реакторов			
4.	Энерговыведение в ядерном реакторе и коэффициенты неравномерности энерговыведения			
5.	Методика теплогидравлического расчета реакторов			
6.	Расчет реакторов с кипящим теплоносителем			
7.	Безопасность ЯЭУ.			
8.	Прочностные расчеты элементов ядерных реакторов			
9.	Основы управления работой ядерных реакторов			
Промежуточная аттестация форма контроля – экзамен				Перечень вопросов к экзамену Пункт 20.2

## 20. Типовые оценочные средства и методические материалы, определяющие процедуры оценивания

### 20.1. Текущий контроль успеваемости

Контроль успеваемости по дисциплине осуществляется с помощью следующих оценочных средств:

#### Темы курсовых проектов:

1. Проект ядерного энергетического реактора типа ВВЭР тепловой мощностью
2. Проект ядерного энергетического реактора типа РБМК тепловой мощностью
3. Проект ядерного энергетического реактора типа АСТ заданной мощностью
4. Проект ядерного энергетического реактора типа БН заданной мощностью

5. Проект ядерного энергетического реактора типа КЛТ заданной мощностью
6. Проект ядерного энергетического реактора типа РИТМ мощностью 2000 МВт
7. Проект ядерного энергетического реактора типа ВВЭР мощностью 1500 МВт
8. Проект ядерного энергетического реактора типа РБМК мощностью 3200 МВт
9. Проект ядерного энергетического реактора типа БН мощностью 2600 МВт
10. Проект ядерного энергетического реактора типа ВВЭР мощностью 3000 МВт

Оценка «отлично» выставляется при выполнении курсового проекта (работы) в полном объеме; используется основная литература по проблеме, работа отличается глубиной проработки всех разделов содержательной части, оформлена с соблюдением установленных правил; студент свободно владеет теоретическим материалом, безошибочно применяет его при решении задач, сформулированных в задании; на все вопросы дает правильные и обоснованные ответы, убедительно защищает свою точку зрения.

Оценка «хорошо» выставляется при выполнении курсовой работы в полном объеме; работа отличается глубиной проработки всех разделов содержательной части, оформлена с соблюдением установленных правил; студент твердо владеет теоретическим материалом, может применять его самостоятельно или по указанию преподавателя; на большинство вопросов даны правильные ответы, защищает свою точку зрения достаточно обосновано.

Оценка «удовлетворительно» выставляется при выполнении курсовой работы в основном правильно, но без достаточно глубокой проработки некоторых разделов; студент усвоил только основные разделы теоретического материала и по указанию преподавателя (без инициативы и самостоятельности) применяет его практически; на вопросы отвечает неуверенно или допускает ошибки, неуверенно защищает свою точку зрения.

Оценка «неудовлетворительно» выставляется, когда студент не может защитить свои решения, допускает грубые фактические ошибки при ответах на поставленные вопросы или вовсе не отвечает на них.

#### **Перечень практических заданий:**

1. Ядро  $U^{235}$ , поглотив нейтрон, разделилось на два осколка и три нейтрона. Сколько энергии выделилось при делении, если осколками после превращения в стабильные изотопы оказались иттрий  $I^{89}$  и неодим  $Nd^{144}$ ?
2. Предположим, что при делении  $U^{235}$  образовались осколки  $La^{147}$  и  $Br^{87}$ , а также выделилось два нейтрона. Определить выделившуюся энергию.
3. Во сколько раз теплотворная способность  $U^{235}$  больше теплотворной способности: а) условного топлива, для которого  $Q = 29309$  кДж/кг; б) дизельного топлива, у которого  $Q = 41870$  кДж/кг.
4. Построить зависимость изменения величины установившегося периода реактора от реактивности. Диапазон реактивности принять в пределах  $0,006 \div 0,00002$ . Результаты расчета представить в виде графика и таблицы.
5. Определить время вывода реактора на мощность 80 % с первоначальной мощностью 10 % для случая, когда установившийся период равен 30 с и 400 с.
6. Определить время перевода реактора с мощности 50 % на мощность 60 % с реактивностью 0,001 и 0,0001.
7. Определить установившийся период снижения мощности, если в работающий реактор на мощности была введена отрицательная реактивность, равная  $\rho = -0,001$ . Задачу решить для случая одной группы запаздывающих нейтронов.
8. Определить расход урана в реакторе, имеющим мощность 100 МВт за кампанию 3000 ч (125 суток).
9. Определить, сколько актов делений в секунду требуется для получения 50 кВт энергии.
10. Определить число граммов урана-235, потребляемого в течение одних суток в реакторе с уровнем энергии 50 кВт.
11. Подсчитать количество урана-235, расходуемого за 1 год, для того чтобы обеспечить выработку 1010 Вт электроэнергии. Предположить, что превращение ядерной энергии в электрическую достигается с КПД 25 %.

12. Тепловая мощность второго блока Ново-Воронежской атомной электростанции равна 1320 МВт. Определить расход урана 235 за год работы этого блока на полной мощности.

13. Какое количество тепла аккумулируют при разогреве от 50 до 230 градусов и отдают при охлаждении металлоконструкции реактора из углеродистой стали и из легированной стали, если масса каждой из них составляет 30 т?

14. Рассчитать тепловую мощность реактора с шаровыми твэлами, если расход питательной воды 150 т/ч, температура питательной воды 180 градусов, давление свежего пара 3,5 Мпа, температура свежего пара 280 градусов.

15. Реактор на тепловых нейтронах работает при мощности 20% от номинальной. Как с помощью стержня управления реактором увеличить мощность с постоянной скоростью 1% до уровня 90%?

16. В активной зоне реактора в подкритичном состоянии находятся 4 стержня АЗ и два регулирующих стержня в крайнем нижнем положении. При этом КС опущен до уровня 1200 мм. В какой последовательности должен происходить пуск реактора, если через некоторое время после подъема второго стержня АЗ мощность увеличилась до постоянного уровня в 3 раза?

17. Реактор на тепловых нейтронах работает на мощности 1500 МВт. Концентрация борной кислоты – 3,5 г/л, доля бора – 0.087 кг воды/гВ, последняя группа РК в положении 200 см. Как нужно изменить концентрацию бора, чтобы РК опустилась в положение 125 см?

18. Реактор на тепловых нейтронах работает на мощности 50% в течение 4 суток, при этом критическая высота погружения стержней по разотравлению реактора – 650 мм. Сколько ещё можно работать на этой мощности, чтобы впоследствии увеличить её до номинальной и работать на ней ещё 10 суток?

19. Два реактора, в одном урановое топливо, а в другом – плутониевое, имеют запас реактивности 18 долларов. Эффективность запаздывающих нейтронов – 1,2. Чему равны эффективные коэффициенты размножения нейтронов в данных реакторах?

20. Мощность реактора скачком увеличилась с 1% до 1,4%. Чему равна реактивность реактора? С каким периодом удвоения будет продолжаться рост мощности?

## 20.2. Промежуточная аттестация

Промежуточная аттестация по дисциплине осуществляется с помощью следующих оценочных средств:

### Перечень вопросов к экзамену:

1. Изменение состава топлива в течение кампании
2. Шлаки и яды
3. Влияние стержня на нейтронный поток
4. Эффективный радиус стержня
5. Коэффициенты реактивности
6. Водоурановое отношение
7. Тесная решетка
8. Основные нейтронно-физические особенности ВВЭР
9. Баланс нейтронов в ВВЭР
10. Формула четырех сомножителей
11. Компенсация реактивности
12. Борное регулирование
13. Основные эффекты реактивности, компенсируемые СУЗ
14. Иодная яма
15. Неравномерность выгорания топлива
16. Глубина выгорания топлива
17. Повышение равномерности выгорания топлива
18. Решетка и ячейка
19. Гомогенизация

20. Физические особенности гетерогенного реактора
21. Размножение на быстрых нейтронах
22. Резонансное поглощение
23. Описание столкновения нейтрона с ядром
24. Микроскопическое сечение реакции
25. Макроскопическое сечение реакции
26. Коэффициент размножения в бесконечной среде
27. Диффузия нейтронов
28. Тепловые нейтроны
29. Замедление нейтронов
30. Групповые диффузионные уравнения
31. Выбор количества групп
32. Четырехгрупповой метод
33. Утечка нейтронов
34. Реактор с отражателем
35. Многозонный реактор
36. Сечения взаимодействия в четырехгрупповом методе
37. Тяжеловодные реакторы
38. Легководные реакторы
39. РБМК
40. ВВР
41. Реакторы с гелиевым теплоносителем
42. Быстрый натриевый реактор
43. Цели программы реакторов четвертого поколения
44. Топливо на основе микротвэлов
45. Жидкосолевые реакторы
46. ВВЭР-440
47. ВВЭР-1000
48. ВВЭР-1200
49. ВВЭР ТОИ
50. Самозащитенность активной зоны ВВЭР
51. Ядерная безопасность ВВЭР
52. Авария с потерей теплоносителя
53. Авария с потерей электропитания
54. Мощностной ряд АЭС
55. Нейтронно-физические основы управления реактором
56. Двоокись урана
57. Выход продуктов деления
58. Топливная таблетка
59. Циркониевые сплавы
60. Температура топлива
61. Выгорающий поглотитель
62. Гадолий
63. Свойства выгорающего поглотителя
64. Цель использования выгорающего поглотителя
65. Обогащение и глубина выгорания топлива
66. Обогащение и экономичность ВВЭР
67. МОКС топливо
68. Металлический уран как топливо
69. Охлаждение ПЭЛ СУЗ

70. Скорость действия ПЭЛ СУЗ
71. Технология обогащения
72. Остаточное тепловыделение
73. Геометрическая стабильность ТВС
74. Повышение ураноемкости ТВС
75. Перспективные топливные композиции
76. Активная зона реактора
77. Движение теплоносителя в реакторе
78. Контроль нейтронного потока
79. Контроль температуры
80. Неравномерность энерговыделения в реакторе
81. Аварийный ввод бора
82. Движение кластера ПЭЛ в АЗ
83. Средства отвода остаточного тепловыделения
84. Радиоактивность теплоносителя
85. Борное регулирование и выгорающий поглотитель
86. Теплофизические эффекты при пуске РУ
87. Загрузка топлива в РУ
88. Бассейн выдержки
89. Барьеры безопасности
90. Обращение с отработавшим топливом

Промежуточная аттестация проводится в соответствии с Положением о промежуточной аттестации обучающихся по программам высшего образования.

Контрольно-измерительные материалы промежуточной аттестации включают в себя теоретические вопросы, позволяющие оценить уровень полученных знаний и/или практическое(ие) задание(я), позволяющее(ие) оценить степень сформированности умений и(или) навыков, и(или) опыт деятельности.

При оценивании используются количественные или качественные шкалы оценок. Критерии оценивания приведены ниже.

Критерии оценивания компетенций	Шкала оценок
Обучающийся демонстрирует полное и глубокое усвоение материала, грамотное и логичное изложение мыслей, обоснованность выводов, умение сочетать теорию с практикой, наличие аналитического мышления.	Отлично
Обучающийся демонстрирует твердое знание материалов учебного курса, его грамотное изложение, отсутствие существенных неточностей в ответе.	Хорошо
Обучающийся демонстрирует наличие пробелов в усвоении основного материала, неточности формулировок, недостаточная аргументация выводов, отсутствие последовательности в ответе.	Удовлетворительно
Обучающийся демонстрирует отсутствие знаний основного материала, существенные ошибки при ответах на дополнительные вопросы, неумение логически обосновать ответ	Неудовлетворительно

#### Пример контрольно-измерительного материала (КИМ)

УТВЕРЖДАЮ

Направление подготовки:

14.05.02 Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг.

Дисциплина: Б1.В.09 Ядерные энергетические реакторы

Вид контроля: Экзамен.

Контрольно-измерительный материал №1

1. Борное регулирование.
2. Быстрый натриевый реактор.
3. Свойства выгорающего поглотителя.

Преподаватель \_\_\_\_\_,  
подпись \_\_\_\_\_ расшифровка подписи \_\_\_\_\_

**21. Фонд оценочных средств**

Тестовые задания

1. Из какого материала выполнены центральные дистанционирующие решетки ТВС?

1. Сплав 42ХНМ
2. Сплав 7635
3. Сталь 08Х18Н10Т
- 4. Циркониевый сплав**

2. Сколько направляющих труб входит в состав ТВС?

1. 163
2. 95
- 3. 18**
4. не входят

3. Как часто расхаживаются стопорные клапана?

1. 1 раз в смену
2. 1 раз в неделю
- 3. 1 раз в сутки**
4. 1 раз в месяц

4. Насос какого типа используется в системе регулирования?

1. Горизонтальный центробежный
2. Вертикальный центробежный одного давления
3. Горизонтальный центробежный двух давлений
- 4. Вертикальный центробежный двух давлений**

5. Сколько аварийных тяг установлено в районе улитки ГЦН?

1. 1
2. 0
- 3. 3**
4. 2

6. Сколько шаровых опор установлено в районе улитки ГЦН?

1. 1

2. 3

3. Отсутствуют

4. 2

7. Основное назначение ГЦН-195М?

1. Поддержание давления в I контуре во всех режимах работы РУ

2. Изменение мощности РУ путем изменения количества работающих ГЦН

**3. Осуществление циркуляции теплоносителя через активную зону**

4. Снятие остаточного тепловыделения с активной зоны

8. Из чего состоит устройство выравнивая паровой нагрузки?

1. Из дырчатых листов, расположенных над уровнем котловой воды

2. Из пакетов жалюзи, расположенных под уровнем котловой воды

3. Из пакетов жалюзи, расположенных над уровнем котловой воды

**4. Из дырчатых листов, расположенных под уровнем котловой воды**

9. Какие из перечисленных систем НЕ относятся к защитным системам безопасности?

1. Система защиты I контура от превышения давления

2. Активная часть САОЗ низкого давления

**3. Система водоснабжения ответственных потребителей**

4. Система подачи аварийной питательной воды в парогенераторы

10. Какова длительность работы КРУ с коротким замыканием одной фазы на землю?

1. При замыкании на землю одной фазы секции собственных нужд, секция отключается, и работа запрещена

2. Не более 5 минут

3. До устранения замыкания

**4. Не более 2 часов**

11. Какое количество блоков ТЭН установлено в корпусе КД?

**1. 28 шт.**

2. 50 шт.

3. 14 шт.

4. 112 шт.

12. Назовите, чем осуществляется уплотнение главного разъема реактора ВВЭР-1000

1. Уплотнение с помощью трех прутковых никелевых прокладок

2. Уплотнение с помощью двух никелевых прокладок и торового компенсатора

3. Уплотнение за счет клиновидной прокладки

**4. Уплотнение с помощью двух прутковых никелевых прокладок**

13. Укажите признаки оживления, которые могут появиться у пострадавшего при правильных методах оказания ему помощи.

**1. Улучшение цвета лица-розовый оттенок, появление самостоятельных дыханий, движений, сужение зрачков**

2. Появление капелек пота на лице пострадавшего, усиление мышечного тонуса

3. Расширение зрачков, изменение цвета лица-бледный оттенок

4. Самостоятельное функционирование пострадавшего

14. Какая помощь должна быть оказана пострадавшему при ожогах с нарушением целостности ожоговых пузырей?

- 1. Обожженный участок накрыть сухой чистой тканью, приложить холод**
2. Промыть лекарственным раствором, наложить вату и забинтовать
3. Смазать обожженный участок тела мазью от ожогов
4. Подставить под струю холодной воды на 10-15 минут

15. Определите, чем охлаждается вода в барботажном баке

- 1. Водой промежуточного контура**
2. Технической водой группы "В"
3. Технической водой группы "А"
4. Дистиллированной водой

Вопросы

### **1. Что такое ядерный реактор и какие элементы он включает?**

Ядерным реактором называется устройство, в котором может происходить самоподдерживающаяся ядерная цепная реакция деления ядер тяжёлых элементов под действием нейтронов.

Любой ядерный реактор включает в себя пять основных элементов: а) делящегося вещества; б) замедлителя быстрых нейтронов; в) отражателя нейтронов; г) системы охлаждения; д) систем безопасности и регулирования.

### **2. По каким признакам классифицируются ядерные реакторы?**

Классификацию ядерных реакторов можно провести по ряду признаков. 1. По характеру использования. 2. По спектру нейтронов. 3. По размещению топлива. 4. По виду топлива. 5. По степени обогащения. 6. По химическому составу. 7. По виду теплоносителя. 8. По роду замедлителя. 9. По конструкции. 10. По способу генерации пара. 11. Классификация МАГАТЭ.

### **3. Назовите по каким признакам атомные реакторы на тепловых нейтронах различаются между собой и приведите классификацию данных реакторов с указанием замедлителей и теплоносителей.**

Атомные реакторы на тепловых нейтронах различаются между собой главным образом по двум признакам: какие вещества используются в качестве замедлителя нейтронов, и какие в качестве теплоносителя, с помощью которого производится отвод тепла из активной зоны реактора: 1) водо-водяные с обычной водой в качестве замедлителя и теплоносителя; 2) графито-водные с водяным теплоносителем и графитовым замедлителем; 3) тяжёловодные с водяным теплоносителем и тяжёлой водой в качестве замедлителя; 4) графито-газовые с газовым теплоносителем и графитовым замедлителем.

### **4. Что такое ТВЭЛ и какие к ним предъявляют технические требования?**

Тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) представляют собой блоки из делящегося материала, заключенные в герметическую оболочку, слабо поглощающую нейтроны. За счет энергии деления тепловыделяющие элементы разогреваются и отражают энергию теплоносителю, который циркулирует в каналах.

К ТВЭЛам предъявляются высокие технические требования: простота конструкции; механическая устойчивость и прочность в потоке теплоносителя, обеспечивающая сохранение размеров и герметичности; малое поглощение нейтронов конструкционным материалом ТВЭЛа и минимум конструкционного материала в активной зоне; отсутствие взаимодействия ядерного топлива и продуктов деления с оболочкой ТВЭЛов, теплоносителем и замедлителем при рабочих температурах.

### **5. Что такое критичность реактора, критический объем ядерного реактора и критическая масса?**



Критичность реактора – это рабочее его состояние, в котором средняя по объёму топлива плотность нейтронов в нём постоянна во времени.

Критический объём ядерного реактора – объём активной зоны реактора в критическом состоянии.

Критическая масса – масса делящегося вещества реактора, находящегося в критическом состоянии.

### **Критерии и шкалы оценивания:**

Для оценивания выполнения заданий используется балльная шкала:

#### 1) открытые задания (тестовые, средний уровень сложности):

- 1 балл – указан верный ответ;
- 0 баллов – указан неверный ответ, в том числе частично.

#### 2) задания с развернутым ответом:

- 5 баллов – указан верный ответ;
- 2 балла – указан частично верный ответ;
- 0 баллов – указан неверный ответ.