


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

**УТВЕРЖДАЮ**

Заведующий кафедрой  
ядерной физики

 Титова Л. В.  
22.04.2024 г.

**РАБОЧАЯ ПРОГРАММА УЧЕБНОЙ ДИСЦИПЛИНЫ**

**Б1.В.08 Физика ядерных реакторов**

**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:**

д.ф-м.н., профессор, Кадменский Станислав Георгиевич, к.ф.-м.н. доцент, Алейников  
Алексей Николаевич

**7. Рекомендована:**

Научно – методическим советом физического факультета, протокол №4 от 18.04.2024 г.

**8. Учебный год:** 2027/2028

**Семестр(ы):** 7,8

## 9. Цели и задачи учебной дисциплины

*Целями освоения учебной дисциплины являются:*

- подготовка выпускника к расчетно-проектной и проектно-конструкторской деятельности в области разработки структуры и оборудования для теплоэнергетических систем АЭС с использованием современных технологий;
- подготовка выпускника к производственно-технологической деятельности в области эксплуатации современного высокоэффективного оборудования АЭС;
- подготовка выпускника к научно-исследовательской деятельности, связанной с выбором, оптимизацией и разработкой высокоэффективной структуры и оборудования теплоэнергетических установок АЭС;
- подготовка выпускника к самостоятельному обучению и освоению новых профессиональных знаний и умений.

*Задачи учебной дисциплины:*

- освоить основные понятия и определения физики ядерных реакторов;
- освоить понятия стационарных и нестационарных процессов в ЯЭУ;
- освоить принципы вывода дифференциальных уравнений распределения плотности потока нейтронов, температуры, энерговыделения;
- знать и понимать смысл уравнения возраста, а также освоить применение его для расчета полей энерговыделения;
- знать эффекты и коэффициенты реактивности.

## 10. Место учебной дисциплины в структуре ООП:

Учебная дисциплина Физика ядерных реакторов 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-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	ПК-11.1	Знает основы эксплуатации современного оборудования и приборов АС при нормальной эксплуатации, при её нарушениях, при ремонте и перегрузках	Знать: требования, предъявляемые к надежности и безопасности работы реактора. Конструкции ЯЭР ВВЭР, РБМК, БН и перспективных проектов.  Уметь: обосновать выбор конструкций ЯЭР, проводить оценку нейтронно-физических характеристик на основе простейших моделей; самостоятельно разбираться в методиках расчета и применять их для решения поставленной задачи; использовать программы расчетов нейтронно-физических характеристик ячейки реактора и реактора в целом; осуществлять поиск и анализировать научно-техническую ин-формацию и выбирать необходимые данные для нейтронно-физических расчётов; выбирать конструкционные материалы активной зоны реактора в зависимости от условий работы  Владеть: навыками обоснования выбор технических решений и конструкций ЯЭР
		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	

	перегрузках		установки, выгорания ядерного топлива и потребности в ядерном топливе	
--	-------------	--	---	--

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

**Форма промежуточной аттестации – экзамен (7,8 семестр), зачет (7,8 семестр)**

**13. Трудоемкость по видам учебной работы**

Вид учебной работы	Трудоемкость		
	Всего	По семестрам	
		7 семестр	8 семестр
Аудиторные занятия	130	66	64
в том числе:	лекции	66	34
	практические	32	16
	лабораторные	32	16
Самостоятельная работа	86	42	44
в том числе: курсовая работа (проект)			
Форма промежуточной аттестации	72	Экзамен (36 ч), зачет	Экзамен (36 ч), зачет
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	Введение.	Состояние и тенденции развития энергетики. Удельное энергопотребление. Потенциальные возможности возобновляемых источников Ядерное топливо и его использование в ядерных реакторах. Преимущество ядерной энергетики.	-
1.2	Принцип работы ядерного реактора.	Принципиальная схема ядерного реактора. Физические процессы в ядерном реакторе Виды ядерных взаимодействий. Сечения реакций. Микроскопические и макроскопические сечения. Физический смысл. Зависимость сечений от энергии. Разделение нейтронов по энергиям. Понятие об энергетическом спектре нейтронов в реакторе. Критическое, надкритическое, подкритическое состояния реактора. Критическая масса. Уравнение баланса тепловых нейтронов. Эффективный коэффициент размножения нейтронов. Замедлители. Требования, предъявляемые к замедлителю. Замедляющая способность. Коэффициент замедления. Характеристики замедлителей.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
1.3	Управление ядерным реактором.	Понятие о реактивности. Период реактора. Зависимость периода реактора от времени жизни поколения нейтронов. Запаздывающие нейтроны. Предшественники запаздывающих нейтронов. Доля запаздывающих нейтронов. Среднее время жизни запаздывающих нейтронов. Понятие о мгновенной критичности реактора. Выгорание топлива. Запас реактивности на выгорание топлива. Глубина выгорания ядерного топлива. Кампания реактора. Шлакование и отравление реактора. Воспроизводство ядерного топлива. Понятие о	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>

		коэффициенте воспроизводства и времени удвоения.	
1.4	Тепловыделение в ядерном реакторе и организация теплоотвода.	Первый контур, его основные компоненты: ГЦН, КД, парогенераторы, ГЦТ. Принцип работы парогенератора, обеспечение безопасности при разрыве теплообменных трубок.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
1.5	Требования к надежности и безопасности работы реактора.	Системы безопасности, СВРК, АКНП. Основные регуляторы мощности, принципы их функционирования. Возможность управления реактивностью, ОР СУЗ, борное регулирование. Регулирование работы ЯЭР в аварийных режимах, связанных с неконтролируемым разгоном мощности реактора. Общие сведения об АСУ АЭС.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
1.6	Классификация ядерных реакторов.	По энергии нейтронов, производящих деление. По способу размещения топлива и замедлителя. По конструктивному исполнению. По виду теплоносителя. По назначению.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
1.7	Реакторные материалы и требования, предъявляемые к ним.	Требования к конструкции активной зоны и ее характеристики. Требования к материалам, используемым в органах управления и защиты реактора. Бор и его характеристики как поглотителя в сравнении с другими материалами. Теплоносители. Требования, предъявляемые к теплоносителям ядерного реактора. Вода как теплоноситель. Свойства воды. Органические теплоносители. Свойства органических теплоносителей. Жидкометаллические теплоносители. Свойства жидкометаллических теплоносителей. Газообразные теплоносители. Свойства газообразных теплоносителей. Топливные материалы. Требования, предъявляемые к топливным материалам. Металлическое топливо и его характеристики. Окисное топливо и его характеристики. Карбидное топливо и его характеристики. Дисперсное топливо, его преимущества и недостатки. Конструкционные материалы ядерного реактора. Основные требования, предъявляемые к конструкционным материалам. Цирконий. Характеристики, достоинства и недостатки его использования в активных зонах реакторов. Аустенитные нержавеющие стали. Характеристики, достоинства и недостатки использования в активных зонах реакторов. Действие реакторных излучений на материалы.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
1.8	Состав и конструкции ядерных реакторов.	<u>Серийный ядерный реактор ВВЭР 1000 (РУ В-320).</u> Основные технические данные реактора. Схема циркуляции теплоносителя первого контура в корпусе реактора. Конструкция и назначение корпуса, шахты опорных стаканов, граненого пояса и выгородки. Характеристики активной зоны. Картограмма. Перегрузка топлива. Остаточное энерговыделение. Конструкция и характеристики тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ), тепловыделяющей сборки (ТВС). Характеристики комплекса кассет в ядерном реакторе. Поглотители, используемые в ВВЭР 1000. Конструкция кластера СУЗ и стержней выгорающего поглотителя. Конструкция и назначение блока защитных труб (БЗТ), верхнего блока, крышки реактора, Назначение бетонной шахты реактора. <u>Реактор РБМК 1000.</u> Основные технические характеристики. Общий вид	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>

		<p>реактора. Основное оборудование. Схема движения теплоносителя через реактор. Конструкция технологического канала (ТК), тепловыделяющего элемента, тепловыделяющей части технологического канала (ТК). Установка технологического канала в графитовой кладке. Конструкция графитовой кладки. Назначение и конструкция схем «С», «ОР», «Л», «Д», «Е», «Э», «КЖ». Назначение плиточного настила.</p> <p><u>Реакторы на быстрых нейтронах.</u></p> <p>Особенности петлевой и интегральной компоновки первого контура реакторов с натриевым теплоносителем. Конструкции внутриреакторного оборудования БН 350, БН 600. Тепловыделяющий элемент, тепловыделяющая сборка. Активная зона реактора, зона воспроизводства.</p> <p><u>Перспективные проекты ЯЭР.</u></p> <p>Направления развития реакторных систем. Реакторы ВВЭР повышенной безопасности. Проект БРЕСТ. Исследования в обоснование проектных решений ЯЭУ.</p>	
<b>2. Практические занятия</b>			
2.1	Принцип работы ядерного реактора.	Решение задач на цепочки превращения ядер	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
2.2	Управление ядерным реактором.	Решение задач на определение реактивности, коэффициента размножения нейтронов и мощности реактора.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
2.3	Тепловыделение в ядерном реакторе и организация теплоотвода.	Решение задач на расчет поглощенной энергии нейтронного и гамма – излучения и на распределение тепловыделения по элементам реактора и его структур.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
2.4	Классификация ядерных реакторов.	Решение задач для определение основных параметров на различных типах ядерных реакторов.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
2.5	Состав и конструкции ядерных реакторов.	Решение задач на расчет концентрации топлива, оболочки реактора, теплоносителя и других параметров	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
<b>3. Лабораторные занятия</b>			
3.1	Принцип работы ядерного реактора.	Решение задач на цепочки превращения ядер	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
3.2	Управление ядерным реактором.	Решение задач на определение реактивности, коэффициента размножения нейтронов и мощности реактора.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
3.3	Тепловыделение в ядерном реакторе и организация теплоотвода.	Решение задач на расчет поглощенной энергии нейтронного и гамма – излучения и на распределение тепловыделения по элементам реактора и его структур.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
3.4	Классификация ядерных реакторов.	Решение задач для определение основных параметров на различных типах ядерных реакторов.	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>
3.5	Состав и конструкции ядерных реакторов.	Решение задач на расчет концентрации топлива, оболочки реактора, теплоносителя и других параметров	<a href="https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342">https://edu.vsu.ru/course/view.php?id=19342</a>

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

№ п/п	Наименование темы (раздела) дисциплины	Виды занятий (количество часов)				
		Лекции	Практические	Лабораторные	Самостоятельная работа	Всего
1.	Введение.	4				
2.	Принцип работы	6	4			

	ядерного реактора.					
3.	Управление ядерным реактором.	8	6			
4.	Тепловыделение в ядерном реакторе и организация теплоотвода.	10	6			
5.	Требования к надежности и безопасности работы реактора.	10				
6.	Классификация ядерных реакторов.	10	8			
7.	Реакторные материалы и требования, предъявляемые к ним.	8				
8.	Состав и конструкции ядерных реакторов.	12	8			
	Итого:	66	32	32	86	216

#### 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 продемонстрировать 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.	
2.	Физика ядерных реакторов: потенциал гибридных наработчиков топлива : учебное пособие для вузов / А. Н. Шмелёв, Г. Г. Куликов, Е. Г. Куликов, В. А. Апсэ. — 2-е изд. — Москва : Издательство Юрайт, 2022. — 116 с. — (Высшее образование). — ISBN 978-5-534-10991-7. — Текст : электронный // Образовательная платформа Юрайт [сайт]. — URL: <a href="https://urait.ru/bcode/495024">https://urait.ru/bcode/495024</a>
3.	Ядерные реакторы с водой сверхкритического давления (основы теплового расчета) : учебное пособие для вузов / В. И. Деев [и др.] ; под общей редакцией В. И. Деева. — 2-е изд. — Москва : Издательство Юрайт, 2022. — 156 с. — (Высшее образование). — ISBN 978-5-534-08525-9. — Текст : электронный // Образовательная платформа Юрайт [сайт]. — URL: <a href="https://urait.ru/bcode/494516">https://urait.ru/bcode/494516</a>
4.	Физика и эксплуатационные режимы реактора ВВЭР-1000 : монография / В. И. Белозеров, М. М. Жук, Ю. А. Кузина, М. Ю. Терновых. — Москва : НИЯУ МИФИ, 2014. — 288 с. — ISBN 978-5-7262-2016-1. — Текст : электронный // Лань : электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/103234">https://e.lanbook.com/book/103234</a>

б) дополнительная литература:

№ п/п	Источник
5.	Баклушин, Р. П. Эксплуатация АЭС : учебное пособие / Р. П. Баклушин. — Москва : НИЯУ МИФИ, [б. г.]. — Часть 1,2 — 2011. — 304 с. — ISBN 978-5-7262-1441-2. — Текст : электронный // Лань : электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/75744">https://e.lanbook.com/book/75744</a>
6.	Алексеев, С. В. Торий в ядерной энергетике / С. В. Алексеев, В. А. Зайцев. — Москва : Техносфера, 2014. — 288 с. — ISBN 978-5-94836-394-3. — Текст : электронный // Лань : электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/76154">https://e.lanbook.com/book/76154</a>
7.	Владимиров, Владимир Иванович. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов / В. И. Владимиров. — 3-е изд., перераб. и доп. — М. : Энергоиздат, 1981. — 285,[3] с. : ил.
8.	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. — ISBN 978-5-7262-1488-7. — Текст : электронный // Лань : электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/75767">https://e.lanbook.com/book/75767</a>
9.	Рощектаев, Б. М. Водно-химический режим АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000 : учебное пособие / Б. М. Рощектаев. — Москва : НИЯУ МИФИ, 2010. — 132 с. — ISBN 978-5-7262-1373-6. — Текст : электронный // Лань : электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/75752">https://e.lanbook.com/book/75752</a>

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

№ п/п	Ресурс
10.	<a href="http://www.lib.vsu.ru">www.lib.vsu.ru</a> – ЗНБ ВГУ.
11.	<a href="https://edu.vsu.ru">https://edu.vsu.ru</a> – Электронный университет ВГУ
12.	<a href="https://e.lanbook.com">https://e.lanbook.com</a> – ЭБС «Лань»
13.	<a href="https://www.studentlibrary.ru">https://www.studentlibrary.ru</a> – ЭБС «Консультант студента»
14.	<a href="https://urait.ru">https://urait.ru</a> – Образовательная платформа «ЮРАЙТ»
15.	<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.	Основное оборудование АЭС : учебное пособие / под редакцией С. М. Дмитриева. — Минск : Вышэйшая школа, 2015. — 288 с. — ISBN 978-985-06-2520-5. — Текст : электронный // Лань : электронно-библиотечная система. — URL: <a href="https://e.lanbook.com/book/65576">https://e.lanbook.com/book/65576</a>
2.	Проблемы утилизации твердых отходов: учебное пособие для вузов / Воронеж. гос. ун-т; сост.: В.Ф. Кострюков, Е.В. Золотухина. — Воронеж: ЛОП ВГУ, 2006-. Ч. 1: Бытовые отходы, отходы атомной энергетики и целлюлозно-бумажной промышленности. — 2006.— 47 с. : табл. — Библиогр.: с. 46 - 47. — <URL: <a href="http://www.lib.vsu.ru/elib/texts/method/vsu/nov06074.pdf">http://www.lib.vsu.ru/elib/texts/method/vsu/nov06074.pdf</a> >.

## 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:

- активные и интерактивные формы проведения занятий;
- компьютерные технологии при проведении занятий;
- презентационные материалы и технологии при объяснении материала на лекционных и практических занятиях;
- специализированное оборудование при проведении лабораторных работ;
- 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 (для проведения занятий лекционного и семинарского типов, текущего контроля и промежуточной аттестации. Специализированная мебель,

Учебная аудитория для проведения занятий лекционного типа, текущего контроля и промежуточной аттестации

Специализированная мебель

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.	Введение.	ПК-11	ПК-11.1 ПК-11.4 ПК-11.5	Практические задачи, отчеты по лабораторным работам, контрольные работы, тестовые задания и задания с развернутым ответом (п. 21 ФОС), собеседование по билетам к экзамену
2.	Принцип работы ядерного реактора.			
3.	Управление ядерным реактором.			
4.	Тепловыделение в ядерном реакторе и организация теплоотвода.			
5.	Требования к надежности и безопасности работы реактора.			
6.	Классификация ядерных реакторов.			
7.	Реакторные материалы и требования, предъявляемые к ним.			
8.	Состав и конструкции ядерных реакторов.			
Промежуточная аттестация форма контроля – экзамен, зачет				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:

**Примерный перечень практических задач:**

1. Ядро  $^{10}\text{B}$  из возбужденного состояния с энергией 0,72 МэВ распадается путем испускания  $\gamma$ -квантов с периодом полураспада  $T_{1/2} = 6,7 \cdot 10^{-10}$  с. Оценить неопределенность в энергии  $\Delta E$  испущенного  $\gamma$ -кванта.

2. Определить массу нейтрального атома урана-238.

3. Зная постоянную Авогадро  $N_A = 6,022 \cdot 10^{23}$  моль $^{-1}$  определить массу нейтрального атома углерода  $^{12}\text{C}$  и массу  $m$ , соответствующую углеродной единице массы.

4. Определить, какую часть массы нейтрального атома  $\text{Pu}240$  составляет масса его электронной оболочки (относительную атомную массу принять равной массовому числу).

5. Естественный уран представляет собой смесь трех изотопов, а именно:  $^{92}\text{U}238$ ,  $^{92}\text{U}235$  и  $^{92}\text{U}234$ . Относительные атомные массы этих элементов соответственно равны:  $A_{r1}=238,051$ ,  $A_{r2}=235,044$  и  $A_{r3}=234,041$ . Вычислить относительную атомную массу элемента урана, если процентное содержание этих изотопов в естественной смеси равно: 99,28%, 0,714%, 0,006%.

6. Выведите формулу для скорости (активности) радиоактивного распада через период полураспада  $T_{1/2}$  и начальное число  $N_0$ .

7. Один грамм  $\text{U}238$  излучает  $1,24 \cdot 10^4$   $\alpha$ -частиц в секунду. Определить  $T_{1/2}$  изотопа и активность в Ки.

8. Определить энергию, которая выделится при делении 1 кг  $^{92}\text{U}235$ . Какое количество нефти необходимо сжечь, для получения такого же количества тепла? Теплотворная способность нефти равна  $q=42$  кДж/г. (Ответ дать в кДж, МВт\*сут).

9. Сколько энергии выделится при синтезе ядра  $^4\text{He}$  из свободных нуклонов? Чему равна удельная энергия связи нуклонов ядра  $^4\text{He}$ ? (Ответ дать в МэВ).

10. Найти вероятность распада ядра за промежуток времени  $T_{1/2}$ , если его постоянная распада равна  $\lambda$ .

11. Найти концентрацию молекул  $\text{UO}_2$  и концентрации входящих в нее атомов, полагая, что уран имеет природный изотопный состав.

12. Ядро  $^{92}\text{U}235$  захватило тепловой нейтрон. В результате деления составного ядра образовалось 3 нейтрона и два радиоактивных осколка, которые превратились в стабильные ядра  $^{89}\text{Y}$  и  $^{144}\text{Nd}$ . Сколько энергии выделится при делении ядра  $^{92}\text{U}235$  тепловыми нейтронами? (Ответ дать в МэВ).

13. Определить среднее время жизни и вероятность распада за время  $t$  возбужденных ядер, образующихся при облучении тепловыми нейтронами мишени состоящей из ядер  $^6\text{Li}$ , если известно, что среднее время жизни данных ядер по отношению к испусканию нейтронов и  $\alpha$ -частиц соответственно равно:  $\tau_n = 1,1 \cdot 10^{-20}$  с и  $\tau_\alpha = 2,2 \cdot 10^{-20}$  с.

14. Оценить плотность ядерного вещества и концентрацию нуклонов в ядре.

15. Сколько нейтронов будет в размножающей системе в 100-м поколении, если процесс деления начинается с 1000-го нейтрона и  $k^\infty=1,05$ .

16. В начальный момент времени  $t$  в размножающей системе имеется  $n(t_0)$  нейтронов одного поколения. Записать уравнение, описывающее скорость изменения числа нейтронов  $dn/dt$ , если среднее время жизни одного поколения нейтронов равно  $l$ .

17. В начальный момент времени в глубоко подкритичной размножающей системе было  $n_0$  нейтронов. Записать закон изменения числа нейтронов  $n(t)$  в этой системе с течением времени  $t$ , если среднее время жизни одного поколения нейтронов равно  $l$ .

18. Записать закон изменения числа нейтронов (экспоненциальная его форма) в идеализированной надкритичной размножающей системе. Считать, что в начальный момент времени был один нейтрон.

19. Какое количество должно ежедневно расходоваться в ядерном реакторе мощностью 1 ГВт? Сравнить эту мощность со средней мощностью радиоактивного распада такого же количества.

20. Какая энергия соответствует 1 гр. вещества (ответ дать в Дж, МВт час, МэВ)?

21. Сколько нужно сжечь и разделить  $^{92}\text{U}235$ , чтобы получить энергию 1 МВт\*сут?

22. Сколько выгорает  $\text{U}235$  и  $\text{Pu}239$  при получении 1 МВт\*сут энергии в ЯР на тепловых нейтронах?

23. Какая скорость деления соответствует мощности 1000 МВт?

24. Определить количество делений и поглощений без деления за 1 с в размножающей среде с  $^{92}\text{U}235$  и  $\text{U}235\text{O}_2$ , где плотность тепловых нейтронов равна  $10^6$  н/см<sup>3</sup>. ( $\sigma_f = 582$  барн,  $\sigma_a = 693$  барн).

25. Сечение деления тепловыми нейтронами для естественной смеси изотопов урана равно  $4.22$  барна. Вычислить сечение деления тепловыми нейтронами  $^{92}\text{U}235$ , учитывая, что  $^{92}\text{U}238$  под действием тепловых нейтронов не делится.

26. Определить макроскопическое сечение поглощения нейтронов с энергией  $0,025$  эВ для урана, обогащенного по  $^{92}\text{U}235$  до  $20\%$ .

27. Вычислить сечение деления на ядро урана природного изотопного состава для тепловых нейтронов.

28. Какое количество  $^{92}\text{U}235$  разделится и превратится в  $^{92}\text{U}236$  за 1 год работы ЯР на тепловых нейтронах на мощности  $150$  МВт?

29. На какой мощности работает ЯР на тепловых нейтронах, если расход  $\text{U}235$  составляет  $0,5$  кг/сутки?

30. Определить  $\Delta k$  и  $\rho$  для следующих значений кэфф:  $1.25$ ;  $1.02$ ;  $1.001$ . В каком случае  $\Delta k \approx \rho$ .

31. Емкость, содержащая  $^{92}\text{U}235$ , характеризуется эффективным коэффициентом размножения равным  $1,001$ . Оценить промежуток времени, за который разделится  $1$  кг  $^{92}\text{U}235$  в этой системе, если средняя энергия нейтронов  $\approx 1,6$  МэВ. Сечение деления  $= 2$  б. Считать, что в начальный момент времени был один нейтрон, поглощением и утечкой нейтронов пренебречь

### Примерный перечень заданий для контрольных работ:

#### Вариант 1

1. Определить активность  $^{60}\text{Co}$  ( $T_{\text{Co}} = 5.25$  года) через пять лет, если в данный момент она равна  $100$  мКи.
2. Плотность нейтронов с энергией  $E_1 = 0,025$  эВ равна  $n_1 = 10^5$  нейтронов/см<sup>3</sup>, а с энергией  $E_2 = 1$  кэВ равна  $n_2 = 10^3$  нейтронов/см<sup>3</sup>. Плотность потока каких нейтронов больше?
3. Определить среднюю энергию, которая передается ядру  $^{12}\text{C}$  при упругом столкновении нейтрона с  $E_n = 1$  МэВ.

#### Вариант 2

1. Определить массу и удельную активность  $\alpha$ -активных нуклидов  $^{210}\text{Po}$  ( $T_{\text{Po}} = 138,4$  сут).
2. Цилиндрический ЯР с бериллиевым отражателем имеет активную зону следующих размеров: высота  $2$  м, радиус  $1$ . Оценить выигрыш за счёт бериллиевого отражателя в объеме активной зоны.
3. Оценить  $L$  нейтронов в активной зоне с водяным замедлителем, если концентрация  $^{235}\text{U}$  по отношению к воде равна  $10^{-3}$ .

#### Вариант 3

1. Сколько выгорает  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  при получении  $1$  Мвт сут энергии в ЯР на тепловых нейтронах.
2. ВВЭР-1000 имеет  $N_T = 3000$  МВт,  $m_U = 71.5$  т,  $T_{\text{ЯР}} = 7000$ . Обогащение свежезаружаемого топлива –  $3,3\%$ . Определить среднюю глубину выгорания топлива при двух или трех частичных перегрузках.
3. Какой  $\rho_{\text{зап}}$  можно использовать для получения дополнительного энергозапаса при работе реактора ТР на мощности  $70\%$   $N_{\text{ном}}$ ?

#### Вариант 4

1. Оценить удельное энерговыделение, приходящееся на  $1$  г  $^{235}\text{U}$ , в ЯР на промежуточных нейтронах ( $E_n \approx 10$  кэВ).

2. Оценить удельный расход ядерного топлива в топливном цикле при однократном использовании обогащенного урана в ЯР типа ВВЭР при начальном обогащении  $x = 3\%$ , если в отвале обогатительного производства  $x_{отв} = 0,25\%$ , в природном уране  $x_U = 0.71\%$ , средняя глубина выгорания  $B = 30 \text{ МВт}\cdot\text{сут/кг}$

3. При пуске реактора  $\rho_{0 \text{ Xe}} = -1\%$ . Как будет изменяться  $\rho$  из-за отравления Xe после выхода на мощность  $80\% N_{ном}$ ?

Описание критериев и шкалы оценивания компетенций (результатов обучения) при аттестации

Критерии оценивания компетенций	Шкала оценок
Обучающийся демонстрирует полное соответствие знаний, умений, навыков приведенным в таблицах показателям, свободно оперирует приобретенными знаниями, умениями, применяет их при решении практических задач	Отлично
Обучающийся демонстрирует соответствие знаний, умений, навыков приведенным в таблицах показателям, но допускает незначительные ошибки, неточности, испытывает затруднения при решении практических задач	Хорошо
Обучающийся демонстрирует неполное соответствие знаний, умений, навыков приведенным в таблицах показателям, допускает значительные ошибки при решении практических задач	Удовлетворительно
Обучающийся демонстрирует явное несоответствие знаний, умений, навыков приведенным в таблицах показателям	Неудовлетворительно

## 20.2. Промежуточная аттестация

Промежуточная аттестация по дисциплине осуществляется с помощью следующих оценочных средств: собеседование по вопросам к экзамену.

### Перечень вопросов к экзамену:

1. Состояние и тенденции развития энергетики.
2. Удельное энергопотребление.
3. Потенциальные возможности возобновляемых источников
4. Ядерное топливо и его использование в ядерных реакторах.
5. Преимущество ядерной энергетики.
6. Принципиальная схема ядерного реактора. Физические процессы в ядерном реакторе
7. Виды ядерных взаимодействий.
8. Сечения реакций. Микроскопические и макроскопические сечения. Физический смысл.
9. Зависимость сечений от энергии.
10. Разделение нейтронов по энергиям. Понятие об энергетическом спектре нейтронов в реакторе.
11. Критическое, надкритическое, подкритическое состояния реактора.
12. Критическая масса.
13. Уравнение баланса тепловых нейтронов.
14. Эффективный коэффициент размножения нейтронов. Замедлители.
15. Требования, предъявляемые к замедлителю. Замедляющая способность. Коэффициент замедления.
16. Характеристики замедлителей.

17. Понятие о реактивности. Период реактора.
18. Зависимость периода реактора от времени жизни поколения нейтронов. Запаздывающие нейтроны.
19. Предшественники запаздывающих нейтронов. Доля запаздывающих нейтронов.
20. Среднее время жизни запаздывающих нейтронов.
21. Понятие о мгновенной критичности реактора.
22. Выгорание топлива. Запас реактивности на выгорание топлива.
23. Глубина выгорания ядерного топлива. Кампания реактора.
24. Шлакование и отравление реактора.
25. Воспроизводство ядерного топлива. Понятие о коэффициенте воспроизводства и времени удвоения.
26. Первый контур, его основные компоненты: ГЦН, КД, парогенераторы, ГЦТ.
27. Принцип работы парогенератора, обеспечение безопасности при разрыве теплообменных трубок.
28. Системы безопасности, СВРК, АКНП. Основные регуляторы мощности, принципы их функционирования.
29. Возможность управления реактивностью, ОР СУЗ, борное регулирование.
30. Регулирование работы ЯЭР в аварийных режимах, связанных с неконтролируемым разгоном мощности реактора.
31. Общие сведения об АСУ АЭС.
32. По энергии нейтронов, производящих деление.
33. По способу размещения топлива и замедлителя.
34. По конструктивному исполнению. По виду теплоносителя. По назначению.
35. Требования к конструкции активной зоны и ее характеристики. Требования к материалам, используемым в органах управления и защиты реактора.
36. Бор и его характеристики как поглотителя в сравнении с другими материалами.
37. Теплоносители. Требования, предъявляемые к теплоносителям ядерного реактора. Вода как теплоноситель. Свойства воды.
38. Органические теплоносители. Свойства органических теплоносителей.
39. Жидкометаллические теплоносители. Свойства жидкометаллических теплоносителей.
40. Газообразные теплоносители. Свойства газообразных теплоносителей.
41. Топливные материалы. Требования, предъявляемые к топливным материалам.
42. Металлическое топливо и его характеристики. Окисное топливо и его характеристики.
43. Карбидное топливо и его характеристики. Дисперсное топливо, его преимущества и недостатки.
44. Конструкционные материалы ядерного реактора. Основные требования, предъявляемые к конструкционным материалам.
45. Цирконий. Характеристики, достоинства и недостатки его использования в активных зонах реакторов.

46. Аустенитные нержавеющие стали. Характеристики, достоинства и недостатки использования в активных зонах реакторов.
47. Действие реакторных излучений на материалы.
48. Серийный ядерный реактор ВВЭР 1000 (РУ В-320). Основные технические данные реактора. Схема циркуляции теплоносителя первого контура в корпусе реактора. Конструкция и назначение корпуса, шахты опорных стаканов, граненого пояса и выгородки. Характеристики активной зоны. Картограмма. Перегрузка топлива. Остаточное энерговыделение.
49. Конструкция и характеристики тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ), тепловыделяющей сборки (ТВС).
50. Характеристики комплекса кассет в ядерном реакторе. Поглотители, используемые в ВВЭР 1000.
51. Конструкция кластера СУЗ и стержней выгорающего поглотителя.
52. Конструкция и назначение блока защитных труб (БЗТ), верхнего блока, крышки реактора, Назначение бетонной шахты реактора.
53. Реактор РБМК 1000. Основные технические характеристики. Общий вид реактора. Основное оборудование. Схема движения теплоносителя через реактор. Конструкция технологического канала (ТК), тепловыделяющего элемента, тепловыделяющей части технологического канала (ТК).
54. Установка технологического канала в графитовой кладке. Конструкция графитовой кладки. Назначение и конструкция схем «С», «ОР», «Л», «Д», «Е», «Э», «КЖ». Назначение плиточного настила.
55. Реакторы на быстрых нейтронах. Особенности петлевой и интегральной компоновки первого контура реакторов с натриевым теплоносителем.
56. Конструкции внутриреакторного оборудования БН 350, БН 600.
57. Тепловыделяющий элемент, тепловыделяющая сборка. Активная зона реактора, зона воспроизводства.
58. Перспективные проекты ЯЭР. Направления развития реакторных систем. Реакторы ВВЭР повышенной безопасности.
59. Проект БРЕСТ. Исследования в обоснование проектных решений ЯЭУ.

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.

Описание критериев и шкалы оценивания компетенций (результатов обучения) при аттестации

Критерии оценивания компетенций	Шкала оценок
Обучающийся демонстрирует полное соответствие знаний, умений, навыков приведенным в таблицах показателям, свободно оперирует приобретенными знаниями, умениями, применяет их при решении практических задач	Отлично
Обучающийся демонстрирует соответствие знаний, умений, навыков приведенным в таблицах показателям, но допускает незначительные ошибки, неточности, испытывает затруднения при решении практических задач	Хорошо
Обучающийся демонстрирует неполное соответствие знаний, умений, навыков приведенным в таблицах показателям, допускает значительные ошибки при решении практических задач	Удовлетворительно
Обучающийся демонстрирует явное несоответствие знаний, умений, навыков приведенным в таблицах показателям	Неудовлетворительно

### Пример контрольно-измерительного материала (КИМ)

УТВЕРЖДАЮ

Заведующий кафедрой  
ядерной физики  
\_\_\_\_\_ Титова Л. В.

Направление подготовки:

14.05.02 Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг.

Дисциплина: Б1.В.08 Физика ядерных реакторов

Вид контроля: Экзамен.

#### Контрольно-измерительный материал №1

1. Сечения реакций. Микроскопические и макроскопические сечения. Физический смысл.
2. Конструкционные материалы ядерного реактора. Основные требования, предъявляемые к конструкционным материалам.

Преподаватель \_\_\_\_\_ . \_\_\_\_\_  
подпись расшифровка подписи

### 21. Фонд оценочных средств, рекомендуемых к использованию в ходе проверки остаточных знаний (оценке достижения результатов освоения дисциплины)

#### Тестовые задания с открытым ответом

1. Какие частицы вызывают деление ядер U-235 в ядерных реакторах?  
1) электрон, 2) **нейтрон**, 3) протон 4) дейтерий
2. Какие из перечисленных ниже веществ обычно используются в ядерных реакторах в качестве ядерного горючего? 1) кадмий 2) **уран** 3) бор 4) графит 5) вода
3. Какой реактор вырабатывает больше ядерного топлива, чем потребляет?  
1) урано-графитовый 2) **реактор на быстрых нейтронах** 3) реактор на медленных нейтронах 4) водо-водяной реактор

4. Какие вещества являются замедлителями в ядерном реакторе на тепловых нейтронах? 1) Уран 2) Цирконий 3) **Вода** 4) Кадмий
5. Что такое ядерный реактор? Это устройство, в котором...
  - 1) **осуществляется управляемая цепная реакция деления тяжелых ядер**
  - 2) ядерная энергия превращается непосредственно в электрическую
  - 3) происходит управляемый синтез легких ядер
  - 4) происходит управляемый  $\alpha$ -распад ядер
6. Какой из множителей не входит в коэффициент размножения нейтронов в ядерном реакторе на тепловых нейтронах бесконечного размера?
  - 1) эффективный выход нейтронов на один захваченный нейтрон в топливе
  - 2) коэффициент размножения на быстрых нейтронах
  - 3) коэффициент использования тепловых нейтронов
  - 4) **коэффициент размножения на тепловых нейтронах**
7. Единицы измерения плотности потока нейтронов
  - 1) **Нейтрон/(см<sup>2</sup>\*с)**; 2) Нейтрон/см<sup>2</sup> 3) Нейтрон/с 4) Нейтрон/(см<sup>3</sup>\*с)
8. Единицы измерения возраста нейтронов:
  - 1) **м<sup>2</sup>** 2) мин 3) с 4) м
9. Какой из продуктов деления ядер <sup>235</sup>U относится к отравителям ядерного реактора?
  - 1) **<sup>135</sup>Xe** 2) <sup>91</sup>Zr 3) <sup>95</sup>Mo 4) <sup>137</sup>Cs
10. Какая характеристика не относится к процессу отравления ядерного реактора ксеноном?
  - 1) **малое сечение поглощения тепловых нейтронов**
  - 2) быстрое достижение равновесной концентрации ксенона, примерно за 30-40 часов
  - 3) увеличение отравления после остановки ядерного реактора
  - 4) временное увеличение или уменьшение реактивности, обусловленное изменением концентрации ксенона
11. Для ядерного реактора на тепловых нейтронах потеря реактивности за счет отравления ксеноном имеет вид
  - 1)  **$\rho = -\Theta W$ , где  $\Theta$  - коэффициент использования тепловых нейтронов,  $W$  – отношение количества поглощений в поглотителе к количеству поглощений в топливе**
  - 2)  $\rho = +\Theta W$ , где  $\Theta$  - коэффициент использования тепловых нейтронов,  $W$  – отношение количества поглощений в поглотителе к количеству поглощений в топливе
  - 3)  $\rho = -\Theta W$ , где  $\Theta$  - коэффициент использования тепловых нейтронов,  $W$  – мощность реактора
  - 4)  $\rho = -\Theta W^2$ , где  $\Theta$  - коэффициент использования тепловых нейтронов,  $W$  – отношение количества поглощений в поглотителе к количеству поглощений в топливе
12. Прометиевый провал – это
  - 1) **уменьшение запаса реактивности реактора при накоплении самария после остановки ядерного реактора на тепловых нейтронах**
  - 2) уменьшение запаса реактивности реактора при накоплении самария после остановки ядерного реактора на быстрых нейтронах
  - 3) увеличение запаса реактивности реактора при накоплении самария после остановки ядерного реактора на тепловых нейтронах
  - 4) увеличение запаса реактивности реактора при накоплении самария после остановки ядерного реактора на быстрых нейтронах

13. Ядерный реактор подкритичен при условии:

- 1) реактивность  $\rho < 0$ , коэффициент размножения нейтронов  $k'_{эфф} < 0$ ;
- 2) реактивность  $\rho = 0$ , коэффициент размножения нейтронов  $k'_{эфф} < 0$ ;
- 3) реактивность  $\rho > 0$ , коэффициент размножения нейтронов  $k'_{эфф} > 0$ ;
- 4) реактивность  $\rho = 0$ , коэффициент размножения нейтронов  $k'_{эфф} = 0$ ;

14. Физический вес компенсирующего стержня – это

- 1) реактивность, которую может скомпенсировать компенсирующий стержень при введении в активную зону или высвободить при подъеме из активной зоны
- 2) вес компенсирующего стержня
- 3) длина компенсирующего стержня, введенная в активную зону реактора
- 4) объем компенсирующего стержня

15. Для управления реактивностью в реакторе на тепловых нейтронах в водном теплоносителе изменяют концентрацию:

- 1) Борной кислоты
- 2) Соляной кислоты
- 3) Оксида бора
- 4) Бромиды натрия

#### Вопросы с развернутым ответом

1. Сколько необходимо добыть природного урана, чтобы получить 1 т обогащенного урана с обогащением 2 % при содержании в отвальном топливе урана 0,25 %?

Ответ: Соотношение между массами природного урана и обогащенного имеет вид:

$$m_U = m_U^{об} \frac{x - x_{омс}}{x_o - x_{омс}}, \text{ где } x_{омс} - \text{содержание отвального урана, } x_o - \text{исходное содержание}$$

урана-253 в природном уране,  $x$  - обогащение урана. Тогда  $m_U = 1 \cdot \frac{2 - 0,25}{0,71 - 0,25} = 1,63 \text{ т.}$

2. Сколько выгорает  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  при получении 1,2 МВт \* сут энергии в ядерном реакторе на тепловых нейтронах?

Ответ: При делении одного ядра  $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$  выделяется энергия примерно 200 МэВ =  $3,7 \cdot 10^{-22}$  МВт·сут, то для получения 1 МВт·сут нужно разделить  $2,7 \cdot 10^{21}$  ядер, а сжечь в  $(1 + \alpha)$  раз, где  $\alpha$  - отношение сечений радиационного захвата нейтронов и деления. Тогда масса делящегося нуклида равна  $2,7 \cdot 10^{21} (1 + \alpha) A / N_A$  г. Подставляя значения массового числа  $A$  и  $\alpha = 0,17$  для  $^{235}\text{U}$  и  $\alpha = 0,42$  для  $^{239}\text{Pu}$ , получаем 1,23 г урана и 1,52 г плутония.

3. Какое количество  $^{235}\text{U}$  разделится и превратится в  $^{236}\text{U}$  за 1 год работы ядерного реактора на тепловых нейтронах на мощности 150 МВт?

Ответ: За один год работы на мощности 150 МВт разделится  $m_{дел} = 1,05 \cdot 150 \cdot 365 = 57,7 \text{ кг } ^{235}\text{U}$ . Количество выгоревшего U

$m_{быц} = 1,05 \cdot (1 + 0,17) \cdot 150 \cdot 365 = 67,2 \text{ кг } ^{235}\text{U}$ . В результате радиационного захвата в  $^{236}\text{U}$  превратится  $67,2 - 57,7 = 9,7 \text{ кг}$

4. Ядерный реактор на тепловых нейтронах выработал  $2 \cdot 10^5$  МВт·ч на мощности 50 МВт. Определить скорость выгорания урана за единицу времени.

Ответ: Ядерный реактор работал в течение  $t = Q / N = 4000 \text{ ч}$ . За это время выгорело  $m_{быц} = 1,23 \cdot 2 \cdot 10^5 / 24 = 10,2 \text{ кг}$  урана. Скорость выгорания при работе на стационарной мощности равна  $m_{быц} / t = 2,55 \text{ г/ч} = 0,71 \text{ мг/с}$



5. Ядерный реактор с первоначальной загрузкой 3 т урана, обогащенного до 2 %  $^{235}\text{U}$ , выработал  $4,1 \cdot 10^5$  МВт\*ч. Определить глубину выгорания урана.

Ответ:  $m_{\text{выг}} = 0,051 \cdot 4,1 \cdot 10^5 = 21$  кг, где 0,051 представляет удельный расход топлива.

Следовательно, глубина выгорания по урану равна  $z = 21/3 = 7$  кг/т. При загрузке 3 т урана с обогащением 2% масса делящегося изотопа составляет  $0,02 \cdot 3 \cdot 10^3 = 60$  кг. Таким образом, глубина выгорания  $z_0$  составляет 35%.

6. Определить глубину выгорания топлива в ВВЭР-440 за 300 эф.суток работы при начальной загрузке  $^{235}\text{U}$  1028 кг (всего топлива 42 тонн)

Ответ: Масса выгоревшего топлива  $m_{\text{выг}} = 1,23 \cdot 1375 \cdot 300 = 507,38$  кг, глубина выгорания урана  $z = 507,38/42 = 12,08$  кг / т,  $z_0 = m_{\text{выг}} / m_{\text{U}^{235}} = 507,38/1028 = 0,49 = 49\%$

7. Оценить удельный расход ядерного топлива в топливном цикле при однократном использовании обогащенного урана в ядерных реакторах типа ВВЭР при начальном обогащении 3%, если в отвале обогатительного производства 0,25%, в природном уране 0,71%, средняя глубина выгорания урана 30 МВт\*сут/кг, КПД АЭС 30%

Ответ: Удельный расход ядерного топлива

$$q_U = \frac{1}{24B\eta} \frac{x - x_{\text{отв}}}{x_0 - x_{\text{отв}}} \frac{\Gamma}{\text{кВт}\times\text{ч}}, B = \frac{Q}{m_{\text{топлива}}} = \frac{Nt}{m_{\text{топлива}}} \frac{\text{МВт}\cdot\text{сут}}{\Gamma}, \text{ где } B - \text{глубина выгорания, } \eta -$$

КПД установки,  $x_{\text{отв}}$  - содержание отвального урана,  $x_0$  - исходное содержание урана-253 в природном уране,  $x$  - обогащение урана.

$$q_U = \frac{1}{24 \cdot 30 \cdot 0,3} \frac{3,0 - 0,25}{0,71 - 0,25} \frac{\Gamma}{\text{кВт}\times\text{ч}} = 28 \cdot 10^3 \frac{\Gamma}{\text{МВт}\times\text{ч}} \approx 670 \frac{\Gamma}{\text{МВт}\times\text{ч}}$$

8. Какой процент  $^{238}\text{U}$  может быть использован в природном уране при работе ядерного реактора на тепловых нейтронах, имеющего коэффициент воспроизводства 0,8?

Ответ: При выгорании  $m_{\text{выг}}^{U-235}$  кг образуется плутоний, массой  $m_{\text{выг}}^{Pu-239} = KB \cdot m_{\text{выг}}^{U-235}$ ,  $KB$  - коэффициент воспроизводства, который выгорая дает  $KB^2 \cdot m_{\text{выг}}^{U-235}$  плутония и т.д. При совместном выгорании  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  суммарно выгорает

$$m_{\text{выг}}^{Pu,U} = m_{\text{выг}}^{U-235} + KB \cdot m_{\text{выг}}^{U-235} + KB^2 \cdot m_{\text{выг}}^{U-235} + \dots = \frac{m_{\text{выг}}^{U-235}}{1 - KB} = 5m_{\text{выг}}^{U-235}. \text{ Из этого выгоревшего}$$

топлива на вторичное приходится  $m_{\text{выг}}^{Pu} = m_{\text{выг}}^{Pu-239,U-235} - m_{\text{выг}}^{U-235} = \frac{KB}{1 - KB} \cdot m_{\text{выг}}^{U-235} = 4m_{\text{выг}}^{U-235}$ . Если

предположить, что выгорает весь  $^{235}\text{U}$ , содержащийся в природном уране в количестве 0,7%, то при этом используется также  $^{238}\text{U}$  (после превращения его в  $^{239}\text{Pu}$ ) в количестве  $4 \cdot 0,7\% = 2,8\%$ . Таким образом, может быть использовано 0,7%  $^{235}\text{U}$  и 2,8%  $^{238}\text{U}$

9. В реакторе-размножителе, имеющем коэффициент воспроизводства 1,5, загруженное топливо массой  $m_0$  выгорает за 5 лет. Чему равен годовой прирост топлива?

Ответ: накопление вторичного топлива за 5 лет составляет  $m = KB \cdot m_0 = 1,5m_0$ . Прирост за

5 лет равен  $\frac{m - m_0}{m_0} = \frac{KB \cdot m_0 - m_0}{m_0} = KB - 1 = 0,5 = 50\%$ , что составляет  $50/5 = 10\%$  в год

10. Сколько  $^{239}\text{Pu}$  образуется за год работы АЭС, имеющей коэффициент воспроизводства 0,6?

Ответ: Из табличных данных известно, что удельный расход первичного топлива на АЭС равен 0,18 г/(МВт\*ч), то есть на 1 МВт\*ч получаемой электрической энергии образуется  $0,18 \cdot 239 / 235 = 0,11$  г  $^{239}\text{Pu}$ , что за год работы АЭС даст массу плутония  $^{239}\text{Pu}$ , равную  $0,11 \cdot 500 \cdot 7000 = 385$  кг, при учете, что АЭС работает 7000 часов за год.

11. Быстрый ядерный реактор с плутониевым циклом имеет коэффициент воспроизводства 1,5, электрическая мощность 1000 МВт, КПД 40% и работает в течение года 7000 ч. Сколько плутония нарабатывает ядерный реактор за год?

Ответ: Тепловая мощность ядерного реактора  $N = 1000 / 0,4 = 2500$  МВт.  
 Энерговыработка за год  $Q = 2500 \cdot 7000 = 17,5 \cdot 10^6$  МВт·ч/г, масса выгоревшего топлива  $m_{\text{выз}} = 0,063 \cdot 17,5 \cdot 10^6 = 1650$  кг/год. Таким образом, дополнительная наработка нового топлива  $1650 - 1100 = 550$  кг.

12. Ядерный реактор наработал 50000 МВт·ч. Сколько шлаков (без учета  $^{236}\text{U}$ ) накопилось в активной зоне?

Ответ:  $m_{\text{оск}} = 1,05 \cdot 5 \cdot 10^4 / 24 = 2,2$  кг

13. Оценить относительную потерю нейтронов в шлаках для четырех ядерных реакторов с различным спектром нейтронов после деления 10% топлива. Энергия нейтронов, производящих деление, равна 0,025 эВ. Отношение сечения поглощения нейтронов в

топливе и в шлаках  $\frac{\sigma_f^{\text{мон}}}{2\sigma_a^{\text{шл}}} = 14,5$ , отношение сечений радиационного захвата нейтронов к

сечению деления ядер топлива  $\alpha = 0,17$

Ответ: Поскольку при делении каждого ядра образуется в среднем два осколка, то после деления  $0,1N_{\text{мон}}$  ядер/см<sup>3</sup> концентрация шлаков будет в 2 раза больше  $2 \cdot 0,1N_{\text{мон}}$  ядер/см<sup>3</sup>.

При плотности потока нейтронов  $\Phi$  в шлаках будет поглощаться

$\Phi \sigma_a^{\text{шл}} N_{\text{шл}} = \Phi \sigma_a^{\text{мон}} \cdot 2 \cdot 0,1N_{\text{мон}}$  нейтр/(см<sup>3</sup>·с), а в топливе, концентрация которого уменьшится на 10%, будет поглощаться  $\Phi \sigma_a^{\text{мон}} 0,9N_{\text{мон}}$  нейтр/(см<sup>3</sup>·с). Относительная

потеря нейтронов в шлаках составит

$$\frac{\Phi \sigma_a^{\text{шл}} N_{\text{шл}}}{\Phi \sigma_a^{\text{шл}} N_{\text{шл}} + \Phi \sigma_a^{\text{мон}} 0,9N_{\text{мон}}} = \frac{1}{1 + 9 \frac{\sigma_a^{\text{мон}}}{2\sigma_a^{\text{шл}}}} = \frac{1}{1 + 9(1 + \alpha) \frac{\sigma_f^{\text{мон}}}{2\sigma_a^{\text{шл}}}}$$

Подставляя численные значения,

получим 0,9%

14. Оценить относительную потерю нейтронов в шлаках для ядерного реактора на нейтронах после деления 10% топлива. Энергия нейтронов, производящих деление, равна 10 кэВ.

Отношение сечения поглощения нейтронов в топливе и в шлаках  $\frac{\sigma_f^{\text{мон}}}{2\sigma_a^{\text{шл}}} = 7,8$ , отношение

сечений радиационного захвата нейтронов к сечению деления ядер топлива  $\alpha = 0,35$

Ответ: Поскольку при делении каждого ядра образуется в среднем два осколка, то после деления  $0,1N_{\text{мон}}$  ядер/см<sup>3</sup> концентрация шлаков будет в 2 раза больше  $2 \cdot 0,1N_{\text{мон}}$  ядер/см<sup>3</sup>.

При плотности потока нейтронов  $\Phi$  в шлаках будет поглощаться

$\Phi \sigma_a^{\text{шл}} N_{\text{шл}} = \Phi \sigma_a^{\text{мон}} \cdot 2 \cdot 0,1N_{\text{мон}}$  нейтр/(см<sup>3</sup>·с), а в топливе, концентрация которого уменьшится на 10%, будет поглощаться  $\Phi \sigma_a^{\text{мон}} 0,9N_{\text{мон}}$  нейтр/(см<sup>3</sup>·с). Относительная

потеря нейтронов в шлаках составит

$$\frac{\Phi \sigma_a^{\text{шл}} N_{\text{шл}}}{\Phi \sigma_a^{\text{шл}} N_{\text{шл}} + \Phi \sigma_a^{\text{мон}} 0,9N_{\text{мон}}} = \frac{1}{1 + 9 \frac{\sigma_a^{\text{мон}}}{2\sigma_a^{\text{шл}}}} = \frac{1}{1 + 9(1 + \alpha) \frac{\sigma_f^{\text{мон}}}{2\sigma_a^{\text{шл}}}}$$

Подставляя численные значения,

получим 1,1%

15. Оценить относительную потерю нейтронов в шлаках для ядерного реактора на нейтронах после деления 10% топлива. Энергия нейтронов, производящих деление, равна 1 МэВ.

Отношение сечения поглощения нейтронов в топливе и в шлаках  $\frac{\sigma_f^{\text{мон}}}{2\sigma_a^{\text{шл}}} = 14,4$ , отношение

сечений радиационного захвата нейтронов к сечению деления ядер топлива  $\alpha = 0,08$

Ответ: Поскольку при делении каждого ядра образуется в среднем два осколка, то после деления  $0,1N_{мон}$  ядер/см<sup>3</sup> концентрация шлаков будет в 2 раза больше  $2 \cdot 0,1N_{мон}$  ядер/см<sup>3</sup>. При плотности потока нейтронов  $\Phi$  в шлаках будет поглощаться  $\Phi \sigma_a^{шл} N_{шл} = \Phi \sigma_a^{шл} \cdot 2 \cdot 0,1N_{мон}$  нейтр/(см<sup>3</sup>·с), а в топливе, концентрация которого уменьшится на 10%, будет поглощаться  $\Phi \sigma_a^{мон} 0,9N_{мон}$  нейтр/(см<sup>3</sup>·с). Относительная потеря нейтронов в шлаках составит

$$\frac{\Phi \sigma_a^{шл} N_{шл}}{\Phi \sigma_a^{шл} N_{шл} + \Phi \sigma_a^{мон} 0,9N_{мон}} = \frac{1}{1 + 9 \frac{\sigma_a^{мон}}{2\sigma_a^{шл}}} = \frac{1}{1 + 9(1 + \alpha) \frac{\sigma_f^{мон}}{2\sigma_a^{шл}}}$$

получим 0,7%

16. С какой скоростью разлетаются в момент деления осколки <sup>235</sup>U при симметричном делении?

Ответ: Будем считать, что вся энергия, выделяемая в делении ядра <sup>235</sup>U, равная 200 МэВ, распределяется между осколками с массовым числом A=118, поровну. Скорость осколка

$$равна v = \sqrt{\frac{2E}{Am}} = c \sqrt{\frac{2E}{Amc^2}} = 3 \cdot 10^8 \text{ м/с} \sqrt{\frac{2 \cdot 100 \text{ МэВ}}{118 \cdot 940 \text{ МэВ}}} \approx 1,27 \cdot 10^8 \text{ м/с}$$

17. Сколько нужно разделить <sup>235</sup>U, чтобы получить энергию, соответствующую 1 г вещества?

Ответ: Энергия, соответствующая 1 г вещества равна  $E = mc^2 = 9 \cdot 10^{13} \text{ Дж} = 56,2 \cdot 10^{25} \text{ МэВ}$ . Учитывая, что при делении одного ядра урана выделяется энергия примерно в 200 МэВ,

можно найти число ядер урана  $N_U = \frac{56,2 \cdot 10^{25}}{200} = 28,1 \cdot 10^{23}$  ядер, масса

$$m_U = N_U / N_A \cdot M_U = \frac{28,1 \cdot 10^{23}}{6 \cdot 10^{23}} \cdot 235 = 1100 \text{ г} = 1,1 \text{ кг}$$

18. Сколько альфа-распадов происходит в 1 ч в 1 г <sup>238</sup>U? Период полураспада по отношению к альфа распаду 4,5 млрд лет,

Ответ:  $4,6 \cdot 10^{10}$

19. Определить количество делений и поглощений без деления за 1 с в размножающей среде с <sup>235</sup>U, где плотность тепловых нейтронов равна  $10^6$  нейтр/см<sup>3</sup>, а концентрация топлива  $5 \cdot 10^{18}$  ядер/см<sup>3</sup>? Сечение деления ядер <sup>235</sup>U равно 582 бн, сечение радиационного захвата 101 бн

Ответ: Скорость тепловых нейтронов составляет  $v = 2,2 \cdot 10^5$  см/с, количество делений определяется как  $n v \sigma_f N_U = 10^6 \cdot 2,2 \cdot 10^5 \cdot 582 \cdot 10^{-24} \cdot 5 \cdot 10^{18} = 6,4 \cdot 10^8$  дел/(с·см<sup>3</sup>). Количество поглощений без деления <sup>235</sup>U равно  $1,1 \cdot 10^8$  погл/(с·см<sup>3</sup>)

20. В активную зону ядерного реактора в гомогенной смеси загружены <sup>235</sup>U и замедлитель <sup>9</sup>Be. Отношение числа ядер урана к бериллию составляет 0,4 %. Определить отношение масс топлива и замедлителя.

Ответ: Для веществ в гомогенной смеси количество ядер

$$N_{я} = \frac{m}{V} \cdot \frac{N_A}{A}, \quad N_A - \text{число Авогадро. Отношение масс урана к бериллию составит}$$

$$\frac{m_U}{m_{Be}} = \frac{N_U}{N_{Be}} \cdot \frac{A_U}{A_{Be}} = 0,004 \cdot \frac{235}{9} = 0,104 = 10,4\%$$

21. Ядерный реактор работает на мощности 5 МВт. Потеря нейтронов в результате поглощения без деления составляет 45 %. Сколько нейтронов вылетает за пределы активной зоны?

Ответ: Из каждых примерно 2,5 нейтронов, рождающихся при делении ядра урана, один расходуется на поддержание цепной ядерной реакции:  $0,45 \cdot 2,5 = 1,1$  - поглощается без

деления и  $2,5 - (1,0+1,1)=0,4$  нейтрона, то есть 16 % вылетает из активной зоны. При работе ядерного реактора на мощности 5 МВт происходит  $3,1 \cdot 10^{13} \cdot 5 \cdot 10^3 \approx 1,6 \cdot 10^{17}$  дел/с, так как 1 кВт соответствует  $3,1 \cdot 10^{13}$  дел/с. Следовательно из активной зоны вылетает  $1,6 \cdot 10^{17} \cdot 0,4 = 6,4 \cdot 10^{16}$  нейтр / с.

22. На сколько процентов увеличивается количество деления в каждом очередном поколении при реактивности +0.003?

Ответ: на 0,3 %

23. Определить возраст нейтронов в ядерном реакторе с графитовым замедлителем при энергии нейтронов 10 эВ.

Ответ: 14 см

24. Определить коэффициент размножения критического ядерного реактора на тепловых нейтронах, вероятность утечки нейтронов из которого равна 5 %

Ответ: 1,0526

25. Плотность нейтронов с энергией 0,025 эВ равна  $10^5$  нейтр/см<sup>3</sup>, а с энергией 1 кэВ равна  $10^3$  нейтр/см<sup>3</sup>. Плотность потока каких нейтронов больше и во сколько раз?

Ответ: Плотность потока нейтронов  $\Phi = n\nu$ , где скорость нейтронов равна  $\nu = \sqrt{\frac{2E}{m}}$ .

Отношение плотности потока нейтронов  $\frac{\Phi_1}{\Phi_2} = \frac{n_1}{n_2} \sqrt{\frac{E_1}{E_2}} = 0,5$ .

#### **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) закрытые задания (повышенный уровень сложности):

- 5 баллов – указан верный ответ;
- 2 балла – указан неверный ответ, но приведен верных ход решения;
- 0 баллов – указан неверный ответ.