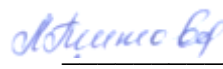


МИНОБРНАУКИ РОССИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
«ВОРОНЕЖСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ»
(ФГБОУ ВО «ВГУ»)

УТВЕРЖДАЮ

Заведующий кафедрой
ядерной физики

 / Титова Л.В./
26.06.2024г.

**РАБОЧАЯ ПРОГРАММА УЧЕБНОЙ ДИСЦИПЛИНЫ
Б1.О.07 Физика ядерных реакторов**

1. Код и наименование направления подготовки/специальности:

14.04.02 Ядерные физика и технологии

2. Профиль подготовки/специализация:

Физика атомного ядра и частиц

3. Квалификация выпускника: магистр

4. Форма обучения: очная

5. Кафедра, отвечающая за реализацию дисциплины:

кафедра ядерной физики

6. Составители программы:

к.ф.-м.н. доц, Алейников Алексей Николаевич

7. Рекомендована:

Научно – методическим советом физического факультета, протокол №6 от 26.06.2024

8. Учебный год: 2024/2025

Семестр(ы): 1

9. Цели и задачи учебной дисциплины

Целями освоения учебной дисциплины являются:

- изучить основные понятия и определения физики ядерных реакторов, приобрести навыки вывода уравнений, описывающих физические процессы в ядерных реакторах.

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 относится к обязательной части Блока 1.

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
ОПК-2	Способен применять современные методы исследования, оценивать и представлять результаты выполненной работы.	ОПК-2.1	Знает физические основы использования ядерной энергии.	Знать: требования, предъявляемые к надежности и безопасности работы реактора. Конструкции ЯЭР ВВЭР, РБМК, БН и перспективных проектов.
		ОПК-2.2	Применяет современные методы исследования характеристик ядерных установок.	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
		ОПК-2.3	Представляет результаты расчета характеристик ядерных реакторов в наглядной форме	Владеть: навыками обоснования выбор технических решений и конструкций ЯЭР

12. Объем дисциплины в зачетных единицах/час — 4/144.

Форма промежуточной аттестации - экзамен

13. Трудоемкость по видам учебной работы

Вид учебной работы	Трудоемкость	
	Всего	По семестрам
		1 семестр
Аудиторные занятия	44	
в том числе:	лекции	30

	практические	14	14
	лабораторные		
Самостоятельная работа		64	64
в том числе: курсовая работа (проект)			
Контроль		36	36
Форма промежуточной аттестации		Экзамен	Экзамен
Итого:		144	144

13.1. Содержание дисциплины

п/п	Наименование раздела дисциплины	Содержание раздела дисциплины	Реализация раздела дисциплины с помощью онлайн-курса, ЭУМК *
1. Лекции			
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.	-
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 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.	-
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.	-
1.6	Классификация ядерных	По энергии нейтронов, производящих деление. По	-

	реакторов.	способу размещения топлива и замедлителя. По конструктивному исполнению. По виду теплоносителя. По назначению.	
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.	-
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 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. <u>Реакторы на быстрых нейтронах.</u> 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. <u>Перспективные проекты ЯЭР.</u> Направления развития реакторных систем. Реакторы ВВЭР повышенной безопасности. Проект БРЕСТ. Исследования в обоснование проектных решений ЯЭУ.	
--	--	--	--

13.2. Темы (разделы) дисциплины и виды занятий

№ п/п	Наименование темы (раздела) дисциплины	Виды занятий (количество часов)					
		Лекции	Практические	Лабораторные	Самостоятельная работа	Контроль	Всего
1	Введение.	3	1		8	4	16
2	Принцип работы ядерного реактора.	3	1		8	4	16
3	Управление ядерным реактором.	4	2		8	4	18
4	Тепловыделение в ядерном реакторе и организация теплоотвода.	4	2		8	4	18
5	Требования к надежности и безопасности работы реактора.	4	2		8	5	19
6	Классификация ядерных реакторов.	4	2		8	5	19
7	Реакторные материалы и требования, предъявляемые к ним.	4	2		8	5	19
8	Состав и конструкции ядерных реакторов.	4	2		8	5	19
	Итого:	30	14		64	36	144

14. Методические указания для обучающихся по освоению дисциплины

Изложение материала преподавателем необходимо вести в форме, доступной для понимания. Для улучшения усвоения учебного материала необходимо применять традиционные и современные технические средства обучения. Для самостоятельного изучения отведено время на все разделы курса.

Студентам на лекциях необходимо вести подробный конспект и стараться понять материал курса, не стесняться задавать преподавателю вопросы для углубленного понимания конкретных проблем курса. Для полного понимания материала следует активно использовать консультации. Для самостоятельного изучения разделов курса, рекомендованных преподавателем, необходимо пользоваться основной и дополнительной литературой, интернет-ресурсами.

15. Перечень основной и дополнительной литературы, ресурсов интернет, необходимых для освоения дисциплины (список литературы оформляется в соответствии с требованиями ГОСТ и используется общая сквозная нумерация для всех видов источников)

а) основная литература:

№ п/п	Источник
1	АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта / С.А. Андрущечко [и др.] .— М. : Логос, 2010 .— 603 с.
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: http://www.lib.vsu.ru/elib/texts/method/vsu/nov06074.pdf >.
3	Ядерная энергетика : учебное пособие для студентов старших курсов, аспирантов и научных работников / [Н.А. Азаренков и др.] ; Харьковский нац. ун-т им. В. Н. Каразина .— Харьков : Харьковский национальный университет имени В. Н. Каразина, 2012 .— 479с.
4	Асмолов В. Г. Основы обеспечения безопасности АЭС : учебное пособие для студентов вузов, [обучающихся по направлению подготовки "Ядерная энергетика и теплофизика"] / В.Г. Асмолов, В.Н. Блинков, О.Г. Черников ; Нац. исслед. ун-т "МЭИ" .— Москва : Издательство МЭИ, 2014 .— 151 с.
5	Острейковский В. А. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ. / В.А. Острейковский, Ю.В. Швыряев .— М. : Физматлит, 2008 .— 349 с.

б) дополнительная литература:

№ п/п	Источник
6	Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1986.
7	Ганчев Б.Г. и др. Ядерные энергетические установки: уч. пособие для вузов/ Под общ. ред. Н.А.Доллежаля. - М.: Энергоатомиздат, 1983.
8	Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. Под общ. ред.Ю.М. Черкашева. – М.: ГУП НИКИЭТ, 2006.
9	Воронин Л. М. Особенности эксплуатации и ремонта АЭС / Л. М. Воронин .— М. : Энергоиздат, 1981 .— 168 с.
10	Острейковский В. А.. Многофакторные испытания на надежность / В.А. Острейковский .— М. : Энергия, 1978 .— 151 с.
11	Токарев Ю. И. Ядерные энергетические установки с органическим теплоносителем / Ю. И. Токарев, Ю. В. Четкин, А. И. Гаврилин ; под ред. И. Я. Емельянова .— М. : Энергоатомиздат, 1986 .— 223 с.
12	Ядерные энергетические установки / Б. Г. Ганчев, Л. Л. Калишевский, Р. С. Демешев и др. ; под общ. ред. Н. А. Доллежаля .— М. : Энергоатомиздат, 1983 .— 504 с
13	Кокорев, Б. В. Парогенераторы ядерных энергетических установок с жидкометаллическим охлаждением / Б. В. Кокорев, В. А. Фарафонов ; Под общ. ред. П. Л. Кириллова .— М. : Энергоатомиздат, 1990 .— 263,[1] с.
14	Герасимов В. В. Материалы ядерной техники : [учебник для вузов по специальности "Атомные электрические станции и установки"] / В. В. Герасимов, А. С. Монахов .— 2-е изд., перераб. и доп. — М. : Энергоиздат, 1982 .— 288 с.
15	Усынин, Г. Б. Физические основы быстрых реакторов : учебное пособие / Г. Б. Усынин ; Горьковский государственный университет им. Н.И. Лобачевского .— Горький, 1978 .— 82 с.
16	Кашеев, В.П. Ядерные энергетические установки : [Учеб. пособие для вузов по спец. "Тепловые электр. станции"] / В. П. Кашеев .— Минск : Высшейш. шк., 1989 .— 222,[1] с
17	Асмолов В. Г. Основы обеспечения безопасности АЭС : учебное пособие для студентов вузов, [обучающихся по направлению подготовки "Ядерная энергетика и теплофизика"] / В.Г. Асмолов, В.Н. Блинков, О.Г. Черников ; Нац. исслед. ун-т "МЭИ" .— Москва : Издательство МЭИ, 2014
18	АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта / С.А. Андрущечко [и др.] .— М. : Логос, 2010
19	Ядерные энергетические установки / Б. Г. Ганчев, Л. Л. Калишевский, Р. С. Демешев и др. под общ. ред. Н. А. Доллежаля .— М. : Энергоатомиздат, 1983

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

№ п/п	Ресурс
20	www.lib.vsu.ru – ЗНБ ВГУ
	https://edu.vsu.ru – Электронный университет ВГУ

16. Перечень учебно-методического обеспечения для самостоятельной работы (учебно-методические рекомендации, пособия, задачки, методические указания по выполнению практических (контрольных), курсовых работ и др.)

№ п/п	Источник
1	Методические рекомендации по организации самостоятельной работы студентов направления 14.04.02. Ядерная физика и технологии, - Вахтель В.М., Титова Л.В. – ВГУ. 2018. – 17 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:

- 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 методам

Для самостоятельной работы используется ЭБС Университетская библиотека online - 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:

<p>Учебная аудитория для проведения занятий семинарского типа, текущего контроля и промежуточной аттестации г.Воронеж, площадь Университетская, д.1, пом.І, ауд. 320</p>	<p>Специализированная мебель, ноутбук 15,6" DNS (0164925), проектор EPSON EB-X11, переносной экран для проектора на штативе SceenMedia Apllo-T Microsoft Windows 7, Windows 10 договор 3010-15/207-19 от 30.04.2019 LibreOffice (бесплатное и/или свободное ПО (лицензия: https://www.libreoffice.org/about-us/licenses/) Adobe Reader (бесплатное и/или свободное ПО (лицензия: https://get.adobe.com/ru/reader/legal/licenses)</p>
<p>Помещение для хранения и профилактического обслуживания учебного оборудования г.Воронеж, площадь Университетская, д.1, пом.І, ауд. 31</p>	<p>Ноутбук 15,6" DNS (0164925), проектор EPSON EB-X11, переносной экран для проектора на штативе SceenMedia Apllo-T</p>
<p>Аудитория для самостоятельной работы. г. Воронеж, площадь Университетская, д.1, пом.І, ауд. 507П</p>	<p>Специализированная мебель, компьютеры Pentium-II, III (10 шт.), объединенные в локальную сеть с возможностью подключения к сети «Интернет».</p>

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.	Темы 1-8	ОПК-2	ОПК-2.1, ОПК-2.2, ОПК-2.3.	Контрольные работы, собеседование
Промежуточная аттестация форма контроля - экзамен				Пункт 20.2.1 Вопросы к экзамену

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:

Собеседование, контрольная работа

Перечень заданий для контрольных работ:

Пример заданий для контрольной работы №1:

Вариант 1

1. Определить активность ^{60}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/см³, а с энергией $E_2 = 1$ кэВ равна $n_2 = 10^3$ нейтронов/см³. Плотность потока каких нейтронов больше?
3. Определить среднюю энергию, которая передается ядру ^{12}C при упругом столкновении нейтрона с $E_n = 1$ МэВ.

Вариант 2

1. Определить массу и удельную активность α -активных нуклидов ^{210}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}U по отношению к воде равна 10^{-3} .

Пример заданий для контрольной работы №2:

Вариант 1

1. Сколько выгорает ^{235}U и ^{239}Pu при получении 1 Мвт сут энергии в ЯР на тепловых нейтронах.
2. ВВЭР-1000 имеет $N_{\text{T}} = 3000$ МВт, $m_{\text{U}} = 71.5$ 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 2

1. Оценить удельное энерговыделение, приходящееся на 1 г ^{235}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 $x_{\text{отв}} = 0,25\%$, в природном уране $x_{\text{U}} = 0.71\%$, средняя глубина выгорания $B = 30$ МВт·сут/кг
3. При пуске реактора ТР $\rho_0 \text{Xe} = -1\%$. Как будет изменяться ρ из-за отравления Хе после выхода на мощность $80\% N_{\text{ном}}$?

Пример заданий для контрольной работы №3:

1. Реактор ТР работал на мощности $75\% N_{\text{ном}}$ более 20 сут. Определить $\Delta\rho_{\text{п.п.}}$ через 50 часов после остановки.
2. Какие дополнительный $\rho_{\text{зап}}$ и соответствующий ему энерго запас и время работы можно получить после снижения мощности ВВЭР-440 с $N_{\text{ном}}$ до 50% .
3. В активной зоне объемом 2 м $I_{\text{ист}} = 5 \cdot 10^7$ нейтр/с, $l = 10^{-6}$ с. Наиболее вероятная энергия нейтронов, вызывающее деление топлива, равна 100 эВ. Оценить $\Phi_{\text{уст}}$ и $t_{\text{уст}}$ при $\rho_{\text{под}} = 0,20$.

Критерии оценивания компетенций	Уровень сформированности компетенций	Шкала оценок
Полное и глубокое знание учебно-программного материала на уровне количественной характеристики, владение основными понятиями дисциплины. Способность самостоятельно ответить на дополнительные корректирующие вопросы преподавателя.	<i>Повышенный уровень</i>	<i>Отлично</i>
Полное знание учебно-программного материала на основе качественной характеристики. Способность самостоятельно ответить на дополнительные корректирующие вопросы преподавателя.	<i>Базовый уровень</i>	<i>Хорошо</i>
Знание основных понятий, рассматриваемых в рамках данного курса.	<i>Пороговый уровень</i>	<i>Удовлетворительно</i>
Знание основного программного материала на основе феноменологической характеристики, допускающее погрешности в ответах. Способность скорректировать ответ под руководством преподавателя.	–	<i>Неудовлетворительно</i>

20.2 Промежуточная аттестация

Промежуточная аттестация по дисциплине осуществляется с помощью следующих оценочных средств:

Собеседование по экзаменационным билетам

20.2.1. 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.

Критерии оценивания компетенций	Уровень сформированности компетенций	Шкала оценок
Полное и глубокое знание учебно-программного материала на уровне количественной характеристики, владение основными понятиями дисциплины. Способность самостоятельно ответить на дополнительные корректирующие вопросы преподавателя.	<i>Повышенный уровень</i>	<i>Отлично</i>
Полное знание учебно-программного материала на основе качественной характеристики. Способность самостоятельно ответить на дополнительные корректирующие вопросы преподавателя.	<i>Базовый уровень</i>	<i>Хорошо</i>
Знание основных понятий, рассматриваемых в рамках данного курса.	<i>Пороговый уровень</i>	<i>Удовлетворительно</i>
Знание основного программного материала на основе феноменологической характеристики, допускающее погрешности в ответах. Способность скорректировать ответ под руководством преподавателя.	–	<i>Неудовлетворительно</i>

ОПК-2

Способен применять современные методы исследования. оценивать и представлять результаты выполненной работы

Перечень заданий для проверки сформированности компетенции:

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 α -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/(см²*с)**; 2) Нейтрон/см² 3) Нейтрон/с 4) Нейтрон/(см³*с)
8. Единицы измерения возраста нейтронов:
1) **м²** 2) мин 3) с 4) м
9. Какой из продуктов деления ядер ²³⁵U относится к отравителям ядерного реактора?
1) **¹³⁵Xe** 2) ⁹¹Zr 3) ⁹⁵Mo 4) ¹³⁷Cs
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 Θ - коэффициент использования тепловых нейтронов, W – отношение количества поглощений в поглотителе к количеству поглощений в топливе**
2) $\rho = +\Theta W$, где Θ - коэффициент использования тепловых нейтронов, W – отношение количества поглощений в поглотителе к количеству поглощений в топливе

- 3) $\rho = -\Theta W$, где Θ - коэффициент использования тепловых нейтронов, W – мощность реактора
- 4) $\rho = -\Theta W^2$, где Θ - 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 не тепловых нейтронах**
 - 2) уменьшение запаса реактивности реактора при накоплении самария после остановки ядерного реактора не быстрых нейтронах
 - 3) увеличение запаса реактивности реактора при накоплении самария после остановки ядерного реактора не тепловых нейтронах
 - 4) увеличение запаса реактивности реактора при накоплении самария после остановки ядерного реактора не 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

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

$$m_U = 1 \frac{2 - 0,25}{0,71 - 0,25} = 1,63 \text{ т.}$$

2. Сколько выгорает ^{235}U и ^{239}Pu при получении 1,2 МВт * сут энергии в ядерном реакторе на тепловых нейтронах?
 Ответ: При делении одного ядра ^{235}U или ^{239}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 α - 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}U и $\alpha = 0,42$ для ^{239}Pu , получаем 1,23 г урана и 1,52 г плутония.

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

Ответ: За один год работы на мощности 150 МВт разделится

$$m_{\text{дел}} = 1,05 \cdot 150 \cdot 365 = 57,7 \text{ кг } ^{235}\text{U}. \text{ Количество выгоревшего U}$$

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

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 $t = Q / N = 4000$ ч. За это время

$$\text{выгорело } m_{\text{быз}} = 1,23 \cdot 2 \cdot 10^5 / 24 = 10,2 \text{ кг урана. Скорость выгорания при работе на стационарной мощности равна } m_{\text{быз}} / t = 2,55 \text{ г/ч} = 0,71 \text{ мг/с}$$

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

Ответ: $m_{\text{быз}} = 0,051 \cdot 4,1 \cdot 10^5 = 21$ 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}U 1028 кг (всего топлива 42 тонн)

Ответ: Масса выгоревшего топлива $m_{\text{быз}} = 1,23 \cdot 1375 \cdot 300 = 507,38$ кг, глубина

$$\text{выгорания урана } z = 507,38/42 = 12,08 \text{ кг / т, } z_0 = m_{\text{быз}} / m_{\text{U}^{235}} = 507,38 / 1028 = 0,49 = 49\%$$

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

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

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

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

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

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

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

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

Если предположить, что выгорает весь ^{235}U , содержащийся в природном уране в количестве 0,7%, то при этом используется также ^{238}U (после превращения его в ^{239}Pu) в количестве $4 \cdot 0,7\% = 2,8\%$. Таким образом, может быть использовано 0,7% ^{235}U и 2,8% ^{238}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}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}Pu , что за год работы АЭС даст массу плутония ^{239}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 $m_{\text{быг}} = 0,063 \cdot 17,5 \cdot 10^6 = 1650$ кг/год. Таким образом, дополнительная наработка нового топлива $1650 - 1100 = 550$ кг.

12. Ядерный реактор наработал 50000 МВт*ч. Сколько шлаков (без учета ^{236}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 $\frac{\sigma_f^{\text{мон}}}{2\sigma_a^{\text{ул}}} = 14,5$, 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 $0,1N_{мон}$ ядер/см³ концентрация шлаков будет в 2 раза больше $2 \cdot 0,1N_{мон}$ ядер/см³. При плотности потока нейтронов Φ в шлаках будет поглощаться

$\Phi \sigma_a^{шл} N_{шл} = \Phi \sigma_a^{шл} \cdot 2 \cdot 0,1N_{мон}$ нейтр/(см³ · с), а в топливе, концентрация которого уменьшится на 10%, будет поглощаться $\Phi \sigma_a^{мон} 0,9N_{мон}$ нейтр/(см³ · с). Относительная потеря нейтронов в шлаках составит

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

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 $\frac{\sigma_f^{мон}}{2\sigma_a^{шл}} = 7,8$, 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 $0,1N_{мон}$ ядер/см³ концентрация шлаков будет в 2 раза больше $2 \cdot 0,1N_{мон}$ ядер/см³. При плотности потока нейтронов Φ в шлаках будет поглощаться

$\Phi \sigma_a^{шл} N_{шл} = \Phi \sigma_a^{шл} \cdot 2 \cdot 0,1N_{мон}$ нейтр/(см³ · с), а в топливе, концентрация которого уменьшится на 10%, будет поглощаться $\Phi \sigma_a^{мон} 0,9N_{мон}$ нейтр/(см³ · с). Относительная потеря нейтронов в шлаках составит

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

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 $\frac{\sigma_f^{мон}}{2\sigma_a^{шл}} = 14,4$, 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/см³ концентрация шлаков будет в 2 раза больше $2 \cdot 0,1N_{мон}$ ядер/см³. При плотности потока нейтронов Φ в шлаках будет поглощаться

$\Phi \sigma_a^{uhl} N_{uhl} = \Phi \sigma_a^{uhl} \cdot 2 \cdot 0,1 N_{mon}$ нейтр/(см³·с), а в топливе, концентрация которого уменьшится на 10%, будет поглощаться $\Phi \sigma_a^{mon} 0,9 N_{mon}$ нейтр/(см³·с). Относительная потеря нейтронов в шлаках составит

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

значения, получим 0,7%

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

Ответ: Будем считать, что вся энергия, выделяемая в делении ядра ²³⁵U, 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 ²³⁵U, 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

$$N_U = \frac{56,2 \cdot 10^{25}}{200} = 28,1 \cdot 10^{23} \text{ ядер}, \text{ масса } m_U = N_U / N_A \cdot M_U = \frac{28,1 \cdot 10^{23}}{6 \cdot 10^{23}} \cdot 235 = 1100 \text{ г} = 1,1 \text{ кг}$$

18. Сколько альфа-распадов происходит в 1 ч в 1 г ²³⁸U? 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 ²³⁵U, где плотность тепловых нейтронов равна 10⁶ нейтр/см³, а концентрация топлива 5*10¹⁸ ядер/см³? Сечение деления ядер ²³⁵U равно 582 бн, сечение радиационного захвата 101 бн

Ответ: Скорость тепловых нейтронов составляет $v = 2,2 \cdot 10^5 \text{ см/с}$, количество делений определяется как $n v \sigma_f N_U = 10^6 \cdot 2,2 \cdot 10^5 \cdot 582 \cdot 10^{-24} \cdot 5 \cdot 10^{18} = 6,4 \cdot 10^8 \text{ дел/(с*см}^3\text{)}$.

Количество поглощений без деления ²³⁵U равно $1,1 \cdot 10^8 \text{ погл/(с*см}^3\text{)}$

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

Ответ: Для веществ в гомогенной смеси количество ядер

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

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

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/см³, а с энергией 1 кэВ равна 10^3 нейтр/см³. 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 $\frac{\Phi_1}{\Phi_2} = \frac{n_1}{n_2} \sqrt{\frac{E_1}{E_2}} = 0,5$.