

**Министерство науки и высшего образования РФ
Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение
высшего образования
«Национальный исследовательский университет «МЭИ»**

Направление подготовки/специальность: 13.03.01 Теплоэнергетика и теплотехника

Наименование образовательной программы: Тепловые электрические станции

Уровень образования: высшее образование - бакалавриат


Форма обучения: Очная

**Оценочные материалы
по дисциплине
Ядерные энергетические установки**

**Москва
2023**

ОЦЕНОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ РАЗРАБОТАЛ:


Разработчик

	Подписано электронной подписью ФГБОУ ВО «НИУ «МЭИ»	
	Сведения о владельце ЦЭП МЭИ	
	Владелец	Проскуряков К.Н.
	Идентификатор	R4733703f-ProskuriakovKN-49abf4f

К.Н.
Проскуряков

СОГЛАСОВАНО:

Заведующий
выпускающей кафедрой

	Подписано электронной подписью ФГБОУ ВО «НИУ «МЭИ»	
	Сведения о владельце ЦЭП МЭИ	
	Владелец	Рогалев Н.Д.
	Идентификатор	R618dc98f-RogalevND-c9225577

Н.Д. Рогалев

ОБЩАЯ ЧАСТЬ

Оценочные материалы по дисциплине предназначены для оценки: достижения обучающимися запланированных результатов обучения по дисциплине, этапа формирования запланированных компетенций и уровня освоения дисциплины.

Оценочные материалы по дисциплине включают оценочные средства для проведения мероприятий текущего контроля успеваемости и промежуточной аттестации.

Формируемые у обучающегося компетенции:

1. ПК-1 Способен участвовать в производственно-технологической деятельности в сфере теплоэнергетики и теплотехники

ИД-3 Демонстрирует понимание принципов и режимов работы объектов профессиональной деятельности и закономерностей процессов, происходящих в них

и включает:

для текущего контроля успеваемости:

Форма реализации: Билеты (письменный опрос)

1. Актуальные проблемы ядерной энергетики. Методы и системы диагностики (Контрольная работа)

Форма реализации: Письменная работа

1. Методы расчета нейтронно - физических параметров (Контрольная работа)
2. Производство тепловой и электрической энергии ЯЭУ, управление реактором. Перспективы ЯЭ в XXI веке (Контрольная работа)
3. Сравнительный анализ АЭС с реакторами различных типов Ионизирующее излучение реактора (Контрольная работа)

БРС дисциплины

6 семестр

Раздел дисциплины	Веса контрольных мероприятий, %				
	Индекс КМ:	КМ-1	КМ-2	КМ-3	КМ-4
	Срок КМ:	4	8	12	14
Состояние и перспективы развития ядерной энергетики в мире. Основы ядерной и нейтронной физики					
Состояние и перспективы развития ЯЭ	+	+			
Ядерные реакции. Нейтронно-физические процессы в ядерном реакторе (ЯР)	+	+			
Управление реактором. Особенности реактора как источника энергии	+	+			
Топливный цикл ЯЭ. Классификация ЯЭУ. Функционирование АЭС					
Топливный цикл ЯЭ. Классификация ЯЭУ			+	+	+
Функционирование АЭС, аварийные защиты, системы безопасности			+	+	+

Нормы радиационной безопасности; примеры решения практических задач. Вывод из эксплуатации		+	+	+
Сравнительный анализ АЭС с реакторами ВВЭР, РБМК, БН и БРЕСТ. Судовая, космическая и малая ядерная энергетика				
Сравнительный анализ АЭС с реакторами ВВЭР, РБМК, БН и БРЕСТ			+	
Проекты АЭС с ВВЭР			+	
Судовая, космическая и малая ЯЭ			+	
Понятия, определения и единицы измерения, используемые в дозиметрии ионизирующих излучений			+	
Естественный радиоактивный фон			+	
Актуальные проблемы ядерной энергетики				
Актуальные проблемы ЯЭ: продление срока службы, обеспечение замкнутого топливного цикла				+
Повышение безопасности, сейсмостойкости				+
Управления технологическими процессами и тяжелыми авариями				+
Вес КМ:	25	25	25	25

\$Общая часть/Для промежуточной аттестации\$

СОДЕРЖАНИЕ ОЦЕНОЧНЫХ СРЕДСТВ ТЕКУЩЕГО КОНТРОЛЯ

I. Оценочные средства для оценки запланированных результатов обучения по дисциплине, соотнесенных с индикаторами достижения компетенций

Индекс компетенции	Индикатор	Запланированные результаты обучения по дисциплине	Контрольная точка
ПК-1	ИД-3ПК-1 Демонстрирует понимание принципов и режимов работы объектов профессиональной деятельности и закономерностей процессов, происходящих в них	<p>Знать:</p> <p>принципы процессов: производства тепловой и электрической энергии на ЯЭУ, управления ядерным реактором, ввода и вывода из эксплуатации и ликвидации энергоблока</p> <p>понятия, определения и единицы измерения, используемые в дозиметрии ионизирующих излучений</p> <p>Уметь:</p> <p>демонстрировать понимание взаимосвязи задач обеспечения надежности, экономической эффективности и проектного срока службы оборудования ЯЭУ, повышения их безопасности и сейсмостойкости с</p>	<p>Производство тепловой и электрической энергии ЯЭУ, управление реактором. Перспективы ЯЭ в XXI веке (Контрольная работа)</p> <p>Методы расчета нейтронно - физических параметров (Контрольная работа)</p> <p>Сравнительный анализ АЭС с реакторами различных типов</p> <p>Ионизирующее излучение реактора (Контрольная работа)</p> <p>Актуальные проблемы ядерной энергетики. Методы и системы диагностики (Контрольная работа)</p>

		задачами совершенствования методов и систем виброакустической диагностики; управления технологическими процессами и тяжелыми авариями рассчитывать предельно допустимое время работы персонала в зависимости от интенсивности радиации в зоне работы	
--	--	---	--

II. Содержание оценочных средств. Шкала и критерии оценивания

КМ-1. Производство тепловой и электрической энергии ЯЭУ, управление реактором. Перспективы ЯЭ в XXI веке

Формы реализации: Письменная работа

Тип контрольного мероприятия: Контрольная работа

Вес контрольного мероприятия в БРС: 25

Процедура проведения контрольного мероприятия: Студенты получают бланк с вопросами. На ответы на вопросы отводится 30 минут без возможности пользоваться вспомогательным материалом

Краткое содержание задания:

Контрольная точка направлена на проверку знаний по рассмотренному разделу

Контрольные вопросы/задания:

<p>Знать: понятия, определения и единицы измерения, используемые в дозиметрии ионизирующих излучений</p>	<p>1. За счет эксплуатации каких типов АЭС производится выработка электричества в мире? Ответ: Атомные электростанции классифицируются по типу действующих в них реакторов -Водо-водяной энергетический реактор -Легководный реактор с водой под давлением -Легководный кипящий реактор - Реактор с газовым охлаждением; газографитовый реактор - Реактор с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением -Уран-графитовый реактор канального типа-РБМК -Реактор на быстрых нейтронах</p> <p>2. Виды ядерных реакций Ответ: Тип ядерной реакции определяется видом воздействующей и выделяющейся частиц (а, b). - Если они совпадают (а, а), реакцию называют рассеянием частицы а. В этом случае состав ядра не изменяется - Если в ядерной реакции частица а исчезает (поглощается ядром), а вместо нее появляется новая частица b, состав ядра изменяется: происходит ядерное превращение</p> <p>3. Почему удастся осуществить управляемую цепную реакцию деления? Ответ: -Из уравнения кинетики реактора следует, что при значении $t_p = t_{мгн} = 10^{-3}$ с, если даже принять $\rho = 5 \cdot 10^{-3}$, плотность потока нейтронов возрастает за 1 с в 150 раз $(\Phi/\Phi_0) = e^{5 \sim 150}$. -Управление ядерным реактором становится возможным благодаря наличию запаздывающих</p>
--	---

нейтронов. β – доля запаздывающих нейтронов. Хотя количество таких нейтронов мало, время их выхода достаточно велико.

Поэтому цепная реакция деления на мгновенных нейтронах является неуправляемой, а также среднее время жизни всех нейтронов t_n возрастает:

$$t_n = t_{зап}\beta + t_{мгн}(1 - \beta)$$

4. Вопрос: устойчивость ядер.

Ответ: Из факта убывания $E_{св}$ для нуклидов с массовыми числами больше или меньше 50-60 следует, что для ядер с малыми A энергетически выгоден процесс слияния - термоядерный синтез, приводящий к увеличению массового числа, а для ядер с большим A - процесс деления.

В настоящее время оба эти процесса, приводящие к выделению энергии, осуществлены, причём последний лежит в основе современной ядерной энергетики, а первый используется в термоядерном оружии, его мирное применение находится в стадии освоения. Устойчивость ядер существенно зависит от $(A-Z)/Z$ - отношения чисел нейтронов и протонов. Ядра лёгких нуклидов наиболее устойчивы при $(A-Z)/Z = 1$.

С ростом массового числа становится всё более заметным электростатическое отталкивание между протонами, и область устойчивости сдвигается к значениям $(A-Z)/Z > 1$.

Для наиболее тяжёлых нуклидов $(A-Z)/Z = 1.5$

5. Почему максимум в кривой удельной энергии связи обеспечивает возможность получения свободной энергии?

Ответ: Максимум в кривой удельной энергии связи показывает пиковое значение, от которого вследствие деления ядер можно отступить, получив при этом свободную энергию.

Энергия связи характеризует силы, сдерживающие нейтроны-протоны-электроны вместе – следовательно, если составляющих станет меньше, энергия связи частично выделится в виде свободной энергии

6. Составляющие энергии, выделяющейся при делении ядра?

Ответ: Полная энергия деления (203 МэВ) состоит из:

1. Кинетическая энергия осколков деления;
2. Энергия мгновенного γ -излучения;
3. Кинетическая энергия нейтронов деления;
4. Энергия β -излучения осколков и продуктов их распада;
5. Энергия γ -излучения и продуктов их распада;
6. Энергия антинейтрино
7. Виды радиоактивного распада и радиоактивные семейства:

Ответ: Последовательность радиоактивных распадов, в которой дочерние ядра нуклидов, получающиеся в результате предыдущего распада, являются материнскими ядрами нуклидов для последующего распада. Эта последовательность, называемая радиоактивным семейством или рядом, заканчивается получением устойчивого ядра.

Радиоактивный распад ядер разделяется на следующие виды: α -распад; β -распад; γ -излучение; вылет нуклонов.

1) В процессе α -распада из радиоактивного ядра испускается ядро гелия.

2) В процессе β -распада из радиоактивного ядра самопроизвольно испускаются либо электрон (β^- -распад), либо позитрон (β^+ -распад), которые возникают непосредственно в момент распада (в ядре их нет). Третьим видом β -распада является захват ядром электрона из электронной оболочки своего атома (e -захват).

3) В процессе γ -излучения радиоактивное ядро самопроизвольно переходит из возбужденного состояния в менее возбужденное или основное состояние. Излучение γ -квантов является основным процессом освобождения ядра от избыточной энергии. При этом не изменяется нуклонный состав ядра. Практически все дочерние ядра (продукты α - и β -распада) испускают γ -кванты, так как они образуются обычно в возбужденном состоянии. Энергия γ -квантов после α -распада в основном не превышает 0,5 МэВ, а после β -распада составляет 2 - 2,5 МэВ. Такое γ -излучение представляет основную радиационную опасность для людей при обращении с радиоактивными веществами.

4) Радиоактивный распад с вылетом нуклонов является сопутствующим процессом. После β -распада дочернее ядро иногда образуется в таком сильновозбужденном состоянии, что энергия возбуждения (8—11 МэВ) превышает энергию связи нуклона в ядре. Поэтому происходит испускание из дочернего ядра не γ -кванта, а нуклона, который в этом случае называют запаздывающим

8. Энергия связи и энергия порога деления?

Ответ: Суммарная энергия взаимодействия нуклонов в ядре – это энергия связи ядра, она равна работе, которую необходимо совершить, чтобы разделить ядро на составляющие его нуклоны или, иначе говоря, равна энергии, которая выделяется при образовании ядра из отдельных нуклонов.

Энергия порога деления - энергия достаточная, для того чтобы ядро атома начало делиться. Для деления ядра необходимо к нему подвести энергию не ниже

Описание шкалы оценивания:

Оценка: 5

Нижний порог выполнения задания в процентах: 85

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "отлично" выставляется, если задание выполнено в полном объеме или выполнено верно на 85%

Оценка: 4

Нижний порог выполнения задания в процентах: 75

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "хорошо" выставляется если большинство вопросов раскрыто

Оценка: 3

Нижний порог выполнения задания в процентах: 55

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "удовлетворительно" выставляется если задание преимущественно выполнено

Оценка: 2

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "не зачтено" выставляется если задание не выполнено в отведенный срок или результат не соответствует заданию

КМ-2. Методы расчета нейтронно - физических параметров

Формы реализации: Письменная работа

Тип контрольного мероприятия: Контрольная работа

Вес контрольного мероприятия в БРС: 25

Процедура проведения контрольного мероприятия: Студенты получают бланк с вопросами. На ответы на вопросы отводится 30 минут без возможности пользоваться вспомогательным материалом

Краткое содержание задания:

Контрольная точка направлена на проверку знаний по рассмотренному разделу

Контрольные вопросы/задания:

<p>Знать: принципы процессов: производства тепловой и электрической энергии на ЯЭУ, управления ядерным реактором, ввода и вывода из эксплуатации и ликвидации энергоблока</p>	<p>1.Приведите основные правила эксплуатации реакторной установки при работе на мощности. Ответ: При работе энергоблока на мощности должны быть обеспечены:</p> <ul style="list-style-type: none"> • надежная и безопасная работа всего оборудования; • выполнение графика нагрузки; • оптимальное использование топлива; • работоспособность ТВС. <p>Реакторная установка, включающая в себя ядерный реактор, контуры отвода тепла от него, парогенераторы, их вспомогательные системы, а также систему управления и защиты, должны эксплуатироваться в соответствии с требованиями "Общих положений обеспечения безопасности АС", правил ядерной, радиационной, технической и инженерной безопасности, а также технологического регламента. Все резервные системы и агрегаты при эксплуатации энергоблока атомной станции должны находиться в</p>
---	---

состоянии готовности к работе и, если это предусмотрено проектом, – к автоматическому включению

2. Описание оборудования первого контура энергоблоков с реакторами ВВЭР.

Ответ: Первый контур – радиоактивный. Он включает в себя реактор типа ВВЭР и циркуляционные петли охлаждения. Каждая петля содержит главный циркуляционный насос (ГЦН), парогенератор. К одной из циркуляционных петель первого контура подсоединен компенсатор давления, с помощью которого в контуре поддерживается заданное давление воды, являющейся в реакторе одновременно и теплоносителем и замедлителем нейтронов. На энергоблоках с реактором ВВЭР-440 имеется по 6 циркуляционных петель, на энергоблоке с реактором ВВЭР-1000-4 циркуляционные петли. Парогенератор является общим оборудованием для первого и второго контуров. В нем тепловая энергия, выработанная в реакторе, от первого контура через теплообменные трубки передается второму контуру.

Система подпитки первого контура обеспечивает подачу питательной воды в главный циркуляционный контур для поддержания заданного уровня теплоносителя в компенсаторе давления. Она возвращает воду, отбираемую из контура на очистку, осуществляет заполнения первого контура водой, обеспечивает поддержание давления в первом контуре в аварийных ситуациях, связанных с падением давления (разрыв трубопровода, обесточивание станции и тд), компенсирует расход организованных протечек из контура, а также малых аварийных

3. Накопление термоусталостной повреждаемости.

Ответ: При воздействии переменных температурных напряжений в металле корпуса реактора и парогенераторов происходит накопление термоусталостной повреждаемости. Чем больше напряжения, тем меньше допустимое число циклов изменений за срок службы корпуса. Амплитуда напряжений определяется температурой корпуса и скоростью ее изменения. Твэлы выдерживают 500—600 циклов изменения мощности со скоростью от 0.3—0.8 %/мин до 2—3 %/мин при локальном изменении удельных нагрузок от 280 до 690 Вт/см. Для того чтобы не допустить накопление термоусталостной повреждаемости вызванных Малоцикловыми термическими напряжениями в элементах конструкции реактора ВВЭР и парогенераторов ограничивают скорость пуска блока с остановом на ночь или на выходные дни и с полным

или частичным расхолаживанием. В этом случае скорость прогрева корпуса реактора регламентирована значением 0.3 К/мин. Если требование полного останова энергоблока АЭС заменить умеренным снижением нагрузки в ночные часы и выходные дни на 25—30 % со скоростью до 1 %/мин, то ограничения по условиям термоциклической прочности существенно ослабляются

4. Назначение системы подпитки первого контура

Ответ: Главное назначение системы подпитки первого контура – это обеспечить подачу питательной воды в главный циркуляционный контур для поддержания заданного уровня теплоносителя в компенсаторе давления.

Данная система возвращает воду, отбираемую из контура на очистку, осуществляет заполнение первого контура водой, обеспечивает поддержание давления в первом контуре в аварийных ситуациях, связанных с падением давления, компенсирует расход организованных протечек из контура, а также малых аварийных

5. Основные параметры и целевые показатели АЭС-2006

Ответ:

-Номинальная электрическая мощность АЭС-2006 - 1200 МВт (брутто);

-Проектный срок службы основного оборудования – 60 лет;

-Коэффициент технического использования, усредненный за весь срок службы АЭС – 92%;

-Годовой коэффициент использования установленной мощности, усредненный за весь срок службы АЭС – 90%;

-Длительность межперегрузочного периода – до 24 месяцев;

-Требования к маневренным характеристикам энергоблока – в соответствии с EUR

6. Меры обеспечения защиты и сохранения эффективности барьеров БН-600

Ответ:

- выбор благоприятной площадки с невысокой сейсмичностью в соответствии с требованиями нормативных документов;
- использование и развитие внутренне присущих реактору на быстрых нейтронах свойств безопасности и его самозащиты за счет пассивных средств, отрицательных во всех режимах эффектов реактивности, низкой избыточной реактивности, отсутствия локальных критичностей, способности СУЗ обеспечивать приведение реактора в подкритическое состояние и поддержание его в этом

состоянии во всех режимах, простоты в управлении реактором, интегральной компоновки реактора, высокой тепловой инерции 1 и 2 контуров и осуществимости режимов естественной циркуляции теплоносителя в них;

- обеспечение требуемого качества систем, важных для безопасности, на всех этапах жизненного цикла энергоблока;
 - применение систем безопасности, построенных на основе принципов резервирования, независимости, единичного отказа;
- применение средств диагностирования дефектов оборудования и отклонений режима их работы от нормального

7. Переходные режимы энергоблоков

Ответ:

-Медленные и быстрые изменения мощности

В процессе эксплуатации возникают ситуации, связанные с переходом энергоблока от одного уровня мощности к другому.

-Медленные изменения мощности, происходящие за период времени, измеряемый минутами и более, чаще всего связаны с участием блока в регулировании графика нагрузок в энергосистеме (например, разгрузка блока в период паводка, когда целесообразно использование ГЭС с максимальной мощностью, разгрузка на ночь, на выходные и праздничные дни и др.); с разгрузкой энергоблока персоналом при неисправностях части вспомогательного оборудования.

-Причины быстрых изменений мощности – это отключение от сети электрических генераторов, приводящее к полному останову или частичной разгрузке; участие блока в первичном регулировании частоты и противоаварийном управлении энергосистемой и пр.

Именно в переходных режимах чаще всего возникает превышения теми или иными технологическими параметрами предельных допустимых значений, определяющих надёжность и безопасность энергоблока.

-Для предотвращения этого в ряде случаев приходится изменять структуру тепловой схемы.

При переходных режимах процесс изменения технологических параметров сопровождается работой системы автоматического управления и защиты энергоблока. Автоматика в большей мере влияет на характер переходных процессов.

При изменении режима работы реакторов, парогенераторов, турбин и другого оборудования энергоблока меняются параметры рабочих процессов в них, вследствие чего меняется температурное

состояние наиболее ответственных элементов (корпусов, патрубков, фланцевых соединений, роторов турбин и др.)

Это приводит к температурным деформациям. Из-за этого приходится во многих случаях ограничивать скорости перехода от одного режима к другому

8. Аварийные ситуации и аварийные режимы

Ответ:

Аварией называют непредвиденный случай, вызванный неисправностью оборудования или нарушением нормального хода технологического процесса, который создает повышенную опасность для людей и окружающей среды.

Основными причинами аварий могут быть:

- потеря теплоносителя в результате разрыва трубопровода соответствующего контура;
- повреждение тепловыделяющих элементов в результате быстрого возрастания мощности реактора;
- механические повреждения (в результате взрыва) систем водоснабжения;
- разрыв трубопровода контура рабочего тела.

Наиболее опасна авария с разрушением активной зоны, при которой происходит массовый выброс радиоактивных веществ во внешнюю среду.

По техническим причинам возникновения аварии подразделяются на проектные и запроектные.

Запроектной называют аварию, развитие которой отклоняется от возможных проектных аварий и обеспечение безопасности при которой не предусмотрено проектом. Такие аварии связаны главным образом с расплавлением топлива в реакторе. Первый уровень защиты — качественно выполненный проект АЭС, в котором все проектные решения обоснованы и обладают определенной степенью консервативности по условиям безопасности. При ведении технологического процесса первый уровень обеспечивается за счет поддержания рабочих параметров АЭС в заданных проектных пределах.

Вторым уровнем защиты АЭС является обеспечение готовности оборудования и систем, важных для безопасности станции, путем выявления и устранения отказов. Технически он основан на надежном резервировании оборудования и систем и наличии в проекте диагностических систем для контроля состояния элементов и оборудования.

Третий уровень защиты АЭС обеспечивается инженерными системами безопасности, предусмотренными в проекте. Он направлен на предотвращение перерастания отклонений от режимов нормальной работы в проектные аварии, а проектных аварий — в тяжелые запроектные аварии.

Основными задачами на этом уровне защиты являются: аварийный останов реактора и перевод его в глубоко подкритичное состояние; обеспечение отвода теплоты от активной зоны реактора с помощью специальных систем; Четвертый уровень защиты АЭС — управление авариями. Этот уровень обеспечивается заранее запланированными и отработанными мероприятиями по управлению ходом развития запроектных аварий. Мероприятия включают в себя поддержание работоспособного состояния систем локализации радиоактивных веществ (в частности, защитной оболочки).

Последним, пятым уровнем защиты являются противоаварийные меры вне площадок АЭС. Основная задача этого уровня состоит в ослаблении последствий аварий в отношении уменьшения радиологического воздействия на население и окружающую среду. Этот уровень защиты обеспечивается за счет противоаварийных действий на площадке АЭС

9. Типовые аварийные ситуации?

Первопричины аварий могут лежать в недостатках конструкции, просчетах проектирования, изготовления и монтажа. Непосредственными причинами аварийных ситуаций являются технический отказ оборудования или ошибки эксплуатационного персонала.

В ядерной энергетике из-за ошибок персонала происходит до 60–80% тяжелых аварий.

Наиболее серьезные аварийные ситуации, при которых возникает опасность расплавления активной зоны, связаны с высвобождением реактивности и обусловленной этим угрозой разгона реактора, а также нарушением отвода теплоты от ТВЭЛОВ из-за потерь теплоносителя вследствие разгерметизации циркуляционного контура или из-за нарушения работы тепломеханического оборудования.

Рассмотрим типовые аварийные ситуации для энергоблоков с реакторами типа ВВЭР и причины, их вызывающие

Наименование аварийной ситуации	Причины возникновения
Аварии с изменением реактивности	
Непреднамеренное извлечение группы стержней СУЗ из активной зоны при различных состояниях реактора (пуск, работа на мощности)	Ошибки оператора; самопроизвольный подъем стержней СУЗ из-за отказов в аппаратуре
Выброс регулирующей сборки	Разрыв чехла привода СУЗ

	Падение регулирующей сборки	Обрыв цепи питания привода; обрыв штока, соединяющего регулирующую сборку с приводом, или самопроизвольное расцепление
	Уменьшение концентрации борной кислоты в теплоносителе	Отказы в системе борного регулирования; ошибки персонала
	Подпитка первого контура "холодной" водой	Ошибки персонала; срабатывание САОЗ
	Ввод неработающей петли первого контура с нарушением регламента (заброс "холодной" воды)	Ошибки персонала
	Падение перегружаемой ТВС в реакторе	Отказ узла сцепления
	Ошибочное извлечение сборки СУЗ при перегрузке	Ошибка персонала; отказ и системе управления
	Увеличение теплоотвода от реактора	Разрыв паропровода; понижение температуры питательной воды из-за отказов в системе регенерации; увеличение расхода питательной воды; ложное срабатывание паросбросного устройства или предохранительного клапана на парогенераторе
	Аварии с потерей теплоносителя в первой конуре (нарушение герметичности первого контура)	
	Разгерметизация трубопроводов первого контура (различной степени)	Старение материала трубопровода; дефект изготовления; термомеханические циклические нагрузки
	Межконтурная разгерметизация парогенератора	Старение материала трубопровода; дефекты изготовления; термомеханические циклические нагрузки; ослабление затяжки соединительных болтов
	Разрыв привода чехла СУЗ	Старение материала трубопровода; дефекты изготовления; термомеханические циклические нагрузки
	Непреднамеренное открытие предохранительного	Ложное срабатывание управляющей системы; ошибки персонала;

	клапана	затопление или запаривание помещений системы электроснабжения
	Аварии с нарушением теплоотода от реактора или активной зоны	
	Обесточивание системы собственных нужд АЭС	Отказы в системе электроснабжения собственных нужд; ошибки персонала; пожар в помещениях системы электроснабжения
	Потеря электрической нагрузки	Повреждение линий электропередачи; отказы в системе электропитания; отказы турбогенераторов или вспомогательных систем; ошибочные действия персонала
	Прекращение подачи питательной воды	Выход из строя конденсатных или питательных насосов; непреднамеренное закрытие арматуры; ошибочные действия персонала; разрыв трубопровода питательной воды; отказы вспомогательных систем
	Уменьшение расхода пара	Отключение турбины (закрытие стопорного клапана); ошибочное закрытие главных паровых задвижек; исчезновение вакуума в конденсаторе
	Уменьшение расхода теплоносителя первого контура	Обесточивание одного или нескольких ГЦН; заклинивание одного ГЦН; непреднамеренное закрытие главной стопорной задвижки
	Ухудшение теплоотода от ТВС	Уменьшение проходного сечения ТВС из-за набухания оболочек твэлов, попадания в ТВС примесей, содержащихся в теплоносителе, или посторонних предметов

Описание шкалы оценивания:

Оценка: 5

Нижний порог выполнения задания в процентах: 85

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "отлично" выставляется, если задание выполнено в полном объеме или выполнено верно на 85%

Оценка: 4

Нижний порог выполнения задания в процентах: 75

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "хорошо" выставляется если большинство вопросов раскрыто

Оценка: 3

Нижний порог выполнения задания в процентах: 55

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "удовлетворительно" выставляется если задание преимущественно выполнено

Оценка: 2

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "не зачтено" выставляется если задание не выполнено в отведенный срок или результат не соответствует заданию

КМ-3. Сравнительный анализ АЭС с реакторами различных типов

Ионизирующее излучение реактора

Формы реализации: Письменная работа

Тип контрольного мероприятия: Контрольная работа

Вес контрольного мероприятия в БРС: 25

Процедура проведения контрольного мероприятия: Студенты получают бланк с вопросами. На ответы на вопросы отводится 30 минут без возможности пользоваться вспомогательным материалом

Краткое содержание задания:

Контрольная точка направлена на проверку умений по рассмотренному разделу

Контрольные вопросы/задания:

Уметь: рассчитывать предельно допустимое время работы персонала в зависимости от интенсивности радиации в зоне работы	<ol style="list-style-type: none">1. Основные правила эксплуатации реакторной установки при работе на мощности2. Режимы пуска и останова энергоблоков АЭС3. Аварийные режимы энергоблоков АЭС4. Коэффициент качества ионизирующего излучения5. Мощность дозы ионизирующего излучения (понятия, определения и единицы измерения)6. Аварийные защиты и системы обеспечения безопасности7. Закон радиоактивного распада8. Нормативы безопасности при работе в условиях радиации9. Физический и энергетический пуски ЭБ10. Удельные активности радиоактивных веществ
---	---

Описание шкалы оценивания:

Оценка: зачтено

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "зачтено" выставляется если задание выполнено правильно или с незначительными недочетами

Оценка: не зачтено

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "не зачтено" выставляется если задание не выполнено в отведенный срок или результат не соответствует заданию

КМ-4. Актуальные проблемы ядерной энергетики. Методы и системы диагностики

Формы реализации: Билеты (письменный опрос)

Тип контрольного мероприятия: Контрольная работа

Вес контрольного мероприятия в БРС: 25

Процедура проведения контрольного мероприятия: Студенты получают бланк билета с вопросами. На ответы на вопросы отводится 30 минут без возможности пользоваться вспомогательным материалом

Краткое содержание задания:

Контрольная точка направлена на проверку умений по рассмотренному разделу

Контрольные вопросы/задания:

<p>Уметь: демонстрировать понимание взаимосвязи задач обеспечения надежности, экономической эффективности и проектного срока службы оборудования ЯЭУ, повышения их безопасности и сейсмостойкости с задачами совершенствования методов и систем виброакустической диагностики; управления технологическими процессами и тяжелыми авариями</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1.Обоснование правомерности использования электроакустических аналогий, для исследования пульсирующего потока однофазного и двухфазного теплоносителя 2.Основные задачи СКУД 3.Применение системы SUS для измерения пульсаций давления и вибраций 4.Упрощенная электрическая система замещения акустических элементов первого контура двухконтурной АЭС 5.Определение собственных частот колебаний давления теплоносителя (по формуле Томсона) 6.Почему применение акустической модели реактора позволяет оптимизировать проектные и конструкторские решения? 7.Оборудование первого контура энергоблоков с реакторами ВВЭР 428 8.Системы безопасности АЭС поколения «3» 9.Малая ядерная энергетика. Особенности эксплуатации и перспективы развития. Тепловая схема АППУ ледокола из 4-х контуров 10.Алгоритм расчета частоты акустических стоячих волн, генерируемых системой, включающей реактор и подключенные к нему петли первого контура
---	--

Описание шкалы оценивания:

Оценка: зачтено

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "зачтено" выставляется если задание выполнено правильно или с незначительными недочетами

Оценка: не зачтено

Описание характеристики выполнения знания: Оценка "не зачтено" выставляется если задание не выполнено в отведенный срок или результат не соответствует заданию

СОДЕРЖАНИЕ ОЦЕНОЧНЫХ СРЕДСТВ ПРОМЕЖУТОЧНОЙ АТТЕСТАЦИИ

6 семестр

Форма промежуточной аттестации: Зачет с оценкой

Пример билета

БИЛЕТ

1. Что понимают под временем жизни одного поколения тепловых нейтронов?
2. Почему максимум в кривой удельной энергии связи обеспечивает возможность получения свободной энергии?
3. Фазы замкнутого нейтронного цикла. Какие процессы ограничивают кампанию реактора?
4. Уравнение кинетики реактора. Эффективный коэффициент размножения
5. Преимущества и недостатки АЭС в сравнении с любыми другими электростанциями
6. Замедление и диффузия нейтронов

Процедура проведения

Зачет с оценкой устный. К зачету допускаются студенты, успешно выполнившие и защитившие все контрольные мероприятия предусмотренные в БАРСе

1. Перечень компетенций/индикаторов и контрольных вопросов проверки результатов освоения дисциплины

1. Компетенция/Индикатор: ИД-3ПК-1 Демонстрирует понимание принципов и режимов работы объектов профессиональной деятельности и закономерностей процессов, происходящих в них

Вопросы, задания

1. Состояние теплоносителя и рабочего тела в фазе байпасирования
2. Оценка определяется в соответствии с Положением о балльно-рейтинговой системе для студентов НИУ «МЭИ» на основании зачетной и экзаменационной составляющих.
3. Нестационарное ксеноновое отравление при переходных режимах
4. Основные правила эксплуатации реакторной установки при работе на мощности
5. Основные правила эксплуатации реакторной установки при работе на мощности
6. Мощность дозы ионизирующего излучения (понятия, определения и единицы измерения)
7. Нормативы безопасности при работе в условиях радиации
8. Описание технологической схемы энергоблоков с реакторами ВВЭР
9. Обоснование правомерности использования электроакустических аналогий, для исследования пульсирующего потока однофазного и двухфазного теплоносителя
10. Оборудование реакторной части судовой ЯЭУ

Материалы для проверки остаточных знаний

1. За счет эксплуатации каких типов АЭС производится выработка электричества в мире?

Ответы:

Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

Верный ответ: Атомные электростанции классифицируются по типу действующих в них реакторов -Водо-водяной энергетический реактор -Легководный реактор с водой под давлением -Легководный кипящий реактор - Реактор с газовым охлаждением;

газографитовый реактор - Реактор с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением - Уран-графитовый реактор канального типа-РБМК -Реактор на быстрых нейтронах

2.Виды ядерных реакций

Ответы:

Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

Верный ответ: Тип ядерной реакции определяется видом воздействующей и выделяющейся частиц (a, b). - Если они совпадают (a, a), реакцию называют рассеянием частицы a. В этом случае состав ядра не изменяется - Если в ядерной реакции частица a исчезает (поглощается ядром), а вместо нее появляется новая частица b, состав ядра изменяется: происходит ядерное превращение

3.Почему удается осуществить управляемую цепную реакцию деления?

Ответы:

Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

Верный ответ: -Из уравнения кинетики реактора следует, что при значении $t_p = t_{мгн} = 10^{-3}$ с, если даже принять $\rho = 5 \cdot 10^{-3}$, плотность потока нейтронов возрастает за 1 с в 150 раз $(\Phi/\Phi_0) = e^{5 \cdot 150}$. -Управление ядерным реактором становится возможным благодаря наличию запаздывающих нейтронов. β – доля запаздывающих нейтронов. Хотя количество таких нейтронов мало, время их выхода достаточно велико.

Поэтому цепная реакция деления на мгновенных нейтронах является неуправляемой, а также среднее время жизни всех нейтронов t_p возрастает: $t_p = t_{зап}\beta + t_{мгн}(1 - \beta)$

4.Устойчивость ядер

Ответы:

Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

Верный ответ: Из факта убывания $E_{св}$ для нуклидов с массовыми числами больше или меньше 50-60 следует, что для ядер с малыми A энергетически выгоден процесс слияния - термоядерный синтез, приводящий к увеличению массового числа, а для ядер с большим A - процесс деления. В настоящее время оба эти процесса, приводящие к выделению энергии, осуществлены, причём последний лежит в основе современной ядерной энергетики, а первый используется в термоядерном оружии, его мирное применение находится в стадии освоения. Устойчивость ядер существенно зависит от $(A-Z)/Z$ - отношения чисел нейтронов и протонов. Ядра лёгких нуклидов наиболее устойчивы при $(A-Z)/Z = 1$. С ростом массового числа становится всё более заметным электростатическое отталкивание между протонами, и область устойчивости сдвигается к значениям $(A-Z)/Z > 1$. Для наиболее тяжёлых нуклидов $(A-Z)/Z = 1.5$

5.Почему размеры у тяжеловодных и графитовых реакторов гораздо больше по сравнению с реакторами с легководным замедлителем при равной мощности?

Ответы:

Используя таблицу 2.2, дать развернутый ответ. Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

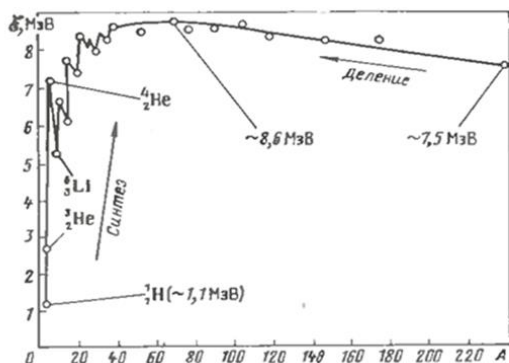
Таблица 2.2. Свойства замедлителей.

Вещество	$\xi \Sigma_s, \text{м}^{-1}$	$k_{зам}$	$\tau \cdot 10^{-2}, \text{м}^2$	L, м	M, м
Легкая вода	135	61	0,273	0,027	0,059
Тяжелая вода	18,8	5700	1,25	1,6	1,61
Графит	6,1	205	3,52	0,52	0,56

Верный ответ: Исходя из таблицы 2.2, обыкновенная вода отличается от всех перечисленных выше замедлителей самой высокой замедляющей способностью. Это ее свойство позволяет получить ядерные реакторы достаточно малых размеров на тепловых нейтронах с водой в качестве замедлителя и теплоносителя. В следствии этого, при одинаковой мощности, размеры реактора будут меньше

6. Почему максимум в кривой удельной энергии связи обеспечивает возможность получения свободной энергии?

Ответы:



Верный ответ: Если рассмотреть график зависимости средней удельной энергии (Eсв) связи нуклона от массового числа, то можно увидеть факт убывания Eсв для нуклидов с массовыми числами больше или меньше 50-60 следует, что для ядер с малыми A энергетически выгоден процесс слияния - термоядерный синтез, приводящий к увеличению массового числа, а для ядер с большим A - процесс деления. Соответственно на графике у нас слева процессы характерные для легких ядер, а справа для тяжелых. Исходя из этого, получается, что в точке максимума тяжелые ядра превращаются в более легкие и наоборот. Поскольку энергия связи ядра - это энергия, выделяющаяся при его образовании из протонов и нейтронов, превращение тяжелого ядра в два более легких и таким образом более устойчивых, должно сопровождаться выделением свободной энергии

7. Энергия связи и энергия порога деления?

Ответы:

Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

Верный ответ: Суммарная энергия взаимодействия нуклонов в ядре – это энергия связи ядра, она равна работе, которую необходимо совершить, чтобы разделить ядро на составляющие его нуклоны или, иначе говоря, равна энергии, которая выделяется при образовании ядра из отдельных нуклонов. Энергия порога деления - энергия достаточная, для того чтобы ядро атома начало делиться. Для деления ядра необходимо к нему подвести энергию не ниже энергии порога деления

8. Виды радиоактивного распада и радиоактивные семейства:

Ответы:

Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

Верный ответ: Последовательность радиоактивных распадов, в которой дочерние ядра нуклидов, получающиеся в результате предыдущего распада, являются материнскими ядрами нуклидов для последующего распада. Эта последовательность, называемая радиоактивным семейством или рядом, заканчивается получением устойчивого ядра. Радиоактивный распад ядер разделяется на следующие виды: α -распад; β -распад; γ -излучение; вылет нуклонов.

1) В процессе α -распада из радиоактивного ядра испускается ядро гелия. 2) В процессе β -распада из радиоактивного ядра самопроизвольно испускаются либо

электрон (β^- -распад), либо позитрон (β^+ -распад), которые возникают непосредственно в момент распада (в ядре их нет). Третьим видом β -распада является захват ядром электрона из электронной оболочки своего атома (e -захват). 3) В процессе γ -излучения радиоактивное ядро самопроизвольно переходит из возбужденного состояния в менее возбужденное или основное состояние. Излучение γ -квантов является основным процессом освобождения ядра от избыточной энергии. При этом не изменяется нуклонный состав ядра. Практически все дочерние ядра (продукты α - и β -распада) испускают γ -кванты, так как они образуются обычно в возбужденном состоянии. Энергия γ -квантов после α -распада в основном не превышает 0,5 МэВ, а после β -распада составляет 2 - 2,5 МэВ. Такое γ -излучение представляет основную радиационную опасность для людей при обращении с радиоактивными веществами. 4) Радиоактивный распад с вылетом нуклонов является сопутствующим процессом. После β -распада дочернее ядро иногда образуется в таком сильно возбужденном состоянии, что энергия возбуждения (8—11 МэВ) превышает энергию связи нуклона в ядре. Поэтому происходит испускание из дочернего ядра не γ -кванта, а нуклона, который в этом случае называют запаздывающим

9. Составляющие энергии, выделяющейся при делении ядра?

Ответы:

Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

Верный ответ: Полная энергия деления (203 МэВ) состоит из: 1. Кинетическая энергия осколков деления; 2. Энергия мгновенного γ -излучения; 3. Кинетическая энергия нейтронов деления; 4. Энергия β -излучения осколков и продуктов их распада; 5. Энергия γ -излучения и продуктов их распада; 6. Энергия антинейтрино

10. Органы СУЗ и их основные функции:

Ответы:

Ответ записывается в произвольной форме при использовании лекционного материала, дополнительной печатной или электронной литературы

Верный ответ: Аварийные (аварийная защита реактора). Регулирующие (изменение мощности реактора, пуск-остановка, регулирование мощности реактора при малых-быстрых отклонениях от критичности). Компенсирующие (компенсация избыточной реактивности)

II. Описание шкалы оценивания

Оценка: 5

Нижний порог выполнения задания в процентах: 85

Описание характеристики выполнения знания: Работа выполнена в рамках "продвинутого" уровня. Ответы даны верно, четко сформулированные особенности практических решений

Оценка: 4

Нижний порог выполнения задания в процентах: 75

Описание характеристики выполнения знания: Работа выполнена в рамках "базового" уровня. Большинство ответов даны верно. В части материала есть незначительные недостатки

Оценка: 3

Нижний порог выполнения задания в процентах: 65

Описание характеристики выполнения знания: Работа выполнена в рамках "порогового" уровня. Основная часть задания выполнена верно

Оценка: 2

Описание характеристики выполнения знания: Работа не выполнена или выполнена преимущественно неправильно

III. Правила выставления итоговой оценки по курсу

Оценка определяется в соответствии с Положением о балльно-рейтинговой системе для студентов НИУ «МЭИ» на основании зачетной и экзаменационной составляющих