

Командный практический тур

Введение

На атомной электростанции ядерный реактор – источник тепловой энергии, которая далее турбогенератором преобразуется в электрическую энергию, отдаваемую в энергосистему.

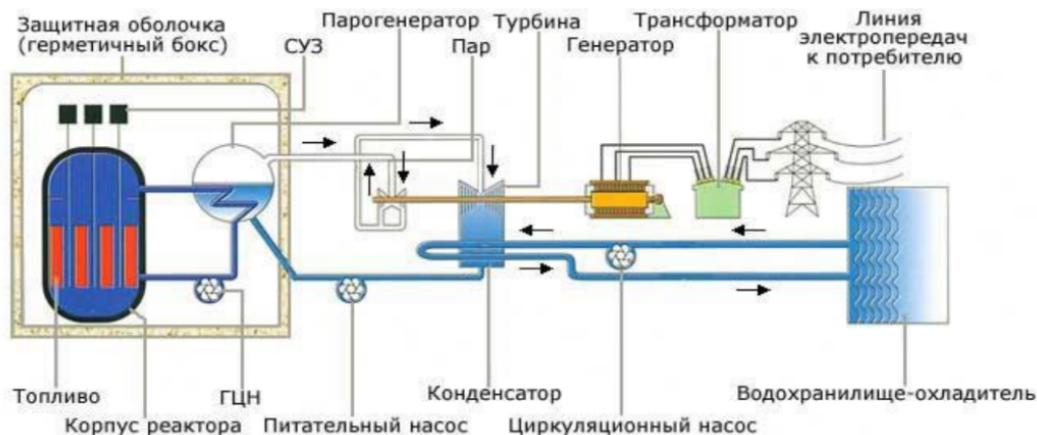


Рисунок 1 – Технологическая схема энергоблоков с реакторами ВВЭР

В качестве ядерного топлива в корпусных водо-водяных энергетических реакторах на тепловых нейтронах (ВВЭР), как правило, используют обогащенный уран. Реакторы данного типа составляют основу мировой атомной энергетики. Природный уран содержит изотоп ^{238}U (99,3%) и изотоп ^{235}U (0,7%). Делящимся изотопом в ВВЭР является ^{235}U , и для обеспечения возможности цепной реакции топливо обогащают, доводя содержание изотопа ^{235}U до (4-6) %.

В ядерном реакторе происходит управляемая реакция деления ядер топлива (изотопа урана ^{235}U) в результате их взаимодействия с нейтронами. При этом происходит преобразование ядерной энергии в кинетическую энергию ядер-осколков, образующихся при делении ядер ^{235}U , и далее, вследствие их торможения, в тепловую энергию теплоносителя, предназначенного для отвода тепла от активной зоны реактора. В реакторах типа ВВЭР в качестве теплоносителя используется вода.

Деление каждого ядра ^{235}U под воздействием нейтрона порождает испускание нескольких нейтронов, которые, в свою очередь, имеют вероятность вызвать деление других ядер ^{235}U , породив, тем самым, цепную реакцию деления ядер урана.

Можно считать, что энерговыделение в реакторе линейно зависит от средней плотности нейтронов в активной зоне, поэтому предметом моделирования является динамика нейтронного поля в активной зоне ядерного реактора.

Будем рассматривать модель реактора в точечном приближении (распределение нейтронного поля по объему активной зоны неизменно во времени, модель описывает поведение интегральной нейтронной мощности реактора).

Состояние нейтронного поля характеризуют эффективным коэффициентом размножения $k_{\text{эф}}$, определяющим отношение числа нейтронов n -го поколения к числу нейтронов $(n-1)$ -го поколения в реакторе конечного размера без внешнего источника нейтронов. Аналогичной характеристикой служит реактивность ρ реактора:

$$\rho = \frac{k_{\text{эф}} - 1}{k_{\text{эф}}}.$$

При $k_{\text{эф}} > 1$ ($\rho > 0$) – реактор надкритичен, разгоняется (мощность растет),

при $k_{\text{эф}} = 1$ ($\rho = 0$) реактор в критическом состоянии, мощность стационарна (не меняется),

при $k_{\text{эф}} < 1$ ($\rho < 0$) реактор в подкритическом состоянии, мощность снижается.

При пуске реактора для создания начального поля нейтронов в активную зону помещают источник нейтронов, создающий плотность нейтронов S . При делении ядер ^{235}U подавляющее число нейтронов ($\sim 99,4$) выделяются практически мгновенно, их время жизни $\sim 10^{-5}$ с и их называют мгновенными нейтронами. Оставшаяся часть образовавшихся нейтронов называют запаздывающими, они порождаются процессами распада осколков деления и имеют времена жизни порядка (1,0 - 80) с. Относительная доля запаздывающих нейтронов в реакторах на урановом топливе $\beta = (0,5 - 0,6)$ %. Благодаря наличию запаздывающих нейтронов среднее время жизни нейтронов в реакторе составляет примерно 10 с, что делает возможным управление нейтронным полем реактора.

Рассматривают различные аспекты нестационарных процессов в реакторе:

- кинетика реактора - поведение реактора на малых уровнях мощности при внешних возмущениях реактивности;
- динамика реактора - нестационарное поведение реактора на энергетических уровнях мощности при внешних возмущениях реактивности и учёте изменения физических свойств активной зоны, влияющих на размножающие свойства реактора (учет обратных связей по реактивности).

Динамика реактора в энергетическом диапазоне мощности Энергетический режим (мощность превышает проценты от номинальной N_0 , принимаемой за «1» или

100 и других параметров активной зоны (температура и давление теплоносителя и т.д.) ведут к изменению физических свойств активной зоны, влияющих на размножающие свойства реактора, что, в свою очередь, ведет к изменению реактивности.

В модели учтены эффекты изменения реактивности, вызванные изменением мощности, а, следовательно, и температуры, топливных элементов. Данный эффект будем называть мощностным. В упрощенном виде можно считать, что в статике

$$\Delta\rho_M = K_M \cdot \Delta n.$$

где: $\Delta\rho_M$ – изменение реактивности, вызванное изменением мощности Δn , K_M – мощностной коэффициент реактивности.

Наличие отрицательного коэффициента реактивности K_M оказывает стабилизирующее влияние на динамику изменения мощности, и внесение положительной реактивности приводит не к бесконечному разгону реактора, а к динамическому переходу на некоторый больший уровень мощности. Таким образом, реактор становится устойчивым, и даже саморегулируемым.

При положительных коэффициентах реактивности реактор становится еще более неустойчивым при внесении положительных реактивностей.

В реакторах ВВЭР $K_M < 0$ и имеет величину $|K_M| \sim 0,5\beta$ и эффект компенсации реактивности имеет инерционный характер с постоянной времени $TT \sim 10$ сек. В динамике этот эффект можно записать как:

$$T_M \frac{d\Delta\rho_M}{dt} + \Delta\rho_M = K_M \Delta n.$$

В расчетах $\Delta\rho_M$ часто выражают в долях β , тогда коэффициент K_M также следует задавать в долях β .

Для учета влияния мощностной обратной связи по реактивности в уравнениях динамики необходимо в качестве реактивности использовать сумму реактивности $\rho_{вн}$, задаваемой внешним воздействием (например, системой управления реактором) и реактивности $\Delta\rho_M$, порождаемой изменением мощности реактора.

Тогда динамика нейтронной мощности будет определяться системой уравнений, где $n(0)$ – начальное стационарное значение мощности:

$$\begin{cases} \frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t), \\ \frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t), \\ T_M \frac{d\Delta\rho_M}{dt} + \Delta\rho_M = K_M \Delta n, \\ \rho(t) = \rho_{вн}(t) + \rho_M, \\ \Delta n(t) = n(t) - n(0), \end{cases}$$

В статике $\Delta\rho_M = K_M \cdot \Delta n$.

Управление нейтронной мощностью ядерного реактора

Основной способ регулирования нейтронной мощностью реактора – за счет регулирования количества поглощаемых нейтронов. С этой целью в активную зону реактора необходимо размещать/извлекать материалы, содержащие элементы с большим сечением захвата нейтронов (бор, кадмий). В реакторах типа ВВЭР используют два способа регулирования:

- борное регулирование – изменение концентрации борной кислоты (НЗВОЗ) в теплоносителе 1-го контура АЭС. Данный способ является инерционным и применяется для медленного изменения запаса реактивности, в частности, для компенсации выгорания ядерного топлива в процессе кампании;
- регулирование за счет погружения/извлечения в активную зону специальных стержней, содержащих поглощающие нейтроны материалы. Данный способ используется для оперативного управления и защиты ядерных реакторов.

По своему назначению поглощающие стержни разделяются на регулирующие, компенсирующие и аварийные.

Компенсирующие стержни (стержни КР) используют для компенсации избыточной реактивности активной зоны в начале кампании, компенсации температурных эффектов реактивности, а также для достижения нулевой реактивности при требуемом расположении стержней регулирования.

Регулирующие стержни (стержни РР) используются для регулирования мощности в ручном или автоматическом режимах.

Стержни аварийной защиты (стержни АЗ) используются для быстрого глушения (остановки) реактора при возникновении аварийных ситуаций.

Как правило, стержни РР и КР перемещаются в активной зоне с небольшой постоянной скоростью (сантиметры в секунду). Стержни АЗ сбрасываются со значительно большей скоростью (примерно 1 м/с). Все поглощающие стержни управляются системой управления и защиты (СУЗ) реакторной установки, поэтому их называют стержнями РС или стержнями СУЗ.

Всего в реакторах типа ВВЭР – примерно 110 стержней СУЗ, которые объединены в группы и кластеры. Имеется возможность создания различных конфигураций стержней по функциональному назначению (РР, КР или АЗ). В рассматриваемой задаче представлены 3 «обобщенных стержня», представляющих параллельно работающие стержни соответствующих групп (РР, КР или АЗ).

Эффективность (вес) РС определяется величиной реактивности, которую стержень вносит при полном его погружении в активную зону при перемещении от верхнего до нижнего концевого выключателя.

Аварийная защита реактора

Реактор оснащается высоконадежной системой аварийной защиты (СУЗ), обеспечивающей безопасность эксплуатации во всех проектных и запроектных аварийных ситуациях.

Аварийная защита по параметрам нейтронного поля осуществляется, в первую очередь, за счет контроля уровня мощности и периода (скорости) изменения мощности, связанного с реактивностью реактора.

Текущие значения параметров нейтронного поля и, соответственно, нейтронной мощности реактора измеряют нейтронные детекторы:

- ионизационные камеры, расположенные по периметру вокруг корпуса реактора;
- внутриреакторные датчики прямой зарядки (ДПЗ), размещенные непосредственно в тепловыделяющих сборках (ТВС) активной зоны.

Защита по уровню мощности фиксирует превышение мощностью предупреди-

тельных и аварийных уставок. При превышении аварийной уставки вырабатывается сигнал аварийной защиты, вызывающий падение всех стержней в активной зоне с максимальной скоростью (1 м/с).

Защита по периоду фиксирует опасное уменьшение периода разгона, что говорит о недопустимо большой реактивности реактора. При срабатывании уставки по периоду также вырабатывается сигнал аварийной защиты, вызывающий падение всех стержней в активной зоне с максимальной скоростью (1 м/с).

$$\begin{cases} \frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t), \\ \frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t), \\ T_M \frac{d\Delta\rho_M}{dt} + \Delta\rho_M = K_M \Delta n, \\ \rho(t) = \rho_{\text{вн}}(t) + \rho_M, \\ \Delta n(t) = n(t) - n(0), \end{cases}$$

В таблице 1 приведено описание используемых обозначений.

Обозначение	Описание	Значение
$n(t)$	уровень нейтронной мощности (плотности нейтронов)	
n_0	номинальный уровень нейтронной мощности	100 %
$C(t)$	концентрация ядер-эмиттеров запаздывающих нейтронов	
β	доля запаздывающих нейтронов	0,0065
ρ	реактивность реактора	
$\rho_{\text{вн}}$	реактивность, задаваемая внешним воздействием	
$\Delta\rho_M$	реактивность, порождаемая изменением мощности реактора	
Λ	время генерации (жизни) мгновенных нейтронов	10^{-3} с
λ	интенсивность распада ядер-эмиттеров запаздывающих нейтронов	$0,1 \text{ с}^{-1}$
M	коэффициент мощностной обратной связи по реактивности	$-0,25\beta$
T_M	постоянная времени мощностной обратной связи по реактивности	10 с

Начальное состояние реактора – стационарное, реактивность $\rho = 0$, уровень нейтронной мощности составляет 10 % от номинального уровня ($n(0) = 0,1n_0$).

Первое и второе уравнения удобно представлять в нормированной относительно номинального уровня мощности n_0 форме. Для этого необходимо разделить левые и правые части уравнений на величину n_0 :

$$\frac{dn(t)/n_0}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t)/n_0 + \lambda C(t)/n_0,$$

$$\frac{dC(t)/n_0}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t)/n_0 - \lambda C(t)/n_0.$$

В этих уравнениях для нормированных переменных $n(t)/n_0$ и $C(t)/n_0$ оставить обозначения $n(t)$ и $C(t)$, определив их интерпретацию как нормированных на n_0 исходных величин.

При этом реактивность ρ следует нормировать на величину β . Тогда в первом уравнении вместо выражения $\frac{\rho-\beta}{\Lambda}$ запишем $\frac{\rho/\beta-1}{\Lambda/\beta}$.

Вместо ρ/β в уравнении можно указывать просто ρ , определив, что реактивность измеряется в долях β .

Окончательно, с учетом нормировки переменных, получаем следующую систему уравнений:

$$\begin{cases} \frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho/\beta-1}{\Lambda/\beta}n(t) + \lambda C(t), \\ \frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda}n(t) - \lambda C(t), \\ T_M \frac{d\Delta\rho_M}{dt} + \Delta\rho_M = K_M \Delta n, \\ \rho(t) = \rho_{\text{вн}}(t) + \Delta\rho_M + \rho_{\text{зап}}, \\ \Delta n(t) = n(t) - n(0), \end{cases}$$

В соотношении для реактивности искусственно введен член $\rho_{\text{зап}}$, имеющий смысл своего рода запаса реактивности. Он нужен для того, чтобы можно было стартовать модель со статики (реактивность равна нулю) при любом начальном положении стержней.

Считаем, что модель предусматривает три «обобщенных» стержня: аварийной защиты (стержень АЗ), компенсирующий (стержень КР) и регулирующий (РР).

Вносимая реактивность $\rho_{\text{вн}}$ определяется изменением положения стержней:

$$\rho_{\text{вн}}(t) = \rho_{\text{АЗ}}(t) + \rho_{\text{КР}}(t) + \rho_{\text{РР}}(t).$$

Все стержни имеют равный вес, величина которого составляет $0,25\beta$.

Высота активной зоны реактора составляет $H = 3$ м.

Тогда текущую реактивность, вносимую стержнем, в зависимости от глубины погружения h можно рассчитать с помощью выражения $\frac{(\text{вес стержня}) \cdot h}{H}$.

Скорость перемещения стержней (вверх и вниз) в ручном режиме постоянна и равна 4 см/с. В режиме срабатывания аварийной защиты все стержни падают со скоростью 1 м/с.

На верхних концевых выключателях (стержни полностью выгружены из активной зоны) стержни вносят нулевую реактивность, на нижних (полностью погружены в зону) – отрицательную реактивность, равную весу стержня.

Суммарная реактивность определяется вносимой внешней (от изменения положения стержней) и обратной связью по реактивности из-за текущего изменения уровня мощности.

Задание

Создать простейший тренажер базовых принципов управления ядерным реактором с помощью реализации математической модели в программном обеспечении МИКСИС при заданных исходных данных.

Принять следующее начальное расположение стержней:

Стержни КР – на нижних концевых выключателях (полностью погружены)

Стержни РР – на нижних концевых выключателях (полностью погружены)

Стержни АЗ – взведены (полностью выгружены из активной зоны).

Предусмотреть аварийную защиту реактора по уровню мощности, приняв уставку срабатывания на уровне 105

На разработанном тренажере продемонстрировать следующий сценарий:

- Перевести реактор из исходного начального состояния на уровень мощности 50 % от номинального уровня за счет перемещения регулирующего и, при необходимости, компенсирующего стержней.
- Продолжить повышать уровень мощности реактора вплоть до срабатывания аварийной защиты.

Этапы (подзадачи) выполнения задания

1. Подготовка цифровой модели.

На данном этапе необходимо:

- вычислить начальное значение для концентрации ядер-эмиттеров запаздывающих нейтронов $C(0)$;
- представить дифференциальные уравнения в разностной форме по методу Эйлера. Рекомендуется при этом выбирать значение расчетного шага по времени Δt не более 0,05 с;
- рассчитать реактивности, вносимые стержнями, в соответствии с их исходным положением;
- рассчитать значение запаса реактивности, обеспечивающее нулевую суммарную реактивность в начальный момент.

2. Реализация цифровой модели в специализированном программном обеспечении.

- создать базу данных с описанием переменных и параметров модели;
- задать такт работы системы реального времени в соответствии с расчетным шагом, выбранным при составлении разностных схем решения дифференциальных уравнений. В программной среде МИКСИС такт задается в миллисекундах;
- рекомендуется предусмотреть возможность включения/отключения модели с помощью дополнительной переменной. При выключении модели все переменные принимают начальные значения, т.е. модель переходит в исходное начальное состояние.

3. Разработка графического информационно-управляющего интерфейса.

При создании графического интерфейса следует предусмотреть:

- стилизованное изображение активной зоны с отображением положения трех стержней. Положение стержней должно сопровождаться числовыми значениями;
- отображение реального астрономического времени;
- ручное управление перемещением стержней;
- отображение мощности реактора в виде графика;
- реализацию команд на взвод или сброс стержня АЗ. После задания команды на сброс, стержень сбрасывается до нижнего концевого выключателя. После задания команды на взвод стержня АЗ, он взводится до

верхнего концевого выключателя;

- сигнализацию защиты по уровню мощности.

4. Отладка проекта и проведение экспериментов.

- реализация заданного сценария.

5. Подготовка и представление результатов.

В качестве отчетных материалов предоставляется архив проекта, созданного в программном обеспечении МИКСИС, а также видеозапись демонстрации заданного сценария. Подробная инструкция по подготовке отчетных материалов будет предоставлена в режиме вебинара (видеоконференции) во время проведения финала.

По итогам отдельных дней финала экспертные члены жюри могут запросить у команд участников промежуточные результаты работы.

Критерии оценки результатов работы.

- адекватность разработанной модели (20 баллов);
- корректность реализации модели в программном обеспечении (20 баллов);
- информативность и эргономичность графического интерфейса (20 баллов);
- соответствие разработки предъявляемым требованиям и исходным данным (20 баллов);
- качество представленных результатов (20 баллов).

Экспертные члены жюри при выставлении баллов будут руководствоваться также более детализированными уточненными критериями, которые будут объявлены позднее.

Критерии оценивания командной задачи

Критерий 1. Адекватность разработанной модели (20 баллов)

Кр. 1.1 (4 балла). Начальное значение для концентрации ядер-эмиттеров запаздывающих нейтронов вычислено верно

Кр. 1.2 (3 балла). Разностная форма для первого дифференциального уравнения представлена корректно

Кр. 1.3 (3 балла). Разностная форма для второго дифференциального уравнения представлена корректно

Кр. 1.4 (3 балла). Разностная форма для третьего дифференциального уравнения представлена корректно

Кр. 1.5 (4 балла). Вносимая реактивность в соответствии с заданным исходным расположением стержней рассчитана верно

Кр. 1.6 (3 балла). Запас реактивности, обеспечивающий стационарное начальное состояние реактора, рассчитан верно

Критерий 2. Корректность реализации модели в программном обеспечении (20 баллов)

Кр. 2.1 (5 баллов). Приведено исчерпывающее описание переменных и параметров модели в базе данных

Кр. 2.2 (5 баллов). Такт работы системы задан корректно

Кр. 2.3 (5 баллов). Начальные условия заданы верно и обеспечивают начальное стационарное состояние реактора

Кр. 2.4 (5 баллов). Разностные уравнения реализованы корректно

Критерий 3. Информативность и эргономичность графического интерфейса (20 баллов)

Кр. 3.1 (3 балла). Представлено изображение активной зоны и трех стержней с отображением числовых значений их положения.

Кр. 3.2 (3 балла). Имеется отображение реального астрономического времени

Кр. 3.3 (4 балла). Предусмотрено отображение мощности реактора в виде графика

Кр. 3.4 (4 балла). Представлены все необходимые элементы управления для реализации заданной логики управления перемещением стержней

Кр. 3.5 (3 балла). Реализована сигнализация защиты по уровню мощности

Кр. 3.6 (3 балла). Эргономичность интерфейса (выбранная цветовая гамма, размеры и размещение элементов интерфейса не вызывает утомляющего эффекта у оператора; расположение элементов управления является интуитивно-понятным)

Критерий 4. Соответствие разработки предъявляемым требованиям и исходным данным (20 баллов)

Кр. 4.1 (4 балла). Расположение стержней в начальный момент времени соответствует исходным данным

Кр. 4.2 (4 балла). Аварийная защита в ручном и автоматическом режимах реализована корректно

Кр. 4.3 (4 балла). Соблюдены заданные скорости перемещения стержней

Кр. 4.4 (4 балла). Предусмотрены ограничители (концевые выключатели) перемещения стержней

Кр. 4.5 (4 балла). Логика управления стержнями соответствует поставленной задаче.

Критерий 5. Качество представленных результатов (20 баллов)

Кр. 5.1 (5 баллов). Продемонстрирован вывод мощности реактора на заданный уровень

Кр. 5.2 (5 баллов). Продемонстрировано автоматическое срабатывание аварийной защиты при превышении уставки.

Кр. 5.3 (5 баллов). Представленный проект работоспособен

Кр. 5.4 (5 баллов). Достаточность представленного материала для понимания логики работы разработанного тренажера.