

Министерство образования Российской Федерации

Обнинский институт атомной энергетики

Факультет повышения квалификации и профессиональной
переподготовки специалистов

В.Ф. Украинцев

УЧЕБНОЕ ПОСОБИЕ

**ЭФФЕКТЫ РЕАКТИВНОСТИ В ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ
РЕАКТОРАХ**

Обнинск 2000

Украинцев В.Ф. Эффекты реактивности в энергетических реакторах.
Учебное пособие. Обнинск , ИАТЭ, 2000г. -60с.

В пособии изложены физические основы эффектов реактивности в энергетических ядерных реакторах и их использование при управлении реакторами. Много внимания уделено анализу эффектов в разных типах реакторов и влиянию этих эффектов на безопасность.

Рецензенты: д.ф.-м.н., проф. Ю.А.Казанский
к.т.н. Д.А. Клинов

© В.Ф.Украинцев, 2000 г.
© Обнинский институт атомной энергетики, 2000г.

Введение

В динамике и управлении ядерными реакторами важными для понимания являются вопросы поведения реактора в различных диапазонах нейтронной (и соответственно тепловой) мощности. При этом во всех диапазонах огромную роль играют очень сложные эффекты обратных связей, которые на профессиональном языке называют эффектами реактивности (ЭР). Сложными являются также и эффекты пространственной зависимости реактивности.

В настоящем пособии делается попытка систематизировать и объяснить как общие понятия эффектов реактивности, так и информацию об их проявлениях и влиянии на управление для разных типов реакторов.

1. Общие понятия

Для управления реактором принято разделять широкий диапазон нейтронной (или, что то же самое, тепловой) мощности на три диапазона:

- диапазон источника (ДИ).;
- диапазон промежуточный (ДП);
- диапазон энергетический (ДЭ).

При этом важно осознавать то, что один и тот же реактор ведет себя по-разному в каждом из этих диапазонов.

В этом пособии основное внимание уделено последнему диапазону, где взаимные связи наиболее сложны, однако кратко мы рассмотрим и их влияние на другие диапазоны.

1.1. Общие особенности поведения реактора

Во всех диапазонах нейтронной мощности N поведение среднего количества нейтронов в «точечном» реакторе от времени $N(t)$ можно описать с помощью т.н. уравнений точечной кинетики:

$$\frac{dN}{dt} = +(\rho - \beta_{eff}) * \frac{N}{\Lambda} + \sum_i \lambda_i C_i + Q \quad , \quad (1a)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{N\beta_{eff,i}}{\Lambda} - \lambda_i C_i \quad , \quad (1б)$$

где $N(t)$ - среднее число нейтронов в реакторе ;

ρ - реактивность реактора;

Λ - среднее время генерации нейтронов в реакторе;

$C_i(t)$ - концентрация эмиттеров запаздывающих нейтронов i -й группы;

λ_i - постоянная распада эмиттеров запаздывающих нейтронов i -й группы;

$\beta_{\text{eff},i}$ - доля запаздывающих нейтронов i -й группы;
 β_{eff} - эффективная доля запаздывающих нейтронов;
 $Q(t)$ -интенсивность источника нейтронов.

Если нам необходимо учесть пространственные эффекты в реакторе, то от простой точечной модели мы перейдем к пространственной. Более подробно об этом позже.

Итак, эта модель и система уравнений являются общими для всех диапазонов мощности. В рамках этой модели особенности конкретных режимов заключаются лишь в том, что под величиной «реактивность» следует понимать условную сумму нескольких компонент. Точнее, это сумма реактивности внешнего воздействия (или органов управления СУЗ) $\Delta\rho_0$ и изменения внутренней реактивности самого реактора $\Delta\rho_{\text{вн}}$, обусловленные параметрами его состояния (температуры компонент, плотности и т.п.), т.е.

$$\Delta\rho(t) = \Delta\rho_0(t) + \Delta\rho_{\text{вн}}(t) \quad . \quad (2)$$

В некоторых состояниях (например, холодное) вторая компонента практически постоянна, в других она сильно меняется.

Теперь рассмотрим особенности поведения реактора и различие способов управления им в разных диапазонах мощности.

1.2. Поведение реактора в разных диапазонах нейтронной мощности

Диапазон источника. Этот диапазон простирается от уровня мощности подкритического реактора с источником до мощности примерно 10^{-3} % от номинальной тепловой. Все **стационарные** состояния подкритического реактора реализуются только благодаря источнику нейтронов Q . В качестве источника используется либо внешний источник нейтронов (типа полоний-бериллий), либо спонтанная эмиссия нейтронов (плутоний, осколки в топливе и т.п.). При этом только в подкритических состояниях существует связь

между количеством нейтронов N , реактивностью ρ и интенсивностью источника Q :

$$\rho = - Q\Lambda / N \text{ или, что то же самое } N = - Q\Lambda / \rho . \quad (3)$$

Именно эта уникальная связь реактивности и мощности позволяет контролировать приближение реактора к критическому состоянию по так называемой "кривой обратного умножения", а также измерять веса и калибровать все органы управления реактивностью (стержни СУЗ, жидкостные системы и т.п.).

Переходные процессы после окончания изменения реактивности затухают через некоторое время (определяемое величиной внесенной реактивности и подкритичностью, т.е. близостью к $K=1$ или $\rho=0$).

Проявление эффектов обратных связей возможно в случае изменений характеристик реакторной среды (температуры компонент, плотности и т.п.) в результате внешнего воздействия.

Промежуточный диапазон, простирается примерно от 10^{-3} % номинальной тепловой мощности W до 1% номинальной мощности. Это критический (или слабо над/под критический) реактор, который работает без источника за счет самоподдерживающейся цепной реакции. Но у этого реактора собственное тепловыделение недостаточно, чтобы осуществлять разогрев топлива и теплоносителя, а значит, чтобы вырабатывать собственные внутренние обратные связи (т.е. $\Delta\rho_{\text{вн}}=0$ или, точнее, константе).

В этом диапазоне для поведения реактора характерны следующие черты.

А. При положительном «мгновенном скачке» реактивности ($0 < \Delta\rho_0 < \beta$, это возможно при выбросе кластера ОР СУЗ) переходный процесс (рис.1) четко разделяется на две части: скачок вверх на мгновенных нейтронах с относительным изменением амплитуды $N/N_0 = 1/(1 - \Delta\rho_0/\beta)$, затем “медленный”

разгон на нескольких группах запаздывающих нейтронов. При этом период разгона связан с реактивностью через т.н. "формулу обратных часов", а асимптотический период $\Delta\rho_0/\beta = \alpha_6 \xi_6 / (1 + \lambda_6 T_{acc})$, где α_6 - относительная доля последней (т.е. наиболее долгоживущей) группы запаздывающих нейтронов, ξ_6 - коэффициент относительной эффективности этой группы.

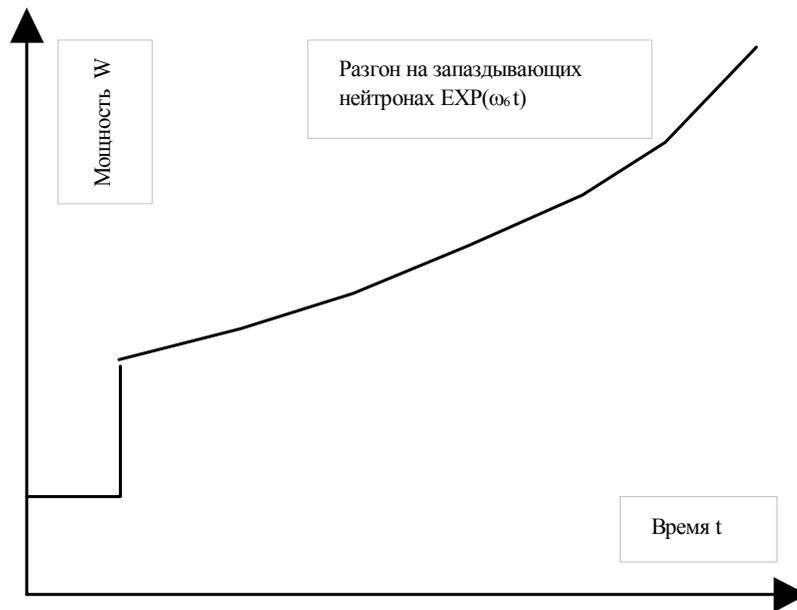


Рис.1 Изменение нейтронной мощности реактора W при введении положительной реактивности $0 \leq \Delta\rho_0 \leq \beta$

Мощность может теоретически возрастать до бесконечности (реально только до примерно 1% номинала) при введении любой малой реактивности $\Delta\rho_0$, при разгоне с асимптотическим периодом от $\Delta\rho_0$ зависит только величина периода.

В. При отрицательном «мгновенном скачке» реактивности $\Delta\rho_0 < 0$ (ситуация сброса АЗ) переходный процесс (рис.2) также четко разделяется на две части: скачок нейтронной мощности вниз на мгновенных нейтронах с относительным изменением амплитуды

$N/N_0 = 1/(1-\Delta\rho_0/\beta)$, затем “медленный” спад на нескольких группах запаздывающих нейтронов.

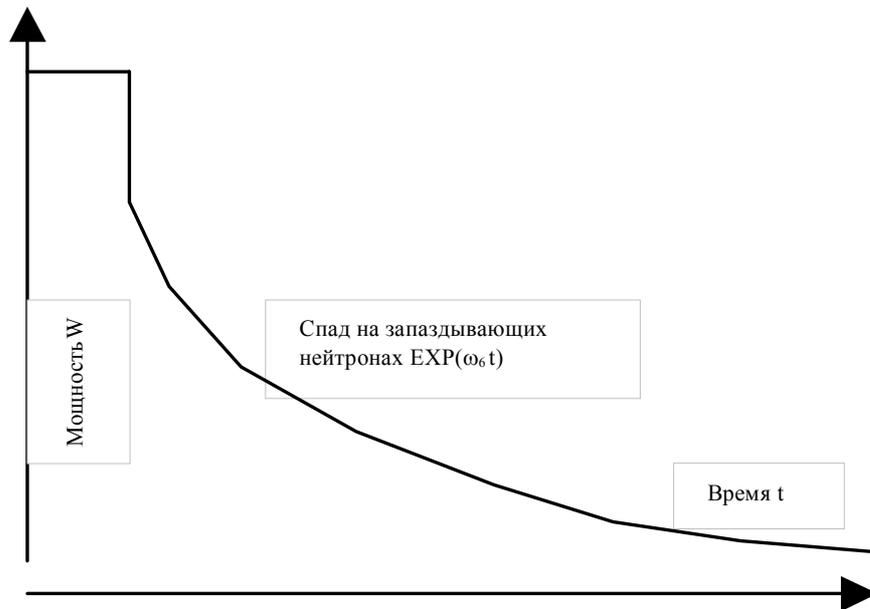


Рис.2. Изменение нейтронной мощности реактора W при введении отрицательной реактивности $\Delta\rho_0 < 0$

Заметим, что в реальных реакторах резкий излом кривой при переходе процессов от мгновенных к запаздывающим нейтронам может быть и не виден. Однако такая идеализация полезна для понимания процессов.

Таким образом, **управление нейтронной мощностью в диапазоне ДП** характерно тем, что перемещение всего одного стержня СУЗ (обычного ручного регулятора –РР) вверх/вниз от центрального положения позволяет реализовать любые маневры мощностью (рис.3), величина введенной извне реактивности влияет только на амплитуду «скачка» и период разгона/спада.

Проявление эффектов обратных связей возможно в случае изменений характеристик реакторной среды (температуры компонент, плотности и т.п.) в результате внешнего воздействия.

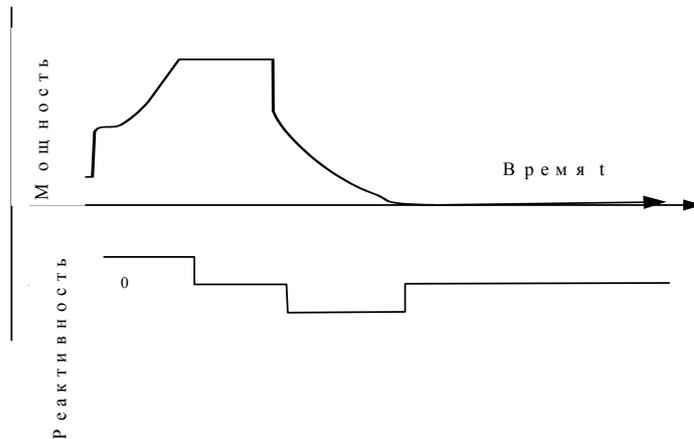


Рис.3. Управление маневрами мощности реактора в промежуточном диапазоне

Энергетический диапазон характерен для (от ~1% до 100% номинальной тепловой мощности W) критического (или слабо над/под критического) реактора, который работает за счет самоподдерживающейся цепной реакции; его собственная мощность достаточна, чтобы вырабатывать собственные, внутренние обратные связи.

В этом диапазоне мы можем считать, что внутренняя реактивность реактора $\Delta\rho_{\text{вн}}$ —это функция тепловой мощности W и времени; ее изменение

$$\Delta\rho_{\text{вн}}=(\partial\rho/\partial W)*\Delta W=\alpha_w*\Delta W. \quad (4a)$$

Введем (пока без объяснения) коэффициент обратной связи $\alpha_w(W)=(\partial\rho/\partial W)$. На профессиональном языке мы называем его

коэффициентом реактивности по мощности. Тогда $\Delta\rho_{\text{вн}} = \alpha_w (W) \cdot \Delta W$.

Но эта оценка при значительных изменениях мощности будет приближительной. Для более точной оценки нужно учесть изменение не только самой характеристики α_w от мощности, но и фактор запаздывания эффекта, тогда гораздо более реалистичная оценка эффекта будет такова:

$$\Delta\rho_{\text{вн}}(t) = \int_{-\infty}^0 \frac{\partial\rho}{\partial W} W(t-\tau) d\tau . \quad (46)$$

В этом диапазоне поведение реактора меняется. Для него характерны следующие черты.

А. При положительном (в предельном случае) «мгновенном скачке» реактивности ($0 < \Delta\rho_0 < \beta$) переходный процесс (рис.4) уже четко на две части не разделяется. Рост мощности, обусловленный мгновенными нейтронами, уже немгновенен и имеет существенно меньшую амплитуду (по сравнению с $W/W_0 = 1/(1-\Delta\rho_0/\beta)$). Четко видимой границы между процессами на мгновенных и запаздывающих нейтронах не наблюдается. Мощность с запаздыванием растет до максимального значения (обозначена стрелкой). Появление "горба" (перекомпенсации) или его отсутствие (с монотонным переходом) обусловлено наличием или отсутствием медленной компоненты эффекта обратной связи. Мощность в этом диапазоне не может возрастать до бесконечности при введении конечной реактивности $\Delta\rho_0$; ее рост (после затухания переходных процессов) равен $\Delta W = W_2 - W_1 = \Delta\rho_0 / (\partial\rho/\partial W) = \Delta\rho_0 / \langle \alpha_w \rangle$. С точки зрения управления это значит, что для подъема мощности на конечную величину ΔW (пусть на 10%) необходима конечная величина реактивности $\Delta\rho_0$ (допустим, 1 стержень или группу

РР). Если мы хотим поднять мощность еще на 10%, нужно извлечь еще один РР и так далее до 100%.

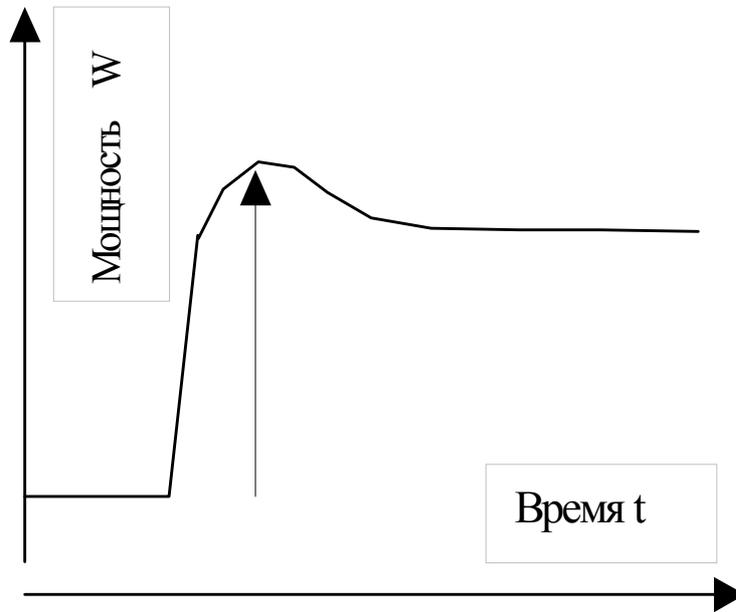


Рис. 4. Изменение нейтронной мощности реактора W при введении положительной реактивности $0 < \Delta\rho_0 < \beta$

В. При отрицательном (опять же в предельном случае) «мгновенном скачке» реактивности $\Delta\rho_0 < 0$ переходный процесс (рис.5) имеет те же особенности, что и на рис.4. Наблюдается замедленный спад вниз без видимой границы процессов на мгновенных и запаздывающих нейтронах. Амплитуда снижения мощности существенно меньше, чем на рис.2 ($W/W_0 = 1/(1 - \Delta\rho_0/\beta)$). Для снижения мощности на конечную величину ΔW (пусть на 10%) необходима конечная реактивность $\Delta\rho_0$ (допустим, 1 стержень РР), т.е. $\Delta W = \Delta\rho_0 / (\partial\rho/\partial W) = \Delta\rho_0 / \langle \alpha_w \rangle$. Наличие минимума перекомпенсации также возможно, но не обязательно.

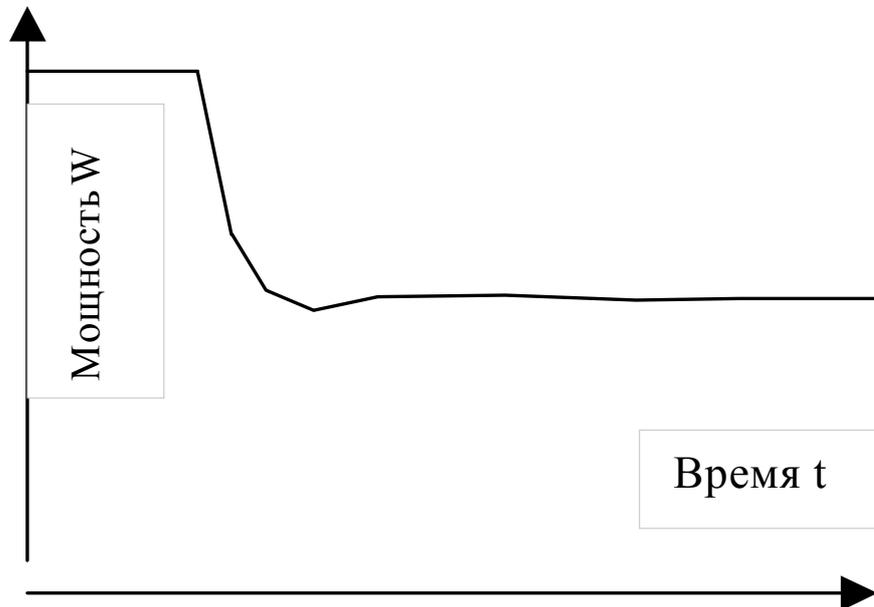


Рис.5. Изменение нейтронной мощности реактора W при введении отрицательной реактивности $\Delta\rho_0 < 0$

Таким образом, для управления реактором в диапазоне ДЭ характерно то, что для подъема мощности на ΔW необходимо поочередное освобождение порций положительной реактивности равных $\Delta\rho = \alpha_W * \Delta W$, для снижения мощности – введение соответствующих порций отрицательной реактивности.

2. Эффекты реактивности

2.1. Понятие об обратных связях

Известно, что свойства устойчивости и саморегулируемости любой системы зависят от наличия обратных связей, их величины и знака. Из общей теории автоматического регулирования известно, что любая система обладает свойством устойчивости только если ее

обратные связи отрицательны (и плюс к тому хорошей управляемостью, если они достаточно малы по величине) .

Простейшей грубой моделью, иллюстрирующей эффект обратных связей, является перемещение по вертикали шарика на гладкой поверхности, получившего маленький импульс. Обратной связью здесь является сила тяжести. На плоской поверхности или в невесомости (нулевая обратная связь) он перемещается только по горизонтали. На поверхности типа параболы «ветвями вверх» после выведения из равновесия он будет совершать колебания относительно точки минимума (отрицательная обратная связь). На поверхности типа параболы «ветвями вниз» после выведения из равновесия он потеряет равновесие и скатится вниз (положительная обратная связь).

Общее замечание. В ходе дальнейшего изложения материала по эффектам реактивности мы постараемся давать объяснение явлений и эффектов как бы на трех «языках»: формально математическом, иллюстративно-геометрическом, словесном. Читатель вправе выбрать какой из «языков» ему понятнее.

2.2. Определения и общие соотношения для коэффициентов и эффектов реактивности

Обратные связи в реакторе называют эффектами реактивности (ЭР), а характеризующие их коэффициенты- коэффициентами реактивности (КР). Формальное математическое определение коэффициента реактивности ρ по произвольному параметру «р» (α_p)– это частная производная от реактивности ρ по «р» в окрестности параметра p_0 , т.е.

$$\alpha_p = \left. \frac{\partial \rho}{\partial p} \right|_{p_0} = \left. \frac{\partial k(\kappa^2 \partial p)}{\partial p} \right|_{p_0} \approx (1/k) \left(\left. \frac{\partial k}{\partial p} \right|_{p_0} \right) = \left. \frac{\partial (\ln k \partial p)}{\partial p} \right|_{p_0}. \quad (5a)$$

Эффектами реактивности мы будем называть разность реактивностей в двух разных (по любому параметру «р») состояниях реактора, т. е. $\Delta\rho = \rho(p_2) - \rho(p_1)$.

На "геометрическом" языке величина КР в точке p_0 равна также тангенсу наклона кривой зависимости реактивности, или критичности, от параметра «р». В последовательности (5) есть только одно приближение – значение K^2 заменяется на K , но поскольку значение K в работающем реакторе близко к 1, это приближение достаточно оправданно.

Выгода же от последней части этого выражения значительна, поскольку она позволяет на основе формулы четырех сомножителей для тепловых реакторов оценить вклад в коэффициент реактивности от каждой области энергии и каждого из сомножителей ибо, если $K = (\mu \phi \theta v_a)$, то

$$\alpha_p = \partial(\ln k / \partial p) = \partial(\ln \mu / \partial p) + \partial(\ln \phi / \partial p) + \partial(\ln \theta / \partial p) + \partial(\ln v_a / \partial p) \quad (5б)$$

или

$$\alpha_p = \partial \mu / (\mu \partial p) + \partial \phi / (\phi \partial p) + \partial \theta / (\theta \partial p) + \partial v_a / (v_a \partial p). \quad (5в)$$

Значит мы можем оценить и предсказать величину и знак вклада каждого из сомножителей по отдельности, причем в относительных величинах. Мы можем также заранее оценить зависимости каждого из слагаемых (5б-в) от параметра тесноты решетки и т.п. Приведем сначала общие выражения для каждого из коэффициентов (5), необходимых нам для анализа эффектов реактивности.

- Выражение для μ достаточно громоздко, а главное, оно не используется при анализе и объяснении эффектов в тепловых реакторах.
- Выражение для вероятности избежать резонансного захвата при замедлении ϕ

$$\varphi = \text{EXP}(-N_{\text{топ}} \Gamma_{\text{а,эфф}}^u / N_{\text{зам}} (\xi \sigma_s)_{\text{зам}}), \quad (6a)$$

где $\Gamma_{\text{а,эфф}}^u$ -эффективный резонансный интеграл поглощения урана;

$N_{\text{топ}}$ и $N_{\text{зам}}$ -количество ядер топлива и замедлителя в объеме;

$(\xi \sigma_s)_{\text{зам}}$ - замедляющая способность замедлителя.

- Коэффициент использования тепловых нейтронов θ можно выразить в простейшем случае (гомогенная среда, только топливо и замедлитель) через скорости реакций поглощения $A = \Phi * \Sigma_a$ в топливе и замедлителе следующим образом:

$$\theta = A_{\text{топ}} / (A_{\text{топ}} + A_{\text{зам}}) = 1 / (1 + q), \quad (6б)$$

где q - относительное вредное поглощение в замедлителе.

- Число вторичных нейтронов на одно поглощение в топливе ν_a в простейшем случае выражается как

$$\nu_a = \nu_f * \Sigma_f / \Sigma_f^u, \quad (6в)$$

где ν_f -число вторичных нейтронов на одно деление;

Σ_f и Σ_f^u -сечения деления и поглощения урана соответственно.

В дальнейшем изложении мы будем пользоваться этими формулами в этом или немного измененном виде для объяснения эффектов.

Поскольку разные эффекты реактивности основаны обычно на эффектах в разных областях энергий и математически выражаются через разные коэффициенты формулы четырех сомножителей, то подобная оценка может служить основой быстрого предсказания поведения реактора оператором.

2.3. Требования к коэффициентам реактивности.

Из характеристик систем с обратными связями следует, что в реакторе обратные связи должны быть отрицательны. Для ЯЭУ это сформулировано в требованиях «Правил ядерной безопасности» (ПБЯ РУ АЭС) следующим образом: «все эффекты реактивности в реакторе должны быть отрицательны» (только для параметра плотности это требование правильнее применять к удельному объему) . Это правило относится ко всем проектируемым и эксплуатируемым ЯЭУ.

С формально-математической точки зрения это означает, что для любого параметра «р» должно быть выполнено условие $\alpha_p < 0$. На графическом языке это значит, что тангенс наклона кривой реактивности (или критичности) от параметра «р» должен быть отрицателен. Словами это можно сформулировать примерно так: при росте любого параметра «р» реактивность должна уменьшаться.

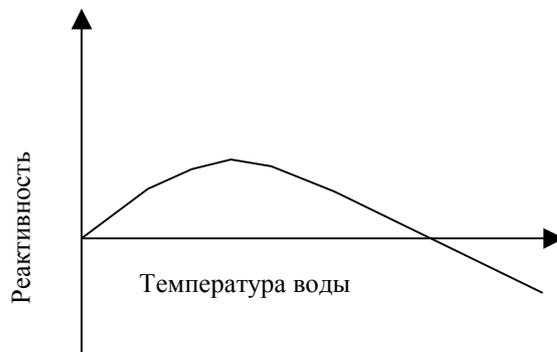


Рис.6. Зависимость реактивности реактора от температуры воды

На рис. 6 приведен пример поведения реактивности водородного реактора средней мощности в зависимости от температуры воды.

Видно, что на начальном участке роста температуры (до максимума, указанного стрелкой) и производная реактивности по температуре, и тангенс угла наклона положительны. Реактивность с ростом температуры не только не уменьшается, а возрастает, что фактически противоречит требованиям ПБЯ. Значит на этом участке кривой реактор как система обладает положительным коэффициентом реактивности и положительной обратной связью по температуре воды, следовательно, обладает опасными свойствами.

В точке максимума производная и тангенс угла наклона кривой равны нулю, следовательно, реактор имеет нулевой коэффициент реактивности.

После прохождения максимума производная и тангенс угла наклона кривой становятся отрицательными (и численно равны коэффициенту реактивности), реактивность с ростом температуры снижается, значит поведение реактора удовлетворяет требованиям ядерной безопасности.

Как видим, в простом реальном случае коэффициент реактивности - величина не только не постоянная, но вполне может менять и значение, и даже знак.

Отметим оборотную сторону факта, следующего из «хорошего свойства»- отрицательности КР. При уменьшении параметра $\langle\rho\rangle$ реактивность возрастает! Значит при снижении температур топлива, замедлителя или теплоносителя реактивность систем, соответствующих основному требованию ПБЯ, будет возрастать. Действительно этот эффект имеет место и наблюдается практически во всех реакторах.

3. Виды эффектов реактивности

Начнем с главного –причины появления эффектов реактивности. Главной причиной появления всех (или большинства важных для эксплуатации) эффектов можно считать изменение средней температуры реактора, т.е. компонент его среды, вызванное как работой внешних (по отношению к реактору) систем ЯЭУ, так и работой самого реактора.

Наибольшее число эффектов реактивности, влияющих на управление, наблюдается при работе реактора на мощности более 1% от номинала.

Теперь рассмотрим подробнее какие конкретные параметры и характеристики реактора могут обуславливать появление эффектов реактивности. Это характеристики среды и параметры эксплуатационных режимов реактора : температуры топлива, замедлителя и теплоносителя T , плотности веществ γ , в особенности, жидкостей (мы уже отмечали, что здесь правильнее говорить об удельном объеме), глубина выгорания топлива B , концентрация ксенона и самария, концентрация отравителя (борной кислоты, кадмия, эрбия или гадолиния), доли пара ϕ , мощность. В этом ряду может быть и ряд других параметров (расход, давление и т.п.). Соответственно в реакторах выделяют коэффициенты реактивности (КР) по этим параметрам- температурам, плотностям, мощности и т.п.

В этот список входят также специальные компоненты этих эффектов, например доплеровский КР как компонента КР по температуре топлива и эффект по температуре топлива в тепловой области.

Чтобы прояснить взаимосвязи между всеми этими эффектами приведем небольшую схему в виде табл. 1.

Таблица 1.

Взаимосвязи между эффектами реактивности.

Изменение температуры ⇓ возникновение эффектов ⇓		
	Тепловые ρ^0	Резонансные ρ^0
Ядерно-физические эффекты	Топливо, замедлитель, теплоноситель	Топливо, замедлитель, теплоноситель
Изменение физических свойств	Топливо, замедлитель, теплоноситель	Топливо, замедлитель, теплоноситель
⇓	⇓	⇓
Суммарный эффект реактивности		

Видно, что исходной причиной эффектов является изменение температуры. Оно порождает ядерно-физические эффекты и эффекты изменения физических свойств топлива, замедлителя и теплоносителя. Все эти эффекты (с присущим каждому из них запаздыванием) и дают результирующий динамический мощностной эффект.

Рассмотрим по отдельности каждый из практически важных эффектов.

3.1 Ядерно-физические эффекты

Ядерно-физические эффекты реактивности по температуре замедлителя.

Сечения рассеяния (замедления) замедлителя и теплоносителя практически не зависят от температуры в широкой области энергий, поэтому мы обычно не учитываем эти эффекты. Сечения поглощения основных замедлителей и теплоносителей

зависят от температуры только в тепловой области энергий ($\sigma_a \sim 1/v$). Таким образом, в энергетических реакторах на тепловых нейтронах мы должны учитывать влияние ядерно-физических эффектов на реактивность только от сечения поглощения замедлителя и теплоносителя.

Ядерно-физические эффекты реактивности по температуре топлива.

В обычных энергетических реакторах ядерно-физический эффект по температуре топлива может проявляться в трех областях энергий нейтронов- тепловой, резонансной и быстрой. При этом вес каждой из них зависит от спектра нейтронов в реакторе. Напомним, что правило усреднения сечений и по спектру теплового движения атомов $f(E, E')$, и по спектру нейтронов $\Phi(E)$ в любой области энергий одно и то же:

$$\sigma(E) = \int f(E, E') \cdot \sigma(E') dE', \quad (7a)$$

$$\langle \sigma \rangle = \int \Phi(E) dE, \quad (7б)$$

где $f(E, E')$ - спектр теплового движения атомов;

$\Phi(E)$ - спектр нейтронов.

Теперь опишем каждый из эффектов по отдельности.

Ядерно-физический эффект реактивности по температуре топлива в тепловой области энергий нейтронов

Прежде всего необходимо отметить, что тепловая область энергий – это область, где энергии теплового движения ядер и нейтронов сравнимы и в процессе термализации (т.е. установления равновесия энергий нейтронов и среды) возможны как потери энергии нейтронами при столкновениях, так и приобретение ими энергии. На математическом языке это означает, что матрица рассеяния из группы в группу заполнена ненулевыми значениями не только ниже диагонали, но и выше нее (т.е. она не треугольная).

Более важно то, что в тепловом реакторе в этой области энергий происходит более 90% делений.

Характеристики сечений топливных ядер в тепловой области энергий.

Зависимость поведения сечений рассеяния, поглощения и деления топливных ядер в этой области часто хорошо описывается т.н. «законом $1/v$ », хотя для многих тяжелых ядер имеет место отклонение от него. Сам этот закон достаточно просто следует из формул Брейта – Вигнера для первого (низко лежащего) резонанса (см. П. 2). Отклонение от этого закона связано зачастую с тем, что в тяжелых (и, в частности, делящихся) ядрах первый резонанс лежит практически в тепловой области (около 0.3-1.0 эВ).

Спектр нейтронов.

В «идеальном» случае (отсутствие поглощения) в среде устанавливается спектр нейтронов, называемый спектром Максвелла; его формальное выражение

$$M(E, E_t) dE = \frac{2}{E_T^{3/2} \sqrt{\pi}} \sqrt{E} * \exp(-E / kT) . \quad (8)$$

Здесь E_T – средняя энергия теплового движения, K - постоянная Больцмана.

На самом деле «идеальных» случаев почти не бывает, поэтому в реальности приходится пользоваться приближениями для оценки спектров.

Самым простым подходом является приближение «температура нейтронного газа». Оценку влияния поглощения или недостаточного замедления в среде на смещение спектра от «чистого» Максвелла проводят по вводимой температуре нейтронного газа:

$$T_{ng} = T_0 [1 + 1.4 * \sum_a (KT) / \xi \sum_s (1 \text{ эВ})] , \quad (9)$$

где T_0 -температура замедлителя;

Σ_a –макроскопическое сечение поглощение среды (тепловое);

$\xi\Sigma_s$ – замедляющая способность среды (при 1 эВ).

Ясно, что температура замедлителя совпадает с температурой нейтронного газа только в двух случаях : нулевого поглощения и бесконечной замедляющей способности среды. Тем не менее, это достаточно удобно для получения средних сечений в тепловой области. Результат усреднения (7) для сечений захвата, деления и поглощения с зависимостями типа $1/v$ или отличными от них имеет общий вид (здесь приведен пример для сечения поглощения):

$$\langle \sigma_a \rangle = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sigma_a^T (2200 \text{ m/sec}) * \sqrt{\frac{300}{T_{ng}}} * g_a(T_{ng}) * F(z_{sh}), \quad (10)$$

где $\sigma_a(2200)$ - тепловое сечение при скорости (2200 м/сек);

z - безразмерная "энергия сшивки" спектров;

$F(z)$ – поправочная функция;

T_{ng} - температура нейтронного газа;

$g(T)$ – фактор Весткотта для захвата, деления и поглощения.

Фактор Весткотта описывает отличие зависимости сечений от закона $1/v$ и сильно зависит от температуры среды. Этот фактор равен 1, если сечение соответствующей реакции точно подчиняется закону $1/v$.

Поправочная функция $F(z)$ получается из решения трансцендентного уравнения сшивки спектров Ферми и Максвелла $\Phi_M(E_{см}) = \Phi_\Phi(E_{см})$. Известно, что ее аргумент зависит от этой «энергии сшивки», он приближенно равен 5 для ВВЭР и 6 для РБМК. Значения функции табулированы и даются в справочниках. Отметим, что значения функции изменяются с температурой, что влияет на средние сечения;

Вклад тепловых сечений в эффекты реактивности.

Из (10) видно, что если $g=1$, то сечение всегда снижается с ростом температуры как $1/\sqrt{T}$ и, следовательно, вклад такого изотопа в эффект реактивности будет нулевым или отрицательным. Так ведет себя сечение деления урана-235. Абсолютно иначе ведет себя сечение деления плутония-239, у которого значение g возрастает на 300%. При повышении температуры сечение деления плутония возрастает и дает **положительный температурный эффект реактивности на плутонии**. Этот эффект частично компенсируется возрастанием сечения радиационного захвата на плутонии в этой области.

По некоторым оценкам экспертов это способствовало развитию аварийной ситуации во время аварии на 4 блоке ЧАЭС. В приложении приведены зависимости сечения деления урана и плутония от роста температуры (рис. П.1.1).

Корректно оценивать вклад тепловых сечений именно в эффект реактивности необходимо по тем сомножителям в (6), которые описывают процессы на тепловых нейтронах, θ и v_a . Иначе говоря, можно условно ввести "коэффициент размножения только на тепловых нейтронах" без учета влияния быстрых и резонансных $K_T = \theta * v_a$.

$$K_T = v_a \theta = \frac{\varepsilon^5 * \rho^U * v_f^5 * \sigma_f^5 + \rho^{Pu9} * v_f^{Pu9} * \sigma_f^{Pu9}}{A_U + A_{H2O} + A_C + A_{Pu} + A_{CVZ} + A_{Xe}}, (11)$$

где ε^5 -обогащение топлива по урану-235, остальные обозначения уже были в (6). Здесь же учтены и вклады деления / поглощения изотопа плутония-239 (так же можно учесть плутонии 240-242).

К сожалению, "на вскидку" выявить и четко оценить эффект изменения K именно за счет изменения сечений соответствующих компонентов в тепловой области по этой формуле достаточно затруднительно.

Ядерно-физический эффект реактивности по температуре топлива в резонансной области энергий нейтронов

Самой простой математической моделью для объяснения температурного эффекта на топливе в резонансной области являются формулы Брейта –Вигнера для сечений. Эти формулы интересны только узкому кругу специалистов, поэтому они приведены в П. 2.

В реакторной физике известно, что общая вероятность избежать резонансного захвата в уране-238 при замедлении ϕ есть произведение вероятностей для каждого индивидуального резонанса ϕ_1 . Эта вероятность ϕ_1 для резонанса топлива бесконечной высоты с эффективной шириной $\Gamma'=\Gamma+\Delta$ (здесь $\Delta=\sqrt{4KTE/(A+1)}$ - доплеровская ширина) и замедляющей способностью среды с замедлителем $\xi\Sigma_s$ (или $N_{зам}\xi\sigma_s$) выражается обычно как

$$\phi_1=1-(N_{топ}\Gamma'/N_{зам}\xi\sigma_s)=\text{EXP}(-N_{топ}\Gamma'/N_{зам}\xi\sigma_s) . \quad (12)$$

Для всей резонансной области ϕ будет произведением вероятностей многих индивидуальных резонансов и приобретет вид хорошо известного соотношения (6а).

Ясно, что при нагревании топлива (и ростом Δ и Γ') значение ϕ_1 для каждого отдельного резонанса будет уменьшаться. Такое же уменьшение произойдет и с полным ϕ . Это значит, что при нагревании топлива коэффициент размножения будет снижаться. Поскольку выделение тепла происходит в топливе, то это вызывает мгновенный подъем температуры самого топлива и мгновенный

ядерно-физический эффект. То есть мы доказали основные свойства доплеровского эффекта- **доплеровский коэффициент реактивности на уране-238** $\partial\rho/\partial T_{\text{топ-рез}}$ **всегда будет отрицателен** и мгновенен. Таким образом, доплеровский эффект всегда работает на безопасность реактора.

Для качественного понимания этого эффекта можно использовать также «модель жвачки». Представим, что процесс замедления моделируется как прыжки шарика для пинг-понга по полу коридора. Допустим, что в коридоре лежат куски жвачки. Расстояние между отскоками $N_{\text{зам}} * (\xi\sigma_s)_{\text{зам}}$, ширина каждого куска жвачки $N_{\text{топ}} \Gamma'$. Ясно, что вероятность перескочить жвачку и не прилипнуть к ней при одном отскоке – это то же ϕ_1 , вероятность не прилипнуть на всем пути по коридору- ϕ . Понятно, что если при нагревании куски жвачки начнут расплываться и ширина, занимаемая ими, возрастать, то вероятности ϕ_1 и ϕ могут только уменьшаться, что и требовалось объяснить.

Подход для реальных компьютерных расчетов, конечно, более сложен, но анализ эффекта и в рамках этого подхода дает тот же результат. Поскольку это объяснение также предназначено для специалистов отделов ядерной безопасности, то и оно вынесено в П.2.

3.2. Эффекты реактивности, связанные с изменением плотности веществ

Говоря об эффектах реактивности за счет изменения плотности веществ, мы обязаны учитывать все вещества. Но поскольку изменение плотности твердых тел совершенно несущественно (по сравнению с жидкостями/газами), то при рассмотрении этих вопросов мы обычно имеем в виду только жидкости и газы .

Хотя эффекты изменения плотности жидких веществ в разных реакторах одинаковы по природе, они, видимо исторически, имеют разные названия:

- в реакторах типа ВВЭР их называют плотностными или эффектами по температуре воды (что почти одно и то же, хотя при температурных надо еще учитывать изменение констант воды, хотя бы в тепловой области энергий);
- в реакторах типа РБМК эффект называют паровым, хотя изменение доли пара фактически есть эффективное изменение плотности через изменение соотношения фаз;
- в быстрых реакторах подобный эффект образования паровых пузырьков называют натриевым пустотным эффектом.

Отметим, что в соответствии с табл.1 эффекты, возникающие из-за изменения физических свойств веществ, проявляются по-разному в каждой из областей энергий нейтронов: быстрой, промежуточной, тепловой.

Мы рассмотрим эти эффекты не по областям энергий, как в предыдущем параграфе, а по типам реакторов.

Плотностной и паровой эффекты в реакторах с жидкими замедлителями

Правильнее было бы назвать этот раздел «Неядерные эффекты по температуре и плотности воды» в реакторах с жидкими замедлителями. Но в практике мы чаще называем их именно так, как указано в заголовке.

Все эффекты этого типа основаны на общем теоретическом фундаменте -зависимости коэффициента размножения от соотношения ядер замедлителя и топлива ($\omega^1 = N_{\text{зам}} / N_{\text{топ}}$). Для реакторов ВВЭР мы чаще используем понятие водоуранового отношения $\omega = V_{\text{H}_2\text{O}} / V_{\text{U}}$ (рис.7) .

Это отношение является просто частным случаем ω^1 . В уран-графитовых реакторах используют обратное отношение, его называют уран-графитовым числом. Рассмотрим этот общий теоретический фундамент подробнее.

Зависимость эффективного коэффициента размножения от соотношения ядер замедлителя и топлива

Известно, что кривая зависимости эффективного коэффициента размножения от этого отношения имеет очень характерный вид с более или менее ярко выраженным максимумом (рис. 7).

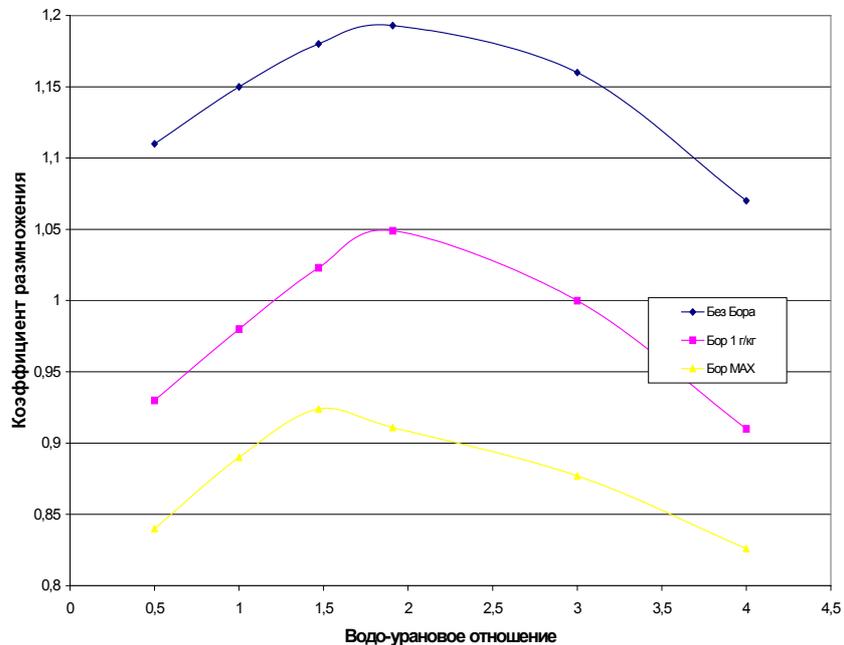


Рис.7. Зависимость эффективного коэффициента размножения от водоуранового отношения ω

Для чистой легкой воды этот максимум расположен при $\omega_0=2$. Для тяжелой воды максимум более сильно размыт, но можно говорить, что он находится в районе $\omega=24-28$. Ход этой кривой и ее максимум достаточно просто объясняется с помощью тех же самых четырех сомножителей (6). Рассмотрим каждый из них, зависимость их от величины ω , объясним наличие экстремума и его значение.

Коэффициент μ описывает размножение на быстрых нейтронах и практически не зависит от соотношения ядер замедлитель /топливо (возможна лишь косвенная зависимость через смягчение спектра).

Коэффициент ν_a дает количество вторичных нейтронов на одно поглощение в топливе, $\nu_a = \nu_f \Sigma_f / \Sigma_a^u$. Здесь также нет прямой зависимости от соотношения замедлитель /топливо.

Коэффициент φ для резонансной области зависит от соотношения замедлитель/топливо следующим образом (см. (6)) :

$$\varphi(\omega) = \text{EXP}(I_{a,эфф}^u / \omega N_{зам}(\xi \sigma_s)_{зам}) = \text{EXP}(-A/\omega) . \quad (13a)$$

То есть зависимость φ от ω в резонансной области имеет характер сначала константы (для очень высоких значений $\omega \Rightarrow \infty$, $\varphi \cong 1$), а затем экспоненты e^{-x} .

В простом выражении для θ (6) можно явно выделить зависимость от ω :

$$\theta(\omega) = 1/(1+B*\omega) . \quad (13б)$$

В более реальном случае гетерогенной среды необходимо учитывать, во-первых, потоки в каждом из компонент, а в реальном реакторе надо, во-вторых, учесть еще поглощение в плутонии, органах СУЗ, специальных поглотителях (НЗВОЗ, Gd, Er), ксеноне, самарии т.п. Именно здесь, в (13), впервые появляется величина φ , которая для ксенона и самария называется "отравлением".

Как видим, θ зависит от ω как $1/(1+\omega)$, т.е. это простая обратная зависимость.

Таким образом, общая зависимость коэффициента размножения K от ω есть произведение $K(\omega) = \varphi(\omega) \theta(\omega)$. Достаточно несложно показать, что такая функция (с точностью до разложения в ряд экспоненты на $1-A/\omega$) будет иметь максимум в точках $\omega = A^+ - \sqrt{(A^2 + B/A)}$. Несложно будет подсчитать это оптимальное разбавление для уран-водных и уран-графитовых решеток.

Теперь мы можем объяснить общие тенденции кривой K начиная от высоких значений ω в сторону малых. При больших ω (когда φ примерно равна 1) наблюдается рост K за счет роста θ по закону $1/\omega$. При снижении ω кривая K начинает зависеть уже и от φ ,

и от θ , ее рост замедляется, а после максимума она снижается из-за экспоненциального уменьшения φ .

Конечно, эти заключения получены для простой гомогенной среды из топлива и замедлителя, но можно показать, что переход к гетерогенной среде не изменит ситуацию.

Следует особо отметить зависимость еще одной важной характеристики от ω - это коэффициент конверсии/воспроизводства вторичного топлива (КК/КВ). Они ведут себя в этих же координатах регулярно (почти линейно) снижаясь от $\omega=0$ к области больших значений ω . Именно поэтому реакторы с высокими ω имеют низкие КВ, а реакторы с малым ω - высокие КВ.

Таким образом, при выборе характеристик решетки мы должны будем учитывать несколько важнейших факторов:

- свойства безопасности решетки (соответствия ее правилам ядерной безопасности-ПБЯ);
- оптимальность использования топлива исходной загрузки;
- характеристики воспроизводства вторичного топлива.

Эффекты в реакторах ВВЭР

Рассмотрение эффектов в конкретных типах реакторов начнем с ВВЭР.

Если реактор имеет в холодном состоянии водоурановое отношение, равное $\omega_{\text{хол}}$, то при нагревании воды и снижении ее плотности оно будет только снижаться, т.е. $\omega_{\text{тек}}(T) \leq \omega_{\text{хол}}$ (рис.7). То есть для конкретного реактора ось температур T начинается с точки $\omega_{\text{хол}}$ и направлена в сторону, противоположную ω .

Рассмотрим свойства безопасности реактора на такой кривой. Поскольку ПБЯ требуют, чтобы при повышении температуры воды реактор снижал реактивность, то ясно, что на этой кривой безопасным будет только рабочий участок слева от максимума ω_0 .

То есть безопасным реактор водо-водяного типа будет только в том случае, если для холодного состояния $\omega_{\text{хол}} < 2$.

Решетки со значениями $\omega_{\text{хол}} > \omega_0$ называют разреженными (или слишком замедленными, мы будем использовать также термин «перезамедленные»), реактор или хранилище топлива с такими ω обладают специфическими свойствами – на начальном участке разогрева $\omega_{\text{хол}} > \omega_{\text{тек}}(T) > \omega_0$ реактор будет опасен и не удовлетворяет требованиям ПБЯ (и к тому же имеет аномально низкий коэффициент воспроизводства вторичного топлива КВ, что целесообразно для минимальной наработки плутония). Отметим, что в этом случае кривая рис. 7 полностью подобна кривой рис. 6, но в левой системе координат (или зеркальном отражении).

Решетки со значениями $\omega_0 > \omega_{\text{хол}}$ называют утесненными или тесными, а реакторы- усовершенствованными ВВЭР (или Advance PWR). Известны разработки реакторов с $\omega_{\text{хол}} = 1.0$ и даже $\omega_{\text{хол}} = 0.5$. У таких реакторов спектр Максвелла полностью не формируется, у них высокие свойства безопасности и аномально высокий КВ, однако при использовании в них (как с самого начала, так и при образовании вторичного) плутония (в том числе плутония-240) в них возникают очень непростые дополнительные эффекты реактивности именно за счет первого очень мощного резонанса плутония-240 при 1.0 эВ.

Таковы свойства реакторов ВВЭР с "чистым", т.е. неотравленным, жидким замедлителем/теплоносителем. В практике мы, как известно, используем замедлители с отравлением либо борной кислотой, либо солями (азотнокислыми и др.) кадмия, гадолиния и т.п.

Свойства решеток с отравленным замедлителем/теплоносителем меняются. Кривая примерно сохраняет форму, но смещается вниз и максимум смещается влево. Таким образом, реактор ВВЭР с «холодной» решеткой $\omega_{\text{хол}} = 2$ уже не является безопасным для сильных отравлений борной кислотой (т.е.

содержание бора примерно 2 гВ/кгH₂O или, что то же, 12 гH₃BO₃/кгH₂O).

Именно по указанной причине решетки ВВЭР выбраны со значениями $\omega_{хол} = 1.7$ для ВВЭР-440 и $\omega_{хол} = 1.8$ для ВВЭР-1000. И даже при таком выборе в ВВЭР-1000 существует небольшой участок (т.н. «пусковой»), где при высоких концентрациях борной кислоты на свежем топливе эффект является положительным. Для таких состояний в регламенте эксплуатации есть исключение, позволяющее специально изменять штатную конфигурацию органов регулирования СУЗ специально «для подавления положительного эффекта реактивности».

Аналитически этот эффект также можно описать через эффекты в тепловой и резонансной областях.

Наиболее сильно он проявляется в резонансной области (т.к. если нейтроны не смогут замедлиться и не будет формирования теплового спектра, то цепная реакция автоматически угаснет). Для резонансной области в (13) условно можно считать, что число ядер воды N_{H_2O} и ее плотность γ в некоторой окрестности γ_0 можно аппроксимировать линейно как $\gamma(T) = \gamma_0 * (1 - KT)$ с коэффициентом $K > 0$. Тогда используя свойство рядов для малых KT - $1/(1 - KT) \cong 1 + KT$, можно записать общую зависимость от температуры для ρ как $\rho = \text{Exp}(-A/(1 - T))$. Ясно, что с ростом температуры вклад резонансной области (т.е. ρ) в коэффициент реактивности будет

$$(\partial\rho/\partial T)_{рез} = \partial\rho/(\rho\partial T) \approx -AK/(1 - KT)^2 \approx -AK*(1 + KT)^2, \quad (14)$$

т.е. при росте T , $\partial\rho/\partial T$ будет спадать минимум как квадратичная функция T .

Существует также эффект по температуре и плотности воды в тепловой области, т.е. в θ . Но эффект в θ пропорционален всего лишь $1/(1 + B\omega)$ и не может конкурировать с экспонентой. Его вклад в суммарный эффект может быть ощутим либо в решетках, которые

мы называем «перезамедленными», либо в решетках с высоким содержанием бора, если начальное водо-урановое отношение находится правее максимума. В нормальных реакторах с легководным замедлителем эта часть эффекта очень мала (из-за достаточно высокого обогащения топлива). Малость этой части эффекта в тяжеловодных реакторах на естественном уране не столь очевидна, но тоже может быть доказана.

Но в любом случае, даже если в «перезамедленных» решетках на начальном этапе повышения температуры эффект положителен, он обязательно станет отрицательным, поскольку до тепловой области будет доходить все меньше нейтронов.

Таким образом, мы показали, что эффект реактивности по температуре - плотности воды (мы имеем в виду эффект за вычетом свойств ядерных сечений) в реакторах с водяным замедлителем отрицателен. Это достаточно ясно и из обычных рассуждений, основанных на здравом смысле – в предельном случае сухая урановая решетка «работать» не будет.

В реакторах ВВЭР в энергетическом диапазоне мощности заметных изменений плотности воды не происходит (она постоянна и примерно равна 0.75). Однако при разогреве и расхолаживании реактора происходит заметное изменение реактивности. То же можно сказать и для аварийных режимов с вскипанием теплоносителя.

Таблицы реальных коэффициентов и эффектов реактивности для реактора ВВЭР-1000 для ряда состояний с комментариями приведены в П.3 (табл.П.3.1).

Эффекты в кипящих реакторах BWR и ВК

Для кипящих корпусных реакторов (американских BWR и советских ВК) механизмы возникновения и способы объяснения эффекта по температуре воды, который здесь называют паровым, будут точно те же, что и в ВВЭР. Однако таким реакторам присущ ряд очень характерных особенностей, обусловленных

пространственной зависимостью поля нейтронов, и это мы обсудим позже.

Плотностной и паровой эффекты в реакторах с твердым замедлителем

В названии раздела мы указали «твердый замедлитель»; для промышленных реакторов это означает графит, однако существуют и исследовательские реакторы, в которых может использоваться бериллий, полиэтилен и т.п. вещества.

Ситуация с плотностным- паровым эффектом в уран – графитовых реакторах и, в частности, РБМК, в каком-то смысле зеркальна ситуации с ВВЭР. Если в реакторах ВВЭР (ВWR) практически весь эффект реактивности заключен в резонансной области (за исключением слишком замедленных решеток), то в реакторах с твердым замедлителем большая часть эффекта проявляется в тепловой области энергий. Действительно, поскольку замедлитель - твердое вещество и не меняет своей плотности, то его замедляющая способность в формуле (6) с изменением температуры остается почти постоянной, хотя необходимо учитывать изменения замедляющей способности пароводяной смеси в канале . То есть в резонансной области мы по-прежнему имеем доплеровский эффект (ДКР) на топливе и ограниченный эффект снижения замедляющей способности за счет увеличения доли пара. Ситуация может измениться, если, как предлагают, у блоков графита будут срезаны углы, и вклад в замедляющую способность графитовых блоков станет меньше вклада пароводяной смеси.

Более значительное (или практически все) изменение баланса нейтронов происходит в тепловой области. Рассмотрим сначала общее объяснение. Процессы в тепловой области энергий описываются двумя коэффициентами формулы четырех сомножителей - это θ (вероятность поглощения в топливе) и ν_a (число вторичных нейтронов на одно поглощение в топливе). В

общем случае наличия урана, воды, графита, плутония, ОР СУЗ, ксенона и т.п. θ может быть выражена как и в (6):

$$\theta = \frac{A_U + A_{Pu}}{A_U + A_{H_2O} + A_C + A_{Pu} + A_{СУЗ} + A_{Xe}} \quad (15)$$

При этом в макроскопическое сечение входит и плотность вещества γ , поскольку $\Sigma_a = \rho \cdot \sigma_a$, где ρ - ядерная концентрация, пропорциональная $\rho = C \cdot \gamma$. Соотношение (15) можно также записать как

$$\theta = \frac{1}{1 + q_{H_2O} + q_C + q_{Pu} + q_{СУЗ} + q_{Xe}} \quad (16)$$

Отметим особенности, которые имеются в (15) и (16).

В простейшем случае мы можем пренебречь всеми вкладками кроме воды, $\theta = 1/(1 + q_{H_2O})$. Из любой формы записи (15), (16) видно, что при уменьшении плотности или количества воды (т.е. вредного поглощения за счет воды) коэффициент θ **всегда** возрастает, значит, в любом реакторе уменьшение количества воды обязательно приводит к положительному вкладу в реактивность за счет тепловой области. Снова полагая $\gamma(T) = \gamma_0 \cdot (1 - KT)$, аналитически можем выразить вклады в реактивность в тепловой области как

$$\frac{\partial \theta}{\partial T} = \frac{K}{(1 - KT)^2} ; \quad (17a)$$

соответственно вклад в коэффициент реактивности

$$\frac{\partial \rho(\theta)}{\partial T} = \frac{\partial \theta}{\theta \cdot \partial T} = \frac{K}{(1 - KT)} \approx K(1 + KT) \quad (17b)$$

То есть рост реактивности за счет тепловой области, подчеркнем, в простейшем случае урана и воды (т.е. для реакторов типа ВВЭР-BWR) будет иметь место и будет пропорционален $K^*(1+KT)$.

О паровом эффекте реактивности реактора РБМК

Теперь разберемся в особенностях, присущих конкретно реакторам РБМК с твердым замедлителем; в них ситуация существенно усложняется. Общий вывод о том, что при уменьшении количества воды (особенно легкой) реактивность возрастает, остается в силе. Важным становится вопрос о том, насколько она возрастает. Здесь находится объяснение того, почему в реакторе РБМК-1000 эффекты реактивности меняются с изменением обогащения топлива и глубины выгорания.

В формулах (15)-(16) устойчивость значения θ при изменениях поглощения воды возможна только тогда, когда вклад поглощения воды A_{H_2O} в сумму знаменателя ($A_U + A_{H_2O} + A_C + A_{Pu} + A_{Xe} + A_{Cuz}$) достаточно мал.

Поглощению в уране.

$$A_U = \Phi * \Sigma_a^U = \Phi * \rho^U [\varepsilon \sigma_a^5 + (1-\varepsilon) * \sigma_a^8], \quad (18a),$$

где ε - обогащение урана по изотопу 235. Если вспомнить, что $\sigma_a^5 = 680$ бн, а $\sigma_a^8 = 2.8$ бн, то можно записать это в числах как

$$A_U = \Phi * \rho^U [\varepsilon * 680 + (1-\varepsilon) * 2.8] \quad , \quad (18б)$$

т.е. каждый процент обогащения урана-235 дает вклад в сумму A около 7 барн, тогда как полный вклад урана-238 всего 2.8 барн. Распределение этих вкладов меняется по мере выгорания топлива, т.е. имеется фактическое снижение значения обогащения ε от свежего топлива к выгоревшему.

Рассмотрим две версии реактора РБМК с низким (1.8-2.0%) и высоким обогащением топлива (2.4% и выше).

А. Низкое обогащение топлива. Эта версия РБМК была выбрана в 70-х годах вполне осознанно, поскольку низкое обогащение означает хороший баланс нейтронов и низкую цену топлива. Но низкое обогащение означает также очень малое поглощение в уране (18).

Это значит, что относительный вклад в знаменатель воды (15)-(16) достаточно существенен, причем все вклады и эффект зависят еще и от выгорания топлива.

На свежем топливе при измерениях в РБМК-1000 был получен отрицательный паровой коэффициент (ПКР), что совершенно правильно, поскольку в таком топливе обогащение равно начальному-1.8%-2.0% и поглощение в уране еще достаточно велико по сравнению с водой.

Однако с ростом среднего выгорания топлива от 0 до 30 МВт*сут/кг.т.я., когда поглощение на уране снижается, а поглощение и деление на накапливающихся изотопах плутония возрастает, ПКР из отрицательной области перемещается в положительную и растет по величине (напомним, что делящиеся изотопы плутония имеют существенно более высокое сечение деления $-\Sigma_f$ и более высокое ν_f (см. табл. П.3.2.-П.3.3)). Тогда уменьшение количества воды или полное выпаривание ректора уменьшает знаменатель с увеличенным числителем, следовательно, эффект становится положительным, причем его полная величина (по разным независимым оценкам) колеблется в пределах $+5+8\beta$ при полном опустошении реактора в установившемся режиме топливных перегрузок.

Такая ситуация и имела место накануне аварии ЧАЭС. Кривые парового и мощностного эффектов реактивности в реакторе РБМК с низким обогащением топлива в зависимости от глубины выгорания приведены на рис. П.1.2.

Все это можно проиллюстрировать на простой модели. Числитель и знаменатель дроби можно уподобить весам с разными плечами - на одном ($A_U + A_{H_2O} + A_C + A_{Pu} + A_{Xe} + A_{Суз}$), на другом A_U . Если с чаши весов знаменателя (где находится поглощение слабо обогащенного топлива) убрать воду, весы опрокинутся, что и произошло в ситуации аварии на ЧАЭС. Напомним, что тогда из-за отравления ксеноном было извлечено большинство стержней (РР) СУЗ.

Б. Высокое обогащение топлива (2.4%, затем 2.6%+0.4% эрбий, затем 2.8%+ эрбий). Ситуация меняется. Минимум на 7 барн возрастает поглощение топлива, значит в сумме ($A_U + A_{H_2O} + A_C + A_{Pu} + A_{Xe} + A_{Суз}$) вклад воды становится мал. Следовательно, даже полное выпаривание воды приводит в режиме установившихся перегрузок к слабому положительному эффекту, не выше $+0.5-+0.8\beta_{эфф}$. То есть мы показали причину, по которой в варианте реактора РБМК после модернизации (только обогащения топлива) эффект стал если не полностью безопасным, то, по крайней мере, приемлемым. В то же время при загрузке реактора просто более обогащенным топливом возрастает его реактивность, поскольку коэффициент размножения на тепловых нейтронах K_T (без учета быстрых и резонансных) соответствует выражению (11). Видно, что рост ϵ^5 (а затем и концентрации плутония с более высокими характеристиками процесса деления) приводит к пропорциональному росту реактивности. Для компенсации этой реактивности сначала пришлось занять часть каналов дополнительными поглотителями ДП, это привело к увеличению коэффициентов неравномерности и снижению мощности. И это была цена за повышение безопасности (а после аварии на ЧАЭС и просто за возможность работать).

Второй этап модернизации топлива заключался не только в дальнейшем увеличении обогащения топлива, но и в использовании нового выгорающего поглотителя -эрбия (в виде окиси). Сам эрбий-167 имеет высокое тепловое сечение поглощения

(примерно $3 \cdot 10^4$ бн) и сильные резонансы (того же порядка) при $E=0.4$ и 0.5 эВ, т.е. является классическим выгорающим поглотителем. Использование эрбия привело к улучшению целого ряда характеристик реактора РБМК.

1. Как мы уже отметили, при загрузке реактора более обогащенным топливом возрастает его реактивность. Понизить величину K_T можно увеличением знаменателя, т.е. введением в зону поглотителей. Одним из этих дополнительных поглотителей стал сам эрбий, ими же стали дополнительные стержни СУЗ, как ручного регулирования РР, так и нижние УСП, число которых было увеличено при реконструкции для улучшения контроля за энерговыделением в нижней части реактора.
2. Появилась возможность убрать дополнительные поглотители (ДП) и восстановить хороший коэффициент неравномерности. Паровой эффект реактивности при этом остался слабо положительным ($\sim 0.5 \beta_{эфф}$).
3. Стало возможно повысить предельную глубину выгорания топлива с $20 \text{ МВт} \cdot \text{сут}/(\text{кг т.я.})$ до, примерно, 25 и далее до 30. Конструкторы надеются, что эти преимущества удастся увеличить при использовании нового топлива обогащением 2.8% (концентрация эрбия пока известна не точно).

Следует отметить, что в других уран-графитовых канальных реакторах (I АЭС, Белоярская АЭС и др.) паровой эффект был изначально сконструирован почти нулевым. Достигалось это тем, что в оболочках твэлов и трубах каналов использовалась нержавеющей сталь с высоким сечением поглощения (в знаменателе высокое значение $A_{ст}$) и соответственно высокое обогащение топлива (5%). Кроме того, размер графитовых блоков был существенно меньше, чем в РБМК (12-20 см.), т.е. спектр в тепловой области формировался не чисто максвелловским. Естественно, что вклад воды/пара в знаменатель будет пренебрежимо малым и удаление воды не даст ощутимого эффекта. Конечно такой реактор

весьма неэкономично использует нейтроны (на паразитное поглощение в стали) и топливо будет намного дороже (минимум в 5-8 раз), но угрозы безопасности со стороны эффектов реактивности в нем быть уже не может.

По прогнозам таким же эффектом будет обладать реактор V блока Курской АЭС, в котором углы графитовых кирпичей срублены.

Плотностной эффект в канальных реакторах с жидким замедлителем (CANDU)

Для реакторов такого типа (имеется в виду реактор с тяжелой водой) плотностной и/или паровой эффекты происходят раздельно в каландре и канале. Вода в каландре находится при невысоких параметрах давления и температуры и газовым зазором отделена от канала, поэтому температурные изменения в ней невелики, эффект слабый. Эффект при изменении температуры и плотности воды в каналах подобен тому, что мы имеем в ВВЭР (если в канале легкая или тяжелая вода под давлением) или в РБМК (если в канале пароводяная смесь). Величина полного эффекта зависит от соотношения долей воды в канале и каландре.

Натриевый пустотный эффект реактивности

Натриевый пустотный эффект реактивности также является результатом эффективного изменения плотности жидкого натрия при его закипании. Однако здесь отчетливо проявляется специальная компонента, которая очень слабо присутствует и в других эффектах изменения плотности - это компонента смещения или изменения спектра.

Натриевый пустотный эффект на плутониевом оксидном топливе связан с тем, что при образовании пустот (пузырьков) спектр нейтронов становится более жестким (т.е. растет средняя энергия

нейтронов). Но с ростом энергии возрастает количество вторичных нейтронов на деление ν_f (на каждый МэВ добавка примерно 0.3-0.4), которое на плутонии и так равно $\nu_f = 3.2$. Поскольку в быстрых реакторах коэффициент размножения можно просто выразить как $K_{эфф} = \nu_f * \Sigma_f / \Sigma_a$, то этот рост ведет к прямому росту K . Тем не менее, на урановом оксидном топливе, где $\nu_f = 2.9$, эффект остается отрицательным.

Другой эффект, отчетливо проявляющийся в этих реакторах – влияние утечки нейтронов. В маленьком реакторе (концепция американского модульного быстрого реактора SNR-300) образование пузырьков приводит к развитию утечки (прострелы нейтронов) и, как результат, остановке реактора. В большом же реакторе, где утечка незначительна (БН-1000, 1600), этот эффект создает проблемы и необходимо искать альтернативные пути его подавления.

3.3. Мощностной и другие эффекты реактивности

Мощностной эффект реактивности является очень сложной комбинацией практически всех описанных выше эффектов, присущих данному реактору. В литературе часто приводят следующую формулу:

$$\frac{\partial \rho}{\partial W} = \frac{\partial \rho}{\partial W} \frac{\partial W}{\partial T_U} + \frac{\partial \rho}{\partial W} \frac{\partial W}{\partial T_{H_2O}} + \frac{\partial \rho}{\partial W} \frac{\partial W}{\partial \gamma_{H_2O}} + \frac{\partial \rho}{\partial W} \frac{\partial W}{\partial T_C} + \frac{\partial \rho}{\partial W} \frac{\partial W}{\partial N_{Xe}} + \dots (19)$$

Отметим, однако, что из этой формулы трудно извлечь реальные практические величины мощностного эффекта. Во-первых, точность расчетов каждого из эффектов невелика, во-вторых, каждый из эффектов имеет собственные характерные времена запаздывания ($t-\tau$). В результате, при создании тренажеров приходится применять аппроксимации мощностного эффекта,

измеренного на реальных реакторах. Поэтому главное, что внутренняя реактивность реактора оценивается по формуле (4), а суммарная- как сумма внесенной извне реактивности и внутренней (2).

Следует отметить, что коэффициент реактивности в энергетическом диапазоне не является постоянным, поскольку зависимость реактивности от мощности нелинейна. Пример такой зависимости приведен на рис.8.

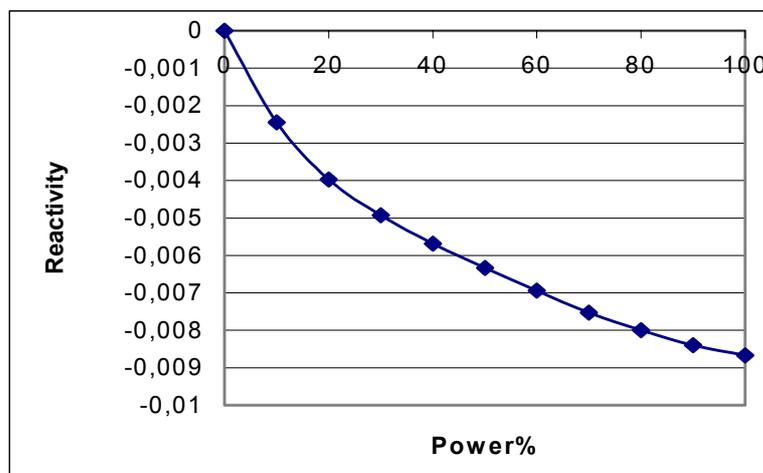


Рис.8. Зависимость реактивности от мощности

Видно, что производная или тангенс наклона на кривой непостоянны, следовательно, коэффициент реактивности меняется. На начальном участке тангенс наклона больше по абсолютной величине.

Поэтому, говоря о величине α_w как некой средней, нужно сознавать, что реальное ее значение изменяется.

Правильно управляя мощностным эффектом можно намного увеличить время работы реактора перед остановом на перегрузку,

если вести снижение мощности по ступеням, используя высвобождающуюся реактивность.

Из других специфических эффектов реактивности можно выделить следующие.

1. Эффект по температуре графита в РБМК. Он всегда слабо положителен и равен примерно от $+3 \cdot 10^{-5}$ до $+6 \cdot 10^{-5}$ $1/^\circ\text{C}$. Этот эффект обусловлен снижением поглощения в воде и уране с ростом температуры замедлителя и, следовательно, температуры нейтронного газа.
2. Достаточно экзотический эффект по расходу теплоносителя в быстром реакторе, когда верхние концы ТВС не фиксированы.

4. Пространственные эффекты влияющие на реактивность.

Как известно, вес реактивности, вносимой любым возмущением (внесением вещества, СУЗ и т.п.), пропорционален квадрату величины нейтронного потока. Напомним, что согласно теории возмущений

$$\delta\rho = \delta\left(-\frac{1}{K}\right) = \frac{\langle \Phi^+ \delta M_{tr} \Phi \rangle - \frac{1}{K'} \langle \Phi^+ \delta N_f \Phi \rangle}{\langle \Phi^+ N_f \Phi \rangle} \quad (20)$$

Здесь Φ и Φ^+ - соответственно поток и ценность нейтронов;

K и K' - коэффициент размножения реактора без возмущения и с возмущением;

δN_f δM_{tr} - возмущения операторов деления и переноса соответственно.

Треугольные скобки- брэкеты означают интегрирование по всем переменным – координате, углу и энергии. Если ограничиться рамками диффузионного приближения, где $\Phi \cong \Phi^+$, то видно, что

$\delta\rho \sim \Phi^2$. Это и есть **фундаментальный вывод** о том, что реактивность, вносимая в любую точку реактора в результате изменения свойств веществ (температуры, плотности и т.п.), пропорциональна квадрату потока в этой точке.

Теперь под внутренней реактивностью реактора из формулы (4) нужно понимать более сложную комбинацию временных и пространственных эффектов.

$$\Delta\rho_{\text{вн}}(t) = \int_{-\infty}^0 d\tau \int_V \vec{dr} \frac{\partial\rho}{\partial W} W(r, t-\tau) \quad . \quad (21)$$

4.1. Проявление эффектов пространственной зависимости

Пространственная зависимость реактивности проявляется в целом ряде эффектов, которые мы и рассмотрим.

Зависимость эффективности стержней регулирования (СУЗ)

Общие закономерности. В соответствии с формулой (20) и ее следствием мы имеем следующие особенности пространственной зависимости реактивности стержней. Если центральный, полностью погруженный стержень, имеет реактивность или «вес» $\rho_{\text{ст}}(0, H)$, то - стержень полностью погруженный на расстоянии "r" от центра зоны, имеет реактивность

$$\rho_{\text{ст}}(r, H) = \rho_{\text{ст}}(0, H) * \Phi^2(r, H) \quad ; \quad (22a)$$

- центральный стержень в зависимости от глубины погружения Z имеет следующие характеристики, называемые калибровочными кривыми:

дифференциальная характеристика (или калибровочная кривая)

$$d\rho_{ct}(0,Z) = \rho_{ct}(0,H) * \Phi^2(0,Z) * dZ \quad ; \quad (22б)$$

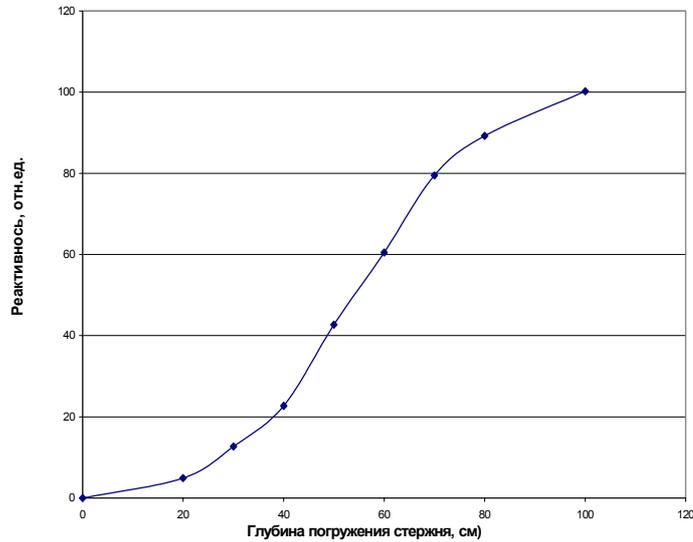


Рис. 9. Интегральная калибровочная кривая стержня

интегральная характеристика (см. рис.9)

$$\Delta \rho_{cm}(0,Z) = \int_0^Z \rho_{cm}(0,H) * \Phi^2(0,Z') * dZ' \quad (22в)$$

(такой вид имеет кривая для реакторов типа ВВЭР, когда высотное распределение потока описывается зависимостью типа косинуса и в предположении, что сам стержень слабо возмущает исходное поле нейтронов);

- зависимость эффективности стержня при погружении на расстоянии "г" от центра и на неполную глубину будет комбинацией этих функций:

$$d\rho_{ст}(r,Z) = \rho_{ст}(0,H) * \Phi^2(r,Z) * dZ \quad . \quad (22г)$$

Или, если считать, что радиальная и высотная зависимости потока могут быть разделены, т.е. $\Phi(r,Z) = \Phi(r) * \Phi(Z)$, то

$$d\rho_{ст}(r,Z) = \rho_{ст}(0,H) * \Phi^2(r) * \Phi^2(Z) * dZ \quad . \quad (22д)$$

Таким образом, мы показали, каковы должны быть зависимости эффективности стержней органов регулирования по высоте и радиусу реактора в простых случаях.

Эффекты деформации поля нейтронов стержнями регулирования

Говоря о пространственной зависимости эффектов реактивности необходимо отметить, что при введении стержней регулирования в реактор, поле нейтронов вблизи введенных стержней сильно искажается, поскольку стержень вносит локальную реактивность. При этом поток нейтронов «выдавливается» в ту область, где нет стержня. Например, в проектных документах реактора ВВЭР-1000 приводится дифференциальная характеристика эффективности аварийной защиты (АЗ) по высоте. Острый максимум этой кривой расположен на высоте 50-70 см от низа активной зоны (а не в центре); это и есть эффект "выдавливания" поля всеми группами стержней СУЗ. Пример такого эффекта приведен на рис. П.1.3.

В обычных ректорах при введении стержней сверху поле выдавливается вниз. Но в реакторах РБМК и американских ВWR есть стержни, которые вводятся снизу (в РБМК это УСЦ). Они меняют (снижают) локальную реактивность и локальный поток в нижней части АЗ.

Эффекты деформации поля нейтронов в кипящих реакторах

В любом кипящем (а особенно в корпусном типа BWR) реакторе плотности некипящей воды на входе (около 0.75-0.8) и пароводяной смеси с массовым паросодержанием ~15% на выходе (около 0.2-0.3) резко отличаются. Поэтому сильно отличаются их замедляющая и поглощающая способности. Следствием этого является постоянная деформация поля тепловыделения (на мощности) с более высоким энерговыделением в нижней части зоны. Деформированное поле нейтронов обуславливает увеличение коэффициента неравномерности и деформацию режимов работы твэлов. Но более существенен другой эффект.

В результате деформации поля нейтронов эффективность органов СУЗ очень мала в верхней части зоны и очень велика в нижней, поэтому для снижения неравномерности энерговыделения и эффективного управления в американских кипящих реакторах стержни СУЗ вводятся в зону снизу. Это порождает, конечно, ряд проблем при заглушении реактора и удержании его в подкритическом состоянии при обесточивании блока, но система BWR хорошо отработана и широко распространена в мире.

В реакторах РБМК искажение поля также имеет место, но оно не столь значительно в нормальных режимах. Однако некоторые эксперты считают, что перед аварией на IV блоке ЧАЭС чуть ли не 80% энерговыделения было сосредоточено в нижней трети активной зоны (т.е от 0 до 3м).

Проявления эффектов деформации поля нейтронов в реакторах

Эффекты неравномерности нейтронного поля, отмеченные ранее, проявляются не только в высотном распределении. Соответствующие неравномерности поля по радиусу имеют место при размещении рядом тепловыделяющих сборок разного

обогащения, разной глубины выгорания, введении групп стержней регулирования и компенсации.

Такая неравномерность таит в себе определенную опасность, например, если поток в соседних ячейках (сборках) отличается на 10%, то реактивность отличается на 21%; соответственно веса органов СУЗ также отличаются на Φ^2 , т.е. на 21%, и при их погружении и извлечении может произойти разгон с малым периодом и срабатыванием АЗ. Такая ситуация имела место однажды при пуске реактора типа РБМК после ремонта и перегрузки топлива.

Заключение

Мы попытались представить, объяснить и оценить влияние на безопасность только наиболее часто встречающихся и широко известных эффектов реактивности. Часть из них осталась за рамками рассмотрения. Существуют еще очень интересные явления изменения эффектов реактивности на "эрбиевом" топливе с изменением мощности и температуры графита в РБМК, топливе с гадолинием в ВВЭР и ряд других, но для их объяснения и оценки требуются результаты тщательных, прецизионных расчетно-экспериментальных исследований. Только после проведения таких исследований станет возможно представление их в последующих публикациях.

Литература

1. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальная физика реакторов - М.: Энергоатомиздат, 1994.
2. Овчинников Ф.Я., Семенов В.В. Эксплуатационные режимы ВВЭР - М.: Энергоатомиздат, 1988.

3. Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор - М.: Атомиздат, 1980.
4. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов - М.: Энергоиздат, 1989.

Приложение 1

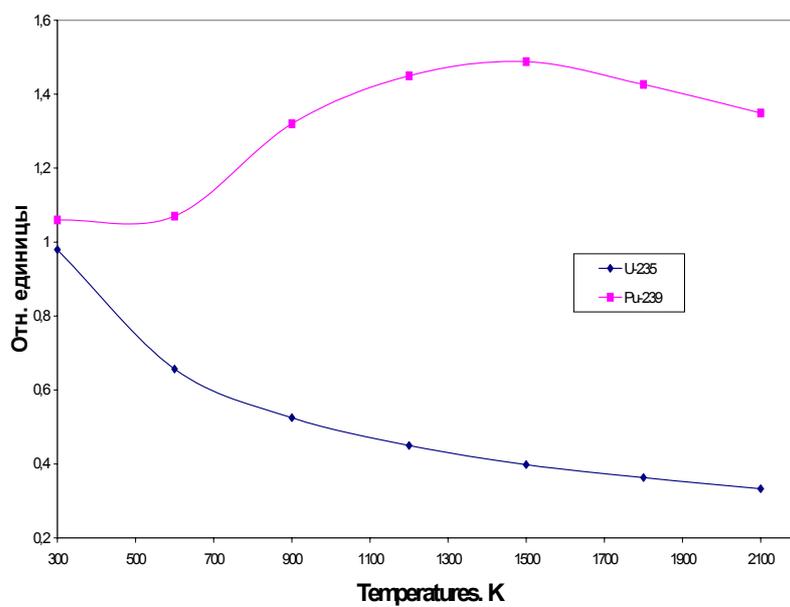


Рис. П.1.1. Зависимость тепловых сечений деления урана-235 и плутония-239 от температуры

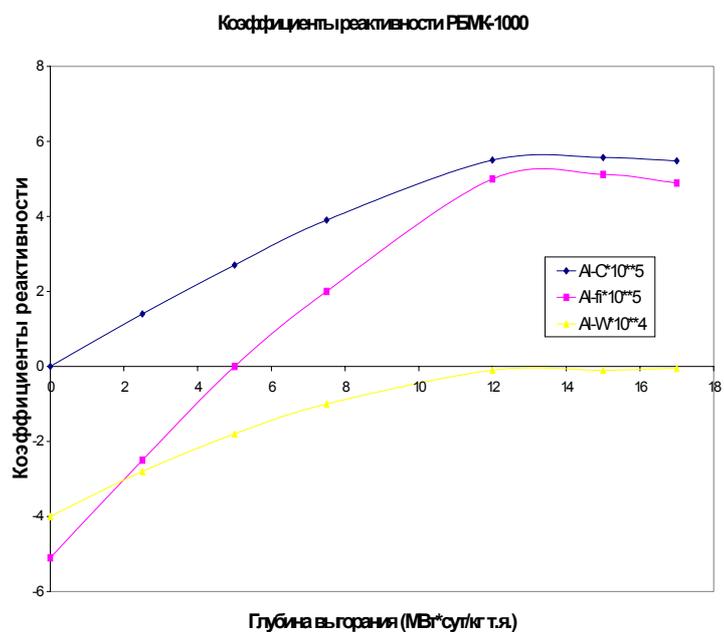


Рис. П.1.2. Зависимость коэффициентов реактивности реактора РБМК-1000 (начальное обогащение топлива 2%) от глубины выгорания топлива В (МВт*сут/кг т.я.)

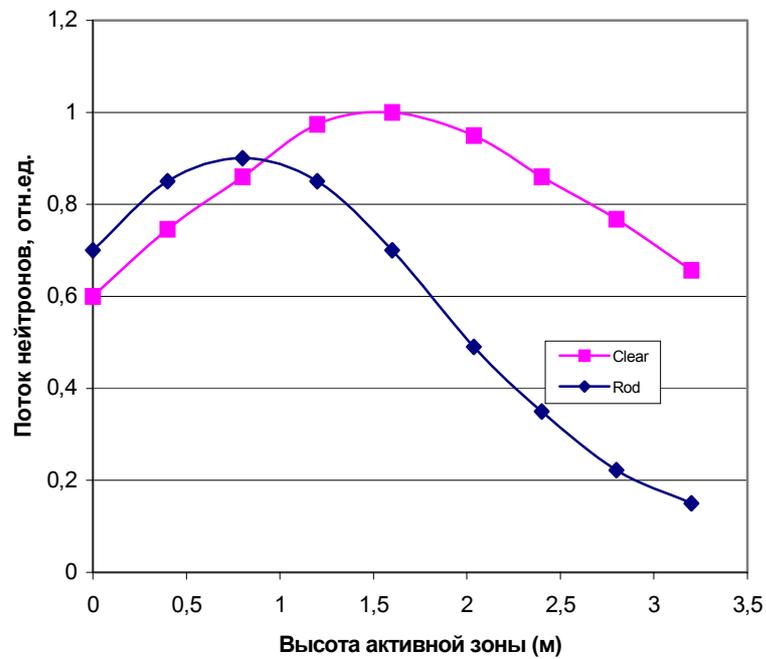


Рис. П.1.3. Распределение потока нейтронов в реакторе по высоте при введении стержней регулирования: □ - поле нейтронов без введенных стержней регулирования; ▽ - поле нейтронов с введенным стержнем регулирования

Приложение 2

Формализм описания нейтронных сечений и их уширения с температурой в резонансной области энергий

Согласно формулам **Брейта –Вигнера**, для любой энергии E вблизи изолированного резонанса E_0 одного спинового состояния J или нескольких спиновых состояний одного компаунд -ядра при абсолютном нуле температуры сечения могут быть выражены следующим образом.

Полное сечение

$$\sigma_{tot}(E) = \sigma_{pot} + 4\pi\lambda^2 \sum_J g(J) * \frac{\Gamma_n^J *}{\Gamma^J *} * \frac{\cos(2\varphi_l) + X \sin(2\varphi_l)}{1 + X^2}, \quad (\text{П.2.1})$$

Сечение реакции “Г” (под ним понимается деление, радиационный захват, резонансное рассеяние и др.) выражается как

$$\sigma_r(E) = 4\pi\lambda^2 \sum_J g(J) * \frac{\Gamma_n^J * \Gamma_r^J}{\Gamma^J * \Gamma^J} * \frac{1}{1 + X^2}, \quad (\text{П.2.2})$$

где λ - длина волны нейтрона (Де -Бройля);

Γ_n^J - нейтронная ширина резонанса (эВ) , причем для s-резонансов эта ширина зависит от энергии как $\Gamma_n = \Gamma_{n0} \sqrt{E}$;

Γ_f^J - делительная ширина резонанса (эВ), от энергии не зависит;

Γ_γ^J -радиационная ширина резонанса (эВ) , от энергии не зависит;

Γ^j - полная ширина резонанса , равна сумме парциальных ширин

$\Gamma = \Gamma_n + \Gamma_f + \Gamma_\gamma$;

$X = (E - E_0) / \Gamma / 2$ - безразмерная энергия в масштабе ширины резонанса;

$g(J)$ -статистический фактор $g = (2J+1) / (2*(2I+1))$;

σ_{pot} –сечение потенциального рассеяния, при низких энергиях его принимают равным $4\pi R^2$;

φ_l – фаза потенциального рассеяния .

Особо отметим существенный факт. Резонансы в *сечениях реакций* (деление, захват и др.) всегда *симметричны*. Появление антисимметричного слагаемого $X/(1+X^2)$ приводит к искажению симметричности резонансов в полном сечении (и упругом рассеянии). Перед резонансом появляется глубокий (иногда почти до 0) провал, называемый интерференционным минимумом, поскольку он вызван интерференцией потенциального и резонансного рассеяния, зато в правом крыле резонанса появляется «нарос» (поскольку функция X слева от 0 отрицательна, а справа на ту же величину положительна) и общая площадь под резонансом сохраняется. Подобный эффект особенно рельефно проявляется для неделящихся тяжелых ядер и ядер конструкционных элементов (железо, никель, хром и т.п.).

Столь проста ситуация только при нулевой температуре.

Температурный (доплеровский) эффект. Когда температура топлива отлична от нуля, необходимо вводить т.н. доплеровскую ширину Δ для ядра массы A и энергии нейтрона E :

$$\Delta = \sqrt{4KTE/(A+1)}. \quad (\text{П.2.3})$$

После этого производится усреднение «холодного» сечения по спектру теплового движения ядер (в одномерном случае это распределение Гаусса) $f_{\text{доп}}(E', E) = \text{EXP}(-(X'-X)^2 / 2\Delta^2)$. Наблюдаемое сечение будет результатом усреднения типа (7) по спектру теплового движения ядер; в одномерном случае это распределение Гаусса.

Поскольку в формуле Брейта – Вигнера зависимость $1/(1+X^2)$ есть распределение Лоренца, а производить свертку приходится по Гауссу, то *точным* результатом такой свертки являются так называемые $\Psi(E, \Delta)$ - пси- (симметричная) и $\chi(E, \Delta)$ - хи- (антисимметричная) функции, т.е. для полного сечения и сечения реакции теперь имеем

$$\sigma_t(E) = \sigma_p + 4\pi\lambda^2 \sum_J g \frac{\Gamma_n^J}{\Gamma^J} \left(\Psi(E, \Delta) \cos 2\varphi_r + X(E, \Delta) \sin 2\varphi_r \right) \quad (\text{П.2.4})$$

$$\sigma_r(E) = 4\pi\lambda^2 \sum_J g(J) * \frac{\Gamma_n^J * \Gamma_r^J}{\Gamma^J * \Gamma^J} * \Psi(E, \Delta) \quad . \quad (\text{П.2.5})$$

Эти выражения являются точными и их применяют для расчетов на компьютерах, но по ним невозможно провести качественный анализ такого важного процесса как доплеровский эффект на топливе. Это можно сделать, если не сильно нарушая строгость, ввести некоторые предположения.

Доплеровский эффект реактивности

Качественный подход. Допустим, что оба распределения являются распределениями Гаусса (можно показать, что распределение Лоренца можно с какой-то точностью аппроксимировать Гауссом). Тогда результирующая функция, по которой надо производить свертку, тоже будет Гаусс и его дисперсия или эффективная ширина «нагретого» резонанса равна сумме дисперсий (факт из статистики), т.е. $(\Gamma^*)^2 = \Delta^2 + \Gamma^2$. Это, конечно, приближение, но достаточно хорошее.

В реальных реакторных расчетах оценка доплеровского эффекта происходит следующим образом.

Сначала оценивается спектр нейтронов. Напомним, что в области замедления нейтронов в реакторных системах устанавливается асимптотический спектр нейтронов, называемый спектром Ферми ($1/E$). Более точная оценка этого спектра для подготовки групповых констант производится в приближении узкого $\Phi(E) * \Sigma_t(E) = \text{Const}$ или промежуточного резонанса.

Результат усреднения сечений с этим спектром $\langle \sigma_{\text{cfa}}(\sigma_0, T) \rangle_g$ представляют в виде произведения микроскопического среднего

сечения в группе $\langle \sigma_{\text{cfa}} \rangle_g$, не зависящего от состава и температура среды, и некоторого коэффициента, называемого фактором резонансной самоэкранировки, или блокировки, который зависит только от этих характеристик, $f_{\text{cfa}}^g(\sigma_0, T)$:

$$\langle \sigma_{\text{cfa}} \rangle_g = \langle \sigma_{\text{cfa}} \rangle_g * f_{\text{cfa}}^g(\sigma_0, T).$$

Здесь σ_0 – так называемое сечение разбавления основного поглощающего изотопа (обычно уран-238), равное сумме макроскопических сечений всех других ядер, приходящихся на одно ядро основного поглотителя.

Поскольку фактор f всегда возрастает с ростом температуры к максимальному значению 1, то это означает, что эффективное поглощение в резонансной области всегда растет с ростом температуры, что уже было показано в качественном рассмотрении выше.

О законе изменения сечений в тепловой области.

Закон $1/v$ действительно следует из тех же формул Брейта-Вигнера.

Действительно, $\pi\lambda^2 = (6.52 * 10^5) / E(\text{эВ})$, а зависимость $\Gamma_n = \Gamma_{n0} \sqrt{E}$, сечение $\sigma_{f,c,s} = 4\pi\lambda^2 * (\Gamma_n * \Gamma_{f,c,s} / \Gamma^2)$, следовательно, сечение будет пропорционально $1/\sqrt{E}$ т.е. $1/v$.

Приложение 3

Коэффициенты реактивности реактора ВВЭР-1000

В реакторе ВВЭР-1000 коэффициенты реактивности в процессе разогрева, вывода на мощность, выгорания топлива и изменения концентрации бора изменяются; мы приведем здесь (см. табл.П.3.1) только самые заметные вариации.

Сделаем некие предварительные выводы из этих цифр.

1. Ясно, что запас реактивности ВВЭР-1000 в холодном реакторе перед пуском после перегрузки просто огромен- $\Delta\rho=20,95\%$ или $34,9\%$.
2. Потеря реактивности при простом разогреве реактора (после перегрузки) равна $-4,35\%$ или $-7,25\%$.
3. Потеря реактивности при выходе на мощность разогретого реактора (соответственно возрастание при сбросе) равна $-2,32\%$ или $-3,9\%$, а полная потеря реактивности при пуске примерно $-6,7\%$.
4. Потеря реактивности за счет равновесного отравления ксеноном $-2,68\%$ или $-4,46\%$.
5. Обратим внимание на то, что коэффициент реактивности по плотности воды в состояниях 1-5 меняется почти на порядок и не только по величине, но и по знаку(с $-10*10^{-2}$ до $+29*10^{-2}$). То же можно сказать и про коэффициент по температуре воды(от $+1*10^{-5}$ до $-60*10^{-5}$). Это обусловлено изменением водородного отношения при разогреве.
6. К счастью, мощностной коэффициент мало изменяется в зависимости от выгорания и концентрации бора и составляет примерно $-0,2*10^{-5}$ 1/МВт или $-0,6*10^{-4}$ 1/ % N.
7. Потеря реактивности за сутки составляет примерно $-5,3*10^{-4}$ 1/сут= $0,088\%$ /сут.

Таблица П.3.1

Коэффициенты реактивности реактора ВВЭР-1000

Состояние АЗ	$K_{эфф}$	C_B ГВ/кг H ₂ O	$\partial\rho/\partial C_B$ 10 ⁻¹ кг H ₂ O/гВ	$\partial\rho/\partial\gamma$ 10 ² см ³ /г	$\partial\rho/\partial t_{H_2O}$ 10 ⁻⁵ 1/°C	$\partial\rho/\partial t_{UO_2}$ 10 ⁻⁵ 1/°C	$\partial\rho/\partial t_{H_2O}$ + $\partial\rho/\partial t_{UO_2}$ 10 ⁻⁵ 1/°C	$\partial\rho/\partial N$ 10 ⁻⁵ 1/МВт	$\Delta\rho\%$
T=20°C- неотравле нное	1,26	1,555	-1,35	-10,7	1,25	-3,73	-2,48	-	20,95
Горячее N=0	1,197	1,621	-1,02	-4,19	+8,72	-3,25	+5,47	---	16,6
Рабочее N=100%	1,160	1,404	-1,02	-1,37	+1,28	-2,47	1,19	-0,228	14,28
Рабочее N=100% (отравле ние Xe)	1,126	1,133	-1,02	+1,39	-4,28	-2,48	-6,76	-0,230	11,6
N=100% Выгоревш ее	1,00	0	---	29,2	-60,9	-2,11	-63,0	-0,202	0

8. Изменение концентрации бора составляет примерно $-4.77 \cdot 10^{-3}$ (гВ/кгН₂O)/сут.

Характеристики изотопного состава топлива и свойства ядер

Таблица П.3.2

Некоторые характеристики свойств топливных ядер

Нуклид	ν^T *	σ_f^T , бн	σ_c^T , бн	$\alpha^T = \sigma_c / \sigma_f$	I_c , бн	I_f , бн	$\beta_{эфф}, \%$
Th-232			7.4		106	0	
U-233	2.50	530	52	0.098	167	760	0.27
U-235	2.42	580	107	0.184	142	277	0.65
U-238		0	2.7	---	277	0	
Pu-239	2.88	750	315	0.420	188	312	0.21
Pu-241	2.93	1000	368	0.365			

Таблица П.3.3

Изотопный состав топлива реакторов в зависимости от выгорания (кг/т)

	ВВЭР (обогащение 4.4%)			РБМК (обогащение 2.%)		
Глубина выгорания, (МВт*сут/кг.т.я.)	13.4	26.9	40.4	19,7	24	29,2
U-235	30,	20	12,3	4,9	2,9	1,78
U-236	2,6	4,5	5,7	2,3	2,6	2,7
Pu-239	4,	5,2	5,5	2,8	2,6	2,4
Pu-240	0,74	1,7	2,4	1,8	2,1	2,4
Pu-241	0,33	0,98	1,47	0,68	0,7	0,74
Pu-242	0,2	0,62	0,96	0,39	0,45	0,47

Содержание

Введение	3
1. Общие понятия.....	4
1.1. Общие особенности поведения реактора	4
1.2. Поведение реактора в разных диапазонах нейтронной мощности	5
2. Эффекты реактивности	12
2.1. Понятие об обратных связях	12
2.2. Определения и общие соотношения для коэффициентов и эффектов реактивности	13
2.3. Требования к коэффициентам реактивности	16
3. Виды эффектов реактивности.....	18
3.1 Ядерно-физические эффекты	19
3.2. Эффекты реактивности, связанные с изменением плотности веществ	25
3.3. Мощностной и другие эффекты реактивности	41
4. Пространственные эффекты влияющие на реактивность ..	43
4.1. Проявление эффектов пространственной зависимости	44
Заключение.....	48
Литература.....	48
Приложение 1.....	50
Приложение 2.....	53
Приложение 3.....	57