

УДК: 62-533.65

## **ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ КАК ОБЪЕКТЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ**

студент гр. 10309114 Лукьянчик А. Ю.

*Научный руководитель – Чигарев А. В.*

Белорусский национальный технический университет

Минск, Беларусь

Рассмотрим элементарный ядерный реактор (рис. 1). В центральной части реактора находится урановое топливо, которое распределяется в замедляющем веществе, обеспечивающим снижение кинетической энергии нейтронов деления до требуемой величины. В качестве замедлителя используются водород, бериллий, вода, графит и пр. Комбинация из уранового топлива и замедлителя в сочетании с другими конструктивными элементами образует активную зону реактора, через которую проходит теплоноситель, отводящий тепло, выделяемое в реакторе. В качестве теплоносителя используются газы, жидкости и жидкие металлы. Поль теплоносителя может выполнять жидкий замедлитель, циркулирующий через активную зону реактора. Снаружи активной зоны помещается отражатель, который действует подобно оптическому рефлектору и служит для отражения нейтронов обратно в активную зону реактора.

Вокруг отражателя расположен слой биологической защиты, предназначенной для ослабления интенсивности излучений, испускаемых из активной зоны.

В активную зону или в отражатель входят управляющие стержни, предназначенные для поддержания заданного уровня мощности реактора путем регулирования числа нейтронов от деления уранового топлива в активной зоне.

Работа ядерного реактора обусловлена процессом деления ядер урана, при котором освобождается большое количество энергии в виде тепла. Условие поддержания цепной реакции состоит в том, чтобы каждое ядро урана, захватывающее нейтрон и испытывающее деление, давало по крайней мере один нейтрон. Это приводит к понятию эффективного коэффициента размножения нейтронов, которое обозначается через  $K$ .

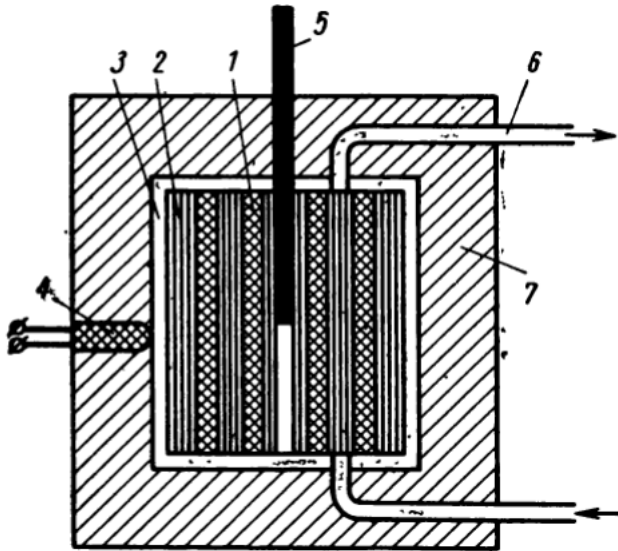


Рисунок 1 – Схема ядерного реактора:

1 – урановое топливо; 2 – замедлитель; 3 – отражатель; 4 – нейтронный детектор; 5 – управляющий стержень; 6 – теплоноситель; 7 – биологическая защита.

Наиболее важной характеристикой ядерного реактора является избыточный коэффициент реактивности:

$$\Delta K = K - 1 \quad (1)$$

Состояние ядерного реактора в любой заданный момент определяется величиной коэффициента размножения нейтронов. Если  $K = 1$ , то состояние реактора называется критическим. Оно соответствует установившемуся режиму работы с постоянной мощностью. Если  $K < 1$ , то состояние реактора называется подкритическим и мощность его уменьшается. При  $K > 1$  состояние реактора называется надкритическим и мощность его увеличивается.

При работе ядерного реактора все нейтроны, образующиеся в результате деления, испускаются мгновенно и имеют время жизни  $l$ . Кроме этих нейтронов, имеется небольшая группа нейтронов, испускаемых с некоторым запаздыванием и называемых запаздывающими нейтронами, составляет примерно 0.75% от общего числа образующихся нейтронов. Запаздывающие нейтроны, играющие реша-

ющую роль в регулировании ядерного реактора, образуют шесть отдельных групп, испускаемых через отдельные промежутки времени и в разных количествах. Суммарная доля запаздывающих нейтронов обозначается через  $\beta$ , а постоянная распада ядер – через  $\lambda$ . В ряде случаев удобно рассматривать все запаздывающие нейтроны как одну группу, с суммарной долей  $\beta = 0.0075$  и средней постоянной распада ядер урана  $\lambda = 0.082$  1/сек.

Если эффективный коэффициент размножения нейтронов  $K = 1.0075$ , то считают, что реактор находится в условиях критичности по отношению к мгновенным нейтронам. Это означает, что цепная реакция может поддерживаться в реакторе независимо от запаздывающих нейтронов. Если  $K > 1.0075$ , наблюдается быстрый экспоненциальный рост мощности реактора. Поэтому от системы регулирования требуется, чтобы  $K$  никогда не становилось больше  $K = 1.0075$ .

При переходе ядерного реактора от установившегося режима работы, соответствующего  $K = 1$ , путем изменения коэффициента реактивности мощность реактора и характеризующий ее нейтронный поток будут изменяться по экспоненциальному закону. При этом можно написать выражение:

$$n = n_0 * e^{\frac{\Delta k * \Delta K}{l^*}} \quad (2)$$

где  $n$  – плотность нейтронного потока, характеризующая мощность реактора;

$n_0$  – плотность нейтронного потока в установившемся режиме;

$l^*$  – время жизни одного поколения нейтронов.

Величина  $T = \frac{l^*}{\Delta K}$  называется периодом ядерного реактора. Обычно величина  $l^*$  принимается равной  $l^* = 0.001$  сек. Период реактора тем больше, чем больше  $l^*$  и меньше  $\Delta K$ . При  $\Delta K = 0$  период реактора равен бесконечности, что соответствует установившемуся режиму работы.

Так как мощность реактора определяется средней плотностью нейтронного потока, то уравнение кинетики реактора при учете всех групп запаздывающих нейтронов будут иметь вид:

$$\left. \begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= \frac{\Delta K - \sum_{i=1}^m \beta_i}{l^*} n + \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i \\ \frac{dC_i}{dt} &= \frac{\beta_i}{l^*} n - \lambda_i C_i \end{aligned} \right\} \quad (3)$$

где  $C$  – концентрация ядер излучателей запаздывающих нейтронов.

Если объединить все запаздывающие нейтроны в одну группу и рассмотреть поведение реактора при малых отклонениях  $\Delta n$ ,  $\Delta C$  и  $\Delta K$ , то уравнение кинетики реактора примут вид:

$$(\tau_n p + 1)\Delta n = k_{nk}\Delta K = k_{nc}\Delta C \quad (4)$$

$$(\tau_c p + 1)\Delta C = k_{cn}\Delta n \quad (5)$$

где

$$\tau_n = \frac{l^*}{\beta}; \quad \tau_c = \frac{1}{\lambda}; \quad k_{nk} = \frac{n_0}{\beta}$$

$$k_{nc} = \frac{\lambda l^*}{\beta}; \quad k_{cn} = \frac{1}{k_{nc}} = \frac{\beta}{\lambda l^*}$$

Использование линеаризованных уравнений кинетики ядерного реактора дает, как правило несколько заниженные данные при проектировании системы регулирования. Это объясняется существенной нелинейностью исходных уравнений (1.3) и пренебрежением произведением  $\Delta n \Delta K$  в уравнении (1.4). Как правило, погрешность линеаризации при положительных значениях  $\Delta K$  приводит к уменьшению запаса устойчивости системы регулирования, что необходимо учитывать в ходе проектирования системы регулирования ядерного реактора. Указанную погрешность в расчетах можно уменьшить при отсчете  $\Delta K$  от  $\Delta K_{нач}$ .

Если реактор работает на некоторой мощности, то выделенное в процессе деления ядер урана тепло идет на нагревание всей конструкции ядерного реактора, включая ядерное топливо, замедлитель, отражатель и теплоноситель. При изменении температуры изменяется плотность этих материалов и другие их характеристики, что в конечном итоге приводит к изменению коэффициента реактивности. При этом можно записать выражение:

$$\Delta K = \sum_{i=1}^m \alpha_i \Delta T_i + \Delta K_y, \quad (6)$$

где  $T_i$  – средняя температура элемента реактора;  
 $\alpha_i$  – температурный коэффициент реактивности элемента реактора;  
 $\Delta K_y$  – изменение коэффициента реактивности от перемещения управляющих или регулирующих стержней.

В ряде случаев (особенно, если рассматривается гомогенный реактор) можно  $\sum_{i=1}^m \alpha_i \Delta T_i$  заменить членом  $\alpha \Delta T_R$ , где  $T_R$  – средняя температура реактора. Тогда уравнение (1.6) примет вид:

$$\Delta K = \Delta K_y - \alpha \Delta T_R \quad (7)$$

где  $\alpha$  – средний температурный коэффициент реактивности реактора.

Как правило, в реакторах  $\alpha < 0$ , поэтому при увеличении мощности реактора, а следовательно, и его средней температуры  $T_R$  происходит уменьшение  $\Delta K$ . Это благоприятно для работы реактора с точки зрения его устойчивости. При небольших изменениях  $\Delta K$  температура реактора  $T_R$  изменится так, чтобы через температурный коэффициент реактивности  $\alpha$  скомпенсировалось изменение  $\Delta K$ .

С учетом величины  $\alpha$  уравнение (1.7) запишем в виде:

$$\Delta K = \Delta K_y - k_{kn} \Delta T_R \quad (8)$$

где

$$k_{kn} = |\alpha|$$

Изменение средней температуры реактора  $T_R$  происходит путем изменения нейтронного потока  $n$  и средней температуры теплоносителя  $T_{ж}$ .

Для реактора можно записать уравнение теплового баланса:

$$cm \frac{dT_R}{dt} = x(n - q) \quad (9)$$

где  $m$  – масса реактора в кг;

$c$  – средняя теплоемкость реактора в ккал/кг\*град;

$n$  – плотность нейтронного потока;

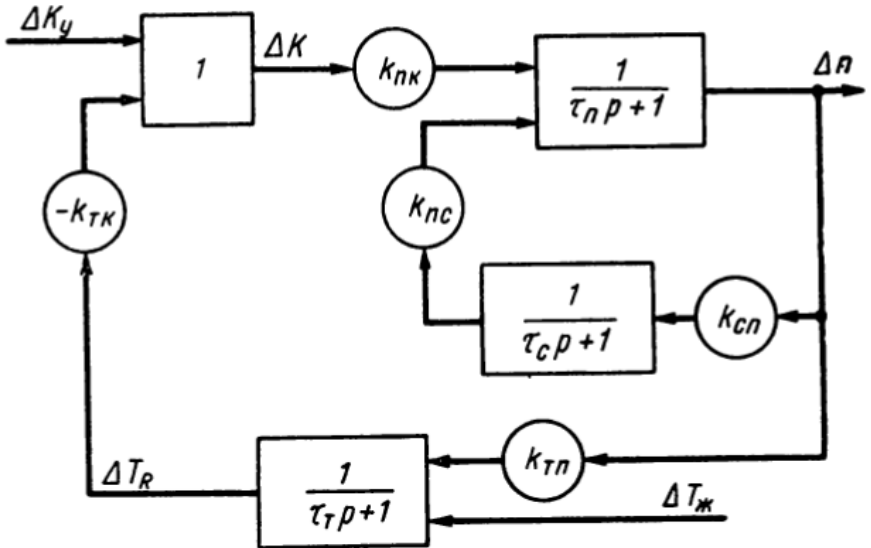


Рисунок 2 – Структурная схема ядерного реактора как объекта регулирования

$q$  – теплосъем, выраженный в единицах плотности нейтронного потока;

$x$  – коэффициент пропорциональности;

$xn = N$  – тепловая мощность реактора в ккал/сек;

$$xn = \psi(T_R - T_{ж}) \quad (10)$$

здесь  $\psi = \alpha S$  – коэффициент пропорциональности в ккал/сек\*град.

Произведение  $\psi = \alpha S$  будет выражать средний коэффициент теплоотдачи  $\alpha$ , отнесенный ко всей поверхности теплообмена  $S$  в реакторе.

Рассматривая уравнения (1.9) и (1.10) при малых отклонениях  $\Delta n$ ,  $\Delta T_R$  и  $\Delta T_{ж}$ , получаем

$$(\tau_T p + 1)\Delta T_R = k_{Tn}\Delta n + \Delta T_{ж} \quad (11)$$

где

$$\tau_T = \frac{cm}{\psi}; \quad k_{Tn} = \frac{x}{\psi}$$

По уравнениям (1.4), (1.5), (1.8) и (1.11) можно составить структурную схему ядерного реактора как объекта регулирования (рис. 2). Для ядерного реактора  $\Delta K_y$  является регулирующим воздействием, а изменение  $\Delta T_{ж}$  – внешним возмущающим воздействием. Кроме того, в ядерном реакторе могут иметь место внутренние возмущающие воздействия случайного характера из-за нерегулярности нейтронного потока.

Из анализа структурной схемы, составленной по уравнениям (1.4), (1.5), (1.8) и (1.11), следует, что ядерный реактор является устойчивым объектом регулирования.

### **Список литературы**

1. Рязанов Ю. А. Проектирование систем автоматического регулирования. – Москва, Изд-во “Машиностроение” 1967, стр. 359.