

АНАЛИЗ ДИНАМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000

Введение

На сегодняшний день в мире эксплуатируется более 440 атомных электрических станций (АЭС), на которых производится около $2.5 \cdot 10^9$ кВт·час электрической энергии. Эксплуатируется достаточно большое количество различных типов ядерных реакторов, при этом 80% ядерных энергоустановок можно выделить в два основных класса. Это реакторы с водой под давлением (PWR), порядка 260 установок, и следующий обширный класс – реакторы с кипящей водой (BWR), порядка 90 энергоустановок. Важными для безопасности являются исследования динамики ядерных энергетических реакторов и, в частности, анализ устойчивости стационарных и переходных режимов их работы. Устойчивость рабочего режима ЯЭУ является характеристикой, в значительной мере определяющей пригодность системы к

эксплуатации. При этом устойчивость системы в переходных режимах определяет безопасность такой системы.

Несомненно, эти исследования сопряжены с немалыми трудностями. Эти трудности обусловлены сложностью конструкций реакторов, многообразием их типов и, что особенно существенно, многообразием и взаимосвязями физических процессов в реакторах.

Достаточно полно (например, [6, 7, 9, 10]) вопросы устойчивости исследованы для реакторов с кипящей водой (BWR). Разработаны соответствующие модели как в сосредоточенных, так и в рассредоточенных параметрах. Для них выполнен анализ и получены соответствующие режимы и диаграммы устойчивости. Вместе с тем, вопросы анализа устойчивости энергоустановок типа PWR рассмотрены в достаточно малой степени.

1 Некоторые сведения об устойчивости динамических систем

Анализ устойчивости реакторных установок является сравнительно молодым научным направлением, которое основано на анализе устойчивости динамических систем. Сложное переплетение разнородных физических процессов в реакторе формирует внутренние обратные связи, которые можно проследить. Изменение физического состояния сред приводит к изменению размножающих, замедляющих и поглощающих свойств реактора, то есть к изменению коэффициента размножения реактора, что, в свою очередь, влечет за собой новые изменения плотности нейтронов.

Если обратные связи достаточно сильны, а изменения переменных реактора имеют надлежащий фазовый сдвиг, то стационарный режим работы реактора оказывается неустойчивым. К такому выводу приводят многочисленные работы [1, 2, 3, 4] по теоретическому и экспериментальному исследованию устойчивости. Дополнительные обратные связи, обусловленные наличием органов регулирования, дополнительными твердыми и жидкими поглотителями, также могут оказаться причиной неустойчивой работы реактора [2, 3, 4].

Неустойчивость как стационарного, так и переходного режима может принимать разнообразие формы, из которых наиболее распространены апериодическая и колебательная [1]. Аperiодическая неустойчивость характеризуется тем, что после малых возмущений стационарного режима плотность нейтронов и другие величины, характеризующие реактор, с течением времени монотонно, аperiодически удаляются от своих стационарных значений.

Колебательная неустойчивость характеризуется самовозбуждением нарастающих колебаний величин, описывающих работу реактора, около их стационарных значений. Благодаря нелинейным зависимостям между этими величинами в реакторе устанавливаются колебания с конечной амплитудой, определяемой параметрами реактора (автоколебания).

Рассмотрим динамическую систему с сосредоточенными параметрами, описываемую совокупностью уравнений:

$$\frac{dy_s}{dt} = Y_s(t, y_1, \dots, y_n), \quad s = 1, 2, \dots, n. \quad (1)$$

Возьмем какое-нибудь частное движение этой системы, которому соответствует некоторое частное решение $y_s = f_s(t)$ уравнений (1). Это движение назовем невозмущенным, в отличие от других решений системы, которые мы будем называть возмущенными. Удобно перейти к новым переменным:

$$x_s = y_s - f_s(t); \quad s = 1, 2, \dots, n, \quad (2)$$

и представим систему (1) в виде:

$$\frac{dx_s}{dt} = X_s(t, x_1, \dots, x_n), \quad (3)$$

где $X_s = Y_s(t, x_1 + f_1, \dots, x_n + f_n) - Y_s(t, f_1, \dots, f_n)$.

Очевидно, что невозмущенному движению соответствует тривиальное решение $x_1 = x_2 = \dots = x_n = 0$ системы (3), которую называют системой уравнений возмущенного движения. Такая система (1, 3) может быть устойчивой по Ляпунову, асимптотически устойчивой, асимптотически устойчивой «в малом», «большом» и «целом» [5].

Получение уравнений возмущенного движения для реакторной установки и исследование их устойчивости в различных режимах эксплуатации ядерной энергоустановки и есть задача анализа устойчивости реакторных установок.

2 Математические модели реактора в сосредоточенных параметрах

Для анализа устойчивости ЯЭУ типа ВВЭР-1000 на первом этапе запишем уравнение реактора в сосредоточенных параметрах.

2.1 Уравнения точечной кинетики

Система уравнений точечной кинетики реактора для шести групп запаздывающих нейтронов имеет следующий вид:

$$\begin{aligned} \frac{d\varphi}{dt} &= \frac{\rho - \beta}{l} \varphi + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i; \\ \frac{dC_i}{dt} &= -\lambda_i C_i + \frac{\beta_i}{l} \varphi. \end{aligned} \quad (4)$$

Здесь:

φ – плотность нейтронов, C_i , λ_i , β_i – соответственно концентрация, постоянная распада и доля излучателей i -й группы запаздывающих нейтронов, $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов, l – время жизни нейтронов, t – время, ρ – реактивность.

Для упрощения представим реактивность как линейную функцию от входящих в нее параметров:

$$\rho = -\alpha_f(\bar{T}_f - \bar{T}_{f0}) - \alpha_t(\bar{T}_t - \bar{T}_{t0}) - \alpha_\gamma(\bar{\gamma}_t - \bar{\gamma}_{t0}) - h(H_s - H_{s0}) - b(C_b - C_{b0}) \quad (5)$$

где $\alpha_f, \alpha_t, \alpha_\gamma, h, b$ – коэффициенты реактивности соответственно по температуре топлива, температуре теплоносителя, плотности теплоносителя, положению ОР СУЗ, концентрации борной кислоты, $\alpha_s = \frac{\partial \rho}{\partial s}$ (s – некоторый параметр).

$$\bar{T}_f = \frac{T_f^{in} + T_f^{out}}{2} \text{ – средняя температура топлива,}$$

$$\bar{T}_t = \frac{T_t' + T_t''}{2} \text{ – средняя температура теплоносителя,}$$

$$\bar{\gamma}_t = \frac{\gamma_t' + \gamma_t''}{2} \text{ – средняя плотность}$$

теплоносителя, H_s – текущее положение стержней СУЗ, C_b – текущая концентрация бора в теплоносителе. Здесь и далее индекс "0" возле величины будет обозначать значение соответствующего параметра в момент времени $t=t_0$.

2.2 Уравнения теплообмена в сосредоточенных параметрах

Введем несколько допущений для записи уравнений теплопередачи в сосредоточенных параметрах: 1) предположим, что все тепло выделяется только в ТВЭЛах; 2) пренебрежем центральным отверстием и газовым зазором; 3) система в целом допускает некоторую гомогенизацию параметров.

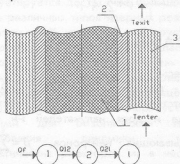


Рис. 1. Тепловая модель для метода сосредоточенных параметров: 1 – топливо, 2 – оболочка, 3 – теплоноситель

Уравнения теплового баланса для этой модели будут иметь вид:

$$\begin{aligned} Q_f &= Q_{12} + Q_{SU1}, \\ Q_{12} &= Q_{21} + Q_{SU2}, \\ Q_i &= Q_{2i}. \end{aligned} \quad (6)$$

Здесь, Q_f – тепловой поток, выделившийся в одном ТВЭЛе. $Q_f = v \Sigma_f \rho$, $v \Sigma_f$ – размножающая способность; Q_{12} – тепловой поток, который передается от топлива к оболочке, $Q_{12} = \sigma_{12}(\bar{T}_f - \bar{T}_c)$, где σ_{12} – тепловая проводимость; Q_{SU1} – изменение внутренней энергии топлива,

$Q_{SU1} = C_{pf} \gamma_f V_f \frac{dT_f}{dt}$, где C_{pf}, γ_f, V_f – соответственно изобарная теплоемкость, плотность и объем топлива; Q_{21} – тепловой поток, передаваемый от оболочки к теплоносителю, $Q_{21} = \sigma_{21}(\bar{T}_c - \bar{T}_t)$, где σ_{21} – тепловая проводимость, $\bar{T}_c = \frac{T_c^{in} + T_c^{out}}{2}$ – средняя температура оболочки ТВЭЛа; Q_{SU2} – изменение внутренней энергии оболочки

ТВЭЛа, $Q_{SU2} = C_{pc} \gamma_c V_c \frac{dT_c}{dt}$, где C_{pc}, γ_c, V_c – соответственно изобарная теплоемкость, плотность и объем оболочки ТВЭЛа; $Q_i = C_{pi} \gamma_i V_i \frac{dT_i}{dt} + C_{pi} G_i (T_i' - T_i'')$ – тепловой

поток, воспринимаемый жидкостью, C_{pi}, γ_i, V_i – соответственно изобарная теплоемкость, плотность и объем теплоносителя, G_i – расход теплоносителя.

Введем некоторые обозначения для упрощения записи. Обозначим $C_{pf} = C_{pf} \rho_f V_f$, $C_{pc} = C_{pc} \rho_c V_c$, $C_{pi} = C_{pi} \rho_i V_i$, $C_i = C_{pi}$ и запишем уравнения теплового баланса в сосредоточенных параметрах:

$$\begin{aligned} Q_{reactor} &= 2N_{vel} [\sigma_{12}(\bar{T}_f - \bar{T}_c) + C_{pf} \frac{dT_f}{dt}]; \\ \sigma_{12}(\bar{T}_f - \bar{T}_c) &= \sigma_{21}(\bar{T}_c - \bar{T}_t) + C_{pc} \frac{dT_c}{dt}; \\ C_{pi} \frac{dT_i}{dt} &= \sigma_{21}(\bar{T}_c - \bar{T}_t) - C_i G_i (T_i' - T_i''); \\ T_i' &= f(t), \end{aligned} \quad (7)$$

где $f(t)$ – некоторая функция теплообменника;

$Q_{reactor}$ – тепловая мощность реактора.

Система дифференциальных уравнений (4, 6) с уравнением (5) является системой

дифференциальных уравнений реактора в сосредоточенных параметрах.

Введем новые переменные

$$x_1(t) = \frac{\varphi - \varphi_0}{\varphi_0}, \quad z_1(t) = \frac{C_i - C_{i0}}{C_{i0}},$$

$$x_2(t) = \frac{C_{nf}}{Q_{nvl}} (\bar{T}_f - \bar{T}_{f0}), \quad x_3(t) = \frac{C_{nc}}{Q_{nvl}} (\bar{T}_c - \bar{T}_{c0}),$$

$$x_4(t) = \frac{C_{nl}}{Q_{nvl}} * (\bar{T}_i - \bar{T}_{i0}),$$

индекс 0 для времени $t = t_0$, либо $t \rightarrow \infty$, $\varphi(t_0) = \varphi_0 = const > 0$, $\bar{T}_f(t_0) = \bar{T}_{f0} = const > 0$, $\bar{T}_i(t_0) = \bar{T}_{i0} = const > 0$, $\rho(t_0) = \rho_0 = 0$ (8).

Тогда, после некоторых преобразований переищем систему дифференциальных уравнений (4)-(7) в следующем виде:

$$\frac{dx_1}{dt} = \frac{\rho - \beta}{l} x_1 + \frac{\rho}{l} + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{l} z_i;$$

$$\frac{dz_1}{dt} = \lambda_1 (x_1 - z_1);$$

$$\frac{dx_2}{dt} = \frac{(x_1 + 1)}{2} - \sigma_{12} \left(\frac{x_2}{C_{nf}} - \frac{x_3}{C_{nc}} \right);$$

$$\frac{dx_3}{dt} = \frac{\sigma_{12}}{C_{nf}} x_2 - \frac{x_3}{C_{nc}} (\sigma_{12} + \sigma_{21}) + \frac{\sigma_{21}}{C_{nl}} x_4 - const_b;$$

$$\frac{dx_4}{dt} = \sigma_{21} \left(\frac{x_3}{C_{nc}} - \frac{x_2}{C_{nl}} \right) - \frac{C_{pl} G_i f(t)}{Q_{reactor}},$$

(9)

где $\rho = -\alpha_f^* x_2 - \alpha_i^* x_4 - h^* x_5 - b^* x_7$,

$$const_b = a \sigma_{12} - a_1 \sigma_{21}, \quad a = \frac{N_{nvl}}{Q_{reactor}} (T_{f0} - T_{c0}),$$

$$a_1 = \frac{N_{nvl}}{Q_{reactor}} (T_{c0} - T_{i0}).$$

Систему дифференциальных уравнений (9) будем называть системой дифференциальных уравнений реактора для возмущенного движения в сосредоточенных параметрах.

Стационарный режим работы реакторной установки характеризуется постоянно действующими возмущениями. Если эти возмущения находятся в допустимых эксплуатационных пределах, то такое состояние называется условиями нормальной эксплуатации. Это значит, что на динамическую систему, описываемую системой уравнений (9), постоянно действуют возмущения из некоторой области возмущений G . Если эти возмущения находятся в допустимых эксплуатационных пределах, то такая система будет

асимптотически устойчива «в малом» [5] при постоянно действующих возмущениях из области возмущения G .

Введем определение: если реактор на любом уровне мощности является асимптотически устойчивым «в малом» и условие (8) выполняется как для времени $t = t_0$, так и для $t \rightarrow \infty$, то такое состояние реакторной установки будем называть стационарным состоянием.

3 Предварительный анализ устойчивости в сосредоточенных параметрах для реактора ВВЭР-1000

Анализ устойчивости системы (9) можно выполнить двумя способами. Первый способ является прямым методом Ляпунова, который основан на получении функции Ляпунова и определении знака производной этой функции. Второй способ – графический, который основан на численном либо аналитическом решении данной системы уравнений. Прямой метод Ляпунова дает возможность определить тип устойчивости. Целью данной работы является построение диаграммы устойчивости для реактора ВВЭР-1000, поэтому воспользуемся графическим методом для анализа устойчивости системы уравнений (9).

Согласно определениям устойчивости при постоянно действующих возмущениях нашей задачей является нахождение для всякого числа $\varepsilon > 0$, как бы мало оно не было, двух других положительных чисел $\eta_1(\varepsilon)$ и $\eta_2(\varepsilon)$, которые будут удовлетворять соответствующим условиям для того или иного типа устойчивости.

В результате анализа была получена гипотетическая диаграмма устойчивости невозмущенного движения для реактора ВВЭР-1000, представленная на рис.2. Зависимость мощности реакторной установки от расхода теплоносителя определялась с учетом изменения положения 10-й рабочей группы СУЗ.

Диаграмма в рассредоточенных параметрах получена при помощи кода нодальной кинетики NESTLE [11], поэтому не может содержать однозначной границы устойчивости. Дело в том, что решения уравнений нодальной кинетики в этой области могут существовать, но определения устойчивости будут нарушаться. Тогда мы будем иметь случай колебательной неустойчивости. Действительно, видно, что

граница устойчивости с использованием системы дифференциальных уравнений реактора для возмущенного движения в сосредоточенных параметрах находится несколько ниже.

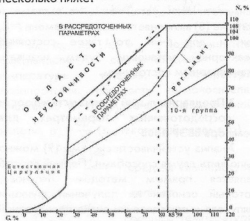


Рис. 2. Гипотетическая диаграмма устойчивости для реактора ВВЭР-1000 (по оси x – расход теплоносителя в % от номинального, по оси y – тепловая мощность реакторной установки в % от номинальной)

Диаграмма устойчивости, для BWR [7, 8], получена как в сосредоточенных, так и в рассредоточенных параметрах. Область устойчивости для стационарного режима при этом, совпадает. Это дает возможность допустить, что представленная граница устойчивости в рассредоточенных параметрах более корректна.

Из диаграммы видно, что работа на 108% мощности допустима при расходах до 85% от номинальных значений. Кроме того, из этой диаграммы видно, что эксплуатационные пределы находятся ниже области неустойчивости.

Если сравнить приведенную диаграмму с диаграммой для BWR, то обращают на себя внимание следующие основные моменты:

- верхняя граница мощности 110% в BWR и 108%, полученная для ВВЭР-1000;
- более «крутой» спад кривой для ВВЭР-1000 на пониженных расходах.

Объяснение этим различиям достаточно простое – реактор BWR работает с кипящим теплоносителем, в то время как в ВВЭР кипение не допускается.

При получении системы уравнений (9) понятие кипения не включалось. Считалось, что как только температура жидкости достигнет температуры насыщения при данном давлении, то требования

устойчивости не выполняются. Кроме того, как видно из рисунка, модель в сосредоточенных параметрах не работает при низких значениях расходов теплоносителя – она не чувствительна к таким малым изменениям. Чтобы избавиться от этого недостатка, данная система уравнений должна быть замкнута еще дифференциальными уравнениями неразрывности и уравнениями движения, что выходит за рамки исследований, но над этим уже ведется работа.

Для того, чтобы учесть возможность кипения теплоносителя, необходимо в теплогидравлической части отойти от модели в сосредоточенных параметрах. Таким образом, с учетом изложенных замечаний, границы устойчивости на диаграмме в конечном итоге будут несколько перемещены. Наиболее вероятно, они будут находиться между границей устойчивости в сосредоточенных параметрах и регламентными пределами.

Значительно более заниженные регламентные пределы нормальной эксплуатации объясняются недопущением процесса «холодного» кипения теплоносителя в активной зоне. Но сама реакторная установка при этом еще имеет запас по устойчивости.

Литература

1. Стретт Дж. (Лорд Рэлей). Теория звука. Пер. с англ. Под ред. С.М. Рытова. Т. 2. М., Гостехтеориздат, 1955.
2. Раушенбах Б.В. Вибрационное горение. М., Физматгиз, 1961.
3. Trammel G.T. Undamped vibrations in reactors. ORNL-1893, USA, 1955.
4. Велтон Т.А. Кинетика реакторных систем. – В кн.: Теория ядерных реакторов. Под ред. Г.Биркхофа и Э. Вигнера. Пер. с англ. Под ред. С.А. Батя. М., Госатомиздат, 1963, с. 341-363.
5. В.Д. Горяченко., Методы исследования устойчивости ядерных реакторов. М. Атомиздат 1977 г., 296 стр.
6. NEA/CSNI/R, State of the art report on boiling water reactor stability (SOAR on BWR) : Committee on the safety of nuclear installations OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, January 1997, 341 p..
7. Philipp Hдnggi, Investigating BWR Stability with a New Linear Frequency-Domain Method and Detailed 3D Neutronics: A Dissertation for the Degree of Doctor of

- Technical Sciences, Swiss Federal Institute of Technology, Zurich, 2001, 163 p..
8. John J. Dorning, Models and Stability Analysis of Boiling Water Reactors: University of Virginia, USA 1999, 134 p.
9. J. March-Leuba and J.M. Rey, Coupled Thermohydraulic-Neutronic Instabilities in Boiling Water Reactors: A Review of the State of the Art, Nucl. Eng. Des., 1997, 145p.
10. L.A. Belblidia, L.E. Weaver, and R.W. Carlson, Nodal Analysis of Density-Wave Oscillations in Boiling Water Reactors, Ann. Nucl. Energy, 1983., 505 p.
11. P.J. Turinsky, R.M.K. Al-Chalabi, P. Engrand, H.N. Sarsour, F.X. Faure, W. Guo, NESTLE: A few-group neutron diffusion equation solver utilizing the nodal expansion method for eigenvalue, adjoint, fixed-source steady-state and transient problems. EGG-NRE-11406. June 1994.