

УДК 621.311.25

Математическое моделирование теплофизических процессов в системе реактор-парогенератор

В.К. Семенов, М.А. Вольман
ФГБОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»,
г. Иваново, Российская Федерация
E-mail: maria_volman@mail.ru

Авторское резюме

Состояние вопроса: Вопросам динамики реактора уделяется самое пристальное внимание на стадиях разработки, проектирования, наладки и эксплуатации АЭС, их изучение является залогом надежной, безопасной и экономичной работы реакторных установок.

Материалы и методы: Моделирование и реализация численных экспериментов проведены в среде Mathcad.

Результаты: Построена математическая модель теплофизических процессов, учитывающая запаздывание перемещения фронта температурной волны в системе реактор-парогенератор. Приведены результаты численных экспериментов и анализ различных переходных процессов.

Выводы: Модель позволяет количественно оценить влияние времени распространения фронта температурной волны, исследовать ряд важных для теории и практики нейтронно-физических процессов в ядерном реакторе ВВЭР-1000 с учетом этого влияния.

Ключевые слова: атомная электростанция, ядерный реактор, математическое моделирование, динамика реактора, переходные процессы.

Mathematical Simulation of Thermophysical Processes in «Reactor – Steam Generator» System

V.K. Semenov, M.A. Vol'man
Ivanovo State Power Engineering University, Ivanovo, Russian Federation
E-mail: maria_volman@mail.ru

Abstract

Background: The great importance is given to the dynamics issues of reactor on the stages of designing, setting-up, installation and operation of nuclear power plants. Their researching guarantees reliable, safe and economic operation of reactors units.

Materials and methods: The simulation and implementation of numerical experiments are calculated in Mathcad.

Results: The mathematical model of thermophysical processes taking into account the movement delay of temperature wave front in «reactor – steam generator» system is designed. The numerical experiments results and the analysis of various transient processes are carried out.

Conclusions: The model allows estimating the influence of temperature wave front travel time, researching a number of important neutron-physical processes in the WER-1000 reactor according to this influence.

Key words: nuclear power plant, WER-1000 nuclear reactor, mathematical simulation, reactor dynamics, transient processes.

Теоретическое описание динамики реактора ВВЭР-1000 в энергетических режимах проводилось в рамках двухтемпературной модели. При этом в качестве гипотезы замыкания системы дифференциальных уравнений кинетики реактора предложено условие постоянства температуры теплоносителя на входе в реактор [1]. Тем самым от реактора отсекался парогенератор и, стало быть, не учитывалось время распространения фронта температурной волны в петле РУ-ПГ (реакторная установка-парогенератор). Такой подход правомерен для быстрых переходных процессов, когда характерное время переходного процесса оказывается меньше времени распространения фронта температурной волны от реактора к парогенератору и обратно. Дело осложняется еще и тем, что это время оказыва-

ется одного порядка со временем передачи теплоты от топлива к теплоносителю. Если указанное условие не выполнено, то вышеназванный подход требует соответствующих оценок. Выявить качественно роль принимаемых предположений без численных экспериментов не представляется возможным, так как математическая модель кинетики реактора основывается на системе из более десяти нелинейных дифференциальных уравнений.

Для оценки точности выше высказанных предположений предлагается математическая модель более высокого уровня, учитывающая запаздывание перемещения фронта температурной волны в петле РУ-ПГ.

Реактор, находящийся в энергетических режимах, характеризуется отрицательной обрат-

ной связью по температуре топлива и теплоносителя:

$$\delta\rho = \alpha_1(T_U - T_U(0)) + \alpha_2(T_B - T_B(0)), \quad (1)$$

где α_1 и α_2 – температурные коэффициенты реактивности по топливу и теплоносителю соответственно. Оба коэффициента реактивности отрицательны, так что обе связи стабилизируют реактор и позволяют в известных пределах работать ему в режиме саморегулирования.

Кинетика реактора представляет собой задачу Коши на основе следующей системы нелинейных дифференциальных уравнений:

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\tau} N + \sum_{j=1}^6 \lambda_j N_j, \quad (2)$$

$$\frac{dN_j}{dt} = \frac{\beta_j}{\tau} N - \lambda_j N_j, \quad j = 1, \dots, 6, \quad (3-8)$$

$$m_U C_U \frac{dT_U}{dt} = N - kF(T_U - T_B), \quad (9)$$

$$m_B C_B \frac{dT_B}{dt} = kF(T_U - T_B) - \gamma_B C_B G(T_B - T_{Bx}), \quad (10)$$

$$\frac{dT_{Bx}^n}{dt} = \frac{T_B - T_{Bx}^n}{\tau_3}, \quad (11)$$

$$m_B C_B \frac{dT_{Bx}}{dt} = \gamma_B C_B G(T_{Bx}^n - T_{Bx}) - W_{пг}, \quad (12)$$

$$\rho = \delta\rho(t) + \alpha_1(T_U - T_U(0)) + \alpha_2(T_B - T_B(0)). \quad (13)$$

Здесь N – нейтронная мощность реактора; N_j – мощность, вносимая j -й группой запаздывающих нейтронов ($j = 1, \dots, 6$); β_j и λ_j – доля запаздывающих нейтронов и постоянная времени распада ядер-предшественников j -й группы; $\beta = \sum_j \beta_j$ –

суммарная доля запаздывающих нейтронов; τ – время жизни одного поколения мгновенных нейтронов; m_U и C_U – масса и удельная теплоемкость топливной загрузки; k, F, T_U – коэффициент теплоотдачи, поверхность теплоотдачи и температура топлива соответственно; T_B, T_{Bx} – температура теплоносителя на выходе и входе в реактор; γ_B, C_B, G – плотность, удельная теплоемкость при постоянном давлении и расход теплоносителя соответственно; T_{Bx}^n – температура теплоносителя на входе в парогенератор; τ_3 – время запаздывания перемещения фронта температурной волны в петле РУ-ПГ; $\delta\rho(t)$ – возмущение реактора изменением реактивности.

Приведенная математическая модель уравнений содержит следующие допущения и ограничения. Во-первых, она записана для реактора с сосредоточенными параметрами («точечный» реактор). Тем самым предполагается, что за время переходного или аварийного процесса пространственное распределение нейтронного поля реактора не успевает заметно измениться. Во-вторых, также считается, что за время протекания вышеназванных процессов не изменяются концентрация борной кислоты и отравление реактора ксеноном и самарием. Время распространения температурной волны учтено на участке

реактор-парогенератор, а для обратного участка температура на выходе из парогенератора равна температуре на входе в реактор. Третье ограничение касается гипотезы замыкания приведенной системы уравнений. Дело в том, что реактор через систему трубопроводов связан с системами первого контура, а через парогенератор – с системами второго контура и, кроме того, он находится под управлением автоматики. Так как в настоящем исследовании нас интересует физика процессов, непосредственно протекающих в реакторе, то в качестве ограничения системы уравнений (гипотезы замыкания задачи) считаем теплоотвод от парогенератора заданным, а автоматику отключенной. Предлагаемая гипотеза замыкания системы дифференциальных уравнений позволяет количественно проанализировать переходные и аварийные режимы в РУ без учета вторичных факторов и действия автоматики, что для понимания физических процессов чрезвычайно важно.

Начальные условия, без которых эти уравнения не имеют смысла, имеют следующий вид: при $t = 0$

$$N = N_0, \quad N_j = \frac{\beta_j N_0}{\tau \lambda_j}, \quad T_U = T_U(0), \quad T_B = T_B(0) = T_{Bx}^n,$$

$$T_{Bx} = T_{Bx}(0) = T_{Bx}^n, \quad W_{пг} = const. \quad (14)$$

Реактор из критического состояния выводится либо заданием реактивности $\delta\rho(t)$, либо скачком мощности, снимаемой с парогенератора, либо тем и другим способом вместе.

Чтобы обнаружить факторы, влияющие на процессы, введем характерные для задачи единицы измерения всех физических величин, или, как принято говорить, безразмерные переменные. В качестве масштаба мощности возьмем установившуюся мощность реактора до начала переходного процесса N_0 , а масштабы времени t_M и температуры T_M выберем так, чтобы в уравнении (9) коэффициенты при первом и третьем слагаемом оказались равными единице:

$$\frac{kFT_M}{N_0} = 1, \quad \frac{m_U C_U T_M}{t_M N_0} = 1.$$

Из этого следует

$$T_M = \frac{N_0}{kF}, \quad t_M = \frac{m_U C_U}{kF}. \quad (15)$$

При такой нормировке исходная система уравнений записывается в следующем безразмерном виде:

$$\frac{dN^*}{dt^*} = \frac{N^*}{\tau^*} \left[\delta\rho - \alpha_1 T_M^* (T_U^* - T_U^*(0)) - \alpha_2 T_M^* (T_B^* - T_B^*(0)) \right] + \sum_j \lambda_j^* N_j^*, \quad (16)$$

$$\frac{dN_j^*}{dt^*} = \frac{\beta_j}{\tau^*} N^* - \lambda_j^* N_j^*, \quad j = 1, \dots, 6, \quad (17)$$

$$\frac{dT_U^*}{dt^*} = N^* - (T_U^* - T_B^*), \quad (18)$$

$$\frac{dT_{\text{в}}^*}{dt^*} = R_1(T_U^* - T_{\text{в}}^*) - R_2(T_{\text{в}}^* - T_{\text{вх}}^*), \quad (19)$$

$$\frac{dT_{\text{вх}}^*}{dt^*} = \frac{(T_{\text{в}}^* - T_{\text{вх}}^*)}{\tau_{\text{зап}}^*}, \quad (20)$$

$$\frac{dT_{\text{вх}}^*}{dt^*} = R_2(T_{\text{вх}}^* - T_{\text{в}}^*) - R_1 W_{\text{пр}}^*. \quad (21)$$

Здесь $\tau^* = \frac{\tau kF}{m_U C_U}$, $R_1 = \frac{m_{\text{в}} C_U}{m_{\text{в}} C_{\text{в}}}$, $R_2 = \frac{\gamma_{\text{в}} C_{\text{в}} G}{kF} R_1$ – критерии подобия задачи.

Численные значения этих критериев удобно выразить через характерные параметры РУ. Для реактора ВВЭР-1000 типичны следующие количественные характеристики:

$\tau_U = \frac{m_U C_U}{kF} = 3,6 \div 4,2$ с – характерное время теплопередачи от топлива к теплоносителю;

$\tau_{\text{в}} = \frac{m_{\text{в}} C_{\text{в}}}{kF + \gamma_{\text{в}} C_{\text{в}} G} = 0,8$ с – характерное время установления температуры теплоносителя за счет теплопередачи от топлива и выноса теплоты в парогенератор;

$\varepsilon = \frac{kF}{kF + \gamma_{\text{в}} C_{\text{в}} G} = 0,07$ – отношение мощности, приходящейся на один градус для топлива, к соответствующей мощности для теплоносителя.

Выражая критерии подобия через приведенные количественные характеристики, получим

$$R_1 = \frac{\tau_U}{\tau_{\text{в}}} \varepsilon, \quad R_2 = \left(\frac{1}{\varepsilon} - 1 \right) R_1. \quad (22)$$

Уравнения (22) отличаются разными временными масштабами от 10^{-4} и до 4 с, т.е. относятся к классу так называемых жестких дифференциальных уравнений, интегрирование которых осуществлено в среде Mathcad на основе алгоритма RADAUS [2].

Численные эксперименты на основе реализованной математической модели позволяют количественно оценить влияние времени распространения фронта температурной волны на ряд важных для теории и практики нейтронно-физических процессов в ядерном реакторе ВВЭР-1000. К ним относятся:

- исследования устойчивости реактора при малых случайных возмущениях реактивности;
- исследования динамики разгона реактора в аварийных режимах с любым наперед заданным законом роста реактивности реактора во времени;
- исследования динамики перехода реактора с одного уровня мощности на другой;
- исследования динамики глушения реактора при сбрасывании стержней аварийной защиты с учетом конечного времени падения стержней и соответствующих законов ввода реактивности.

Кроме того, подключение к данному блоку подпрограмм, определяющих изменение реактивности реактора вследствие изменения концентрации борной кислоты или отравления реактора ксеноном и самарием, позволит количественно исследовать кинетику реактора при многофакторном изменении его реактивности.

Сопоставление результатов расчета с результатами экспериментов на компьютерной модели платформы ZKEYMASTER позволяет верифицировать отдельные блоки самой компьютерной модели.

В качестве примера реализации программы на рис. 1–4 приведены результаты численного эксперимента по исследованию динамики реактора при снижении мощности, снимаемой с парогенератора, со 100 до 80 %. Все кривые получены для двух значений времени распространения температурного фронта (2 с и 6 с) при следующих начальных значениях параметров процесса: температура теплоносителя на входе в реактор – 289 °С; температура теплоносителя на выходе из реактора – 322 °С; $\tau = 10^{-4}$ с; $\tau_{\text{в}} = 0,8$ с, $\tau_U = 3,8$ с, $\alpha_1 = 10^{-4}$ 1/°С, $\alpha_2 = 1,22 \cdot 10^{-5}$ 1/°С. Пунктирные кривые соответствуют времени распространения фронта температурной волны 6 с.

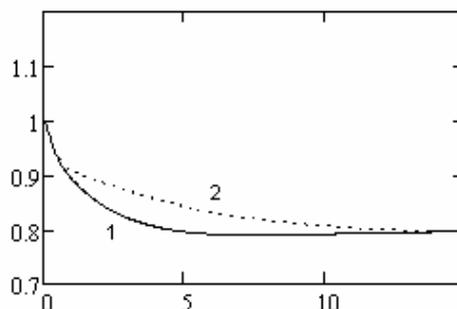


Рис. 1. Зависимость нейтронной мощности реактора от времени (в безразмерных величинах): 1 – при времени запаздывания 2 с; 2 – при времени запаздывания 6 с

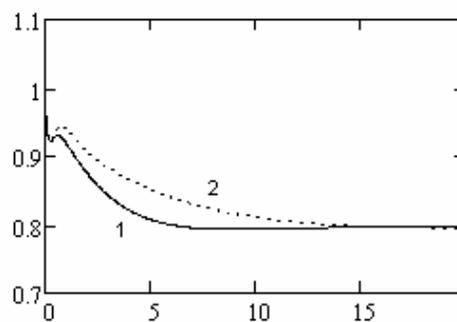


Рис. 2. Зависимость тепловой мощности реактора от времени (в безразмерных величинах): 1 – при времени запаздывания 2 с; 2 – при времени запаздывания 6 с

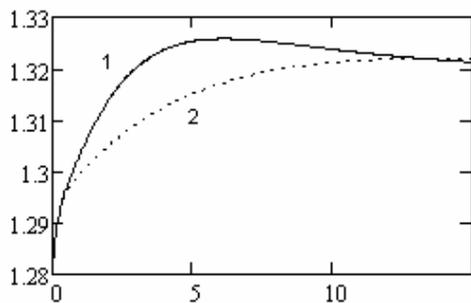


Рис. 3. Зависимость температуры теплоносителя на входе в реактор от времени (в безразмерных величинах): 1 – при времени запаздывания 2 с; 2 – при времени запаздывания 6 с

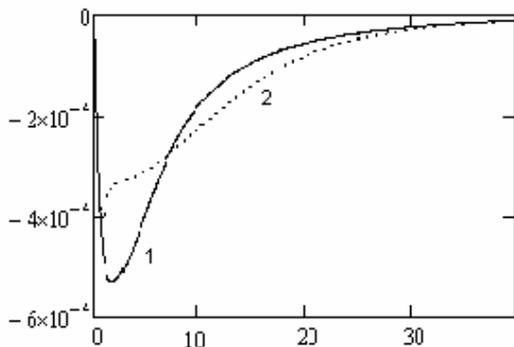


Рис. 4. Зависимость реактивности реактора от времени (в безразмерных величинах): 1 – при времени запаздывания 2 с; 2 – при времени запаздывания 6 с

Семенов Владимир Константинович,
ФГБОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»,
доктор технических наук, профессор кафедры атомных электрических станций,
адрес: г. Иваново, ул. Рабфаковская, д. 34,
телефон (4932) 38-57-78.

Вольман Мария Андреевна,
ФГБОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»,
инженер научно-образовательного центра высоких технологий в сфере тепловой и атомной энергетики,
адрес: г. Иваново, ул. Рабфаковская, д. 34,
e-mail: maria_volman@mail.ru

Анализ приведенных кривых показывает, что для рассматриваемого переходного процесса время запаздывания распространения температурного фронта влияет только на динамику процесса, тогда как установившиеся значения параметров процесса от этого времени практически не зависят.

Список литературы

1. Семенов В.К. Кинетика и регулирование ядерных реакторов / Иван. гос. энерг. ун-т. – Иваново, 2008. – 145 с.
2. Кирьянов Д.В. Mathcad 13 в подлиннике. – СПб.: БХВ – Петербург, 2005. – 608 с.

References

1. Semenov, V.K. *Kinetika i regulirovanie yadernykh reaktorov* [Kinetics and Regulation of Nuclear Reactors]. Ivanovo, 2008, p. 145.
2. Kir'yanov, D.V. *Mathcad 13 v podlinnie* [Mathcad 13 in Original]. Saint-Petersburg: BKhV – Peterburg, 2005. 608 p.