

УПРАВЛЕНИЕ СИСТЕМАМИ С РАСПРЕДЕЛЕННЫМИ ПАРАМЕТРАМИ, МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ

УДК 004.9+685.9:620.9

В.П. Северин, Е.Н. Никулина

ПРИМЕНЕНИЕ ИНФОРМАЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ДИНАМИКИ УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ С РАЗБИЕНИЕМ НА ЗОНЫ ПО ВЕРТИКАЛЬНОЙ ОСИ

Ключевые слова: ядерный реактор, процесс управления, математическая модель, система дифференциальных уравнений, имитационное моделирование, информационная технология.

Введение

Ядерные реакторы ВВЭР-1000 серии В-320 эксплуатируются на 11 энергоблоках атомных электростанций Украины в режиме стабилизации мощности [1–3]. Актуальна проблема модернизации энергоблоков АЭС энергосистемы Украины и управления энергоблоками в маневренных режимах, что вызывает необходимость контролировать нейтронную мощность и аксиальный офсет реактора [4]. Модели ядерных реакторов для стабилизации мощности учитывают нейтронную кинетику, тепловые процессы и изменения концентрации ксенона и бора в активной зоне (АЗ) [5–7]. На основании сосредоточенных моделей реактора приводятся результаты имитационного моделирования динамики реактора ВВЭР-1000 при регулировании мощности поглощающими стержнями или борной кислотой [8–10]. Сосредоточенные модели реактора позволили выполнить синтез оптимальных систем автоматического управления в нормальных режимах эксплуатации, но такие модели не позволяют вычислить аксиальный офсет [11]. Для его вычисления применяются математические модели реактора в абсолютных переменных состояния с разбиением на зоны по вертикальной оси [4, 12]. Преимущество имеют многозонные модели реактора в относительных переменных состояния, позволяющие повысить точность и скорость имитационного моделирования [13]. Одна из важнейших задач управления реактором — анализ управляемых переходных процессов при изменении нагрузки реактора с применением информационной технологии для моделирования динамики управления ядерным реактором [14].

Цель данной статьи — вычисление и анализ динамических процессов управления реактором ВВЭР-1000 серии В-320 на основе нелинейных математических моделей с разбиением на зоны по вертикальной оси путем применения информационной технологии моделирования динамических систем.

Для достижения намеченной цели разрабатываются алгоритмы и программы матричных методов интегрирования систем дифференциальных уравнений и вспомо-

© В.П. СЕВЕРИН, Е.Н. НИКУЛИНА, 2020

Международный научно-технический журнал «Проблемы управления и информатики», 2021, № 5

гательных их параметров, которые включаются в информационную технологию моделирования динамических систем. С использованием этой информационной технологии и нелинейных математических моделей реактора ВВЭР-1000 серии В-320 с разбиением на зоны по вертикальной оси выполняется имитационное моделирование динамики управления ядерным реактором. Для десяти зон реактора проводится анализ нейтронных и тепловых процессов, а также изменения аксиального офсета в активной зоне реактора при полном сбросе нагрузки под управляющим воздействием перемещения поглощающих стержней и повышения концентрации борной кислоты.

Информационная технология моделирования систем управления

Общая структура информационной технологии (ИТ) моделирования систем управления включает шесть основных функциональных элементов: блок моделей систем, модуль методов интегрирования, блок вычисления критериев качества систем, блок методов оптимизации, модуль структур данных и блок представления информации [14]. Модули представляют совокупность взаимосвязанных программ для выполнения соответствующих функций ИТ, а блоки — совокупность модулей для выполнения более сложных функций.

Блок моделей систем предназначен для задания параметров моделей динамических систем и соответствующих систем дифференциальных уравнений (СДУ). Модуль методов интегрирования применяется для решения СДУ различными методами интегрирования. Блок вычисления критериев качества систем предназначен для вычисления различных критериев качества систем на основе их моделей. Блок методов оптимизации применяется для решения задач идентификации параметров моделей и синтеза оптимальных динамических систем. Для взаимодействия всех элементов ИТ разработан модуль структур данных. Блок представления информации предназначен для табличного и графического вывода информации по решению задач анализа, идентификации и оптимизации динамических систем.

Для анализа динамики управления ядерным реактором разработаны программы математических моделей ядерного реактора ВВЭР-1000 серии В-320, а также модели систем управления ядерным реактором, которые составляют модуль моделей реактора, входящий в блок моделей систем ИТ. В этом блоке нелинейные модели систем в виде СДУ имеют общий векторный вид Коши

$$d\mathbf{X}/d\tau = \mathbf{f}(\mathbf{X}, \mathbf{x}, \mathbf{c}, \mathbf{g}), \quad \mathbf{X}_0 = \mathbf{X}(0), \quad (1)$$

где \mathbf{X} — вектор относительных переменных состояния, τ — относительная переменная времени, \mathbf{x} и \mathbf{c} — векторы переменных и постоянных параметров, \mathbf{g} — вектор внешних воздействий. Для интегрирования нелинейных СДУ вида (1) в ИТ используются системные методы первой, второй и третьей степеней. Алгоритм системного метода степени 1 (СМ1) реализован в следующем виде.

Алгоритм 1. Интегрирование СДУ СМ1. Входные параметры: $\mathbf{f}(\mathbf{X}, \mathbf{x}, \mathbf{c}, \mathbf{g})$ — векторная функция правых частей СДУ, \mathbf{X} — вектор состояния, \mathbf{x} и \mathbf{c} — векторы переменных и постоянных параметров, \mathbf{g} — вектор внешних воздействий, T_f — конец интервала интегрирования, L — количество шагов интегрирования. Выходные параметры: \mathbf{t} — массив моментов времени, \mathbf{Y} — массив значений переменных состояния в переходном процессе.

1. Вычислить $h = T_f/L$, $\mathbf{J} = \mathbf{J}(\mathbf{X}, \mathbf{x}, \mathbf{c}, \mathbf{g})$, $\mathbf{I} = \mathbf{I}(\mathbf{J}, h)$.

2. Положить $t_1 = 0$, $\mathbf{Y}_1 = \mathbf{X}$, $L = L + 1$, $k = 2$.
3. Положить $\mathbf{f}_X = \mathbf{f}(\mathbf{X}, \mathbf{x}, \mathbf{c}, \mathbf{g})$, $\mathbf{X} = \mathbf{X} + \mathbf{I}\mathbf{f}_X$.
4. Положить $t_k = t_{k-1} + h$, $\mathbf{Y}_k = \mathbf{X}$.
5. Положить $k = k + 1$, если $k < L$, и перейти к п. 3.
6. Выйти.

В этом алгоритме выражение $\mathbf{J} = \mathbf{J}(\mathbf{X}, \mathbf{x}, \mathbf{c}, \mathbf{g})$ обозначает якобиан векторной функции правых частей СДУ (1), а $\mathbf{I}(\mathbf{J}, h)$ — интеграл матричной экспоненты, который вычисляется как матричный ряд. Алгоритм вычисления якобиана в ИТ реализован в следующем виде.

Алгоритм 2. Вычисление якобиана. Входные параметры: $\mathbf{f}(\mathbf{X}, \mathbf{x}, \mathbf{c}, \mathbf{g})$ — векторная функция правых частей СДУ, \mathbf{X} — вектор состояния, \mathbf{x} и \mathbf{c} — векторы переменных и постоянных параметров, \mathbf{g} — вектор внешних воздействий. Выходной параметр: \mathbf{J} — якобиан.

1. Положить $n = \dim(\mathbf{X})$, $L = 12$, $d_{\min} = 10^{-20}$, $J_{\max} = 1$.
2. Вычислить $\mathbf{f}_X = \mathbf{f}(\mathbf{X}, \mathbf{x}, \mathbf{c}, \mathbf{g})$.
3. Вычислить $f_{\max} = \max_j |\mathbf{f}_{Xj}|$, $\alpha = 10^L \varepsilon_m$, $d_f = \alpha f_{\max} / J_{\max}$.
4. Положить $\mathbf{Y} = \mathbf{X}$, $i = 1$.
5. Вычислить $d = \alpha X_i$.
6. Положить $d = d_f$, если $d < d_f$.
7. Положить $d = d_{\min}$, если $d < d_{\min}$.
8. Положить $Y_i = X_i + d$.
9. Вычислить $\mathbf{f}_Y = \mathbf{f}(\mathbf{Y}, \mathbf{x}, \mathbf{c}, \mathbf{g})$.
10. Положить $\mathbf{J}_i = (\mathbf{f}_Y - \mathbf{f}_X) / d$, $Y_i = X_i$.
11. Положить $i = i + 1$, если $i < n$, и перейти к п. 5.
12. Выйти.

В этом алгоритме операция $\dim(\mathbf{X})$ определяет размер вектора \mathbf{X} , параметр L задает количество желаемых верных знаков элементов якобиана, ε_m представляет машинный эпсилон, параметр d определяет приращение независимых переменных, \mathbf{J}_i обозначает столбец якобиана с номером i . Приращение независимых переменных d вычисляется с учетом возможных значений этих переменных, предполагаемого значения максимального по модулю элемента якобиана, максимального по модулю элемента значения векторной функции. Это приращение ограничивается снизу для предотвращения деления на ноль.

По приведенным алгоритмам написаны программы, тестирование которых показало высокую точность и надежность вычислений. Применим ИТ моделирования систем управления для анализа динамики управления ядерным реактором ВВЭР-1000 серии В-320.

Общая модель реактора

Общая модель реактора как объекта управления с разбиением на четное количество зон n_z по вертикальной оси в относительных переменных состояния имеет вид [13]

$$\left\{ \begin{array}{l} \rho_u = \alpha_u (\theta_u - \theta_{0u}), \\ \rho_t = \alpha_t (\theta_r - \theta_{0r}), \\ \rho_X = \alpha_X (\mathbf{v}_X - \mathbf{v}_{0X}), \\ \rho = \rho_c + \rho_u + \rho_t + \rho_X, \\ d\mathbf{v}/d\tau = \alpha_v [(\rho - \mathbf{1}) \circ \mathbf{v} + \xi \boldsymbol{\mu}], \\ d\xi_i/d\tau = \alpha_i (\mathbf{v} - \xi_i), i = \overline{1, 6}, \\ d\boldsymbol{\eta}_j/d\tau = b_{jv} \mathbf{v} - a_{j\eta} \boldsymbol{\eta}_j, j = \overline{1, 3}, \\ \boldsymbol{\eta} = \boldsymbol{\eta}_1 + \boldsymbol{\eta}_2 + \boldsymbol{\eta}_3, \\ d\boldsymbol{\theta}_u/d\tau = a_{uu} \boldsymbol{\theta}_u + a_{uz} \boldsymbol{\theta}_z + b_{um} \mathbf{v} + b_{uq} \boldsymbol{\eta}, \\ d\boldsymbol{\theta}_z/d\tau = a_{zu} \boldsymbol{\theta}_u + a_{zz} \boldsymbol{\theta}_z + a_{zr} \boldsymbol{\theta}_r, \\ d\boldsymbol{\theta}_r/d\tau = a_{rz} \boldsymbol{\theta}_z + a_{rr} \boldsymbol{\theta}_r + b_{rl} \boldsymbol{\eta}_l, \\ d\mathbf{v}_J/d\tau = b_{Jv} \mathbf{v} - a_{JJ} \mathbf{v}_J, \\ d\mathbf{v}_X/d\tau = b_{Xv} \mathbf{v} - a_{XX} \mathbf{v}_X + a_{XJ} \mathbf{v}_J - a_{Xv} \mathbf{v}_X \circ \mathbf{v}. \end{array} \right. \quad (2)$$

Здесь средние значения переменных состояния реактора в зонах обозначены вектор-столбцами соответствующих переменных состояния: ρ_c , ρ_u , ρ_t , ρ_X — векторы изменения реактивностей при действии органов регулирования, изменении температур топлива и теплоносителя, изменении концентраций ксенона соответственно; $\mathbf{1}$ — вектор-столбец из единиц размера n_z ; \circ — произведение Адамара для поэлементного произведения векторов; \mathbf{v} — вектор концентраций нейтронов; ξ — матрица относительных значений концентраций ядер-излучателей запаздывающих нейтронов со столбцами ξ_i , $i = \overline{1, 6}$; $\boldsymbol{\eta}_j$ — векторы переменных относительной мощности постепенного тепловыделения, $j = \overline{1, 3}$; $\boldsymbol{\theta}_u$, $\boldsymbol{\theta}_z$, $\boldsymbol{\theta}_l$, $\boldsymbol{\theta}_r$ — векторы средних температур топлива, оболочек, теплоносителя на входах в зоны, теплоносителя в зонах соответственно; \mathbf{v}_J и \mathbf{v}_X — векторы концентраций йода и ксенона; $\boldsymbol{\mu}$ — вектор относительных долей запаздывающих нейтронов; $\boldsymbol{\theta}_{0u}$, $\boldsymbol{\theta}_{0r}$, \mathbf{v}_{0X} — векторы начальных значений температур топлива, теплоносителя, концентраций нейтронов соответственно. Размер каждого вектора определяется четным количеством зон n_z , зоны пронумерованы от входа теплоносителя в реактор, т.е. снизу вверх. В модели (2) используются безразмерные постоянные параметры: α_u , α_t , α_v , α_i — параметры уравнений нейтронной кинетики; b_{jv} и $a_{j\eta}$ — параметры уравнений тепловыделения, $j = \overline{1, 3}$; a_{uu} , a_{uz} , b_{um} , b_{uq} , a_{zu} , a_{zz} , a_{zr} , a_{rz} , a_{rr} , b_{rl} — параметры уравнений теплообмена; α_X , b_{Jv} , a_{JJ} , b_{Xv} , a_{XX} , a_{XJ} , a_{Xv} — параметры уравнений концентраций йода и ксенона. Значения постоянных параметров модели (2) представлены в табл. 1.

Обозначим вектор переменных состояния реактора

$$\mathbf{X}_{rz} = (\mathbf{v}^T \xi_1^T \xi_2^T \xi_3^T \xi_4^T \xi_5^T \xi_6^T \boldsymbol{\eta}_1^T \boldsymbol{\eta}_2^T \boldsymbol{\eta}_3^T \boldsymbol{\theta}_u^T \boldsymbol{\theta}_z^T \boldsymbol{\theta}_r^T \mathbf{v}_J^T \mathbf{v}_X^T)^T,$$

его начальное значение — \mathbf{X}_{0rz} и вектор постоянных параметров — \mathbf{c}_{rz} . Тогда модель (2) примет векторный вид (1)

$$d\mathbf{X}_{rz}/d\tau = \mathbf{f}_{rz}(\mathbf{X}_{rz}, \mathbf{c}_{rz}, \rho_c), \quad \mathbf{X}_{0rz} = \mathbf{X}_{rz}(0), \quad (3)$$

где входной переменной является управляемый вектор реактивности ρ_c . Чем больше количество зон дискретизации n_z , тем точнее определение аксиального оффсета реактора, но тем сложнее модели. Достаточным для практики является значение n_z , равное 10 [4, 13]. Значение элементов вектора X_{0rz} в номинальном режиме для $n_z = 10$ представлено в табл. 2 (начальные относительные значения переменных состояния).

Таблица 1

| Параметр | Значение | Параметр | Значение | Параметр | Значение |
|------------|------------------------|----------|------------------------|-------------|------------------------|
| α_1 | 0,0125 | μ_1 | 0,0329 | a_{xj} | $1,341 \times 10^{-4}$ |
| α_2 | 0,0303 | μ_2 | 0,2207 | a_{xv} | $1,218 \times 10^{-4}$ |
| α_3 | 0,1109 | μ_3 | 0,1956 | α_u | 1,5605 |
| α_4 | 0,3003 | μ_4 | 0,3959 | α_t | 19,7669 |
| α_5 | 1,1236 | μ_5 | 0,1142 | α_v | 5,0959 |
| α_6 | 3,0121 | μ_6 | 0,0407 | α_x | -3,033 |
| a_{uu} | -0,217 | a_{zz} | -13,075 | $a_{1\eta}$ | 0,233 |
| a_{uz} | 0,217 | a_{zr} | 12,374 | $a_{2\eta}$ | 0,03 |
| b_{un} | 2,053 | a_{rz} | 0,538 | $a_{3\eta}$ | $5,263 \times 10^{-4}$ |
| b_{uq} | 0,174 | a_{rr} | -32,944 | b_{1v} | 0,012 |
| a_{zu} | 0,701 | b_{rl} | 31,728 | b_{2v} | 0,01 |
| b_{jv} | $2,927 \times 10^{-5}$ | a_{xx} | $2,090 \times 10^{-5}$ | b_{3v} | $3,263 \times 10^{-4}$ |
| a_{jj} | $2,895 \times 10^{-5}$ | b_{xv} | $7,265 \times 10^{-6}$ | - | - |

Таблица 2

| k | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 |
|----------------|-------|-------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|-------|-------|
| $v_{0,j}$ | 0,231 | 0,506 | 0,736 | 0,902 | 0,989 | 0,989 | 0,902 | 0,736 | 0,506 | 0,231 |
| $\eta_{01,j}$ | 0,012 | 0,025 | 0,037 | 0,045 | 0,049 | 0,049 | 0,045 | 0,037 | 0,025 | 0,012 |
| $\eta_{02,j}$ | 0,076 | 0,167 | 0,243 | 0,298 | 0,326 | 0,326 | 0,298 | 0,243 | 0,167 | 0,076 |
| $\eta_{03,j}$ | 0,143 | 0,313 | 0,456 | 0,559 | 0,613 | 0,613 | 0,559 | 0,456 | 0,313 | 0,143 |
| θ_{0uj} | 5,405 | 8,404 | 10,736 | 12,768 | 13,752 | 13,796 | 12,897 | 11,133 | 8,661 | 5,695 |
| θ_{0zj} | 3,039 | 3,216 | 3,377 | 3,511 | 3,603 | 3,647 | 3,639 | 3,579 | 3,473 | 3,329 |
| θ_{0rj} | 2,905 | 2,922 | 2,949 | 2,986 | 3,028 | 3,072 | 3,114 | 3,151 | 3,178 | 3,195 |
| θ_{0lj} | 2,900 | 2,910 | 2,933 | 2,966 | 3,006 | 3,050 | 3,094 | 3,134 | 3,167 | 3,190 |
| $v_{0,j}$ | 0,233 | 0,511 | 0,744 | 0,912 | 1,000 | 1,000 | 0,912 | 0,744 | 0,511 | 0,233 |
| $v_{0,xj}$ | 0,673 | 0,876 | 0,952 | 0,986 | 1,000 | 1,000 | 0,986 | 0,952 | 0,876 | 0,673 |

Здесь k — номер зоны реактора. Для столбцов матрицы ξ определены начальные значения: $\xi_{0i} = v_0$, $i = \overline{1,6}$.

На основе общей модели реактора с разбиением на зоны (2)–(3) для анализа динамики управления реактором разработаны программы моделей ядерного реактора ВВЭР-1000 серии В-320, которые включены в ИТ для моделирования процессов управления реактором.

Процессы управления реактором поглощающими стержнями

Применим ИТ для моделирования процессов управления реактором путем погружения поглощающих стержней десятой регулирующей группы. Положение поглощающих стержней реактора определяется относительной координатой ζ с начальным значением номинального режима $\zeta_0 = \zeta(0) = 1$ верхней границы АЗ и значением нижней границы $\zeta = 0$. Используется закон равномерного движения стержней: $\zeta = 1 - v_\zeta \tau$, $\zeta \geq 0$. Относительная скорость погружения стержней v_ζ соответствует рабочей скорости поглощающих стержней $v_z = 2 \text{ см/с}$. Функция изменения реактивности в зонах имеет вид

$$\rho_{dk}(\zeta) = \begin{cases} 0, & \zeta > \zeta_k, \\ \alpha_\zeta (\zeta_k - \zeta), & \zeta \in [\zeta_{k-1}, \zeta_k], \quad j = \overline{1, n_z}, \\ \rho_{dm}, & \zeta < \zeta_{k-1}, \end{cases} \quad (4)$$

где $\zeta_k = k/n_z$ — границы зон, $\alpha_\zeta = k_z H_a / \beta$ — относительное значение дифференциальной эффективности стержней, $\rho_{dm} = \alpha_\zeta / n_z$ — изменение реактивности зоны при полном введении в нее стержней. Формула (4) позволяет получить вектор изменения реактивности в зонах $\rho_d(\zeta)$. Модель реактора как объекта управления поглощающими стержнями имеет вид СДУ (3) с $\rho_c = \rho_d(\zeta)$:

$$d\mathbf{X}_{rz} / dt = \mathbf{f}_{rz}(\mathbf{X}_{rz}, \mathbf{c}_{rz}, \rho_d(\zeta)), \quad \mathbf{X}_{0rz} = \mathbf{X}_{rz}(t_0). \quad (5)$$

Входной переменной является относительная координата стержней ζ с начальным значением номинального режима $\zeta_0 = 1$.

Проинтегрировав СДУ (5) при заданных начальных условиях, получим изменения всех переменных состояния в зонах реактора по вертикальной оси. При этих входных и начальных условиях номинального режима ядерного реактора (ЯР) из табл. 2 выполнено интегрирование СДУ (5) по алгоритму 1 с использованием программы системного метода первой степени из модуля методов интегрирования информационной технологии. С использованием блока представления информации ИТ получены переходные процессы с управлением ЯР поглощающими стержнями путем равномерного погружения стержней в активную зону от ее верхней границы ($\zeta = 1$) к нижней ($\zeta = 0$). Процессы на рис. 1, 2 представляют изменения переменных состояния зон реактора в зависимости от времени в минутах $t_m = \tau/60$, а на рис. 3 — в зависимости от времени в часах $t_h = t_m/60$.

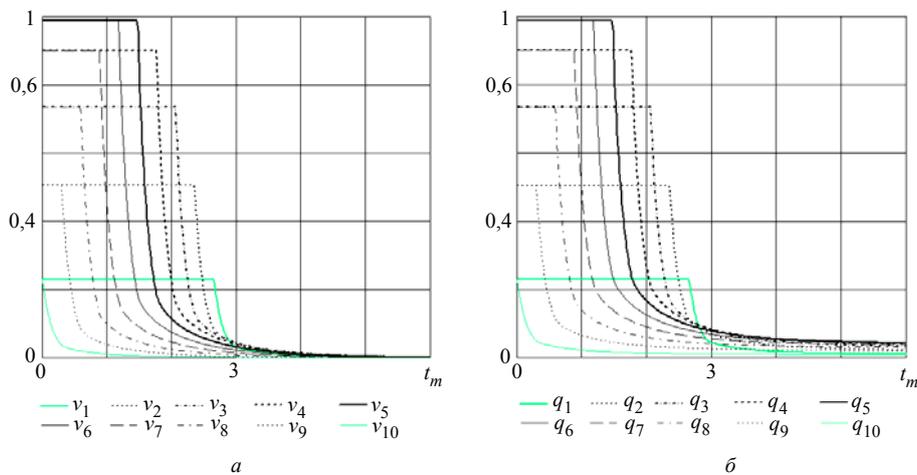


Рис. 1

Процессы изменения нейтронной мощности реактора в зонах $\nu_k(t_m)$ при $k = \overline{1,10}$ на рис. 1 показывают, что реактор переходит из номинального режима в режим нулевой мощности примерно за 5 мин. Процессы в зонах, симметричных относительно центра АЗ, начинаются с одинакового значения номинального режима, но в низших зонах с меньшими номерами процессы начинаются со значительными задержками. Аналогично переменные тепловой мощности в зонах $q_k(t_m)$ при $k = \overline{1,10}$ монотонно уменьшаются с различными задержками от номинальных значений до нулевых.

Средние температуры топлива и теплоносителя в зонах $\theta_{1k}(t_m)$ и $\theta_{3k}(t_m)$ при $k = \overline{1,10}$ на рис. 2 с различными значениями запаздывания монотонно уменьшаются от значений температур в зонах при номинальном режиме до температуры теплоносителя на входе в активную зону. На рис. 3 показаны графики изменения концентраций йода и ксенона $\nu_{Jk}(t_h)$ и $\nu_{Xk}(t_h)$ в первых пяти зонах при $k = \overline{1,5}$, а в остальных пяти симметричных зонах такие же графики.

Таким образом, нейтронные и тепловые процессы в зонах по вертикальной оси реактора происходят в течение десятков минут, а процессы изменения концентраций йода и ксенона — в течение десятков часов.

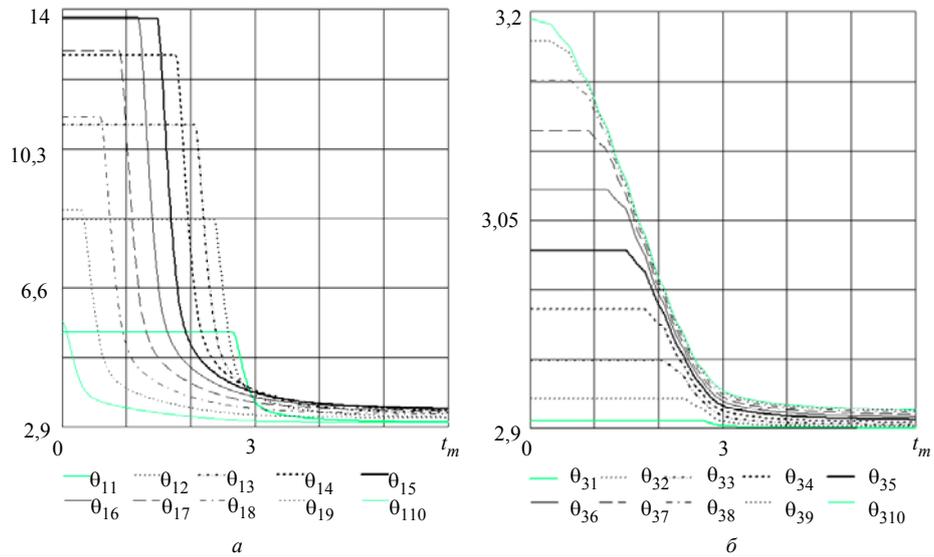


Рис. 2

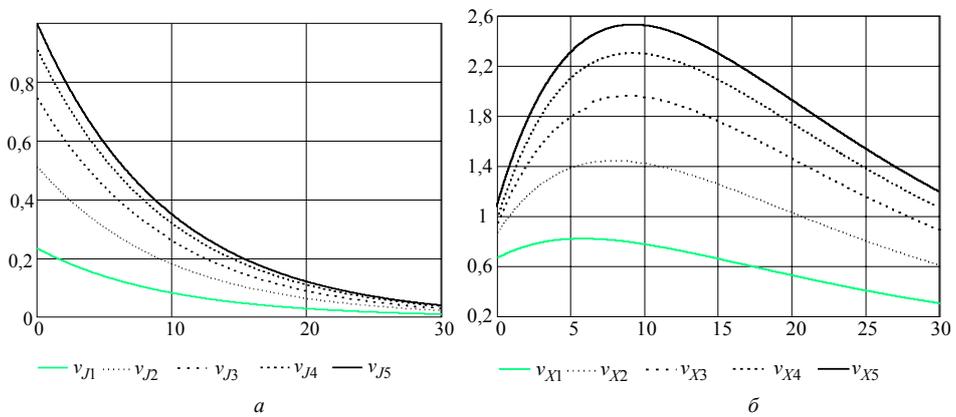


Рис. 3

Управление борной кислотой

Рассмотрим процессы управления реактором путем введения в АЗ борной кислоты. Уравнение введения борной кислоты в относительной переменной состоянии имеет вид [8]

$$d\xi_B/d\tau = a_B g_M (\xi_M - \xi_B), \quad (6)$$

где ξ_B и ξ_M — относительные концентрации борной кислоты в АЗ и в баке борного регулирования, $a_B = 4,146 \times 10^{-5}$ — постоянный параметр, g_M — относительный массовый расход системы подпитки. Начальное условие для уравнения (6) $\xi_{0B} = 0,869$.

Для управления реактора борной кислотой с учетом изменения реактивности при введении борной кислоты в АЗ путем объединения модели (2) и уравнения (6) получена модель

$$\begin{cases} \rho_B = \alpha_B (\xi_B - \xi_{0B}) \mathbf{1}, \\ d\mathbf{X}_{rz}/d\tau = \mathbf{f}_{rz}(\mathbf{X}_{rz}, \mathbf{c}_{rz}, \rho_B), \\ d\xi_B/d\tau = a_B g_M (\xi_M - \xi_B), \end{cases}$$

где $\alpha_B = -21,127$ — постоянный коэффициент реактивности при борном регулировании, ρ_B — вектор реактивности в зонах, обусловленный введением борной кислоты. Эта модель с управлением борной кислотой представлена в векторном виде

$$d\mathbf{X}_{rzb}/d\tau = \mathbf{f}_{rzb}(\mathbf{X}_{rzb}, \mathbf{c}_{rzb}), \quad \mathbf{X}_{0rzb} = \mathbf{X}_{rzb}(0), \quad (7)$$

где использованы векторы переменных состояния и начальных условий:

$$\mathbf{X}_{rzb} = (\mathbf{X}_{rz}^T \xi_B)^T, \quad \mathbf{X}_{0rzb} = (\mathbf{X}_{0rz}^T \xi_{0B})^T.$$

Модель реактора ВВЭР-1000 (7) с учетом влияния борной кислоты включена в модуль моделей реактора ИТ.

Начало процесса борного регулирования определяется началом введения в ЯР борной кислоты. Интегрируя полученную СДУ (7) при начальных условиях номинального режима программой системного метода первой степени из модуля методов интегрирования ИТ, получим переходные процессы для ввода в АЗ борной кислоты. С использованием графического модуля из блока представления информации ИТ полученные процессы изменения состояния ЯР показаны на рис. 4, 5 в зависимости от времени в минутах, а на рис. 6 — в зависимости от времени в часах.

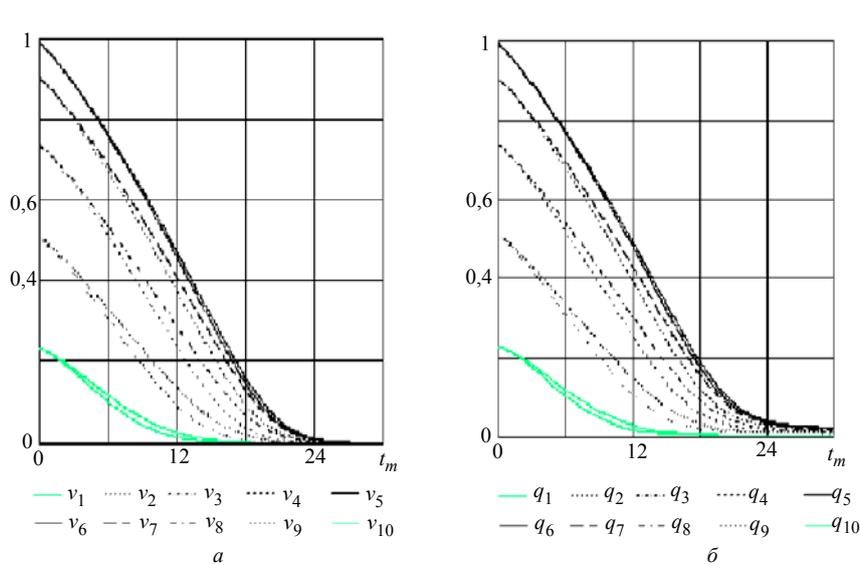


Рис. 4

Процесс изменения нейтронной мощности реактора в зонах на рис. 4 показывает, что реактор переходит из номинального режима в режим нулевой мощности примерно за 27 мин. Процессы в зонах, симметричных относительно центра АЗ, начинаются с одинакового значения номинального режима, но в высших зонах с меньшими номерами процессы более медленные. Аналогично переменные тепловой мощности в зонах монотонно уменьшаются от номинальных значений до нулевых и также в высших зонах с меньшими номерами процессы более медленные.

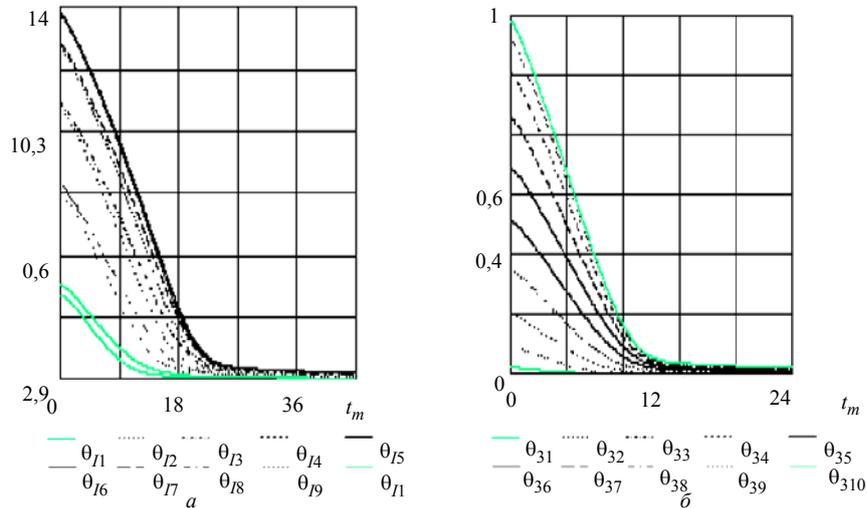


Рис. 5

Средние температуры топлива и теплоносителя в зонах на рис. 5 монотонно уменьшаются от номинальных значений температур в зонах до значения температур теплоносителя на входе в АЗ. На рис. 6 показаны графики изменения концентраций йода и ксенона в первых пяти зонах, в остальных пяти симметричных зонах такие же графики.

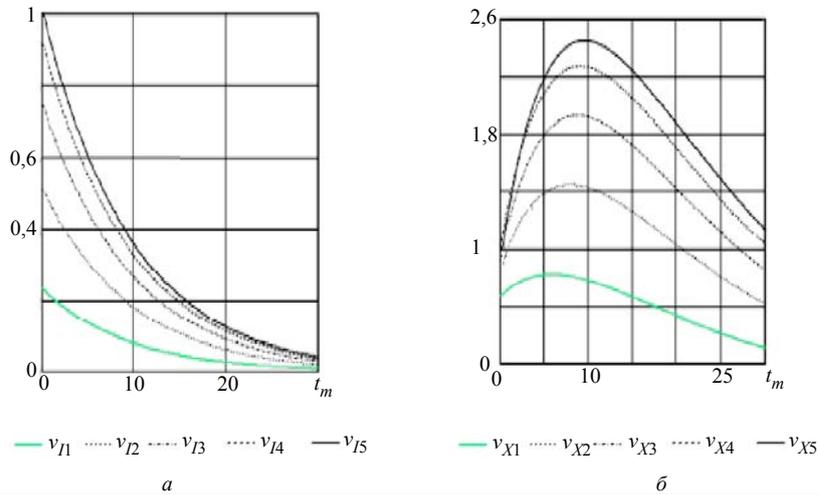


Рис. 6

Таким образом, нейтронные и тепловые процессы при борном управлении происходят в течение десятков минут, а процессы изменения концентраций ксенона и бора — в течение десятков часов. Нейтронные и тепловые процессы борного регулирования значительно медленнее процессов регулирования стержнями.

Изменение аксиального офсета

Аксиальный офсет как относительное значение разности мощностей верхней и нижней половин активной зоны реактора определяет степень неравномерности выделения энергии по высоте АЗ и, в конечном счете, количественную меру устойчивости работы реактора. С учетом значений долей мгновенного и постепенного тепловыделения $\varepsilon_m = 0,922$ и $\varepsilon_p = 0,078$ определим вектор относительных значений тепловой мощности в зонах $\mathbf{q} = \varepsilon_m \mathbf{v} + \varepsilon_p \mathbf{\eta}$ в долях максимального значения мощности, суммы значений мощностей в нижней и верхней половине зон с равным количеством зон $n_{z2} = n_z/2$ каждая, а также общую сумму мощностей:

$$q_b = \sum_{j=1}^{n_{z2}} q_j, \quad q_t = \sum_{j=n_{z2}+1}^{n_z} q_j, \quad q_s = q_b + q_t.$$

Тогда аксиальный офсет определяется как $a_o = (q_t - q_b)/q_s$. Но эта формула при $q_s = 0$ не имеет смысла. В этом случае зададим малое положительное число ε_q , найдем $k_q = 1/\varepsilon_q$ и определим аксиальный офсет по формуле

$$a_o = \begin{cases} (q_t - q_b)/q_s, & q_s \geq \varepsilon_q; \\ k_q(q_t - q_b), & q_s < \varepsilon_q. \end{cases}$$

В отличие от предыдущей формулы эта позволяет исследовать изменение аксиального офсета при полном сбросе нагрузки.

Аксиальный офсет при регулировании реактора стержнями на рис. 7 за несколько минут уменьшается и доходит до минимального значения, меньшего $-0,7$, а затем растет, сначала быстро, а затем постепенно и примерно за три часа становится равным нулю.

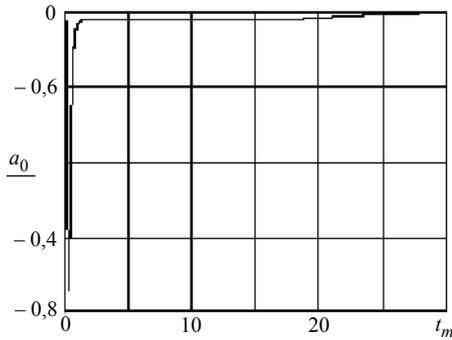


Рис. 7

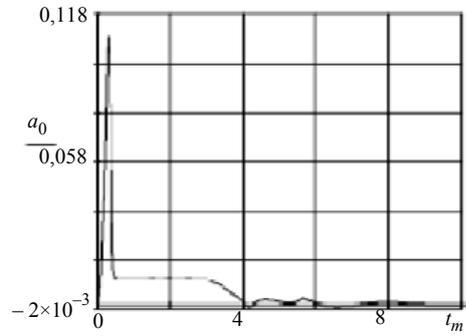


Рис. 8

Аксиальный офсет при борном регулировании на рис. 8 за несколько минут увеличивается и доходит до максимального значения, большего $0,1$, затем спадает, сначала быстро, затем постепенно и примерно за девять часов равняется нулю. Таким образом, при борном регулировании аксиальный офсет меньше, чем при регулировании стержнями, но процесс отклонения аксиального офсета от нулевого значения длится гораздо дольше.

Распределенная модель реактора ВВЭР-1000 серии В-320 исследована с помощью модуля моделей реакторов и блока представления информации ИТ.

Заключення

Рассмотрена общая структура информационной технологии моделирования систем управления, которая включает блок моделей систем, модуль методов интегрирования, блок вычисления критериев качества систем, блок методов оптимизации, модуль структур данных и блок представления информации. Для анализа динамики управления ядерным реактором разработаны программы математических моделей ядерного реактора ВВЭР-1000, а также модели систем управления ядерным реактором в виде нелинейных систем дифференциальных уравнений. Для интегрирования нелинейных систем дифференциальных уравнений приведен алгоритм матричного системного метода первой степени, который имеет высокую точность и надежность вычислений. Рассмотрена общая модель реактора ВВЭР-1000 серии В-320 как объекта управления с разбиением на зоны по вертикальной оси в относительных переменных состояниях, приведены значения постоянных параметров модели и начальные условия, соответствующие номинальному режиму. Для десяти зон реактора по вертикальной оси выполнено имитационное моделирование динамики управления ядерным реактором и проанализированы нейтронные и тепловые процессы в активной зоне реактора, а также изменение аксиального офсета при сбросе нагрузки реактора под воздействием перемещения поглощающих стержней и увеличения концентрации борной кислоты. С использованием информационной технологии на основе моделей реактора проведена оптимизация параметров регуляторов систем управления.

В.П. Северин, О.М. Нікуліна

ЗАСТОСУВАННЯ ІНФОРМАЦІЙНОЇ ТЕХНОЛОГІЇ ДЛЯ МОДЕЛЮВАННЯ ДИНАМІКИ КЕРУВАННЯ ЯДЕРНИМ РЕАКТОРОМ З РОЗБИТТЯМ НА ЗОНИ ЗА ВЕРТИКАЛЬНОЮ ВІССЮ

Розглянуто структуру інформаційної технології моделювання систем керування, яка включає блок моделей систем, модуль методів інтегрування й інші програмні елементи. Для аналізу динаміки керування ядерним реактором розроблено програми математичних моделей ядерного реактора ВВЕР-1000 серії В-320 і його систем керування у вигляді нелінійних систем диференціальних рівнянь у формі Коші. Для інтегрування нелінійних систем диференціальних рівнянь наведено алгоритм системного методу першого ступеня. Розглянуто математичну модель реактора ВВЕР-1000 як об'єкта керування з розбивкою на зони за вертикальною віссю в відносних змінних стану, наведено значення постійних параметрів моделі і початкові умови, що відповідають номінальному режиму. З використанням інформаційної технології для десяти зон реактора системним методом інтегрування виконано імітаційне моделювання динаміки керування ядерним реактором. Побудовано графіки нейтронних і теплових процесів в активній зоні реактора, а також змін аксіального офсету при скиданні навантаження реактора під впливом переміщення поглинаючих стрижнів і збільшення концентрації борної кислоти. Виконано аналіз динамічних процесів керування реактором. Програми методів інтегрування і моделей реактора ВВЕР-1000 серії В-320 включено до інформаційної технології для оптимізації маневрених режимів реактора.

Ключові слова: ядерний реактор, процес керування, математична модель, система диференціальних рівнянь, імітаційне моделювання, інформаційна технологія.

V.P. Severyn, E.N. Nikulina

APPLICATION OF INFORMATION TECHNOLOGY FOR MODELING THE CONTROL DYNAMICS OF A NUCLEAR REACTOR ZONING ON THE VERTICAL AXIS

The structure of information technology for modeling control systems, which includes a block of systems models, a module of integration methods and other pro-

gram elements, is considered. To analyze the dynamics of control of a nuclear reactor, programs of mathematical models of a WWER-1000 nuclear reactor of the V-320 series and its control systems in the form of nonlinear systems of differential equations in the Cauchy form have been developed. For the integration of nonlinear systems of differential equations, an algorithm of the system method of the first degree is presented. A mathematical model of a WWER-1000 reactor as a control object with division into zones along the vertical axis in relative variables of state is considered, the values of the constant parameters of the model and the initial conditions corresponding to the nominal mode are given. Using information technology for ten zones of the reactor, the system integration method was used to simulate the dynamics of control of a nuclear reactor. Graphs of neutron and thermal processes in the reactor core, as well as changes in the axial offset when the reactor load is dumped under the influence of the movement of absorbing rods and an increase in the concentration of boric acid, are plotted. The analysis of dynamic processes of reactor control is carried out. The programs of integration methods and models of the WWER-1000 reactor of the V-320 series are included in the information technology to optimize the maneuvering modes of the reactor.

Keywords: nuclear reactor, control process, mathematical model, system of differential equations, simulation, information technology.

1. Андрущечко С. А., Афров А. М., Васильев Б. Ю. АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000. М. : Логос, 2010. 604 с.
2. Денисов В. П., Драгунов Ю. Г. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. М. : ИздАТ, 2002. 480 с.
3. Безопасность атомных станций: Информационные и управляющие системы. М.А. Ястребенецкий, В.Н. Васильченко, С.В. Виноградов и др.; под ред. М.А. Ястребенецкого. К. : Техніка, 2004. 472 с.
4. Maksymov M.V., Tsiselskaya T.A., Kokol E.A. The method of control of nuclear power plant with VVER-1000 reactor in maneuverable mode. *Journal of Automation and Information Sciences*. 2015. 47, N 6. P. 17–32.
5. Халимончук В. А. Динамика ядерного реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК. К. : Основа, 2008. 228 с.
6. Верхивкер Г.П., Кравченко В.П. Основы расчета и конструирования ядерных энергетических реакторов / под ред. В. А. Дубковского. Одесса : ТЕС, 2008. 409 с.
7. Демченко В. А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС. Одесса : Астропринт, 2001. 305 с.
8. Северин В. П., Никулина Е. Н., Лукинова Д. А. Имитационное моделирование процессов в реакторе ВВЭР-1000 при регулировании мощности поглощающими стержнями. *Вісник НТУ «ХП»*, 2017. № 55 (1276). С. 3–7.
9. Никулина Е. Н., Северин В. П., Лукинова Д. А. Моделирование переходных режимов ядерного реактора ВВЭР-1000 с учетом борного регулирования. *Вісник НТУ «ХП»*. Серія: Системний аналіз, управління та інформаційні технології. Харків : НТУ «ХП», 2017. № 51. С. 8–13.
10. Nikulina E., Severin V., Lukinova D. Mathematical models for investigation of WWER-1000/320 transients. *Nuclear and Radiation Safety*. 2018. 1, N 77. P. 18–23.
11. Северин В. П., Никулина Е. Н. Синтез оптимальных систем автоматического управления энергоблока АЭС в нормальных режимах эксплуатации. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2013. Вип. 3(59). С. 62–68.
12. Wang G., Wu J., Zeng B. State-space model predictive control method for core power control in pressurized water reactor nuclear power stations. *Nuclear Engineering Technology*. 2017. 49. P. 134–140.
13. Северин В. П., Никулина Е. Н. Модели ядерного реактора ВВЭР-1000 с разбиением на зоны по вертикальной оси для информационной технологии управления. *Міжнародний науково-технічний журнал «Проблеми управління та інформатики»*. 2021. № 4. С. 105–116.
14. Нікуліна О. М., Северин В. П., Коцюба Н. В. Розробка інформаційної технології оптимізації управління складними динамічними системами. *Вісник НТУ «ХП»*. Серія: Системний аналіз, управління та інформаційні технології. Харків : НТУ «ХП», 2020. № 2 (4). С. 63–69.

Получено 02.07.2021