

Е. Н. НИКУЛИНА, В. П. СЕВЕРИН, Д. А. ЛУКИНОВА

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ РЕЖИМОВ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С УЧЕТОМ БОРНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ

Розроблено моделі реактора ВВЕР-1000 у вигляді систем диференціальних рівнянь з відносними змінними стану, що описують нейтронну кінетику реактора, теплові процеси, зміни концентрацій ксенону і бору. Обчислені постійні параметри математичних моделей з урахуванням борного регулювання. На підставі математичних моделей реактора отримані перехідні процеси для введення борної кислоти в реактор, проаналізовано зміни найважливіших змінних стану активної зони реактора.

Ключові слова: ядерний реактор, борне регулювання, перехідний режим, математична модель, параметри моделі.

Разработаны модели реактора ВВЭР-1000 в виде систем дифференциальных уравнений с относительными переменными состояния, описывающие нейтронную кинетику реактора, тепловые процессы, изменения концентраций ксенона и бора. Вычислены постоянные параметры математических моделей с учетом борного регулирования. На основании математических моделей реактора получены переходные процессы для ввода борной кислоты в реактор, проанализированы изменения важнейших переменных состояния активной зоны реактора.

Ключевые слова: ядерный реактор, борное регулирование, переходной режим, математическая модель, параметры модели.

The mathematical models of the VVER-1000 reactor of the V-320 series are constructed in the form of systems of differential equations with relative state variables describing the neutron kinetics of the reactor, gradual heat release, thermal processes, and changes in the concentrations of xenon and boron. The design parameters and parameters of the VVER-1000 reactor of the V-320 series are used to calculate the constant parameters of mathematical models, taking into account boron regulation. Based on mathematical models of the reactor, by numerical integration of differential equations, transient processes for introducing boric acid into the reactor have been obtained, which allows one to analyze changes in the most important variables of the state of the reactor core.

Keywords: nuclear reactor, boron control, transition mode, mathematical model, model parameters.

Введение. В энергосистеме Украины на атомных электрических станциях (АЭС) эксплуатируются 13 энергоблоков с ядерными реакторами ВВЭР-1000, из них 11 реакторов типовой серии В-320 [1]. Решение насущной проблемы энергосбережения связано с обеспечением режимов маневрирования мощностью энергоблоков АЭС [2, 3]. Для совершенствования систем управления и теоретического решения задачи маневрирования мощностью энергоблоков необходимы их математические модели, на основании которых выполняется синтез оптимальных систем автоматического управления энергоблоков [4–6]. Ядерный реактор является сложнейшим и важнейшим элементом энергоблока АЭС, поэтому актуальной задачей для последующего улучшения процессов управления энергоблоков в маневренных режимах эксплуатации является разработка математических моделей реактора ВВЭР-1000 серии В-320.

Анализ литературных данных. Существует множество математических моделей различной степени сложности, позволяющих изучать нестационарные процессы, протекающие в водородном энергетическом реакторе ВВЭР. Для исследования переходных процессов в реакторе ВВЭР-1000 разработаны нелинейные и линейные модели в пространстве состояний с относительными переменными, которые включают дифференциальные уравнения (ДУ) нейтронной кинетики с количеством групп запаздывающих нейтронов (ЗН) 1, 2 и 6, а также систему дифференциальных уравнений (СДУ) тепловых процессов в топливе, оболочке и теплоносителе [7]. В этих моделях учтены эффект реактивности от перемещения управляющих стержней, мощностной и температурный эффекты реактивности. На основании моделей проведено

исследование динамики реактора путем построения переходных процессов при ступенчатом изменении реактивности. Показано, что уравнения нейтронной кинетики с одной группой ЗН имеют существенную погрешность по сравнению с моделью с шестью группами ЗН. Эти модели использованы для синтеза оптимальных систем автоматического управления энергоблоков [4–6]. Ни в одной из рассмотренных моделей не учтены процессы постепенного тепловыделения, изменений концентраций ксенона и бора, которые существенно влияют на динамику реактора [2, 8, 9].

Цель и задачи исследования. Цель статьи состоит в представлении результатов математического моделирования переходных процессов в ядерном реакторе ВВЭР-1000 серии В-320 для изучения эффекта борного регулирования вначале стационарной загрузки топлива.

Для достижения намеченной цели поставлены задачи:

- описать известные ДУ нейтронных и тепловых процессов, а также процессов изменений концентраций ксенона и бора в активной зоне реактора;
- построить математические модели ядерного реактора ВВЭР-1000 в относительных переменных состояниях с учетом ввода борной кислоты в активную зону реактора;
- на основании конструктивных и технологических параметров реактора ВВЭР-1000 серии В-320 вычислить параметры математических моделей вначале стационарной загрузки топлива;
- получить процессы изменения мощности ядерного реактора ВВЭР-1000 серии В-320 при вводе борной кислоты в активную зону реактора.

Моделирование ядерного реактора. Для моделирования переходных процессов в активной зоне реактора при вводе борной кислоты необходимо рассмотреть уравнения нейтронной кинетики, тепловых процессов, а также процессов изменений концентраций ксенона и бора.

Уравнения точечной нейтронной кинетики реактора с учетом шести групп ЗН имеют вид [7, 9]:

$$\begin{cases} dn/dt = (r - \beta)n/l^* + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i, \\ dC_i/dt = \beta_i n/l^* - \lambda_i C_i, \quad i = \overline{1,6}, \end{cases} \quad (1)$$

где n – плотность нейтронов, r – реактивность реактора, $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$ – суммарная доля ЗН, l^* – среднее эффективное время жизни нейтронов, λ_i и C_i – постоянные радиоактивного распада и концентрации ядер-излучателей ЗН, β_i – доли ЗН, $\lambda_i = 1/l_i$, l_i – среднее время жизни ядер-излучателей i -той группы ЗН. Концентрации ядер-излучателей ЗН в номинальном режиме имеют значения $C_{0i} = \beta_i n_0 / (\lambda_i l^*)$, $i = \overline{1,6}$. В равновесном состоянии номинального режима реактора начальные условия СДУ (1) $n = n_0$, $C_i = C_{0i}$, $i = \overline{1,6}$.

В уравнениях нейтронной кинетики реактора (1) перейдем к относительным переменным:

$$v = n/n_b, \quad \rho = r/\beta, \quad \xi_i = C_i/C_{bi}, \quad i = \overline{1,6}, \quad \tau = t/t_b,$$

где $n_b = n_0$ – базовое значение плотности нейтронов, $C_{bi} = C_{0i}$ – базовые значения концентрации ядер-излучателей ЗН, $t_b = 1c$ – базовое значение времени. Определим параметры $\alpha_v = \beta t_b / l^*$, $\alpha_i = \lambda_i t_b$, $\mu_i = \beta_i / \beta$, $i = \overline{1,6}$, после алгебраических преобразований получим модель кинетики:

$$\begin{cases} dv/d\tau = \alpha_v [(\rho - 1)v + \sum_{i=1}^6 \mu_i \xi_i], \\ d\xi_i/d\tau = \alpha_i (v - \xi_i), \quad i = \overline{1,6}. \end{cases} \quad (2)$$

Начальные условия для этой СДУ соответствуют номинальному режиму: $v_0 = 1$, $\xi_{0i} = 1$, $i = \overline{1,6}$, $\alpha_v = 304$, остальные параметры приведены в табл. 1.

Таблица 1 – Параметры СДУ ЗН

\bar{i}	1	2	3	4	5	6
μ_i	0.033	0.221	0.196	0.396	0.114	0.041
α_i	0.014	0.030	0.111	0.300	1.124	3.012

Тепловыделение в топливе при ядерных реакциях рассчитывается по формуле $Q_u = Q_0 (\varepsilon_m v + \varepsilon_p \eta)$, где $\varepsilon_m = 0.896$ и $\varepsilon_p = 0.078$ – доли мгновенного и постепенного тепловыделений, Q_0 – тепловая мощность реактора в номинальном режиме, $\eta = \eta_1 + \eta_2 + \eta_3$ – относительная мощность

постепенного тепловыделения [8]. Переменные η_1 , η_2 , η_3 находят из СДУ:

$$T_i d\eta_i/dt + \eta_i = K_i v, \quad i = \overline{1,3},$$

где T_i и K_i – постоянные параметры. По этим уравнениям с обозначениями $b_{iv} = K_i t_b / T_i$, $a_{i\eta} = t_b / T_i$, $i = \overline{1,3}$ получим модель относительного тепловыделения в форме Коши:

$$d\eta_i/d\tau = b_{iv} v - a_{i\eta} \eta_i, \quad i = \overline{1,3}. \quad (3)$$

Начальные условия этой СДУ $\eta_{0i} = K_i$, $i = \overline{1,3}$. Параметры модели (3) приведены в табл. 2.

Таблица 2 – Значения параметров модели тепловыделения

i	K_i	$a_{i\eta}$	b_{iv}
1	0.05	0.6	0.012
2	0.33	-1.999	0.01
3	0.62	-1.114	5.26×10^{-4}

Уравнения теплового баланса для топлива, оболочки и теплоносителя имеют вид [7, 9]:

$$\begin{cases} c_u M_u dt_u/dt = Q_u - \alpha_z F_z (t_u - t_z), \\ c_z M_z dt_z/dt = \alpha_z F_z (t_u - t_z) - \alpha_r F_r (t_z - t_r), \\ c_r M_r dt_r/dt = Q_r + \alpha_r F_r (t_z - t_r) - c_r G_r (t_r - t_l), \end{cases} \quad (4)$$

где c_u и M_u – удельная теплоемкость и масса топлива – двуокиси урана, t_u и t_z – средние температуры поверхности топлива и оболочки твэла из циркониевого сплава, α_z – коэффициент теплоотдачи от топлива к оболочке, F_z – суммарная площадь оболочек, c_z и M_z – удельная теплоемкость и суммарная масса оболочек всех твэлов в активной зоне, α_r – коэффициент теплоотдачи от оболочки к теплоносителю, t_r – средняя температура теплоносителя в активной зоне, c_r и M_r – удельная теплоемкость и масса теплоносителя в активной зоне, Q_r – тепловыделение в теплоносителя вследствие замедления нейтронов, G_r – расход теплоносителя через активную зону, t_l – температура теплоносителя на входе в активную зону.

Тепловыделение в теплоносителе $Q_r = Q_0 \varepsilon_r v$, где $\varepsilon_r = 0.026$ – доля мгновенного тепловыделения при замедлении нейтронов.

Обозначим t_{0u} , t_{0z} , t_{0r} и t_{0l} – значения температур в номинальном режиме, которые определяют начальные условия СДУ (4). По известным значениям температур в номинальном режиме на входе t_{0l} и выходе t_{0h} активной зоны найдем среднюю температуру $t_{0r} = (t_{0l} + t_{0h})/2$.

Введем базовое значение температуры T_b и перейдем к относительным переменным:

$$\theta_u = t_u/T_b, \theta_z = t_z/T_b, \theta_r = t_r/T_b, \theta_l = t_l/T_b.$$

Преобразуя уравнения (4), введем обозначения для постоянных параметров:

$$a_{uu} = -\frac{\alpha_z F_z t_b}{c_u M_u}, \quad a_{uz} = \frac{\alpha_z F_z t_b}{c_u M_u}, \quad b_{um} = \frac{Q_0 \varepsilon_m n_b t_b}{c_u M_u n_0 T_b},$$

$$b_{uq} = \frac{Q_0 \varepsilon_p t_b}{c_u M_u T_b}, \quad a_{zu} = \frac{\alpha_z F_z t_b}{c_z M_z}, \quad a_{zz} = -\frac{(\alpha_z + \alpha_r) F_z t_b}{c_z M_z},$$

$$a_{zr} = \frac{\alpha_r F_z t_b}{c_z M_z}, \quad a_{rz} = \frac{\alpha_r F_z t_b}{c_r M_r}, \quad a_{rr} = -\frac{\alpha_r F_z + c_r G_r}{c_r M_r} t_b,$$

$$b_{rl} = \frac{G_r t_b}{M_r}, \quad b_{ru} = \frac{Q_0 \varepsilon_r n_b t_b}{c_r M_r n_0 T_b}.$$

Тогда получим модель теплоотвода в относительных переменных состояния:

$$\begin{cases} d\theta_u/d\tau = a_{uu}\theta_u + a_{uz}\theta_z + b_{um}v + b_{uq}\eta, \\ d\theta_z/d\tau = a_{zu}\theta_u + a_{zz}\theta_z + a_{zr}\theta_r, \\ d\theta_r/d\tau = a_{rz}\theta_z + a_{rr}\theta_r + b_{rl}\theta_l + b_{ru}v. \end{cases} \quad (5)$$

Для номинального режима начальные условия этой СДУ $\theta_{0u} = t_{0u}/T_b$, $\theta_{0z} = t_{0z}/T_b$, $\theta_{0r} = t_{0r}/T_b$, $\theta_{0l} = t_{0l}/T_b$. Параметры модели теплоотвода (5) представлены в табл. 3.

Таблица 3 – Параметры модели теплоотвода

Параметр	Значение	Параметр	Значение
a_{uu}	-0.217	a_{rr}	-1.937
a_{uz}	0.217	b_{uq}	0.116
b_{um}	1.338	b_{ru}	0.0055
a_{zu}	0.741	θ_{0u}	10.32
a_{zz}	-13.814	θ_{0z}	3.4
a_{zr}	13.073	θ_{0r}	3.05
a_{rz}	0.538	θ_{0l}	2.9

Дифференциальные уравнения изменения концентраций йода и ксенона имеют вид [9]:

$$\begin{cases} dN_J/dt = \gamma_J \Sigma_f^U \Phi - \lambda_J N_J, \\ dN_X/dt = \gamma_X \Sigma_f^U \Phi + \lambda_J N_J - \sigma_a^X N_X \Phi - \lambda_X N_X, \end{cases} \quad (6)$$

где N_J и N_X – концентрации ядер йода и ксенона, γ_J и γ_X – удельные выходы ядер йода и ксенона при реакции деления топлива, Σ_f^U – макроскопическое сечение деления тепловыми нейтронами атомов урана, $\Phi = nv_n$ – плотность потока нейтронов, v_n – средняя скорость нейтронов относительно ядер, λ_J и λ_X – постоянные радиоактивного распада йода и ксенона.

В номинальном режиме концентрации атомов йода и ксенона имеют значения N_{0J} и N_{0X} . В уравнениях (6) перейдем к относительным

переменным $v_J = N_J/N_{0J}$, $v_X = N_X/N_{0X}$ и введем обозначения для постоянных параметров:

$$b_{Jv} = \gamma_J \Sigma_f^U n_0 v_n t_b / N_{0J}, \quad a_{JJ} = \lambda_J t_b,$$

$$b_{Xv} = \gamma_X \Sigma_f^U n_0 v_n t_b / N_{0X}, \quad a_{XX} = \lambda_X t_b,$$

$$a_{XJ} = \lambda_J N_{0J} t_b / N_{0X}, \quad a_{Xv} = \sigma_a^X n_0 v_n t_b.$$

Тогда получим модель изменения концентрации ксенона в относительных переменных состояния:

$$\begin{cases} dv_J/d\tau = b_{Jv}v - a_{JJ}v_J, \\ dv_X/d\tau = b_{Xv}v - a_{XX}v_X + a_{XJ}v_J - a_{Xv}v_X v. \end{cases} \quad (7)$$

Параметры модели (7) приведены в табл. 4.

Таблица 4 – Параметры модели концентрации ксенона

Параметр	Значение	Параметр	Значение
b_{Jv}	2.895×10^{-5}	a_{XX}	2.12×10^{-5}
a_{JJ}	2.895×10^{-5}	a_{XJ}	4.296×10^{-5}
b_{Xv}	2.301×10^{-6}	a_{Xv}	2.406×10^{-5}

Борное регулирование. Уравнение баланса борной кислоты в первом контуре описывается ДУ [9]

$$\rho_r V_t dC_B/dt = C_M G_M - C_B G_L, \quad (8)$$

где ρ_r – плотность теплоносителя, V_t – объем теплоносителя в первом контуре, C_M – концентрация борной кислоты в баке борного регулирования, G_M и G_L – массовые расходы системы подпитки и дренажа первого контура. Обозначая массу теплоносителя в первом контуре $M_t = \rho_r V_t$ и учитывая, что в нормальном режиме работы первого контура $G_M = G_L$, уравнение (8) примет вид

$$M_t dC_B/dt = G_M (C_M - C_B). \quad (9)$$

Перейдем к относительным переменным:

$$\xi_B = C_B/C_{Bb}, \quad \xi_M = C_M/C_{Bb}, \quad g_M = G_M/G_{Bb},$$

где C_{Bb} – базовое значение концентрации борной кислоты, $G_{Bb} = G_M$ – базовое значение массового расхода системы подпитки. Введем обозначение $a_B = G_{Bb} t_b / M_t$. Тогда после преобразования уравнения (9) получим ДУ ввода борной кислоты в относительной переменной состояния

$$d\xi_B/d\tau = a_B g_M (\xi_M - \xi_B). \quad (10)$$

Начальное условие для этого ДУ $\xi_{0B} = C_{0B}/C_{Bb}$, где C_{0B} – концентрация борной кислоты в номинальном режиме. Параметры борного регулирования приведены в табл. 5.

Определение реактивности реактора. Реактивность реактора представим в виде $r = r_0 + \Delta r_u + \Delta r_r + \Delta r_X + \Delta r_B$, где r_0 – начальное

значение реактивности, Δr_u и Δr_r – изменения реактивности при изменении температур топлива и теплоносителя, Δr_X и Δr_B – изменения реактивности при изменении концентраций ксенона и бора [9].

Таблица 5 – Параметры модели борного регулирования

Параметр	Значение	Параметр	Значение
$K_B, \text{кг} \cdot \text{г}^{-1}$	-0.0135	$C_{0B}, \text{г} \cdot \text{кг}^{-1}$	8.69
$\rho_r, \text{кг} \cdot \text{м}^{-3}$	724.4	$M_t, \text{т}$	268
$V_t, \text{м}^3$	370	$G_M, \text{т} \cdot \text{ч}^{-1}$	40
$C_M, \text{г} \cdot \text{кг}^{-1}$	40	a_B	4.146×10^{-5}
$C_{Bb}, \text{г} \cdot \text{кг}^{-1}$	10	ξ_{0B}	0.869

Изменения реактивности определяются приращениями переменных состояния реактора:

$$\Delta r_u = K_u(t_u - t_{0u}), \quad \Delta r_r = K_r(t_r - t_{0r}),$$

$$\Delta r_X = -(N_X - N_{0X})\sigma_a^X \theta_n / \Sigma_c^U, \quad \Delta r_B = K_B(C_B - C_{0B}),$$

где K_u и K_r – коэффициенты реактивности по температурам топлива и теплоносителя, σ_a^X – микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ксенона, θ_n – коэффициент использования тепловых нейтронов в неотравленном реакторе, $\Sigma_c^U = \sigma_a^U N_{0U}$ – макроскопическое сечение захвата нейтронов ядрами урана, N_{0U} – концентрация атомов урана в номинальном режиме, K_B – коэффициент реактивности борной кислоты, для номинального режима $r_0 = 0$.

Перейдем к относительным переменным и обозначим

$$\alpha_u = K_u T_b / \beta, \quad \alpha_t = K_r T_b / \beta,$$

$$\alpha_X = -\sigma_a^X \theta_n N_{0X} / (\beta \sigma_a^U N_{0U}), \quad \alpha_B = K_B C_{Bb} / \beta.$$

Тогда получим уравнение реактивности в относительных переменных

$$\rho = \alpha_u(\theta_u - \theta_{0u}) + \alpha_t(\theta_r - \theta_{0r}) + \alpha_X(v_X - v_{0X}) + \alpha_B(\xi_B - \xi_{0B}). \quad (11)$$

Параметры этого уравнения приведены в табл. 6.

Таблица 6 – Параметры реактивности

Параметр	Значение	Параметр	Значение
α_u	-0.313	α_X	-2.255
α_t	-1.565	α_B	-21.127

Процесс ввода борной кислоты в реактор. С целью исследования влияния ввода борной кислоты на переменные состояния активной зоны ядерного реактора ВВЭР-1000 серии В-320 объединим модели (2), (3), (5), (7), (10), (11) в одну модель. Интегрируя полученную СДУ при начальных условиях

номинального режима, получим переходные процессы изменения переменных состояния. Процессы на рис. 1 – 3 представляют изменение переменных состояния в зависимости от времени в минутах $t_m = \tau/60$, а на рис. 4 и 5 – в зависимости от времени в часах $t_h = t_m/60$.

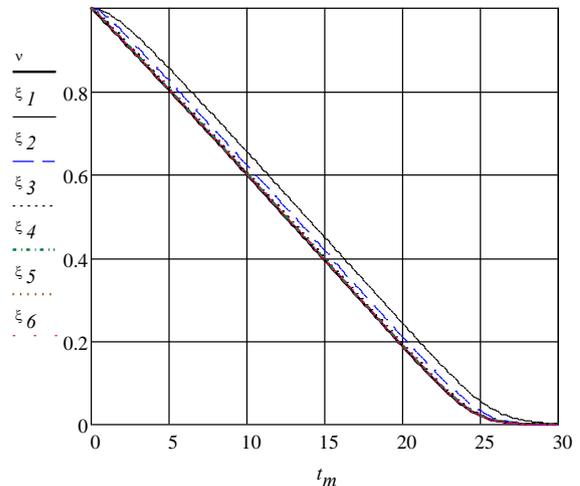


Рис. 1 – Переменные нейтронной кинетики

Процесс изменения нейтронной мощности реактора на рис. 1 показывает, что реактор переходит из номинального режима в режим нулевой мощности за 26 минут. Концентрации запаздывающих нейтронов монотонно убывают от номинальных значений до нулевых значений.

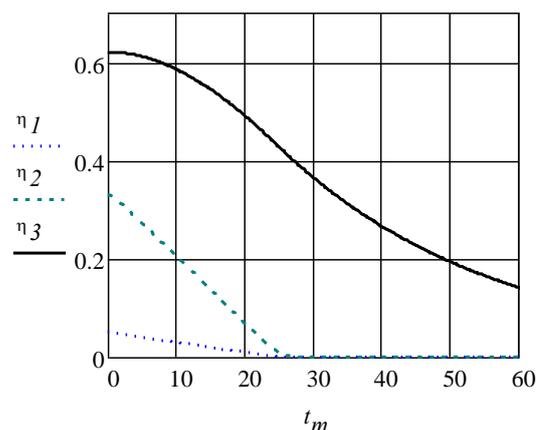


Рис. 2 – Изменение переменных тепловыделения

Переменные постепенного тепловыделения на рис. 2 монотонно убывают от номинальных значений до нулевых значений с различной скоростью.

Температуры топлива, оболочки и теплоносителя реактора на рис. 3 монотонно убывают от значений температур в номинальном режиме до температуры теплоносителя на входе в активную зону.

На рис. 4 концентрация ксенона сначала возрастает от номинального значения, а затем убывает

до нулевого значения, концентрация йода монотонно убывает от номинального значения до нулевого значения.

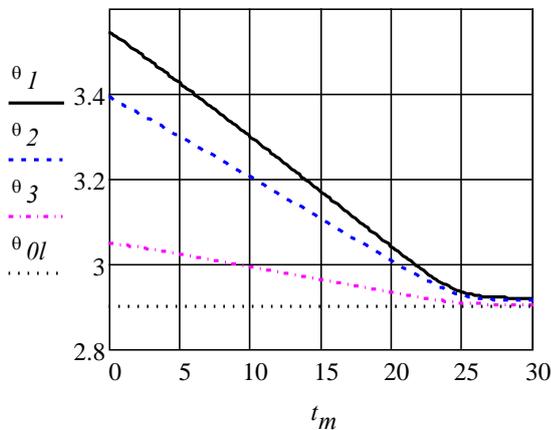


Рис. 3 – Изменение температур

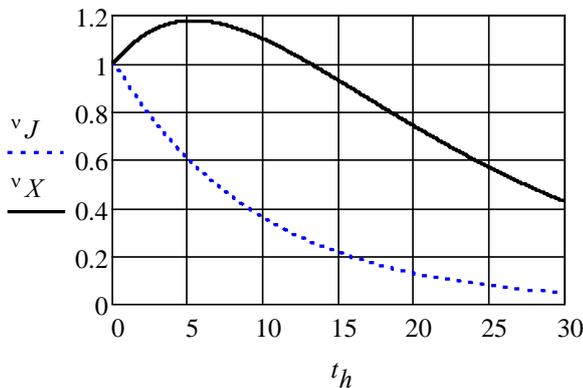


Рис. 4 – Изменение концентраций йода и ксенона

Концентрация борной кислоты на рис. 5 монотонно возрастает от номинального значения до концентрации в баке борного регулирования.

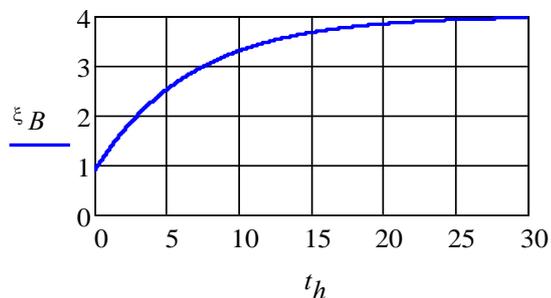


Рис. 5 – Изменение концентрации бора

Таким образом, нейтронные и тепловые процессы происходят в течение десятков минут, а процессы изменения концентраций ксенона и бора – в течение десятков часов.

Выводы. Построены математические модели реактора ВВЭР-1000 серии В-320 в виде систем дифференциальных уравнений с относительными переменными состояния, описывающие нейтронную кинетику реактора, постепенное тепловыделение, тепловые процессы в топливе, оболочках и теплоносителе, изменения концентраций ксенона и бора. По конструктивным и технологическим параметрам реактора ВВЭР-1000 серии В-320 вычислены постоянные параметры математических моделей с учетом борного регулирования. На основании математических моделей реактора путем численного интегрирования дифференциальных уравнений получены переходные процессы для ввода борной кислоты в реактор, что позволяет проанализировать изменения важнейших переменных состояния активной зоны реактора.

Список литературы

1. Системы управления и защиты ядерных реакторов / М. А. Ястребенецкий, Ю. В. Розен, С. В. Виноградская, Г. Джонсон, В. В. Елисеев, А. А. Сиора, В. В. Скляр, Л. И. Спектор, В. С. Харченко; Под ред. М. А. Ястребенецкого. – К.: Основа-Принт, 2011. – 768 с.
2. Андрушечко С. А. АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 / С. А. Андрушечко, А. М. Афров, Б. Ю. Васильев, В. Н. Генералов, К. Б. Косоуров, Ю. М. Семченков, В. Ф. Украинцев. – М.: Логос, 2010. – 604 с.
3. Северин В. П. Проблема маневренности энергоблока АЭС и развитие моделей его систем управления / В. П. Северин, Е. Н. Никулина, Д. А. Лютенко, Е. Ю. Бобух // Вісник Національного технічного університету «Харківський політехнічний інститут». – Харків: НТУ «ХПИ», 2014. – № 61 (1103). – С. 24–29.
4. Никулина Е. Н. Моделирование и синтез систем управления энергоблоком АЭС с ВВЭР-1000 в основных режимах эксплуатации / Е. Н. Никулина, В. П. Северин // Материалы V Международной научно-технической конференции «Информационные и управляющие системы АЭС: аспекты безопасности». – Харьков, 2013. – С. 151–162.
5. Никулина Е. Н. Оптимальный синтез перспективных систем управления реакторной установки ВВЭР-1000 в нормальных режимах эксплуатации / Е. Н. Никулина, В. П. Северин // Проблемы обеспечения безопасности информационных и управляющих систем АЭС: сборник научных трудов / Под ред. М. А. Ястребенецкого. – Одесса: Астропринт, 2010. – С. 179–192.
6. Северин В. П. Синтез оптимальных систем автоматического управления энергоблока АЭС в нормальных режимах эксплуатации / В. П. Северин, Е. Н. Никулина // Ядерна та радіаційна безпека. – 2013. – Вип. 3(59). – С. 62–68.
7. Северин В. П. Математическое моделирование и исследование динамики атомного реактора ВВЭР-1000 / В. П. Северин // Технічна електродинаміка. Тематичний випуск «Силова електроніка та енергоефективність». – Київ: Інститут електродинаміки НАН України. – 2005. – Ч. 4. – С. 94–99.
8. Денисов В. П. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций / В. П. Денисов, Ю. Г. Драгунов. – М.: ИздАТ, 2002 – 480 с.
9. Иванов В. А. Эксплуатация АЭС: учебник для вузов / В. А. Иванов. – СПб: Энергоатомиздат, 1994. – 384 с.

References (transliterated)

1. Yastrebenetskiy M. A., Rozen Yu. V., Vinogradskaya S. V., Dzhonson G., Yeliseyev V. V., Siora A. A., Sklyar V. V., Spektor L. I., Kharchenko V. S. *Sistemy upravleniya i zashchity jadernyh reaktorov* [The nuclear reactor control and protection systems]. Kiyev, Osнова-Print, 2011. 768 p.
2. Andrushechko S. A., Afrov A. M., Vasil'jev B. Yu., Generalov V. N., Kosourov K. B., Semchenkov Yu. M.,

- Ukrainsev V. F. AES s reaktorami tipa VVER-1000 [The NPPs with WWER-1000 reactors]. Moscow, Logos, 2010. 604 p.
- Severin V. P., Nikulina E. N., Lyutenko D. A., Bobukh E. Yu. Problema maneuvrennosti energobloka AES i razvitiye modeley yego sistem upravleniya [The problem of maneuverability of the power unit of nuclear power plants and development of models of its control systems]. *Visnyk NTU "KhPI"* [Bulletin of the National Technical University "KhPI"]. Kharkov, NTU "KhPI" Publ., 2014, no. 61 (1103), pp. 24–29.
 - Nikulina E. N., Severin V. P. Modelirovaniye i sintez sistem upravleniya energoblokom AES s VVER-1000 v osnovnykh rezhimakh ekspluatatsii [Modeling and synthesis of control systems for the power unit of NPPs with WWER-1000 in the main operating modes]. *Materialy V Mezhdunarodnoj nauchno-tekhnicheskoy konferentsii «Informatsionnye i upravlyayushchiye sistemy AES: aspekty bezopasnosti»* [Proc. of the Int. Conf. "Information and control systems of nuclear power plants: safety aspects"]. Kharkov, 2013, pp. 151–162.
 - Nikulina E. N., Severin V. P. Optimal'nyy sintez perspektivnykh sistem upravleniya reaktornoy ustanovki VVER-1000 v normal'nykh rezhimakh ekspluatatsii [Optimum synthesis of advanced control systems for the WWER-1000 reactor in normal operation conditions]. *Problemy obespecheniya bezopasnosti informatsionnykh i upravlyayushchikh sistem AES: sbornik nauchnykh trudov* [Problems of ensuring the safety of information and control systems of nuclear power plants: a collection of scientific papers]. Odessa: Astroprint, 2010, pp. 179–192.
 - Severin V. P., Nikulina E. N. Sintez optimal'nykh sistem avtomaticheskogo upravleniya energobloka AES v normal'nykh rezhimakh ekspluatatsii [Synthesis of optimal automatic control systems for the power unit of NPPs under normal operating conditions]. *Yaderna ta radiatsijna bezpeka* [Nuclear and radiation safety]. Kiev, 2014, no. 3(59), pp. 62–68.
 - Severin V. P. Matematicheskoye modelirovaniye i issledovaniye dinamiki atomnogo reaktora VVER-1000 [Mathematical modeling and study of the dynamics of the WWER-1000 nuclear reactor]. *Tekhnichna elektrodinamika* [Technical electrodynamic]. Kiev, Institut elektrodinamiki NAN Ukrainy, 2005, no 4, pp. 94–99.
 - Denisov V. P., Dragunov Yu. G. *Reaktornyye ustanovki VVER dlya atomnykh elektrostantsiy* [WWER Reactor Installations for Nuclear Power Plants]. Moscow, IzdAT, 2002. 480 p.
 - Ivanov V. A. *Ekspluatatsiya AES: uchebnik dlya vuzov* [NPP operation: a textbook for universities]. St. Petersburg, Energoatomizdat, 1994. 384 p.
- Поступила (received) 05.10.2017

Бібліографічні описи / Библиографические описания / Bibliographic descriptions

Моделювання перехідних режимів ядерного реактора ВВЕР-1000 з урахуванням борного регулювання / О. М. Нікуліна, В. П. Северин, Д. А. Лукінова // Вісник Національного технічного університету «ХПІ». Серія: Системний аналіз, управління та інформаційні технології. – Х. : НТУ «ХПІ», 2017. – № 51 (1272). – С. 8–13. – Бібліогр.: 9 назв. – ISSN 2079-0023.

Моделирование переходных режимов ядерного реактора ВВЭР-1000 с учетом борного регулирования / Е. Н. Никулина, В. П. Северин, Д. А. Лукинова // Вісник Національного технічного університету «ХПІ». Серія: Системний аналіз, управління та інформаційні технології. – Харків : НТУ «ХПІ», 2017. – № 51 (1272). – С. 8–13. – Бібліогр.: 9 назв. – ISSN 2079-0023.

Modeling of transients of the WWER-1000 nuclear reactor taking into account boron regulation / E. N. Nikulina, V. P. Severin, D. A. Lukinova // Bulletin of National Technical University "KhPI". Series: System analysis, control and information technology. – Kharkov : NTU "KhPI", 2017. – No. 51 (1272). – P. 8–13. – Bibliogr.: 9. – ISSN 2079-0023.

Відомості про авторів / Сведения об авторах / About the Authors

Нікуліна Олена Миколаївна – кандидат технічних наук, доцент, Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», доцент кафедри радіоелектроніка; м. Харків, Україна, тел.: (050) 100-79-65; e-mail: elniknik02@gmail.com.

Никулина Елена Николаевна – кандидат технических наук, доцент, Национальный технический университет «Харьковский политехнический институт», доцент кафедры радиоэлектроника; г. Харьков, Украина, тел.: (050) 100-79-65; e-mail: elniknik02@gmail.com.

Nikulina Elena Nikolaevna – Candidate of Technical Sciences (Ph. D.), Docent, Associate Professor, Department of Radioelectronics of National Technical University "Kharkiv Polytechnic Institute", Kharkiv, Ukraine; tel.: (050) 100-79-65; e-mail: elniknik02@gmail.com.

Северин Валерій Петрович – доктор технічних наук, професор, Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», професор кафедри системного аналізу та інформаційно-аналітичних технологій; м. Харків, Україна, тел.: (066) 847-83-70; e-mail: severinvp@gmail.com.

Северин Валерий Петрович – доктор технических наук, профессор, Национальный технический университет «Харьковский политехнический институт», профессор кафедры системного анализа и информационно-аналитических технологий; г. Харьков, Украина, тел.: (066) 847-83-70; e-mail: severinvp@gmail.com.

Severin Valeriy Petrovich – Doctor of Technical Sciences, Full Professor, Professor at the Department of Systems Analysis and Information and Analytical Technologies of National Technical University "Kharkiv Polytechnic Institute", Kharkiv, Ukraine; tel.: (066) 847-83-70; e-mail: severinvp@gmail.com.

Лукінова Дарина Андріївна – Національний технічний університет «Харківський політехнічний інститут», аспірантка; тел.: (050) 288-11-99; e-mail: dasha.lutenko@gmail.com.

Лукинова Дарина Андреевна – Национальный технический университет «Харьковский политехнический институт», аспирантка; тел.: (050) 288-11-99 e-mail: dasha.lutenko@gmail.com.

Lukinova Daryna Andriivna – National Technical University "Kharkiv Polytechnic Institute", postgraduate student; tel.: (050) 288-11-99; e-mail: dasha.lutenko@gmail.com.