

## Математические модели для исследования переходных режимов ядерного реактора ВВЭР-1000 серии В-320

Построены математические модели реактора ВВЭР-1000 серии В-320, которые предназначены для исследования нестационарных режимов работы реактора. Модели в относительных переменных состоянии включают модель нейтронной кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов и модели тепловых процессов, постепенного тепловыделения, изменения концентрации ксенона. Учтены эффекты реактивности от перемещения управляющих стержней и изменения мощности, температурные эффекты реактивности, эффект от изменения концентрации ксенона. Приведены значения постоянных параметров моделей.

Ключевые слова: ядерный реактор, математическая модель, значения параметров, эффекты реактивности, управление реактором.

О. М. Нікуліна, В. П. Северин, Д. А. Лукінова

## Математичні моделі для дослідження перехідних режимів ядерного реактора ВВЕР-1000 серії В-320

Побудовано математичні моделі реактора ВВЕР-1000 серії В-320, які призначені для дослідження нестационарних режимів роботи реактора. Моделі у відносних змінних стану охоплюють модель нейтронної кінетики з шістьма групами запізнених нейтронів і моделі теплових процесів, поступового тепловиділення, зміни концентрації ксенону. Враховано ефекти реактивності від переміщення керуючих стержнів і зміни потужності, температурні ефекти реактивності, ефект від зміни концентрації ксенону. Наведено значення постійних параметрів моделей.

Ключові слова: ядерний реактор, математична модель, значення параметрів, ефекти реактивності, управління реактором

Значительную часть электрической энергии в энергосистеме Украины вырабатывают 13 энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000, из них 11 реакторов серии В-320. Глобальная проблема энергосбережения приводит к необходимости маневрирования мощностью энергоблоков [1]. 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 [2, 3]. Важнейшая часть энергоблока АЭС — ядерный реактор, от работы которого существенно зависит безопасность эксплуатации энергоблока. Актуальной задачей для последующего улучшения процессов управления энергоблоков АЭС в маневренных режимах эксплуатации является разработка уточненных математических моделей реактора ВВЭР-1000 серии В-320.

**Анализ литературных данных и постановка проблемы.** В настоящее время разработаны общие модели ядерного реактора для целей управления, которые включают системы дифференциальных уравнений (СДУ) точечной кинетики нейтронов с одной или тремя группами запаздывающих нейтронов (ЗН), уравнения тепловых процессов в топливе и теплоносителе, изменение концентрации ксенона [4, 5]. В этих моделях приведены уравнения эффектов реактивности от перемещения управляющих стержней, изменения температур топлива и теплоносителя, концентрации ксенона. Для исследования динамических процессов в реакторе ВВЭР-1000 разработаны модели с учетом значений конструктивных и технологических параметров реактора, которые включают СДУ нейтронной кинетики с одной, двумя и шестью группами ЗН, СДУ тепловых процессов в топливе, оболочках твэлов и теплоносителя [6]. В таких моделях реактора ВВЭР-1000 используются уравнения эффектов реактивности от перемещения управляющих стержней, изменения мощности, температуры топлива и теплоносителя. Ни в одной из анализируемых моделей не описан процесс постепенного тепловыделения в топливе [7] и не приведены параметры моделей реактора ВВЭР-1000 серии В-320. Таким образом, не существует математической модели с параметрами ядерного реактора ВВЭР-1000 серии В-320 с учетом процесса постепенного тепловыделения.

**Постановка задачи исследования.** Цель проведенного исследования состояла в построении уточненных математических моделей ядерного реактора ВВЭР-1000 серии В-320 для изучения различных эффектов реактивности в начале стационарной загрузки топлива.

Для достижения намеченной цели поставлены следующие задачи:

вывести дифференциальные уравнения для реактора ВВЭР-1000 серии В-320 с учетом различных эффектов реактивности;

построить математические модели ядерного реактора ВВЭР-1000 серии В-320 в относительных переменных состоянии.

**Дифференциальные уравнения процессов в реакторе.** При каждом акте деления ядра  $^{235}\text{U}$  образуются мгновенные нейтроны, а при последующем распаде осколков выделяются ЗН. Уравнения точечной кинетики реактора с учетом шести групп ЗН имеют вид [8]

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

где  $n$  — плотность нейтронов см $^{-3}$ ;  $r$  — реактивность реактора, отн. ед.;  $\beta$  — суммарная доля ЗН, отн. ед.;  $l^*$  — среднее

эффективное время жизни нейтронов, с;  $\lambda_i$  — постоянные радиоактивного распада,  $\text{с}^{-1}$ ;  $C_i$  — концентрации ядер-излучателей ЗН,  $\text{см}^{-3}$ ;  $\beta_i$  — доля ЗН, отн. ед.;  $\lambda_i = 1/l_i$ ;  $l_i$  — среднее время жизни ядер-излучателей  $i$ -й группы ЗН, с. Значения параметров ЗН приведены в табл. 1 [8].

Таблица 1. Параметры ЗН

$i$	1	2	3	4	5	6
$l_i, \text{с}$	80,000	33,000	9,020	3,330	0,890	0,332
$\lambda_i, \text{с}^{-1}$	0,0125	0,0303	0,1109	0,3003	1,1236	3,0121
$\beta_i \cdot 10^{-3}$	0,21	1,41	1,25	2,53	0,73	0,26

Реактивность реактора представим в виде  $r = r_0 + \Delta r_d + \Delta r_q$ , где  $r_0$  — начальное значение реактивности, отн. ед.;  $\Delta r_d$  — изменение реактивности вследствие перемещения регулирующих стержней, отн. ед.;  $\Delta r_q = K_q \Delta Q$  — приращение реактивности вследствие изменения тепловой мощности  $\Delta Q$ , отн. ед.;  $K_q$  — мощностный коэффициент реактивности,  $\text{МВт}^{-1}$ .

Поскольку мощность реактора  $Q$  пропорциональна плотности нейтронов  $n$ , представим изменение мощности как  $\Delta Q = Q_0(n - n_0)/n_0$ , где  $Q_0$  — мощность реактора в номинальном режиме,  $\text{МВт}$ ;  $n_0$  — плотность нейтронов в номинальном режиме,  $\text{см}^{-3}$ . Тогда

$$r = r_0 + \Delta r_d + K_q Q_0 (n - n_0) / n_0. \quad (2)$$

Приравняв правые части уравнений (1) нулю, получим значения концентраций ядер-излучателей запаздывающих нейтронов в номинальном режиме:  $C_{0i} = \beta_i n_0 / (\lambda_i l_i^*)$ ,

$i = \overline{1, 6}$ . В равновесном состоянии номинального режима реактора начальные условия СДУ (1) имеют вид

$$n = n_0, C_i = C_{0i}, i = \overline{1, 6}, r = r_0. \quad (3)$$

Значения параметров моделей кинетики нейтронов (1)–(3) даны в табл. 2 [8–10].

Таблица 2. Значения параметров моделей кинетики нейтронов

Параметр	Значение	Параметр	Значение
$\beta$	0,00639	$r_0$	0
$l^*, \text{мкс}$	21	$K_q, \text{МВт}^{-1}$	$-6 \cdot 10^{-6}$
$n_0, \text{см}^{-3}$	$4,0211 \cdot 10^7$	$Q_0, \text{МВт}$	3000

Заменим все твэлы активной зоны одним эквивалентным твэлом. Будем считать эквивалентный твэл объектом с сосредоточенными параметрами. Пренебрегая градиентом температуры по толщине оболочки твэла и полагая, что вся энергия от оболочки к теплоносителю передается без потерь, уравнения теплового баланса для топлива, оболочки и теплоносителя [8] будут выглядеть так:

$$c_U M_U \frac{dt_U}{dt} = Q - \alpha_Z F_Z (t_U - t_Z), \quad (4)$$

$$c_Z M_Z \frac{dt_Z}{dt} = \alpha_Z F_Z (t_U - t_Z) - \alpha_r F_Z (t_Z - t_r), \quad (5)$$

$$c_r M_r \frac{dt_r}{dt} = \alpha_r F_Z (t_Z - t_r) - c_r G_r (t_r - t_1), \quad (6)$$

где  $c_U$  — удельная теплоемкость двуокиси урана  $\text{UO}_2$ ,  $\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1} \cdot \text{с}^{-1}$ ;  $M_U$  — масса топлива ( $\text{UO}_2$ ), т;  $t_U$  — среднее значение температуры топлива,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $t_Z$  — среднее значение температуры оболочки твэла из циркониевого сплава,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $\alpha_Z$  — коэффициент теплоотдачи от топлива к оболочке,  $\text{Вт} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ;  $F_Z$  — суммарная площадь оболочек,  $\text{м}^2$ ;  $c_Z$  — удельная теплоемкость оболочек всех твэлов в активной зоне,  $\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1} \cdot \text{с}^{-1}$ ;  $M_Z$  — суммарная масса оболочек всех твэлов в активной зоне, т;  $\alpha_r$  — коэффициент теплоотдачи от оболочки к теплоносителю,  $\text{Вт} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ;  $t_r$  — средняя температура теплоносителя в активной зоне,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $c_r$  — удельная теплоемкость теплоносителя в активной зоне,  $\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1} \cdot \text{с}^{-1}$ ;  $M_r$  — масса теплоносителя в активной зоне, т;  $G_r$  — расход теплоносителя через активную зону,  $\text{кг} \cdot \text{с}^{-1}$ ;  $t_1$  — температура теплоносителя на входе в активную зону,  $^{\circ}\text{C}$ .

В стационарном номинальном режиме при тепловой мощности  $Q_0$  из уравнений (4)–(6) получим статические зависимости

$$\alpha_Z F_Z (t_{0U} - t_{0Z}) = Q_0, \alpha_r F_Z (t_{0Z} - t_{0r}) = Q_0, c_r G_r (t_{0r} - t_{01}) = Q_0, \quad (7)$$

где  $t_{0U}$ ,  $t_{0Z}$ ,  $t_{0r}$  и  $t_{01}$  — значения температуры в номинальном режиме, которые определяют начальные условия СДУ (4)–(6),  $^{\circ}\text{C}$ .

По известным значениям температуры в номинальном режиме на входе  $t_{01}$  и выходе  $t_{0h}$  активной зоны найдем среднюю температуру  $t_{0r} = (t_{01} + t_{0h})/2$ . Из соотношений (7) определим параметры

$$\alpha_Z = \frac{Q_0}{F_Z (t_{0U} - t_{0Z})}, \alpha_r = \frac{Q_0}{F_Z (t_{0Z} - t_{0r})}, c_r = \frac{Q_0}{G_r (t_{0r} - t_{01})}. \quad (8)$$

Учтем влияние изменения средних температур топлива и теплоносителя на реактивность, которую представим в виде

$$r = r_0 + \Delta r_d + K_U (t_U - t_{0U}) + K_I (t_r - t_{0r}), \quad (9)$$

где  $K_U$  и  $K_I$  — коэффициенты реактивности по температуре топлива и теплоносителя,  $^{\circ}\text{C}^{-1}$ .

Значения параметров, входящих в уравнения (4)–(6) и (8), приведены в табл. 3 [9–12].

С учетом мгновенного и постепенного тепловыделения в ядерных реакциях остаточное тепловыделение рассчитывается по формуле [7]

$$Q = \varepsilon_m Q_0 v + \varepsilon_p Q_0 \eta, \quad (10)$$

где  $\varepsilon_m$  и  $\varepsilon_p$  — доли мгновенного и постепенного тепловыделения в топливе, отн. ед.;  $v = n / n_0$  — относительная плотность нейтронов, отн. ед.;  $\eta = \eta_1 + \eta_2 + \eta_3$  — относительная мощность постепенного тепловыделения, отн. ед. Величины  $\eta_1$ ,  $\eta_2$ ,  $\eta_3$  находят из СДУ

$$T_1 \frac{d\eta_1}{dt} + \eta_1 = K_1 v, T_2 \frac{d\eta_2}{dt} + \eta_2 = K_2 v, T_3 \frac{d\eta_3}{dt} + \eta_3 = K_3 v, \quad (11)$$

где  $T_1$ ,  $T_2$ ,  $T_3$  — постоянные времена, с;  $K_1$ ,  $K_2$ ,  $K_3$  — постоянные коэффициенты, отн. ед.

Таблица 3. Значения параметров модели тепловода

Параметр	Значение	Параметр	Значение
$M_U, \text{т}$	80	$C_p, \text{Дж}\cdot\text{кг}^{-1}\cdot\text{°C}^{-1}$	11721
$c_U, \text{Дж}\cdot\text{кг}^{-1}\cdot\text{°C}^{-1}$	251,208	$t_{01}, \text{°C}$	290
$\alpha_Z, \text{Вт}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{°C}^{-1}$	849,6	$t_{0h}, \text{°C}$	320
$F_Z, \text{м}^2$	5132	$t_{0r}, \text{°C}$	305
$M_Z, \text{т}$	20,29	$t_{0z}, \text{°C}$	344
$C_Z, \text{Дж}\cdot\text{кг}^{-1}\cdot\text{°C}^{-1}$	290	$t_{0U}, \text{°C}$	1032
$M_p, \text{т}$	12,195	$K_b, \text{°C}$	100
$G_p, \text{кг}\cdot\text{с}^{-1}$	19000	$K_U, \text{°C}^{-1}$	$-2\cdot 10^{-5}$
$\alpha_p, \text{Вт}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{°C}^{-1}$	14988	$K_p, \text{°C}^{-1}$	$-1\cdot 10^{-4}$

Таблица 4. Значения параметров модели тепловыделения

Параметр	Значение	Параметр	Значение
$\varepsilon_m$	0,896	$T_3, \text{с}$	1900
$\varepsilon_p$	0,078	$K_1$	0,05
$T_1, \text{с}$	4,3	$K_2$	0,33
$T_2, \text{с}$	33	$K_3$	0,62

Таблица 5. Значения параметров модели отравления ксеноном

Параметр	Значение	Параметр	Значение
$\sigma_a^{Xe}, \text{б}$	$2,72\cdot 10^6$	$\Sigma_f^U, \text{см}^{-1}$	0.201
$\Sigma_c^U, \text{см}^{-1}$	0,0386	$v_n, \text{м}\cdot\text{с}^{-1}$	2200
$\theta_n$	0,9405	$\lambda_J, \text{с}^{-1}$	$2,895\cdot 10^{-5}$
$N_{0Xe}, \text{см}^{-3}$	$2,318\cdot 10^{15}$	$\lambda_{Xe}, \text{с}^{-1}$	$2,12\cdot 10^{-5}$
$N_{0U}, \text{см}^{-3}$	$6,728\cdot 10^{20}$	$N_{0J}, \text{см}^{-3}$	$3,44\cdot 10^{15}$
$\gamma_{Xe}$	0,003	$\gamma_J$	0,056

Параметры уравнений (10) и (11) приведены в табл. 4 [7].

Дифференциальные уравнения изменения концентраций  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{135}\text{J}$  имеют вид [13–15]

$$\frac{dN_{Xe}}{dt} = \gamma_{Xe}\Sigma_f^U\Phi + \lambda_J N_J - \sigma_a^{Xe} N_{Xe}\Phi - \lambda_{Xe} N_{Xe}, \quad (12)$$

$$\frac{dN_J}{dt} = \gamma_J \Sigma_f^U \Phi - \lambda_J N_J, \quad (13)$$

где  $\gamma_{Xe}$  и  $\gamma_J$  — удельные выходы ядер  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{135}\text{J}$  при реакции деления топлива, отн. ед.;  $\Sigma_f^U$  — макроскопическое

сечение деления тепловых нейтронов атомами  $^{235}\text{U}$ ,  $\text{см}^{-1}$ ;  $\Phi = nv_n$  — плотность потока нейтронов  $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ ;  $v_n$  — средняя скорость нейтронов относительно ядер,  $\text{м}\cdot\text{с}^{-1}$ ;  $\lambda_J$  и  $\lambda_{Xe}$  — постоянные радиоактивного распада  $^{135}\text{J}$  и  $^{135}\text{Xe}$ ,  $\text{с}^{-1}$ ;  $N_J$  — концентрация ядер  $^{135}\text{J}$ ,  $\text{см}^{-3}$ .

В номинальном режиме значения концентрации атомов  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{135}\text{J}$  равны значениям  $N_{0Xe}$  и  $N_{0J}$ . Изменение реактивности от отравления реактора ксеноном определяется зависимостью [13]

$$\Delta k_{Xe} = -\frac{\sigma_a^{Xe}\theta_n}{\Sigma_c^U}(N_{Xe} - N_{0Xe}), \quad (14)$$

где  $\sigma_a^{Xe}$  — микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами  $^{135}\text{Xe}$ , б ( $\text{б} = 10^{-24} \text{ см}^2$ );  $\theta_n$  — коэффициент использования тепловых нейтронов в неотравленном реакторе, отн. ед.;  $\Sigma_c^U$  — макроскопическое сечение захвата нейтронов ядрами  $^{235}\text{U}$ ,  $\text{см}^{-1}$ ;  $N_{0U}$  — концентрация атомов  $^{235}\text{U}$  в номинальном режиме,  $\text{см}^{-3}$ .

Параметры уравнений (12)–(14) приведены в табл. 5 [13–16].

**Модели в относительных переменных состояния.** В уравнениях нейтронной кинетики реактора (1)–(3) перейдем к относительным переменным:

$$v = \frac{n}{n_b}, \rho = \frac{r}{\beta}, \xi_i = \frac{C_i}{C_{bi}}, i = \overline{1, 6}, \tau = \frac{t}{t_b}, \quad (15)$$

где  $n_b = n_0$  — базовое значение плотности нейтронов,  $\text{см}^{-3}$ ;  $C_{bi} = C_{0i}$  — базовые значения концентрации ядер-излучателей запаздывающих нейтронов,  $\text{см}^{-3}$ ;  $t_b$  — базовое значение времени, с. Примем  $t_b = 1$  с.

Выразим из равенств (15) переменные дифференциальных уравнений (1)  $n, r, C_i$  и  $t$  через  $v, \rho, \xi_i$  и  $\tau$  соответственно, подставим их в уравнения (1) и приведем к форме Коши. Обозначив  $\alpha_v = \beta t_b / l^*$ ,  $\alpha_i = \lambda_i t_b$ ,  $\mu_i = \beta_i / \beta$ , придем к дифференциальным уравнениям в относительных переменных:

$$\frac{dv}{d\tau} = \alpha_v \left[ (\rho - 1)v + \sum_{i=1}^6 \mu_i \xi_i \right], \frac{d\xi_i}{d\tau} = \alpha_i (v - \xi_i), i = \overline{1, 6}. \quad (16)$$

Для реактора ВВЭР-1000 серии В-320  $\alpha_v = 304,286$ . Начальные условия для СДУ (16) соответствуют номинальному режиму:  $v_0 = 1, \rho_0 = 0, \xi_{0i} = 1, i = \overline{1, 6}$ . Перейдя к относительным переменным по формулам (3) и обозначив  $\Delta r_d = \Delta r_d / \beta, \alpha_q = K_q Q_0 / \beta$ , получим выражение для относительной реактивности

$$\rho = \rho_0 + \Delta r_d + \alpha_q (v - v_0). \quad (17)$$

Для реактора серии В-320  $\alpha_q = -2,817$ . Параметры СДУ (16) и (17) приведены в табл. 6.

Таблица 6. Значения параметров СДУ ЗН

$i$	1	2	3	4	5	6
$\mu_i$	0,0329	0,2207	0,1956	0,3959	0,1142	0,0407
$\alpha_i$	0,0125	0,0303	0,1109	0,3003	1,1236	3,0121

Введем базовое значение температуры  $T_b$  и перейдем к относительным переменным:

$$\theta_U = \frac{t_U}{T_b}, \theta_Z = \frac{t_Z}{T_b}, \theta_r = \frac{t_r}{T_b}, \theta_1 = \frac{t_1}{T_b}. \quad (18)$$

Приняв во внимание, что  $Q = Q_0 v$ , и преобразовав уравнения (7)–(9) с учетом (18), введем обозначения для постоянных обобщенных параметров:

$$a_{UU} = -\frac{\alpha_Z F_Z t_b}{c_U M_U}, a_{UZ} = \frac{\alpha_Z F_Z t_b}{c_U M_U}, b_{Un} = \frac{Q_0 n_b t_b}{c_U M_U n_0 T_b},$$

$$a_{ZU} = \frac{\alpha_Z F_Z t_b}{c_Z M_Z}, a_{ZZ} = -\frac{(\alpha_Z + \alpha_r) F_Z t_b}{c_Z M_Z}, a_{Zr} = \frac{\alpha_r F_Z t_b}{c_Z M_Z},$$

$$a_{rZ} = \frac{\alpha_r F_Z t_b}{c_r M_r}, a_{rr} = -\frac{\alpha_r F_Z + c_r G_r}{c_r M_r} t_b, b_{r1} = \frac{G_r t_b}{M_r},$$

после чего получим СДУ теплоотвода в относительных переменных состояния:

$$\left. \begin{aligned} \frac{d\theta_U}{d\tau} &= a_{UU}\theta_U + a_{UZ}\theta_Z + b_{Un}v, \\ \frac{d\theta_Z}{d\tau} &= a_{ZU}\theta_U + a_{ZZ}\theta_Z + a_{Zr}\theta_r, \\ \frac{d\theta_r}{d\tau} &= a_{rZ}\theta_Z + a_{rr}\theta_r + b_{r1}\theta_1. \end{aligned} \right\} \quad (19)$$

Для номинального режима начальные условия этой СДУ  $\theta_{0U} = t_{0U}/T_b$ ,  $\theta_{0Z} = t_{0Z}/T_b$ ,  $\theta_{0r} = t_{0r}/T_b$ ,  $\theta_{01} = t_{01}/T_b$ . Перейдя к относительным переменным и обозначив  $\alpha_U = K_U T_b / \beta$ ,  $\alpha_t = K_t T_b / \beta$ , вместо выражения (9) получим

$$\rho = \rho_0 + \Delta\rho_d + \alpha_U(\theta_U - \theta_{0U}) + \alpha_t(\theta_r - \theta_{0r}). \quad (20)$$

Модель теплоотвода представляет СДУ (19) со значением реактивности (20). Параметры модели теплоотвода (19) и (20) представлены в табл. 7.

Таблица 7. Значения параметров модели теплоотвода в относительных переменных состояния

Параметр	Значение	Параметр	Значение
$a_{UU}$	-0,217	$a_{rr}$	-1,937
$a_{UZ}$	0,217	$\alpha_U$	-0,313
$b_{Un}$	1,493	$\alpha_t$	-1,565
$a_{ZU}$	0,741	$\theta_{0U}$	10,32
$a_{ZZ}$	-13,814	$\theta_{0Z}$	3,4
$a_{Zr}$	13,073	$\theta_{0r}$	3,05
$a_{rZ}$	0,538	$\theta_{01}$	2,9

Из уравнений постепенного тепловыделения (11), введя обозначения

$$b_{1v} = \frac{K_1 t_b}{T_1}, b_{2v} = \frac{K_2 t_b}{T_2}, b_{3v} = \frac{K_3 t_b}{T_3}, a_{1\eta} = \frac{t_b}{T_1}, a_{2\eta} = \frac{t_b}{T_2}, a_{3\eta} = \frac{t_b}{T_3},$$

получим модель тепловыделения в форме Коши:

$$\frac{d\eta_1}{d\tau} = b_{1v}v - a_{1\eta}\eta_1, \frac{d\eta_2}{d\tau} = b_{2v}v - a_{2\eta}\eta_2, \frac{d\eta_3}{d\tau} = b_{3v}v - a_{3\eta}\eta_3. \quad (21)$$

Параметры модели тепловыделения (21) приведены в табл. 8.

Таблица 8. Значения параметров модели тепловыделения в относительных переменных состояния

Параметр	Значение	Параметр	Значение
$a_{1\eta}$	0,6	$b_{1v}$	0,012
$a_{2\eta}$	-1,999	$b_{2v}$	0,01
$a_{3\eta}$	-1,114	$b_{3v}$	$5,26 \cdot 10^{-4}$

В уравнениях (12)–(14) перейдем к относительным переменным

$$v_{Xe} = N_{Xe}/N_{0Xe}, v_J = N_J/N_{0J}, \rho_{Xe} = r_{Xe}/\beta$$

и введем обозначения для постоянных параметров:

$$\alpha_{Xe} = -\frac{\sigma_a^{Xe} \theta_n N_{0Xe}}{\beta \sigma_a^U N_{0U}}, b_{Xe v} = \frac{\gamma_{Xe} \sum_f^U n_0 v_n t_b}{N_{0Xe}}, a_{Xe J} = \frac{\lambda_J N_{0J} t_b}{N_{0Xe}},$$

$$a_{Xe Xe} = \lambda_{Xe} t_b, a_{Xe v} = \sigma_a^{Xe} n_0 v_n t_b, b_{Jv} = \frac{\gamma_J \sum_f^U n_0 v_n t_b}{N_{0J}}, a_{JJ} = \lambda_J t_b.$$

В результате получим модель изменения концентрации ксенона в относительных переменных состояния:

$$\left. \begin{aligned} \frac{dv_{Xe}}{d\tau} &= b_{Xe v}v + a_{Xe J}v_J - a_{Xe Xe}v_{Xe} - a_{Xe v}v_{Xe}v, \\ \frac{dv_J}{d\tau} &= b_{Jv}v - a_{JJ}v_J. \end{aligned} \right\} \quad (22)$$

После преобразования при  $\alpha_{Xe} = -2,255$  формула (14) примет вид

$$\rho_{Xe} = \alpha_{Xe}(v_{Xe} - v_{0Xe}). \quad (23)$$

Параметры уравнений (22) и (23) приведены в табл. 9.

Таблица 9. Значения параметров модели изменения концентрации ксенона

Параметр	Значение	Параметр	Значение
$b_{Xe n}$	$2,301 \cdot 10^{-6}$	$a_{Xe v}$	$2,406 \cdot 10^{-5}$
$a_{Xe J}$	$4,296 \cdot 10^{-5}$	$b_{Jv}$	$2,895 \cdot 10^{-5}$
$a_{Xe Xe}$	$2,12 \cdot 10^{-5}$	$a_{JJ}$	$2,895 \cdot 10^{-5}$

**Обсуждение результатов.** Получены математические модели в относительных переменных состояния для исследования нестационарных процессов в реакторе ВВЭР-1000 серии В-320, которые позволят оценить влияние различных эффектов реактивности на процесс изменения

мощности реактора. При использовании модели нейтронной кинетики реактора учитываются только эффект реактивности от перемещения управляющих стержней и мощный эффект реактивности. При объединении моделей нейтронной кинетики и тепловых процессов учитываются эффект реактивности от перемещения управляющих стержней и совместное влияние температурных эффектов реактивности. Добавление к этим моделям модели постепенного теплоотвода позволит точнее представить нестационарные процессы в реакторе. Наиболее полная модель реактора, включающая модели нейтронной кинетики, тепловых процессов, постепенного теплоотвода, изменение концентрации ксенона, позволит учесть эффект реактивности от перемещения управляющих стержней, совместное влияние температурных эффектов реактивности и эффект от изменения концентрации ксенона.

### Выводы

Рассмотрены дифференциальные уравнения нестационарных процессов в реакторе ВВЭР-1000 серии В-320, описывающие нейтронную кинетику реактора с шестью группами запаздывающих нейтронов, тепловые процессы, постепенный теплоотвод, изменение концентрации ксенона. Приведены постоянные параметры дифференциальных уравнений и начальные условия для номинального режима, которые соответствуют началу стационарной загрузки топлива в реактор ВВЭР-1000 серии В-320. Выполнен переход к относительным переменным состояния и получены математические модели для исследования процессов в реакторе с учетом влияния различных эффектов реактивности на процесс изменения мощности: мощностного эффекта, температурных эффектов от изменения температур топлива и теплоносителя, эффекта от изменения концентрации ксенона. Таким образом, построены модели реактора ВВЭР-1000 серии В-320, которые предназначены для исследования процессов управления энергоблока АЭС с учетом регулирования мощности реактора перемещением поглощающих стержней.

### Список использованной литературы

- Северин В. П., Никулина Е. Н., Лютенко Д. А., Бобух Е. Ю. Проблема маневренности энергоблока АЭС и развитие моделей его систем управления. *Вісник Нац. техн. ун-ту «Харківський політехнічний інститут»*. Харків : НТУ «ХПІ», 2014. № 61 (1103). С. 24—29.
- Никулина Е. Н. Северин В. П. Оптимальный синтез перспективных систем управления реакторной установкой ВВЭР-1000 в нормальных режимах эксплуатации. *Проблемы обеспечения безопасности информационных и управляющих систем АЭС: сб. науч. трудов* / Под. ред. М. А. Ястребенецкого. Одесса : Астропринт, 2010. С. 179—192.
- 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.
- Ansarifard G.R., Rafiei M. Second-order sliding-mode control for a pressurized water nuclear reactor considering the xenon concentration feedback. *Nuclear Engineering Technology*. 2015. Iss. 47. P. 94—101.
- Wang G., Wu B., Zh. Xu Zeng, W. Wu, Ma X. State-space model predictive control method for core power control in pressurized water reactor nuclear power stations. *Nuclear Engineering Technology*. 2017. Iss. 49. P. 134—140.

- Северин В. П. Математическое моделирование и исследование динамики атомного реактора ВВЭР-1000. Ч. 4. *Технічна електродинаміка : Тем. вип. «Силова електроніка та енергоефективність»*. К. : Ін-т електродинаміки НАН України. 2005. С. 94—99.
- Демченко, В. А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС. Одесса : «Астропринт», 2001. 305 с.
- Иванов В. А. Регулирование энергоблоков. Л. : Машиностроение, 1982. 311 с.
- Денисов В. П., Драгунов Ю. Г. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. М. : ИздАТ, 2002. 480 с.
- Бартоломей Г. Г., Бать Г. А., Байбаков В. Д., Алхутов М. С. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов / Под ред. Г. А. Батя. М. : Энергоиздат, 1982. 511 с.
- Андрущечко С. А., Афров А. М., Васильев Б. Ю., Генералов В. Н., Косоуров К. Б., Семченков Ю. М., Украинцев В. Ф. АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 М. : Логос, 2010. 604 с.
- Лескин С. Т., Шелегов А. С., Слободчук В. И. Физические особенности и конструкции реактора ВВЭР-1000 : Учеб. пособие. М. : НИЯУ МИФИ, 2011. 116 с.
- Иванов, В. А. Эксплуатация АЭС : Учеб. для вузов. СПб : Энергоатомиздат, 1994. 384 с.
- Павлович В. М. Фізика ядерних реакторів : Навч. посібник. Чорнобиль : Ін-т проблем безпеки АЕС, 2009. 224 с.
- Халимончук, В. А. Динамика ядерного реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК. К. : Основа, 2008. 228 с.
- Верхивкер Г. П., Кравченко В. П. Основы расчета и конструирования ядерных энергетических реакторов / Под ред. В. А. Дубковского. Одесса : ТЕС, 2008. 409 с.

### References

- Severin, V. P., Nikulina, E. N., Lyutenko, D. A., Bobukh, E. Yu. (2014) "The problem of maneuverability of the power unit of nuclear power plants and development of models of its control systems" ["Problema manevrennosti energobloka AES i razvitiye modeley yego sistem upravleniya"], *Bulletin of the National Technical University «KhPI»*, No 61 (1103), pp. 24—29.
- Nikulina, E. N., Severin, V. P. (2010) "Optimal synthesis of advanced control systems for the WWER-1000 reactor in normal operation conditions" ["Optimal'nyy sintez perspektivnykh sistem upravleniya reaktornoy ustanovki VVER-1000 v normal'nykh rezhimakh ekspluatatsii"], *Problems of ensuring the safety of information and control systems of nuclear power plants: a collection of scientific papers*. Astroprint, Odessa, pp. 179—192.
- Severin, V. P., Nikulina, E. N. (2014) "Synthesis of optimal automatic control systems for the power unit of NPPs under normal operating conditions" ["Sintez optimal'nykh sistem avtomaticheskogo upravleniya energobloka AES v normal'nykh rezhimakh ekspluatatsii"], *Nuclear and Radiation Safety*, No 3(59), pp. 62—68.
- Ansarifard, G.R., Rafiei, M., (2015) Second-order sliding-mode control for a pressurized water nuclear reactor considering the xenon concentration feedback. *Nuclear Engineering Technology*, No 36, pp. 94—101.
- Wang, G., Wu, J., Zeng, B., Xu, Zh., Wu, W., Ma, X. (2017) State-Space Model Predictive Control Method for Core Power Control in Pressurized Water Reactor Nuclear Power Stations. *Nuclear Engineering Technology*, No 49, pp. 134—140.
- Severin, V. P. (2005) "Mathematical modeling and study of the dynamics of the WWER-1000 nuclear reactor" ["Matematicheskoye modelirovaniye i issledovaniye dinamiki atomnogo reaktora VVER-1000"], *Tekhnichna elektrodinamika. Tematychnyy vypusk «Silova elektronika ta energoefektyvnist'»*. K.: Institut elektrodynamiky NAN Ukrainy, No 4, pp. 94—99.
- Demchenko, V. A. (2001) Automation and modeling of technological processes of nuclear power plants and thermal power plants [Avtomatizatsiya i modelirovaniye tekhnologicheskikh protsessov AES i TES], Astroprint, Odessa, 305 p.

8. Ivanov, V. A. (1982) Regulation of power units [Regulirovaniye energoblokov], Mashinostroyeniye, Leningrad, 311 p.
9. Denisov, V. P., Dragunov, Ju. G. (2002) Reactor installations of WWER for nuclear power plants [Reaktornyye ustanovki VVER dlya atomnykh elektrostantsiy], Izdat, Moscow, 480 p.
10. Bartolomey, G. G., Bat', G. A., Baybakov, V. D., Alkhutov, M. S. (1982) Fundamentals of the theory and methods for calculating nuclear power reactors: A manual for universities [Osnovy teorii i metody rascheta yadernykh energeticheskikh reaktorov: ucheb. posobiye dlya vuzov], Energoizdat, Moscow, 511 p.
11. Andrushechko, S. A., Afrov, A. M., Vasil'yev, B. Yu., Generalov, V. N., Kosourov, K.B., Semchenkov, Yu. M., Ukrainsev, V.F. (2010) NPPs with WWER-1000 reactors [AES s reaktorami tipa VVER-1000], Logos, Moscow, 604 p.
12. Leskin, S. T., Shelegov, A. S., Slobodchuk, V. I. (2011) Physical features and designs of the VVER-1000 reactor: Textbook [Fizicheskiye osobennosti i konstruktsii reaktora VVER-1000: Uchebnoye posobiye], NIYAU MIFI, Moscow, 116 p.
13. Ivanov, V. A. (1994) NPP operation: A manual for universities [Ekspluatatsiya AES: uchebnik dlya vuzov], Energoatomizdat, St. Petersburg, 384 p.
14. Pavlovich, V. M. (2009) Physics of nuclear reactors: A manual for universities [Fizika yadernykh reaktoriv: navchal'nyy posibnik], Institute for Nuclear Safety Problems, Chernobyl, 224 p.
15. Halimonchuk, V.A. (2008) Dynamics of a nuclear reactor with distributed parameters in studies of transient modes of operation of WWER and RBMK [Dinamika yadernogo reaktora s raspredelenymi parametrami v issledovaniyakh perehodnykh rezhimov ekspluatatsii VVER i RBMK], Osnova, Kyiv, 228 p.
16. Verkhivker, G. P., Kravchenko, V. P. (2008) Basics of calculation and design of nuclear power reactors [Osnovy rascheta i konstruirovaniya yadernykh energeticheskikh reaktorov], TES, Odessa, 409 p.

*Получено 06.12.2017.*