

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}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.; β — суммарная доля ЗН, отн. ед.; l^* — среднее

эффективное время жизни нейтронов, с; λ_i — постоянные радиоактивного распада, с^{-1} ; C_i — концентрации ядер-излучателей ЗН, см^{-3} ; β_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.; Δr_d — изменение реактивности вследствие перемещения регулирующих стержней, отн. ед.; $\Delta r_q = K_q \Delta Q$ — приращение реактивности вследствие изменения тепловой мощности ΔQ , отн. ед.; K_q — мощностный коэффициент реактивности, 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, МВт ; n_0 — плотность нейтронов в номинальном режиме, 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
β	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 UO_2 , $\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1} \cdot \text{с}^{-1}$; M_U — масса топлива (UO_2), т; t_U — среднее значение температуры топлива, $^{\circ}\text{C}$; t_Z — среднее значение температуры оболочки твэла из циркониевого сплава, $^{\circ}\text{C}$; α_Z — условный коэффициент теплоотдачи от топлива к оболочке, $\text{Вт} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$; F_Z — суммарная площадь оболочки, 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; α_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 ε_m и ε_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 η_1 , η_2 , η_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 , т	80	C_p , Дж·кг ⁻¹ ·°C ⁻¹	11721
c_U , Дж·кг ⁻¹ ·°C ⁻¹	251,208	t_{01} , °C	290
α_Z , Вт·м ⁻² ·°C ⁻¹	849,6	t_{0h} , °C	320
F_Z , м ²	5132	t_{0r} , °C	305
M_Z , т	20,29	t_{0Z} , °C	344
C_Z , Дж·кг ⁻¹ ·°C ⁻¹	290	t_{0U} , °C	1032
M_p , т	12,195	T_b , °C	100
G_p , кг·с ⁻¹	19000	K_U , °C ⁻¹	-2·10 ⁻⁵
α_p , Вт·м ⁻² ·°C ⁻¹	14988	K_p , °C ⁻¹	-1·10 ⁻⁴

Таблица 4. Значения параметров модели тепловыделения

Параметр	Значение	Параметр	Значение
ε_m	0,896	T_3 , с	1900
ε_p	0,078	K_1	0,05
T_1 , с	4,3	K_2	0,33
T_2 , с	33	K_3	0,62

Таблица 5. Значения параметров модели отравления ксеноном

Параметр	Значение	Параметр	Значение
σ_a^{Xe} , б	2,72·10 ⁶	Σ_f^U , см ⁻¹	0.201
Σ_c^U , см ⁻¹	0,0386	v_n , м·с ⁻¹	2200
θ_n	0,9405	λ_J , с ⁻¹	2,895·10 ⁻⁵
N_{0Xe} , см ⁻³	2,318·10 ¹⁵	λ_{Xe} , с ⁻¹	2,12·10 ⁻⁵
N_{0U} , см ⁻³	6,728·10 ²⁰	N_{0J} , см ⁻³	3,44·10 ¹⁵
γ_{Xe}	0,003	γ_J	0,056

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

Дифференциальные уравнения изменения концентраций ¹³⁵Xe и ¹³⁵J 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 γ_{Xe} и γ_J — удельные выходы ядер ¹³⁵Xe и ¹³⁵J при реакции деления топлива, отн. ед.; Σ_f^U — макроскопическое

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

В номинальном режиме значения концентрации атомов ¹³⁵Xe и ¹³⁵J 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 σ_a^{Xe} — микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ¹³⁵Xe, б ($b = 10^{-24}$ см²); θ_n — коэффициент использования тепловых нейтронов в неотравленном реакторе, отн. ед.; Σ_c^U — макроскопическое сечение захвата нейтронов ядрами ²³⁵U, см⁻¹; N_{0U} — концентрация атомов ²³⁵U в номинальном режиме, см⁻³.

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

Модели в относительных переменных состояниях. 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, см⁻³; $C_{bi} = C_{0i}$ — базовые значения концентрации ядер-излучателей запаздывающих нейтронов, 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 , ρ , ξ_i и τ 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 $\Delta \rho_d = \Delta r_d / \beta$, $\alpha_q = K_q Q_0 / \beta$, получим выражение для относительной реактивности

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

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
μ_i	0,0329	0,2207	0,1956	0,3959	0,1142	0,0407
α_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 состоянии:

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

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 состоянии

Параметр	Значение	Параметр	Значение
a_{UU}	-0,217	a_{rr}	-1,937
a_{UZ}	0,217	α_U	-0,313
b_{Un}	1,493	α_t	-1,565
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_{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 состоянии

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 состоянии:

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

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
$b_{Xe v}$	$2,301 \cdot 10^{-6}$	$a_{Xe v}$	$2,406 \cdot 10^{-5}$
$a_{Xe J}$	$4,296 \cdot 10^{-5}$	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 состоянии 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 мощностный 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

1. 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.
2. 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.
3. 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.
4. 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.
5. 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.

6. 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.
7. Демченко, В. А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС. Одесса : «Астропринт», 2001. 305 с.
8. Иванов В. А. Регулирование энергоблоков. Л. : Машиностроение, 1982. 311 с.
9. Денисов В. П., Драгунов Ю. Г. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. М. : ИздАТ, 2002. 480 с.
10. 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.
11. 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.
12. Лескин С. Т., Шелегов А. С., Слободчук В. И. Физические особенности и конструкции реактора ВВЭР-1000 : Учеб. пособие. М. : НИЯУ МИФИ, 2011. 116 с.
13. Иванов, В. А. Эксплуатация АЭС : Учеб. для вузов. СПб : Энергоатомиздат, 1994. 384 с.
14. Павлович В. М. Фізика ядерних реакторів : Навч. посібник. Чорнобиль : Ін-т проблем безпеки АЕС, 2009. 224 с.
15. Халимончук, В. А. Динамика ядерного реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК. К. : Основа, 2008. 228 с.
16. Верховкер Г. П., Кравченко В. П. Основы расчета и конструирования ядерных энергетических реакторов / Под ред. В. А. Дубковского. Одесса : ТЕС, 2008. 409 с.

References

1. Severin, V. P., Nikulina, Ye. N., Liutenko, D. A., Bobukh, Ye. Yu. (2014), "The Problems of NPP Load-Following Mode and Improvement of Control System Models" [Problema manevrennosti energobloka AES i rozvittie modelei yego sistem upravleniia], Bulletin of the Kharkiv Polytechnic Institute, Kharkiv, NTU KhPI, 2014, No. 61 (1103), pp. 24—29. (Rus)
2. Nikulina, Ye. N., Severin, V. P. (2010), "Optimal Synthesis of Perspective WWER Reactor Control Systems in Normal Operation" [Optimalnyi sintez perspektivnykh sistem upravleniia reaktornoj ustanovki VVER-1000 v normalnykh rezhimakh ekspluatatsii], Problems of Ensuring Safety of NPP Information and Control Systems, Collection of Scientific Works, Odesa, Astroprint, pp. 179—192. (Rus)
3. Severin, V. P., Nikulina, Ye. N. (2013), "Synthesis of Optimal Systems for Automatic Control of NPP Units in Normal Operation" [Sintez optimalnykh sistem avtomaticheskogo upravleniia energobloka AES v normalnykh rezhimakh ekspluatatsii], Nuclear and Radiation Safety, No. 3(59), pp. 62—68. (Rus)
4. Ansarifard, G. R., Rafiei, M. (2017), "Second-Order Sliding-Mode Control for a Pressurized Water Nuclear Reactor Considering the Xenon Concentration Feedback", Nuclear Engineering Technology, Iss. 47, pp. 94—101.
5. Wang G., Wu B., Zh. Xu Zeng, W. Wu, Ma X. (2017), "State-Space Model Predictive Control Method for Core Power Control in Pressurized Water Reactor Nuclear Power Stations", Nuclear Engineering Technology, Iss. 49, pp. 134—140.
6. Severin, V. P. (2005), "Mathematical Modeling and Study of WWER-1000 Dynamics" [Matematicheskoiie modelirovaniie i issledovaniie dinamiki atomnogo reaktora VVER-1000], Part 4, Technical Electrodynamic, Power Electronics and Energy Performance, Kyiv, Institute of Electrodynamics of the National Academy of Sciences of Ukraine, pp. 94—99. (Rus)
7. Demchenko, V. A. (2001), "Automation and Modeling of NPP and TPP Processes" [Avtomatizatsiia i modelirovaniie tekhnologicheskikh protsessov AES i TES], Odesa, Astroprint, 305 p. (Rus)
8. Ivanov, V. A. (1982), "Power Unit Control" [Regulirovaniie energoblokov], Lviv, Machine Building, 311 p. (Rus)

9. Denysov, V. P., Dragunov, Yu. G. (2002), "WWER Reactors for Nuclear Power Plants" [Reaktornye ustanovki VVER dlia atomnykh elektrostantsii], Moscow, Izdat, 480 p. (Rus)
10. Bartolomei, G. G., Bat. G. A., Baibakov, V. D., Alkhutov, M. S. (1982), "Theory Basics and Calculation Methods for Nuclear Details" [Osnovy teorii i metody raschiota yadernykh energeticheskikh reaktorov], Manual for Higher Educational Establishments, Moscow, Energoizdat, 511 p. (Rus)
11. Andrushechko, S. A., Afrov, A. M., Vasiliev, B. Yu., Generalov, V. N., Kosourov, K. B., Semchenkov, Yu. M., Ukraintsev, V. F. (2010), "NPPs with WWER Reactors" [AES s reaktorami tipa VVER-1000], Moscow, Logos, 604 p. (Rus)
12. Leskin, S. T., Shelegov, A. S., Slobodchuk, V. I. (2011), "Physical Peculiarities and Structures of WWER-1000" [Fizicheskie osobennosti i konstruktzii reaktora VVER-1000], Manual, Moscow, Moscow Engineering Physics Institute, 116 p. (Rus)
13. Ivanov, V. A. (1994), "NPP Operation" [Ekspluatatsiia AES], Manual for Higer Educational Establishments, Saint Petersburg, Energoatomizdat, 384 p. (Rus)
14. Pavlovich, V. M. (2009), "Physics of Nuclear Reactors" [Fizyka yadernykh reaktoriv], Manual, Chornobyl, Institute for Safety Problems of NPPs, 224 p. (Ukr)
15. Khalimonchuk, V. A. (2008), "Dynamics of Nuclear Reactor with Distributed Parameters in Studying Transients of WWER and RBMK Operation" [Dinamika yadernogo reaktora s raspredelionnymi parametrami v issledovaniakh perekhodnykh rezhimov ekspluatatsii VVER i RBMK], Kyiv, Osnova, 228 p. (Rus)
16. Verkhivker, G. P., Kravchenko, V. P. (2008), "Foundations in Calculation and Construction of Nuclear Reactors" [Osnovy raschiota i konstruirovaniia yadernykh energeticheskikh reaktorov], Odesa, TES, 409 p. (Rus)

Получено 06.12.2017.