

УДК 62-5:620.9

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

ИМИТАЦИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000 ПРИ РЕГУЛИРОВАНИИ МОЩНОСТИ ПОГЛОЩАЮЩИМИ СТЕРЖНЯМИ

Представлені математичні моделі реактора ВВЕР-1000 серії В-320 в відносних змінних стану, які описують нейтронну кінетику, теплові процеси, зміна концентрації ксенону при регулюванні потужності поглинають стержнями, і обчислені значення параметрів моделей. Проведено імітаційне моделювання процесів, що протікають в реакторі ВВЕР-1000 при регулюванні потужності реактора поглинаючими стержнями, і отримані перехідні процеси, що дозволяють аналізувати зміни змінних стану активної зони реактора.

Ключові слова: ядерний реактор, регулювання потужності, математична модель, імітаційне моделювання.

Представлены математические модели реактора ВВЭР-1000 серии В-320 в относительных переменных состоянии, которые описывают нейтронную кинетику реактора, тепловые процессы, изменение концентрации ксенона при регулировании мощности поглотителями стержнями, и вычислены значения параметров моделей. Проведено имитационное моделирование процессов, протекающих в реакторе ВВЭР-1000 при регулировании мощности реактора поглотителями стержнями, и получены переходные процессы, позволяющие анализировать изменения переменных состояния активной зоны реактора.

Ключевые слова: ядерный реактор, регулирование мощности, математическая модель, имитационное моделирование.

Mathematical models of WWER-1000 nuclear reactor of V-320 series are presented in the form of systems of differential equations in relative state variables. These models describe the neutron kinetics of the reactor with six groups of delayed neutrons, gradual heat release in fuel, changes in fuel temperature, fuel element envelopes and coolant, change in xenon concentration when power is regulated by absorbing rods. The values of the model parameters are calculated. Simulated modeling of the processes taking place in the WWER-1000 reactor was carried out while adjusting the reactor power with absorbing rods. Transient processes are shown that allow one to analyze changes in the variables of the state of the reactor core.

Keywords: nuclear reactor, power control, mathematical model, simulation modeling.

Введение. АЭС Украины включают 11 энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 серии В-320 [1]. Для таких энергоблоков актуальна проблема маневрирования мощностью [2, 3]. Решение этой проблемы связано с имитационным моделированием процессов в реакторе ВВЭР-1000 при регулировании мощности поглотителями стержнями [4–6].

Анализ литературных данных. Для исследования процессов в реакторе ВВЭР-1000 разработаны модели в пространстве состояний, которые включают дифференциальные уравнения (ДУ) нейтронной кинетики с запаздывающими нейтронами (ЗН), а также систему дифференциальных уравнений (СДУ) тепловых процессов [7]. Эти модели использованы для синтеза оптимальных систем автоматического управления энергоблоков [4–6]. Ни в одной из рассмотренных моделей при регулировании мощности поглотителями стержнями не учтены процессы постепенного тепловыделения, изменения концентрации ксенона, которые существенно влияют на динамику реактора [2, 8, 9].

Цель и задачи исследования. Цель статьи состоит в представлении результатов имитационного моделирования процессов в реакторе ВВЭР-1000 при регулировании мощности поглотителями стержнями.

Для данной цели представляются модели реактора ВВЭР-1000 серии В-320 в относительных переменных состоянии, вычисляются значения параметров моделей, проводится имитационное моделирование процессов в реакторе ВВЭР-1000 при регулировании мощности реактора поглотителями стержнями, приводятся процессы изменения переменных состояния активной зоны реактора.

Уравнения нейтронной кинетики реактора. Нейтронная кинетика реактора с учетом шести групп ЗН описывается уравнениями [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 $C_{0i} = \beta_i n_0 / (\lambda_i l^*)$, $i = \overline{1,6}$. Начальные условия номинального режима реактора для СДУ (1) $n = n_0$, $C_i = C_{0i}$, $i = \overline{1,6}$. В уравнениях (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 концентраций ядер-излучателей ЗН, $t_b = 1c$ – базовое значение времени.

Определим $\alpha_v = \beta t_b / l^*$, $\alpha_i = \lambda_i t_b$, $\mu_i = \beta_i / \beta$, $i = \overline{1,6}$. После преобразований получим модель кинетики:

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

Для этой СДУ начальные условия номинального режима $v_0 = 1$, $\xi_{0i} = 1$, $i = \overline{1,6}$, $\alpha_v = 304$, значения остальных параметров приведены в табл. 1.

Таблиця 1 – Параметри 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

Реактивность реактора представим в виде $r = r_0 + \Delta r_d + \Delta r_q$, где r_0 – начальное значение реактивности, Δr_d – изменение реактивности вследствие перемещения регулирующих стержней, $\Delta r_q = K_q \Delta Q$ – приращение реактивности вследствие изменения тепловой мощности ΔQ , K_q – мощностной коэффициент реактивности. Поскольку мощность реактора Q пропорциональна плотности нейтронов n , представим изменение мощности $\Delta Q = Q_0(n - n_0)/n_0$, где Q_0 – мощность реактора в номинальном режиме. Тогда

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

Переходя к относительным переменным и обозначая $\Delta r_d = \Delta r_d / \beta$, $\alpha_q = K_q Q_0 / \beta$, получим выражение для относительной реактивности при $\alpha_q = -2.817$

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

Процессы изменения переменных состояния нейтронной кинетики представлены на рис. 1. Нейтронная мощность и концентрации запаздывающих нейтронов монотонно убывают с различной скоростью от номинальных до нулевых значений за несколько минут.

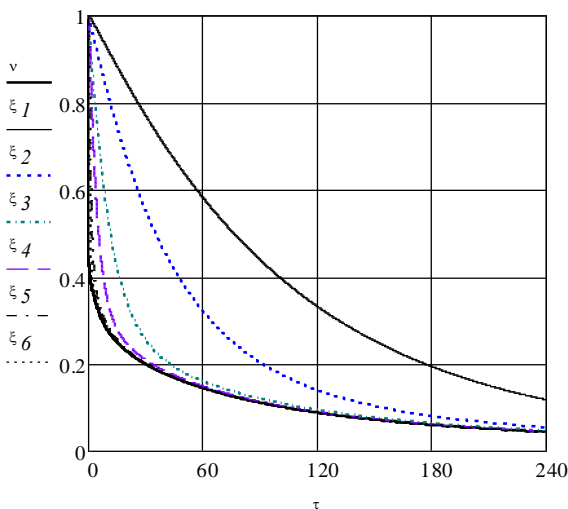


Рис. 1 – Переменные нейтронной кинетики

Тепловыделение в топливе. При ядерных реакциях для расчета тепловыделения в топливе применяется формула $Q_u = Q_0(\varepsilon_m v + \varepsilon_p \eta)$, где $\varepsilon_m = 0.896$ и $\varepsilon_p = 0.078$ – доли мгновенного и постепенного тепловыделений, η – относительная мощность постепенного тепловыделения,

$\eta = \eta_1 + \eta_2 + \eta_3$ [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 при $b_{iv} = K_i t_b / T_i$, $a_{in} = t_b / T_i$, $i = \overline{1,3}$ получена СДУ в форме Коши:

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

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

Таблиця 2 – Значения параметров тепловыделения

i	K_i	a_{in}	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}

Процессы изменения переменных состояния постепенного тепловыделения представлены на рис. 2. Переменные монотонно убывают от номинальных значений до нулевых значений с различной скоростью.

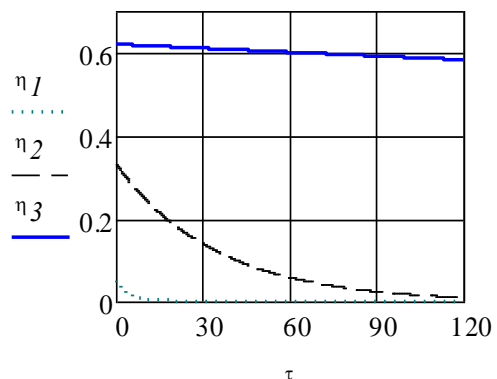


Рис. 2 – Изменение переменных тепловыделения

Модель тепловых процессов. Дифференциальные 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, t_u и t_z – средние температуры поверхности топлива и оболочки твэла, 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, 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 теплоносителе вследствие замедления нейтронов, G_r – расход теплоносителя через активную зону, t_l – температура теплоносителя на входе в активную зону.

Тепловыделение в теплоносителе $Q_r = Q_0 \varepsilon_r \nu$, 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 и начальные условия СДУ (4). По известным значениям температур в номинальном режиме на входе t_{0l} и выходе t_{0h} активной зоны получим среднюю температуру $t_{0r} = (t_{0l} + t_{0h})/2$.

Введем базовое значение температуры T_b и перейдем к относительным переменным:

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

Преобразуем уравнения (4) и введем обозначения для постоянных параметров:

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

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

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

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

Модель теплоотвода примет вид:

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

Начальные условия номинального режима $\theta_{0u} = t_{0u}/T_b$, $\theta_{0z} = t_{0z}/T_b$, $\theta_{0r} = t_{0r}/T_b$, $\theta_{0l} = t_{0l}/T_b$. В табл. 3 представлены параметры модели (5).

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_{un}	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

Учтем влияние изменения средних температур топлива и теплоносителя на реактивность

$$r = r_0 + \Delta r_d + K_u(t_u - t_{0u}) + K_t(t_r - t_{0r}),$$

где K_u и K_t – коэффициенты реактивности по температурам топлива и теплоносителя. Переходя к относительным переменным и обозначая $\alpha_u = K_u T_b / \beta$, $\alpha_t = K_t T_b / \beta$, вместо этого выражения получим

$$\rho = \rho_0 + \Delta \rho_d + \alpha_u(\theta_u - \theta_{0u}) + \alpha_t(\theta_r - \theta_{0r}).$$

Здесь $\alpha_u = -0.313$, $\alpha_t = -1.565$.

Процессы изменения температур, вычисленные по модели (5), показаны на рис. 3. Переменные температур топлива, оболочки и теплоносителя реактора монотонно убывают от номинальных значений до значения температуры теплоносителя на входе в активную зону.

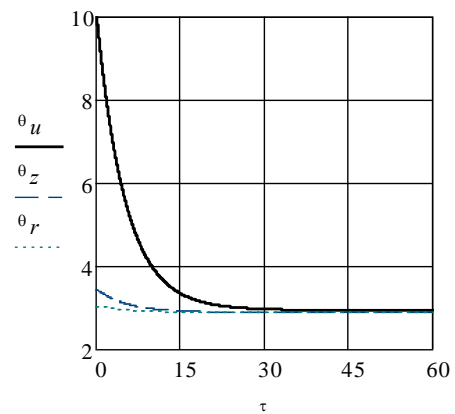


Рис. 3 – Изменение температур

Изменение концентрации ксенона. Представим СДУ изменения концентраций йода и ксенона [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, $\Phi = n v_n$ – плотность потока нейтронов, v_n – средняя скорость нейтронов относительно ядер, λ_J и λ_X – постоянные радиоактивного распада йода и ксенона.

Обозначим концентрации атомов йода и ксенона в номинальном режиме N_{0J} и N_{0X} . Перейдем к относительным переменным $\nu_J = N_J/N_{0J}$, $\nu_X = N_X/N_{0X}$ в уравнениях (6) и введем обозначения для постоянных параметров:

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

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

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

Модель изменения концентрации ксенона примет вид:

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

Значения параметров СДУ (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}

Изменение реактивности от отравления реактора ксеноном определяется зависимостью

$$\Delta r_X = -\frac{\sigma_a^X \theta_n}{\Sigma_c^U} (N_X - N_{0X}),$$

где σ_a^{Xe} – микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ксенона, θ_n – коэффициент использования тепловых нейтронов в неотравленном реакторе, Σ_c^U – макроскопическое сечение захвата нейтронов ядрами урана, N_{0U} – концентрация атомов урана в номинальном режиме. Эта формула после преобразования с обозначениями $\rho_X = r_X/\beta$ и $\alpha_X = -\sigma_a^X \theta_n N_{0X}/(\beta \Sigma_c^U N_{0U})$ примет вид

$$\rho_X = \alpha_X (v_X - v_{0X}).$$

Здесь $\alpha_X = -2.255$.

Изменения концентраций йода и ксенона, полученные по модели (7), показаны 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. Процессы на рис. 4 представляют изменение переменных состояния в зависимости от времени в часах $t_h = \tau/3600$.

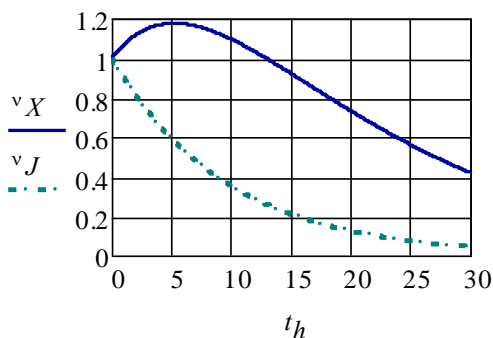


Рис. 4 – Изменения концентраций йода и ксенона

Выводы. Представлены математические модели процессов в реакторе ВВЭР-1000 типа В-320 в относительных переменных состоянии, описывающие нейтронную кинетику реактора с шестью группами запаздывающих нейтронов, постепенное тепловыделение, тепловые процессы в топливе,

оболочках твелоов и теплоносителя, изменение концентрации ксенона при регулировании мощности поглощающими стержнями, вычислены значения параметров моделей. Проведено имитационное моделирование процессов, протекающих в реакторе ВВЭР-1000 при регулировании мощности реактора поглощающими стержнями, и получены переходные процессы, позволяющие анализировать изменения 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 «ХПІ», 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., Ukraintsev V. F. *AES s reaktorami tipa VVER-1000* [The NPPs with WWER-1000 reactors]. Moscow, Logos, 2010. 604 p.
3. Severin V. P., Nikulina E. N., Lyutenko D. A., Bobukh E. Yu. *Problema manevrennosti 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.
4. 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 Mezhdunarodnoy 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"]. Khar'kov, 2013, pp. 151–162.
5. Nikulina E. N., Severin V. P. Optimal'nyy sintez perspektivnykh sistem upravleniya reaktornoj 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.
6. 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.
7. 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 electrodyamics]. Kiev, Institut elektrodynamiky NAN Ukrainy, 2005, no 4, pp. 94–99.
8. Denisov V. P., Dragunov Yu. G. *Reaktornyye ustanovki VVER dlya atomnykh elektrostantsiy* [WWER Reactor Installations for Nuclear Power Plants]. Moscow, Izdat, 2002. 480 p.
9. Ivanov V. A. *Ekspluatatsiya AES: uchebnik dlya vuzov* [NPP operation: a textbook for universities]. St. Petersburg, Energoatomizdat, 1994. 384 p.

Поступила (received) 04.12.2017

Бібліографічні описи / Библиографические описания / Bibliographic descriptions

Імітаційне моделювання процесів в реакторі ВВЕР-1000 при регулюванні потужності поглинають стрижнями / В. П. Северин, О. М. Нікуліна, Д. А. Лукінова // Вісник Національного технічного університету «ХПІ». Серія: Системний аналіз, управління та інформаційні технології. – Х. : НТУ «ХПІ», 2017. – № 55 (1276). – С. 3–7. – Бібліогр.: 9 назв. – ISSN 2079-0023.

Имитационное моделирование процессов в реакторе ВВЭР-1000 при регулировании мощности поглощающими стержнями / В. П. Северин, Е. Н. Никулина, Д. А. Лукинова // Вісник Національного технічного університету «ХПІ». Серія: Системний аналіз, управління та інформаційні технології. – Харків : НТУ «ХПІ», 2017. – № 55 (1276). – С. 3–7. – Библиогр.: 9 назв. – ISSN 2079-0023.

Simulation modeling of processes in the WWER-1000 reactor with power control by absorbing rods / V. P. Severin, E. N. Nikulina, D. A. Lukinova // Bulletin of National Technical University "KhPI". Series: System analysis, control and information technology. – Kharkov : NTU "KhPI", 2017. – No. 55 (1276). – P. 3–7. – Bibliogr.: 9. – ISSN 2079-0023.

Відомості про авторів / Сведения об авторах / About the Authors

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, Professor, Professor, 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

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

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