

ного постачання парогенераторів АЕС підживлюючою водою з використанням насосних агрегатів, забезпечених турбоприводом. За допомогою методу функціонально-конструктивного аналізу показано технологічну доцільність запропонованої конструкції і її реалізованість. Розглянута конструкція відноситься до енергетики і може бути використана як привід живильного насоса, що подає водне середовище (теплоносій, робоче тіло) в циркуляційні петлі ядерних енергетичних установок в аварійних режимах функціонування при порушенні теплосъему в парогенераторі.

*Ключові слова:* ядерні енергетичні установки, надійне підживлення водних середовищ, попередження аварій.

*A.V. Korolyov, O.V. Derevyanko. Композиционная конструкция турбопривода насосного агрегата для резервной подпитки парогенераторов АЭС.* Рассмотрена конструктивная композиция дисковой и лопаточной турбин, примененная в качестве турбопривода насосного агрегата в виду возможности использования энергии пара для организации подпитки парогенераторов АЭС в условиях полного электрообесточивания. Целью является исследование возможности обеспечения надежного снабжения парогенераторов АЭС подпитывающей водой с использованием насосных агрегатов, снабженных турбоприводом. С помощью метода функционально-структурного анализа показана технологическая целесообразность предлагаемой конструкции и ее реализуемость. Рассмотренная конструкция относится к энергетике и может быть использована как привод питательного насоса, подающего водную среду (теплоноситель, рабочее тело) в циркуляционные петли ядерных энергетических установок, в аварийных режимах функционирования при нарушении теплосъема в парогенераторе.

*Ключевые слова:* ядерные энергетические установки, надежная подпитка водных сред, предвосхищение аварий.

*A.V. Korolyov, O.V. Derevyanko. Compositional design of drive pump unit turbine for reserve feeding of NPPS's steam generators.* Constructive composition of disk and blade turbines is considered. It is used as drive pump turbine unit in account of the possibility of using steam power for the organization of nuclear steam generators feeding in full electrical blackout. The aim is to explore the possibility of providing a reliable supply of nuclear steam generators of the feed water using pumps equipped with turbine drive. Using the method of functional-structural analysis it is demonstrated technological expediency of the proposed design and its feasibility. Considered design relates to energy and can be used as a drive nutrient pump feeding the aquatic environment (heating, the working fluid) in the circulating loop of nuclear power plants in emergency modes of operation, in violation of heat removal in the steam generator.

*Keywords:* nuclear power plants, reliable feeding of water environments, anticipating accidents.

Рецензент д-р техн. наук., проф. Одес. нац. политехн. ун-та Денисова А.Е.

Поступила в редакцию 24 марта 2014 г.

УДК 621.039.56:681.52

Т.В. Фош, магистр, Одес. нац. политехн. ун-т

## АНАЛИЗ АКСИАЛЬНОГО ОФСЕТА ЭНЕРГОБЛОКА С ВВЭР-1000 В РЕЖИМЕ МАНЕВРИРОВАНИЯ

**Введение.** Как известно, атомные электростанции (АЭС) участвуют в покрытии разницы между выработкой и потреблением электроэнергии в современной энергосистеме Украины. Это приводит к тому, что необходимо переводить действующие АЭС в режим маневрирования мощностью энергоблоков. В момент маневрирования мощностью на АЭС происходят существенные изменения всевозможных процессов, связанных с изменением самой мощности. Как следствие, это приводит к потере необходимой устойчивости и надежности реакторов энергоблоков АЭС.

При выгорании ядерного топлива в процессе работы реактора формируются нуклиды с различными друг от друга сечениями поглощения нейтронов, тем самым влияя на действующие

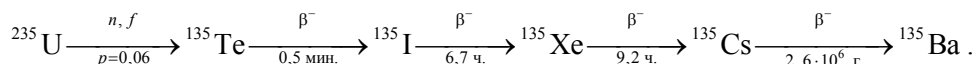
DOI: 10.15276/opu.1.43.2014.18

© Т.В. Фош, 2014

процессы в реакторе. С работой реактора выделяются сильно поглощающие продукты деления, которые оказывают влияние на процессы и характеристики активной зоны (АКЗ), называемые “отравлением” реактора. Накопление же остальных продуктов деления называют “шлакованием”. В основном отравление реактора происходит за счет ядер  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ , так как их нуклиды имеют наибольшее сечение поглощения тепловых нейтронов  $\sigma_{a,\text{Xe}}^T \approx 2,6 \cdot 10^{-18} \text{ см}^2$  и  $\sigma_{a,\text{Sm}}^T \approx 5 \cdot 10^{-20} \text{ см}^2$  в отличие от остальных.

Тем не менее можно рассматривать ксеноновые переходные процессы отдельно от самариевых, так как их переходные процессы расходятся во времени. Это объясняется тем, что период полураспада прометия, основного источника самария, более чем в 7 раз превышает аналогичную величину для йода, основного источника ксенона, а также самариевые процессы практически не оказывают влияния на устойчивость и стабильность энергораспределения реактора.

Накопление  $^{135}\text{Xe}$  за счет радиоактивного распада происходит по следующей схеме



В режиме маневрирования мощностью энергоблока АЭС очень важно поддерживать необходимую устойчивость и надежность работы реактора, так как любое отклонение мощности от стационарного значения приводит к изменению концентрации  $^{135}\text{Xe}$ , что влечет за собой изменение реактивности в АКЗ и вызывает потерю стабильности и надежности реактора в целом [1].

Чтобы обеспечить необходимую устойчивость, надежность и работоспособность реактора АЭС необходимо, в первую очередь, поддерживать устойчивость распределения нейтронов по всей высоте активной зоны и стабильность поля энерговыделения.

**Анализ последних исследований и публикаций.** В связи с изменением состояния энерговыделения, которое вызвано ксеноновыми переходными процессами, появляется проблема устойчивости и надежности реактора, хотя есть предложения решений этой проблемы [2]. Стоит учитывать, что проблему с ксеноновыми колебаниями необходимо рассматривать с различными автоматизированными системами регулирования и их программами, которые могут быть использованы для управления мощностью энергоблока. Кроме того, многократное изменение энерговыделения АКЗ в режиме маневра мощностью может привести к скорому износу и снижению надежности топливных элементов или возникновению напряжения на отдельных участках целостности оболочек твэлов [3].

Отсюда следует, что одной из основных проблем обеспечения безопасной эксплуатации и устойчивости энергоблока АЭС является активное перераспределение энерговыделения по высоте АКЗ реактора под действием ксеноновых колебаний. Существуют различные способы реализации стабильного энерговыделения, однако проблема ксеноновых колебаний с различными автоматизированными системами регулирования и их программами остается открытой, в виду того, что каждая программа регулирования по-разному в некоторой степени влияет на энерговыделение.

**Целью работы** является исследование влияния автоматизированных систем регулирования мощностью энергоблока с реактором ВВЭР-1000 в маневренном режиме на такую количественную меру устойчивости реактора, как аксиальный офсет для обеспечения его устойчивости в маневренном режиме, что вызывает необходимость поддерживать стабильное поведение поля энерговыделения либо его аксиального офсета.

**Изложение основного материала.** Аксиальный офсет в программах регулирования мощностью энергоблока ВВЭР-1000.

Существуют такие эффекты реактивности, связанные с отравлением  $^{135}\text{Xe}$  как:  
— стационарное отравление

$$^{135}\text{Xe} \cdot \Delta \rho_{\text{Xe}}^0 = \rho(X^0) - \rho_0,$$

где  $X^0$  — стационарная ядерная концентрация  $^{135}\text{Xe}$ ;

$\rho(X^0), \rho_0$  — реактивность реактора с  $^{135}\text{Xe}$  и без него, соответственно;

— при изменении мощности реактора последующее снижение или увеличение реактивности баланс йода и ксенона в единичном объеме АКЗ описывается уравнениями

$$\frac{dX}{dt} = \lambda_j I - \lambda_{Xe} X + \omega_{Xe} \Phi \Sigma_f - \Phi \Sigma_{Xe},$$

$$\lambda_j I = -\frac{dI}{dt} + \omega_j \Phi \Sigma_f,$$

где  $X = \Sigma_{Xe} / \sigma_{Xe}$  — концентрация ксенона;

$I$  — концентрация йода.

При  $\frac{dX}{dt} = \frac{dI}{dt} = 0$  стационарные значения ядерных концентраций имеют вид

$$I_0 = \omega_j \Phi \Sigma_f / \lambda_j,$$

$$X_0 = (\omega_{Xe} + \omega_I) \Phi \Sigma_f / (\lambda_{Xe} + \Phi \sigma_{Xe}).$$

Если реактор с учетом начальных условий

$$X(t=0) = X_0(\Phi_1),$$

$$I(t=0) = I_0(\Phi_1)$$

в момент времени  $t=0$  переходит на мощность  $Q_2$  с плотностью потока  $\Phi_2$  из стационарного состояния с мощностью  $Q_1$  и средней плотностью потока нейтронов  $\Phi_1$ , то

$$\begin{aligned} X(t) = & X_0(\Phi_1) \exp\{-(\lambda_{Xe} + \Phi_2 \sigma_{Xe})t\} + X_0(\Phi_2) [1 - \exp\{-(\lambda_{Xe} + \Phi_2 \sigma_{Xe})t\}] + \\ & + \frac{I_0(\Phi_2) - I_0(\Phi_1)}{1 - (\lambda_{Xe} + \Phi_2 \sigma_{Xe})/\lambda_I} [\exp\{-\lambda_I t\} - \exp\{-(\lambda_{Xe} + \Phi_2 \sigma_{Xe})t\}]. \end{aligned}$$

При изменении средней концентрации  $^{135}\text{Xe}$  соответствующим образом изменяется полная мощность реактора. В больших энергетических реакторах с характерным линейным размером  $R$ , удовлетворяющим  $R^2 \gg M^2$  ( $M$  — длина миграции нейтронов), переходные процессы производят ксеноновую нестабильность (ксеноновые волны). Такие реакторы представляют собой слабосвязанные по нейтронному обмену системы, так как плотность потока нейтронов и концентрация ксенона в различных точках АКЗ неодинакова. Таким образом, перераспределение потока нейтронов и концентрации  $^{135}\text{Xe}$  вызывается за счет изменения положения органов регулирования мощности, температуры теплоносителя и пр., что, в свою очередь, влияет на поток. Данный процесс перераспределения энерговыделения описывается “волнообразным” периодическим характером.

Если обратная связь (ОС) системы динамики реактора

$$\frac{\partial x}{\partial t} = Ax + a\Phi,$$

$$\Delta \rho = \rho_0 + b^T x,$$

то условие устойчивости системы принимает вид

$$\text{Re } b^T (i\omega I - A)^{-1} a < 0,$$

где  $x$  — вектор, компонентами которого являются параметры, определяющие ОС в системе;

$A$  — матрица их зависимостей;

$\omega$  — параметр преобразования по Лапласу;

$\Phi$  — плотность потока нейтронов;

$a$  — вектор, содержащий зависимости от  $\Phi$ ;

$b$  — вектор, определяющий зависимости реактивности  $\rho$  от  $x$ .

При ксеноновых процессах в однотемпературном диффузионном приближении критерий устойчивости стационарного режима реактора без регуляторов

$$M^2 \nabla^2 \psi - M^2 \frac{\nabla^2 \Phi^*}{\Phi^*} \psi + \psi \left[ -a_I \Phi^* + a_{Xe} \frac{X^* (X^* - \gamma)}{1 + \lambda_I / (\lambda_{Xe} + \sigma \Phi^*)} \right] = \lambda \psi,$$

при условии на поверхности  $\Gamma$ :

$$\psi \pm a(\nabla \psi, \vec{n})|_{\Gamma} = 0,$$

где  $\psi$ ,  $\lambda$  — собственные функции и собственные значения краевой задачи.  $\psi_i$  пропорциональны изменениям потока, причем основная гармоника  $\psi_0$  соответствует изменениям полной интегральной мощности реактора, следующая  $\psi_1$  — изменениям АО и т.д.;

$a$  — постоянная, входящая в граничные условия исходной задачи;

$\Phi^*$  — стационарное значение потока нейтронов;

$X^*$  — стационарное значение концентрации  $^{135}\text{Xe}$ , отнесенное к стационарному значению при бесконечном потоке;

$\gamma$  — суммарный выход йода и ксенона;

$\lambda_I$ ,  $\lambda_{Xe}$  — постоянные распада;

$\sigma$  — сечение захвата нейтронов  $^{135}\text{Xe}$ .

Однако устойчивость реактора необходимо описывать с системой регулирования, так как в реакторах с физически большими АКЗ, таких как РБМК и ВВЭР-1000, нейтронные поля неустойчивы. В однотемпературном диффузионном приближении малое отклонение потока нейтронов  $\phi$  от стационарного распределения  $\Phi_0$  с однородными граничными условиями на  $\phi$  описывается уравнением

$$M_0^2 \Delta \phi + (k_0 - 1) \phi + \frac{\Phi_0}{\Phi_0} \left( \sum_{j=1}^N \rho_j F_j + \chi \right) = 0,$$

где  $\phi = (\Phi - \Phi_0) / \bar{\Phi}_0$ ;

$\chi = \alpha_\phi \phi + \alpha_\theta \theta + \alpha_{Xe} X^*$  — реактивность, вносимая ОС;

$\alpha_\phi$  — мощностной коэффициент реактивности;

$\alpha_\theta$  — коэффициент реактивности по температуре ТН  $\theta$ ,  $\theta = (\Theta - \Theta_0) / \bar{\Theta}_0$ ;

$\alpha_{Xe}$  — ксеноновый коэффициент реактивности;

$X^*$  — отклонение от стационарного значения концентрации  $^{135}\text{Xe}$ , отнесенное к равновесной концентрации при бесконечно большом потоке нейтронов.

Регуляторы описываются соотношением

$$\rho_j = \int_V K_j \phi dV, \quad j = 1, 2, \dots, N,$$

где  $K_j$  — определенная в объеме  $V$  АКЗ весовая функция формирования сигнала разбаланса для  $j$ -го регулятора;

$N$  — число регуляторов, участвующих в управлении нейтронным полем.

Определим  $b^2$  как

$$b^2 = \alpha_\phi + \frac{\alpha_\theta}{1 + \omega \tau_\theta} + \alpha_{Xe} a_0 \left( \frac{\lambda_{Xe}}{\lambda_{Xe} + a_0} - \gamma_1 \frac{\omega}{\omega + \lambda_1} \right) / (\omega + \lambda_{Xe} + a_0),$$

где  $\tau_\theta \omega \theta = \phi - \theta$ ;

$\omega$  — параметр преобразования по Лапласу, в дальнейшем играет роль собственного числа задачи;

$\gamma_1$  — относительный выход  $^{135}\text{I}$  при делении ( $\gamma_1 + \gamma_{Xe} = 1$ );

$\lambda_1$  и  $\lambda_{Xe}$  — константы распада;

$$a_0 = \sigma_{Xe} \bar{\Phi}_0.$$

Если выполняется условие

$$\alpha_\phi + \alpha_g + \alpha_{Xe} \ll b^2,$$

то для однородного реактора с полностью выровненным распределением потока нейтронов система всегда устойчива.

Связь  $b$  с характеристиками АКЗ

$$b = BM_0/L,$$

где  $L$  — размер АКЗ (высота для аксиальной устойчивости, радиус для радиально-азимутальной);

$M_0$  — длина миграции нейтронов;

$B$  — форм-фактор, связанный с определенной модой или формой распределения собственного решения исходного уравнения.

Основным типом реактора в энергосистеме Украины является ВВЭР-1000. Штатная автоматизированная система регулирования энергораспределения реактора ВВЭР-1000 в стационарной работе удовлетворительно эффективна при подавлении небольших колебаний, связанных с возникновением накопления  $^{135}\text{Xe}$ . Однако изменение распределения энерговыделения по высоте АКЗ происходит в случае маневрирования мощностью реактора с одного уровня на другой, тем самым вызывая ксеноновую нестабильность или ксеноновые колебания. При этом, ксеноновые колебания влияют на изменение распределения энерговыделения в аксиальном, радиальном и азимутальном направлениях.

Аксиальные колебания описываются с помощью аксиального офсета (АО), радиальные и азимутальные колебания — с помощью величины относительной мощности энерговыделения в  $i$ -ой ячейке АКЗ.

АО определяют как

$$AO = \frac{Q_1 - Q_2}{Q},$$

где  $Q_1, Q_2$  — мощность нижней и верхней половин АКЗ,  $Q = Q_1 + Q_2$ .

Отклонения данной величины от ее равновесного значения, соответствующего равновесному распределению  $^{135}\text{Xe}$ , могут быть представлены в виде

$$A(t) \approx A(t_0) \exp(\alpha t) \cos(\nu t),$$

где  $\nu = 2\pi/T$ ,  $T$  — период свободных ксеноновых колебаний;

$\tau = t - t_0$ ,  $t_0$  — момент достижения первого экстремума.

После фиксации экстремумов  $A_0, A_1, \dots, A_i$  в соответствующие моменты времени  $t_0, t_1, \dots, t_i$  и считая, что при достижении экстремума  $|\cos(\nu\tau)| = 1$ , можно получить

$$\alpha_i = \frac{1}{\tau_i} \ln \frac{|A_i|}{|A_0|}, \quad \tau_i = t_{i-1} - t_0, \quad T_i = 2(t_{i-1} - t_i).$$

Для получения индекса стабильности  $\alpha$  и периода свободных колебаний  $T$  усредняют величины  $\alpha_i$  и  $T_i$ , где если  $\alpha < 0$ , то реактор устойчив (колебания затухают), а при  $\alpha \geq 0$  реактор неустойчив (колебания не затухают).

В конце кампании реактора возникают расходящиеся колебания АО из-за аксиальной неустойчивости энерговыделения, и это приводит к нестабильности высотного распределения энерговыделения в АКЗ.

**Результаты.** Равномерность энерговыделения по высоте АКЗ называют количественной мерой устойчивости реактора, а показателем равномерности — величиной аксиального офсета.

Маневрирование мощностью энергоблока происходит по статическим программам регулирования. Такие программы показывают зависимость технологических параметров энергоблока от мощности в установившихся режимах. Для эксперимента, как изменится АО при маневре мощностью, были выбраны такие статические программы регулирования энергоблоков с ВВЭР-1000: программа регулирования мощности энергоблока с постоянной средней температурой теплоносителя в 1-ом контуре; программа регулирования мощности энергоблока с постоянным давлением во 2-ом контуре; программа регулирования мощности энергоблока со скользящим давлением во 2-ом контуре; программа регулирования мощности энергоблока с постоянной температурой теплоносителя на входе в АКЗ реактора.

Для проведения эксперимента поведения АО с изменением задания по электрической мощности со 100 до 80 % и обратно при помощи Simulink программного пакета Matlab были построены указанные программы регулирования. Изменение задания происходило линейно, непрерывно, с регламентной скоростью 5 МВт/мин.

Проведенный эксперимент показал, что АО в момент маневра мощностью энергоблока с 100 до 80 % и обратно нестабилен, что в свою очередь может привести к снижению устойчивости и надежности реактора.

Стабильности значения АО удалось добиться в усовершенствованной принципиальной схеме автоматизированной системы регулирования (АСР) с постоянной температурой теплоносителя на входе в АКЗ реактора. На основе такой усовершенствованной АСР были построены остальные усовершенствованные АСР с программами регулирования.

При моделировании усовершенствованных принципиальных схем АСР, АО за 8 часов работы реактора в режиме маневрирования мощностью со 100 до 80 % и обратно на всем промежутке времени изменяется в диапазоне 0,0001...0,0003 %.

**Выводы.** Исследуемые статические программы регулирования энергоблоков с ВВЭР-1000 носят характер нестабильного энерговыделения и распределения нейтронов по всей высоте АКЗ, что может привести к снижению устойчивости и надежности реактора.

Проблема устойчивости и надежности реактора в связи с изменением состояния энерговыделения, которое вызвано ксеноновыми переходными процессами, может быть решена при помощи усовершенствованных АСР, в которых применяется два новых контура управления, один из которых поддерживает необходимые параметры предусмотренной программы регулирования, а другой — управляет поддержанием постоянной величины аксиального офсета за счет изменения положения регулирующей группы органов регулирования и системы управления защиты.

## Литература

1. Способ стабилизации аксиального распределения нейтронного поля при маневрировании мощностью ВВЭР-1000 / М.В. Максимов, С.Н. Пелых, Т.А. Цисельская, В.Е. Баскаков // Ядерная радиационная безопасность. — 2011. — Вип. 1(49). — С. 27 — 32.
2. Демченко, В.А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС [Текст] / В.А. Демченко. — О.: Астропринт, 2001. — 308 с.
3. Цисельская, Т.А. Усовершенствованная АСР энергоблоком реактора / О.Б. Максимова, Т.А. Цисельская // Сборник тезисов докладов 10-й Международной научно-практической конференции по атомной энергетике “Безопасность, эффективность, ресурс”. — Севастополь, Оргкомитет МНПК АЭ-10. — С. 33 — 40.

## References

1. Sposob stabilizatsii aksial'nogo raspredeleniya neytronnogo polya pri manevrirovanii moshchnost'yu VVER-1000 [A method for stabilizing the axial distribution of the neutron field for maneuvering capacity of the WVER-1000] / M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, T.A. Tsel'skaya, V.E. Baskakov // Yaderna ta radiatsiina bezpeka [Nuclear and Radiation Safety]. — 2011. — Iss. 1(49). — pp. 27 — 32.
2. Demchenko, V.A. Avtomatizatsiya i modelirovanie tekhnologicheskikh protsessov AES i TES [Tekst] [Automation and modeling of NPP and TPP processes [Text]] / V.A. Demchenko. — Odessa, 2001. — 308 p.

3. Tsisel'skaya, T.A. Usovershenstvovannaya ASR energoblokom reaktora [Advanced RSA of a reactor power unit] / O.B. Maksimova, T.A. Tsisel'skaya // Sbornik tezisev dokladov 10-y Mezhdunarodnoy nauchno-prakticheskoy konferentsii po atomnoy energetike "Bezopasnost', effektivnost', resursy" [Abstracts of the 10th International Scientific and Practical Conference on Nuclear Energy "Safety, efficiency, resource"]. — Sevastopol'. — pp. 33 — 40.

#### АНОТАЦІЯ / АННОТАЦИЯ / ABSTRACT

*Т.В. Фош. Аналіз аксіального офсету енергоблока з ВВЭР-1000 в режимі маневрування.* Розглядається вплив ксенонових перехідних процесів в програмах регулювання потужністю енергоблока ВВЕР-1000 на стійкість і надійність реактора. Ксенонові перехідні процеси в режимі маневрування потужністю енергоблока АЕС впливають на зміну реактивності в активній зоні, що може призвести до втрати стабільності і надійності реактора. Показується, як автоматизовані системи регулювання потужністю енергоблока з реактором ВВЕР-1000 в маневреному режимі впливають на таку кількісну міру стійкості реактора як аксіальний офсет. При цьому встановлено, що вдосконалені автоматизовані системи регулювання, в яких застосовується два нових контури управління, усувають проблему стійкості і надійності реактора ВВЕР-1000 у зв'язку зі зміною стану енерговиділення, яке викликане ксеноновими перехідними процесами в момент маневру потужністю.

*Ключові слова:* автоматизована система регулювання, програми регулювання, аксіальний офсет, маневрений режим, ВВЕР-1000.

*Т.В. Фош. Анализ аксиального офсета энергоблока с ВВЭР-1000 в режиме маневрирования.* Рассматривается влияние ксеноновых переходных процессов в программах регулирования мощностью энергоблока ВВЭР-1000 на устойчивость и надежность реактора. Ксеноновые переходные процессы в режиме маневрирования мощностью энергоблока АЭС влияют на изменение реактивности в активной зоне, что может привести к потери стабильности и надежности реактора. Показывается, как автоматизированные системы регулирования мощностью энергоблока с реактором ВВЭР-1000 в маневренном режиме влияют на такую количественную меру устойчивости реактора как аксиальный офсет. При этом установлено, что усовершенствованные автоматизированные системы регулирования, в которых применяется два новых контура управления, устраняют проблему устойчивости и надежности реактора ВВЭР-1000 в связи с изменением состояния энерговыделения, которое вызвано ксеноновыми переходными процессами в момент маневра мощностью.

*Ключевые слова:* автоматизированная система регулирования, программы регулирования, аксиальный офсет, маневренный режим, ВВЭР-1000.

*T.V. Fosch. Analysis of axial offset units with WWER-1000 in the mode of maneuvering.* The article examines the impact of xenon transient processes in power programs for regulating WWER-1000 reactor on its stability and reliability. Xenon transient processes in the power maneuvering mode of NPP affect the reactivity change in the active zone that can lead to loss of the stability and reliability of the reactor. It is shown how automated control system of the power unit with WWER-1000 while maneuvering affects a quantitative measure of the stability of the reactor as axial offset. It is established that advanced automated control systems, which use two new control loops, solve the problem of stability and reliability of the WWER-1000 due to changes in energy release state, which is caused by the xenon transient processes while power maneuvering.

*Keywords:* automated control system, program control, axial offset, agile mode, the WWER-1000.

Рецензент д-р техн. наук, проф. Одес. нац. политехн. ун-та Максимов М.В.

Поступила в редакцию 24 апреля 2014 г.