

**В. П. СЕВЕРИН**, д-р техн. наук, проф., проф. НТУ «ХПИ»;  
**Е. Н. НИКУЛИНА**, канд. техн. наук, доц., доц. НТУ «ХПИ»;  
**Д. А. ЛЮТЕНКО**, магистрант НТУ «ХПИ»;  
**Е. Ю. БОБУХ**, магистрант НТУ «ХПИ»

## **ПРОБЛЕМА МАНЕВРЕННОСТИ ЭНЕРГБЛОКА АЭС И РАЗВИТИЕ МОДЕЛЕЙ ЕГО СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ**

Проанализирована проблема маневренности энергоблоков АЭС. Приведена модель энергоблока ВВЭР-1000 для анализа переходных процессов. Переходные процессы изменения состояния энергоблока не противоречат возможности его работы в маневренных режимах. Многозонная модель реактора использована для исследования комбинированного метода управления. Отмечены недостатки методов управления энергоблоком для развития его системы управления.

**Ключевые слова:** энергоблок атомной электростанции, система автоматического управления, методы анализ и синтеза, математические модели, переходные процессы.

**Введение.** В связи с существенным несоответствием между выработкой и потреблением электрической энергии в энергосистеме Украины в течение суток и из-за малой суммарной доли установок для регулирования суточного графика нагрузки энергосистемы актуальна проблема модернизации действующих энергоблоков к новым специфическим условиям работы путем создания системы автоматического управления (САУ) мощности энергоблока, которая позволит эксплуатировать энергоблоки атомных электрических станций (АЭС) в маневренных режимах [1–4].

Целью статьи является обобщение задач усовершенствования моделей системы автоматического управления мощностью энергоблока АЭС, которая позволит эксплуатировать энергоблок в маневренных режимах суточного цикла для поддержания баланса мощности в энергосистеме Украины.

**Анализ проблемы маневренности энергоблоков АЭС.** Самые мощные в энергосистеме Украины 13 энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 эксплуатируются на четырех АЭС [1]. Сегодня все АЭС с ВВЭР-1000 эксплуатируются в режиме стабилизации мощности энергоблока на заданном уровне, хотя оборудование первого контура рассчитано на эксплуатацию в режиме маневрирования мощностью [4, 5]. Это, прежде всего, связано с тем, что в настоящее время маневрирование мощностью реакторной установки осуществляется операторами в ручном режиме по требованию диспетчеров энергосистемы. Выполнение маневра операторами в ручном режиме очень опасно, так как при управлении необходимо одновременно контролировать изменение многих нейтронно-физических и технологических параметров, что приводит к необходимости учитывать влияние человеческого фактора на безопасность АЭС.

Перспективными планами развития энергетики Украины предусмотрено строительство новых энергоблоков повышенной безопасности и модернизация существующих энергоблоков [1]. С увеличением доли АЭС в энергосистеме Украины возникает необходимость их подключения к регулированию нагрузки энергосистемы, поскольку существует несоответствие между производством и потреблением электроэнергии в течение суточного цикла. Это особенно актуально в связи с перспективой интеграции Объединенной электроэнергетической системы Украины в Европейскую энергетическую систему, где требования к качеству электроэнергии существенно выше. При модернизации существующих энергоблоков АЭС и проектировании энергоблоков нового поколения особое внимание необходимо уделять повышению их безопасности и надежности, улучшению маневренных характеристик.

Сложная проблема маневренности энергоблоков АЭС для своего решения требует развития математических моделей энергоблока как объекта управления и создания новых САУ. Решением этой проблемы может стать создание САУ энергоблока, которая позволит эксплуатировать энергоблок в режиме маневрирования мощностью при условии повышения безопасности и надежности эксплуатации энергоблока, а также при сохранении экономической эффективности энергоблока.

**Модель энергоблока АЭС.** Математическая модель энергоблока АЭС как объекта управления построена на основании развития моделей его основных элементов: ядерного реактора ВВЭР-1000, выходного трубопровода реактора, САУ парогенератором, соединения выходного трубопровода парогенератора, главного циркуляционного насоса и входного трубопровода реактора, САУ паровой турбиной [2, 3]. Объединяя модели этих элементов, получим модель энергоблока для основных нормальных режимов эксплуатации:

$$d\mathbf{X}_U/dt = \mathbf{A}_U \mathbf{X}_U + \mathbf{B}_U u + \mathbf{B}_{UE} v_{Es}, \quad v = \mathbf{C}_U \mathbf{X}_U, \quad \pi_k = \mathbf{C}_{Uk} \mathbf{X}_U, \quad (1)$$

где  $\mathbf{X}_U$  – вектор состояния энергоблока;

$\mathbf{A}_U$ ,  $\mathbf{B}_U$ ,  $\mathbf{B}_{UE}$ ,  $\mathbf{C}_U$ ,  $\mathbf{C}_{Uk}$  – матрицы параметров СДУ энергоблока;

$u$  – управляющий сигнал регулятора нейтронной мощности;

$v_{Es}$  – сигнал изменения электрической мощности;

$v$  – нейтронная мощность реактора;

$\pi_k$  – давление пара в главном паровом коллекторе.

Порядок этой модели  $n = 40$ . Применим полученную модель энергоблока для построения его систем управления в нормальных режимах эксплуатации «Н» и «Т» [2].

**Синтез САУ в режиме «Н».** Модель системы управления энергоблоком в режиме «Н», которой соответствует система автоматического поддержания

нейтронной мощности реактора, построена по модели энергоблока (1) с пропорционально-интегральным (ПИ) регулятором мощности:

$$d\mathbf{X}_Q/dt = \mathbf{A}_Q \mathbf{X}_Q + \mathbf{B}_Q v_s + \mathbf{B}_{QE} v_{Es}, \quad v = \mathbf{C}_Q \mathbf{X}_Q, \quad \pi_k = \mathbf{C}_{Qk} \mathbf{X}_Q, \quad (2)$$

$$\mathbf{X}_Q = \begin{pmatrix} X_U \\ u_I \end{pmatrix}, \quad \mathbf{A}_Q = \begin{pmatrix} A_U - B_U K_P C_U & B_Q \\ -\lambda_I C_U & 0 \end{pmatrix}, \quad \mathbf{B}_Q = \begin{pmatrix} K_P B_U \\ \lambda_I \end{pmatrix},$$

$$\mathbf{C}_Q = (\mathbf{C}_U \quad 0), \quad \mathbf{C}_{Qk} = (\mathbf{C}_{Uk} \quad 0),$$

где  $v_s$  – уставка мощности;

$u_I$  – переменная интегральной части ПИ регулятора;

$K_P$  и  $\lambda_I$  – параметры ПИ регулятора.

Порядок этой модели  $n = 41$ . Аналогично построена модель с нечетким ПИ регулятором мощности.

Путем решения задач оптимального синтеза выполнена оптимизация параметров регуляторов мощности и получено желаемое время регулирования  $t_e = 100$  с. На рис. 1 для двух ПИ регуляторов мощности – линейного (PI) и нечеткого (FPI), показаны

переходные процессы изменения мощности реактора в оптимальных системах, имеющие одинаковое время регулирования  $t_c = 100$  с. Самый медленный процесс, который отвечает минимуму улучшенной интегральной квадратичной оценки (PI), предпочтителен для безопасности энергоблока.

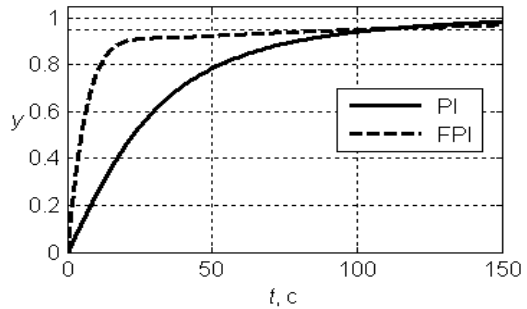


Рис. 1 – Процессы изменения мощности реактора

**Синтез САУ в режиме «Т».** Модель системы управления режимом «Т», которой соответствует система автоматического поддержания давления пара перед турбиной, построена по модели (2) с ПИ регулятором давления (РД):

$$d\mathbf{X}_P/dt = \mathbf{A}_P \mathbf{X}_P + \mathbf{B}_P v_{Es}, \quad \pi_k = \mathbf{C}_P \mathbf{X}_P,$$

$$\mathbf{X}_P = \begin{pmatrix} X_Q \\ u_I \end{pmatrix}, \quad \mathbf{A}_P = \begin{pmatrix} A_Q - B_Q K_P C_{Qk} & B_Q \\ -\lambda_I C_{Qk} & 0 \end{pmatrix}, \quad \mathbf{B}_P = \begin{pmatrix} B_{QE} \\ 0 \end{pmatrix}, \quad \mathbf{C}_P = (\mathbf{C}_{Qk} \quad 0),$$

Аналогично построены модели с пропорционально-интегрально-дифференциальным (ПИД) и нечетким ПИ регуляторами давления. Выполнена оптимизация параметров регуляторов давления. На рис. 2 представлены переходные процессы изменения давления пара в главном паровом коллекторе в оптимальных системах поддержания давления с ПИ (PI), ПИД (PID) и нечетким ПИ (FPI) регуляторами. Эти результаты позволяют сделать вывод, что оптимальный традиционный линейный ПИД регулятор давления обеспечивает наиболее быстрый переходный процесс с небольшими колебаниями.

Проведенные на основании линейных моделей исследования динамики САУ энергоблока в нормальных режимах эксплуатации «Н» и «Т», показывают, что переходные процессы изменения состояния энергоблока длятся не более 100 с, а это не противоречит возможности работы энергоблока в маневренных режимах. Однако при этом не учтены жесткие требования со стороны безопасности ядерного реактора и функциональные ограничения со стороны теплового оборудования.

**Развитие моделей ядерного реактора.** Залогом надежной и безопасной эксплуатации энергоблока является устойчивость состояния реактора при возмущениях как во время работы на постоянном уровне нагрузки, так и в маневренном режиме. Количественной мерой устойчивости реактора служит аксиальный офсет (АО) – технологическая характеристика равномерности энерговыделения и количественная мера устойчивости ядерного реактора, поэтому показателем эффективности эксплуатации энергоблока с ВВЭР-1000 является минимизация отклонения АО. Максимальное допустимое отклонение АО составляет 2,59 % и является граничным, превышение его запрещается регламентом и приводит к вынужденной остановке энергоблока.

Для исследования работы реактора ВВЭР-1000 в маневренных режимах необходимо развитие его модели как объекта управления с учетом АО и влияния изменения технологических параметров на устойчивость состояния реактора. Многозонная модель реактора, включающая идентифицированную модель борного регулирования, позволяет вычислить аксиальный офсет и учесть изменения технологических параметров: тепловую мощность, температуру теплоносителя на выходе из активной зоны (АЗ) реактора, температуру твэлов по высоте АЗ реактора [5]. На основании многозонной модели реактора разработана модель энергоблока как объекта управления, которая

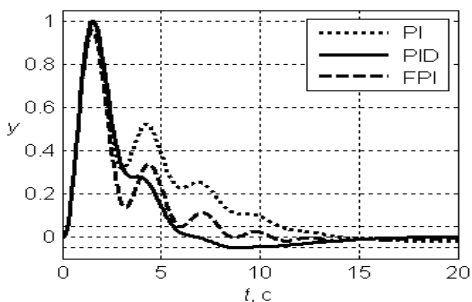


Рис. 2 – Процессы изменения давления пара

позволяет уменьшить погрешности моделирования статических и динамических свойств энергоблока, а также модели систем управления энергоблоком, позволяющие исследовать процессы управления в маневренных режимах энергоблока в течение суточного цикла [5].

**Комбинированное управление.** Компромиссно-комбинированный метод управления, в котором температура теплоносителя на входе в АЗ реактора поддерживается постоянной из-за перемещения регулирующих клапанов турбины и изменения давления пара, позволяет устранить неконтролируемые возмущения в нижней части активной зоны реактора и стабилизировать нижнюю часть активной зоны реактора. Это обеспечивается путем применения двух новых контуров управления. В первом контуре поддерживается постоянная температура теплоносителя на входе в АЗ реактора за счет управления давлением пара в парогенераторе, во втором контуре аксиальный офсет поддерживается постоянным за счет изменения положения регулирующей группы органов регулирования в системе управления и защиты реактора [5]. Имитационное моделирование САУ с компромиссно-комбинированным методом подтверждает, что на протяжении суточного маневра мощностью энергоблока АО реактора не изменяется. Усовершенствованная САУ позволит обеспечить устойчивость реактора и перевести энергоблок АЭС с ВВЭР-1000 в маневренный режим для поддержания баланса мощности в энергосистеме Украины с минимальным участием эксплуатационного персонала и с учетом требований регламента к надежности и безопасности эксплуатации энергоблока.

**Недостатки существующих методов управления.** При анализе компромиссно-комбинированного метода управления использована многозональная нелинейная модель реактора, входящая в систему управления энергоблоком, которую желательно представить в векторном виде с относительными безразмерными переменными состояния и соответствующими коэффициентами, как это принято в классической теории автоматического управления, что позволит уменьшить погрешности вычислений при интегрировании системы дифференциальных уравнений, уменьшить объем вычислений и сократить время интегрирования. Для вычисления значений параметров регуляторов в системах управления использован графоаналитический метод [5], хотя более эффективна методика настройки регуляторов на основе методов оптимизации с непосредственным использованием прямых показателей качества систем [2]. Имитационное моделирование процессов управления энергоблоком АЭС выполняется в среде Simulink компьютерной системы MATLAB, что требует времени для разработки схем систем управления и вычислений процессов управления, а широкие возможности самой системы MATLAB для ускорения вычислений не используются. Для сравнительного анализа качества системы управления мощностью энергоблока на основе компромиссно-комбинированного метода исследуется суточный маневр мощностью энергоблока на уровнях мощности 100% и 80%. При этом используются нелинейные модели

систем управления, для которых не выполняется принцип суперпозиции. Целесообразно провести исследования процессов управления и на других уровнях мощности. В усовершенствованной системе управления энергоблоком АЭС со стабилизацией температуры теплоносителя на входе в активную зону реактора предложено поддерживать постоянную температуру теплоносителя путем перемещения клапанов паровой турбины, которые предназначены для регулирования частоты вращения ротора турбины. Это приведет к изменению частоты, что тоже нужно исследовать.

**Выводы.** Проанализирована проблема маневренности энергоблоков АЭС. Приведена линейная модель энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000. На основании этой модели выполнен синтез систем управления в нормальных режимах эксплуатации. Приведены переходные процессы изменения состояния энергоблока, которые не противоречат возможности его работы в маневренных режимах. Многозонная модель реактора использована в модели энергоблока для исследования компромиссного комбинированного метода управления, обеспечивающего устойчивость реактора. Проанализированы недостатки методов управления энергоблоком с целью усовершенствования его системы управления.

**Список литературы: 1.** Ястребенецкий М. А. Системы управления и защиты ядерных реакторов / М. А. Ястребенецкий, Ю. В. Розен, С. В. Виноградская [и др.]. – К. : Основа-Принт, 2011. – 768 с. **2.** Северин В. П. Оптимизация прямых показателей качества систем автоматического управления генетическими алгоритмами / В. П. Северин, Е. Н. Никулина, К. А. Тарасенко // Вісник НТУ «ХПІ». – Х. : НТУ «ХПІ», 2013. – № 3 (977). – С. 21–26. **3.** 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. **4.** Халимончук В. А. Динамика реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК / В. А. Халимончук. – К. : Основа, 2008. – 228 с. **5.** Пельх С. Н. Способ стабилизации аксиального распределения нейтронного поля при маневрировании мощностью ВВЭР-1000 / С. Н. Пельх, М. В. Максимов, Т. А. Цисельская, В. Е. Баскаков // Ядерная и радиационная безопасность. – 2011. – № 1 (49). – С. 27–32.

**Bibliography (transliterated): 1.** Jastrebenetskij, M. A., Ju. V. Rozen, S. V. Vinogradskaja [и др.]. *Sistemy upravlenija i zashity jadernyh reaktorov*. Kiev: Osnova-Print, 2011. Print. **2.** Severin, V. P., E. N. Nikulina and K. A. Tarasenko. "Optimizacija prjamyh pokazatelej kachestva system avtomaticheskogo upravlenija geneticheskimi algoritmami." *Visnyk NTU "KhPI"*. No. 3 (977). 2013. 21–26. Print. **3.** Severin, V. P., E. N. Nikulina "Sintez optimal'nyh sistem avtomaticheskogo upravlenija energobloka AES v normal'nyh rezhimah ekspluatatsii" *Jaderna ta raditsijna bezpeka*. No. 3 (59). 2013. 62–68. Print. **4.** Halimonchuk, V. A. *Dinamika reaktora s raspredelennymi parametrami v issledovanijah perehodnyh rezhimov ekspluatatsii VVER i RBMK*. Kiev: Osnova, 2008. Print. **5.** Pelyh, S. N., M. V. Maksimov, T. A. Tsel'skaja and V. E. Baskakov. "Sposob stabilizatsii aksial'nogoraspredelenija neitronnogo polja pri manevrirovanii moshnost'ju VVER-1000." *Jadernaja i raditsionnaja bezopasnost'*. No. 1 (549). 2011. 27–32. Print.

*Послынула (received) 12.12.2014*