

УДК 621.313.12.001.57

Конущбаєва Т.В.

Одеський національний політехнічний університет

Беглов К.В.

Одеський національний політехнічний університет

АСР ПОТУЖНОСТІ ЕНЕРГОБЛОКА АЕС З ВВЕР-1000 ЗА УТРИМАННЯ СЕРЕДНЬОЇ ТЕМПЕРАТУРИ ПЕРШОГО КОНТУРУ ПОСТІЙНОЮ

Енергоблоки АЕС з реакторами ВВЕР-1000, які експлуатуються на чотирьох АЕС, є найпотужнішими на території України. У зв'язку з тим, що є суттєва невідповідність між виробленням і споживанням електричної енергії в енергосистемі країни протягом доби, а також у зв'язку з тим, що сумарна частка установок, призначених для регулювання добового графіка навантаження енергосистеми дуже мала, стає актуальною адаптація діючих енергоблоків до нових специфічних умов роботи шляхом створення автоматизованої системи регулювання (АСР) потужності енергоблока, яка дасть змогу експлуатувати енергоблоки АЕС у маневрених режимах. Нині всі українські АЕС з ВВЕР-1000 експлуатуються в режимі стабілізації потужності енергоблока на заданому рівні, хоча обладнання першого контуру розраховане на експлуатацію в режимі маневрування потужністю. Це насамперед пов'язане з тим, що натепер маневрування потужністю реакторної установки (РУ) здійснюється операторами в ручному режимі і тільки на вимогу диспетчерів енергосистеми.

Ключові слова: АЕС, перший контур, АКЗ, ВВЕР-1000, реакторна установка.

Постановка проблеми. Виконання маневру операторами РУ в ручному режимі дуже небезпечно, оскільки під час управління необхідно одночасно контролювати зміну багатьох нейтронно-фізичних і технологічних параметрів, що призводить до необхідності враховувати вплив людського фактора на безпеку АЕС.

Вирішенням цього завдання може стати створення АСР потужності енергоблока, яка дасть змогу експлуатувати енергоблок у режимі маневрування потужністю з вимогою, щоб надійність і безпека енергоблока були знижені, а також, щоб економічна ефективність енергоблока зберігалася на необхідному рівні [3, с. 35–40].

Аналіз останніх досліджень і публікацій. У статті «Автоматизована система регулювання потужності енергоблока для управління ЯЕУ в маневрених режимах з постійною температурою на вході в реактор» [6, с. 20–21] сказано, що аналіз властивостей реактора ВВЕР-1000 як об'єкта управління з точки зору властивих йому внутрішніх збурень і їх впливу на стійкість показав, що з усіх внутрішньо властивих реактору збурень на його стійкість у маневреному режимі впливають температурний та потужнісний ефекти реактивності, а також зміна реактивності, викликана отруєнням нестационарним ксеноном, яке в деяких випадках може привести до нестійкості реактора аж до його вимушеної зупинки.

Отже, для безпечної експлуатації енергоблока з реактором ВВЕР-1000 в маневреному режимі необхідно, щоб реактор ВВЕР-1000 перебував у стійкому стані і підтримувалася рівномірність енерговиділення в активній зоні реактора (АКЗ).

Формулювання цілей статті. Метою роботи є вивчення автоматизованої системи регулювання потужності енергоблока з постійною середньою температурою теплоносія, яка дасть змогу експлуатувати енергоблок у маневрених режимах добового циклу для підтримки балансу потужності в енергосистемі України.

Виклад основного матеріалу. Концентрація нейтронів АКЗ реактора:

$$\langle n(\tau) \rangle = \sum_{i=1}^{10} n_i(\tau) / 10, \quad (1)$$

де $n_i(\tau)$ – концентрація i -ї зони, см-3;

i – номер зони, .

У нанесенні на реактор збурення густина нейтронного потоку змінюється. Закономірність цих змін для кожної зони описується системою з 7 нелінійних диференціальних рівнянь першого порядку, що враховують 6 груп нейтронів, що запізнюються:

$$\begin{cases} \frac{dn_i}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_{ef}) \cdot n_i(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_j \cdot C_j(\tau), \\ \frac{dC_j}{d\tau} = \frac{\beta_j \cdot n_i(\tau)}{l} - \lambda_j \cdot C_j(\tau), \end{cases} \quad (2)$$

де $\rho(\tau)$ – реактивність, у від. од.;

- β_{ef} – сумарна частка нейтронів, що запізнюються, у від. од.;
- β_j – частка нейтронів, що запізнюються j -ї групи, у від. од.;
- l – середній час життя покоління миттєвих нейтронів, с;
- λ_j – постійна радіоактивного розпаду попередників j -ї групи, с⁻¹;
- j – номер групи нейтронів, що запізнюються, $j=1 \dots 6$;

– $C_j(\tau)$ – ефективна концентрація ядер – попередників нейтронів, що запізнюються j -ї групи, см⁻³.

Для рішення приведеної системи диференціальних рівнянь у відхиленнях від номінальних значень потрібно задатися нульовими початковими значеннями для $n_i(\tau)$ і $C_j(\tau)$. Рішенням системи буде значення відхилення густини нейтронів для i -ї зони $\Delta n(\tau)$ [1, с. 264].

Модель кінетики реактора була реалізована в середовищі моделювання Simulink пакета Matlab (рисунок 1).

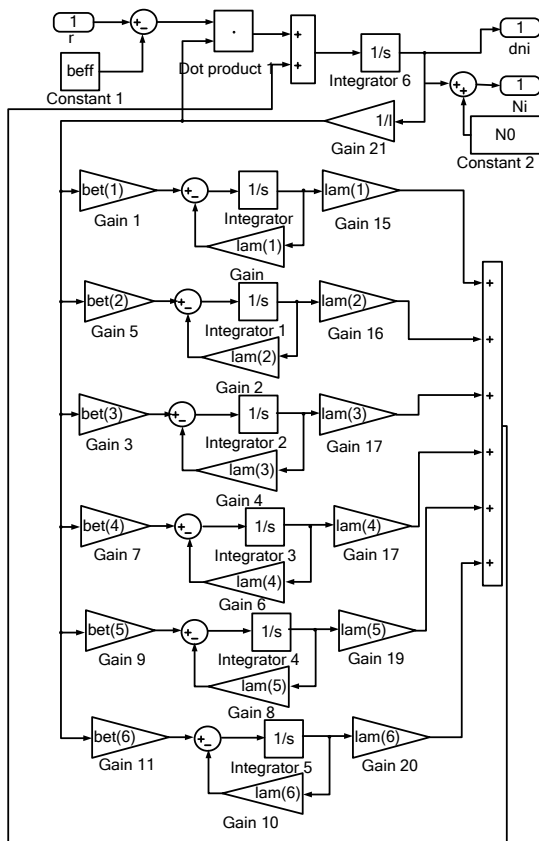


Рис. 1. Реалізація моделі кінетики реактора в середовищі моделювання Simulink пакета Matlab

Виділення тепла в АКЗ реактора, що супроводжує роботу реактора, зумовлене реакцією ділення ядер палива, а саме передачею кінетич-

ної енергії осколків ділення оточуючим атомам і молекулам середовища, сповільненням і радіаційним захопленням нейтронів у всіх компонентах АКЗ. Також воно зумовлене поглинанням миттєвого γ -випромінювання, а також β і γ - випромінювання осколків ділення і продуктів їх розпаду. Кожен складник вносить кількісний вклад у розподіл енергії і характеризується своїм тимчасовим розподіленням.

Основна частка теплової енергії вноситься кінетичною енергією осколків ділення (85%). Її перетворення на теплову енергію відбувається практично миттєво. Одночасно відбувається виділення енергії, пов'язане з β -випромінюванням (0,7%).

Енерговиділення в АКЗ реактора визначається як:

$$Q(\tau) = \sum_{i=1}^{10} Q_i(\tau). \quad (3)$$

Енерговиділення для i -ї зони АКЗ реактора описується таким рівнянням:

$$Q_i(\tau) = ((\varepsilon_n^M + \varepsilon_p^M) + (\varepsilon_n^I + \varepsilon_p^I) \cdot q_{II}(\tau)) \cdot n_i(\tau) \cdot v \cdot V_i \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_f^5, \quad (4)$$

де ε_n^M – частка миттєвого локального тепловиділення,

ε_p^M – частка миттєвого розсіяного тепловиділення,

ε_n^I – частка поступового локального тепловиділення,

ε_p^I – частка поступового розсіяного тепловиділення,

v – швидкість нейтронів відносно ядер, см/с;

V_i – об'єм палива в АКЗ, см³;

Σ_f^5 – макроскопічний переріз ділення палива, см⁻¹;

E_f^5 – енергія ділення одного ядра, яка перетворюється на теплову енергію, Дж;

$q_{II}(\tau)$ – відносна потужність поступового тепловиділення Q_i .

Відносна потужність поступового енерговиділення $q_{II}(\tau) = q_{II1}(\tau) + q_{II2}(\tau) + q_{II3}(\tau)$, знаходиться з рішення системи диференціальних рівнянь [2, с. 512]:

$$\begin{cases} T_1 \cdot \frac{dq_{II1}}{d\tau} + q_{II1}(\tau) = k_1 \cdot \Delta n_i(\tau), \\ T_2 \cdot \frac{dq_{II2}}{d\tau} + q_{II2}(\tau) = k_2 \cdot \Delta n_i(\tau), \\ T_3 \cdot \frac{dq_{II3}}{d\tau} + q_{II3}(\tau) = k_3 \cdot \Delta n_i(\tau), \end{cases} \quad (5)$$

де $T_1, T_2, T_3, k_1, k_2, k_3$ – постійні часу і коефіцієнти передачі;

$\Delta n(\tau)$ – відхилення густини нейтронів для i -ї зони, см⁻³.

У відхиленнях енерговиділення для i -ї зони буде описано так:

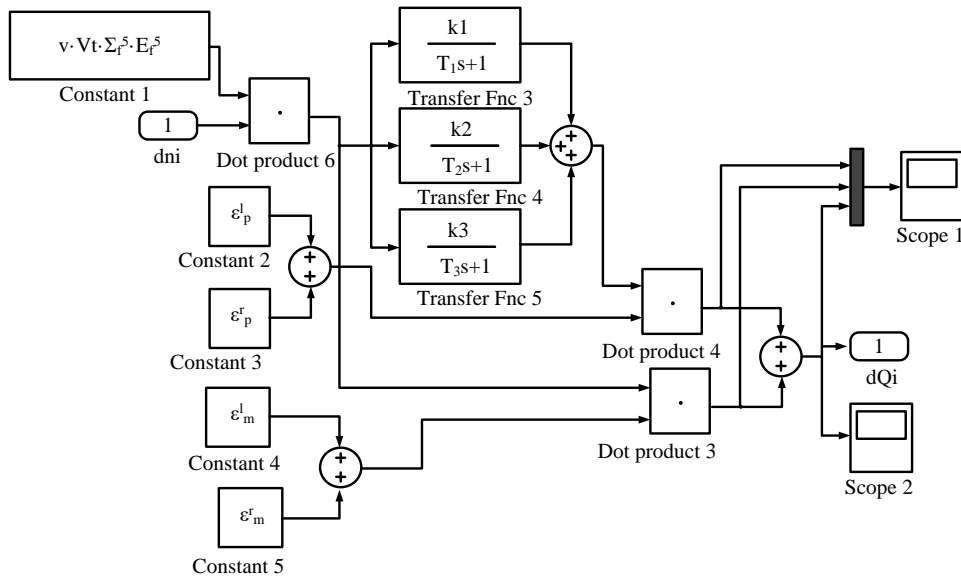


Рис. 2. Імітаційна модель енерговиділення

$$\Delta Q_i = ((\varepsilon_p^m + \varepsilon_p^r) + (\varepsilon_m^l + \varepsilon_m^r) \cdot q_{II}(\tau)) \cdot \Delta n_i(\tau) \cdot v \cdot V_i \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_f^5 \quad (6)$$

На рисунку 2 зображена імітаційна модель енерговиділення в середовищі моделювання Simulink пакета Matlab.

Рівняння балансу тепла для твєлів кожної зони АКЗ реактора має вигляд:

$$Q_i(\tau) = Cp_T \cdot m_T \frac{dt_i^T}{d\tau} + \alpha \cdot F \cdot (t_i^T(\tau) - t_i^{cp}(\tau)), \quad (7)$$

де Cp_T – питома теплоємність палива, $\frac{Дж}{кг \cdot К}$;
 m_T – маса палива, кг;
 α – коефіцієнт теплопередачі від поверхні твєлів до теплоносія, $\frac{Вт}{м^2 \cdot К}$;
 F – площа теплопередаючої поверхні твєлів, $м^2$;
 $t_i^T(\tau)$ – температура палива i -ї зони, $^{\circ}C$;
 $t_i^{cp}(\tau)$ – середня температура теплоносія i -ї зони, $^{\circ}C$ [4, с. 409].

Для отримання рішення диференціального рівняння у вигляді відхилення від номінального значення початкові умови $t_i^T(\tau)$ и $t_i^{cp}(\tau)$ були задані рівними нулю.

Рівняння балансу теплоносія кожної зони АКЗ реактора має вигляд:

$$\alpha \cdot F \cdot (t_i^T(\tau) - t_i^{cp}(\tau)) = Cp_B \cdot m_B \frac{dt_i^{cp}}{d\tau} + \frac{Cp_B \cdot m_B}{\tau_0} \cdot (t_i^{BbX}(\tau) - t_i^{Bx}(\tau)), \quad (8)$$

де Cp_B – питома теплоємність теплоносія, $\frac{Дж}{кг \cdot К}$;
 m_B – маса теплоносія в АКЗ реактора, кг;
 $t_i^{BbX}(\tau)$ – температура теплоносія на виході із i -ї зони, $^{\circ}C$;

$t_i^{Bx}(\tau)$ – температура теплоносія на вході в i -ю зону, $^{\circ}C$;

τ_0 – час проходження теплоносія через АКЗ реактора, с.

Позаяк теплоносій у АКЗ реактора рухається безперервно з постійною швидкістю від низу до верху, було прийнято, що температура на виході з однієї зони дорівнює температурі на вході у другу зону:

$$t_i^{BbX}(\tau) = t_{i+1}^{Bx}(\tau). \quad (9)$$

Для рішення диференціального рівняння балансу теплоносія кожної зони АКЗ реактора воно було перетворене до вигляду:

$$\alpha \cdot F \cdot (t_i^T(\tau) - t_i^{cp}(\tau)) = Cp_B \cdot m_B \frac{dt_i^{cp}}{d\tau} + \frac{2 \cdot Cp_B \cdot m_B}{\tau_0} \cdot (t_i^{cp}(\tau) - t_i^{Bx}(\tau)) \quad (10)$$

З врахуванням, що для кожної зони АКЗ реактора:

$$t_i^{cp}(\tau) = \frac{t_i^{BbX}(\tau) + t_{i+1}^{Bx}(\tau)}{2}. \quad (11)$$

Рішенням диференціального рівняння буде зміна середньої температури теплоносія у кожній з 10 зон. Для отримання значень зміни температури теплоносія на виході з кожної зони можна використати останнє рівняння.

Для розрахунку абсолютних значень зміни температури теплоносія в АКЗ реактора по зонах були прийнято, що в початковий момент часу температура теплоносія на вході в АКЗ реактора $t_1^{Bx} = 287 \text{ }^{\circ}C$ [5, с. 303].

На рисунку 3 зображена імітаційна модель передачі енергії, виділеної в результаті ділення,

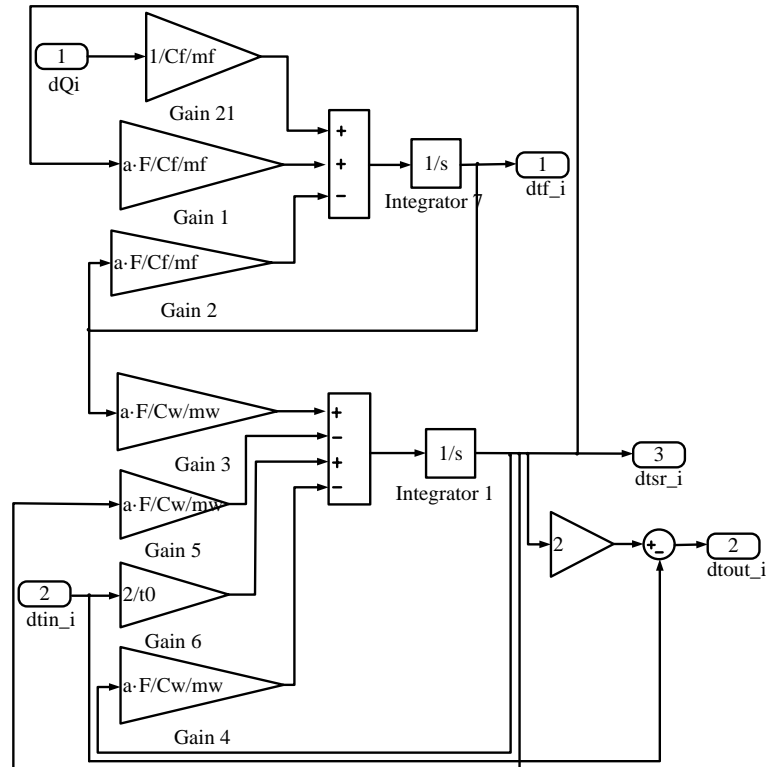


Рис. 3. Імітаційна модель передачі енергії паливу і теплоносію

паливу і теплоносію першого контуру в середовищі моделювання Simulink пакета Matlab.

Висновок. У роботі були отримані результати, які полягають у створенні автоматизованої системи керування потужністю енергоблоку з постійною середньою температурою теплоносія, що дало змогу експлуатувати енергоблок у маневреному режимі добового циклу для підтримки балансу потужності в енергосистемі України.

Розроблено багатозонну модель реактора, яка включає ідентифіковану модель борного регулювання, що дає змогу контролювати зміну технологічних параметрів – теплової потужності, температури теплоносія на вході і виході з АКЗ реактора, температури твєлів по висоті АКЗ реактора. Розраховано технологічну характеристику розподілу нейтронного поля (аксіальний офсет) як кількісну міру сталості ядерного реактора.

Список літератури:

1. Аминов Р.З. АЕС з ВВЕР: режими, характеристики, ефективність: монографія / за ред. В.А. Хрусталева, А.С. Духовенский, А.И. Осадчий, Москва: Энергоатомвид., 1990. 264 с.
2. Бартоломей Г. Г. Основи теорії і методи розрахунку ядерних енергетичних реакторів: навчальний посібник / за ред. Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать, М.С. Алхутов, Москва: Энергоатомвид., 1989. 512 с.
3. Белл Д. Теорія ядерних реакторів, Москва, 1974. 35–40 с.
4. Верхивкер Г.П. Основи розрахунку і конструювання ядерних енергетичних реакторів, Одеса, 2008. 409 с.
5. Владимиров В.И. Практичні завдання з експлуатації ядерних реакторів, Київ, 1986. 303 с.
6. Тодорцев Ю.К., Цисельська Т.А., Нікольський М. В. Автоматизована система регулювання потужності енергоблоку для управління ЯЕУ в маневрених режимах з постійною температурою на вході в реактор. ISSN 2073-6237. Ядерна та радіаційна безпека. 2013. № 4. С. 20–21.

АСР МОЩНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС С ВВЭР-1000 ПРИ СОДЕРЖАНИИ СРЕДНЕЙ ТЕМПЕРАТУРЫ ПЕРВОГО КОНТУРА ПОСТОЯННОЙ

Энергоблоки АЭС с реакторами ВВЭР-1000, которые эксплуатируются на четырех АЭС, являются самыми мощными на территории Украины. В связи с тем, что существует несоответствие между выработкой и потреблением электрической энергии в энергосистеме страны в течение суток, а также в связи с тем, что суммарная доля установок, предназначенных для регулирования суточного графика нагрузки энергосистемы очень мала, становится актуальной адаптация действующих энергоблоков к новым специфическим условиям работы путем создания автоматизированной системы регулирования (АСР) мощности энергоблока, которая позволит эксплуатировать энергоблоки АЭС в маневренных режимах. Сегодня все украинские АЭС с ВВЭР-1000 эксплуатируются в режиме стабилизации мощности энергоблока на заданном уровне, хотя оборудование первого контура рассчитано на эксплуатацию в режиме маневрирования мощностью. Это прежде всего связано с тем, что в настоящее время маневрирование мощностью реакторной установки (РУ) осуществляется операторами в ручном режиме и только по требованию диспетчеров энергосистемы.

Ключевые слова: АЭС, первый контур, АКЗ, ВВЭР-1000, реакторная установка.

ASR POWER PERFORMANCE OF NPP NPV WITH WWER-1000 UNDER STORAGE OF THE SECOND TEMPERATURE OF THE FIRST CONTROL PERMANENT

The power units of the WWER-1000 reactors, which are operated at four nuclear power plants, are the most powerful in Ukraine. Due to the fact that there is a significant discrepancy between the generation and consumption of electric energy in the country's energy system during the day, as well as due to the fact that the total share of installations intended to regulate the daily load schedule of the power system is very small, adaptation becomes actual operating power units to the new specific operating conditions by creating an automated control system (ACS) of the power unit power that will allow the operation of power units of the NPP in maneuverable modes. Today all Ukrainian NPPs of WWER-1000 are operated in the mode of stabilization of the power unit at a given level, although equipment of the 1st circuit is designed for operation in power maneuvering mode. This, first of all, is due to the fact that currently maneuvering power of the reactor unit (RU) is carried out by operators in manual mode and only at the request of the power system controllers.

Key words: nuclear power plant, first circuit, AKZ, WWER-1000, reactor installation.