



УДК 681.54

**MODEL AND METHOD OF CONTROLLING THE ACTIVE ZONE OF THE VVER-1000 REACTOR DURING CYCLIC TRANSIENT PROCESSES**  
**МОДЕЛЬ І МЕТОД УПРАВЛІННЯ АКТИВНОЮ ЗОНОЮ РЕАКТОРА ВВЕР-1000 ПРИ ЦИКЛІЧНИХ ПЕРЕХІДНИХ ПРОЦЕСАХ****Zubak V.V. / Зубак В.В.***PhD candidate / здобувач PhD*

ORCID: 0000-0002-6981-645X

**Belousov Valery Serhiyovych / Белоусов Валерій Сергійович***PhD candidate / здобувач PhD***Belousov Vladyslav Serhiyovych / Белоусов Владислав Сергійович***PhD candidate / здобувач PhD***Kipriyanov I. A. / Кіпріяннов І. А.***PhD candidate / здобувач PhD*

ORCID: 0009-0004-3128-5704

*Odesa Polytechnic National University Odesa, Shevchenko, 1, 65044**Національний університет «Одеська політехніка», Одеса, Шевченка, 1, 65044*

**Анотація.** Робота присвячена підвищенню стабільності енергорозподілу у ядерному реакторі ВВЕР-1000, під час ксенонових перехідних процесів. Проведені розрахунки, ті що моделюють перехідні процеси. Розроблено метод керування оснований на оптимізації перехідного процесу шляхом підтримки заданого аксіального офсету. Базовий варіант забезпечує можливість керування аксіальним офсетом у широкому діапазоні змін станів реактора і цілком задовольняє проектним обмеженням ВВЕР. Модифікації дозволяють розширити діапазон станів, що регулюються чи мінімізувати водообмін. У рамках одногрупової «двокрапкової моделі» розроблене теоретичне обґрунтування методу. Модель забезпечує можливість кількісно прогнозувати керуючі впливи при проведенні маневрів. Досліджено аспекти, зв'язані із впливом алгоритму на економічність і безпеку технологічного процесу виробництва енергії на АЕС.

**Ключові слова:** ядерний енергетичний реактор, нейтронно-фізичний розрахунок, аксіальний офсет.

**Вступ.**

Задача забезпечення стійкості нейтронних полів виникає у зв'язку з тим, що поряд із швидкими негативними ефектами реактивності, які роблять стабілізуючий вплив, будь-яка зміна стану активної зони викликає відносно повільні ксенонові перехідні процеси, що мають характер позитивного, дестабілізуючого зворотного зв'язку. Багаторазові перерозподіли енерговиділення, що відбуваються в цей час, можуть приводити до зниження надійності паливних елементів у результаті циклічних навантажень, чи до виникнення кризи теплообміну на окремих ділянках твелів [1,2].

Підвищення ефективності використання ядерного палива при експлуатації ВВЕР, привела до росту глибини вигорання палива. Разом з цим знижується стійкість керування та ростуть вимоги до якості керування енерговиділенням. Забезпечення стабільних властивостей енергорозподілу є одною з головних умов до роботи ВВЕР-1000 у маневровому режимі [3].

Метод регулювання енергорозподілу є достатньо ефективним при пригніченні відносно невеликих коливань. У випадку розвинутих коливань, які



виникають у результаті керування реактором, ефективність штатного методу знижується. Хоча, принципово, стабільний стан досягається, але для цього потрібен час більше доби. На протязі цього часу теплова потужність паливних елементів коливається з великою амплітудою. Існуюча модель керування не дозволяє знаходити найкращий спосіб керування. Тому разом з ростом економічної ефективності роботи реакторів повинні розроблятися методи керування енерговиділенням [4,5].

### **Аналіз літератури.**

Аналіз літературних джерел показав, що сучасні енергетичні реактори не мають властивості стійкості розподілу потоку нейтронів і його функціоналів стосовно цих процесів [1-5]. Використання автоматичних систем регулювання дозволяє забезпечувати стабільність реактора у стаціонарному режимі роботи. В циклічних перехідних процесах використання таких регуляторів у ВВЕР не ефективно тому що вимагає розміщення великого числа органів регулювання у кожній з регульованих зон, що технічно не реалізовано на об'єкті керування [6].

Розглянуто методи теорії оптимальних процесів, що застосовувалися для створення алгоритмів керування різних типів реакторів. Відзначено високий ступінь абстрактності підходу, неможливість через не лінійність прямого використання рівнянь стану, звичайне використання необґрунтованих гіпотез, примітивних моделей і, як наслідок неможливість автоматизованого керування. Також відмічається, що існуючі методи керування, не можуть бути технічно реалізовані [2-4].

Проаналізовано методи регулювання активної зони реактору [7,8]. Зроблено висновок про необхідність дослідження методів регулювання енерговиділення ВВЕР. Аналіз властивості розподілу енерговиділення під час ксенонових перехідних процесів в реакторі проведено через характеристику розподілу – аксіальний офсет:

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

де  $Q_1, Q_2$  - потужність нижньої і верхньої половин АКЗ,  $Q = Q_1 + Q_2$ .

Виявлено основні напрямки модернізації алгоритмів керування: використання фазових діаграм, метод цуга, метод просторової локалізації ксенонових процесів, керування шляхом підтримки рівноважного аксіального офсету, просторовий метод керування [2, 6-8].

### **Мета та задачі дослідження.**

Метою статті розробка метода забезпечення стабільних властивостей поля енерговиділення, пригнічення коливань під час протікання ксенонових перехідних процесів та моделі керування для підвищення ефективності експлуатації ядерного реактора. Для цього необхідно:

- Проаналізувати ксенонові процеси, що протікають у ВВЕР-1000, систематизувати методи керування ядерним реактором, вибрати метод керування енерговиділенням.
- Розробити метод підтримки стабільності енергорозподілу в ВВЕР–1000 при ксенонових перехідних процесах у різних енергетичних діапазонах.



- Провести модельний експеримент роботи реактора на ефективність вигорання палива.

Об'єкт дослідження: активна зона РУ з ВВЕР–1000, яка експлуатується в змінній частині графіка електричного навантаження.

Предмет дослідження: моделі і методи регулювання потужності реакторної установки ВВЕР–1000 в режимі змінного навантаження.

### **Основне дослідження.**

Стійкість просторового розподілу нейтронів по активній зоні і зв'язана з нею стабільність поля енерговиділення є першою умовою, необхідною для забезпечення працездатності і безпеки реакторів. З ростом енергонапруги, розмірів активних зон установок просторова стійкість нейтронних полів погіршується. Динамічні рівняння, що описують поведінку реактора в перехідному процесі, нелінійні і мають досить високу фазову розмірність (не менше семи – щільності потоків, температура, концентрації йоду, ксенону, прометію та ін.) [9]. Одержати рішення вдається лише, знижуючи розмірність задачі, використовуючи фізичні передумови.

У першу чергу відділяються швидкі перехідні процеси, що протікають за час порядку декількох секунд – хвилин, викликані потужнісним і температурним ефектами реактивності. Незалежно від швидких розглядаються перехідні процеси з масштабом часу більше години, зв'язані зі зміною ізотопного складу активної зони. Нукліди, що утворюються у процесі вигорання ядерного палива, мають різні перерізи поглинання нейтронів, що визначає ступінь їхнього впливу на наступні процеси в реакторі. Утворення сильно поглинаючих продуктів розподілу і їхній вплив на характеристики активної зони прийнято називати отруєнням реактора, на відміну від нагромадження інших продуктів розподілу, що називають шлакуванням. З усіх відомих нуклідів  $^{135}\text{Xe}$  має максимальний переріз поглинання теплових нейтронів.

Через те, що період напіврозпаду прометію, основного джерела самарію, більш ніж у 7 разів перевищує аналогічну величину для йоду, основного джерела ксенону, самарієвий і ксеноновий перехідні процеси теж сильно рознесені у часі. При умовах характерних для реакторів типу ВВЕР,  $\Phi = 5 \times 10^{13}$  нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$ , після пуску реактора для досягнення 0.99 рівноважної концентрації ксенону потрібно близько 0.5 доби, а для досягнення 0.99 рівноважної концентрації самарію потрібно близько 18 діб. Крім того, амплітуда ксенонового процесу у вододіагональних реакторах у багато разів вище, ніж самарієвого. Самарієві процеси практично порівнянні по масштабу часу і швидкості впливу на реактивність із процесом вигорання ядерного палива і не роблять впливу на стабільність енергорозподілу реактора. Ці причини дозволяють розглядати ксенонові перехідні процеси окремо від самарієвих і незалежно від процесу вигорання палива [5-9].

Сформульовано основний принцип методу підтримки заданого аксіального офсету [6,10]. Як результат оптимального керування, обґрунтовано виникнення мінімальних змін офсету, під час маневрів і перехідних процесів при складному графіку теплового навантаження реактора.

При роботі реакторної установки у стаціонарному режимі, аж до моменту



часу  $t_1$ , аксіальний офсет є функцією параметрів стану активної зони (“стан 1”)

$${}^1AO = f(t_1, {}^1Q; {}^1T_{ex}; {}^1H_{10}; {}^1H_5; \dots),$$

де:  ${}^1Q$  - теплова потужність установки у “стані 1”;  ${}^1T_{ex}$  - відповідна температура теплоносія на вході в активну зону;  ${}^1H_{10}$  - положення групи №10 (робочої) органів регулювання;  ${}^1H_5$  – положення групи № 5.

У момент часу  $t_1$  реактор починає перехід у стаціонарний “стан 2”, який характеризується параметрами  ${}^2Q$ ,  ${}^2T_{ex}$ ,  ${}^2H_{10}$ ,  ${}^2H_5$ , ... з відповідним аксіальним офсетом

$${}^2AO = f(t_2, {}^2Q; {}^2T_{ex}; {}^2H_{10}; {}^2H_5; \dots),$$

де  $t_2$  – момент часу, у який буде досягнуто нового стаціонарного стану.

На підставі отриманих даних стверджується, що при виконанні рівності  ${}^1AO = {}^2AO$ , перехідний процес буде протікати з мінімальними коливаннями енергорозподілу. Тривалість перехідного процесу  $t_2 - t_1$  не має значення. Таким чином, задача зводиться до рівняння

$$f({}^1Q, {}^1T_{ex}, {}^1H_{10}, {}^1H_5, \dots) = f({}^2Q, {}^2T_{ex}, {}^2H_{10}, {}^2H_5, \dots) \quad (1)$$

щодо невідомих  ${}^2H_{10}$ ,  ${}^2H_5$ .

У разі потреби реалізувати складний графік зміни теплової потужності реакторної установки, з послідовними переходами між рівнями  ${}^1Q$ , ...,  ${}^nQ$ , виконання рівності

$$f({}^1Q, {}^1T_{ex}, {}^1H_{10}, {}^1H_5, \dots) = f({}^2Q, {}^2T_{ex}, {}^2H_{10}, {}^2H_5, \dots) = \dots = f({}^nQ, {}^nT_{ex}, {}^nH_{10}, {}^nH_5, \dots) \quad (2)$$

забезпечує мінімізацію коливань аксіального офсету, як під час роботи по цьому графіку, так і надалі. При цьому тривалість часу роботи реактора між переходами на різні рівні потужності не грає ніякої ролі, тобто відсутня необхідність очікування закінчення процесу перерозподілу  ${}^{135}\text{Xe}$  по всьому об’єму активної зони. Принцип, виражений рівняннями (1) і (2) характеризує суть методу підтримки заданого аксіального офсету [11,12].

Розрахунковим шляхом виконана перевірка твердження про мінімізацію коливань аксіального офсету у перехідних процесах, коли виконується рівність

$${}^1AO = {}^2AO = {}^3AO = \dots = {}^nAO.$$

Рівняння (1) і (2) розв’язувалися числовим методом підстановки з використанням програми БПП–7А.

Відхилення аксіального офсету від заданого, при перехідному процесі, в абсолютних значеннях не перевищували 2%. Для порівняння, якщо при такому маневрі не робити керуючі впливи механічними органами, відхилення аксіального офсету від заданого, при перехідному процесі, в абсолютних значеннях перевищують 35% [8-12]. При розгляді режимів роботи реакторної установки використовувалися наступні додаткові умови:

- залежність положень груп органів регулювання від потужності при керуванні аксіальним офсетом визначається за попередньою умовою;
- концентрація інтегрального поглиначка визначається набором параметрів  $Q$ ,  $H_{10}$ ,  $H_5$ ;
- у стаціонарному режимі  $T_{ex}$  визначається потужністю  $Q$ ;
- витрата теплоносія через активну зону постійна.

Таким чином, для кожного моменту кампанії число незалежних параметрів



при рішенні рівняння (1) обмежувалося потужністю реактора  $Q$  і положенням груп органів регулювання  $H_{10}$ ,  $H_5$ .

Діапазон рівнів потужності, для яких існує дійсне рішення, визначається умовою (а). Вид залежності взаємного розташування органів регулювання також визначається умовою (а) і, відповідно до проведених розрахунків, якісно однаковий для будь-якого моменту з розглянутих кампаній енергоблоку. Таким чином, стає можливим заздалегідь визначати потрібне положення органів регулювання при перехідних процесах у залежності від рівня потужності реактора і тривалості експлуатації паливного завантаження [12,13].

Концепція моделі реактора стосовно до ВВЕР-1000 була відома ще на початку 90 р. [14-17] Однак рівень її розроблення дозволяв вивчати перехідні процеси якісно, визначаючи в основному типи поведінки реактора і наявність окремих рішень. Відмовившись від складання основної системи рівнянь з використанням методу відхилень поточного аксіального офсету від рівноважного, шляхом інтегральних перетворень вдалося в одноруповому наближенні одержати рівняння

$$\int_{V_1} dV \Phi \Sigma_a \approx v Q \frac{1+AO}{2} + R_1,$$

$$\int_{V_2} dV \Phi \Sigma_a \approx v Q \frac{1-AO}{2} + R_2,$$

де  $\int_{S_i} dS D \nabla \Phi = const \equiv R_i$ ,  $V_i$ ,  $S_i$ - об'єми і поверхні верхньої і нижньої половин активної зони,  $\Sigma_a$  – гомогенізований макропереріз поглинання нейтронів,  $v$  - вихід нейтронів на акт розподілу.

Продемонстровано можливість створення такої моделі для більшого числа енергетичних груп. Побудована модель дозволила теоретично обґрунтувати метод підтримки заданого аксіального офсету. При цьому вона дала нову інтерпретацію окремим характеристикам методу, яку раніше неможливо було зробити. Модель забезпечила можливість кількісно прогнозувати регулюючі впливи. Для розвитку моделі на область складних перехідних процесів було зроблено два припущення, підтверджених шляхом розрахункового моделювання [15,16].

Якщо залежність аксіального офсету і  $Q$  від положень груп і потужності реактора у вихідному, необов'язково стаціонарному стані описується функціями  $AO(Q)$ ,  $AO(H_{10})$ ,  $AO(H_5)$ ,  $Q(H_{10})$ ,  $Q(H_5)$ , то перехід повинний бути здійснений таким чином, щоб виконувалися рівності

$$AO({}^1Q) + AO({}^1H_{10}) + AO({}^1H_5) = AO({}^2Q) + AO({}^2H_{10}) + AO({}^2H_5),$$

$$\frac{1}{2}Q({}^1H_{10}) + \frac{1}{2}Q({}^1H_5) - {}^1Q = \frac{1}{2}Q({}^2H_{10}) + \frac{1}{2}Q({}^2H_5) - {}^2Q,$$

${}^1Q$ ,  ${}^2Q$  – початковий і кінцевий рівні потужності, між якими відбувається перехід. Таким чином, для моменту переходу, можна побудувати систему з двох рівнянь, що розв'язується за допомогою залежностей одержуваних розрахунковим шляхом.





Друга гіпотеза відноситься до розгляду випадків ряду послідовних переходів між різними рівнями потужності  ${}^1Q, \dots, {}^nQ$ . Кожен наступний перехід відбувається тоді, коли не закінчився перехідний процес, викликаний попередніми переходами. Враховуючи, що при роботі по методу підтримки заданого аксіального офсету, зміни аксіального офсету під час процесу і під час переходів малі, зміна концентрації ксенону в активній зоні відбувається досить рівномірно. Припустимо, що в цьому випадку послідовні переходи мають властивість адитивності, тобто реактивності, після кожного переходу внесені органами регулювання у будь-яку половину активної зони, складаються по рекурентному закону. А саме, реактивність  $\Delta\rho_k(t)$ , внесена в половину активної зони групою органів регулювання після здійснення чергового переходу  $k$  під час роботи на постійній потужності, дорівнює сумі реактивностей перша з яких  $\Delta\rho'(t-t_k)$  викликана зміною положення групи органів регулювання, яка компенсує перерозподіл  ${}^{135}\text{Xe}$  і розраховується по двокрапковій моделі для останнього переходу так, ніби він походив зі стаціонарного стану. Друга складова суми дорівнює різниці між реактивностями для поточного моменту часу  $\Delta\rho_{k-1}(t)$  і для часу  $t_k$  останнього переходу  $\Delta\rho_{k-1}(t_k)$ , обумовленими всіма переходами крім одного останнього:

$$\Delta\rho_k(t) = \Delta\rho'(t-t_k) + \Delta\rho_{k-1}(t) - \Delta\rho_{k-1}(t_k)$$

Тоді підсумкове положення органів регулювання у будь-який момент часу  $t$  може бути отримане з результатів розрахунку  $\Delta H_5(iQ; {}^{i+1}Q; t-t_i)$  по моделі кожного конкретного переходу з  ${}^iQ$  на  ${}^{i+1}Q$ :

$$H_5(t) = H_5(t_1) + \sum_{i=1}^{n-1} \Delta H_5(iQ, {}^{i+1}Q, t-t_i)$$

де  $n-1$  повне число змін потужності, виконаних від початкового стаціонарного стану до моменту часу  $t$ . Такий підхід дає можливість вибирати графік руху органів регулювання, що забезпечує оптимальне керування, як повною інтегральною потужністю реактора, так і аксіальним розподілом поля енерговиділення під час ксенонових перехідних процесів.

При роботі в режимі щоденних маневрів використання рідинної системи регулювання для маневрів стає неприйнятним, оскільки її робота приводить до створення значної кількості рідких радіоактивних відходів. Тому розвиток моделі, насамперед, було спрямовано на керування з використанням тільки механічних органів.

Моделювання керування проводилося протягом 24 годин з початку розвантаження, потім припинено для визначення залишкових ефектів. Для демонстрації нестабільності обраного стану реактора, масштабу коливаний, зміна аксіального офсету після подібного розвантаження з використанням тільки рідинного регулювання. На відміну від АО\*, коливання АО сходяться, область збурень збільшується, і в цьому сенсі асимптотична стійкість реактора підвищується [11-17].

Крім поточного значення аксіального офсету, при експлуатації контролюються потужності окремих ТВЗ і енергорозподіл по шарам ТВЗ. У ході всього перехідного процесу максимальна потужність ТВЗ ( $N_{\max}$ ) збільшувалася



на величину не більш 0.5 МВт, максимальне значення коефіцієнта нерівномірності по об'єму ( $K_v$ ) – не більше ніж на 0.1, відхилення аксіального офсету від заданого – не більше ніж на 4%. Жоден з цих параметрів не перевищив встановлених обмежень.

Розглянуто варіанти розвантаження реактора до різних рівнів потужності і підвищення навантаження з різних рівнів потужності до номінального з одночасною зміною положення груп органів регулювання по описаному методу, що забезпечує зменшення виникаючих коливань енергорозподілу, аналізувалась їх амплітуда.

Виявлено істотне зростання амплітуди коливань аксіального офсету при розвантаженнях нижче  $50\%Q_{ном}$ , у наслідку того, що алгоритм підтримки заданого аксіального офсету є наближеним рішенням задачі керування перехідним процесом і умови цього наближення вносять додаткові обмеження на ширину діапазону зміни потужності.

Порівнювалися значення ефективностей аварійного захисту для вихідних станів, у першому з яких всі органи регулювання знаходяться вгорі, крім робочої групи, що знаходиться на висоті 80% від низу активної зони, а у другому – усі органи регулювання знаходяться вгорі, крім груп №5 і №10, цілком занурених в активну зону. Розрахунок проводився для початку і кінця кожного із завантажень, ефективність аварійного захисту визначалася з врахуванням застрягання у крайньому верхньому положенні максимально ефективного органа регулювання, що визначався окремо для кожного стану.

Перехід до високих глибин вигорання, без удосконалення алгоритмів регулювання реактора, приводить до зниження показників надійності палива. Позитивний вплив, який здійснює на безпеку АЕС використання алгоритму підтримки заданого аксіального офсету, дозволяє одержувати додатковий економічний ефект. Цей ефект присутній при будь-якому режимі роботи реактора.

Вартість ТВЗ у процесі експлуатації змінюється від  $C_0$  - вартості свіжої ТВЗ, до 0 - вартості ТВЗ на момент вивантаження із активної зони. Відповідно глибина вигорання міняється від 0 до  $E_{виг}$ . Кількість теплової енергії отриманої з цієї ТВЗ дорівнює  $ME_{виг}$ . Якщо не розглядати вартість ПС СУЗ і СВП, що змінюється незалежно від вартості ТВЗ, то частина паливної складової собівартості одиниці енергії, виробленої за весь термін служби реактора, обумовлена тільки ТВЗ, дорівнює:

$$C_{ТВЗ} = \frac{\sum_{k=1}^N C_{0,k}}{\sum_{k=1}^N M_k E_{виг,k}} = \frac{\sum_{i=1}^T C_{0,i} P_i}{\sum_{i=1}^T M_i \sum_{j=1}^{P_i} E_{виг,i,j}} = \frac{\sum_{i=1}^T C_{0,i} p_i}{\sum_{i=1}^T M_i \langle E_{виг} \rangle_i p_i}$$

де:  $N$  – загальна кількість ТВЗ використаних за весь термін служби реактора,  $T$  – кількість типів ТВЗ які можуть використовуватись у даному реакторі,  $P_i$  – кількість ТВЗ типу  $i$  використаних у реакторі за весь термін служби,  $p_i = P_i/N$  – відносна кількість ТВЗ типу  $i$  використаних у реакторі за весь термін служби,  $C_{0,k}$  - початкова вартість  $k$ -ї ТВЗ,  $C_{0,i}$  - вартість свіжої ТВЗ типу  $i$ .



Це означає, що будь-які напрямки модернізації активної зони, зв'язані з використанням нових типів ТВЗ, удосконаленням компоновки чи режимів експлуатації ТВЗ, тільки в тому випадку мають позитивний ефект, через економію ядерного палива, якщо вони приводять або до збільшення відносної частки  $p_i$  типів ТВЗ із меншими  $C_0/(M\langle E_{\text{виг}} \rangle)$ , або просто до збільшення  $\langle E_{\text{виг}} \rangle$ . Крім того, існує зв'язок між ефективністю паливовикористання і поводженням з відпрацьованим ядерним паливом, а саме: у наслідок збільшення  $\langle E_{\text{виг}} \rangle$ , зменшується кількість відпрацьованого палива на одиницю виробленої енергії.

Згідно отриманим даним збільшення глибини вигорання ТВЗ у циклі без зміни типу палива може досягати 7-8% стосовно проекту. А у випадку використання оптимізації тривалості завантажень за допомогою режиму часткового використання від'ємних ефектів реактивності це збільшення досягає 9%. Використання алгоритму підтримки заданого аксіального офсету забезпечує можливість безпечного збільшення глибини вигорання ядерного палива.

Керування енерговиділенням є однією із задач забезпечення безпеки та якості, а також економічною проблемою підвищення ефективності паливовикористання і використання встановленого рівня потужності, економічності роботи АЕС. Крім того, вона є одною із двох основних складових проблеми адаптації енергоблоків ВВЕР-1000 для роботи у маневровому режимі. При роботі у маневровому режимі ефект складається зі збільшення різниці між ринковою вартістю та собівартістю енергії, що виробляється АЕС (~20%), а також забезпечення можливості зниження паливної складової її собівартості на ~7-9%. У базовому режимі ефект складається з такого ж забезпечення можливості зниження паливної складової собівартості енергії на ~7-9%, підвищення надійності ядерного палива, що дає ще ~1-2% економії у паливній складовій, а також невеликого підвищення коефіцієнту використання встановленої потужності «того що збільшує» ефективний термін служби енергоблоку приблизно на 6 годин у рік.

### **Висновки.**

Досліджено ксенонові процеси, що протікають у ВВЕР-1000, проаналізовано системи і методи керування ядерним реактором, досвідним шляхом виявлений метод керування енерговиділенням заснований на підтримці заданого аксіального офсету. Проведено розрахунково-експериментальне дослідження методу в широкому діапазоні характеристик реактора.

Розроблено метод підтримки стабільності енергорозподілу ВВЕР-1000 у широкому енергетичному діапазоні, який враховує можливу необхідність розширення діапазону рівнів потужності, скорочення кількості радіоактивних відходів.

Розроблено модель, яка забезпечила можливість кількісно прогнозувати керуючі впливи. У випадку, якщо керування проводиться без використання рідинної системи, модель дозволяє заздалегідь вибирати графік руху механічних органів, якій забезпечує незначні коливання, як повної потужності реактора, так і аксіального розподілу поля енерговиділення.

Розроблено методи дослідження економіки паливних циклів, що можуть





бути поширені на режими не зв'язані безпосередньо з маневрами, мають самостійне практичне застосування. Ефект від впровадження методу підтримки заданого аксіального офсету залежить від режиму роботи реактора. У базовому режимі алгоритм забезпечує можливість заощаджувати до ~10% величини паливної складової собівартості енергії.

### Література:

1. Foshch, T., Portela, F., Machado, J. & Maksimov, M. “Regression Models of the Nuclear Power Unit VVER-1000 Using Data Mining Techniques”. *Procedia Computer Science*. 2016; 100: 253–262. <https://www.scopus.com/authid/detail.uri?authorId=57192589450>. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.procs.2016.09.151>.
2. Pelykh, S. N., Maksimov, M. V. & Ryabchikov, S. D. “The prediction problems of VVER fuel element cladding failure theory”. *Nuclear Engineering and Design*. 2016; 302: 46–55. <https://www.scopus.com/authid/detail.uri?authorId=34971820000>. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.04.005>.
3. Pelykh, S. N., Maksimov, M. V. & Parks, G. T. “A method for VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup”. *Nuclear Engineering and Design*. 2013; 257: 53–60. <https://www.scopus.com/authid/detail.uri?authorId=34971820000>. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2012.12.022>.
4. Foshch, T., Machado, J., Portela, F., Maksimov, M. & Maksimova, O. “Comparison of Two Control Programs of the VVER-1000 Nuclear Power Unit Using Regression Data Mining Models”. *Nuclear and Radiation Safety*. 2017; 3 (75): 11–17. DOI: [https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3\(75\).02](https://doi.org/10.32918/nrs.2017.3(75).02).
5. Pelykh, S. N., Maksimov, M. V. & Nikolsky, M. V. “A method for minimization of cladding failure parameter accumulation probability in VVER fuel elements”. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2014; 92 (4): 108–116. URL: [https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT\\_2014\\_4/article\\_2014\\_4\\_108.pdf](https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2014_4/article_2014_4_108.pdf).
6. Pelykh, S. N. & Maksimov, M. V. “Theory of VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup”. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2013; 44 (2) 84: 50–54. URL: <http://dspace.nbuv.gov.ua/bitstream/handle/123456789/111678/08-Pelykh.pdf?sequence=1>.
7. Yan, X., Wang, P., Qing, J., Wu, S. & Zhao, F. “Robust power control design for a small pressurized water reactor using an H infinity mixed sensitivity method”. *Nuclear Engineering and Technology*. 2020; 52 (7): 1443–1451. <https://www.scopus.com/authid/detail.uri?authorId=57211839857>. DOI: <http://doi.org/10.1016/j.net.2019.12.031>.
8. Pelykh, S. N. & Maksimov, M. V. “The method of fuel rearrangement control considering fuel element cladding damage and burnup”. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2013; 87 (5): 84–90. URL: [https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT\\_2013\\_5/article\\_2013\\_5\\_84a.pdf](https://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2013_5/article_2013_5_84a.pdf).
9. Maksimov, M. V., Pelykh, S. N. & Gontar, R. L. “Principles of controlling fuel-element cladding lifetime in variable VVER-1000 loading regimes”. *Atomic*



*Energy*. 2012; 112 (4): 241–249. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9552-3>.

10. Maksymov, M., Alyokhina, S. & Brunetkin, O. “Thermal and reliability criteria for nuclear fuel safety”. *River Publishers (Verlag)*. 2021. 260 p. <https://www.scopus.com/authid/detail.uri?authorId=7005088554>. e-ISBN: 9788770224000.

11. Zhou, H., Pelykh, S. N., Odrekhovska, I. O. & Maksymova, O. B. “Optimization of power control program switching for a WWER-1000 under transient operating conditions”. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2018; 1 (113): 218–221. URL: <http://dspace.nbuv.gov.ua/bitstream/handle/123456789/137360/36-Zhou.pdf?sequence=1>.

12. Filimonov, P. E., Aver'yanova, S. P. & Filimonova, M. P. “Control of control-rod groups in the maneuvering regime of VVER-1000 operation” (in Russian). *Atomic Energy*. 1998; 84 (5): 383–387. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF02414876>.

13. Ningbo, L. & Xueyao, S. “Research on the control of containment pressure of Gen II+ NPP under severe accident condition”. *Energy Procedia*. 2017; 117: 220–224. <https://www.scopus.com/authid/detail.uri?authorId=57196222634>. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2017.08.098>.

14. Maksimov, M. V., Tsiselskaya, T. A. & Kokol, E. A. “The Method of Control of Nuclear Power Plant with VVER-1000 Reactor in Maneuverable Mode”. *Journal of Automation and Information Sciences*. 2015; 47 (6): 17–32. DOI: <https://doi.org/10.1615/JAutomatInfScien.v47.i6.20>.

15. Jiang, Q., Liu, Y., Zeng, W. & Yu, T. “Study on switching control of PWR core power with a fuzzy multimodel”. *Annals of Nuclear Energy*. 2020; 145: 107611. <https://www.scopus.com/authid/detail.uri?authorId=57211412665>. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107611>.

16. Plakhotnuk, A. A., Kokol, E. A. & Maksimov, M. V. “Simulation of changes in the structure of technical means of automation at the VVER-1000 while maneuvering” (in Russian). *Automation Technological and Business-Processes*. 2015; 7 (4): 64–71. DOI: <https://doi.org/10.15673/2312-3125.24/2015.56334>.

17. Aver'yanova, S. P., Vokhmyanina, N. S., Zlobin, D. A., Filimonov, P. E., Kuznetsov, V. I. & Lagovskii V. B. “Offset-cardinality phase diagram method of controlling reactor power”. *Atomic Energy*. 2017; 121: 155–160. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0176-5>.

**Abstract.** The work is devoted to increasing the stability of power distribution in the VVER-1000 nuclear reactor during xenon transients. The calculations modeling the transients were performed. A control method based on optimization of the transient process by maintaining a given axial offset was developed. The basic variant provides the ability to control the axial offset in a wide range of changes in reactor states and fully satisfies the design constraints of VVERs. Modifications make it possible to expand the range of controlled states or minimize water exchange. The theoretical justification of the method was developed within the framework of the single-group “two-dot model”. The model provides the ability to quantitatively predict control effects during maneuvers. Aspects related to the influence of the algorithm on the efficiency and safety of the technological process of energy production at NPPs are investigated.

**Key words:** nuclear power reactor, neutron-physical calculation, axial offset.