

## ОСОБЛИВОСТІ ПЕРЕХІДНОГО ПРОЦЕСУ В РЕАКТОРНІЙ УСТАНОВЦІ ВВЕР-1000 ПРИ СПРАЦЮВАННІ ПРИСКОРЕНОГО ПОПЕРЕДЖУВАЛЬНОГО ЗАХИСТУ

В. І. Борисенко<sup>1,2</sup>, І. М. Каденко<sup>2</sup>, Д. В. Самойленко<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Інститут проблем безпеки АЕС, Київ

<sup>2</sup>Київський національний університет імені Тараса Шевченка, Київ

На потужності реакторної установки (РУ) з ВВЕР-1000 більше 75 % від номінальної ( $N_{\text{ном}}$ ) у випадку відмови важливого для безпеки обладнання формуються сигнали спрацювання прискореного попереджувального захисту (ППЗ), що зумовлює падіння визначеної групи органів регулювання (ОР) для швидкого зниження потужності на (~40 - 50) %  $N_{\text{ном}}$ . При падінні ОР системи управління та захисту (СУЗ) до активної зони реактора вноситься від'ємна реактивність, що зумовлює в РУ перехідний процес зі зміною потужності від початкового до нового стаціонарного значення, меншого від початкового. Для даного перехідного процесу на початку та в кінці паливної кампанії виконано розрахунок величин періоду та реактивності – параметрів, важливих для безпеки РУ, а також досліджено особливості зміни потужності РУ ВВЕР-1000 з часом. При цьому показано, що при значеннях температурних коефіцієнтів реактивності, характерних для кінця паливної кампанії, значення періоду може виходити за межі припустимих величин і призводити до спрацювання аварійного захисту (АЗ). У той же час результати розрахунків зміни потужності та реактивності РУ свідчать про проектний режим роботи реактора при спрацюванні ППЗ та відсутність доцільності спрацювання АЗ за нейтронно-фізичними параметрами реактора.

*Ключові слова:* реактивність, ВВЕР-1000, органи регулювання, активна зона.

### Вступ

Система ППЗ застосовується на ВВЕР-1000 з метою запобігання спрацюванню АЗ для підвищення динамічної стійкості роботи енергоблока та забезпечення зберігаючих режимів роботи елементів при непередбачених відключеннях важливого для безпеки обладнання шляхом швидкого зниження потужності реактора та турбогенератора. ППЗ проектно спрацьовує у наступних випадках:

одночасне відключення двох головних циркуляційних насосів;

закриття стопорних клапанів турбогенератора;

відключення одного турбоживильного насосу;

різке зниження потужності турбогенератора до рівня власних потреб, при цьому обладнання, що залишилося в роботі, дозволяє продовжити експлуатацію енергоблока на зниженому рівні потужності.

Спрацювання ППЗ здійснюється шляхом скидання до активної зони спеціально обраної групи ОР СУЗ. Номер самої групи може змінюватися в процесі узгодження відповідного паливного завантаження РУ виходячи з необхідної величини зниження потужності (~40 - 50) %  $N_{\text{ном}}$  залежно від стану активної зони конкретно для кожного енергоблока.

При падінні ОР до активної зони вводиться від'ємна реактивність і, як наслідок, знижується потужність реактора. У той же час починають проявлятися від'ємні зворотні зв'язки по температурах теплоносія та палива. Дія таких зв'язків

призводить до часткового зростання нейтронної потужності одразу після падіння відповідної групи ОР СУЗ, що є характерною ознакою для реакторів з від'ємними зворотними зв'язками. Часткове зростання нейтронної потужності в часі, що спостерігається після її попереднього зниження при спрацюванні ППЗ, залежить, в основному, від наступних параметрів:

ефективності групи ОР, що падає до АЗ при спрацюванні ППЗ;

коефіцієнтів реактивності по температурі теплоносія та палива;

часових постійних коефіцієнтів реактивності.

При значних глибинах вигорання палива абсолютні величини коефіцієнтів реактивності мають досить великі значення, що призводить в кінці паливної кампанії до більш різких часткових зростань нейтронної потужності, які можуть сягати значень до 20 %  $N_{\text{ном}}$ , а швидкість збільшення – до (6 - 8) %  $N_{\text{ном}}$  /с, що відповідає періоду реактора (6 - 10) с у перші секунди зростання потужності. Такий перехідний процес відповідно до вимог нормативних документів [1], а також згідно з проектною документацією РУ ВВЕР-1000 [2] призводить до формування в апаратурі контролю нейтронного потоку (АКНП) [3] сигналу АЗ. У [4] проведено дослідження даного перехідного процесу з використанням тривимірного коду DYN3D, де показано, що процес зменшення періоду реактора нижче 10 с відбувається в підкритичному стані і є безпечним при загальному тренді зниження потужності реактора та температури палива, а отже, не потребує спрацювання АЗ. У той же час спрацювання АЗ

на ядерних енергоблоках України з ВВЕР-1000 мало місце, у тому числі внаслідок малого (до 1,8 с), але проектного часу падіння ОР до активної зони. При цьому для вирішення проблеми можливі або збільшення часу падіння ОР (що „...противоречит принципам безопасности...” [4]), або реалізація зміни послідовності введення ОР до активної зони (що „...сложно в реализации...” [4]). У той же час при часі падіння ОР до активної зони, меншому від 1,5 с (та залишаючись усе ще в проектних межах), унаслідок дії від’ємних зворотних зв’язків може мати місце зростання температури палива протягом декількох секунд, що потенційно може призвести до додаткових термічних напружень для матеріалів твєлів. При цьому запропоноване в [4] вирішення проблеми шляхом закруглення часу розрахунку періоду (збільшення кроку дискретизації в алгоритмі АКНП (-И)), що фактично означає затримку у формуванні сигналу АЗ на величину  $> 1,8$  с під час перебігу реактивної аварії (без внесення змін до проектною документації РУ), а також досить великі відхилення деяких розрахункових результатів, отриманих з кодом DYN3D, від експериментально вимірених величин під час перебігу режиму ППЗ спонукали нас провести додаткове дослідження даного процесу.

### Фізичні основи перехідного процесу в РУ

Рівняння, що описують динаміку реактора без урахування просторової залежності параметрів (точкова модель), мають такий вигляд:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{l} n(t) + \sum_i \lambda_i c_i(t) + q, \quad (1)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n(t) - \lambda_i c_i(t), \quad (2)$$

де  $\rho(t)$  - реактивність (відхилення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів  $k$  від одиниці, віднесеного до  $k$ );  $n(t)$  - густина (концентрація) нейтронів;  $c_i(t)$  - густина (концентрація) ядер-попередників  $i$ -го сорту нейтронів, що запізнюються;  $\beta_i$  - частка нейтронів, що запізнюються від ядер-попередників  $i$ -го сорту  $\beta = \sum_i \beta_i = 0,0064$ ;  $i = 1, 6$ ;  $\lambda_i$  - постійна розпаду ядер-попередників  $i$ -го сорту;  $l$  - середній час генерації нейтронів, що варіюється від короткого ( $\sim 10^{-8}$  с) у реакторах на швидких нейтронах, де основним є поділ на швидких нейтронах, до досить тривалого ( $\sim 10^{-3}$  с) у реакторах на теплових нейтронах;

$q$  - джерело нейтронів, за розмірністю еквівалентне величині  $\frac{dn}{dt}$ ;  $t$  - час.

Оскільки вважається, що просторовий розподіл густини нейтронів не залежить від часу, під  $n(t)$  можна розуміти інтегральну чи усереднену по об’єму характеристику реактора, що є пропорційною густині нейтронів у будь-якій точці реактора для довільного моменту часу. Тоді терміни „потужність РУ” і „густина потоку нейтронів” за деяких умов можна використовувати як еквівалентні.

При вивченні динаміки реакторів зазвичай використовують шість різних груп випромінювачів нейтронів, що запізнюються, однак є експериментальні та теоретичні підстави вважати цю кількість груп більшою. Однак у рамках методу найменших квадратів було встановлено, що для оптимальної відповідності експериментальних та розрахункових даних необхідно й достатньо використовувати лише шість груп нейтронів, що запізнюються [5]. Саме тому в даній роботі використано шість постійних розпаду ядер-попередників та часток нейтронів, що запізнюються.

Розрахунки потужності реактора за заданими значеннями реактивності й навпаки (потрібно для аналізу перехідного процесу при спрацюванні ППЗ), в основі яких є система рівнянь для опису динаміки реактора, проводяться з використанням числових методів. З метою перевірки коректності їх застосування було виконано тестові розрахунки, які полягали в тому, що для заданих стрибкоподібних змін реактивності, наведених на рис. 1, було розраховано відповідні значення потужності як числовими методами, так і з аналітичних виразів [6], що є точним рішенням системи рівнянь (1) - (2).

При цьому числові значення, отримані двома різними способами (криві потужності зображено на рис. 1), мало відрізнялись, а їх максимальна відносна різниця становила до 0,001 %.

Саме аналітичний розв’язок рівнянь (1) і (2) у вигляді суми експонент можна застосовувати для розрахунку потужності РУ в тому випадку, коли перед зміною реактивності реактор перебуває в стаціонарному стані. Тобто для таких умов густина нейтронів, а також густина ядер-попередників нейтронів, що запізнюються, не змінювалися з часом. Крім того, для даного конкретного перехідного процесу реактивність має змінюватись стрибкоподібно, але для проміжку часу, коли відбувається розрахунок відносної густини нейтронів, реактивність має дорівнювати постійному значенню. У той же час, якщо ре-

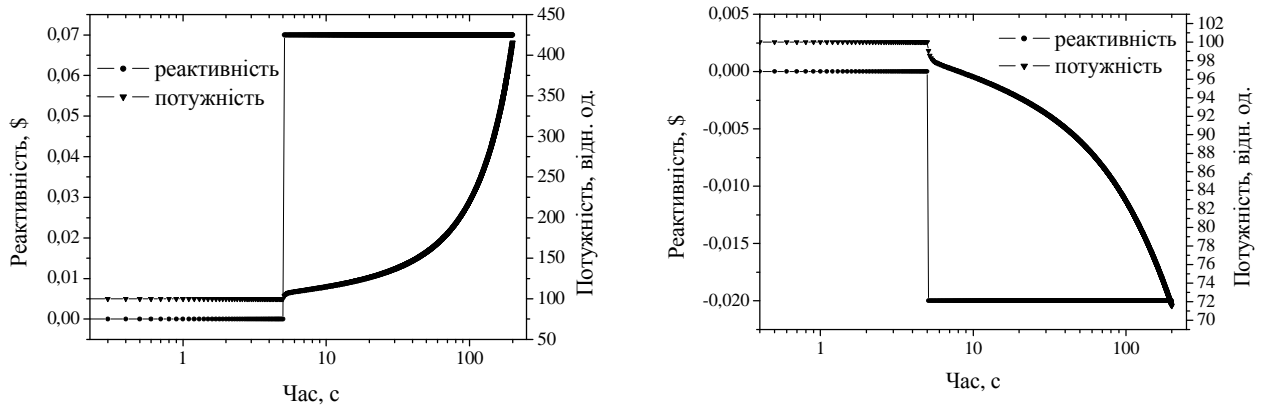


Рис. 1. Залежність реактивності для стрибкоподібної зміни (задані значення) та відповідної потужності від часу для перехідного процесу в РУ.

активність з часом змінюється за лінійним або якимось іншим законом, аналітичний розв'язок не є дійсним, а відповідні вирази, що описані в [7], належать до інших ситуацій та є досить складними, а їх використання не є раціональним. Використовуючи ж методику, основу на числових методах [8], можна знаходити відносну

густину нейтронів або потужність у різні моменти часу для відповідних змін реактивності. Для прикладу було розраховано зміну потужності при абсолютно довільній заданій зміні реактивності, а потім, з метою перевірки, і саму реактивність для відповідних моментів часу за розрахованими значеннями потужності (рис. 2 та 3).

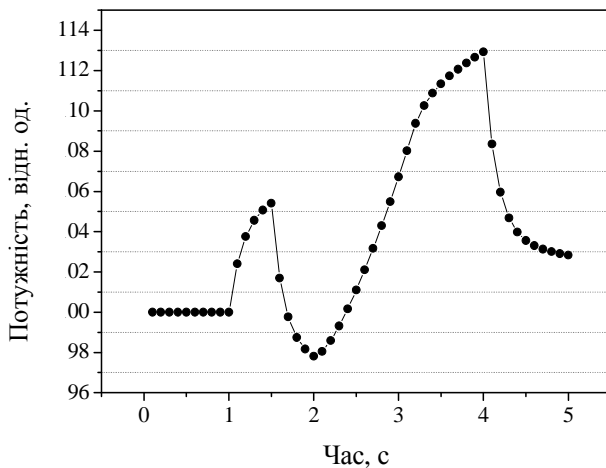


Рис. 2. Розрахункова залежність потужності РУ для довільно заданих значень реактивності.

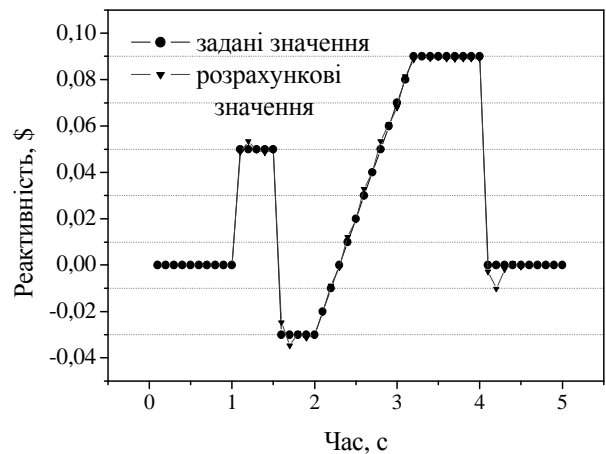


Рис. 3. Залежність довільно заданих і розрахункових значень реактивності, що відповідають значенням потужності на рис. 2.

### Схема аналізу перехідних процесів, зумовлених спрацюванням ППЗ

Зміна потужності реактора при спрацюванні ППЗ є наслідком зміни реактивності РУ, при цьому сама величина реактивності зумовлена реактивністю, що вводиться при падінні групи ОР, а також реактивністю внаслідок дії зворотних зв'язків РУ за температурою теплоносія та палива. Таку залежність можна записати як

$$\Delta\rho(t) = \Delta\rho_{\text{ппз}}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\theta}\Delta\theta(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\bar{T}}\Delta\bar{T}(t), \quad (3)$$

де  $\Delta\rho_{\text{ппз}}(t)$  - реактивність, що вноситься при

падінні ОР в момент часу  $t$ ;  $\Delta\theta(t)$  - зміна середньої температури теплоносія;  $\frac{\partial\rho}{\partial\theta}$  - коефіцієнт реактивності за температурою теплоносія;  $\Delta\bar{T}(t)$  - зміна середньої температури палива;  $\frac{\partial\rho}{\partial\bar{T}}$  - коефіцієнт реактивності за температурою палива.

Температура палива визначається з рівняння теплового балансу для палива, що має вигляд

$$\frac{d\bar{T}}{dt}Vc\gamma = q_vV - q_sS, \quad (4)$$

де  $V$ ,  $c$ ,  $\gamma$  - об'єм, теплоємність та густина па-

лива в РУ відповідно;  $q_v$  - густина об'ємного енерговиділення;  $q_s$  - густина теплового потоку на поверхні твелів;  $S$  - площа теплообміну твелів.

Температуру теплоносія можна визначити, використовуючи рівняння теплового балансу для теплоносія

$$\frac{d\theta}{dt} c_T M_T = q_s S - \gamma_T c_T G_T (\theta_{вих} - \theta_{ex}), \quad (5)$$

де  $c_T$ ,  $\gamma_T$  - теплоємність і густина теплоносія відповідно;  $M_T$  - маса теплоносія в активній зоні;  $\theta_{вих}, \theta_{ex}$  - температура теплоносія на виході та вході до активної зони відповідно;  $G_T$  - витрата теплоносія через активну зону реактора.

Таким чином, використовуючи вирази (3) - (5), можна знайти реактивність для різних моментів часу  $t$  протягом спрацювання ППЗ. Далі за отриманими значеннями на підставі раніше перевіреного методу, що розглянутий у попередньому параграфі та базується на системі рівнянь динаміки, можна розрахувати зміну потужності РУ з часом, а отже, і зміну періоду реактора. Са-

ме таким чином нами здійснювалося моделювання параметрів безпеки РУ – реактивності та періоду, зміна в часі яких відповідає режиму ППЗ РУ ВВЕР-1000.

### Результати розрахунків та їх аналіз

Розрахунки проводились із використанням граничних коефіцієнтів реактивності за температурою палива та теплоносія, характерних для початку та кінця паливної кампанії РУ ВВЕР-1000:

Коефіцієнти реактивності	Початок кампанії	Кінець кампанії
$\frac{\partial \rho}{\partial \theta}$	$3,0 \cdot 10^{-4}, \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$	$6,8 \cdot 10^{-4}, \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$
$\frac{\partial \rho}{\partial T}$	$2,7 \cdot 10^{-5}, \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$	$3,1 \cdot 10^{-5}, \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$

Крім того, змінювався час падіння групи ОР, що відповідав значенням 1,3, 2,6 та 3,9 с. Результати розрахунків потужності та періоду представлено на рис. 4 та 5.

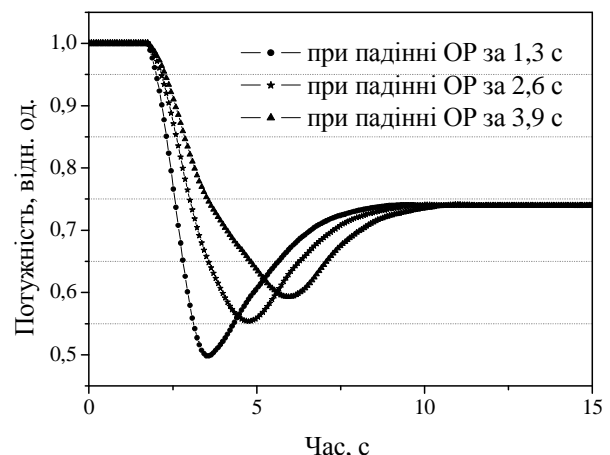
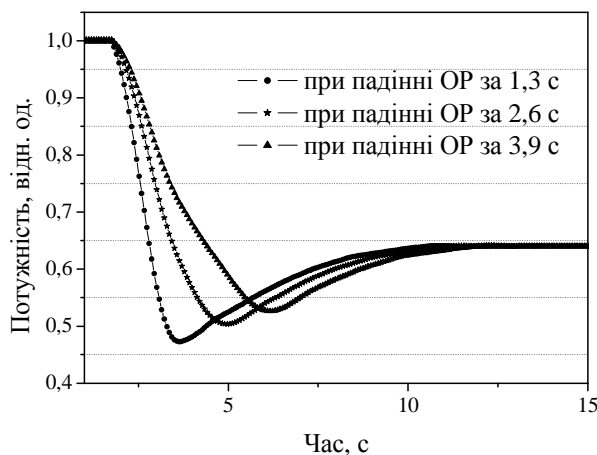


Рис. 4. Зміна потужності РУ ВВЕР-1000 в режимі ППЗ на початку та в кінці паливної кампанії.

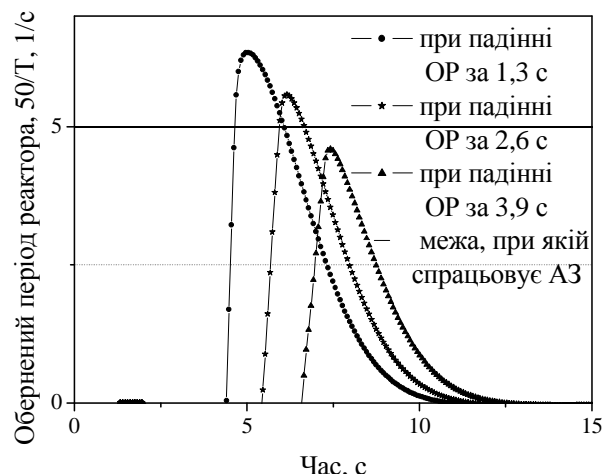
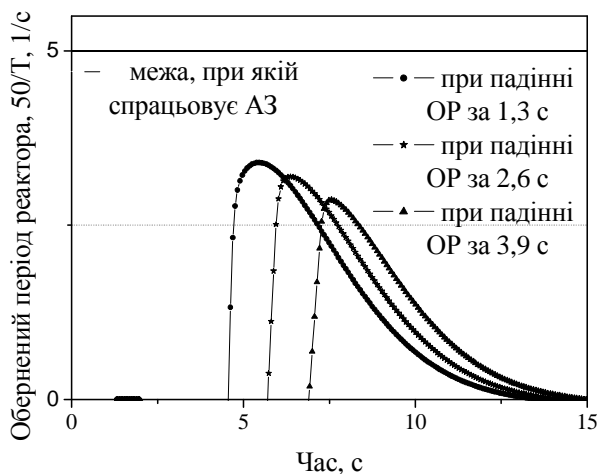


Рис. 5. Зміна періоду в режимі ППЗ на початку та в кінці паливної кампанії.

З рис. 4 можна бачити, що в кінці паливної кампанії РУ, коли глибина вигорання палива є більшою, потужність РУ після початкового спаду приблизно за той самий час зростає до більшого рівня, ніж на початку кампанії. Унаслідок цього період реактора набуває значення, що становить величину, меншу за 10 с, і саме ця особливість призводить до спрацювання АЗ РУ ВВЕР-1000 за періодом реактора, навіть незважаючи на те, що після тимчасового зростання потужність стабілізується на новому безпечному рівні. Такі випадки мали місце на АЕС України, один з яких зафіксовано 22 вересня 2007 р. на 2-му енергоблоці Хмельницької АЕС, інший - на 2-му енергоблоці Запорізької АЕС 13 квітня 2008 р.

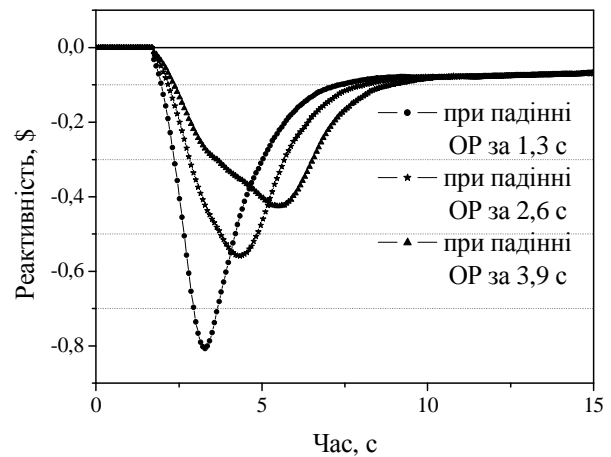
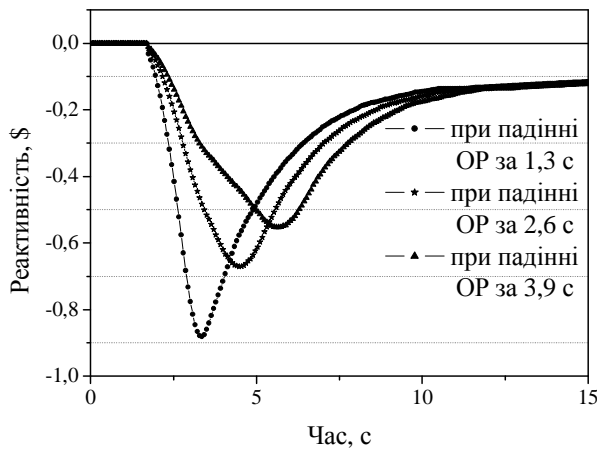


Рис. 6. Залежність реактивності від часу в режимі ППЗ для початку та кінця паливної кампанії.

Активні зони ядерних енергетичних установок (ЯЕУ) (у тому числі ВВЕР-1000) мають великі геометричні розміри, для яких характерною є наявність декількох до деякої міри окремих критмас/об'ємів. За деяких умов (особливо в підкритичному стані) такі критмаси, наприклад верхня та нижня частини активної зони, можуть поводитися „незалежно”, а тому інтегральні значення параметрів, важливих для безпеки реактора, особливо періоду, не можуть бути адекватними показниками безпеки реактора. Це пов'язано з тим, що для інтегрального періоду ЯЕУ може мати місце локальна критичність, унаслідок якої не виключене пошкодження активної зони. Для дослідження впливу зміни параметрів активної зони в режимі ППЗ на показання АКНП, детектори якої розташовано на рівні верхньої та нижньої половин активної зони, у нашій розрахунковій моделі реактор було представлено як дві точки, що відповідають верхній та нижній половинам активної зони, пов'язаними за температурою теплоносія. Крім зв'язку за темпера-

турою теплоносія, існує зв'язок, пов'язаний з потоками нейтронів між двома половинами, але метою роботи було змоделювати режим ППЗ тими наявними алгоритмами, що є максимально близькими до використаних у працюючих системах АКНП на блоці ВВЕР-1000. Такі системи є недосконалими внаслідок того, що просторові процеси в реакторі інтерпретуються за параметрами, що отримуються з точкової моделі (реактиметри та періодометри), а похибки таких вимірів пов'язують з просторовими ефектами. На сьогодні існують добре розвинені теоретичні моделі, визначення інтегральної реактивності в реакторі, що враховують просторові процеси. Однак для практичної реалізації таких моделей у наявних системах контролю відсутні необхідні технічні можливості для виконання значного обсягу розрахунків. Саме тому використовують більш прості методи врахування просторових ефектів, до яких як раз і належить метод підбору вагових коефіцієнтів внеску сигналу детекторів нейтронів (іонізаційних камер) до сиг-

налу вимірювального каналу.

Слід відзначити, що в стаціонарному стані роботи РУ перед спрацюванням ППЗ енерговиділення в активній зоні вважається симетричним по висоті. Після спрацювання ППЗ максимум

поля енерговиділень зміщується до верхньої половини активної зони, а тому й період реактора для верхньої та нижньої половин активної зони буде різним (рис. 7). Такий перерозподіл потужності відбувається за рахунок більшого падіння

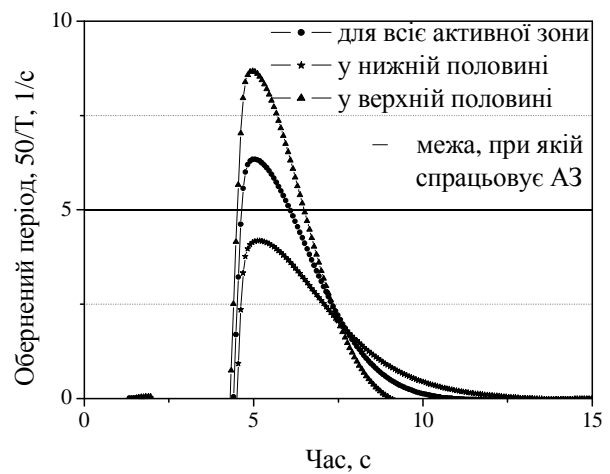
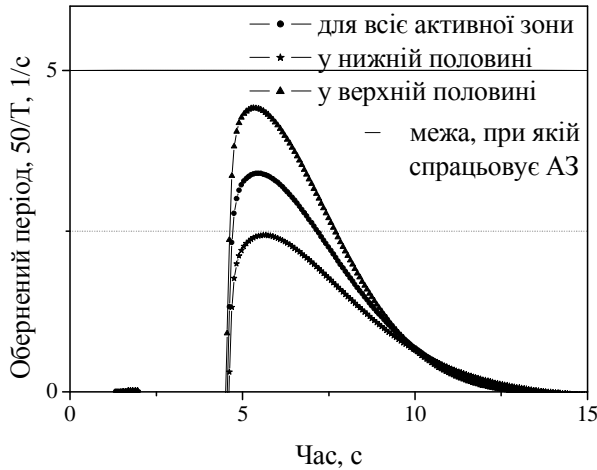


Рис. 7. Зміна періоду реактора в режимі ППЗ для початку та кінця паливної кампанії при введенні ОР до активної зони за час 1,3 с.

температури теплоносія у верхній частині активної зони порівняно з нижньою, що й має враховуватися при виборі вагових коефіцієнтів внеску до сигналу вимірювального каналу АКНП від верхнього та нижнього нейтронних детекторів [3]. На рис. 4 - 6, однак, графічно показано лише інтегральні значення потужності, реактивності та періоду для всієї активної зони, а відповідні вагові коефіцієнти не бралися до уваги внаслідок використання точкової моделі активної зони. У той же час при врахуванні реальних значень вагових коефіцієнтів нейтронних детекторів у вимірювальному каналі АКНП виявлено їх значний вплив на визначення величини періоду реактора. При цьому обґрунтовано є необхідність проведення додаткових досліджень щодо коректності визначення періоду реактора для перехідних процесів зі зміною профілю енерговиділення з висотою, а також вивчення питання мінімальної кількості нейтронних детекторів у вимірювальному каналі АКНП для виключення явища „сліпоті” АКНП для деяких висотних профілів енерговиділення в активній зоні.

Також було розраховано зміну потужності при спрацюванні ППЗ для реальної ядерної установки, а саме для 2-го енергоблока Хмельницької АЕС (ХАЕС). Отримані результати наведено на рис. 8, де також представлено й відповідні значення з АКНП 2-го енергоблока ХАЕС.

Як можна бачити, крива розрахункових значень добре узгоджується з кривою реальних даних до моменту спрацювання АЗ на блоці (мо-

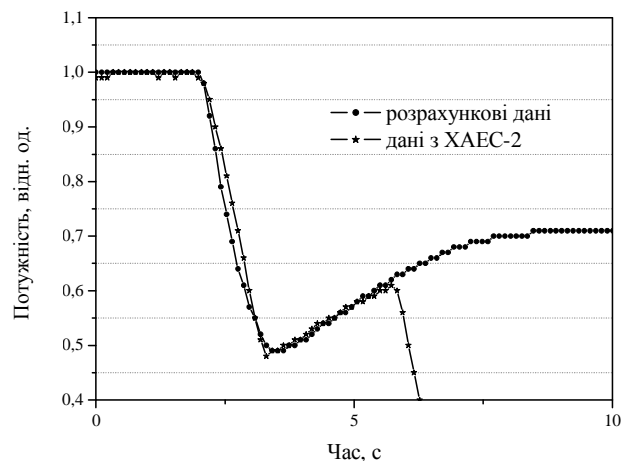


Рис. 8. Залежність від часу потужності 2-го енергоблока ХАЕС у режимі ППЗ.

мент, після якого почалося різке зниження потужності) на відміну від аналогічних розрахунків в [4], що можна вважати гарним підтвердженням того, що застосована схема аналізу перехідних процесів в активній зоні є коректною, а виконані розрахунки основних характеристик (потужності, періоду та реактивності) для РУ ВВЕР-1000 відповідають дійсності. Крім того рис. 8 дозволяє підтвердити гіпотезу щодо недоцільності спрацювання АЗ РУ в даному випадку. І якби спрацювання АЗ не мало місця, то можна очікувати, що потужність енергоблока змінювалася б відповідно до розрахункової кривої, яка дає підстави стверджувати, що РУ ВВЕР-1000 протягом перехідного процесу зі спрацюванням ППЗ перебуває в безпечному стані.

### Висновки

Для дослідження перехідних процесів при спрацювання ППЗ для РУ ВВЕР-1000 застосовано точкову модель реактора з використанням шести груп нейтронів, що запізнюються. З метою перевірки коректності результатів, отриманих з системи рівнянь динаміки реактора, було виконано тестові розрахунки.

Використовуючи рівняння теплового балансу для палива, теплоносія та систему рівнянь динаміки реактора, було розраховано зміну основних параметрів РУ ВВЕР-1000 у часі, а саме таких, як реактивність, потужність та період реактора в режимі ППЗ.

Розраховано зміну потужності РУ при спрацюванні ППЗ для РУ ВВЕР-1000, що при порівнянні з даними 2-го енергоблока ХАЕС підтверджує коректність зроблених припущень та надійність усіх проведених розрахунків.

Результати розрахунків параметрів, важливих для ядерної безпеки, показали, що в кінці паливної кампанії період реактора стає меншим за 10 с, що й призводить до спрацювання АЗ при ППЗ. У той же час на підставі розрахунків та з отриманих залежностей зміни реактивності та потужності під час та після спрацювання ППЗ РУ ВВЕР-1000 перебуває в підкритичному стані, тому сигнал на спрацювання АЗ по періоду реактора не є виправданим. У той же час значні та швидкі в часі зміни температури палива потребують проведення додаткових досліджень щодо безпеки палива в режимі ППЗ. Так, виконані раніше розрахунки [9] з використанням тривимірних нейтронно-фізичних кодів показують, що в

показують, що в режимі ППЗ температура палива в найбільш напружених місцях спочатку падає на декілька сотень градусів, а потім зростає максимально на  $\sim(80 - 100)$  °С за декілька секунд, що може бути причиною додаткових термічних напружень у паливній таблетці. При цьому в проектній документації на паливо відсутня інформація щодо припустимої швидкості та величини росту температури палива для проектних режимів роботи, до яких належить і режим ППЗ.

У ході дослідження проблеми контролю періоду реактора в режимі ППЗ визначено, що тільки період реактора не може бути надійним та адекватним показником безпеки реактора. На енергетичних рівнях потужності, коли значну роль в РУ відіграють зворотні зв'язки, не може бути досягнуто прийняттого узгодження між реактивністю та асимптотичним значенням періоду реактора, і, як наслідок, лише період не може використовуватись як показник безпеки реактора при формуванні захистів та блокувань. Запропонований в [4] підхід щодо загубіння часу розрахунку періоду (збільшення кроку дискретизації в алгоритмі АКНП (-И) до 4 с) для унеможливлення спрацювання АЗ не може вважатися повністю прийнятним, а потенційно може бути навіть небезпечним. Показниками безпеки реактора мають бути реактивність та швидкість її зміни, що в поєднанні з періодом реактора за логікою „і” можуть адекватно відображати стан РУ. Для реалізації такого підходу необхідно внести зміни до проектної документації лише в частині умов формування захистів та блокувань за періодом та реактивністю РУ ВВЕР-1000.

### СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций.* ПБЯ РУ АС-89.
2. *Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. Окончательный отчет по анализу безопасности.* 43-923.203.254.ОБ.16.РЕД.2.Ф.
3. *Аппаратура контроля нейтронного потока АКНП-И. Технические условия.* ТУ У 30.0-31393258-010-2003 А.
4. *Овдиенко Ю.Н., Кучин А.В., Халимончук В.А. О срабатывании аварийной защиты реактора в режиме ускоренной разгрузки блока с ВВЭР-1000 // Ядерная та радіаційна безпека. - 2008. - Т. 11, вип. 4. - С. 15 - 24.*
5. *Keepin G. R., Wimett T. F., Zeigler R. K Delayed neutrons from fissionable isotopes of uranium, plutonium and thorium // Phys. Rev. - 1957. - Vol. 107. - P. 1044.*
6. *Саркисов А.А., Пучков В.Н. Физические основы эксплуатации ядерных паропроизводящих установок. - М.: Энергоатомиздат, 1989.*
7. *Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1975.*
8. *Березин И. С., Жидков И. П. Методы вычислений. Т. 1 и 2. - М.: Наука, 1977.*
9. *Техническая справка. Анализ НФХ и надежности топлива блока 2 Хмельницкой АЭС в переходном режиме после срабатывания ускоренной предупредительной защиты / РНЦ КИ. - Инв. № 32/1-9-108 от 28.01.08.*

**ОСОБЕННОСТИ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ ПРИ СРАБАТЫВАНИИ  
УСКОРЕННОЙ ПРЕДУПРЕДИТЕЛЬНОЙ ЗАЩИТЫ ВВЭР-1000****В. И. Борисенко, И. Н. Каденко, Д. В. Самойленко**

На мощности реакторной установки с ВВЭР-1000 более 75 % от номинальной ( $N_{\text{ном}}$ ) в случае отказа важного для безопасности оборудования формируются сигналы срабатывания ускоренной предупредительной защиты (УПЗ), что обуславливает сброс выбранной группы органов регулирования (ОР) с целью быстрого снижения мощности на (40 - 50) %  $N_{\text{ном}}$ . При падении ОР системы управления и защиты (СУЗ) в активную зону реактора вносится отрицательная реактивность, которая вызывает переходной процесс с изменением мощности от исходного к новому стационарному значению, меньшему от исходного. Для данного режима в начале и в конце топливной кампании проводился расчет периода и реактивности – параметров безопасности, а также расчет изменения мощности ВВЭР-1000 со временем. При этом было показано, что при значениях температурных коэффициентов реактивности, характерных для конца топливной кампании, значение периода может выходить за пределы допустимых величин и вызывать срабатывание АЗ. При этом расчет изменения мощности и реактивности свидетельствует о проектном состоянии реактора при срабатывании УПЗ и об отсутствии необходимости срабатывания АЗ по нейтронно-физическим параметрам реактора.

*Ключевые слова:* реактивность, ВВЭР-1000, органы регулирования, активная зона.

**WWER-1000 ACCELERATED UNIT UNLOADING ACTIVATION TRANSIENT FEATURES****V. I. Borysenko, I. M. Kadenko, D. V. Samoilenko**

For WWER-1000 operation at power level more than 75 % of nominal one ( $N_{\text{ном}}$ ) in case of failure of safety important equipment, the direct activation of accelerated unit unloading (AUU) signal is initiated. This causes the designated control rod regulating group to be dropped into the core to rapidly depress the unit power for (~40 - 50) % of  $N_{\text{ном}}$ . When regulating group is dropped down, the negative reactivity is inserted into the core and subsequent transient takes place with power decreasing from initial power level to the new lower steady state one. For this transient the calculations of period and reactivity values are done for the beginning- and end-of-core-lifetime since both period and reactivity are the reactor safety important parameters. Additionally the WWER-1000 reactor power behavior is studied in time. As results of calculations shown for temperature reactivity coefficients, typical for the end-of-core-lifetime, the period value may be out of safety range and cause WWER-1000 scram. In the same time the calculation results of power and reactivity changes prove the WWER-1000 design operation conditions after AUU is activated and absence of scram initiation based on neutron-physical reactor parameters.

*Keywords:* reactivity, WWER-1000, regulating group, core.

Надійшла до редакції 16.02.09,  
після доопрацювання – 14.07.09.