

В. І. Борисенко, В. В. Горанчук

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

## Модель реактивнісної аварії РБМК-1000 енергоблока № 4 Чорнобильської АЕС

### Ключові слова:

уран-графітовий реактор,  
реактивність,  
температурний коефіцієнт  
реактивності,  
коефіцієнт реактивності  
за густиною води,  
ентальпія палива,  
«кінцевий» ефект,  
графітовий витиснювач

Представлено результати моделювання реактивнісної аварії, унаслідок розвитку якої 26.04.1986 р. було зруйновано реактор РБМК-1000 енергоблока № 4 Чорнобильської АЕС. Модель реактивнісної аварії РБМК-1000 розроблена на основі рівнянь кінетики ядерного реактора з урахуванням зміни реактивності реактора. Реактивність змінюється внаслідок як зовнішнього впливу (переміщення органів регулювання; зміна температури (густини) теплоносія на вході в реактор), так і внаслідок дії зворотних зв'язків за параметрами активної зони (зміна температури палива, температури теплоносія, концентрації  $^{135}\text{Xe}$ , температури графітової кладки тощо). Аналогічний підхід застосовано авторами статті для досліджень перехідних процесів зі спрацюванням прискореного попереджувального захисту на ВВЕР-1000, а також підтверджено коректність такої моделі. Дослідження реактивнісної аварії на РБМК-1000 проведено для різних комбінацій значень ефективності органів регулювання; температурних коефіцієнтів за температурою палива й теплоносія; зміни температури теплоносія на вході в реактор. У більшості досліджуваних сценаріїв реактивнісної аварії РБМК-1000 у першу чергу досягаються критичні значення величини ентальпії палива, за яких починається процес руйнації палива. Важливим результатом досліджень є висновок, що для початку руйнування палива не обов'язково досягати надкритичності на миттєвих нейтронах, достатньо було б і надкритичності на нейтронах, що запізнюються.

У роботі [1] представлено результати модельного визначення нейтронно-фізичних характеристик (НФХ) основних типів уран-графітових реакторів, розроблених у СРСР. Відзначено, що в умовах проектних параметрів експлуатації енергетичних реакторів АМ-1, АМБ-100, АМБ-200 і ЕГП-6, а також промислових уран-графітових реакторів (ПУГР) одна з важливих НФХ — температурний коефіцієнт реактивності (ТКР) за температурою теплоносія є негативним. У той же час для РБМК-1000 за умов збагачення палива до  $\sim 2,0\%$  і проектного вигорання ядерного палива ТКР стає позитивним. Одна з основних причин — вибір

проектантом «робочої точки» на залежності коефіцієнта розмноження нейтронів  $K_{\text{ef}}$  від густини теплоносія в області «переспівільнених» нейтронів.

У РБМК потрапляння «робочої точки» до області «переспівільнених» нейтронів за проектного збагачення палива забезпечується застосуванням більшого кроку паливної решітки, рівного 25 см, у порівнянні з іншими типами уран-графітових реакторів, наприклад у ПУГР, ця величина становить  $20 \div 22$  см.

У роботі генерального конструктора РБМК [2] представлено залежність  $K_{\text{ef}}$  від густини теплоносія (рис. 1).

© В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, 2021

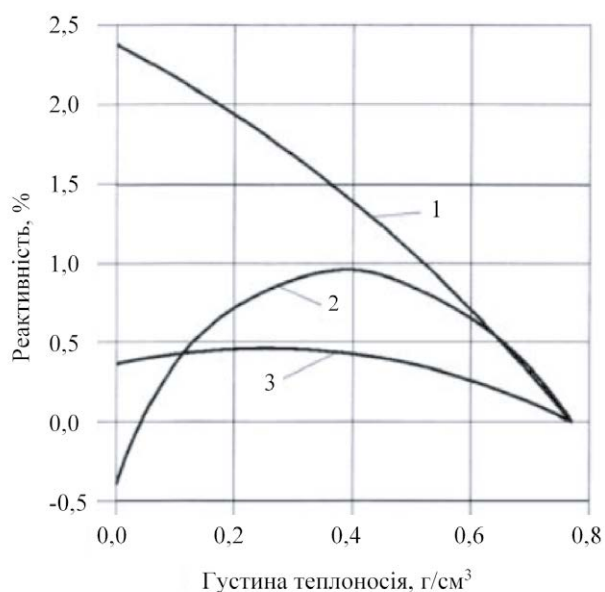


Рис. 1. Залежність реактивності від густини теплоносія [2]:  
1 — дійсна залежність на момент аварії (ЧАЕС-4);  
2 — проектні розрахунки; 3 — стан після впровадження заходів з підвищення безпеки

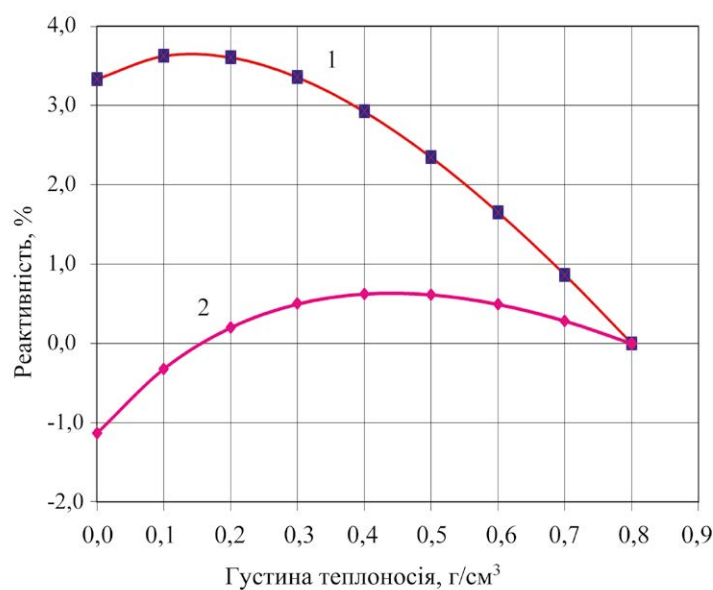


Рис. 2. Залежність реактивності від густини теплоносія [1]:  
1 — залежність при збагаченні палива 1,15%;  
2 — залежність при збагаченні палива 2%

Відповідно до моделі РБМК-1000, представленої в роботі [1], для свіжого палива зі збагаченням 2,0% максимальне введення реактивності в разі зміни густини теплоносія від 0,8 до 0,4 г/см<sup>3</sup> становить ~ 0,6%, а при збагаченні палива ~ 1,15%, що враховує вигорання палива РБМК-1000 енергоблока № 4 Чорнобильської АЕС (ЧАЕС-4) на момент аварії 1986 р., максимальне введення реактивності за умов зміни густини теплоносія від 0,8 до 0,2 г/см<sup>3</sup> становить ~ 3,6% (рис. 2).

Таким чином, порівнюючи результати, представлені на рис. 1 та 2, а також порівнюючи результати моделювання НФХ та експериментальних даних, отриманих на різних енергоблоках з РБМК [1], можна зробити висновок щодо достатньої коректності моделі для її можливого застосування для дослідження процесів з динамічної поведінки РБМК.

У деяких публікаціях щодо причин аварії на ЧАЕС акцентується увага на окремих НФХ та інших факторах, що впливають на перебіг аварійного процесу на ЧАЕС-4. Найбільш часто згадуються: «паровий ефект», «кінцевий ефект», вплив ксенону, кавітація головних циркуляційних насосів (ГЦН) та ін. Розглянемо зміну в моделі основних параметрів РБМК, а саме: нейтронної потужності, температури палива й теплоносія в умовах деяких постульованих подій під час аварії (зміни температури й густини теплоносія в активній зоні реактора, натискання

кнопки аварійного захисту АЗ-5, а також інших можливих факторів, наприклад розгерметизації труби технологічного каналу).

Необхідно відзначити, що процеси, які відбуваються в реальному РБМК, є досить складними: це і зміна агрегатного стану теплоносія за висотою активної зони, і значні просторові (насамперед висотні) зміни профілів енерговиділення, вплив на фізичні характеристики реактора положень органів регулювання системи управління і захисту (ОР СУЗ), різна довжина комунікацій від роздавальних колекторів до входу в технологічні канали та багато іншого. У роботі [3] представлено моделі з детальним описом нейтронних і теплових процесів у РБМК-1000 перед аварією й показано, що «спусковим механізмом» аварії став конструктивний дефект стрижнів СУЗ — «кінцевий ефект».

У цій роботі представлено результати можливого ходу аварійного процесу в РБМК-1000, отримані на основі моделі [1], у рамках якої легко моделюються й інші сценарії послідовності подій, а також вплив вихідних даних у діапазоні їхньої можливої зміни.

На нашу думку, підтвердженням того, що результати динамічних розрахунків на основі моделі [1] будуть достовірними, є:

прийнятна коректність розрахунку НФХ, отриманих на статичній моделі [1];

інформація щодо застосування аналогічної моделі [4], що використовується для аналізу динамічних процесів у ВВЕР-1000.

Модель ВВЕР-1000 [4] застосовувалася для опису низки перехідних процесів зі спрацюванням прискореного попереджувального захисту (ППЗ) на ВВЕР-1000. У порівнянні з іншими результатами моделювання процесів зі спрацюванням ППЗ, у тому числі й за тривимірними програмами [5, 6], модель [4] дозволяє більш точно описати експериментальні результати зміни нейтронної потужності після ППЗ (рис. 3).

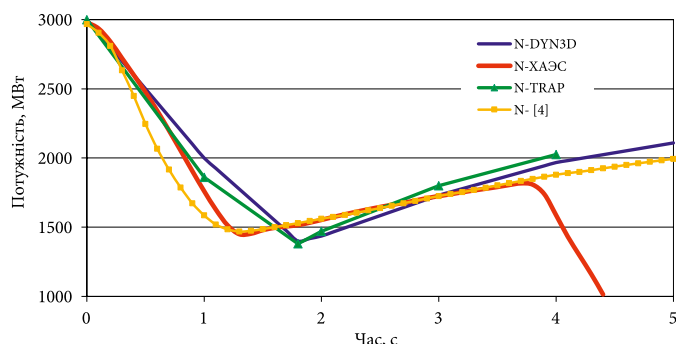


Рис. 3. Зміна нейтронної потужності ВВЕР-1000 під час роботи ППЗ. N-ХАЕС — виміряні дані [4]; N-DYN3D — розрахункові за моделлю [5]; N-TRAP — розрахункові за моделлю [6]; N-[4] — розрахункові за моделлю [4]

### Опис моделі критичного об'єму активної зони РБМК

Вихідні дані для розрахунку точкової моделі реактора [1] отримані за допомогою усереднення параметрів полікомірки РБМК, що складається з 16 паливних каналів, одного каналу ОР СУЗ і одного каналу додаткового поглинача (ДП). ДП застосовують для компенсації надлишкової реактивності в умовах проектного збагачення палива в тепловидільних збірках (2,0% або інше) і до переходу на режим стаціонарних перевантажень (~ 1,0%).

Зміна в часі поведінки нейтронної потужності реактора описується рівняннями точкової нейтронної кінетики. Без зовнішнього джерела нейтронів і з урахуванням шести груп ядер-попередників нейтронів, що запізнюються, рівняння кінетики нейтронів точкового реактора мають такий вигляд [7]:

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

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

де  $N(t)$  — густина потоку нейтронів (нейтронна потужність реактора);  $\rho(t)$  — реактивність у момент часу  $t$ ;  $\beta$  — ефективна частка нейтронів, що запізнюються;  $\beta_i$  — частка нейтронів, що запізнюються, від ядер-попередників  $i$ -ї групи;  $\lambda_i$  — постійна розпаду ядер-попередників  $i$ -ї групи;  $l$  — середній час генерації миттєвих нейтронів;  $c_i$  — концентрація ядер-попередників  $i$ -ї групи нейтронів, що запізнюються.

Вплив зв'язків у моделі реактора враховується шляхом визначення зміни реактивності реактора  $\Delta\rho(t)$  на кожному розрахунковому кроці, що визначається як сума введеної реактивності за рахунок переміщення ОР СУЗ, зміни температури (густини) теплоносія на вході до реактора, а також реактивності, що виділяється внаслідок дії зворотних зв'язків — зміни температури палива й теплоносія, зміни концентрації  $^{135}\text{Xe}$  та інших параметрів:

$$\begin{aligned} \Delta\rho(t) = & \Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\theta} \Delta\theta(t) + \\ & + \frac{\partial\rho}{\partial T} \Delta T(t) + \frac{\partial\rho}{\partial X_{\text{e}}} \Delta X_{\text{e}}(t) + \dots, \end{aligned} \quad (3)$$

де  $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t)$  — реактивність, уведена за рахунок переміщення ОР СУЗ;  $\frac{\partial\rho}{\partial\theta}$  — коефіцієнт реактивності за температурою теплоносія;  $\frac{\partial\rho}{\partial T}$  — коефіцієнт реактивності за температурою палива;  $\frac{\partial\rho}{\partial X_{\text{e}}}$  — коефіцієнт реактивності за концентрацією  $^{135}\text{Xe}$ ;  $\Delta\theta(t)$ ,  $\Delta T(t)$ ,  $\Delta X_{\text{e}}(t)$  — зміна середньої температури теплоносія, палива та концентрації  $^{135}\text{Xe}$  відповідно.

Зміна температури палива й теплоносія в активній зоні реактора визначена з рівнянь теплового балансу для палива й теплоносія [8]:

$$\frac{dT}{dt} V_C \gamma = q_V V - q_S S, \quad (4)$$

$$\frac{d\theta}{dt} c_T M_T = q_S S - \gamma_T c_T G_T (\theta_{\text{out}} - \theta_{\text{in}}), \quad (5)$$

де  $V$  — об'єм палива;  $S$  — площа бічної поверхні твелів в активній зоні;  $c$  — теплоємність палива;  $\gamma$  — густина палива;  $c_T$  — теплоємність теплоносія;  $\gamma_T$  — густина теплоносія;  $M_T$  — маса теплоносія в активній зоні;  $G_T$  — витрата теплоносія;  $\theta_{\text{in}}$  — температура теплоносія на вході в активну зону;  $\theta_{\text{out}}$  — температура теплоносія на виході з активної зони;  $q_V$  — об'ємне енерговиділення в паливі;  $q_S$  — тепловий потік із поверхні твела.

Рівняння (4) і (5) мають аналітичні рішення, для яких спільно з рішеннями рівнянь (1)–(3) було побудовано ітераційну модель розрахунку нейтронної

потужності реактора в умовах «довільного» внесення збурення реактивності за температурою (густиною) води, переміщенням ОР СУЗ [4].

У деяких роботах, які також враховують зворотний зв'язок, під час визначення зміни реактивності (3) поряд із ТКР за температурою теплоносія й палива записують додатково й коефіцієнт реактивності за потужністю (КРП), що не є коректним, оскільки КРП саме і впливає на реактивність через зміну температури палива і теплоносія.

Спрощенням моделі є те, що зміна густини теплоносія враховується через зміну його температури, яка розраховується відповідно до рівняння (5). Таким чином, у моделі не враховується утворення пари в каналі, отже, модель є менш консервативною. Зокрема, моделюється введення меншої величини позитивної реактивності, відповідно меншим буде і зростання нейтронної потужності. Реальна фізична модель зі зміною агрегатного стану води (утворенням пари) є складнішою в реалізації. У модельованому діапазоні зміни тиску й температури теплоносія (тиск 6–8 МПа, температура теплоносія від 270 °С до температури насичення в умовах заданого тиску) неврахування ефектів генерації пари частково компенсується тим, що в моделі енергія йде тільки на нагрівання теплоносія (5), а в «реальній» моделі надлишок енергії також призводить до утворення пари та її подальшого нагрівання.

З огляду на те, що в зазначеному діапазоні зміни параметрів теплоносія теплота утворення пари  $\sim 1\,500$  кДж/кг (ентальпія насиченої пари  $\sim 2\,800$  кДж/кг, ентальпія води  $\sim 1\,300$  кДж/кг) є більшою, ніж теплоємність води  $\sim 5$  кДж/(кг К), очевидно, що в розглянутій моделі температура теплоносія буде завищена, що частково й компенсує неврахування утворення пари. Питомий об'єм пари в зазначених діапазонах зміни параметрів теплоносія є в  $\sim 20$  разів більше, ніж для води. Беручи до уваги діапазон зміни значень ТКР по теплоносію (див. рис. 1, 2) і паливу РБМК-1000 [9, 10], урахування зміни густини теплоносія за рахунок утворення пари в технологічному каналі призводить до введення більшої позитивної реактивності у 2–4 рази порівняно з моделлю врахування зміни тільки температури теплоносія. Тому є очевидним, що модель реактивнісної аварії з урахуванням зміни тільки температури теплоносія є менш консервативною в порівнянні з моделлю врахування утворення пари в технологічному каналі РБМК-1000. У другій частині досліджень з моделювання реактивнісної

аварії РБМК-1000 будуть представлені результати з урахуванням утворення пари в технологічному каналі при досягненні температури насичення теплоносія, що будуть відповідати умові більшої консервативності моделі, а також відповідати реальним фізичним процесам під час аварії.

ТКР за температурою теплоносія визначається зі співвідношення  $\frac{\partial \rho}{\partial \theta} = \frac{\partial \rho}{\gamma_r} \cdot \frac{\partial \gamma_r}{\partial \theta}$ , де відповідно до модельних даних (див. рис. 2)  $\frac{\partial \rho}{\partial \theta} = -0,068$  (%/г/см<sup>3</sup>), а  $\frac{\partial \gamma_r}{\partial \theta} = -0,0026$  (г/см<sup>3</sup>/К). Відповідно  $\frac{\partial \rho}{\partial \theta} = 1,76 \cdot 10^{-4}$  (%/К).

Межами застосування моделі за значенням середньої температури теплоносія вважаємо температуру насичення для «робочого» або модельного тиску РБМК, а за температурою палива — досягнення  $\sim 2\,800$  °С, тобто температури плавлення свіжого палива в центрі паливної таблетки. Для більшості змодельованих режимів реактивнісної аварії спочатку за часом досягається граничне значення ентальпії палива. Ентальпія палива — енергія, що виділяється в паливі за короткий час. Наприклад, для палива ВВЕР граничним значенням вважається 963 Дж/г [11]. У моделі для палива РБМК обрано, що граничним значенням ентальпії палива є досягнення  $\sim 10$  номіналів за нейтронною потужністю (припущення моделі). З огляду на те, що модель реактора є точковою і в рамках її розраховуються «усереднені» параметри активної зони, у тому числі й енерговиділення, у «реальному» реакторі максимальні значення енерговиділення будуть у 2–2,5 рази більшими. А відповідно до результатів [3] максимальне відношення щільності потоку теплових нейтронів до середнього значення потоку теплових нейтронів під час аварійного процесу після спрацювання АЗ-5 сягає значення 4,5. Таким чином, для значення усередненої потужності в 10 номіналів у найбільш напружених твелах активної зони ентальпія палива становитиме  $\sim 700$  Дж/г за 1 с, що буде призводити до руйнування твела й технологічного каналу [12], що також виходить за межі цього моделювання.

До того ж в умовах досягнення більш ніж 10-кратного збільшення значення нейтронної потужності від номінальної передбачається, що разом із руйнуванням палива і внаслідок розгерметизації технологічного каналу відбувається падіння тиску й густини теплоносія та охолодження графіту, що призводить до додаткового введення позитивної реактивності до активної зони і, відповідно, до ще більшого зростання потужності. Тому з усіх варіантів моделювання для розгляду вибираємо тільки ті, вплив яких протягом  $\sim 10$  с після натискання кнопки АЗ-5 призводить

до ~10-кратного зростання нейтронної потужності, в одиницях номінальної потужності.

Геометричні й матеріальні характеристики технологічного каналу, тепловидільної збірки і твела є стандартними для 2-го покоління РБМК-1000 (ЧАЕС-4).

Діапазони можливої зміни ефективності ОР СУЗ  $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}$  і ТКР у моделі:

ТКР за температурою палива в діапазоні від  $-0,8 \cdot 10^{-5}$  до  $-1,5 \cdot 10^{-5} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$  — це проектні значення, наведені в [9, 10];

ТКР за температурою теплоносія в діапазоні від  $+0,5 \cdot 10^{-4}$  до  $+1,76 \cdot 10^{-4} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ . Нижнє значення ТКР теплоносія відповідає проектному значенню (див. рис. 1, крива 2), верхнє значення відповідає модельному значенню (див. рис. 2, крива 1).

Ефективність ОР СУЗ у нижній частині активної зони («кінцевий ефект») під час переміщення ОР СУЗ вниз на 1,25 м (на всю висоту водяного стовпа в каналі СУЗ) становить до  $\sim +1 \beta$  [1, 3], за оцінкою Карпана  $+0,6 \beta$  [10].

Теплова постійна часу твела РБМК визначається для енергетичних рівнів потужності РБМК і дорівнює  $\sim 10$  с. Діапазон зміни постійної часу твела за іншими джерелами становить 8–13 с [13].

У «сталому» режимі перед випробуваннями: теплова потужність 200 МВт, тобто  $\sim 6\% N_{\text{ном}}$ ; температура теплоносія на вході в реактор —  $270 \text{ } ^\circ\text{C}$ .

Це ще одне консервативне припущення стосується того, що напередодні аварії температура на вході в ГЦН становила понад  $\sim 280 \text{ } ^\circ\text{C}$  і запас до насичення в деякі моменти був навіть меншим  $1 \text{ } ^\circ\text{C}$  [14]. Таким чином, очевидним є той факт, що чим меншим є запас до температури насичення теплоносія, тим швидше почнеться пароутворення в технологічному каналі:

за умови зменшення витрати теплоносія при постійній потужності;

за умови збільшення потужності,

а отже, за рахунок більш ранньої появи позитивного зворотного зв'язку за парою зростання потужності буде більш раннім у порівнянні з модельною температурою теплоносія в  $270 \text{ } ^\circ\text{C}$ . До того ж  $270 \text{ } ^\circ\text{C}$  є проектною температурою теплоносія на вході в активну зону.

Модель, що відповідає реальній хронології аварії, враховує такі зовнішні впливи [14]:

0,0 с — закриття стопорних клапанів турбіни й початок вибігу ГЦН;

6,6 с — підключення живлення ГЦН до вибігаючого турбогенератора (ТГ);

36,0 с — натискання кнопки АЗ-5 і введення ОР СУЗ ефективністю  $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}$  в активну зону зі швидкістю  $40 \text{ см/с}$ ;

6,6–42,0 с — зменшення витрати теплоносія за рахунок зменшення обертів ГЦН, що підключені до вибігаючого ТГ, з 1,0 до 0,75 номінальної витрати теплоносія через ГЦН, унаслідок чого в активній зоні збільшується температура теплоносія (зменшується густина).

За час 3 с (з 36-ї по 39-ту секунду в моделі) при переміщенні ОР СУЗ униз зі швидкістю  $40 \text{ см/с}$  графітові витискувачі повністю витісняють стовп води висотою  $\sim 1,25$  м у нижній частині активної зони, де, як передбачається, і відбулися основні процеси, що визначили хід і наслідки аварійного процесу [3, 10, 14].

У точковій моделі реактора не враховується можливий зв'язок між частинами активної зони по висоті. Розглядається мінімально можливий критичний об'єм у нижній частині активної зони в умовах середнього збагачення палива 1,15% на момент аварії, який відповідає  $\sim 64$  технологічним каналам ( $8 \times 8$  — чотири полікомірки РБМК) висотою  $\sim 1,5$  м. Така інформація отримана в [1], а також підтверджена авторами статті додатковими розрахунками на критичність за допомогою програми SCALE. У моделі вважається, що основні аварійні процеси відбувалися щонайменше в одному критичному об'ємі у нижній частині активної зони РБМК-1000 з характеристиками, наведеними вище.

Інформацію про вплив на хід аварії зміни концентрації  $^{135}\text{Xe}$  можна знайти в деяких роботах, наприклад, [3]. Можна тільки відзначити, що вплив зміни концентрації  $^{135}\text{Xe}$  за 30–50 с процесу, що моделюється, практично несуттєвий, він є в сотні разів меншим від впливу ТКР, тому в моделі не враховується.

Відповідно до наведеного опису всіх необхідних вихідних даних моделі розглянемо деякі результати.

### Результати моделювання та їхній аналіз

На рис. 4 представлено результати зміни потужності, реактивності та її складових за значень ТКР:  $\frac{\partial\rho}{\partial\theta} = +0,000176 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ ;  $\frac{\partial\rho}{\partial T} = -0,000008 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ , які відповідають найбільш консервативним припущенням щодо значень ТКР, що призводять до «найгірших» результатів — максимального зростання потужності.

У таблиці наведено значення максимальної нейтронної потужності, часу її досягнення і максимального значення інтегральної реактивності за різних значень «ефективності» АЗ-5 під час аварійного процесу.

**Параметри аварійного процесу залежно від «ефективності» ОР СУЗ**

Ефективність АЗ-5, $\beta$	Нейтронна потужність, %	Час досягнення, с	Максимальна реактивність, $\beta$
0,6	660/9	48,5	0,649
0,7	800/20	45,1	0,706
0,8	960/120	42,6	0,793
0,9	1 120/840	41,3	0,874
1,0	1 295/1 290	40,3	0,921

Примітка. У стовпці «Нейтронна потужність» через знак «/» вказано максимальне значення нейтронної потужності у випадку продовження введення ОР СУЗ в активну зону після витиснення стовпу води в нижній частині каналів СУЗ. Ефективність поглинаючої частини ОР СУЗ  $-5,0 \beta$ .

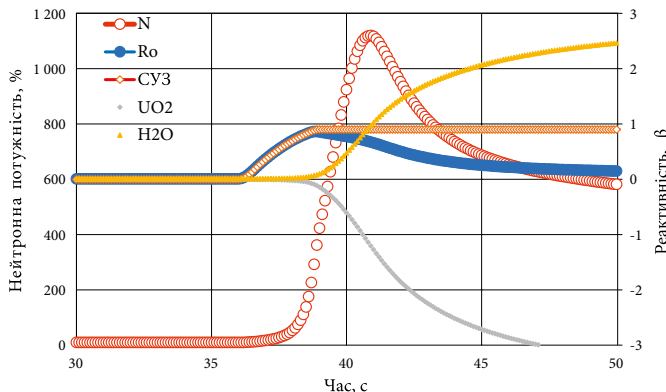


Рис. 4. Зміна нейтронної потужності (N), інтегральної реактивності (Ro) та її складових від: ОР СУЗ (АЗ-5), ефектів реактивності по температурі палива (UO<sub>2</sub>) і температурі теплоносія (H<sub>2</sub>O). Реактивність уведена ОР СУЗ АЗ-5  $+0,9 \beta$

На рис. 5 представлено результати зміни потужності, реактивності і її складових за значень ТКР:  $\frac{\partial \rho}{\partial \theta} = + 0,00005 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ ;  $\frac{\partial \rho}{\partial T} = - 0,000015 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ , які відповідають найменш консервативним припущенням щодо значень ТКР, що приводять до «найкращих» результатів — мінімального зростання потужності.

Як видно з результатів моделювання, представлених на рис. 5, проектні значення ТКР за температурою теплоносія й температурою палива забезпечили б «неруйнування» палива, навіть враховуючи «недолік» конструкції ОР СУЗ, а саме ефект графітового витиснювача [1–3, 9, 10, 13].

У представлених результатах враховано підвищення середньої температури теплоносія на  $0,5\text{--}1,0 \text{ } ^\circ\text{C}$  за рахунок зменшення витрати теплоносія через

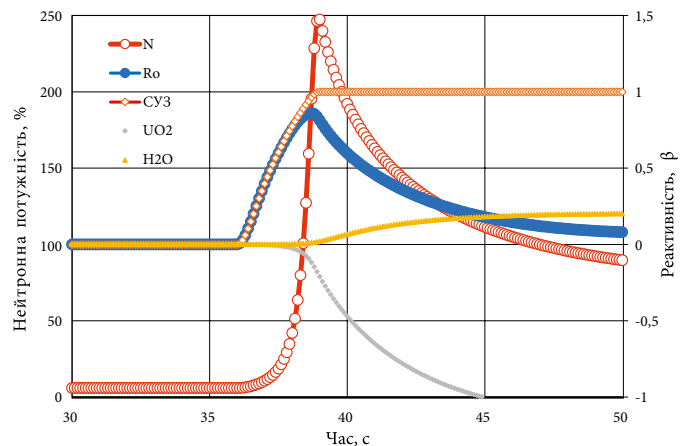


Рис. 5. Зміна нейтронної потужності (N), інтегральної реактивності (Ro) та її складових від: ОР СУЗ (СУЗ, АЗ-5), ефектів реактивності по температурі палива (UO<sub>2</sub>) і температурі теплоносія (H<sub>2</sub>O). Реактивність уведена ОР СУЗ  $+1,0 \beta$

активну зону за умов підключення електроживлення чотирьох ГЦН до вибігаючого ТГ з 57 000 до 50 000 м<sup>3</sup>/г протягом перших  $\sim 40$  с аварійного процесу до натискання кнопки АЗ-5. Таким чином, можна зробити висновок, що в стані реактора РБМК-1000 на момент проведення випробувань 26.04.1986 р. підвищення середньої температури теплоносія на невелику величину ( $0,5\text{--}1,0 \text{ } ^\circ\text{C}$ ), несуттєво впливає на величину збільшення нейтронної потужності внаслідок спрацювання АЗ-5. Уведення позитивної реактивності в нижню частину реактора (більше  $0,8 \beta$ ) у разі спрацювання АЗ-5 призводить до значного збільшення нейтронної потужності, достатньої для руйнування твелів і паливного каналу.

Однак якщо враховувати зафіксовані падіння витрати теплоносія через реактор, що відбулися після АЗ-5, а відповідно й збільшення середньої температури теплоносія, то досягнення умов руйнування палива може відбуватися й за менших значень введення позитивної реактивності в разі спрацювання АЗ-5. Зафіксовані падіння витрати теплоносія через реактор на  $\sim 40\%$  за ГЦН, підключених до надійного живлення, і до 0 м<sup>3</sup>/г за ГЦН, підключених до вибігаючого ТГ на 43 с аварійного процесу (після закриття стопорних клапанів (СК) ТГ) [10, 15], призвели до зменшення витрати теплоносія через реактор до 18 000 м<sup>3</sup>/г.

На рис. 6 представлено результати зміни потужності, реактивності і її складових за значень ТКР:  $\frac{\partial \rho}{\partial \theta} = + 0,000176 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ ;  $\frac{\partial \rho}{\partial T} = - 0,000008 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ , з урахуванням зменшення витрати теплоносія через реактор до 18 000 м<sup>3</sup>/г.

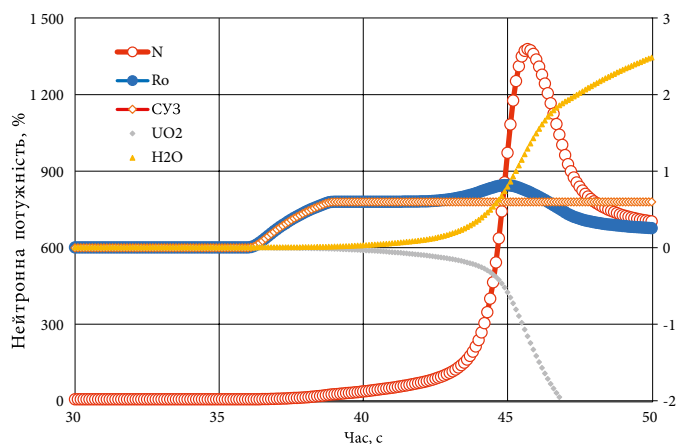


Рис. 6. Зміна нейтронної потужності (N), інтегральної реактивності (Ro) та її складових від: ОР СУЗ (A3-5), ефектів реактивності по температурі палива ( $UO_2$ ) і температурі теплоносія ( $H_2O$ ). Реактивність уведена ОР СУЗ  $+0,6 \beta$  (зупинка ГЦН)

Порівнюючи значення максимальної нейтронної потужності в таблиці для значення введеної реактивності  $+0,6 \beta$  без урахування зупинки частини насосів та з урахуванням рис. 6, відзначаємо суттєве, майже у 2,5 рази, збільшення потужності. Тому для досягнення умов руйнування палива ефективність «кінцевого» ефекту може бути й на нижній оцінці  $0,6 \beta$ , наведеній у [10].

Модель з урахуванням зупинки частини ГЦН більше відповідає хронології зафіксованих подій, а саме руйнування реактора (стрімке збільшення тиску в барабані-сепараторі, пошкодження ліній живлення ГЦН, спрацювання всіх восьми головних запобіжних клапанів, підвищення тиску в реакторному просторі) [10], що припадає на 45–47 с аварійного процесу після закриття СК ТГ. А досягнення умов пошкодження палива в моделі без урахування зупинки частини ГЦН відбувається на 39–41 с аварійного процесу.

## Висновки

«Кінцевий» ефект, унаслідок якого під час спрацювання A3-5 в нижню частину реактора вводиться позитивна реактивність понад  $0,6 \beta$ , призводить до значного збільшення нейтронної потужності, достатньої для руйнування твелів і паливного каналу.

При цьому, як видно з рис. 4, 5 та таблиці, реактор в умовах указаних значень зовнішніх збурень за  $\Delta p_{\text{суз}}$  і  $\Delta \theta$  не переходить у режим критичності на миттєвих нейтронах, а саме  $K_{\text{эф}} < 1 + \beta$ , навіть за «ефективності» A3-5, яка дорівнює  $1,0 \beta$ . У розглянутій моделі, що враховує зворотний зв'язок на реактивність

за параметрами теплоносія тільки через зміну його температури, максимальне значення інтегральної реактивності не перевищує  $1,0 \beta$  в умовах значень «ефективності» A3-5 до  $\sim 1,5 \beta$ .

Врахування в моделі реактивнісної аварії факту тимчасової зупинки ГЦН, підключених до вибігаючого ТГ, більше відповідає хронології зафіксованих подій аварійного процесу 26.04.1986 р. Також умови руйнування палива досягаються за менших значень «ефективності» кінцевого ефекту ОР СУЗ A3-5. Таким чином, можна очікувати, що час спрацювання A3-5 відповідно до вимоги «Регламенту» [15], а саме п. 11.6.1 «Срабатывание A3-5 по сигналу закрытия стопорных клапанов обеих турбин или единственной работающей турбины», може впливати на хід аварійного процесу, що відповідно має бути досліджено в моделі з урахуванням утворення пари в технологічному каналі.

Представлена модель реактивнісної аварії на ЧАЕС-4, на відміну від розглянутих раніше, дозволяє оперативно дослідити вплив на зміну нейтронної потужності реактора різних вихідних даних — значень ТКР, величини «кінцевого ефекту», зовнішніх впливів і часу їхнього прояву.

На хід перебігу аварійного процесу 26.04.1986 р. на РБМК-1000 ЧАЕС-4 істотно впливають:

час формування A3-5;

низький тиск у барабані-сепараторі напередодні аварії 6,3 МПа (проектний — 7,0 МПа), що міг призвести поряд з високою температурою  $\sim 280^\circ\text{C}$  на вході в ГЦН (проектна —  $270^\circ\text{C}$ ) до більш раннього прояву позитивного зворотного зв'язку за рахунок утворення пари в нижній частині технологічного каналу.

Для визначення впливу на хід аварійного процесу в РБМК-1000 утворення пари в нижній частині технологічного каналу, враховуючи низькі запаси до температури насичення, необхідна більш складна модель. Як було зазначено вище, урахування утворення пари в технологічному каналі буде призводити до введення більшої позитивної реактивності, у порівнянні з розглянутою моделлю, а тому досягнення умов «руйнування» палива будуть досягатися за менших значень позитивної реактивності «кінцевого» ефекту.

Також можна відзначити, що «вдалося» спроектувати, побудувати й експлуатувати РБМК-1000, який має:

позитивний ефект реактивності в разі зневоднення активної зони;

позитивний ефект реактивності в разі зневоднення контуру охолодження ОР СУЗ;

позитивний ефект реактивності в разі запарювання (закипання теплоносія) паливних каналів;  
позитивний ефект реактивності в разі введення ОР СУЗ із верхніх кінцевиків — «кінцевий ефект».

За межами викладу залишилася низка питань, що порушувалися в публікаціях з чорнобильської тематики, а також у роботі [1], наприклад:

швидкодія ефекту Доплера за умов зміни температури палива;

можливість та умови досягнення критичності на миттєвих нейтронах;

межі застосування такого формулювання про зв'язок реактивності й потужності, що зустрічається в багатьох публікаціях з кінетики реактора, у тому числі й деяких підручниках: «при  $\rho > 0$  потужність збільшується, а при  $\rho < 0$  потужність зменшується».

Як видно з представлених у роботі результатів, у реакторі зі зворотними зв'язками, до яких належать усі енергетичні реактори, під час роботи на «енергетичних» рівнях потужності при  $\rho > 0$  нейтронна потужність збільшується на початковому етапі, а подальша поведінка залежить від параметрів зворотних зв'язків і в реакторі з негативними зворотними зв'язками призведе до зменшення нейтронної потужності навіть за умови  $\rho > 0$ .

#### Список використаної літератури

1. Борисенко В. И. О ядерной безопасности уран-графитовых реакторов / В. И. Борисенко // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2016. — Вып. 26. — С. 15–26.
2. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК / М. А. Абрамов [и др.] / под общей ред. Ю. М. Черкашова. — Москва : ГУП НИКИЭТ, 2006. — 632 с.
3. Халимончук В. А. Моделирование Чернобыльской аварии / В. А. Халимончук, А. В. Кучин // Ядерная радиационная безопасность. — 2011. — Вып. 3 (51). — С. 20–28.
4. Борисенко В. И. Определение консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000 / В. И. Борисенко, В. В. Горанчук // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобиля. — 2013. — Вып. 20. — С. 28–36.
5. Технический отчет «Модернизация проектного режима работы УРБ реакторной установки ВВЭР-1000. Разработка ОАБ по модернизации режима работы УРБ». — ООО «ФИЗАР», 2008.
6. Быков М. А. Анализ показаний аппаратуры нейтронного потока в режимах со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты для реакторных установок с реактором ВВЭР-1000 / М. А. Быков, Г. В. Алевин, И. Г. Петкевич // шестая междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, Россия, 26–29 мая 2009 г.). — Подольск : ОКБ «Гидропресс».
7. Кипин Дж. Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов / Дж. Р. Кипин. — Москва : Атомиздат, 1967. — 428 с.
8. Кузнецов И. А. Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах / И. А. Кузнецов. — Москва : Энергоатомиздат, 1987. — 176 с. — (Библиотека эксплуатационника АЭС, вып. 17).
9. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. INSAG-1 // Атомная энергия. — Т. 61, вып. 5. — 1986. — С. 301–320.
10. Карпан Н. В. Чернобыль. Месть мирного атома / Н. В. Карпан. — 2006. — Режим доступа: [www.twirpx.com/file/121267](http://www.twirpx.com/file/121267).
11. Guidelines for Accident Analysis of WWER Nuclear Power Plants. IAEA-EBP-WWER-01. — Vienna : IAEA, 1995. — 136 p.
12. Оценка разгерметизации твэлов ВВЭР в проектных авариях / А. А. Гончаров [и др.] // Тр. четвертой науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, 23–26 мая 2005 г.) — Режим доступа: [www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2005](http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2005).
13. Румянцев А. Н. Чернобыль в 2009 году / А. Н. Румянцев. — Режим доступа: [www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&thold=1&mode=flat&order=1&sid=2842](http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&thold=1&mode=flat&order=1&sid=2842)
14. Дмитриев В. М. Причины Чернобыльской аварии известны / В. М. Дмитриев. — Режим доступа: [www.accident.ru](http://www.accident.ru).
15. Чернобыльская авария: дополнение к INSAG-1: Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. — Вена : МАГАТЭ, 1993. — (Серия изданий по безопасности; № 75-INSAG-7).
16. Технологический регламент по эксплуатации 3 и 4 энергоблоков Чернобыльской АЭС с реакторами РБМК-1000. 1Э-С-П. — Введен в действие на основании приказа № 953 от 15.12.1983 г. — Чернобыль : ЧАЭС, 1983. — 98 с.

**V. I. Borysenko, V. V. Goranchuk**

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants,  
NAS of Ukraine, 12, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*



## Model of Reactivity Accident of the RBMK-1000 of the Chornobyl NPP 4th Power Unit

The article presents the results of modeling of the reactivity accident, which resulted in the destruction of reactor RBMK-1000 of the 4th power unit of the Chornobyl NPP on April 26, 1986. The RBMK-1000 reactivity accident model was developed on the basis of the kinetics of the nuclear reactor, taking into account the change in the reactivity of the reactor. Reactivity changes as a result of both external influence (movement of control rods; change in the reactor inlet coolant temperature (density)) and due to the action of reactivity feedback by the parameters of the reactor core (change in the fuel temperature, coolant temperature, concentration of  $^{135}\text{Xe}$ , graphite stack temperature, etc.). A similar approach was applied by the authors of the article for the study of transient processes with the operation of accelerated unit unloading mode on VVER-1000, and the validity of such model is confirmed.

The study of the reactivity accident on RBMK-1000 was carried out for various combinations of values of the effectiveness of control rods; reactivity coefficients of the coolant temperature and fuel temperature; changes in the temperature of the coolant at the inlet to the reactor.

In most of the studied RBMK-1000 reactor accident scenarios, the critical values of fuel enthalpy, at which the process of fuel destruction begins, are reached first. An important result of the research is the conclusion that it is not necessary to reach supercriticality on instantaneous neutrons, supercriticality on delayed neutrons is also sufficient to initiate fuel destruction.

*Keywords:* uranium-graphite reactor, reactivity, temperature coefficient of reactivity, coolant density coefficient of reactivity, fuel enthalpy, end effect, graphite displacer.

### References

1. Borysenko V. I. (2016). [About nuclear safety of uranium-graphite reactors]. *Problemy bezpeky atomnykh elektrostantsii i Chornobyliya* [Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl], vol. 26, pp. 15–26. (in Russ.)
2. Abramov M. A., Avdeev V. I., Adamov E. O. (2006). *Kanalnyy yadernyy energeticheskiy reaktor RBMK*. [Channel-type nuclear power reactor RBMK]. Moscow: SUE NIKIET, 632 p. (in Russ.)
3. Halimonchuk V. A., Kuchin A. V. (2011). [Simulation of the Chornobyl accident]. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 3 (51), pp. 20–28. (in Russ.)
4. Borysenko V. I., Goranchuk V. V. (2013). [Determination of conservative parameters of model of reactor for research of transient of VVER-1000]. *Problemy bezpeky atomnykh elektrostantsii i Chornobyliya* [Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl], pp. 28–36. (in Russ.)
5. *Tekhnicheskii otchet "Modernizatsiya proyektного rezhima raboty URB reaktornoy ustanovki VVER-1000. Razrabotka OAB po modernizatsii rezhima raboty URB"* [Modernization of Design Operation Mode of Accelerated Unit Unloading (AUU) of VVER-1000 Reactor Plant. Development of the Report on the Safety Analysis (RSA) on modernization of the AUU operation mode. Technical Report]. LLC FIZAR, 2008. (in Russ.)
6. Bykov M. A., Alekhin G. V., Petkevich I. G. (2009). *Analiz pokazaniy apparatury neytronnogo potoka v rezhimakh so srbatyvaniyem uskorennoy predupreditelnoy zashchity dlya reaktornykh ustanovok s reaktorom VVER-1000* [Analysis of Neutron Flux Instrumentation Readings in Modes with Operation of the Accelerated Preventive Protection for Reactor Plants with VVER-1000 Reactor]. Proceedings of the Sixth Int. Sci. and Tech. Conf. "Safety Ensuring of NPPs with VVER" (OKB "Gidropress", Podolsk, Russia, May 26–29, 2009). (in Russ.)
7. Kipin J. R. (1967). *Fizicheskiye osnovy kinetiki yadernykh reaktorov* [Physical Bases of Nuclear Reactor Kinetics]. Moscow: Atomizdat, 428 p. (in Russ.)
8. Kuznetsov I. A. (1987). *Avariynyye i perekhodnyye protsessy v bystrykh reaktorakh. Biblioteka ekspluatatsionnika AES*. [Emergency and Transient Processes in Fast Reactors]. Moscow: Energoatomizdat, 176 p. (in Russ.)
9. Informatsiya ob avarii na Chernobylskoy AES i eye posledstviyakh. podgotovlennaya dlya MAGATE. INSAG-1 [Information on the Chornobyl accident and its consequences prepared for the IAEA. INSAG1]. *Atomnaya energiya* [Atomic Energy], 1986, vol. 61, no. 5, pp. 301–320. (in Russ.)
10. Karpan N. V. (2006). *Chernobyl. Mest mirnogo atoma*. [Chornobyl. Revenge of the Peaceful Atom]. Available at: <http://www.twirpx.com/file/121267/> (in Russ.)
11. IAEA (1995). *Guidelines for Accident Analysis of WWER Nuclear Power Plants*. EBP-WWER-01, 136 p.
12. Goncharov A. A., Kumachov A. V., Medvedev A. V., Nechaeva O. A., Novikov V. V., Onufriev A. V., Salatov A. V., Fedotov P. V. (2005). Otsenka razgermetizatsii tvelov VVER v proyektnykh avariyyakh. [Assessment of depressurization of VVER fuel rods in design accidents]. Proceedings of the *Fourth Sci. and Tech. Conf. "Safety Ensuring of NPPs with VVER"* (Podolsk, Russia, May 23–26, 2005). Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2005/> (in Russ.)

13. Rumyantsev A. N. (2011). *Chernobyl v 2009 godu*. [Chornobyl in 2009]. Available at: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&thold=1&mode=flat&order=1&sid=2842> (in Russ.)
14. Dmitriev V. M. *Prichiny Chernobylskoy avarii izvestny*. [The causes of the Chornobyl accident are known]. Available at: <http://www.accident.ru> (in Russ.)
15. IAEA (1993). INSAG-7. *Chernobylskaya avariya: dopolneniye k INSAG-1. Doklad Mezhdunarodnoy konsultativnoy gruppyi po yadernoy bezopasnosti MAGATE* [Chornobyl accident: supplement to INSAG7. Report of the International Nuclear Safety Advisory Group.]. Vienna, 1993, 146 p. (in Russ.)
16. 1E-C-II. *Tehnologicheskiy reglament po ekspluatatsii 3 i 4 energoblokov Chernobylskoy AES s reaktorami RBMK-1000* [Technological regulations for operation of Units 3 and 4 of Chornobyl NPP with RBMK-1000 reactors]. Came into force by the Order no. 953 dated 15.12.1983. Chornobyl. 98 p. (in Russ.)

Надійшла 01.07.2021

Received 01.07.2021