

В. І. Борисенко*, В. В. Горанчук

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ, Україна

*Відповідальний автор: vborysenko@ispnpp.kiev.ua

МОДЕЛЬ РЕАКТИВНІСНОЇ АВАРІЇ НА РБМК-1000

Проведено дослідження на моделі реактивнісної аварії на РБМК-1000, внаслідок якої 26 квітня 1986 р. було зруйновано реактор РБМК-1000 енергоблока № 4 на Чорнобильській АЕС. Модель реактивнісної аварії на РБМК-1000 розроблено на основі рівнянь кінетики ядерного реактора з урахуванням зворотних зв'язків за реактивністю реактора. Реактивність змінюється внаслідок як зовнішнього впливу: переміщення органів регулювання; зміни температури теплоносія на вході в реактор, так і внаслідок дії зворотних зв'язків за параметрами активної зони: зміни температури палива, густини теплоносія, концентрації ^{135}Xe . У моделі враховано утворення пари в активній зоні реактора, що відповідає реальній фізиці процесів в РБМК та дає змогу отримати результати моделювання, які найкраще відповідають зареєстрованим даним і наслідкам аварійного процесу.

Дослідження реактивнісної аварії на РБМК-1000 проведено для різних комбінацій значень ефективності органів регулювання; коефіцієнтів реактивності за температурою палива і густиною теплоносія; зміни температури теплоносія на вході в реактор; часу спрацювання аварійного захисту, а також рівня потужності реактора перед закриттям стопорних клапанів турбогенератора.

Різні сценарії реактивнісної аварії на РБМК-1000 дають змогу виявити найбільш несприятливі комбінації зовнішніх впливів на хід реактивнісної аварії, а саме: час початку вибігу головних циркуляційних насосів, час спрацювання аварійного захисту, рівень потужності перед закриттям стопорних клапанів турбогенератора. У більшості сценаріїв реактивнісної аварії в першу чергу досягаються критичні значення величини ентальпії палива, за яких починається процес руйнації палива в твелах, руйнація тепловиділяючих збірок і технологічного каналу. Важливими результатами проведених досліджень є: 1 – визначення суттєвого впливу часу спрацювання аварійного захисту після закриття стопорних клапанів турбогенератора на значення максимуму нейтронної потужності, яка досягається під час реактивнісної аварії; 2 – визначення впливу рівня потужності реактора перед закриттям стопорних клапанів турбогенератора на перебіг аварії; 3 – руйнація палива може бути досягнута не тільки при надкритичності на миттєвих нейтронах, а також і при надкритичності на нейтронах, що запізнюються.

Ключові слова: уран-графітовий реактор, реактивність, температурний коефіцієнт реактивності, коефіцієнт реактивності за густиною теплоносія, ентальпія палива, «кінцевий ефект», графітовий витиснювач.

1. Вступ

З моменту аварії на ЧАЕС пройшло вже більше 36 років, але дотепер і в наукових публікаціях, і в дискусіях спеціалістів часто виникають питання, на які ще не надано обґрунтованих відповідей. Тому спробуємо в нашій статті розглянути такі питання:

1. Практично всі прихильники реактивнісної версії аварії стверджують, що під час аварії була досягнута надкритичність на миттєвих нейтронах. Наприклад, «Аварія завершилась разгоном реактора на мгновенных нейтронах» [1].

2. Вважається, що з моменту відключення стопорних клапанів турбогенератора (СК ТГ) ініціація оператором або автоматикою аварійного захисту АЗ-5 у будь-який час призвела б до ідентичної аварії. Наприклад, «Однако пользоваться аварийной защитой реактора данного конструктивного исполнения в условиях допущенного снижения ОЗР ни по аварийным сигналам, ни вручную после завершения испытаний без повреждения активной

зоны уже было нельзя, по-видимому, начиная с 00 ч 30 мин 26 апреля 1986 г., что требует проведения дополнительными исследованиями» [1].

3. На цей час відсутні дослідження щодо впливу на перебіг реактивнісної аварії рівня теплової потужності РБМК-1000 перед закриттям СК ТГ [1].

Відповіді на поставлені питання будуть надані в статті при представленні відповідних результатів досліджень.

Науковий інтерес щодо досліджень безпеки різних типів ядерних реакторів під час реактивнісних аварій є зрозумілим, виходячи з необхідності ретельно з'ясувати фактичні причини таких аварій з метою виявлення і усунення виявлених недоліків.

У роботі [2] представлено результати моделювання реактивнісної аварії на РБМК-1000, в моделі якого зворотній зв'язок за реактивністю враховується через температуру теплоносія, температуру палива та інші ефекти. Така модель не повною мірою відповідає реальній фізиці процесів у РБМК-1000 при роботі на енергетичних

рівнях потужності. При роботі на номінальних рівнях потужності приблизно половина енергії реакції поділу іде на підігрів теплоносія (на $\sim 15^\circ\text{C}$) у технологічних каналах (ТК) до температури насичення, а приблизно друга половина енергії іде на пароутворення теплоносія. Враховуючи, що питомий об'єм пари, в проектних для РБМК-1000 діапазонах зміни параметрів теплоносія, в ~ 20 разів більший, ніж для води [2], є очевидним, що врахування зміни густини теплоносія, з урахуванням утворення пари в ТК, призведе до значно більшого введення позитивної реактивності, ніж при врахуванні зворотного зв'язку на реактивність за температурним коефіцієнтом реактивності (ТКР) за температурою теплоносія [2].

2. Опис моделі реактора

Основні параметри моделі РБМК отримано авторами як для полікомірки РБМК-1000, що складається з 16 ТК, одного каналу з органом регулювання системи управління і захисту (ОР СУЗ) і одного каналу додаткового поглинача (ДП) [3], так і для чотирьох полікомірок із 64 ТК, в яких досягаються умови критичності при висоті $\sim 1,7$ м і середньому збагаченні палива 1,15 %, яке відповідає середньому збагаченню палива у РБМК-1000 напередодні аварії [2, 3]. Геометричні і матеріальні характеристики ТК, ТВЗ і твела є стандартними для другого покоління РБМК-1000 (ЧАЕС-4).

Нейтронна потужність реактора визначається з рівнянь точкової кінетики нейтронів у реакторі [2 - 4]:

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

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

де всі позначення загальноприйняті [2, 3].

Вплив зворотних зв'язків у моделі реактора враховується шляхом визначення зміни реактивності реактора $\Delta\rho(t)$ за рахунок переміщення ОР СУЗ, зміни температури (густини) теплоносія на вході в реактор, а також реактивності, що виділяється внаслідок дії зворотних зв'язків: зміни температури палива, зміни густини теплоносія, зміни концентрації ^{135}Xe та інших параметрів:

$$\Delta\rho(t) = \Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\gamma_m} \Delta\gamma_m(t) + \frac{\partial\rho}{\partial T} \Delta T(t) + \frac{\partial\rho}{\partial X_{\text{e}}} \Delta X_{\text{e}}(t) + \dots, \quad (3)$$

де $\Delta\rho_{\text{СУЗ}}(t)$ – реактивність, введена за рахунок переміщення ОР СУЗ; $\frac{\partial\rho}{\partial\gamma_m}$ – коефіцієнт реактивності за густиною теплоносія (КРГТ); $\frac{\partial\rho}{\partial T}$ – коефіцієнт реактивності за температурою палива (КРТП); $\frac{\partial\rho}{\partial X_{\text{e}}}$ – коефіцієнт реактивності за концентрацією ^{135}Xe ; $\Delta\gamma_m(t)$, $\Delta T(t)$, $\Delta X_{\text{e}}(t)$ – зміна середньої густини теплоносія, середньої температури палива і концентрації ^{135}Xe відповідно.

Зміна температури палива і густини теплоносія (з урахуванням пароутворення) в активній зоні реактора визначається з рівнянь теплового балансу для палива і теплоносія [5]:

$$\frac{dT}{dt} V c \gamma = q_v V - q_s S, \quad (4)$$

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

де V – об'єм палива; S – площа бічної поверхні твелів в активній зоні; c – теплоємність палива; γ – густина палива; c_T – теплоємність теплоносія; γ_T – густина теплоносія; M_T – маса теплоносія в активній зоні; G_T – об'ємна витрата теплоносія; θ_{in} – температура теплоносія на вході в активну зону; θ_{out} – температура теплоносія на виході з активної зони; q_v – об'ємне енерговиділення в паливі; q_s – тепловий потік з поверхні твела; P – частка пари у теплоносії активної зони; h'' – ентальпія пари при температурі насичення, h' – ентальпія води при температурі насичення.

На основі рівнянь (1) – (5) реалізовано ітеративну модель розрахунку нейтронної потужності реактора та інших параметрів при «довільному» внесенні збурення реактивності за густиною теплоносія, переміщені ОР СУЗ [2, 6].

Аналогічний підхід застосовано авторами статті для досліджень реактивнісної аварії на РБМК-1000, в моделі якого враховано зворотній зв'язок за реактивністю, викликаний ефектами реактивності за температурою теплоносія і палива [2], а також для аналізу перехідних процесів зі спрацюванням прискорювального попереджувального захисту на ВВЕР-1000 [6].

У моделі досліджено такі діапазони зміни коефіцієнтів реактивності, а також «ефективності»

так званого «кінцевого ефекту» – ефекту витиснювачів ОР СУЗ [1 - 3, 7, 8]:

– КРТГ у діапазоні від $-0,000008$ до $-0,000015 \text{ C}^{-1}$ – це проектні значення, наведені в [7, 9].

– КРТГ у діапазоні від $-0,025$ до $-0,068 \text{ г}^{-1} \cdot \text{см}^3$. Нижнє значення КРТГ відповідає проектному значенню [2] (рис. 1, крива 2), верхнє значення відповідає модельному значенню [2] (рис. 2, крива 1) [2, 9]. Значення КРТГ, відновлене генеральним конструктором РБМК НІИКИЭТ [9], вже після аналізу аварії становить $-0,028 \text{ г}^{-1} \cdot \text{см}^3$.

– «Ефективність» ОР СУЗ у нижній частині активної зони («кінцевий ефект») при переміщенні ОР СУЗ вниз на 1,25 м (на всю висоту водяного стовпа в каналі СУЗ) становить до $\sim +1 \beta$ [3, 8], за оцінкою Карпана $+0,6 \beta$ [7].

Теплова постійна часу твела РБМК для енергетичних рівнів потужності РБМК змінюється у діапазоні 8 - 13 с [10].

Перед проведенням випробувань з вибігу турбогенератора (ТГ) основні параметри реактора такі:

– теплова потужність 200 МВт, $\sim 6 \% \text{ Nном}$;
– температура теплоносія на вході в реактор 270 - 280 °С.

Для стабілізації параметрів реактора на рівні теплової потужності ~ 200 МВт, перед проведенням випробувань 26.04.1986 р., запас до температури насичення теплоносія на вході в реактор знижувався до ~ 1 °С. У моделі досліджувався вплив на перебіг аварії цього параметра в діапазоні $0 \div 5$ °С.

Модель дає змогу дослідити вплив різних чинників на хід аварії – перш за все на рівень досягнутої нейтронної потужності під час реактивісної аварії.

3. Результати моделювання реактивісної аварії

3.1. Результати моделювання при 200 МВт теплової потужності

Першими представимо результати моделювання, що відповідають реальній хронології аварії, і «враховують» такі зовнішні впливи [7, 11, 12]:

– 0,0 с – закриття СК ТГ і початок вибігу головних циркуляційних насосів (ГЦН) (астрономічний час 26.04.1986 р. 01:23:04);

– 6,6 с – підключення живлення чотирьох ГЦН до вибігаючого ТГ;

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

– 6,6 - 42,0 с – зменшення витрати теплоносія за рахунок зменшення обертів чотирьох ГЦН, під-

ключених до вибігаючого ТГ, з 1,0 до 0,75 номінальної витрати теплоносія через ГЦН, внаслідок чого в активній зоні збільшується температура теплоносія і відповідно зменшується густина.

За час 3 с (з 36-ї по 39-у секунду в моделі) з моменту натискання кнопки АЗ-5 при переміщенні ОР СУЗ вниз зі швидкістю 40 см/с графітові витиснювачі в каналах СУЗ повністю витісняють стовпи 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 [1, 2, 7 - 10]. Для виявлення найбільш консервативних параметрів реактивісної моделі, саме розглядається мінімальний критичний об'єм активної зони в РБМК (див. п.2), тому консервативно вважається, що рух ОР СУЗ здійснюється тільки ~ 8 с і в нижню частину активної зони вводиться позитивна реактивність внаслідок ефекту графітових витиснювачів так званий «кінцевий ефект». Вище було зазначено, що напередодні аварії мінімальний критичний об'єм активної зони в РБМК складався з 64 ТК висотою $\sim 1,7$ м. Досягнення умов руйнації палива, ТВЗ і ТК під час аварії призведе до додаткового введення позитивної реактивності, а відповідно викличе подальшу ланцюгову реакцію з руйнування інших ТК і реактора [2].

При заданих умовах моделювання аварійного процесу «зруйнувати» реактор вдається тільки при ефективності «кінцевого ефекту» більше $+0,7 \beta$, але час «руйнування» реактора практично збігається з часом витиснення водяного стовпа з каналів СУЗ, а саме 39 ± 1 с, що не узгоджується з зафіксованими даними, наприклад, щодо положення ОР СУЗ на рівні половини активної зони під час роботи АЗ-5 до руйнування реактора [7, 12]. Для досягнення ОР СУЗ половини висоти активної зони необхідно 8 - 9 с, а при заданих умовах руйнація відбувається до 40 с процесу, або за $\sim 3 \div 4$ с з моменту спрацювання АЗ-5.

Час «руйнації» реактора на 44 - 45 с (після 8 - 9 с з моменту спрацювання АЗ-5) можна досягти включивши у модель додаткову умову, а саме: зафіксовано падіння витрати теплоносія через реактор на $\sim 40 \%$ по ГЦН, підключених до надійного живлення, і до $0 \text{ м}^3/\text{г}$ по ГЦН, підключених до вибігаючого ТГ на ~ 43 с аварійного процесу (після закриття СК ТГ) [7, 12, 13]. У цьому випадку відбувається зменшення витрати теплоносія через реактор до $\sim 18000 \text{ м}^3/\text{г}$ [7, 12]. Найбільш імовірна причина зменшення витрати теплоносія через ГЦН, підключених до вибігаючого ТГ: спрацювання захисту ГЦН за фактом зниження витрати теплоносія через ГЦН до $5000 \text{ м}^3/\text{г}$, яке могло відбутися у період 01:23:39 – 01:23:43 [7].

Генеральний конструктор РБМК висуває іншу версію відключення ГЦН, а саме: внаслідок формування захисту ГЦН по досягненню напруги на вибігаючих ГЦН до 0,7 від номінальної [13]. Таким чином, названі факти виявляють додаткові грубі помилки проекту РБМК-1000 не тільки загально відомі: конструкція ОР СУЗ, паровий коефіцієнт реактивності, а також і стосовно виконання

функцій безпеки з охолодження палива: задача захисту ГЦН виявилася більш важливою, ніж охолодження палива активної зони.

На рис. 1 представлено результати зміни нейтронної потужності і значення реактивнісних ефектів при умовах проведення випробувань з вибігу ТГ 26.04.1986 р.

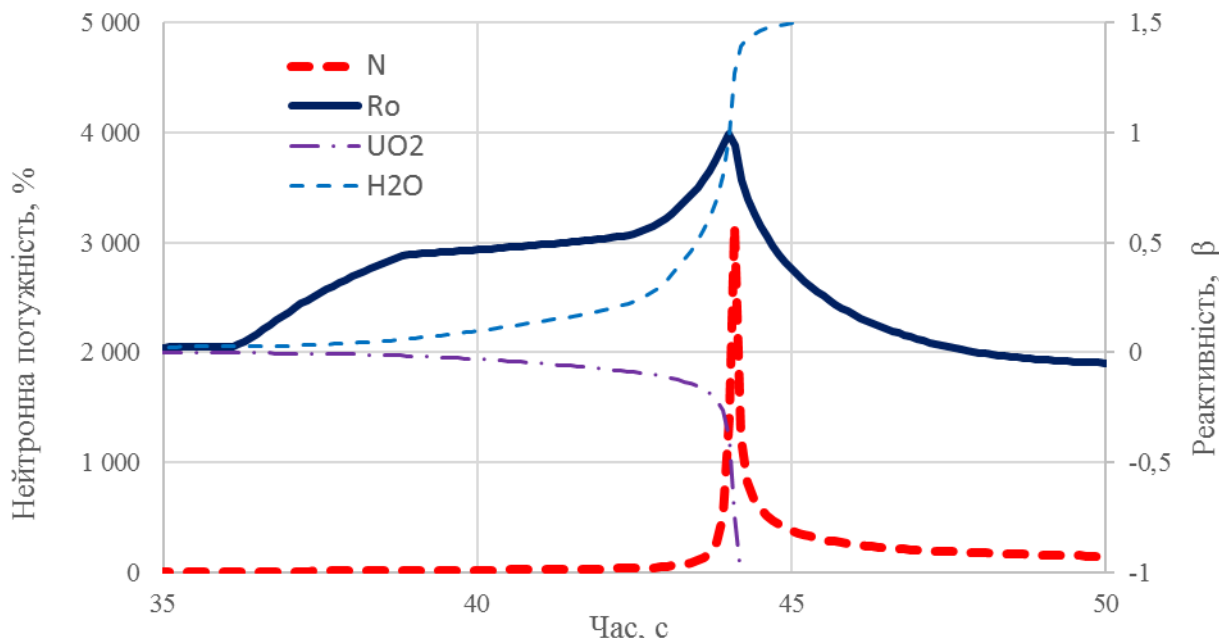


Рис. 1. Зміна нейтронної потужності (N), інтегральної реактивності (Ro) і її складових від ефектів реактивності за температурою палива (UO2) і за густиною теплоносія (H2O), час спрацювання АЗ-5 – на 36 с. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Найбільший вибіг нейтронної потужності, який відповідає зафіксованим даним щодо положення ОР СУЗ до моменту «руйнації» реактора спостерігається у моделі при «ефективності» «кінцевого ефекту» у +0,4 β. При цьому найбільше значення реактивності, внаслідок дії зворотних зв'язків, на 44 с досягає значення +0,997 β, а, відповідно, реактор не виходить у стан надкритичності на миттєвих нейтронах.

Практично в усіх роботах, присвячених моделюванню аварії на ЧАЕС-4 [1 - 3, 7 - 13], відмічається висока чутливість до параметрів моделі – коефіцієнтів реактивності. У таблиці наведено модельні дані щодо значень максимальної нейтронної потужності і часу її досягнення при різних комбінаціях значень КРТН, КРТГ і «ефективності» витиснювачів («кінцевого ефекту»).

Значення максимальної нейтронної потужності і часу її досягнення при різних комбінаціях значень КРТП, КРТГ і «ефективності» витиснювачів («кінцевого ефекту»)

Значення		«Ефективність» витиснювачів, β					
КРТП, °C ⁻¹	КРТГ, г ⁻¹ ·см ³	0,1	0,3	0,4	0,5	0,7	0,9
-0,000015	-0,028	12*	365	3150	2265	1435	4560
		49,2	46,8	44,1	43,1	39,9	38,7
-0,000010	-0,028	175	950	4390	2680	3950	11700
		86,0	46,1	43,9	42,8	39,7	38,7
-0,000015	-0,032	158	2250	8820	1360	4050	5360
		76,0	42,5	43,6	42,6	39,6	38,6

* Перше значення у колонці – максимальне значення нейтронної потужності (%); друге значення – час досягнення (с) максимального значення нейтронної потужності.

З наведених у таблиці даних, також можна зробити висновок про високу чутливість моделі до значень коефіцієнтів реактивності. Очевидним є той факт, що найменший стрибок нейтронної потужності під час реактивнісного процесу, що моделюється, буде досягтися при найменшому значенні КРТП, а саме $-0,000015 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ і найбільшому значенні КРГТ, а саме $-0,028 \text{ г}^{-1}\cdot\text{см}^3$. Інші можливі комбінації значень КРТП і КРГТ (що були досліджені) при однакових інших умовах у моделі (температура і тиск теплоносія) будуть призводити до більшого максимального значення нейтронної потужності під час реактивнісного процесу при надкритичності на миттєвих нейтронах.

Тому наступні результати моделювання отримані із визначеними консервативними параметрами моделі щодо «ефективності» «кінцевого ефекту» у $+0,4 \beta$, ТКР за температурою палива $-0,000015 \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$, КРГТ $-0,028 \text{ г}^{-1}\cdot\text{см}^3$. Також консер-

вативно в моделі прийнято, що постійна часу паротворення не змінюється під час аварії і дорівнює максимальному значенню 17 с. Якщо при даних умовах досягаються умови руйнації палива [2], то і при інших комбінаціях значень КРТП і КРГТ умови руйнації палива також будуть досягнуті.

3.2. Результати моделювання при 700 МВт теплової потужності

У матеріалах Міжнародної групи з ядерної безпеки (INSAG) [1] акцентується увага на відсутності результатів досліджень щодо впливу рівня потужності реактора перед початком випробувань з вибігу ТГ. Як відомо, у програмі випробувань з вибігом ТГ, рівень теплової потужності реактора перед початком випробувань мав бути на рівні 700 МВт. На рис. 2 представлено результати моделювання щодо вибігу нейтронної потужності і зміни реактивності для цього випадку.

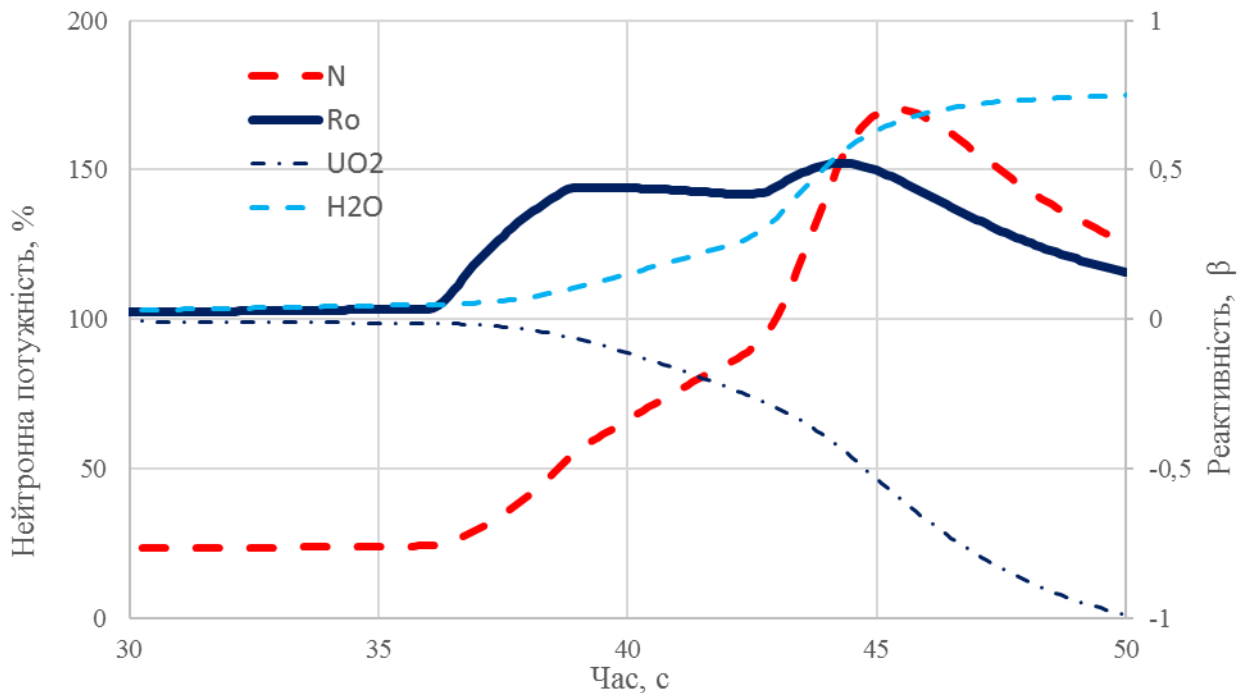


Рис. 2. Зміна нейтронної потужності (N), інтегральної реактивності (Ro) і її складових від ефектів реактивності за температурою палива (UO2) і за густиною теплоносія (H2O) при нейтронній потужності на початку випробувань 700 МВт (~22 %). (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Як бачимо на рисунку, максимальний стрибок нейтронної потужності становить ~170 % від номіналу, що гарантує відсутність руйнації палива, а відповідно і реактора.

При «ефективності» «кінцевого ефекту» у $+0,99 \beta$ максимальний стрибок нейтронної потужності становить 715 % від номіналу, що також не призведе до руйнації палива, а відповідно і реактора. При цьому найбільше значення реактивно-

сті, внаслідок дії зворотних зв'язків, на 38 с досягає значення $+0,86 \beta$.

Таким чином, у випадку дотримання умов програми випробувань з вибігу ТГ, щодо рівня теплової потужності реактора, можна очікувати на зовсім інші «результати випробувань». Необхідно підкреслити, що в проектних документах РБМК-1000 до 1986 р. відсутні будь-які обмеження щодо роботи реактора на низьких рівнях потужності [14].

3.3. Результати моделювання при спрацюванні АЗ-5 відповідно до вимог Регламенту

У матеріалах INSAG [1] також наголошено, що в умовах, які склалися в реакторі напередодні випробувань, починаючи з 01:23:00 спрацювання АЗ-5, у будь-який момент часу призвело б до аналогічних катастрофічних наслідків.

На рис. 3 представлено результати моделювання щодо вибігу нейтронної потужності і зміни реактивності у випадку спрацювання АЗ-5 на (до) 30 с після закриття СК ТГ. Відповідно до вимог Регламенту [14] при вимкненні останнього працю-

ючого ТГ формується АЗ-5. Але Регламентом також дозволяється блокувати АЗ-5 при вимкненні останнього працюючого ТГ при роботі на рівні електричної потужності менше ~100 МВт. Однак, 26.04.1986 р. на ЧАЕС-4 проводилися випробування з вибігом ТГ, в яких формування захисту АЗ-5 мало бути обов'язковим не за фактом закриття СК ТГ, а за фактом імітації знеструмлення енергоблока, принаймні для половини важливого обладнання, що забезпечує відведення тепла від палива активної зони. Тому блокування персоналом захисту АЗ-5 є невиправданим: «В 00:43:37 виведена зацита АЗ-5 по отключению двух ТГ» [7].

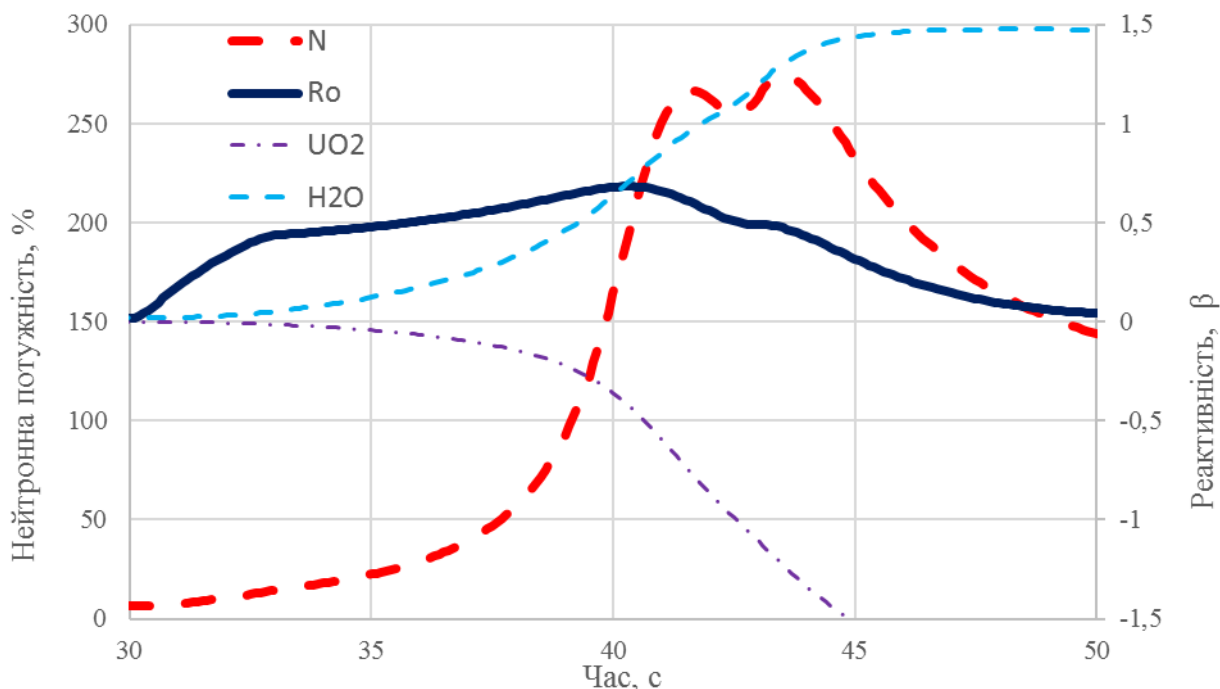


Рис. 3. Зміна нейтронної потужності (N), інтегральної реактивності (Ro) і її складових від ефектів реактивності за температурою палива (UO₂) і за густиною теплоносія (H₂O), час спрацювання АЗ-5 – на 30 с. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

У випадку спрацювання АЗ-5 протягом 0 ÷ 30 с після закриття СК ТГ (за 5 - 6 с до фактичного натискання оператором кнопки АЗ-5) не досягаються умови руйнації палива – максимальний стрибок нейтронної потужності до ~300 % від номінальної (див. рис. 3).

На рисунку добре видно, що на 42 с вибіг нейтронної потужності внаслідок спрацювання АЗ-5 уже пішов на спад, а значне зростання нейтронної потужності внаслідок парового ефекту реактивності, що зумовлений різким зниженням витрати теплоносія через ГЦН, тільки починається на 43 с. Представлені результати моделювання реактивнісної аварії на РБМК-1000 26.04.1986 р. демонструють, що катастрофічні наслідки аварії сталися можливими у результаті «випадкового» збігу у часі двох подій: 1 – спрацювання АЗ-5, яке мало відбутися автоматично при закритті СК ТГ; 2 –

різке зниження витрати теплоносія через реактор, викликане спрацюванням захисту ГЦН або внаслідок (за умови) зменшення витрати теплоносія, або внаслідок досягнення мінімальної напруги. Зазначені події, рознесені у часі більше, ніж на 6 с не призводять до руйнації палива і реактора.

4. Висновки

1. Модель реактивнісної аварії на РБМК-1000, в якій враховано утворення пари в активній зоні РБМК-1000, дає змогу дослідити перебіг аварії з різними комбінаціями важливих параметрів і подій, до яких відносяться: значення ТКР за температурою палива і теплоносія, КРГТ, ефективність витиснювачів ОР СУЗ, рівень теплової потужності реактора перед випробуваннями, час спрацювання АЗ-5 та інші.

2. Підтверджено високу чутливість моделі реактивнісної аварії до значень КРТП і КРТГ в діапазоні їхньої зміни згідно з проектними даними [1, 2].

3. Визначено параметри моделі, за яких факт руйнації реактора узгоджується із зареєстрованими параметрами і подіями під час аварії.

4. Умови руйнації палива [2] і реактора можуть бути досягнуті як при надкритичності реактора на миттєвих нейтронах, так і при надкритичності реактора на нейтронах, що запізнюються.

5. Проведення випробувань з вибігу ТГ при рівні теплової потужності реактора ~ 700 МВт згідно з Програмою випробувань не призводить до руйнації палива. Необхідно підкреслити, що в проектних документах РБМК-1000 до 1986 р.

відсутні будь-які обмеження щодо роботи реактора на низьких рівнях потужності.

6. Блокування АЗ-5 при вимиканні останнього працюючого ТГ при роботі на рівні електричної потужності менше ~ 100 МВт дозволено регламентом експлуатації ЧАЕС-4 [14] в редакції 1983 р. Однак, у випробуванні з вибігом ТГ 26.04.1986 р., подією-ініціатором АЗ-5 мало бути не закриття СК ТГ, а імітація знеструмлення енергоблока, принаймні для половини важливого обладнання, яке забезпечує відведення тепла від палива активної зони, тому блокування АЗ-5 є невірним. Час спрацювання АЗ-5 суттєво впливає на хід реактивнісної аварії. Спрацювання АЗ-5 у будь-який час до ~ 30 с після закриття СК ТГ не призводить до руйнації палива.

СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. Чернобыльская авария: дополнение к INSAG-1. INSAG-7. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности (Вена, МАГАТЭ, 1993) 159 с.
2. В.І. Борисенко, В.В. Горанчук. Модель реактивнісної аварії РБМК-1000 енергоблока № 4 Чорнобильської АЕС. *Ядерна енергетика та довідки* 2(21) (2021) 39.
3. В.І. Борисенко. О ядерной безопасности уран-графитовых реакторов. *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля* 26 (2016) 15.
4. Дж.Р. Кипин. *Физические основы кинетики ядерных реакторов* (Москва: Атомиздат, 1967) 428 с.
5. И.А. Кузнецов. *Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах*. Библиотека эксплуатационника АЭС (Москва: Энергоатомиздат, 1987) 171 с.
6. В.І. Борисенко, В.В. Горанчук. Определение консервативных параметров модели реактора для исследования переходных режимов работы ВВЭР-1000. *Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля* 20 (2013) 28.
7. Н.В. Карпан. *Чернобыль. Месть мирного атома* (Москва, 2006) 566 с.
8. В.А. Халимончук, А.В. Кучин. Моделирование Чернобыльской аварии. *Ядерна та радіаційна безпека* 3(51) (2011) 20.
9. М.А. Абрамов и др. *Канальный ядерный энергетический реактор РБМК*. Под ред. Ю.М. Черкашова (Москва: ГУП НИКИЭТ, 2006) 632 с.
10. А.Н. Румянцев. *Чернобыль в 2009 году*.
11. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. INSAG-1. Атомная энергия 61(5) (1986) 301.
12. В.М. Дмитриев. *Причины Чернобыльской аварии известны*.
13. Анализ функционирования электроэнергетической системы АЭС в режиме выбега турбогенератора 4-го блока ЧАЭС (26.04.86) по данным регистрации параметров и проектной документации. Отчет НИКИЭТ 1995.
14. Технологический регламент по эксплуатации 3 и 4 энергоблоков Чернобыльской АЭС с реакторами РБМК-1000. 1Э-С-II. 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,
National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine*

*Corresponding author: vborysenko@ispnpp.kiev.ua

MODEL OF REACTIVITY ACCIDENT OF THE RBMK-1000 REACTOR

The reactor model was used to study the accident that destroyed the RBMK-1000 reactor at Unit 4 of the Chornobyl nuclear power plant on 26 April 1986. The model of reactivity accident of the RBMK-1000 reactor is based on equations of nuclear reactor kinetics, taking into account feedback in reactor reactivity. Reactivity changes as a result of both external influences – the movement of control rods, changes in the reactor inlet coolant temperature, – and as a result of feedback by core parameters – changes in fuel temperature, coolant density, and ^{135}Xe concentration. The model takes into account steam generation in the reactor core, which corresponds to the real physics of processes at the RBMK reactor and allows obtaining simulation results that best match the recorded data and the consequences of the accident process.

The study of reactivity accident on RBMK-1000 reactor is carried out for different combinations of values of control rods efficiency; reactivity coefficients by fuel temperature and coolant density; changes in the reactor inlet coolant temperature; the emergency protection time, as well as the reactor power level before closing the turbine generator stop valve.

Different reactivity accident scenarios at RBMK-1000 reactor allow us to determine the most unfavorable combinations of external influences on the course of reactivity accident, namely: start time of main coolant pump rundown, time of activation of emergency protection, power level before the closing of turbine generator stop valves. In most reactivity accident scenarios, first of all, the critical values of fuel enthalpy are reached, at which the process of fuel destruction in the fuel element, destruction of the fuel assembly, and assembly channel start.

Important results of studies are 1 – determination of the fact that the time of activation of emergency protection after the closing of stop valves of turbine generator significantly affects the value of the maximum neutron power that is achieved during a reactivity accident; 2 – determination of the effect of reactor power before the closing of turbine generator stop valves over the course of the accident; 3 – the destruction of fuel can be achieved not only with supercriticality on instantaneous neutrons, but also with supercriticality on delayed neutrons.

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

REFERENCES

1. Chornobyl Accident: Supplement to INSAG-1. INSAG-7. Report of the International Advisory Group on Nuclear Safety (Vienna, IAEA, 1993) 159 p. (Rus)
2. V.I. Borysenko, V.V. Goranchuk. Model of Reactivity Accident of the RBMK-1000 of the Chornobyl NPP 4th Power Unit. *Yaderna Enerhetyka ta Dovkillia (Nuclear Power and the Environment)* 2(21) (2021) 39. (Ukr)
3. V.I. Borysenko. On the nuclear safety of uranium-graphite reactors. *Problemy Bezpeky Atomnykh Elektrostantsii i Chornobylia (Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl)* 26 (2016) 15. (Rus)
4. J.R. Kipin. *Physical Fundamentals of Nuclear Reactor Kinetics*. Rus. transl. (Moskva: Atomizdat, 1967) 428 p. (Rus)
5. I.A. Kuznetsov. *Emergency and Transient Processes in Fast Reactors* (Moskva: Energoatomizdat, 1967) 171 p. (Rus)
6. V.I. Borysenko, V.V. Goranchuk. Determination of conservative parameters of model of reactor for research of transient of VVER-1000. *Problemy Bezpeky Atomnykh Elektrostantsii i Chornobylia (Problems of Nuclear Power Plants Safety and of Chornobyl)* 20 (2013) 28. (Rus)
7. N.V. Karpan. *Chornobyl. Revenge of the Peaceful Atom* (Moskva, 2006) 566 p. (Rus)
8. V.A. Halimonchuk, A.V. Kuchin. Simulation of the Chornobyl accident. *Yaderna ta Radiatsiina Bezpeka (Nuclear and Radiation Safety)* 3(51) (2011) 20. (Rus)
9. M.A. Abramov et al. *Channel-Type Nuclear Power Reactor RBMK*. Yu.M. Cherkashov (Ed.) (Moskva: State Unitary Enterprise Research and Design Institute of Power Engineering, 2006) 632 p. (Rus)
10. A.N. Rummyantsev. *Chornobyl in 2009*. (Rus)
11. Information on the Chornobyl accident and its consequences prepared for the IAEA. INSAG-1. *Atomnaya Energiya* 61(5) (1986) 301. (Rus)
12. V.M. Dmitriev. *The causes of the Chornobyl accident are known*. (Rus)
13. Analysis of NPP System Operation in the Turbine Generator Rundown Mode at Unit 4 of ChNPP (26.04.86) According to Parameter Registration Data and Design Documentation. Report of the Research and Design Institute of Power Engineering, 1995. (Rus)
14. Technological regulations for the operation of Units 3 and 4 of Chornobyl NPP with RBMK-1000 reactors. 1E-C-II. Came into force by Order No. 953 dated 12.15.1983 (Chornobyl, ChNPP, 1983) 98 p. (Rus)

Надійшла/Received 28.01.2022