

В. І. Борисенко¹, Д. В. Будик², В. В. Горанчук¹

¹Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

²Северодонецьке науково-виробниче об'єднання «Імпульс», пл. Перемоги, 2, Северодонецьк, 093405, Україна

Контроль потужності ВВЕР-1000 на основі сигналів нейтронних детекторів

Ключові слова:

теплова потужність реактора, параметри нейтронного потоку, детектор прямого заряду, фонові жила, модель корекції, вагові коефіцієнти.

Значення теплової потужності реактора (ТПР) використовується в системах контролю ВВЕР-1000 в більшості алгоритмів формування сигналів керування, блокування і захистів, а також за цим параметром визначаються техніко-економічні показники енергоблоку. У статті розглянуто способи підвищення точності визначення ТПР на основі сигналів систем контролю параметрів нейтронного потоку ВВЕР-1000. Плани з підвищення ТПР ВВЕР-1000 до 101,5 %, а пізніше і до 104–107 % номінальної вимагають додаткових обґрунтувань щодо точності визначення ТПР. Розглянуто основні фактори, що впливають на похибки визначення ТПР за параметрами нейтронного потоку в апаратурі контролю нейтронного потоку (АКНП) і системі внутрішньореакторного контролю (СВРК). Для підвищення точності визначення ТПР в АКНП запропонована модель автоматичної корекції сигналу іонізаційної камери залежно від зміни температури і концентрації борної кислоти в теплоносії, положення органів регулювання системи управління і захисту, вигорання палива тощо. Аналіз зміни сигналів фонових жил детекторів прямого заряду (ДПЗ) упродовж паливних кампаній ВВЕР-1000 показує принципову можливість використовувати сумарний сигнал фонових жил для визначення ТПР. Представлені результати аналізу зміни похибки визначення середньозваженої потужності реактора у випадку застосування додаткового способу визначення ТПР на основі сигналів фонових жил ДПЗ.

Контроль і управління тепловою потужністю реактора (ТПР) є одними з важливих завдань систем контролю і діагностики ВВЕР-1000, що направлені на забезпечення його експлуатації. Крім того, теплова потужність є параметром, за яким визначаються техніко-економічні показники енергоблоку, у тому числі й коефіцієнт корисної дії. Тому завдання підвищення точності визначення ТПР є актуальним особливо з огляду на плани з підвищення ТПР ВВЕР-1000 до 101,5 % номінальної ($N_{\text{ном}}$) [1], а пізніше й до 104–107 % $N_{\text{ном}}$, яка згідно з проектом має потужність 3000 МВт.

ТПР є одним із найважливіших параметрів, за яким здійснюється контроль і регулювання на

ВВЕР-1000. На основі значень ТПР реалізовано алгоритми роботи таких систем, як автоматичний регулятор потужності (АРП), розвантаження і обмеження потужності (РОП); а також реалізовано попереджувальний захист (ПЗ), прискорений попереджувальний захист (ППЗ) і аварійний захист (АЗ) реактора [2].

ТПР на ВВЕР-1000 не вимірюється безпосередньо, а визначається на основі непрямих методів визначення ТПР такими способами [2]:

за теплотехнічними параметрами 1-го контуру;
за параметрами 2-го контуру — параметрами пари і витратами живильної води в парогенераторі;

© В. І. Борисенко, Д. В. Будик, В. В. Горанчук, 2019

за параметрами 2-го контуру — параметрами пари і витратами живильної води за підігрівачами високого тиску (ПВТ);

за сигналами апаратури контролю нейтронного потоку (АКНП);

за сигналами детекторів прямого заряду (ДПЗ) системи внутрішньореакторного контролю (СВРК).

На основі значень ТПР, визначених за способами № 1–5, розраховується середньозважена теплова потужність (СЗТП) реактора. Саме значення СЗТП реактора використовуються для проведення періодичних тарувань АКНП, в якій і формуються сигнали управління, блокування і захисту в системах АРП, РОП, ПЗ, ППЗ, АЗ. Тому завдання визначення СЗТП з найменшою похибкою, у тому числі і визначення ТПР за сигналами АКНП, є актуальним і важливим.

Розглянемо особливості визначення ТПР у системах, які контролюють параметри нейтронного потоку ВВЕР-1000, а саме в АКНП і СВРК. Зазвичай похибки визначення ТПР в АКНП на основі сигналів іонізаційних камер (ІК) і в СВРК на основі сигналів ДПЗ мають найбільші значення у порівнянні з іншими способами визначення ТПР [3]. Тому актуальними є дослідження з підвищення точності визначення ТПР в АКНП і в СВРК на основі сигналів ІК та ДПЗ відповідно.

Під час визначення ТПР ВВЕР-1000 важливою перевагою АКНП і СВРК перед способами визначення ТПР за теплотехнічними параметрами 1-го і 2-го контурів є їх практична безінерційність, особливо в АКНП. Способи визначення ТПР за теплотехнічними параметрами можуть мати як високі показники за точністю визначення ТПР, так і, навпаки, дуже низьку точність.

Висока точність визначення ТПР за параметрами 2-го контуру досягається за довготривалої роботи на стаціонарному рівні потужності, коли встановлюється рівновага між генерацією енергії у 1-му контурі та її відбором у 2-му контурі, а прилади вимірювання температури і витрати теплоносія встановлені згідно з вимогами [3, 4].

Низька точність визначення ТПР за теплотехнічними параметрами є наслідком прояву на конкретному ВВЕР-1000 відмінностей у протіканні теплогідравлічних процесів і визначенні теплотехнічних параметрів теплоносія.

По-перше, це пов'язано з особливостями технічної реалізації систем контролю теплотехнічних параметрів 1-го контуру (температури і витрати теплоносія). Наприклад, таке явище як стратифікація

теплоносія призводить до того, що різниця в значеннях температур за датчиками температурного контролю в гарячій нитці може сягати ~ 3 °С і більше [5], що збільшує похибку визначення потужності петлі до понад 10 %, що значно перевищує проектні вимоги.

Другою причиною є особливості технічної реалізації систем контролю теплотехнічних параметрів 2-го контуру (температури і витрати теплоносія). Наприклад, час транспортування теплоносія від місць контролю його температури до входу в парогенератор або ПВТ може сягати десятків секунд [4], що суттєво впливає на динамічні параметри системи контролю. На деяких енергоблоках із ВВЕР-1000, наприклад, АЕС Тяньвань-1, 2 і АЕС Калінін-3, взагалі відмовились від способу визначення ТПР за способом № 3 (за параметрами ПВТ) через особливості систем реалізації вимірювань витрати теплоносія [6].

Визначення потужності ядерного реактора в АКНП

Визначення потужності ядерного реактора в АКНП є традиційним способом ще з перших ядерних реакторів [7].

ТПР за сигналами АКНП розраховується як нормована на кількість усіх ІК АКНП сума сигналів усіх ІК АКНП. Особливістю є те, що в АКНП не вимірюється безпосередньо щільність потоку нейтронів, яка і визначає нейтронну потужність реактора, а реєструються нейтрони витоку з активної зони реактора. Кількість нейтронів витоку з реактора, а відповідно і сигнал ІК, пропорційні нейтронній потужності реактора. Для встановлення коефіцієнта пропорційності між сигналом ІК і ТПР проводяться так звані тарування для кожної ІК АКНП. Такий підхід є виправданим і забезпечує необхідну точність визначення потужності в АКНП тільки для режимів роботи енергоблоку за незмінного профілю енергорозподілу по об'єму активної зони.

Проблема полягає в тому, що під час перехідних режимів роботи ВВЕР зі зміною параметрів (таких як температура теплоносія на вході в реактор, концентрація борної кислоти в теплоносії 1-го контуру, тиск у 1-му контурі, переміщення органів регулювання системи управління і захисту (ОР СУЗ)), а також при вигорянні ядерного палива, навіть у стаціонарних режимах роботи, відбуваються зміни в розподілі нейтронів по об'єму активної зони реактора, що, в свою чергу, впливає на витік нейтронів з активної зони, які і реєструються ІК АКНП [8].

За перехідних режимів роботи реактора встановлена під час тарування відповідність між ТПР і сигналом ІК АКНП порушується, що призводить до збільшення похибки визначення нейтронної потужності в АКНП, яка може істотно перевищити дозволена в технологічному регламенті безпечної експлуатації ВВЕР-1000 межу в 2 % [9].

Ситуація може бути значно покращена під час реалізації в АКНП автоматичної корекції сигналів АКНП у разі зміни температури теплоносія на вході в реактор; концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру; тиску в 1-му контурі, положення ОР СУЗ, а також з часом для врахування впливу вигорання ядерного палива.

Алгоритми автоматичної корекції АКНП можуть бути побудовані на використанні методу Монте-Карло для моделювання переносу нейтронів в активній зоні, білякорпусному просторі ВВЕР і місцях розташування ІК у бетоні біологічного захисту реактора.

Попередньо підтверджено [8], що впровадження моделі корекції сигналів ІК АКНП дозволить для широкого спектру перехідних режимів роботи РУ, в тому числі і при маневруванні потужністю, забезпечити регламентні вимоги щодо похибки визначення нейтронної потужності реактора.

Впровадження автоматичної корекції сигналів ІК АКНП-ІФ підвищить безпеку експлуатації ВВЕР за рахунок забезпечення коректного визначення нейтронної потужності реактора, а відповідно і проектного формування сигналів управління, блокувань

і захистів, які формуються в АКНП для зовнішніх систем, в тому числі і СУЗ.

На рис. 1 представлено відхилення значення ТПР, розрахованого за сигналами АКНП. Помітно, що відхилення змінює знак періодично (за час між таруваннями).

Визначення потужності ядерного реактора в СВРК за сигналами ДПЗ

ТПР за сигналами ДПЗ СВРК визначається за формулою:

$$N_{SPND} = K \cdot \sum_{n=1}^L \sum_{m=1}^M q_{nm} \cdot h, \quad (1)$$

де K — коефіцієнт, що враховує співвідношення потужності активної зони та в призмах з ДПЗ, і який визначається співвідношенням середньої лінійної потужності в активній зоні до середньої лінійної потужності в $(N \cdot M)$ призмах з ДПЗ; L — кількість каналів нейтронних вимірювань (КНВ), шт. (64 у ВВЕР-100/В320); M — кількість ДПЗ у КНВ, шт. (7 у ВВЕР-1000/В 320); h — висота призми з ДПЗ, см; q_{nm} — лінійне енерговиділення тепловидільної збірки (ТВЗ) у місцях розташування ДПЗ.

$$q_{nm} = a_{nm} (Y_{nm} - Y_{nm}^F), \quad (2)$$

де Y_{nm} — значення струму m -го ДПЗ у n -му КНВ; Y_{nm}^F — значення фонового струму фонові жили (ФЖ) m -го ДПЗ в n -му КНВ; a_{nm} — коефіцієнт, який залежить від параметрів активної зони в місці розташування ДПЗ,

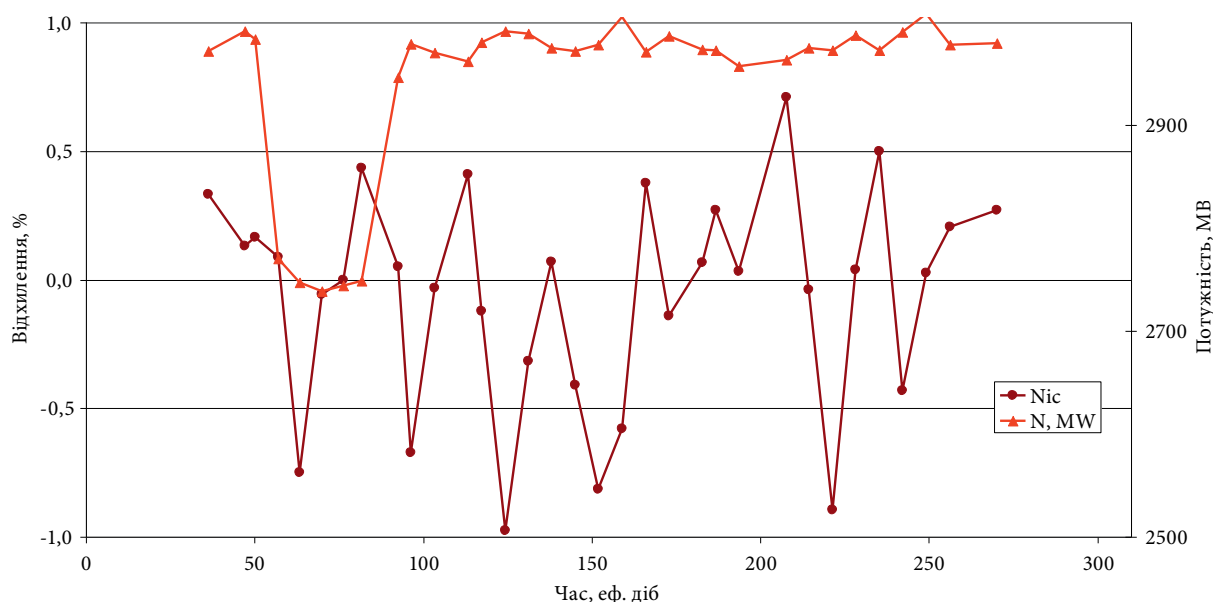


Рис. 1. Зміна СЗТП і відхилення від СЗТП значення ТПР за сигналами АКНП

а саме: збагачення і вигорання палива, температури і тиску теплоносія, концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру, вигорання емітера ДПЗ.

Найбільшу похибку в визначенні ТПР за сигналами ДПЗ зумовлює невизначеність коефіцієнта a_{nm} , який у СВРК розраховується окремо для кожного типу палива.

У СВРК використовується алгоритм розрахунку коефіцієнтів a_{nm} , побудований на спрощених моделях більш ніж 30-річної давнини, в яких неповною мірою враховано вплив таких факторів, як [10]:

спектральний фактор — врахування в сигналі ДПЗ зміни спектру нейтронів унаслідок вигорання палива, зміни концентрації борної кислоти в теплоносії 1-го контуру, зміни температури теплоносія в місці розташування ДПЗ;

геометричний фактор — сигнал ДПЗ на 25–30 % формується нейтронами суміжних ТВЗ; тому коефіцієнти a_{nm} необхідно розраховувати не тільки для кожного типу палива, а і для реального завантаження паливної кампанії, для врахування впливу на сигнал ДПЗ нейтронів, згенерованих у суміжних ТВЗ;

фактор вигорання ДПЗ — зменшення імовірності для електронів долетіти з емітера до колектору детектора через більше вигорання зовнішніх шарів емітера ДПЗ.

Додатковими факторами, які впливають на точність визначення ТПР за сигналами ДПЗ, є:

реальні розміри ДПЗ (в першу чергу емітера);

залежність вигорання емітера ДПЗ від спектру нейтронів і від місця розташування ДПЗ в активній зоні;

врахування вигорання емітера ДПЗ у попередніх паливних кампаніях;

врахування реального положення ДПЗ по висоті активної зони;

похибки у визначенні температури теплоносія у місці розташування ДПЗ і концентрації борної кислоти у теплоносії 1-го контуру.

Шляхи зменшення похибки визначення СЗТП

Розглянемо шляхи зменшення похибки визначення СЗТП. Важливість максимально точного визначення ТПР і СЗТП впливає з того, що керування потужністю реактора здійснюється на основі сигналів АКНП, яка в свою чергу регулярно тарується за значенням СЗТП.

Значення СЗТП — N_{mean} і похибка її визначення δN_{mean} розраховується з урахуванням вагових коефіцієнтів w_i кожного із способів визначення ТПР N_i [11]:

$$N_{mean} = \frac{\sum_{i=1}^M w_i \cdot N_i}{\sum_{i=1}^M w_i}, \quad (3)$$

$$\delta N_{mean} = \frac{\sqrt{\sum_{i=1}^M (w_i \cdot \delta N_i)^2}}{\sum_{i=1}^M w_i}, \quad (4)$$

де M — кількість способів визначення СЗТП; δN_i — похибка визначення ТПР i -м способом.

У роботі [11] показано, що за припущення, що результати двох «вимірювань» x_1 і x_2 задовольняють розподілу Гауса, найкраща оцінка їх середньозваженого значення визначається як:

$$x_{best} = \frac{w_1 \cdot x_1 + w_2 \cdot x_2}{w_1 + w_2}, \quad (5)$$

де w_1, w_2 — вага при визначенні x_{best} першого і другого «вимірювань» відповідно;

$$w_i = \frac{1}{\sigma_i^2}, \quad (6)$$

де σ_i — похибка i -го «вимірювання».

Такий метод можна застосовувати при визначенні середньозваженого значення і у випадку довільного числа «вимірювань» величини, а саме:

$$x_{best} = \frac{\sum_{i=1}^M w_i \cdot x_i}{\sum_{i=1}^M w_i}, \quad (7)$$

де M — кількість «вимірювань», у нашому випадку — кількість способів визначення СЗТП.

Похибка найкращої оцінки середньозваженого значення M «вимірювань» визначається як:

$$\sigma_{x_{best}} = \left(\sum_{i=1}^M w_i \right)^{-\frac{1}{2}}. \quad (8)$$

Найкраща оцінка СЗТП визначається з урахуванням ваги кожного зі способів визначення ТПР, а вага визначається відповідно до (6).

Аналіз (8) дозволяє зробити такі важливі висновки: зі збільшенням способів визначення ТПР похибка визначення СЗТП зменшується;

похибка визначення СЗТП за M способами не більша, ніж похибка найбільш точного способу визначення СЗТП.

Таким чином, доведено, що для зменшення похибки визначення СЗТП необхідно намагатися зменшувати похибку визначення ТПР кожним зі способів, а також вводити додаткові способи визначення ТПР.

Додаткові методи визначення ТПР

Розглянемо, які додаткові методи визначення ТПР можуть бути застосовані на ВВЕР-1000.

Першим перспективним додатковим методом визначення ТПР може бути запропоновано так званий радіаційний метод, що ґрунтується на вимірюванні наведеної активності теплоносія 1-го контура [12, 13].

Можливість контролю ТПР на основі показів датчиків ^{16}N уже підтверджена на діючих АЕС [14–18].

Другим додатковим методом визначення ТПР може бути запропоновано визначення ТПР за потужністю ТВЗ, оснащених термоконтролем. Використання такого методу можливе у разі вирішення проблеми з так званим «пельним» ефектом [19] і забезпечення необхідної точності визначення температури на виході з ТВЗ, а також використовуючи можливість визначення швидкості теплоносія в системі внутрішньореакторної шумової діагностики (СВРШД) [20] у різних секторах активної зони ВВЕР-1000.

Далі розглянемо спосіб визначення ТПР на основі сигналів ФЖ ДПЗ СВРК. Струм ДПЗ формується з таких основних складових:

запізнілий компонент — β -розпад активованих ядер родію [8, 10, 21], становить 92–95 % усього сигналу; миттєвий компонент — ефект Комптона, пов'язаний із випромінюванням жорстких фотонів і утворенням електронних пар ($\sim 3\text{--}5\%$); миттєвий компонент від реакторних фотонів ($\sim 1,5\%$); запізнена фотонна складова, що випромінюється продуктами поділу ядерного палива ($\sim 1\%$); фоновий струм лінії зв'язку ($\sim 1\text{--}5\%$).

Нейтронна потужність реактора пропорційна щільності потоку нейтронів в активній зоні реактора. Тому сигнал ДПЗ, який формується під дією нейтронного потоку, також пропорційний ТПР. Для виділення сигналу ДПЗ, який пропорційний тільки нейтронному потоку, у СВРК на апаратному рівні виконується розділення сигналу ДПЗ і сигналу, який формується в лінії зв'язку (ФЖ) цього ДПЗ — фоновий струм.

Струм ФЖ пропорційний інтенсивності γ -випромінювання активної зони реактора, яка в свою чергу теж пропорційна ТПР [22].

Струм ФЖ пропорційний інтенсивності γ -випромінювання активної зони реактора, яка в свою чергу теж пропорційна ТПР [22].

Струм ФЖ пропорційний інтенсивності γ -випромінювання активної зони реактора, яка в свою чергу теж пропорційна ТПР [22].

Струм ФЖ пропорційний інтенсивності γ -випромінювання активної зони реактора, яка в свою чергу теж пропорційна ТПР [22].

Струм ФЖ пропорційний інтенсивності γ -випромінювання активної зони реактора, яка в свою чергу теж пропорційна ТПР [22].

Визначення ТПР на основі сигналів ФЖ ДПЗ

Розглянемо, як змінюється сигнал ФЖ ДПЗ упродовж різних паливних кампаній ВВЕР-1000, а також дослідимо можливість застосування як додаткового способу визначення ТПР на основі сигналів ФЖ ДПЗ (N_F).

На рис. 2–4 представлено дані щодо зміни СЗТП упродовж паливних кампаній різних ВВЕР-1000, а також значення струму ФЖ ДПЗ № 1–7 ($N_{F1}\text{--}N_{F7}$), розташованих по висоті активної зони реактора [2, 8].

На рис. 4 помітно неадекватне співвідношення між струмом ФЖ № 3 і 4. Зокрема, струм ФЖ, яка має більшу довжину в активній зоні реактора, має бути більшим. Відповідно до всіх доступних даних щодо співвідношення струму різних ФЖ ДПЗ ВВЕР-1000 (див. рис. 2, 3), спостерігається адекватне співвідношення, за винятком даних представлених на рис. 4. Причиною може бути, наприклад, технічна помилка під час заведення цих струмів ФЖ ДПЗ у СВРК.

Таблиця 1. Відхилення значень ТПР, визначеної за сигналами ФЖ ДПЗ № 1 і за сигналами всіх ДПЗ від значення СЗТП

Назва параметра	27-ма кампанія		28-ма кампанія		10-та кампанія	
	ФЖ	ДПЗ	ФЖ	ДПЗ	ФЖ	ДПЗ
Мінімальне значення	-0,79	-2,65	-1,24	-2,73	-2,38	-1,22
Максимальне значення	0,74	-1,27	1,37	-1,02	1,93	1,05
Середнє значення	0,00	-2,10	0,00	-1,77	0,01	-0,03

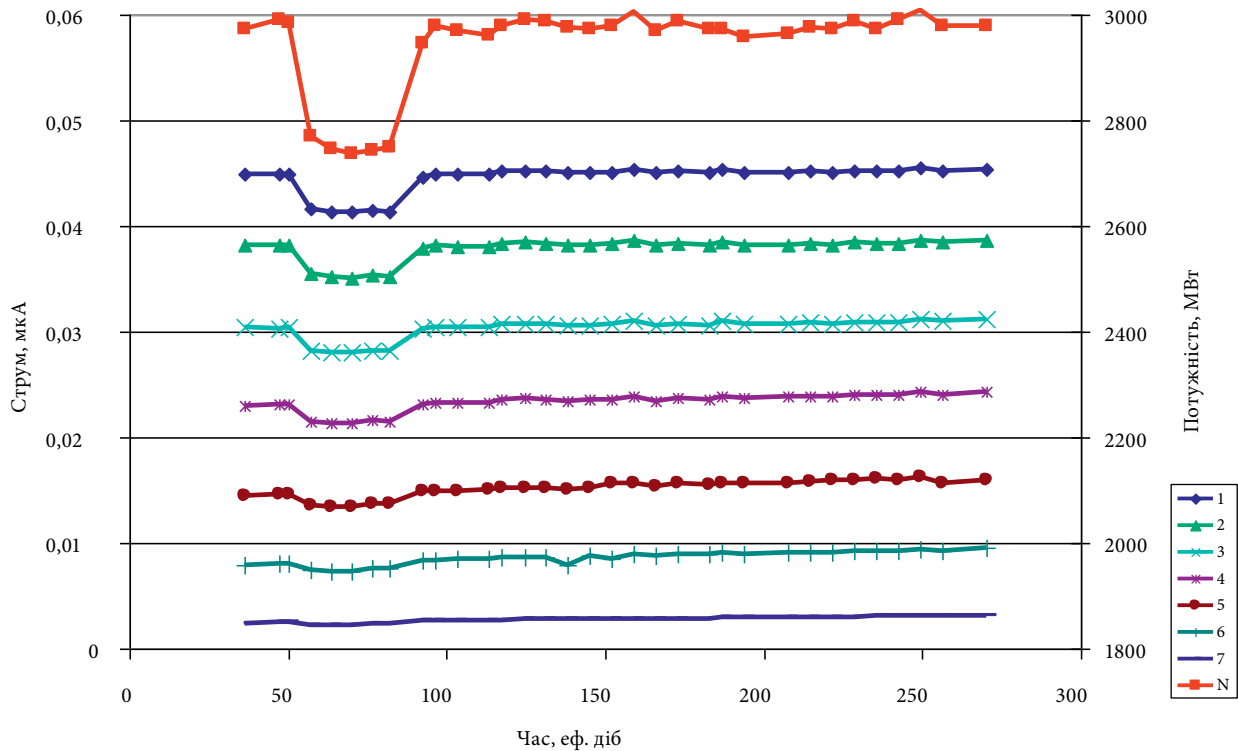


Рис. 2. Зміна СЗТП (N) і сумарного струму ФЖ ДПЗ № 1-7, розташованих на різних рівнях, під час 27-ї паливної кампанії ВВЕР-1000

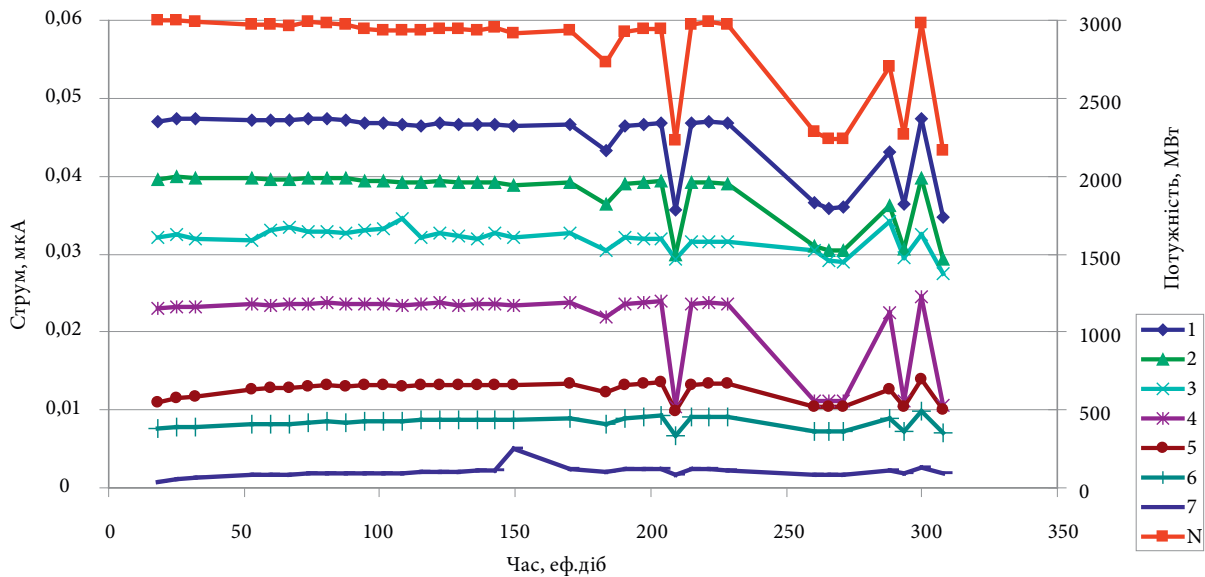


Рис. 3. Зміна СЗТП (N) і сумарного струму ФЖ ДПЗ № 1-7, розташованих на різних рівнях, під час 28-ї паливної кампанії ВВЕР-1000

Аналіз отриманих даних дає змогу зробити висновки про можливість використання сигналу NF1, NF2 для визначення ТПР за стаціонарних і перехідних режимів роботи ВВЕР-1000.

У табл. 1 наведено дані щодо відхилення ТПР,

визначеної за сумарним струмом ФЖ ДПЗ № 1 NF1, від СЗТП, визначеної стандартним способом.

У табл. 2 наведено значення частки сумарного струму ФЖ ДПЗ № 2-7 порівняно з сумарним струмом ФЖ ДПЗ № 1.

Таблиця 2. Частки сумарного струму ФЖ ДПЗ № 2–7 порівняно з сумарним струмом ФЖ ДПЗ № 1

Кампанія	ФЖ ДПЗ, №					
	2	3	4	5	6	7
27-ма	0,85	0,68	0,52	0,34	0,19	0,06
28-ма	0,84	0,72	0,47	0,28	0,19	0,05
10-та	0,83	0,44	0,52	0,35	0,19	0,05

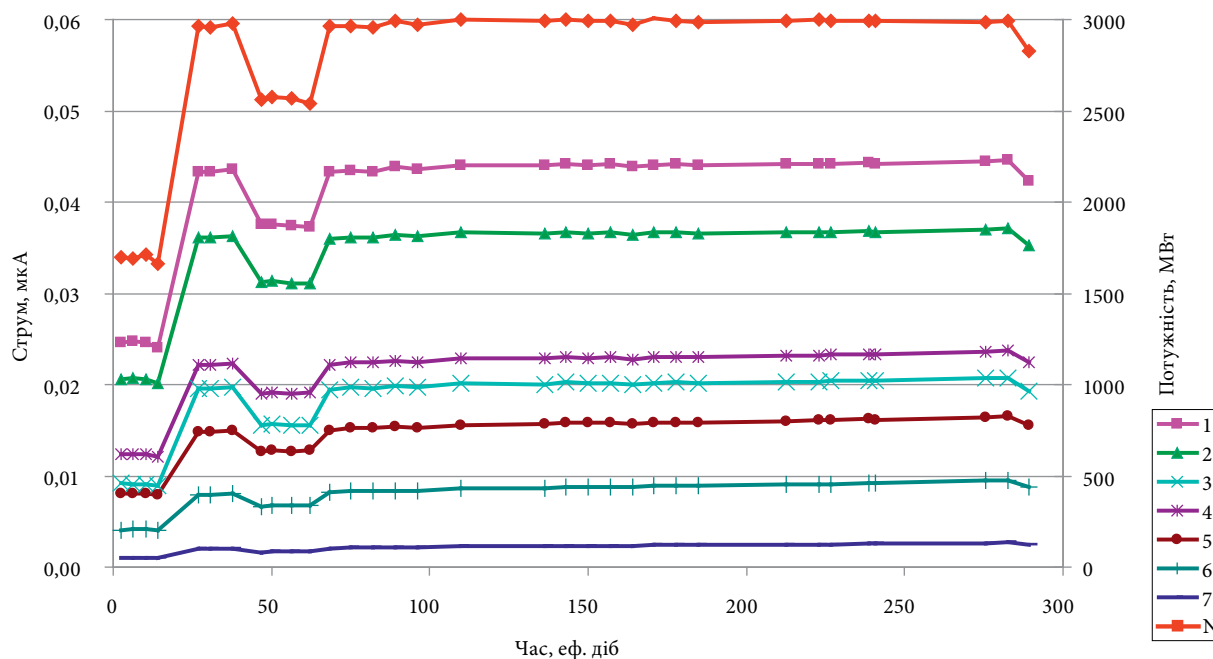


Рис. 4. Зміна СЗТП (N) і сумарного струму ФЖ ДПЗ № 1–7, розташованих на різних рівнях, під час 10-ї паливної кампанії ВВЕР-1000

Висновки

Аналізуючи дані декількох паливних кампаній на різних ВВЕР-1000 щодо сигналів АКНП, ДПЗ і їх ФЖ можна зробити такі висновки:

Упровадження автоматичної корекції ІК АКНП-ІФ для коректного визначення нейтронної потужності реактора забезпечить проектне формування сигналів управління, блокувань і захистів для зовнішніх систем.

Струм ФЖ ДПЗ є адекватним індикатором зміни ТПР. Максимальне відхилення ТПР, розрахованої за сигналами ФЖ ДПЗ № 1, 2, від значення СЗТП упродовж паливної кампанії не перевищує 2,5 і 5,0 % відповідно, що є на рівні похибок визначення ТПР стандартними способами.

Застосування періодичних тарувань ТПР, визначеної за сигналами ФЖ, аналогічно методиці тарування АКНП, дозволить суттєво зменшити похибки визначення ТПР за сигналами ФЖ ДПЗ № 1, 2.

Аналіз струмів ФЖ ДПЗ може бути додатковим засобом діагностики стану ДПЗ — визначення «переплутань» ліній зв'язку у самому КНВ (див. рис. 4).

Можна рекомендувати спростити схему КНВ і відмовитися від ліній зв'язку ФЖ ДПЗ № 3–7. Необхідні значення струмів ФЖ для ДПЗ № 3–7 розраховувати в СВРК на основі сигналів ФЖ ДПЗ № 1, 2, як це було реалізовано на перших конструкціях КНВ [2].

Струм ФЖ ДПЗ може бути використано в системах формування сигналів АЗ, побудованих на альтернативних фізичних параметрах.

Список використаної літератури

1. Соколов Д. А. Повышение мощности ВВЭР-1000 / Д. А. Соколов, В. В. Ким, В. И. Кузнецов // Труды Одесского политехнического университета. — 2007. — Вып. 2 (28). — С. 60–64.
2. Брагин В. А., Системы внутриреакторного контроля АЭС с ВВЭР / В. А. Брагин, И. В. Батенин, М. Н. Голованов и др. — М. : Энергоатомиздат, 1987. — 128 с.
3. Воробьева Д. В. Расчет мощности РУ по параметрам внутриреакторных детекторов. Анализ опыта эксплуатации / Д. В. Воробьева, Н. В. Липин, В. А. Мильто // Сборник материалов 10-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (16–19 мая 2017 г., г. Подольск, Россия). — Подольск : ОКБ «Гидропресс», 2017.
4. Добротворский А. Н. Разработка и обоснование методики определения средневзвешенной мощности реактора энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000: дисс. ... доктора техн. наук / А. Н. Добротворский. — Нововоронеж, 2017. — 191 с.
5. Бай В. Ф. Состояние внутриреакторного термомониторинга и анализ основных теплофизических характеристик РУ на блоках Калининской АЭС / В. Ф. Бай, А. Н. Лупишко, С. В. Макаров, Л. Н. Богачек // Сборник тезисов докладов 7-й международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». — Москва, 2010. — С. 228–230.
6. Саунин Ю. В. Метод оценки весовых коэффициентов при определении средневзвешенной тепловой мощности реакторов ВВЭР / Ю. В. Саунин, А. Н. Добротворский, А. В. Семенихин // Тяжелое машиностроение. — 2008. — Вып. 4 — С. 21–36.
7. Стефенсон Р. Введение в ядерную технику / Р. Стефенсон. — М. : Техн.- теор. лит., 1956. — 536 с.
8. Борисенко В. І. Вдосконалення методів і засобів оперативного контролю та діагностики нейтронно-фізичних параметрів ядерних установок: дис. ... доктора техн. наук / В. І. Борисенко. — Київ, 2018. — 400 с.
9. 4-Р-РАЭС. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока № 4 Ривненской АЭС.
10. Борисенко В. И. Исследование моделей родиевого эмиттера детектора прямого заряда / В. И. Борисенко, Ю. Ф. Пионтковский, В. В. Горанчук // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля. — 2017. — Вып. 28. — С. 15–26.
11. Taylor J. An Introduction to Error Analysis: The Study of Uncertainties in Physical Measurements. 2nd edition. — University Science Books, 1997. — 448 p.
12. Агапов С. А. Радиационные методы измерения параметров ВВЭР / С. А. Агапов и др. — М. : Энергоиздат, 1991. — 136 с.
13. Лысенко В. В. Определение ядерно-физических и теплофизических характеристик ВВЭР с помощью радиационных измерителей / В. В. Лысенко и др. — М. : Энергоиздат, 1985. — 118 с.
14. Graham K. F. ¹⁶N Power measuring system. Rep WCAP-9191 / K. F. Graham. — Westinghouse Atomic Power Division, Pittsburgh, USA, 1977.
15. DÉCOR system. Direct measurement of the reactor coolant flow based on cross-correlation of Nitrogen 16 time fluctuation. — Research and development division EDF preprint, Chatou, France, 1997.
16. Comanche Peak Steam Electric Station Unit 2. Unidentified Overpower Condition Following A Substantial Loss of Feedwater Heating. WANO inf. EAR ATL 96-012. — WANO, 1996.
17. Кузьмин В. В. Корреляционные измерения расхода теплоносителя первого контура по активности ¹⁶N на Калининской АЭС / В. В. Кузьмин, Л. Н. Богачек, Р. Р. Алыев. // Сборник материалов 9-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск, 2015.
18. Technical report WCAP-13303 / Westinghouse Atomic Power Division. — Pittsburgh, USA, 1990.
19. Абдуллаев А. М. Расчетный анализ ПЭЛ — эффекта в смешанной активной зоне ВВЭР-1000 / А. М. Абдуллаев, Г. В. Кулиш, С. Н. Слепцов, А. И. Жуков // Сборник материалов 6-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск, 2009.
20. Горанчук В. В. Моніторинг активної зони ВВЕР-1000 методами нейтронно-шумової діагностики: дис. ... канд. техн. наук / В. В. Горанчук. — Київ, 2019. — 190 с.
21. Борисенко В. И. Модель формирования сигнала внутризонного детектора нейтронов / В. И. Борисенко, Ю. Ф. Пионтковский, В. В. Горанчук // Ядерная физика та енергетика. — 2016. — Т. 17. — № . 4. — С. 364–373.
22. Карасев В. С. Исследование калибровочной характеристики термодивергатора в интенсивных полях ионизирующих излучений / В. С. Карасев, С. С. Огородник, Ю. Л. Цоглин // Атомная энергия. — 1970. — Т. 29. — Вып. 6. — С. 449.

В. И. Борисенко¹, Д. В. Будик², В. В. Горанчук¹

¹Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины,
ул. Лысогорская, 12, Киев, 03028, Украина

²Северодонецкое научно-производственное объединение
«Импульс», пл. Победы, 2, Северодонецк, 93405, Украина

Контроль мощности ВВЭР-1000 на основе сигналов нейтронных детекторов

Значение тепловой мощности реактора (ТМР) используется в системах контроля ВВЭР-1000 в большинстве алгоритмов формирования сигналов управления, блокировок и защит, а также по этому параметру определяются технико-экономические показатели энергоблока. Планы по повышению ТМР ВВЭР-1000 до 101,5 % номинальной, а в перспективе и до 104–107 % номинальной, требуют дополнительных исследований и обоснований по вопросу точности определения ТМР. В статье рассмотрены способы повышения точности определения ТМР на основе сигналов систем контроля параметров нейтронного потока ВВЭР-1000. Рассмотрены основные факторы, влияющие на погрешности определения ТМР по параметрам нейтронного потока в системах: аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП); система внутриреакторного контроля (СВРК). Для повышения точности определения ТМР в АКНП предложена модель автоматической коррекции сигнала ионизационной камеры в зависимости от изменения температуры и концентрации борной кислоты в теплоносителе, положения органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ), выгорания топлива и др. Внедрение модели коррекции сигналов ионизационных камер АКНП позволит для широкого спектра переходных режимов работы ВВЭР-1000, в том числе и при маневрировании мощностью, обеспечить регламентные требования по погрешности определения нейтронной мощности реактора. Предложены возможные дополнительные методы определения ТМР, которые могут быть использованы при определении средневзвешенной тепловой мощности реактора. Так, например, анализ изменения сигналов фоновых жил детекторов прямого заряда (ДПЗ), на протяжении нескольких топливных кампаний ВВЭР-1000, показывает принципиальную возможность использовать сигнал фоновых жил для определения ТМР, наряду с сигналами самих ДПЗ. Представлены результаты анализа изменения погрешности определения сред-

невзвешенной тепловой мощности реактора в случае применения дополнительного способа определения ТМР на основе сигналов фоновых жил ДПЗ.

Ключевые слова: тепловая мощность реактора, параметры нейтронного потока, детектор прямого заряда, фоновая жила, модель коррекции, весовые коэффициенты.

V. I. Borysenko¹, D. V. Budik², V. V. Goranchuk¹

¹Institute for Safety Problems of NPP, NAS of Ukraine,
12, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine

²Severodonetsk Research and Production Association
“Impulse”, 2, Peremohy av., Severodonetsk, 09405, Ukraine

VVER-1000 Power Monitoring Based on Neutron Detector Signals

The value of the thermal power of the reactor (TPR) is used in the VVER-1000 control systems in most algorithms for generating control signals, interlocks and protections, and the technical and economic indicators of the power unit are determined by TPR. Plans to increase VVER-1000 TPR to 101.5 % of the nominal, and in the future to 104–107 % of the nominal, require additional research and justification on the accuracy of the determination of TPR. Ways to improve the accuracy of determining TPR based on the signals of VVER-1000 neutron flux monitoring systems were discussed in the article. The main factors affecting the errors in the determination of TPR by the parameters of the neutron flux in the systems are considered: neutron flux monitoring system (NFMS); in-core monitoring system (ICMS). To increase the accuracy of TPR determination in NFMS, a model of automatic correction of the ionization chamber signal is proposed depending on changes in temperature and boric acid concentration in the coolant, the position of the control rods, fuel burnup, etc. The implementation of a model for correcting the signals of NFMS ionization chambers will allow for a wide range of transient operating modes of VVER-1000, including during power maneuvering, to provide regulatory requirements for the error in determining the neutron power of a reactor. Possible additional methods for the determination of TPR, which can be used to determine the weighted average thermal power of the reactor, are proposed. For example, the analysis of changes in the signals of the background conductors of self-powered neutron detectors (SPND), over several VVER-1000 fuel campaigns,

shows the fundamental possibility of using the signal of background conductors to determine TPR, along with the signals of the SPND itself. The results of the analysis of the change in the error in determining the weighted average thermal power of the reactor in the case of applying an additional method for determining TPR based on the signals of the background conductors of the SPND are presented.

Keywords: reactor thermal power, neutron flux parameters, self-powered neutron detectors, background conductors, correction model, weight coefficients.

References

- Sokolov D. A., Kim V. V., Kuznetsov V. I. (2007). [Increase of the VVER-1000 capacity]. *Trudy Odesskogo politekhnicheskogo universiteta* [Proceedings of Odessa National Polytechnic University], vol. 28, no. 2, pp. 60–64. (in Russ.)
- Bragin V. A., Batenin I. V., Golovanov M. N. (1987). *Sistemy vnutrireaktornogo kontrolya AES s VVER* [In-core monitoring systems of NPP with VVER]. Moscow: Energoatomizdat, 128 p. (in Russ.)
- Vorobeva D. V., Lipin N. V., Milto V. A. (2017). Raschet moshchnosti RU po parametram vnutrireaktornykh detektorov. Analiz opyta ekspluatatsii [Calculation of RP capacity on parameters of in-core detectors. Analysis of operation experience]. Proceedings of the *10th International Scientific and Technical Conference “Safety assurance at NPP with VVER” (Podolsk, Russia, May, 16–19)*. Podolsk: Gidropress. (in Russ.)
- Dobrotvorskiy A. N. (2017). *Razrabotka i obosnovanie metodiki opredeleniya srednevzveshennoy moshchnosti reaktora energoblokov AES s VVER-1000* [Development and substantiation of methods of determination of weighted mean power of NPP units with VVER-1000] (PhD Thesis). Novovoronezh, [s. n.], 191 p. (in Russ.)
- Bai V. F., Lupishko A. N., Makarov S. V., Bogachek L. N. (2010). Sostoyanie vnutrireaktornogo termokontrolya i analiz osnovnykh teplofizicheskikh kharakteristik RU na blokakh Kalininskoy AES [State of in-core thermal control and analysis of the main thermal and physical characteristics of RP of Kalinin NP]. Proceedings of the *7th International scientific and technical conference “Safety, effectiveness and economics of nuclear power engineering” (Moscow, Russia)*, p. 228–230. (in Russ.)
- Saunin Yu. V., Dobrotvorskiy A. N., Semenikhin A. V. (2008). Metod otsenki vesovykh koeffitsientov pri opredelenii srednevzveshennoy teplovoy moshchnosti reaktorov VVER [Methods of estimation of weight coefficient when determining weighted mean thermal power of VVER reactors]. *Tyazheloe mashinostroenie* [Russian Journal of Heavy Machinery], vol. 4, p. 21–36. (in Russ.)
- Stefenson R. (1956). *Vvedenie v yadernuyu tekhniku* [Introduction to Nuclear Engineering]. Moscow: State Publishing House of Technical and Theoretical Literature, 536 p. (in Russ.)
- Borysenko V. I. (2018). *Vdoskonalennia metodiv i zasobiv operatyvnoho kontroliu ta diahnozyky neitronno-fizychnykh parametriv yadernykh ustanovok* [Enhancement of methods and means for operational control and diagnostics of neutronic parameters of nuclear installations] (Dr. thesis). Kyiv, 400 p. (in Ukr.)
- 4-RNPP. Standard operating procedure of Rivne NPP 4th unit safe operation. (in Russ.)
- Borysenko V. I., Piontkovskyi Yu. F., Goranchuk V. V. (2017). Issledovanie modeley rodievogo emittera detektora pryamogo zaryada [An investigation of models of rhodium emitter used in self-powered neutron detector]. *Problemy bezopasnosti atomnykh elektrostantsiy i Chernobylya* [Problems of Nuclear Power Plants’ Safety and of Chernobyl], vol. 28, pp. 15–26. (in Russ.)
- Taylor J. (1997). *An Introduction to Error Analysis: The Study of Uncertainties in Physical Measurements*. 2nd edition. University Science Books, 448 p.
- Agapov S. A., Lysenko V. V., Musorin A. I., Tsy-pin S. G. (1991). *Radiatsionnye metody izmereniya parametrov VVER* [Radiation methods for measuring VVER parameters]. Moscow: Energoizdat, 136 p. (in Russ.)
- Lysenko V. V., Musorin A. I., Rymarenko A. I., Tsy-pin S. G. (1985). *Opredelenie yaderno-fizicheskikh i teplofizicheskikh kharakteristik VVER s pomoshch’yu radiatsionnykh izmeriteley* [Determination of nuclear-physical and thermophysical characteristics of VVER using radiation meters]. Moscow: Energoizdat, 118 p. (in Russ.)
- Graham K. F. (1977). *¹⁶N Power measuring system*. Rep. WCAP-9191. Westinghouse Atomic Power Division, Pittsburgh, USA.
- DÉCOR system. Direct measurement of the reactor coolant flow based on cross-correlation of Nitrogen 16 time fluctuation*. Research and development division EDF preprint, Chatou, France, 1997.
- WANO (1996). *Comanche Peak Steam Electric Station Unit 2. Unidentified Overpower Condition Following a Substantial Loss Of Feedwater Heating*. WANO inf. EAR ATL 96–012.
- Kuzmin V. V., Bogachek L. N., Alyev R. R. (2015). Korrelyatsionnye izmereniya raskhoda teplonositelya pervogo kontura po aktivnosti ¹⁶N na Kalininskoy AES [Correlation measurements of the primary coolant flow rate for ¹⁶N activity at Kalinin NPP]. Proceedings of the *9th International Scientific and Technical Conference “Safety assurance at NPP with VVER” (Podolsk, Russia)*. (in Russ.)

18. *Technical report WCAP-13303*. Westinghouse Atomic Power Division. Pittsburgh, USA, 1990.
19. Abdullaev A. M., Kulish G. V., Sleptsov S. N., Zhukov A. I. (2009). Raschetnyy analiz PEL — effekta v smeshannoy aktivnoy zone VVER-1000 [Calculation analysis of PEL-effect in the VVER-1000 mixed core]. Proceedings of the 6th International Scientific and Technical Conference “Safety assurance at NPP with VVER” (Podolsk, Russia). (in Russ.)
20. Goranchuk V. V. (2019). *Monitoryng aktyvnoii zony VVER-1000 metodamy neitronno-shumovoi diagnostyky* [VVER-1000 core monitoring by neutron noise diagnostics] (PhD Thesis). Kyiv, 190 p. (in Ukr.)
21. Borisenko V. I., Piontkovskiy Yu. F., Goranchuk V. V. (2016). Model formirovaniya signala vnutrizonnogo detektora neytronov [Signal formation model of an intraband neutron detector]. *Yaderna fizyka ta energetyka*, vol. 17, no. 4, pp. 364–373. (in Russ.)
22. Karasev V. S., Ogorodnik S. S., Tsoglin Yu. L. (1970). Issledovanie kalibrovochnoy kharakteristiki termodivergatora v intensivnykh polyakh ioniziruyushchikh zluchenyi [Study of the calibration characteristic of a thermal diverter in intense fields of ionizing radiation]. *Atomnaya energiya* [Atomic energy], vol. 29, no. 6, p. 449. (in Russ.)

Надійшла 26.07.2019

Received 26.07.2019