

Ю. В. Филонич*, В. В. Запорожан, О. С. Балашевський, К. К. Меркотан

*Відділення науково-технічної підтримки в м. Одеса ВП «НТЦ» ДП «НАЕК «Енергоатом»»,
Одеса, Україна*

*Відповідальний автор: yuraenergy@i.ua

**АНАЛІЗ ВПЛИВУ ВИГОРЯННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА РЕАКТОРА ВВЕР-1000
НА ШВИДКІСТЬ УТВОРЕННЯ ^{16}N В ТЕПЛОНОСІЇ ПЕРШОГО КОНТУРУ**

Розроблена в кодї MCNP6.2 (Monte Carlo N-Particle Transport Code) модель реактора ВВЕР-1000 містить деталізовану активну зону з урахуванням усіх основних елементів конструкції. Це дає змогу проводити багатофункціональні обчислення: розрахунки критичності з різними конфігураціями палива, визначення коефіцієнтів нерівномірності енерговиділення активної зони, критичної концентрації борної кислоти тощо. Для коректного визначення кумулятивної величини швидкості напрацювання ^{16}N в АкЗ реактора враховувався внесок від різних водяних об'ємів: направляючі канали, міжствельний простір, центральні трубки, проміжки між тепловиділяючими збірками (ТВЗ). З метою отримання реалістичних початкових даних проведено розрахунок зміни ізотопного складу палива в ТВЗ під час однієї кампанії палива за допомогою модуля ORIGEN-ARP програмного комплексу SCALE5.0. Завдяки цьому відслідковувався вплив вигорання ядерного палива в реакторі ВВЕР-1000 з ТВЗ на зміну основних нейтронно-фізичних характеристик: розподіл густини потоку нейтронів з енергіями, необхідними для ініціації реакції $^{16}\text{O} (n, p) ^{16}\text{N}$, середня кількість нейтронів на один акт поділу, зміна спектра нейтронів і середня енергія поділу. У підсумку отримано залежність швидкості формування ^{16}N у теплоносії першого контуру від глибини вигорання ядерного палива.

Ключові слова: ВВЕР-1000, активація теплоносія, ^{16}N , MCNP6.2, швидкість напрацювання, ORIGEN-ARP, вигорання.

1. Вступ

З початком експлуатації перших ядерних установок виконана значна кількість експериментальних програм та теоретичних аналізів щодо дослідження альтернативних методів визначення основних параметрів реактора: потужності, масової витрати і рівня води в реакторі [1].

Одним з методів моніторингу вищенаведених експлуатаційних параметрів може слугувати онлайн-реєстрація активності теплоносія [2]. Ряд експериментів на реальних установках підтвердили можливість за допомогою безперервного моніторингу потужності поглиненої дози (ППД) від теплоносія першого контуру фіксувати різницю у витраті між петлями, потужність реактора і т. д. Слід зазначити, що основним джерелом іонізуючого випромінювання за таких умов був ^{16}N .

При проведенні експерименту, представленому в [3], результати моніторингу ППД від теплоносія дозволяли відображати реальну потужність реактора на початку кампанії з похибкою менше 1 %. Проте при довгостроковому вимірюванні відзначалося значне відхилення ППД від початкової і, як наслідок, наприкінці кампанії похибка досягала 10 %. Пояснювалось це зміною енергетичного спектра поля нейтронів на більш жорсткіший, що спричинено вигоранням ядерного

палива. Крім того, запропонована аналітична методика в [3], як зазначається авторами, дає змогу фіксувати потужність реактора з 5 % похибкою на кінець кампанії реактора. А втім, у звіті Вестінгхаус [4], при впровадженні даної системи, застосовуються припущення щодо відсутності суттєвої зміни концентрації ^{16}N в теплоносії першого контуру від початку до кінця кампанії реактора. Це у свою чергу обґрунтовується взаємною компенсацією ефектів, що супроводжуються вигоранням ядерного палива, до яких треба віднести підвищення середньої енергії та кількості нейтронів на один акт поділу, а також зміну спектра нейтронів поділу в реакторі на більш жорсткіший.

Очевидно, що представлені в [5, 6] аналітичні методики та підходи, які використовуються для визначення швидкості напрацювання ^{16}N в реакторі (R^{N-16}), містять ряд недоліків:

не дозволяють врахувати ефекти вигорання палива;

визначають концентрацію ^{16}N зі значною похибкою;

не враховують вплив напрацювання ^{16}N за межами активної зони (АкЗ).

Важливо зазначити, що для отримання найбільш точного результату стосовно R^{N-16} в АкЗ реактора доцільно використовувати прецизійні

нейтронно-фізичні коди, які базуються на методі Монте-Карло (MCNP, SERPENT, SCALE та ін.) [7, 8].

Відповідно для вирішення питань, пов'язаних із визначенням швидкості напрацювання нуклідів у теплоносії першого контуру із врахуванням ефектів вигорання ядерного палива, використано найбільш сучасну версію нейтронно-фізичного коду MCNP6.2 [9, 10].

2. Постановка задачі

1. Розрахунковим шляхом підготувати кількісні номенклатури ядерного палива в різні моменти кампанії ВВЕР-1000, що слугуватиме входними даними для коректного визначення швидкості напрацювання ^{16}N .

2. Отримати залежність швидкості напрацювання ^{16}N в АкЗ від глибини вигорання ядерного палива при роботі реактора на номінальному рівні потужності.

3. Розробити спрощену модель реактора ВВЕР-1000 без урахування вигорання ядерного палива для якісної оцінки швидкостей напрацювання ^{16}N у водовмісних ділянках, що межують і/або знаходяться неподалік АкЗ.

3. Радіоактивність теплоносія

Радіоактивність теплоносія першого контуру змінюється від початку до кінця експлуатації ядерної установки, яку умовно розділяють на власну радіоактивність, радіоактивність від домішок і радіоактивність, пов'язану з нещільністю паливних оболонок твелів. До основних радіоактивних ізотопів, що знаходяться в теплоносії першого контуру при роботі реактора на потужності слід віднести: ^{16}N , ^{24}Na , ^{41}Ar , ^{42}K , ^{54}Mn , ^{60}Co , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{88}Rb , ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I , ^{133}Xe , ^{135}Xe , $^{135\text{m}}\text{Xe}$, ^{138}Xe , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{138}Cs тощо.

Власна радіоактивність теплоносія обумовлена активацією нейтронами нуклідів ^{16}O , ^{17}O і ^{18}O , які є частиною теплоносія (^1H – 99,985 %, ^2H – 0,015 %; ^{10}B – 19,8 %, ^{11}B – 80,2 %; ^{16}O – 99,762 %, ^{17}O – 0,038 % і ^{18}O – 0,2 %) [11]. Основним джерелом власної активності теплоносія у ВВЕР-1000 є радіоактивний ізотоп ^{16}N з періодом напіврозпаду 7,13 с. ^{16}N формується з реакції $^{16}\text{O} (n, p) ^{16}\text{N}$. Варто зазначити, що збуджений стан ^{16}N переходить в основний з домінуючим випромінюванням фотонів з енергіями 6,13 MeV – 67 % та 7,115 MeV – 4,9 % [12].

Реакція формування ^{16}N є пороговою і починається від енергії нейтронів 10,24 MeV. Переріз утворення ^{16}N повільно зменшується зі збільшенням енергії нейтронів [13]. З вищеприведеного випливає, що R^{N-16} залежить від характеристик нейтронного поля (насамперед від енергетичного спектра та густини потоку нейтронів).

4. Опис математичної моделі

Для критичного реактора виробництво нейтронів у секунду виражається, згідно з [14], співвідношенням

$$q^s = \frac{P \cdot v^{av}}{Q^{av}},$$

де P – теплова потужність реактора; v^{av} – середня кількість нейтронів на один акт поділу; Q^{av} – середня енергія, яка виділяється під час одного поділу.

У випадку, якщо теплова потужність реактора є сталою величиною, то інтенсивність джерела нейтронів буде залежати від параметрів v^{av} і Q^{av} , що описуються співвідношеннями [14]

$$v^{av} = \sum_i v^i \frac{\sigma_f^i \cdot N_i}{\sum_i \sigma_f^i \cdot N_i},$$

$$Q^{av} = \sum_i Q^i \frac{\sigma_f^i \cdot N_i}{\sum_i \sigma_f^i \cdot N_i},$$

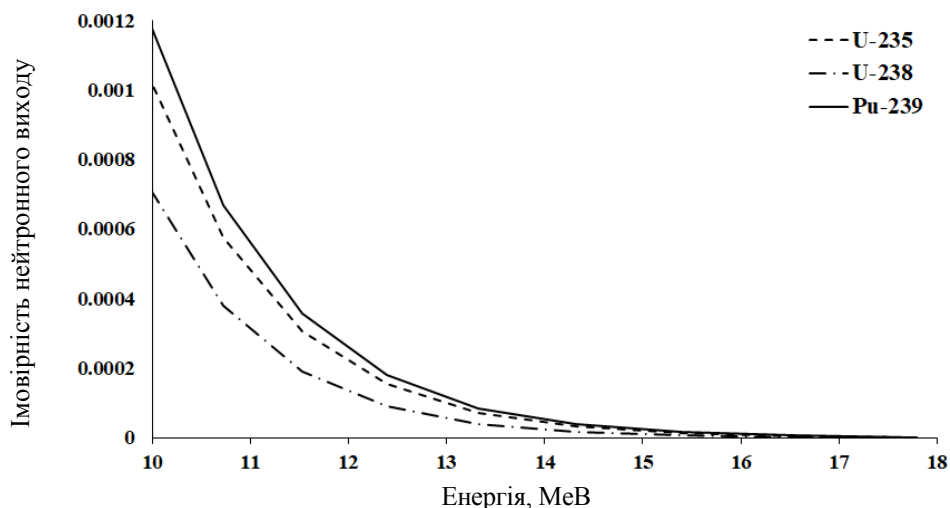
де σ_f^i – ефективний мікроскопічний переріз поділу i -го нукліда; N_i – атомна концентрація i -го нукліда в ядерному паливі.

Вигорання ядерного палива ВВЕР-1000 характеризується спаданням кількості ^{235}U , ^{238}U і збільшенням ^{239}Pu , ^{241}Pu . З огляду на значення змінних v^i і Q^i для ізотопів, які напрацьовуються під час кампанії реактора, можна зробити висновок, що v^{av} і Q^{av} з часом будуть зростати [15]. Крім того, спектри нейтронів поділу ^{235}U і ^{238}U подібні між собою, але більш м'якші порівняно з ^{239}Pu , що наглядно відображено на рисунку.

З огляду на те, що результат у коді MCNP нормується на один випущений нейтрон, то розподіл потоку нейтронів у реакторі буде пропорційний інтенсивності джерела. Згодом, шляхом інтегрування перерізу виходу реакції $^{16}\text{O} (n, p) ^{16}\text{N}$ за розрахованим у коді MCNP неперервним спектром розподілу густини потоку нейтронів в різних об'ємах отримується R^{N-16} . Описану залежність можна представити як

$$R^{MCNP} = N_i \int \phi(E) \cdot \sigma_r^{O-16}(E) dE,$$

де $\phi(E)$ – густина потоку нейтронів, що залежить від енергії (нейтрон/см²); N_i – ядерна концентрація ядра-мішені i -го радіонукліда (атом/(б·см)); $\sigma_r^i(E)$ – мікроскопічний переріз реакції i -го радіонукліда.

Спектри швидких нейтронів у діапазоні енергій від 10 до 17 MeV для ^{235}U , ^{238}U і ^{239}Pu .

Перерізи основних реакцій, необхідних для розрахунків, містяться в стандартних бібліотеках MCNP у форматі ACE [16].

Відомо, що густина потоку нейтронів за межами АкЗ стрімко падає в радіальному та аксіальному напрямках. Як наслідок, на цих ділянках R^{N-16} буде значно меншою. Проте нехтування суміжними з АкЗ водовмісними об'ємами може призвести до недооцінки величини об'ємної активності на виході з реактора. Тому варто якісно оцінити внесок від сусідніх ділянок АкЗ при визначенні R^{MCNP} .

5. Опис розрахункової моделі в кодї MCNP

Розроблена геометрична модель ВВЕР-1000 складається з деталізованої гетерогенної АкЗ з урахуванням усіх конструкційних елементів ТВЗ: твели (центральный отвір, паливний стрижень, зазор між паливом і оболонкою, нижній і верхній газозбірники, оболонка з нижнім кінцевиком), центральні трубки, направляючі канали, головки і хвостовики. Крім того, за межами АкЗ моделювалися вигорodka, притисні труби блока захисних труб, нижня камера змішування з поясом опорних стаканів, шахта, опускний канал і корпус разом з наплавкою [17]. Також необхідно відзначити, що в аксіальному напрямку верхньою границею моделі є рівень нижніх патрубків ГЦТ, а в радіальному – корпус реактора.

При побудові геометричної моделі для розрахунку R^{MCNP} в АкЗ реактора використовувалися характеристики ВВЕР-1000, що відповідають номінальному рівню потужності [18].

Сформоване для розрахунку джерело нейтронів значною мірою залежить від «якості» початково заданого джерела генерації нейтронів, а отриманий у розрахунках розподіл нейтронів мусить з достатньою повнотою відображати особливості розміщення паливних областей системи.

Джерело нейтронів в АкЗ моделюється потвельно (картка SDEF) з використанням енергетичного спектра Ватта $f(E)^{av}$ відповідно до ізотопного складу.

Код MCNP дозволяє проводити підрахунок різних функціоналів, що представляють згортку нейтронного потоку з ядерно-фізичними даними. Усі функціонали – це функції від часу та енергії, нормовані на один нейтрон генерації. Функціонали розраховуються в зонах реєстрації, що представляються у вигляді різних областей (сегмент комірки або декілька комірок, поверхня, ділянка поверхні та ін.).

Для розрахунку розподілу густини потоку в реакторі використовується функціонал F4 для кожного досліджуваного об'єму, а за допомогою модифікатора FM4 визначається R^{MCNP} .

Для визначення R^{N-16} у моделі реактора використовувалися дозиметричні бібліотеки оцінених перерізів активації нейтронів з Ліверморської національної лабораторії ім. Лоренца, а також ENDF/B-VII для розрахунку транспорту нейтронів з урахування термічного розсіювання [19 - 21].

Розрахунки критичності проводилися з 15000 історій у поколінні і 30000 таких поколінь. Кількість неактивних циклів 500. Отримана кількість розрахункових історій ($4,5 \cdot 10^8$) є достатньою для рівномірного розподілу джерела нейтронів і набору достовірної статистики.

6. Розрахунок ізотопного складу

Відпрацьоване паливо, на відміну від свіжого, містить велику кількість додаткових нуклідів. Наявність цих нуклідів є наслідком різних ядерних процесів, що відбуваються в реакторі, основними з яких є процеси поділу і поглинання нейтронів, а також радіоактивного розпаду.

Для розрахунку утворення та вигорання нуклідів використовуються спеціалізовані програмні засоби. Одним з таких засобів є ORIGEN-ARP, що входить до нейтронно-фізичного розрахункового комплексу SCALE5.0. ORIGEN-ARP має набір бібліотек для певних типів реакторів, які враховують зміни нейтронного потоку [22 - 24].

Ізотопний склад палива ВВЕР-1000 розраховано в кодї ORIGEN-ARP за допомогою бібліотек оцінених ядерних даних ENDF/B-V. Для визначення нейтронного спектра використовувалась 238-гру-

пова бібліотека нейтронно-фізичних перерізів ENDF/B-V, а фотонне випромінювання описувалося 44-груповою.

У табл. 1 представлено результати розрахунку ізотопного складу для реактора впродовж однієї паливної кампанії з урахуванням планових зупинок. При цьому початкове збагачення свіжих ТВЗ становило $x^{U^{235}} = 4,38\%$. Наведені нукліди майже повністю відтворюють сумарний переріз взаємодії нейтронів з матеріалом середовища, що ділиться.

Таблиця 1. Зміна ізотопного складу ВВЕР-1000 впродовж паливної кампанії

Ізотоп	Кількість діб роботи ВВЕР-1000								
	0	150	300	450	600	750	900	1050	1200
	Глибина вигорання (В), ГВт·доба/т								
	0	6,334	12,67	19	25,34	31,67	38,01	44,34	50,68
Маса нуклідів, кг									
¹⁶ O	9555,8	9555,8	9550,8	9550,8	9550,8	9550,8	9550,8	9550,8	9550,8
⁸³ Kr	0	0,833	1,561	2,196	2,743	3,206	3,588	3,894	4,128
⁹⁹ Tc	0	11,712	23,277	34,343	44,891	54,975	64,435	73,436	81,827
¹⁰³ Rh	0	4,427	11,076	17,739	23,760	29,598	34,562	39,296	43,070
¹⁰⁵ Rh	0	0,049	0,062	0,072	0,081	0,089	0,097	0,103	0,109
¹¹⁵ In	0	0,026	0,052	0,073	0,090	0,104	0,115	0,124	0,130
¹³¹ Xe	0	6,871	13,731	19,869	25,270	29,980	33,926	37,252	39,861
¹³⁵ Xe	0	0,020	0,020	0,019	0,018	0,017	0,017	0,016	0,015
¹³⁵ I	0	0,045	0,045	0,045	0,045	0,045	0,044	0,044	0,044
¹⁴³ Nd	0	13,797	28,022	40,481	51,263	60,417	68,045	74,046	78,674
¹⁴⁵ Nd	0	11,061	21,390	31,053	40,069	48,496	56,298	63,519	70,181
¹⁴⁷ Pm	0	5,131	9,174	11,468	13,345	13,904	14,682	14,402	14,641
¹⁴⁹ Pm	0	0,083	0,096	0,105	0,113	0,118	0,125	0,128	0,133
¹⁴⁷ Sm	0	0,259	0,992	2,500	3,529	5,299	6,164	7,730	8,244
¹⁴⁸ Sm	0	0,271	1,177	2,650	4,505	6,789	9,317	12,180	15,181
¹⁴⁹ Sm	0	0,178	0,201	0,211	0,219	0,212	0,214	0,201	0,200
¹⁵⁰ Sm	0	3,316	7,364	11,636	16,167	20,587	25,108	29,324	33,514
¹⁵¹ Sm	0	0,676	0,906	1,041	1,174	1,265	1,378	1,439	1,535
¹⁵² Sm	0	1,569	3,530	5,416	7,155	8,803	10,283	11,722	12,978
²³⁴ U	0	0,026	0,047	0,068	0,089	0,121	0,152	0,212	0,259
²³⁵ U	3111,88	2601,28	2166,97	1787,59	1461,60	1177,82	937,276	733,344	565,519
²³⁶ U	0	96,169	174,945	241,566	295,677	339,922	373,893	399,525	416,612
²³⁸ U	67943,6	67689,3	67384,2	67079,1	66773,9	66468,8	66112,8	65756,8	65400,8
²³⁷ Np	0	2,397	7,201	13,472	20,958	28,734	36,947	44,733	52,331
²³⁸ Pu	0	0,116	0,684	1,975	4,168	7,415	11,682	17,016	23,038
²³⁹ Pu	0	179,93	284,132	357,416	398,711	425,156	438,836	444,024	445,905
²⁴⁰ Pu	0	16,747	45,231	78,979	107,459	139,193	162,332	187,252	203,424
²⁴¹ Pu	0	4,161	21,771	41,137	67,232	84,675	105,882	117,020	131,107
²⁴² Pu	0	0,162	1,826	5,940	13,136	23,048	35,360	49,752	65,299

7. Інтерпретація та аналіз отриманих результатів

Як було зазначено вище, MCNP нормує всі результати на одну частинку джерела, тому необхідно врахувати кількість нейтронів, яка потрібна для підтримання роботи реактора на номінальному рівні потужності. Так, за один акт поділу ізотопу, що ділиться тепловими нейтронами, виділяється певна енергія Q (Дж/поділ). Якщо тепла

потужність P (Вт) ВВЕР-1000 відома, то кількість актів поділу в об'ємі АкЗ становитиме $q^f = P/Q$. При одному акті поділу в реакторі вивільняється в середньому ν нейтронів. Тоді для підтримки номінального рівня потужності в реакторі потрібно $q^s = q^f \cdot \nu$ (нейтрон/с). Відповідно середній потік нейтронів усіх енергій буде $\phi = q^f \cdot \phi^{MCNP}$ (нейтрон/(см²·с)).

У кожному розрахунку, упродовж однієї паливної кампанії, окрім R^{N-16} (табл. 2), також визначались такі величини: v^{av} , Q^{av} , густина нейтронного потоку всіх енергій (ϕ), K_{ef} та критична

концентрація H_3BO_3 ($C_{H_3BO_3}$). Отримані розрахункові значення ϕ добре узгоджуються з даними, наведеними в [25], що свідчить про коректність розробленої моделі.

Таблиця 2. Зміна основних характеристик реактора і R^{N-16} упродовж однієї паливної кампанії

Час, доба	В, ГВт·доба/т	v^{av}	Q^{av} , МеВ	K_{ef}	$C_{H_3BO_3}$, г/кг	ϕ , нейтрон/(см ² ·с)	R^{N-16} , р/(см ³ ·с)
0	0	2,456	200,981	1,3799	26,2	$3,53 \cdot 10^{14}$	$6,09 \cdot 10^7$
150	6,334	2,521	202,274	1,26072	19,8	$3,59 \cdot 10^{14}$	$6,85 \cdot 10^7$
300	12,67	2,566	203,218	1,20044	15,2	$3,65 \cdot 10^{14}$	$6,97 \cdot 10^7$
450	19	2,606	204,001	1,14916	11,2	$3,72 \cdot 10^{14}$	$7,10 \cdot 10^7$
600	25,34	2,642	204,694	1,10694	7,8	$3,77 \cdot 10^{14}$	$7,93 \cdot 10^7$
750	31,67	2,673	205,327	1,06562	4,7	$3,83 \cdot 10^{14}$	$8,01 \cdot 10^7$
900	38,01	2,705	205,922	1,03093	2,2	$3,90 \cdot 10^{14}$	$8,42 \cdot 10^7$
1050	44,34	2,732	206,475	0,99582	0	$3,96 \cdot 10^{14}$	$8,83 \cdot 10^7$
1200	50,68	2,759	206,995	0,96714	0	$4,01 \cdot 10^{14}$	$8,89 \cdot 10^7$

З урахуванням вищезазначених результатів вираз для визначення R^{N-16} в реакторі має вигляд

$$R^{N-16} = R^{MCNP} \cdot q^s / K_{ef}$$

З огляду на чотирирічну кампанію палива, отримано, що на початок кампанії реактора середня глибина вигорання всього завантаженого палива становитиме 19,00 ГВт·доба/т. Приймаючи те, що кампанія реактора становить 300 ефективних діб, у результаті отримуємо відмінність між R^{N-16} на початку і наприкінці кампанії реактора (від 450 до 750 діб) приблизно 12,7 % (див. табл. 2).

У підсумку розрахунковим шляхом підтверджено, що впродовж роботи ВВЕР-1000 на потужності R^{N-16} у теплоносії постійно зростає. Очевидно, що перш за все дане явище зумовлене зміною нейтронно-фізичних характеристик АкЗ у процесі вигорання ядерного палива. До того ж отримані результати, стосовно підвищення

R^{N-16} , узгоджуються з експериментальними даними [3], де відзначається 10 % збільшення R^{N-16} на 255 еф. добу роботи реактора.

Крім розглянутих ділянок АкЗ, обмежених стовпом палива та внутрішніми границями вигорілки, напрацювання ^{16}N відбувається також у прилеглих об'ємах, що потенційно можуть зробити свій внесок у сумарну R^{N-16} . Тому додатково розрахунковим шляхом отримано R^{N-16} детально в усіх водяних об'ємах реактора (табл. 3). Також потрібно зауважити, що розрахунки проводились без урахування вигорання, тобто паливо моделювалось у вигляді суміші трьох ізотопів (^{16}O , ^{235}U , ^{238}U) із середнім збагаченням за ^{235}U на рівні 2,38 %. Використання даного підходу дозволяє суттєво пришвидшити розрахунки, а також реалізувати якісну оцінку впливу периферійних водовмісних ділянок при визначенні R^{N-16} .

Таблиця 3. Розрахункові значення швидкості напрацювання ^{16}N у водовмісних об'ємах на початок кампанії реактора

Назва об'єму	Об'єм, см ³	R^{N-16} , р/(см ³ ·с)
За висотою АкЗ 353 см		
Вода в комірках твела	$1,36 \cdot 10^7$	$5,96 \cdot 10^7$
Вода в комірках центральної труби	$5,93 \cdot 10^4$	$6,01 \cdot 10^7$
Вода в комірках направляючих каналів	$1,13 \cdot 10^6$	$5,71 \cdot 10^7$
Вода між зовнішніми границями ТВЗ і комірками периферійних твелів	$4,77 \cdot 10^5$	$5,85 \cdot 10^7$
Вода в просторах між ТВЗ	$4,03 \cdot 10^5$	$5,79 \cdot 10^7$
Вода між вигорідкою і простором ТВЗ	$8,66 \cdot 10^4$	$8,12 \cdot 10^6$
Вода в трубках вигорідки	$1,34 \cdot 10^6$	$2,25 \cdot 10^6$
Вода між шахтою і вигорідкою	$3,60 \cdot 10^5$	$5,28 \cdot 10^5$
Вода між шахтою і корпусом	$1,11 \cdot 10^7$	$6,55 \cdot 10^4$

Назва об'єму	Об'єм, см ³	R ^{N-16} , p/(см ³ ·с)
Між паливом і головкою (висотою 26,8 см)		
Вода в просторах ТВЗ	1,19 · 10 ⁶	2,37 · 10 ⁶
Вода між вигородкою і простором ТВЗ	6,55 · 10 ³	3,31 · 10 ⁵
Вода в трубках вигородки	1,02 · 10 ⁵	1,24 · 10 ⁵
Вода між шахтою і вигородкою	2,92 · 10 ⁴	4,36 · 10 ⁴
Вода між шахтою і корпусом	8,12 · 10 ⁶	5,69 · 10 ³
На рівні головок ТВЗ (висотою 45,16 см)		
Вода в головці	3,23 · 10 ⁶	1,93 · 10 ⁵
Вода за головкою до вигородки	5,35 · 10 ⁵	6,61 · 10 ³
Вода в трубках вигородки	6,41 · 10 ⁴	2,10 · 10 ⁴
Вода між шахтою і вигородкою	1,88 · 10 ⁴	1,65 · 10 ⁴
Вода між шахтою і корпусом	1,11 · 10 ⁶	1,00 · 10 ²
Між паливом і хвостовиком (висотою 3,66 см)		
Вода в просторах ТВЗ	1,19 · 10 ⁶	4,55 · 10 ⁶
Вода між вигородкою і простором ТВЗ	6,55 · 10 ³	5,83 · 10 ⁵
Вода в трубках вигородки	1,02 · 10 ⁵	1,85 · 10 ⁵
Вода між шахтою і вигородкою	2,92 · 10 ⁴	7,96 · 10 ⁴
Вода між шахтою і корпусом	8,12 · 10 ⁵	1,43 · 10 ⁴
На рівні хвостовика ТВЗ (висотою 11,78 см)		
Вода у хвостовиках	6,49 · 10 ⁵	2,06 · 10 ⁶
Вода за хвостовиками до вигородки	2,89 · 10 ³	2,59 · 10 ⁶
Вода в трубках вигородки	3,81 · 10 ⁴	2,01 · 10 ⁵
Вода між шахтою і вигородкою	1,29 · 10 ⁴	1,01 · 10 ⁴
Вода між шахтою і корпусом	3,70 · 10 ⁵	5,91 · 10 ³

Отримані результати у водовмісних ділянках за межами АкЗ (див. табл. 3) характеризуються суттєво меншими значеннями R^{N-16} та об'ємами, що моделювались. Тому внесок у кумулятивну R^{N-16} від периферійних ділянок має бути незначним. Проте потенційно виявлені розбіжності при проведенні порівняльного аналізу розрахункової активності теплоносія з експериментальною можуть бути усунені шляхом урахування R^{N-16} від водовмісних об'ємів за межами АкЗ.

Отримані результати (див. табл. 2 і 3) при відомих швидкостях теплоносія в розглянутих ділянках (відповідно транспортний час) дозволяють визначити активність теплоносія за ¹⁶N на виході з реактора.

8. Висновки

1. Розроблена модель ВВЕР-1000 в MCNP6.2 надає можливість визначити швидкість напрацювання радіонуклідів в об'ємі АкЗ і за її межами. Розрахунковим шляхом підтверджено, що впродовж роботи реактора на потужності кількість

реакцій з утворенням ¹⁶N в теплоносії постійно зростає. На кінець кампанії реактора R^{N-16} збільшується на 12,7 % відносно початкового значення. Насамперед цей процес зумовлено зміною нейтронно-фізичних характеристик АкЗ (енергетичного спектра нейтронів поділу, v^{av} і Q^{av}) за рахунок вигорання ядерного палива.

2. За допомогою отриманої залежності R^{N-16} в теплоносії від глибини вигорання палива можна розраховувати зміну об'ємної активності першого контуру під час кампанії реактора. Крім того, отримані результати R^{N-16} у різних водовмісних об'ємах реактора, при відомих значеннях швидкості теплоносія в них, дозволяють зменшити похибку при визначенні активності теплоносія за ¹⁶N на виході з реактора.

3. Отримані результати і залежності дають змогу зменшити похибку при вимірюваннях потужності реакторної установки, витрат води в петлях за допомогою моніторингу об'ємної активності ¹⁶N упродовж кампанії реактора.

СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. H. Mattsson, F. Owrang, A. Nordlund. *Utilisation of ¹⁶N in Nuclear Power Plants* (Goteborg, Sweden, Chalmers University of Technology, 2003) 28 p.
2. В.Б. Гайко, Ю.В. Крюков, Т.В. Ситникова. Анализ и обоснование возможности автоматизированной

оценки величины течи парогенераторов на АЭС с ВВЭР-1000 по информации от АСРК (на примере Тяньваньской АЭС в КНР). В кн.: Сб. докл. 7-й межотр. науч.-техн. конф. "Проблемы и перспективы развития химического и радиохимического

- контроля в атомной энергетике “Атомэнергоаналитика – 2014”, Сосновый Бор, 16 - 18 сент. 2014 г. А. А. Ефимов (ред.) (Санкт-Петербург: BBM, 2014) с. 43.
3. S.G. Tsy-pin et al. ^{16}N γ -Ray Diagnostics of a Nuclear Reactor in a Nuclear Power Plant. *Atomic Energy* 95(3) (2003) 609.
 4. K.F. Graham. N-16 power measuring system. Report WCAP-9191 (Pittsburgh, USA, Westinghouse Atomic Power Division, 1977).
 5. В.И. Бойко и др. *Физический расчет ядерного реактора на тепловых нейтронах*. Уч. пособ. (Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009) с. 504.
 6. J.R. Lamarsh, A.J. Baratta. *Introduction to Nuclear Engineering*. Third edition (New Jersey: Prentice Hall, 2001) 783 p.
 7. M. Matijevic, D. Pevec, K. Trontl. Dose rates modeling of pressurized water reactor primary loop components with SCALE6.0. *Nuclear Engineering and Design* 283 (2015) 175.
 8. B. Babcsany, Sz. Czifrus, S. Feher. Methodology and conclusions of activation calculations of WWER-440 type nuclear power plants. *Nuclear Engineering and Design* 284 (2015) 228.
 9. C.J. Werner et al. MCNP6.2 Release Notes. LA-UR-18-20808 (Los Alamos National Laboratory, 2018) 41 p.
 10. E.D. Blakeman et al. PWR facility dose modeling using MCNP5 and the CADIS/ADVANTG variance-reduction methodology. ORNL/TM-2007/133 (Oak Ridge National Laboratory, 2007) 97 p.
 11. A. Zohar. Activation of Water in Nuclear Reactors. Seminar presented at Univerza v Ljubljani, Fakulteta za Matematiko in Fiziko (Ljubljana, 2016) p. 12.
 12. R.A. Forrest et al. *Handbook of Activation Data Calculated using EASY-2007*. UKAEA FUS 552 (EURATOM/UKAEA Fusion Association, 2009) 670 p.
 13. M.B. Chadwick et al. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology. UCRL-JRNL-225066. *Nuclear Data Sheets* 107(12) (2006) 2931.
 14. P. Garcés. Activation Neutronics for the Swiss Nuclear Power Plants. Doctoral Thesis (Zürich, Eidgenössische Technische Hochschule, 2013) 188 p.
 15. J.W. Sterbentz. Q-value (MeV/fission) Determination for the Advanced Test Reactor. VHTR Program. INL/EXT-13-29256 (Idaho National Laboratory, 2013) 33 p.
 16. J.T. Goorley, M.R. James, T.E. Booth. Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0. LA-UR-13-22934 (Los Alamos National Laboratory, 2013) 43 p.
 17. В.О. Тарасов та ін. Розробка геометричної моделі реактора ВВЕР-1000, з використанням нейтронно-фізичного коду MCNP6.1. Матер. VI між-нар. наук.-практ. конф. “Безпека та ефективність атомної енергетики”, Одеса, 4 - 6 вересня 2018 р. (Одеса, 2018).
 18. Ю.П. Ковбасенко, Є.І. Білодід. Аналіз критичності розплаву під час важких аварій у корпусі реактора. *Ядерна та радіаційна безпека* 2(78) (2018) 3.
 19. D.B. Pelowitz, J.T. Goorley, M.R. James et al. MCNP6TM User's Manual - Version 1.0. LA-CP-13-00634 (Los Alamos, Los Alamos National Laboratory, 2013).
 20. R.C. Little, R.E. Seamon. Dosimetry/Activation Cross Sections for MCNP (Los Alamos, Los Alamos National Laboratory, 1984) 37 p.
 21. R. Kinsey. ENDF-102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File. ENDF/B-V, BNL-NCS-50496. 2-nd edition (Brookhaven National Laboratory, 1979) 587 p.
 22. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. Version 5, Vols. I - III. CCC-725, ORNL/TM-2005/39 (Radiation Safety Information Computational Center, Oak Ridge National Laboratory, 2005).
 23. I.C. Gauld et al. ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing for Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis. Vol. 1, Rev. 7. NUREG/CR-0200 (Oak Ridge National Laboratory, 2004).
 24. S.M. Bowman, I.C. Gauld. OrigenArp Primer: How to Perform Isotopic Depletion and Decay Calculations with SCALE/ORIGEN. ORNL/TM-2010/43 (Oak Ridge National Laboratory, 2010) 110 p.
 25. V.G. Rudychev et al. Optimization of the detection system for ^{16}N registration along with coolant leaks in the WWER-1000 steam generator. *Problems of Atomic Science and Technology* 3(85), Ser.: Nuclear Physics Investigations 60 (2013) 259.

Yu. Fylonych*, V. Zaporozhan, O. Balashevskyi, K. Merkotan

Department of the Scientific and Technical Support
in Odesa SS “Scientific and Technical Support” of SE NNEGC “Energoatom”, Odesa, Ukraine

*Corresponding author: yuraenergy@i.ua

ANALYSIS OF THE INFLUENCE OF NUCLEAR FUEL BURNUP ON THE ^{16}N FORMATION RATE IN THE PRIMARY COOLANT CIRCUIT OF WWER-1000 REACTOR

The developed model of WWER-1000 reactor using MCNP6.2 (Monte Carlo N-Particle Transport Code) includes the detailed core taking into account the design of the fuel assemblies, as well as the baffle, the lower plenum, the fuel support columns, the core barrel, a downcomer, and the reactor pressure vessel. It allows implementing multifunctional calculations such as criticality of various fuel configurations, the critical concentration of boric acid, determination of the axial and radial peaking factor in the reactor core, etc. For obtaining the more precise result of the cumulative nitrogen-16 formation rate, the contribution from different water volumes was taken into account: in the core, above the fuel and the

top nozzle, in the top nozzle of the fuel assembly, in the bottom nozzle, between the fuel and the bottom nozzle, in the axial channels of the baffle, in the reflector. In order to obtain the realistic boundary conditions, the change of the isotopic composition in the fuel assemblies during one fuel cycle was calculated using the ORIGEN-ARP of SCALE software. Therefore, the influence of the nuclear fuel depletion of fuel assemblies in WWER-1000 reactor on the change of the basic neutron-physical characteristics was determined such as the distribution of the neutron flux density with the energies necessary to initiate the $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ reaction, the average number of neutrons per fission, the neutron spectrum and average fission energy. As a result, the dependence of nitrogen-16 formation rate in the primary coolant circuit on the nuclear fuel burnup is obtained.

Keywords: WWER-1000, coolant activation, nitrogen-16, MCNP6.2, reaction rate, ORIGEN-ARP, burnup.

REFERENCES

- H. Mattsson, F. Owrang, A. Nordlund. *Utilisation of ^{16}N in Nuclear Power Plants* (Goteborg, Sweden, Chalmers University of Technology, 2003) 28 p.
- V.B. Gayko, Yu.V. Kryukov, T.V. Sitnikova. Analysis and justification of the possibility of automated estimation of the leakage rate of steam generators at nuclear power plants with VVER-1000 according to information from ASRK (on the example of the Tianwan NPP in China). In: Proc. of the 7th Interbranch Scie. and Tech. Conf. "Problems and Prospects for the Development of Chemical and Radiochemical Control in Nuclear Energy "Atomenergoanalytics – 2014", Sosnovy Bor, Sept. 16 - 18, 2014. A. A. Efimov (ed.) (St. Petersburg: VVM, 2014) p. 43. (Rus)
- S.G. Tsy-pin et al. ^{16}N γ -Ray Diagnostics of a Nuclear Reactor in a Nuclear Power Plant. *Atomic Energy* 95(3) (2003) 609.
- K.F. Graham. N-16 power measuring system. Report WCAP-9191 (Pittsburgh, USA, Westinghouse Atomic Power Division, 1977).
- V.I. Boyko et al. *Physical Calculation of a Nuclear Reactor on Thermal Neutrons*: Tutorial (Tomsk: Publishing House of Tomsk Polytechnic University, 2009) p. 504. (Rus)
- J.R. Lamarsh, A.J. Baratta. *Introduction to Nuclear Engineering*. Third edition (New Jersey: Prentice Hall, 2001) 783 p.
- M. Matijevic, D. Pevec, K. Trontl. Dose rates modeling of pressurized water reactor primary loop components with SCALE6.0. *Nuclear Engineering and Design* 283 (2015) 175.
- B. Babcsany, Sz. Czifrus, S. Feher. Methodology and conclusions of activation calculations of WWER-440 type nuclear power plants. *Nuclear Engineering and Design* 284 (2015) 228.
- C.J. Werner et al. MCNP6.2 Release Notes. LA-UR-18-20808 (Los Alamos National Laboratory, 2018) 41 p.
- E.D. Blakeman et al. PWR facility dose modeling using MCNP5 and the CADIS/ADVANTG variance-reduction methodology. ORNL/TM-2007/133 (Oak Ridge National Laboratory, 2007) 97 p.
- A. Zohar. Activation of Water in Nuclear Reactors. Seminar presented at Univerza v Ljubljani, Fakulteta za Matematiko in Fiziko (Ljubljana, 2016) p. 12.
- R.A. Forrest et al. *Handbook of Activation Data Calculated using EASY-2007*. UKAEA FUS 552 (EURATOM/UKAEA Fusion Association, 2009) 670 p.
- M.B. Chadwick et al. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology. UCRL-JRNL-225066. *Nuclear Data Sheets* 107(12) (2006) 2931.
- P. Garcés. Activation Neutronics for the Swiss Nuclear Power Plants. Doctoral Thesis (Zürich, Eidgenössische Technische Hochschule, 2013) 188 p.
- J.W. Sterbentz. Q-value (MeV/fission) Determination for the Advanced Test Reactor. VHTR Program. INL/EXT-13-29256 (Idaho National Laboratory, 2013) 33 p.
- J.T. Goorley, M.R. James, T.E. Booth. Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0. LA-UR-13-22934 (Los Alamos National Laboratory, 2013) 43 p.
- V.O. Tarasov et al. Development of the WWER-1000 Reactor Geometric Model in the Neutron-Physical Code MCNP6.1. Proc. of the VI Intern. Research and Practical Conf. "Safety and Efficiency of Nuclear Energy", Odessa, Sept. 4 - 6, 2018. (Odessa, 2018). (Ukr)
- Yu.P. Kovbasenko, Ye.I. Bilodid. Analysis of criticality of melt during severe accidents in reactor vessel. *Nuclear and Radiation Safety* 2(78) (2018) 3. (Ukr)
- D.B. Pelowitz, J.T. Goorley, M.R. James et al. MCNP6TM User's Manual - Version 1.0. LA-CP-13-00634 (Los Alamos, Los Alamos National Laboratory, 2013).
- R.C. Little, R.E. Seamon. Dosimetry/Activation Cross Sections for MCNP (Los Alamos, Los Alamos National Laboratory, 1984) 37 p.
- R. Kinsey. ENDF-102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File. ENDF/B-V, BNL-NCS-50496. 2-nd edition (Brookhaven National Laboratory, 1979) 587 p.
- SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. Version 5, Vols. I - III. CCC-725, ORNL/TM-2005/39 (Radiation Safety Information Computational Center, Oak Ridge National Laboratory, 2005).
- I.C. Gauld et al. ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing for Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis. Vol. 1, Rev. 7. NUREG/CR-0200 (Oak Ridge National Laboratory, 2004).
- S.M. Bowman, I.C. Gauld. *OrigenArp Primer: How to Perform Isotopic Depletion and Decay Calculations with SCALE/ORIGEN*. ORNL/TM-2010/43 (Oak Ridge National Laboratory, 2010) 110 p.
- V.G. Rudychev et al. Optimization of the detection system for ^{16}N registration along with coolant leaks in the WWER-1000 steam generator. *Problems of Atomic Science and Technology* 3(85), Ser.: Nuclear Physics Investigations 60 (2013) 259.

Надійшла/Received 01.06.2020