

**РОЗРАХУНКОВІ ДОСЛІДЖЕННЯ ТА АНАЛІЗ ХАРАКТЕРИСТИК  
ДОСЛІДНИЦЬКОГО РЕАКТОРА ВВР-М ЯК ДЖЕРЕЛА НЕЙТРОНІВ  
ДЛЯ ВИРІШЕННЯ НАУКОВИХ ТА ПРИКЛАДНИХ ЗАДАЧ**

© 2010 П. М. Ворона, В. Ф. Разбудей

*Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ*

Проведено розрахункові дослідження та аналіз нейтронних полів дослідницького реактора ВВР-М Інституту ядерних досліджень НАН України як базової ядерно-фізичної установки для проведення фундаментальних та прикладних досліджень, а також для організації дослідно-промислового виробництва радіоізотопної продукції для різних сфер використання. Розрахунки виконано методом статистичних випробувань (метод Монте-Карло) з використанням комп'ютерної програми MCNP-4C. Одержано дані по спектрах нейтронів та величинах щільності нейтронних потоків при потужності реактора 10 МВт для всіх технологічних пристроїв, призначених для робіт з нейтронами: 19 вертикальних експериментальних каналів для опромінювальних робіт і 10 горизонтальних каналів, по яких пучки виводяться з реактора. Показано вплив нейтронних пасток (водних порожнин), змонтованих в активній зоні, на характеристики виведених із реактора пучків нейтронів. Наведено рекомендації по оптимізації компоновки активної зони реактора для розширення можливостей його використання як джерела нейтронів в експериментальних дослідженнях.

*Ключові слова:* дослідницький ядерний реактор, розрахунок, Монте-Карло, нейтронний спектр, нейтронний потік.

**Вступ**

Для планування та проведення фундаментальних і прикладних досліджень з нейтронами на ядерному реакторі необхідні знання нейтронно-фізичних характеристик як опромінювального поля всередині реактора, так і характеристик виведених із реактора нейтронних пучків. У ряді випадків бажано одночасно забезпечити максимальні величини потоків нейтронів в обох наведених варіантах використання нейтронного випромінювання. У даній роботі проведено розрахункові дослідження та аналіз характеристик нейтронного випромінювання дослідницького реактора ВВР-М ІЯД НАН України, який є базовою ядерно-фізичною установкою для наукових досліджень та прикладних розробок в Україні [1]. Розрахунки виконано методом статистичних випробувань (метод Монте-Карло) з використанням комп'ютерної програми MCNP-4C [2]. Одержані результати включають дані по величинах щільності нейтронних потоків та їх спектральному складу в усіх технологічних та експериментальних пристроях як конструкційно закладених, так і додатково створених у реакторі для роботи з нейтронами. Розрахунки виконано для реальної конфігурації активної зони з фіксованим розташуванням усіх пристроїв, що постійно використовуються в дослідженнях на реакторі протягом ряду років. Одержані результати дають змогу попередньо проаналізувати технічні можливості проведення конкретних експериментів та вибрати оптимальні умови їх реалізації.

**Комп'ютерна модель реакторної установки**

Головними складовими частинами програм для розрахунків переносу нейтронів є геометричний блок та блок взаємодій нейтронів з атомними ядрами середовища. Основою геометричного блока є розрахункова модель реакторної установки, в якій закладаються всі реальні геометричні та матеріальні параметри конкретного реактора, що впливають на формування поля нейтронів. Таку модель було створено на основі конструкторської документації на реактор ВВР-М та технічних звітів по експлуатації реактора, в яких наведено дані по всіх додатково створених у реакторі експериментальних пристроях та опромінювальних об'ємах.

За конструкцією ВВР-М є реактором басейного типу з берилієвим (Be) відбивачем. Уповільнювачем нейтронів та теплоносієм у реакторі є дистильована вода об'ємом 22 м<sup>3</sup>, що заповнює алюмінієвий бак діаметром 2300 мм та висотою 5705 мм; робочий рівень води в баці 5000 мм. Активна зона (АКЗ), що розташована в нижній частині бака, формується з тепловиділяючих збірочок (ТВЗ) типу ВВР-М2, кожна з яких складається з трьох концентрично розташованих трубчатих тепловиділяючих елементів (ТВЕ): двох круглих та одного (зовнішнього) шестигранного. Ядерним паливом в ТВЕ є UO<sub>2</sub> зі збагаченням по <sup>235</sup>U до 36 %. Максимальна кількість в АКЗ становить 260, мінімальна – 156 ТВЗ. Сформована АКЗ має вигляд шестигранної призми з діагоналлю основи 680 мм та висотою 560 мм. Be-відбивач, що оточує АКЗ по периметру, має зовнішній діаметр 930 мм та висоту 560 мм.

Технологічні пристрої в реакторі, що використовуються для наукових досліджень та прикладних робіт із нейтронами, включають вертикальні експериментальні канали (ВЕК) для формування опромінювальних об'ємів усередині реактора та горизонтальні експериментальні канали (ГЕК) для виводу нейтронних пучків із реактора в експериментальний зал. Основну частину ВЕК змонтовано в технологічних отворах Ве-відбивача: дев'ять каналів мають внутрішній діаметр 41 мм, один – 59 мм, два канали – 70 мм та один канал – 116 мм. Крім того, чотири ВЕК розміщено в графітовому уповільнювачі теплової колони (ТК) реактора. Деякі ВЕК змонтовано також у водному басейні поза Ве-відбивачем на різних відстанях від АКЗ реактора. Крім того, у реакторі існує технічна можливість формування додаткових опромінювальних об'ємів безпосередньо в АКЗ на місці вийнятих ТВЗ. Нині в АКЗ реактора змонтовано дві нейтронні пастки (НП): водняні порожнини на сім і 19 ТВЗ. Характерною особливістю київського реактора є фіксоване розташування стержнів регулювання системи управління та захисту (СУЗ), що займають центр АКЗ, утворюючи “СУЗівський хрест”. Цим самим виключається найбільш оптимальне центральне розташування нейтронної пастки. “СУЗівський хрест” розділяє АКЗ реактора на чотири сектори. Отже, опромінювальні об'єми можна сформува-

ти в цих секторах лише на периферії АКЗ реактора. Таке ексцентричне розташування пастки породжує додаткові технічні проблеми для безпечної експлуатації реактора.

Наявні в реакторі 10 ГЕК виводять нейтронні пучки в експериментальний зал на рівні середини АКЗ реактора (по висоті). Серед них шість каналів мають внутрішній діаметр 100 мм, три канали – 60 мм та один канал – 120 мм (канал ТК). Канали виводять нейтронні пучки як безпосередньо від периферійного ряду ТВЗ активної зони (чотири канали), так і з середини Ве-відбивача (п'ять каналів); ГЕК-10 (ТК) виводить пучок від зовнішньої сторони Ве-відбивача.

Усі перелічені стаціонарні конструкційні елементи, включаючи паливо, було введено до розрахункової моделі реактора. Загальний вигляд такої моделі, сформованої по введених в MCNP-програму параметрах реактора, показано на рис. 1 та 2. Наведена на рисунках конфігурація АКЗ із фіксованим розташуванням експериментальних каналів використовується як базова (стартова) позиція моделі. У процесі розрахунків у моделі, крім того, включались дані по ізотопному складу палива залежно від ступеня вигорання  $^{235}\text{U}$  в результаті попередньої експлуатації ТВЗ, а також дані по накопиченню ізотопів в Ве-відбивачі, що утворились за рахунок реакцій під дією нейтронів.

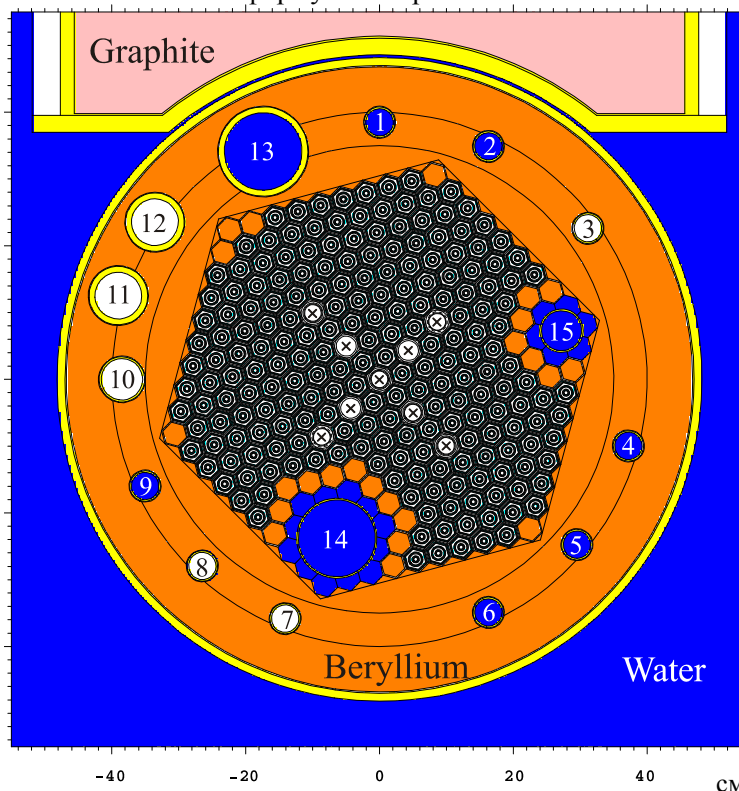


Рис. 1. Комп'ютерна розрахункова модель дослідницького реактора ВВР-М: розташування ВЕК для розміщення опромінюваних зразків у реакторі: 1 – ВЕК-38/60; 2 – ВЕК-42/60; 3 – ВЕК-46/60; 4 – ВЕК-62/60; 5 – ВЕК-69/60; 6 – ВЕК-75/60; 7 – ВЕК-88/60; 8 – ВЕК-95/60; 9 – ВЕК-7/60; 10 – ВЕК-14/61; 11 – ВЕК-18/61; 12 – ВЕК-20/61; 13 – ВЕК-29/60; 14 – ВЕК-19 ТВЗ; 15 – ВЕК-7 ТВЗ; ⊗ - канали СУЗ.

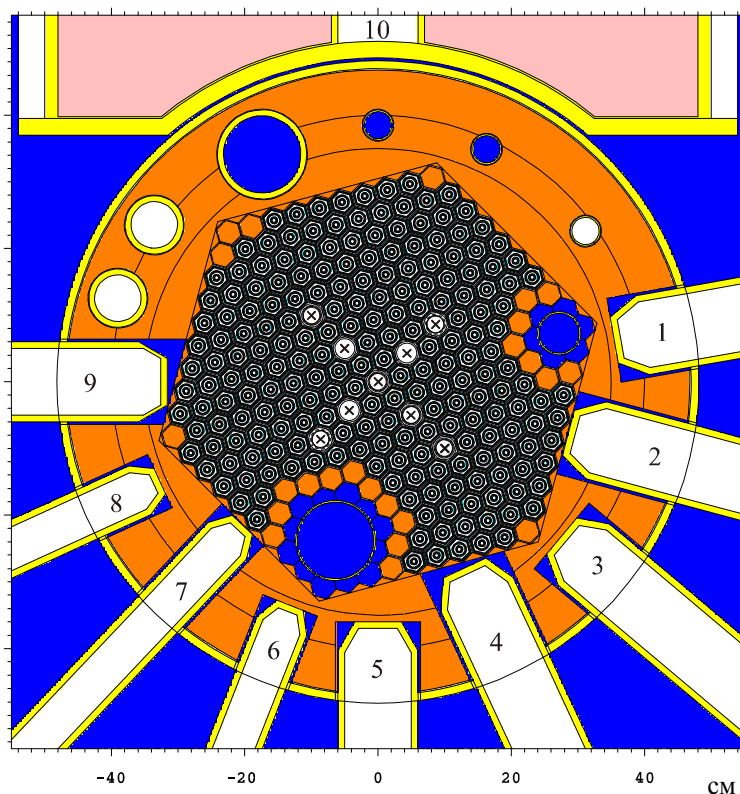


Рис. 2. Комп'ютерна розрахункова модель дослідницького реактора ВВР-М: розташування ГЕК для виводу нейтронних пучків з реактора в експериментальний зал: 1 – ГЕК-1; 2 – ГЕК-2; 3 – ГЕК-3; 4 – ГЕК-4; 5 – ГЕК-5; 6 – ГЕК-6; 7 – ГЕК-7; 8 – ГЕК-8; 9 – ГЕК-9; 10 – ГЕК-10(ТК).

### Процедура розрахунків

Процедура розрахунків за методом Монте-Карло полягає в числовому моделюванні процесу розповсюдження нейтронів у розрахунковій моделі реакторної установки. Динаміка переносу визначається перерізами взаємодії нейтронів з атомними ядрами та концентраціями всіх ізотопів, що входять до складу конструкційних матеріалів реактора.

Виходячи з цього, уся процедура одержання кінцевих результатів по нейтронних спектрах виконана в такій послідовності:

- розрахунок ефективних (усереднених по спектру реактора) нейтронних перерізів для всіх ізотопів, що включені в розрахункову модель реактора;

- розрахунок та введення в модель реактора концентрацій ізотопів, накопичених у ТВЗ реактора за час попередньої експлуатації реактора;

- введення в модель реактора даних по накопичених у Ве-відбивачі продуктах отруєння реактора (ізотопів з великими значеннями перерізів поглинання нейтронів);

- безпосереднє моделювання переносу нейтронів (розрахунки нейтронних спектрів) у різних середовищах та технологічних пристроях реактора.

Для ядерно-константного забезпечення всіх

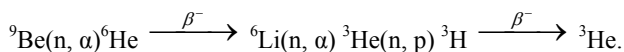
розрахунків використовувались нейтронні перерізи атомних ядер із бібліотек, закладених безпосередньо в програмному комплексі MCNP-4C, а також у більш повній версії MCNP-5.

Розрахунки концентрацій накопичуваних ізотопів виконано з використанням рівнянь кінетики ядерних перетворень ізотопів у реакторі. Для зручності розрахунків згадані рівняння були перетворені таким чином, щоб незалежною величиною було вигорання  $^{235}\text{U}$ , бо якраз цей параметр і характеризує час роботи ТВЗ у реакторі. Оскільки метою даних досліджень не є точні розрахунки локальних нейтронних полів з урахуванням індивідуального складу кожної ТВЗ, а тільки виявлення головних тенденцій, то в розрахунках усі ТВЗ в активній зоні вважалися однаковими, тобто з однаковим вигоранням, рівномірно розподіленим по об'єму ТВЕ. Величину вигорання було визначено з критичних розрахунків ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів  $K_{\text{ef}}$  при різних величинах вигорання. Було визначено, що для ТВЗ з вихідним збагаченням 36 % по  $^{235}\text{U}$  умова рівноваги АКЗ (тобто  $K_{\text{ef}} = 1$ ) відповідає вигоранню 39 %. Подальші розрахунки проводились саме з такими ТВЗ

При розрахунках концентрацій ізотопів, накопичених у ТВЗ за час попередньої експлуатації реактора, враховувались продукти поділу ядер та захвату нейтронів не лише для вихідних ядер

$^{235}\text{U}$  та  $^{238}\text{U}$ , але й для інших актиноїдів:  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  та  $^{240}\text{Pu}$ . Критерієм відбору для включення  $i$ -ізоотопу в розрахунки бралось співвідношення  $(n \cdot \sigma_a)_i > 10^{-6} [n (\sigma_a + \sigma_f)]_{\text{U-235}}$ , де  $n$  – концентрація ізоотопу;  $\sigma_a$  – переріз поглинання нейтрона;  $\sigma_f$  – переріз поділу ядра.

Врахування ізоотопів, накопичених у Ве-відбивачі, здійснено відповідно до ланцюжка ядерних перетворень під дією нейтронів, а саме:



Враховувалось накопичення ізоотопів  ${}^6\text{Li}$ ,  ${}^3\text{He}$ ,  ${}^3\text{H}$ . Перші два з них мають великі перерізи. Локальна концентрація цих ізоотопів залежить від величини нейтронного потоку у відповідній точці. У модельних розрахунках відбивач було поділено на окремі зони, усередині кожної з яких вміст ізоотопів вважався фіксованим. Розподіл концентрацій означених ізоотопів у Ве-відбивачі, а також у Ве-витискувачах в АКЗ на момент проведення розрахунків було взято з технічних звітів по експлуатації реактора.

Розрахунки нейтронних спектрів здійснено в два етапи. Спочатку для розрахунків усереднених нейтронних перерізів та концентрацій напрацьованих ізоотопів було використано типовий спектр реактора на теплових нейтронах [3]. Одержані результати було введено в розрахункову модель реактора і на її основі розраховано нейтронні спектри безпосередньо для конкретної геометрії реактора ВВР-М (як перше наближення). У заключних (уточнюючих) розрахунках було повторено весь цикл раніше означених розрахунків, але вже з використанням для цього попередньо одержаного з MCNP-розрахунків спектра для реактора ВВР-М.

### Основні результати

Одержані результати включають нейтронні спектри перш за все для тих середовищ, де створено спеціально виокремлені об'єми для опромінювальних робіт, а також з яких виводяться нейтронні пучки в експериментальний зал реактора. Це Ве-відбивач та АКЗ реактора. Для АКЗ нейтронні спектри розраховано для всіх її складових частин: спектри в паливі (у ТВЕ), у воді в проміжках між ТВЕ, у водяних порожнинах нейтронних пасток на сім та 19 ТВЗ. Розраховані спектри було усереднено по об'ємах названих середовищ у реакторі. Крім того, було розраховано локальні спектри безпосередньо в опромінювальних об'ємах у реакторі (для 19 ВЕК), а також для нейтронних пучків, що виводяться із реактора в експериментальний зал (для 10 ГЕК). Одержані

спектри було використано для розрахунків щільності нейтронних потоків у реакторі.

**Спектри нейтронів у реакторі** охоплюють інтервал енергій нейтронів від  $10^{-10}$  до 20 MeV. Вихідним (базовим) спектром у реакторі є спектр нейтронів, що генеруються в паливі (у ТВЕ) за рахунок реакції поділу ядер  $^{235}\text{U}$ . На рис. 3 наведено спектр нейтронів, усереднений по об'єму всього палива, що знаходиться в АКЗ (в усіх ТВЗ реактора).

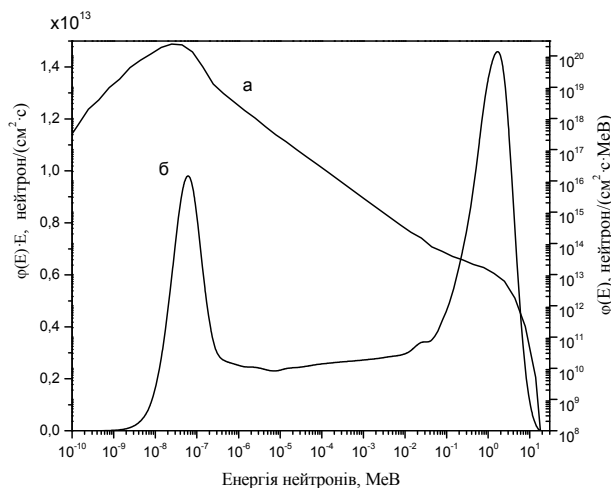


Рис. 3. Спектр нейтронів у паливі (усереднено по об'єму всього палива у ТВЕ реактора): *a* – на одиницю енергії – шкала справа; *b* – на одиницю летаргії – шкала зліва.

Спектр (крива *a*) показує енергетичну залежність щільності потоку нейтронів на одиничний інтервал енергії (на 1 MeV). Для більшої наочності трансформації спектрів у різних середовищах було вибрано варіант представлення спектрів, нормованих на одиницю летаргії. Крива *b* на рис. 3 демонструє той же спектр в одиницях – нейтрон/( $\text{cm}^2 \cdot \text{s} \cdot \text{од. летаргії}$ ). На такому графіку чітко виділяються три енергетичні області нейтронів: область теплових нейтронів (пік зліва), область спектра поділу – швидкі нейтрони (пік справа) та область уповільнення, що має  $1/E$  енергетичну залежність спектра (горизонтальна крива між піками). Спостережувана подальша трансформація цього вихідного спектра в різних середовищах реактора чітко відслідковується на рис. 4, на якому зведено розраховані спектри для цих середовищ.

**Потоки нейтронів у реакторі.** Для кількісного порівняння абсолютних величин та спектрального складу нейтронних потоків було розраховано інтегральні характеристики одержаних спектрів. Нормування потоків на потужність реактора здійснено через розрахунок кількості актів поділу ядер  $^{235}\text{U}$  за 1 с при номінальній тепловій потужності 10 МВт; при цьому для величини енерговиділення на один акт поділу було взято значення

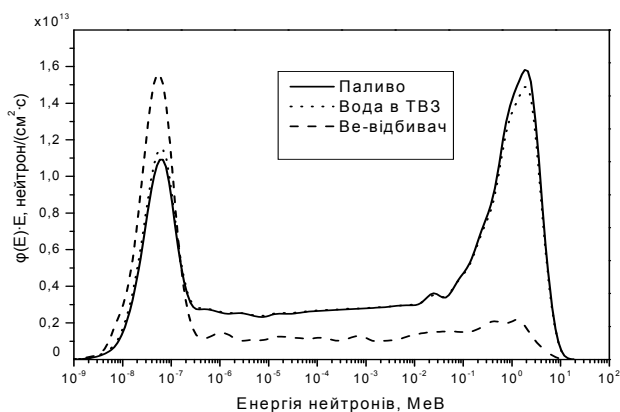


Рис. 4. Спектри нейтронів у різних середовищах реактора (усереднено по об’ємах відповідних середовищ).

180 MeV. Одержані результати включають інтегральні величини щільності нейтронних потоків по всьому спектру та по окремо виділених енергетичних інтервалах: ( $E < 0,5$  eV) – теплові нейтрони; ( $0,5$  eV  $< E < 0,5$  MeV) – епітеплові або резонансні нейтрони; ( $0,5$  MeV  $< E < 20$  MeV) – швидкі нейтрони. Доля теплових нейтронів у розрахованих

спектрах оцінювалась як відношення  $\phi(E < 0,5 \text{ eV}) / \sum \phi(E_i)$ . Розраховані значення для різних середовищ показано в табл. 1.

Отже, як видно із рис. 4 та табл. 1, одержані дані підтверджують загальну закономірність трансформації спектрів нейтронів у різних середовищах реактора: більш жорсткий спектр в АКЗ реактора (у паливі та воді між ТВЕ), а також суттєве пом’якшення спектра в Ве-відбивачі та у водних порожнинах. Залежно від вимог конкретних експериментів до характеристик необхідного нейтронного поля опромінювальні об’єми мають вибиратись у відповідних середовищах реактора. Зокрема, при потребі опромінення зразків у більш жорсткому спектрі мають бути створені сухі (без води) експериментальні канали в АКЗ реактора на місці вийнятих ТВЗ.

Нейтронні потоки в експериментальних каналах реактора розраховувались аналогічним способом. Одержані результати згруповано в окремі таблиці по типах каналів (для ВЕК та ГЕК).

Таблиця 1. Характеристики нейтронного поля в різних середовищах реактора ВВР-М

Середовище в реакторі	Щільність нейтронного потоку в різних інтервалах енергетичного спектра, $10^{13}$ нейтрон/( $\text{см}^2 \cdot \text{с}$ )				Доля теплових нейтронів
	$E < 0,5$ eV	$0,5 \text{ eV} < E < 0,5 \text{ MeV}$	$0,5 \text{ MeV} < E < 20 \text{ MeV}$	Усього по спектру	
Паливо (у ТВЕ)	2,41	4,50	3,11	10,02	0,24
Вода в АКЗ (між ТВЕ)	2,57	4,49	2,94	10,00	0,26
Берилієвий відбивач	2,14	1,15	0,30	3,59	0,60
Вода в НП на 7 ТВЗ	5,13	1,30	0,50	6,93	0,74
Вода в НП на 19 ТВЗ	3,02	0,61	0,27	3,89	0,78

Дані по потоках у ВЕК реактора включають результати розрахунків для 19 каналів. Одержані характеристики нейтронного поля в опромінювальних об’ємах для всіх ВЕК наведено в табл. 2. Крім спектральних характеристик опромінювального поля, у таблиці наведено також геометричні параметри, місце розташування та стан каналу (мокрый – заповнений водою, сухий – без води). Цифри в колонці “Точка розрахунку” показують мінімальну відстань (по висоті) до центральної площини АКЗ, на якій можна розмістити опромінювану мішень. Неможливість розміщення мішеней проти центра АКЗ для ряду ВЕК обумовлено тим, що ці канали не доходять до центральної площини АКЗ, оскільки вони розташовані над ГЕК.

Розрахунки показують, що змонтовані в АКЗ нейтронні пастки не є оптимальними як за конструкцією (кількість вийнятих ТВЗ), так і за міс-

цем розташування в реакторі. У пастках не досягається максимально можлива щільність нейтронного потоку для реактора такого типу (понад  $10^{14}$  нейтрон/( $\text{см}^2 \cdot \text{с}$ ). Крім того, водяні порожнини при існуючій конфігурації АКЗ суттєво змінюють нейтронно-фізичні характеристики виведених пучків для тих ГЕК, у районі яких вони змонтовані (табл. 3). Особливо це стосується НП на 19 ТВЗ, монтаж якої був обумовлений потребою мати опромінювальний об’єм великого діаметра. Але на практиці для опромінення зразків великого розміру використовувався канал ВЕК-29/60-м в Ве-відбивачі. Цей канал має діаметр 116 мм та більшу інтегральну щільність нейтронного потоку при практично однаковій долі теплових нейтронів порівняно з каналом ВЕК-19ТВЗ-м. Усе це свідчить про неефективне використання нейтронів реактора при наявності в АКЗ порожнин на сім та 19 ТВЗ.

Таблиця 2. Параметри ВЕК та спектральні характеристики нейтронного поля в опромінювальних об'єктах

Розташування та номер каналу (м – мокрий, с – сухий)	Параметри та відстань від центра АКЗ реактора, мм			Щільність нейтронного потоку в різних інтервалах енергетичного спектра, $10^{13}$ нейтрон/( $\text{см}^2 \cdot \text{с}$ )				Доля теплових нейтронів
	Діаметр	0 – центр АКЗ + – вище центра -- нижче центра		$E < 0,5 \text{ eV}$	$0,5 \text{ eV} < E < 0,5 \text{ MeV}$	$0,5 \text{ MeV} < E < 20 \text{ MeV}$	Усього по спектру	
		Дно каналу	Точка розрахунку					
Канали в АКЗ								
ВЕК-7ТВЗ-м	60	-240	0	6,56	1,37	0,54	8,47	0,77
ВЕК-19ТВЗ-м	115	-60	0	3,77	0,58	0,27	4,62	0,82
Канали в Ве-відбивачі								
ВЕК-38/60	41	-240		4,99	1,73	0,34	7,06	0,71
ВЕК-42/60-м	41	-240	0	5,12	1,73	0,34	7,19	0,71
ВЕК-46/60-с	41	-240	0	3,38	1,66	0,33	5,37	0,63
ВЕК-62/60-м	41	+70	+100	2,48	0,83	0,18	3,49	0,71
ВЕК-69/60-м	41	+70	+100	2,32	0,77	0,20	3,29	0,71
ВЕК-75/60-м	41	+70	+100	1,97	0,58	0,17	2,73	0,72
ВЕК-88/60-с	41	+70	+100	1,07	0,24	0,06	1,37	0,78
ВЕК-95/60-с	41	+70	+100	1,74	0,83	0,18	2,75	0,63
ВЕК-7/60-м	41	+70	+100	2,81	0,93	0,23	3,97	0,71
ВЕК-14/61-с	59	+70	+100	2,42	1,51	0,42	4,35	0,56
ВЕК-18/61-с	70	-240	0	2,37	1,31	0,32	4,00	0,59
ВЕК-20/61-с	70	-240	0	2,47	1,36	0,33	4,16	0,59
ВЕК-29/60-м	116	-240	0	4,28	0,79	0,29	5,35	0,80
Канали в графіті теплової колони								
ВЕК-ТК-1-с	80	+90	+100	8,68	1,84	0,241	1,08	0,80
ВЕК-ТК-2-с	80	+90	+100	0,257	$1,65 \cdot 10^{-2}$	$1,12 \cdot 10^{-3}$	0,28	0,92
ВЕК-ТК-3-с	80	+90	+100	$3,74 \cdot 10^{-3}$	$6,07 \cdot 10^{-5}$	$1,77 \cdot 10^{-6}$	$3,80 \cdot 10^{-3}$	0,98
ВЕК-ТК-4-с	80	+90	+100	$1,60 \cdot 10^{-4}$	$3,90 \cdot 10^{-8}$	$2,90 \cdot 10^{-8}$	$1,60 \cdot 10^{-4}$	1,00

Таблиця 3. Параметри ГЕК та спектральні характеристики виведених нейтронних пучків

Номер каналу	Діаметр каналу (мм) та місце виводу пучка з реактора		Щільність нейтронного потоку в різних інтервалах енергетичного спектра, $10^9$ нейтрон/( $\text{см}^2 \cdot \text{с}$ )				Доля теплових нейтронів
	Від ТВЗ активної зони	З середини Ве-відбивача	$E < 0,5 \text{ eV}$	$0,5 \text{ eV} < E < 0,5 \text{ MeV}$	$0,5 \text{ MeV} < E < 20 \text{ MeV}$	Усього по спектру	
ГЕК-1		100*	1,20	0,40	0,31	1,91	0,63
ГЕК-2	100		1,33	1,59	1,38	4,30	0,31
ГЕК-3		100	1,13	0,89	0,62	2,65	0,43
ГЕК-4	100		1,15	1,17	1,01	3,32	0,35
ГЕК-5		100	0,69	0,26	0,13	1,08	0,64
ГЕК-6		60*	0,27	0,06	0,04	0,36	0,75
ГЕК-7	60		0,46	0,47	0,38	1,31	0,35
ГЕК-8		60	0,51	0,44	0,26	1,18	0,43
ГЕК-9	100		1,81	1,79	1,52	5,12	0,35
ГЕК-10 (ТК)		120**	0,75	0,27	0,10	1,12	0,67

\* ГЕК екрановано конструкцією НП в АКЗ реактора.

\*\* Пучок виведено від зовнішньої поверхні Ве-відбивача.

**Дані по потоках у ГЕК реактора** включають результати розрахунків для 10 каналів. Характеристики виведених пучків нейтронів для всіх ГЕК, а також діаметри каналів та місце, з якого виводиться пучок, представлено в табл. 3.

Спостерігається кореляція між величинами потоку  $\phi(E)$  з каналу, його спектральним складом та діаметром і розташуванням каналу, а також конфігурацією активної зони в районі горизонтального каналу.

З порівняння однотипних каналів (щодо місця виводу пучка з реактора) видно, що канали з діаметром 100 мм мають на виході вищу щільність нейтронного потоку, ніж канали з діаметром 60 мм:

$$\phi(\text{ГЕК-3}) > \phi(\text{ГЕК-8}); \phi(\text{ГЕК-2,4,9}) > \phi(\text{ГЕК-7}).$$

Більш інтенсивні також пучки, що виходять від ТВЗ, ніж пучки з Ве-відбивача:

$$\phi(\text{ГЕК-2,4,9}) > \phi(\text{ГЕК-3}); \phi(\text{ГЕК-7}) > \phi(\text{ГЕК-8}).$$

Ці ж пучки мають також більш жорсткий спектр нейтронів.

Значна трансформація величин інтенсивності та спектрального складу виведених пучків, що обумовлена розташованими в АКЗ водяними порожнинами, спостерігається для каналів ГЕК-1 (район порожнини на сім ТВЗ) та ГЕК-5,6 (район порожнини на 19 ТВЗ). У цих каналах суттєво зменшені потоки нейтронів порівняно з іншими однотипними каналами:

$$\phi(\text{ГЕК-1,5}) < \phi(\text{ГЕК-3}); \phi(\text{ГЕК-6}) < \phi(\text{ГЕК-8}).$$

Особливо несприятлива ситуація спостерігається для ГЕК-6. Виведений з цього каналу нейтронний пучок має більш як у три рази меншу інтегральну щільність нейтронного потоку та приблизно в 1,7 рази більшу долю теплових нейтронів (суттєве пом'якшення спектра) порівняно з однотипним каналом ГЕК-8. Навіть  $\phi(\text{ГЕК-4}) < \phi(\text{ГЕК-2,9})$ , хоч ГЕК-4 лише частково екранується водяною порожниною на 19 ТВЗ. В усіх заекранованих каналах також спостерігається пом'якшення спектрів виведених пучків.

### Обговорення та висновки

У роботі отримано детальний масив спектральних та інтегральних характеристик нейтронних полів і пучків нейтронів для всіх експериментальних пристроїв у дослідницькому реакторі ВВР-М ІЯД НАН України, що дає цілісне уявлення про реактор як джерело нейтронів, для оцінки можливостей проведення наукових досліджень та прикладних використань.

Статистична точність розрахунків нейтронних потоків реактора залежить від їхніх величин у різних точках реактора. Так, для нейтронних потоків у внутрішніх середовищах реактора (паливо в ТВЕ, вода в АКЗ в проміжках між ТВЕ, вода в НП на сім та 19 ТВЗ, Ве-відбивач) статистична точність розрахунків лежить у межах 0,06 - 0,2 %, для ВЕК – у межах 0,5 - 4,7 %, для ГЕК – у межах 0,8 - 3,9 %. Точність розрахунків для менш інтенсивних полів у вертикальних каналах теплової колони ТК-1, 2, 3, 4 відповідно становить 5, 11, 54 та 59 %. Систематична похибка за оцінками визначається, в основному, точністю нейтронних перерізів, узятих для розрахунків із (бібліотек оцінених ядерних даних) БОЯД.

Для перевірки достовірності одержаних значень, тобто їх адекватності реальним величинам, у табл. 4 наведено порівняння деяких розрахункових даних з наявними експериментальними величинами.

*Таблиця 4. Розраховані та виміряні величини нейтронних потоків в експериментальних каналах реактора*

Експериментальний канал у реакторі	Щільність нейтронного потоку, нейтрон/(см <sup>2</sup> · с)	
	Розрахунки	Виміри
ВЕК-46/60-м	$5,37 \cdot 10^{13}$	$6,00 \cdot 10^{13}$ [4]
ГЕК-5	$1,08 \cdot 10^9$	$0,95 \cdot 10^9$ [5]

Як видно з таблиці, розрахункові дані та експериментальні величини збігаються в межах 15 %. Несуперечливість результатів (див. табл. 4) дає змогу зробити висновок про адекватність створеної математичної моделі реальній реакторній установці та про оптимальну реалізацію всієї концептуальної моделі розрахунків. Це дає можливість застосовувати розроблену модель розрахунків для практичного використання в подальших роботах на реакторі. Хоч, безумовно, у кожному конкретному експерименті необхідним буде також і експериментальний моніторинг нейтронних потоків у локальних точках реактора. Крім того, одержані дані для ВЕК та ГЕК дають змогу зробити висновки та конкретні рекомендації по оптимізації компоновки АКЗ реактора відповідно до потреб практики (у плані ефективного використання нейтронів в усьому енергетичному спектрі реактора).

Для теплових нейтронів при даній конструкції розміщення СУЗ у реакторі максимальну величину нейтронного потоку можна буде досягти лише при створенні в АКЗ нової більш ефективної пастки нейтронів на 12 ТВЗ (замість існуючих на сім та 19 ТВЗ). У такій пастці навіть при вимушеному ексцентричному її розташуванні в АКЗ через

конструкційні особливості СУЗ реактора щільність нейтронного потоку може досягати величини  $1,8 \cdot 10^{14}$  нейтрон/(см<sup>2</sup> · с) [6].

Одержані результати для ГЕК (див. табл. 3) демонструють суттєву зміну характеристик виведених нейтронних пучків для тих каналів, у районі яких в АКЗ змонтовано нейтронні пастки. У зв'язку з цим більш раціональним буде розміщення пастки в такому секторі АКЗ, де практично відсутні ГЕК (зокрема, сектор ТК, в якому розташований лише один канал ГЕК-10). Це дасть змогу відновити характеристики нейтронних пучків, виведених із заекраниваних ГЕК, до їхніх початкових значень.

Для використання швидких нейтронів, як значалось раніше, необхідним є створення сухих ВЕК безпосередньо в АКЗ на місці вийнятих ТВЗ. Такі канали необхідні, перш за все, для суттєвого розширення можливостей накопичення радіоізоотопів у реакторі за рахунок збільшення виходу радіоізоотопів, чутливих до резонансних нейтронів (наприклад, <sup>99</sup>Mo, <sup>182</sup>Ta тощо). Як показують наші розрахунки, вихід радіоізоотопу <sup>99</sup>Mo, що є базовим для створення <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc-генератора для медицини, збільшується в 1,84 рази при опроміненні стартового ізоотопу <sup>98</sup>Mo в більш жорсткому спектрі в АКЗ реактора, ніж у теплових спектрах у Ве-відбивачі або у водяних порожнинах нейтронних пасток.

Слід зауважити, що технічна реалізація можливостей по вибору спектрального складу нейтронного поля для опромінь у реакторі надасть можливість оптимізувати процес накопичення радіоізоотопів залежно від співвідношення між величинами теплових перерізів і резонансних інтегралів материнських і дочірніх ядер у ланцюжках ядерних перетворень. Це не лише суттєво впливає на вихід цільового радіоізоотопу, але й може сприяти радіоізоотопній чистоті опроміненого продукту, тобто кількості утворених домішкових ізоотопів у мішені. Крім того, сухі канали в АКЗ реактора необхідні також для постановки на реакторі робіт із радіаційного матеріалознавства, оскільки радіаційні дефекти у твердих тілах ініціюються переважно швидкими нейтронами.

На закінчення слід зауважити, що означені проблеми вирішуються в рамках програми по забезпеченню наукового супроводу виробництва радіоізоотопів та продукції на їхній основі, що має реалізовуватись на дослідницькому реакторі ВВР-М ІЯД НАН України, для задоволення першочергових потреб різних сфер її використання.

Виконана робота підтримана грантом Українського науково-технологічного центру (УНТЦ), проект № Uz-25.

#### СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Вишневський І.Н., Слисєнко В.І., Макаровський В.Н., Лысенко М.В. Исследовательский ядерный реактор как база фундаментальных и прикладных исследований в Украине // Исследовательские реакторы в XXI веке (Материалы Междунар. науч.-техн. конф., Москва, 20 - 23 июня 2006 г.). - М.: Изд-во ГУП НИКИЭТ, 2006.
2. Briesmeister J.F. (Ed.). MCNP - A General Monte Carlo N-particle Transport Code. Version 4C. - Los Alamos National Laboratory, NM (USA). Report № LA-13709-M. - 2000. - 788 p.
3. RSIC DATA LIBRARY collection, DLC-185 (Prepared by D.T. Ingersoll et al.) // Nucl. Data, ORN-6795 NUREG-6214.
4. Vorona P., Kalchenko O., Krivenko V. Experimental investigations of neutron cross sections for tungsten isotopes atomic nuclei: <sup>181</sup>W ( T<sub>1/2</sub> = 121,2 dais ) stable <sup>180</sup>W // Proc. of the 2-nd Int. Conf. "Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy" (NPAE-Kyiv2008). - Kyiv, 2009. - Part 11. - P. 528 - 532.
5. Libman V., Maluk I., Razbudey V. et al. Complex of Installations for Experimental Works on Neutron Capture Synovectomy at Kiev Nuclear Reactor // Sci. Bull. Uzhgorod. (Ser. Biol.). - 2010. - Vol. 27. - P. 193 - 197.
6. Ворона П.М., Ісакас І.Е., Шустов В.О. Оптимізація нейтронно-фізичних параметрів дослідницького реактора для експериментальних досліджень нейтронних перерізів радіоактивних ядер // Ядерні та радіаційні технології. - 2006. - Т. 6, № 3 - 4. - С. 67 - 72.

#### РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И АНАЛИЗ ХАРАКТЕРИСТИК ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ВВР-М КАК ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ ДЛЯ РЕШЕНИЯ НАУЧНЫХ И ПРИКЛАДНЫХ ЗАДАЧ

П. Н. Ворона, В. Ф. Разбудей

Проведены расчетные исследования и анализ нейтронных полей исследовательского реактора ВВР-М Института ядерных исследований НАН Украины как базовой ядерно-физической установки для проведения фундаментальных и прикладных исследований, а также для организации опытно-промышленного производства радиоизотопной продукции для различных сфер использования. Расчеты выполнены методом статистических испытаний (Монте-Карло) с использованием компьютерной программы MCNP-4C. Получены данные по спектрам нейтронов



и величинам плотностей нейтронных потоков при мощности реактора 10 МВт для всех технологических устройств, предназначенных для работ с нейтронами: 19 вертикальных экспериментальных каналов для облучения образцов и 10 горизонтальных каналов, по которым пучки выводятся из реактора. Показано влияние смонтированных в активной зоне нейтронных ловушек (водных полостей) на характеристики выведенных из реактора пучков нейтронов. Приведены рекомендации по оптимизации компоновки активной зоны реактора для расширения возможностей его использования как источника нейтронов в экспериментальных исследованиях.

*Ключевые слова:* исследовательский ядерный реактор, расчет, Монте-Карло, нейтронный спектр, нейтронный поток.

**CALCULATIONAL INVESTIGATIONS AND ANALYSIS OF CHARACTERISTICS  
OF RESEARCH REACTOR WWR-M AS A SOURCE OF NEUTRONS  
FOR SOLUTION OF SCIENTIFIC AND APPLIED TASKS**

**P. M. Vorona, V. F. Razbudey**

Calculational studies and analysis of the neutron fields of WWR-M research reactor of the Institute for Nuclear Research, National Academy of Sciences of Ukraine, as a basic nuclear facility for performing the fundamental and applied investigations and for experimental-industrial production of radioisotope products for various spheres of application are carried out. The calculations are carried out by the method of statistic tests (Monte Carlo) applying the computer program MCNP-4C. The data on the spectra and the neutron flux density values at the 10 MW reactor power for all technological facilities designed for the works with neutrons: 19 vertical experimental channels for irradiation of specimens and 10 horizontal channels for beams extraction from the reactor are obtained. The effect of the neutron traps (water cavities) mounted in the core on the characteristics of the extracted from the reactor beams is demonstrated. Recommendations associated with optimization of the reactor core are adduced for amplification of its capabilities as a neutron source in experimental researches.

*Keywords:* research nuclear reactor, calculation, Monte Carlo, neutron spectre, neutron flux.

Надійшла до редакції 03.07.09,  
після доопрацювання - 18.12.09.