

УДК 621.039.55

**ОПТИМІЗАЦІЯ НЕЙТРОННО-ФІЗИЧНИХ ПАРАМЕТРІВ
ДОСЛІДНИЦЬКОГО РЕАКТОРА ДЛЯ ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНИХ
ДОСЛІДЖЕНЬ НЕЙТРОННИХ ПЕРЕРІЗІВ РАДІОАКТИВНИХ ЯДЕР***П.М. Ворона¹, І.Е. Ісакас², В.О. Шустов²**(¹Інститут ядерних досліджень НАНУ (ІЯД), Київ, Україна;**²Петербурзький інститут ядерної фізики РАН (ПІЯФ), Гатчина, Росія)*

Проведено розрахунки щільності нейтронного потоку в ловушці нейтронів (водяна порожнина в активній зоні реактора об'ємом на 12 паливних тепловиділяючих збірок), а також у нейтронному пучку, виведеному із горизонтального експериментального каналу. Вибрано найбільш оптимальний варіант компоновки активної зони реактора з максимальними потоками як в ловушці, так і у виведеному пучку нейтронів.

Радіоактивні ізотопи та продукція, виготовлена на їх основі, знаходять широке застосування в науці, медицині, техніці та в різних прикладних використаннях. Для виготовлення такої продукції використовуються біля 200 радіонуклідів 85 хімічних елементів. Ці радіонукліди мають штучне походження і утворюються в реакціях взаємодії нейтронів або заряджених частинок з речовиною мішені в ядерних реакторах та на прискорювачах. Фактично в усіх ядерних центрах світу реактори та прискорювачі значну частину свого робочого часу поряд з науковими дослідженнями працюють на виробництво радіоізотопів.

Як свідчить світова практика понад 60% номенклатури радіонуклідів одержують на ядерних реакторах. В Україні базовою ядерно-фізичною установкою для одержання реакторних радіоізотопів є дослідницький реактор ВВР-М ІЯД НАНУ [1]. Кількісними характеристиками, що визначають інтенсивність ядерних перетворень та накопичення радіоізотопів в реакторі є дві величини: перерізи взаємодії нейтронів різних енергій $\sigma(E)$ з атомними ядрами опромінюваної мішені, а також величина та спектральний склад нейтронного поля $\varphi(E)$ в опромінювальному об'ємі усередині конкретного реактора. Тому реалізація довготривалої радіоізотопної програми була розпочата з постановки на реакторі експериментальних досліджень енергетичної залежності повних нейтронних перерізів $\sigma(E)$ радіоактивних ядер [2-5]. Реактор в цих дослідженнях використовується як джерело нейтронів у двох варіантах. Перш за все, в реакторі одержуються необхідні радіоактивні ядра, як об'єкти наступних досліджень. Для цього в одному із вертикальних експериментальних каналів (ВЕК) берилієвого відбивача реактора опромінюються спеціальні зразки-мішені. Потім ці ж зразки радіоактивних ядер досліджуються по методу пропускання на виведеному із горизонтального експериментального каналу (ГЕК) нейтронному пучку. Оптимізація експериментальних нейтронно-фізичних умов таких досліджень полягає у комплексному аналізі та виборі такої компоновки активної зони (АКЗ) реактора, яка б одночасно забезпечувала максимальну щільність нейтронного потоку як в опромінювальному об'ємі усередині реактора, так і у виведеному нейтронному пучку.

Одним із варіантів створення опромінювальних об'ємів в реакторі є формування водяної порожнини в АКЗ реактора (ловушки нейтронів) на місці вибитих тепловиділяючих збірок (ТВЗ). В такій ловушці формується сплеск

потоків теплових нейтронів, що перевищує середнє значення потоку в декілька разів. Цей ефект з успіхом використовується на багатьох реакторах. Разом з тим, очевидно, що не можна автоматично переносити фізичні результати і конструктивні рішення з одного реактора на інший, навіть і близький по типу. Потрібно завжди враховувати індивідуальні особливості АКЗ конкретного реактора.

Активна зона реактора ВВР-М ІЯД НАНУ (рис.1) формується із ТВЗ типу ВВР-М2, кожна з яких складається із трьох концентрично розташованих трубчатих тепловіділяючих елементів (твелів): двох круглих та одного (зовнішнього) – шестигранного. Ядерним паливом в твелах є UO_2 зі збагаченням по ^{235}U до 36%. Максимальна кількість ТВЗ – 260, мінімальна – 156. Сформована АКЗ має вигляд шестигранної призми з діагоналлю основи 680 мм та висотою 560 мм (активна частина – 500 мм). Характерною особливістю київського реактора є фіксоване розташування органів регулювання системи управління та захисту (СУЗ), які займають центр АКЗ, утворюючи так званий “СУЗівський хрест”. Цим самим виключається найбільш оптимальне центральне розташування водяної порожнини. “СУЗівський хрест” розділяє АКЗ реактора на чотири сектори. Отже, опромінювальні об’єми можна сформувати лише в цих секторах, тобто на периферії АКЗ реактора. Таке ексцентричне розташування ловушки породжує додаткові технічні проблеми.

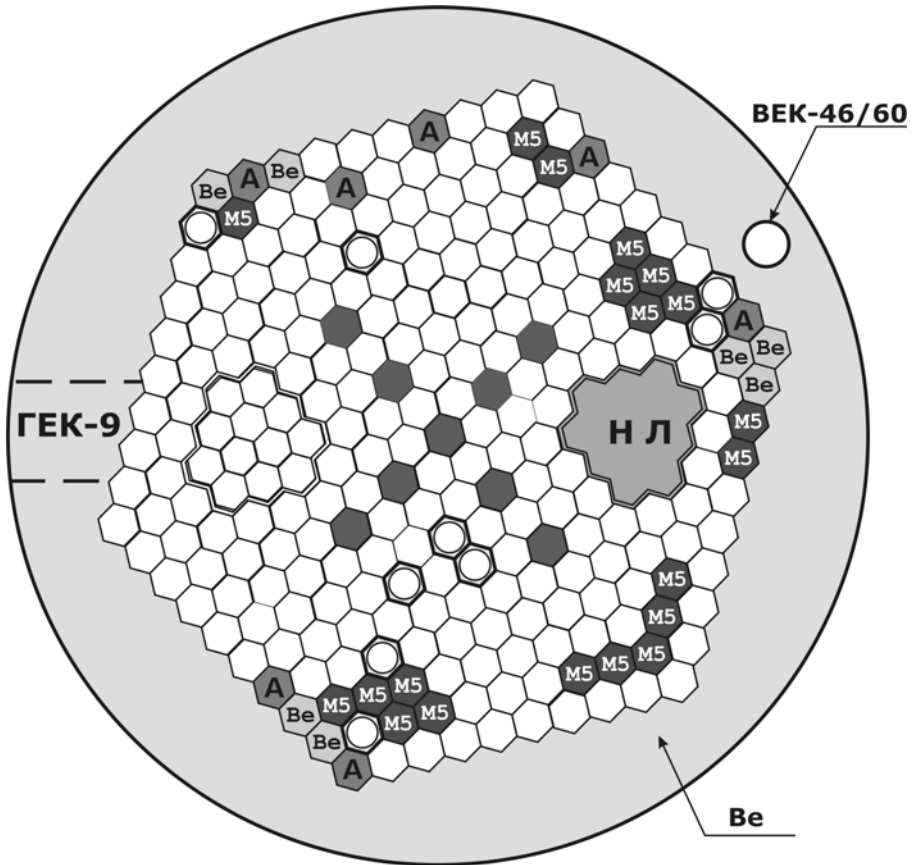
Першим завданням розрахунків був вибір місця для ловушки та її розмірів. При цьому має зберігатись основна вимога до оптимізаційних розрахунків: потік нейтронів на виході горизонтального каналу повинен бути не меншим, ніж він був до встановлення ловушки, щоб підвищити ефективність експерименту в цілому. Для оцінки загального виграшу в потоках нейтронів вибрано співвідношення: $\beta = (\varphi_1 \cdot \varphi_2) / (\varphi_1^0 \cdot \varphi_2^0)$, де φ_1 – щільність потоку теплових нейтронів в ловушці, φ_2 – щільність потоку теплових нейтронів в ГЕК-9 після встановлення ловушки. Індеси “0” в наступних позначеннях означають вихідні (початкові) потоки в реакторі до встановлення ловушки: φ_1^0 – щільність потоку теплових нейтронів в каналі ВЕК – 46/60, φ_2^0 – щільність потоку теплових нейтронів в каналі ГЕК-9.







Ексцентричне розташування ловушки в АКЗ може привести до значного перекоосу енерговиділення та появи горячих точок на твелах, що обмежує потужність реактора. Звідси витікає друга задача розрахунків – визначення такої компоновки активної зони, яка дозволяє працювати на номінальній потужності (10 Мвт) при наявності ловушки.

Нарешті, необхідно з допомогою догрузки палива компенсувати втрату реактивності, визвану ловушкою, зберігаючи при цьому названі вище умови. Причому було розглянуто два варіанти компенсації реактивності: як за рахунок стандартних твелів М2, так і за рахунок використання твелів типу М5, розроблених в ПІЯФ (Гатчина, Росія) спеціально для реакторів типу ВВР-М. твели М5 мають у два рази більший вміст палива і в 1,8 рази більшу розвинуту поверхню тепловідведення, ніж твели М2 [6]. Використання таких твелів в Гатчині на реакторі ВВР-М дозволило підвищити потужність реактора до 18 Мвт.

Для вирішення цих задач була використана розроблена авторами комп’ютерна двомірна програма НЕХА [7]. Результати проведених розрахунків зведено в таблицю 1. В таблиці прийнято наступну нумерацію секторів АКЗ

реактора (див. рис.1): 1-й сектор – в районі теплової колони (ТК) реактора (верхня частина картограми), 2-й, 3-й і 4-й сектори – відповідно по годинниковій стрілці від 1-го сектора. Пояснення інших позначень приведено в підписах під таблицею.



-  Тепловідляюча збірка типу М2
-  Тепловідляюча збірка типу М5
-  Стержні системи управління та захисту (СУЗ)
-  Берилієвий витискувач в АКЗ
-  Ампула з опромінованими зразками
-  Матеріалознавчий канал

- ВЕК** – Вертикальний експериментальний канал
- ГЕК** – Горизонтальний експериментальний канал
- Be** – Берилієвий відбивач
- НЛ** – Нейтронна ловушка

Рис. 1. Картограма загрузки активної зони (АКЗ) дослідницького реактора ВВР-М з нейтронною ловушкою (водяною порожниною на 12 тепловідляючих збірок)

Таблиця 1. Результати розрахунків щільності нейтронного потоку в водній порожнині (в ловушці на 12 ТВЗ) та в ГЕК-9 для різних варіантів компоновки активної зони реактора.

№ розрахунку	Розрахункові нейтронно-фізичні та технологічні параметри реактора								
	Компоновка активної зони (АКЗ)		ϕ , нейтрон/см ² ·с		K_r	$P_{дон.}$, МВт	K_{eff}	$\Delta t_{тоел.}$, °С	β
	Число і тип ТВЗ	Місце ловушки в АКЗ	В ловушці	На вході в ГЕК-9					
1	219 М2	Без ловушки	–	$4 \cdot 10^{13}$	1,5	12,3	1,0474	11	1
2	207 М2	4-й сектор	$1,8 \cdot 10^{14}$	$2,3 \cdot 10^{13}$	1,9	9,9	1,0206	19	1,7
3	192 М2 15 М5	4-й сектор	$2,4 \cdot 10^{14}$	$6,6 \cdot 10^{13}$	5,1	5,8	1,038	37,5	3,1
4	227 М2	4-й сектор	$1,8 \cdot 10^{14}$	$2,7 \cdot 10^{13}$	1,9	10,1	1,03	19,5	2
5	227 М2	4-й сектор, стержні опущені	$1,4 \cdot 10^{14}$	$2,8 \cdot 10^{13}$	2,0	10,5	0,929	22,9	1,6
6	227 М2	2-й сектор	$1,8 \cdot 10^{14}$	$5,6 \cdot 10^{13}$	2,0	9,9	1,029	19,8	4,1
7	207 М2 20 М5	2-й сектор	$1,9 \cdot 10^{14}$	$5,0 \cdot 10^{13}$	2,0	10,2	1,049	20,5	3,9
8	207 М2 20 М5	2-й сектор, стержні опущені	$1,7 \cdot 10^{14}$	$5,9 \cdot 10^{13}$	1,9	10,5	0,954	23,2	4,1

Позначення в таблиці:

ϕ – щільність потоку теплових нейтронів при потужності реактора 10 МВт;

K_r – коефіцієнт нерівномірності енерговиділення в центральному перерізі активної зони;

$P_{дон.}$ – допустима потужність реактора; розраховується при наступних вхідних даних: витрата води $Q = 1300 \text{ м}^3/\text{год.}$, температура води в активній зоні $t_{АКЗ} = 50 \text{ °С}$, максимальна температура стінки твела $t_{твела}^{макс} = 95 \text{ °С}$;

K_{eff} – ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів в реакторі, розрахований для середнього вигорання $\chi = 33\%$ та свіжих твелів М5;

$\Delta t_{тоел.}$ – максимальний перепад температур на твелі;

β – загальний виграш в потоках нейтронів (більш детально див. в попередньому тексті).

В першому варіанті розрахунків ловушка відсутня. Взята типова робоча загрузка реактора зі всіма включеннями (ампули, канали, берилієві витиснювачі). Розрахунок виконано як базовий, по відношенню до нього будуть визначатись всі зміни, що вносяться ловушкою, добавками палива і т.д.

Відзначимо, що потік теплових нейтронів в каналі ВЕК – 46/60, в якому зазвичай проводиться накопичення радіоізоотопів в зразках-мішенях, дорівнює $6,1 \cdot 10^{13}$ н/см²·с при потужності реактора 10 Мвт, а потік на вході в ГЕК-9, який вибрано для досліджень $\sigma(E)$ радіоактивних ядер, дорівнює $4 \cdot 10^{13}$ н/см²·с.

Другий варіант розрахунку – з ловушкою, розташованою в четвертому секторі активної зони. Вибраний розмір ловушки відповідає площі 12-ти одиночних ТВЗ. Такий розмір близький до оптимального, як це витікає із експеримента [7] та теоретичних оцінок [8]. Контури та можливе місце розташування такої ловушки показано на картограмі (рис.1) суцільною кривою, що охоплює 12 ТВЗ в четвертому секторі АКЗ реактора.

Потік нейтронів в другому варіанті розрахунку буде в 3 рази вищим в ловушці по відношенню до попереднього значення в каналі ВЕК– 46/60, але потік в ГЕК-9 зменшиться на 70%, зменшиться на 2,7% також і запас реактивності.

Спроба збільшити потік в ловушці шляхом оточення її твелями М5 (3-й варіант розрахунку) не привела до успіху, оскільки коефіцієнт нерівномірності енерговиділення K , виріс до 5,1, а допустима потужність $P_{\text{дон}}$ відповідно упала до 5,8 Мвт.

Найкращі результати на твелях М2 одержані в 6-ому варіанті розрахунку з ловушкою, розташованою в другому секторі активної зони (на рис.1 позначено – НЛ), і загальній кількості твелів рівній 227. Потік в ловушці в 3 рази більше попереднього значення потоку в ВЕК – 46/60, потік в каналі ГЕК-9 виріс на 40%. Але реактивність все ж не повернулася до початкового значення 4,7%, не дивлячись на дозагрузку 9 твелів.

Підвищити запас реактивності до 4,7% можна зменшивши середнє вигорання в зоні приблизно на 5% (при цьому вигорання у твелях, що вигружаються, зменшиться на $\approx 10\%$). Але цей шлях не є оптимальним з економічної точки зору. А варіант зменшення кількості матеріалознавчих каналів та опромінованих ампул в АКЗ приведе до небажаного звуження експериментальних можливостей реактора. Найбільш просто питання вирішується з допомогою заміни частини твелів М2 на твели М5. Сьомий варіант розрахунків демонструє ефективність такого шляху. Двадцять одиночних твелів М2 замінено двадцятьма твелями М5; найкраще розташування цих твелів в активній зоні знайдено за допомогою спеціальної оптимізаційної програми. Потік в ловушці виріс до $1,9 \cdot 10^{14}$ н/см²·с, потік в ГЕК-9 складає $5 \cdot 10^{13}$ н/см²·с. Реактивність підвищилась до 4,9%. Таким чином, вираш в потоці складає 3,1 для ловушки та 1,25 для ГЕК-9, що відповідає загальному вирашу $\beta = 3,9$. Запас реактивності достатній для експлуатації реактора на протязі компанії, можливість роботи на номінальній потужності 10 Мвт забезпечена. Отже, приведена на рис.1 картограма можна вважати найбільш оптимальним варіантом робочої загрузки АКЗ реактора. Як видно використання твелів типу М5 розширює експериментальні можливості дослідницького реактора ВВР-М, дає можливість збільшити інтервал роботи між перегрузками активної зони. Багаторічний досвід експлуатації таких твелів на реакторі ВВР-М в ПІЯФ [10] показав їх високу надійність в роботі.

На закінчення слід зауважити, що формування опроміновальних об'ємів в реакторі, особливо в місцях з різними спектральними характеристиками нейтронного поля, стає надзвичайно актуальною задачею при потребі

накопичення значних кількостей радіоізоотопів для їх використання в практичних сферах діяльності (медицина, техніка, різні технологічні застосування і т. ін.). Нині на реакторі ВВР-М ІЯД НАНУ проводяться технологічні розробки по створенню науково-технічної бази для дослідно – промислового виробництва радіоізоотопної продукції (препарати, в тому числі і радіофармацевтичні, та джерела випромінювання) для різних сфер використання. Розробки радіоізоотопних технологій на реакторі підтримані грантами УНТЦ, проект № Uz-25.

ЛІТЕРАТУРА

1. Вишнеvский И.Н., Слисенко В.И., Макаровский В.Н., Лысенко М.В. Исследовательский ядерный реактор как база фундаментальных и прикладных исследований в Украине // Исследовательские реакторы в XXI веке (Мат. межд. научно-техн. конференции, Москва, 20–23 июня 2006 г.) – М.: Изд-во ГУП НИКИЭТ. – 2006.
2. Вертебный В.П., Ворона П.Н., Колотый В.В. и др. Установка для измерений энергетической зависимости полных сечений радиоактивных ядер // Нейтронная физика (Мат. I Всесоюз. конф. по нейтронной физике, Киев, 24–28 мая 1971 г.) – К.: Наук. Думка. – 1972. – Ч.2. – С. 260.
3. Ворона П.Н. Разработка методики и создание установки для экспериментов с радиоактивными ядрами на реакторе ВВР-М ИЯИ УССР. Исследование взаимодействия тепловых и резонансных нейтронов с радиоактивным ядром европий-152: Дис. ... канд. физ.-мат. наук: 01.04.16. – К. – 1979. – 255 с.
4. Ворона П.Н. Полные нейтронные сечения радиоактивных ядер и пучки нейтронов Московской мезонной фабрики // Программа экспериментальных исследований на мезонной фабрике ИЯИ АН СССР (Труды V Всесоюзного семинара, 12-15 апреля 1987 г.). – С. 350–355.
5. Ворона П.М. Використання реактора ВВР-М для виробництва радіонуклідної продукції // 40 років нейтронних досліджень на реакторі ВВР-М (Мат. наукової конференції НЦ “ІЯД” НАН України). – Київ. – 2000. – С. 48–55.
6. Ерыкалов А.Н. и др. Тепловыделяющая сборка ВВР-М5 // Препринт ЛИЯФ-479. – 1979.
7. Исакас И.Э., Шустов В.А. НЕХА-1 – программа для расчета реактора в двумерном дифузионно-групповом приближении // Препринт ЛИЯФ-490. – 1979.
8. Коноплев К.А., Пикулин Р.Г., Русинов Л.И., Соловьёв В.А., Шустов В.А. Критические опыты на стенде ВВР-М // ФТИ им. А.Ф. Иоффе АН СССР. – Ленинград. – 1961.
9. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. – М., Энергоатомиздат. – 1985. – 280 с.
10. Алёхин А.И., Коноплев К.А., Орлов С.П., Пикулин Р.Г. 46-летний опыт эксплуатации реактора ВВР-М ПИЯФ РАН // Исследовательские реакторы в XXI веке (Мат. Межд. Научно-технической конф., Москва, 20–23 июня 2006 г.). – М.: Изд-во ГУП НИКИЭТ. – 2006.