

© 2011 П. М. Ворона, В. Ф. Разбудей

*Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ***ВПЛИВ ЕНЕРГІЇ НЕЙТРОНІВ НА УТВОРЕННЯ РАДІОІЗОТОПІВ
ПРИ ОПРОМІНЕННІ МІШЕНЕЙ У РЕАКТОРІ**

Для вибору оптимальних умов накопичення радіоізоотопів у реакторі запропоновано метод розрахунку ядерних перетворень в опромінюваних мішенях з урахуванням диференційованого вкладу нейтронів різних енергій (теплових, резонансних та швидких). Використано широкі розрахункові можливості програмного комплексу MCNP-4C, в основу якого для розрахунків переносу нейтронів покладено метод статистичних випробувань (метод Монте-Карло). Позитивним у запропонованому методі є те, що всі розрахунки, починаючи від спектрів та потоків нейтронів у реакторі й закінчуючи кількістю накопичуваних ядер, виконуються в рамках одного й того ж методичного підходу. Показано на прикладі одержання радіоактивного ^{99}Mo за реакцією $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$, що для досягнення максимального виходу цільового радіонукліда опромінення стартових мішеней із молібдену необхідно проводити в більш жорсткому спектрі з суттєвим вкладом резонансних нейтронів.

Ключові слова: радіоізоотоп, дослідницький ядерний реактор, нейтронний спектр, нейтронний потік, розрахунок, метод Монте-Карло, активність.

Вступ

Накопичення радіоізоотопів на ядерно-фізичних установках (ЯФУ) є основною частиною технології виробництва радіоізоотопної продукції для потреб науки, техніки, медицини та прикладних застосувань. Для виготовлення радіонуклідної продукції використовуються близько 200 радіонуклідів 85 хімічних елементів. Виробництво такої продукції в ряді країн, які мають для цього необхідні ЯФУ (прискорювачі чи реактори) стало окремою важливою галуззю промисловості.

В Україні власне виробництво радіоізоотопної продукції практично відсутнє. Відповідно до раніше існуючого "розподілу праці" між ЯФУ в колишньому СРСР таке виробництво на території України взагалі не планувалось, вона централізовано забезпечувалась радіоізоотопною продукцією, виготовлюваною в інших регіонах. Нині потреба в організації вітчизняного імпортозамінного виробництва радіоізоотопної продукції є надзвичайно актуальною. Для практичної реалізації такого виробництва в Україні є необхідні технічні умови. Зокрема, технічна база ІЯД НАН України включає: дослідницький реактор ВВР-М, циклотрони У-120 та У-240, технологічні лінії захисних боксів (гарячі камери) для дистанційної переробки високоактивних матеріалів, а також наукові підрозділи, оснащені необхідною радіометричною та спектрометричною апаратурою.

Разом з тим реальна можливість та економічна доцільність організації комерційного виробництва радіоізоотопної продукції на базі будь-якої ЯФУ визначається її технічними параметрами, можливістю напрацювання на цій установці ра-

діонуклідів у необхідній кількості та якості для розгортання такого виробництва, що означає:

1) можливість досягнення в опроміненій мішені високої питомої активності (Ки/г) цільового радіонукліда, достатньої для виготовлення з неї необхідної продукції;

2) забезпечення конкурентноздатності продукції на світовому ринку, тобто собівартості радіоізоотопів не вище світових цін. Це є головним, оскільки вартість одержання радіонуклідів на ЯФУ є основною складовою частиною ціни на радіонуклідну продукцію;

3) одержання необхідної номенклатури радіонуклідів, особливо короткоживучих, оскільки їхнє імпортування принципово неможливе.

Дана робота виконана на дослідницькому реакторі ВВР-М ІЯД НАН України [1] у рамках програми по науково-технічному супроводу одержання реакторних радіоізоотопів для подальшого розгортання на їхній основі виробництва необхідної радіонуклідної продукції [2, 3] та одночасного використання реактора як джерела нейтронів для наукових досліджень [4]. Для планування опромінення та вибору оптимальної технології накопичення цільових радіонуклідів у роботі реалізовано метод розрахунку ядерних перетворень в опромінюваних мішенях з урахуванням спектрального складу нейтронного поля (теплові, резонансні та швидкі нейтрони) в різних середовищах усередині реактора.

**Параметри процесу ядерних перетворень
в опромінюваній мішені та його оптимізація**

Одержання радіоізоотопів у реакторі здійснюється за рахунок ядерних перетворень нуклідів під дією нейтронів в опромінюваних мішенях.

Динаміка ядерних перетворень описується співвідношенням

$$\frac{n_m(t)}{n_{01}} = \left(\prod_{k=1}^{m-1} \beta_k \right) \sum \frac{e^{-\alpha_i t}}{\prod_{j=1, j \neq i}^m (\alpha_j - \alpha_i)}, \quad (1)$$

де $n_m(t)$ – кількість ядер m -го покоління; n_{01} – початкова кількість вихідних ядер; $n_1(t)$ – кількість вихідних ядер; t – час опромінення зразка в реакторі; α_i – константа розпаду ядра i [с^{-1}].

$$\alpha_i = \lambda_i + \langle \sigma_a^{(i)} \rangle \phi, \quad (2)$$

де λ_i – стала спонтанного розпаду ядра i [с^{-1}]; $\langle \sigma_a^{(i)} \rangle$ – середній по спектру переріз поглинання нейтрона ядром i , включаючи спонтанний поділ,

$$\langle \sigma_a^{(i)} \rangle = \int \phi(E) \sigma_a^{(i)}(E) dE, \quad (3)$$

де ϕ – щільність потоку нейтронів [$\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$]; $\phi(E)$ – спектр нейтронів [$\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{МеВ}^{-1}$]; β_{ij} – константа перетворення ядра i в ядро j .

Якщо перетворення відбувається шляхом реакції під дією нейтрона, то $\beta_{ij} = R_{ij} \langle \sigma_a^{(i)} \rangle \phi$, де R_{ij} – частка реакції з утворенням ядра j при поглинанні нейтрона ядром i . Якщо ж це перетворення здійснюється шляхом спонтанного розпаду, то $\beta_{ij} = \delta_{ij} \lambda_i$, де δ_{ij} – частка розпаду ядра i по каналу $i \rightarrow j$.

Як видно, параметрами, що визначають динаміку ядерних перетворень у реакторі, є нейтронні перерізи атомних ядер, усереднені по спектру нейтронів $\langle \sigma_a(E) \rangle$, величини нейтронних потоків та їхній спектральний склад $\phi(E)$ в опромінювальних об'ємах усередині реактора.

Дослідження по оптимізації процесу накопичення нуклідів полягає у виборі та створенні в реакторі опромінювальних об'ємів з такими спектральними характеристиками нейтронного поля, які мають корелювати з енергіями тих нейтронів, що вносять основний вклад у величини нейтронних перерізів атомних ядер (теплові, резонансні чи швидкі нейтрони). Від цього залежить не тільки максимальний вихід цільового радіонукліда, але й радіонуклідна чистота опроміненого продукту (мінімальна кількість радіонуклідних та хімічних домішок).

Процедура розрахунків накопичення радіоізоотопів у реакторі

Для розрахунків накопичення радіоізоотопів у реакторі запропоновано використати широкі розрахункові можливості комп'ютерного коду MCNP-4C [5], в основу якого для розрахунків переносу нейтронів покладено метод статистичних випробувань (метод Монте-Карло).

Послідовність проведення розрахунків ядерних перетворень та накопичення ізоотопів у мішенях при їхньому опроміненні в реакторі схематично зображено на рис. 1.

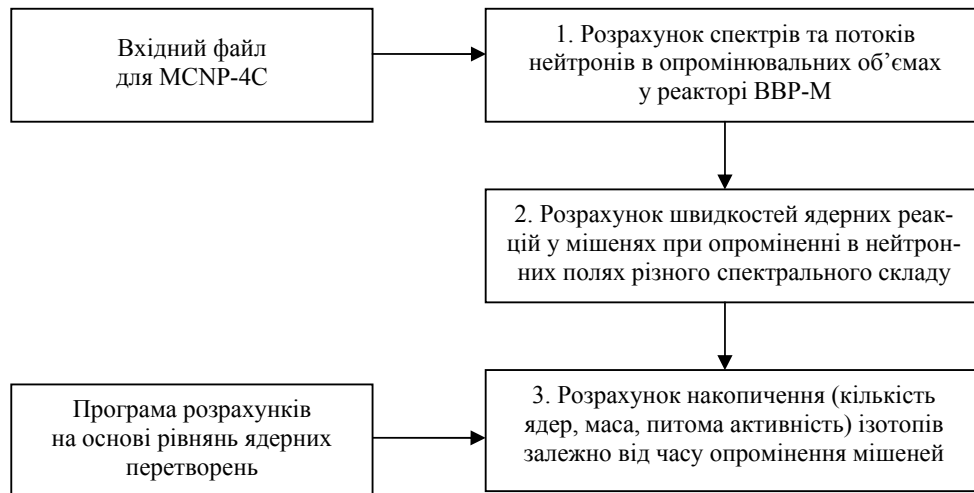


Рис. 1. Схема розрахунків ядерних перетворень та накопичення ізоотопів у мішенях при їхньому опроміненні в реакторі.

1. Розрахунки спектрів та потоків нейтронів здійснюються на основі створеної комп'ю-

терної моделі реактора [6], в яку закладено всі реальні геометричні та матеріальні параметри

реактора ВВР-М, що впливають на формування поля нейтронів (вхідний файл для MCNP-4C). Процедура та результати розрахунків спектрів та потоків нейтронів в усіх технологічних пристроях для робіт з нейтронами на реакторі детально викладено в [6].

2. Розрахунки швидкостей ядерних реакцій у стартових мішенях проводяться для варіантів опромінення у нейтронних полях із різними спектральними складами. Спектри нейтронів для розрахунків можуть бути взяті з блоку даних у [6] або ж повторно одержуватись безпосередньо в процесі кожного розрахунку швидкостей ядерних реакцій.

3. Розрахунки накопичення виконуються за допомогою рівнянь (1), що описують ядерні перетворення в опромінюваній мішені. З цією метою складено програму розрахунків із використанням електронних таблиць Excel.

Слід зауважити, що позитивним у запропонованому методі є те, що всі розрахунки, починаючи від спектрів, нейтронних потоків і закінчуючи

кількістю накопичуваних ядер, виконуються в рамках одного й того ж методичного підходу.

Роль варіації нейтронних спектрів в оптимізації умов накопичення радіоізоотопів у реакторі

Спектри та потоки нейтронів у реакторі

Джерелом нейтронів у реакторі, як відомо, є реакція поділу ядер ^{235}U . Максимум спектра нейтронів поділу лежить у районі 0,7 MeV. Подальша трансформація цього вихідного спектра за рахунок уповільнення швидких нейтронів у різних середовищах у реакторі приводить до збільшення в спектрі повільних (резонансних та теплових) нейтронів.

Розраховані інтегральні характеристики нейтронного поля в різних середовищах реактора наведено в табл. 1 (позначення в таблиці: АКЗ – активна зона, ТВЕ – тепловиділяючий елемент, ВП – водна порожнина, ТВЗ – тепловиділяюча збірка).

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

Середовище в реакторі	Щільність нейтронного потоку, 10^{13} нейтрон/(см ² ·с)	Доля нейтронів у різних інтервалах енергетичного спектра		
		0,5 MeV < E < 20 MeV	0,5 eV < E < 0,5 MeV	E < 0,5 eV
		Швидкі нейтрони	Резонансні нейтрони	Теплові нейтрони
Паливо (у ТВЕ)	10,02	0,31	0,45	0,24
Вода в АКЗ (між ТВЕ)	10,00	0,29	0,45	0,26
Берилієвий відбивач	3,59	0,08	0,32	0,60
Вода в ВП на 7 ТВЗ	6,93	0,07	0,19	0,74
Вода в ВП на 19 ТВЗ	3,89	0,07	0,16	0,77

Наведені результати включають інтегральні величини щільності нейтронних потоків по всьому спектру та долю нейтронів по окремо виділених енергетичних інтервалах: швидкі, резонансні та теплові нейтрони. Спостерігається трансформація спектра нейтронів поділу ядер ^{235}U , що генеруються в паливі (у ТВЕ). Одержані дані є важливими для планування та вибору нейтронно-фізичних умов опромінення мішеней. Як видно з таблиці, у воді між ТВЕ трансформація спектра незначна, спектр нейтронів залишається більш жорстким, у ньому: 0,29 – доля швидких нейтронів; 0,45 – резонансних; 0,26 – теплових. Значне пом'якшення спектра відбувається в берилієвому відбивачі: доля швидких нейтронів зменшується до 0,08, резонансних – до 0,32, теплових – збільшується до 0,60. Найбільш суттєва термалізація нейтронного спектра відбувається у водних порожнинах на 7 ТВЗ та 19 ТВЗ в АКЗ реактора:

доля теплових нейтронів збільшується до 0,74 – 0,77, резонансних та швидких зменшується до 0,16 – 0,19 та 0,07 відповідно. Слід зауважити, що вибір середовища в реакторі та формування в ньому технологічних пристроїв для опромінювальних робіт надає можливість використовувати для потреб конкретної роботи нейтрони різних енергій.

Вибір оптимального спектра нейтронів для максимального виходу накопичуваного радіонукліда ^{99}Mo

Опромінювальні об'єми в дослідницькому реакторі ВВР-М змонтовано в берилієвому відбивачі та у водних порожнинах в АКЗ [6]. У цих середовищах, як зазначалось, формуються переважно спектри теплових нейтронів. Разом з тим у багатьох випадках для більш ефективного нако-

пичення радіоізоотопів доцільніше проводити опромінення стартових мішеней у нейтронних полях із більш жорстким спектром (резонансні та швидкі нейтрони). Це обумовлюється співвідношеннями між величинами перерізів для теплових та резонансних нейтронів у стартових стабільних та цільових радіоактивних ізотопах. Такий режим опромінення стартових мішеней має бути більш оптимальним, наприклад для одержання в реакторі радіонукліда ^{99}Mo за реакцією $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$, який є вихідною сировиною для виробництва радіофармпрепарату ^{99m}Tc -пертехнетат із генетичної пари $^{99}\text{Mo} \rightarrow ^{99m}\text{Tc}$ [7, 8].

Аналіз нейтронних даних для ізотопів молібдену показує, що перерізи для теплових нейтронів (0,0253 eV) ізотопів ^{98}Mo та ^{99}Mo відповідно дорівнюють $\sigma_{\gamma} = 0,13$ та $1,7$ б, а резонансні інтеграли $I_{\gamma} = 6,9$ та $4,15$ б. Це означає що в динаміку ядерних перетворень та величину накопичення ^{99}Mo в опромінюваній мішені суттєвий вклад мають вносити резонансні нейтрони.

Для оцінки та порівняння інтегрального виходу ізотопів при опроміненнях мішеней у нейтронних полях різного спектрального складу було проведено розрахунки для двох варіантів опроміненя: опромінення в берилієвому відбивачі (третій рядок у табл. 1), а також безпосередньо в АКЗ реактора (другий рядок у табл. 1).

Результати розрахунків динаміки накопичення радіонуклідів ^{99}Mo та ізомеру технецію ^{99m}Tc для обох варіантів опроміненя показано на рис. 2.

Як видно з рисунка, опромінення мішеней у більш жорсткому спектрі нейтронів безпосередньо в АКЗ реактора (другий рядок табл. 1) дає суттєво більший вихід накопичуваних цільових радіонуклідів, ніж опромінення в берилієвому відбивачі (спектр теплових нейтронів). Деяке

зменшення накопичення в мішенях, заекранованих кадмієм ($\sim 0,5$ мм), демонструє долю вкладу теплових нейтронів у накопичення радіоізоотопів.

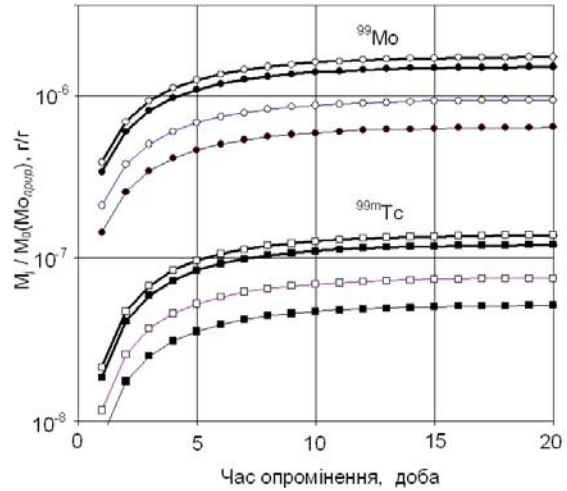


Рис. 2. Графіки накопичень (по масах M_i) радіоізоотопів ^{99}Mo та ^{99m}Tc в мішенях із $\text{Mo}_{\text{прир.}}$ для порівняння опроміненя у нейтронних полях різного спектрального складу: в АКЗ реактора (точки сполучені жирною лінією) та у берилієвому відбивачі (точки сполучені тонкою лінією); точки на кривих: світлі – мішень без кадмієвого екрана, чорні – мішень у кадмієвому екрані ($\text{Cd} \sim 0,5$ мм).

Графіки показують, що оптимальний час для опромінення мішеней має вибиратись не більше 10 діб. Більш тривале опромінення не приводить до збільшення кількості накопичуваних радіоізоотопів, оскільки їхня концентрація в мішені досягла максимального значення (насичення).

Для кількісного порівняння результатів розрахунків у табл. 2 наведено числові дані для 10-денного опромінення молібденової мішені в реакторі.

Таблиця 2. Фрагменти розрахункових числових даних (для $t_{\text{опр.}} = 10$ діб) для порівняння накопичень радіоізоотопів у мішенях $\text{Mo}_{\text{прир.}}$ при опроміненнях у нейтронних полях різного спектрального складу: у берилієвому відбивачі та АКЗ реактора

Радіоізоотоп та період напіврозпаду	Місце та умови опромінення, $t_{\text{опр.}} = 10$ діб		$M_i / M_0 (\text{Mo}_{\text{прир.}})$	$A_i / M_0 (\text{Mo}_{\text{прир.}})$, ГБк / г
^{99}Mo , 2,7276 діб	Берилієвий відбивач	Без Cd	$8,72 \cdot 10^{-7}$	15,6
		В Cd	$5,92 \cdot 10^{-7}$	10,6
	АКЗ реактора	Без Cd	$1,60 \cdot 10^{-6}$	28,7
		В Cd	$1,40 \cdot 10^{-6}$	25,0
^{99m}Tc , 6,006 год	Берилієвий відбивач	Без Cd	$6,94 \cdot 10^{-8}$	13,5
		В Cd	$4,71 \cdot 10^{-8}$	9,19
	АКЗ реактора	Без Cd	$1,28 \cdot 10^{-7}$	24,9
		В Cd	$1,11 \cdot 10^{-7}$	21,7
^{99}Tc , $2,14 \cdot 10^5$ років	Берилієвий відбивач	Без Cd	$1,53 \cdot 10^{-6}$	$0,96 \cdot 10^{-6}$
		В Cd	$1,04 \cdot 10^{-6}$	$0,65 \cdot 10^{-6}$
	АКЗ реактора	Без Cd	$2,82 \cdot 10^{-6}$	$1,76 \cdot 10^{-6}$
		В Cd	$2,46 \cdot 10^{-6}$	$1,53 \cdot 10^{-6}$

Як видно, питома активність цільового радіоізоотопу ^{99}Mo при опроміненні в АКЗ досягає величини 28,7 ГБк/г, тоді як в берилієвому відбивачі – лише 15,6 ГБк/г. Видно, що опромінення молібденової мішені в більш жорсткому спектрі нейтронів надає можливість приблизно в 1,84 рази збільшити вихід накопичуваних цільових радіонуклідів.

Накопичення довгоіснуючого $^{99\text{m}}\text{Tc}$ незначне. Разом з тим слід зауважити, що саме цей радіонуклід буде обумовлювати залишкову активність використаного препарату після повного розпаду ^{99}Mo та $^{99\text{m}}\text{Tc}$.

Оцінка вкладу нейтронів різних енергій у накопичення радіоізоотопу ^{99}Mo

Для оцінки диференційованого вкладу нейтронів окремих енергій в накопичення ^{99}Mo розраховано швидкості накопичення його активності (Бк/с) при опроміненні стартового ізоотопу ^{98}Mo в нейтронному полі, спектральний склад якого включає швидкі (29,4 %), резонансні (44,9 %) та теплові (26 %) нейтрони (другий рядок у табл. 1). Одержані результати розрахунків швидкості накопичення активності ^{99}Mo наведено на рис. 3.

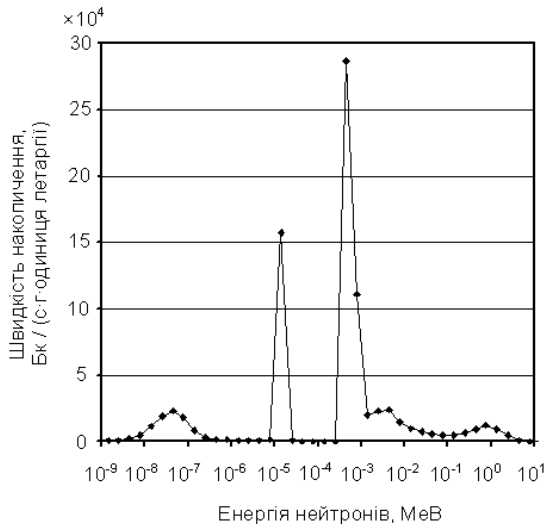


Рис. 3. Накопичення активності ^{99}Mo в опромінюваній мішені за ядерною реакцією $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$ для нейтронів різних енергій.

Наведені на рисунку швидкості накопичення активності ^{99}Mo віднесено до 1 г стартового ізоотопу ^{98}Mo (питома активність) та одиничного інтервалу летаргії нейтронів. Піки на графіку демонструють диференційований вклад нейтронів різних енергій у накопичувану активність ^{99}Mo . Перший пік (зліва) відповідає вкладу теплових нейтронів (12 %), другий – вкладу резонансу при енергії нейтронів $E_n = 12,1$ eV (20 %),

третій – вкладу групи резонансів при енергіях нейтронів $E_n = 401,5; 429,1; 467,3; 612,2$ та $817,8$ eV (49 %), два широкі піки справа – загальному вкладу резонансних нейтронів з $E_n > 2$ keV та швидких нейтронів з енергіями до 10 MeV (19 %). Як видно, основний вклад у накопичення ^{99}Mo вносять резонансні нейтрони (понад 70 %). Отже, оптимізація умов опромінення молібденових мішеней потребує використання нейтронного поля, збагаченого резонансними нейтронами.

Пошук оптимальних варіантів формування нейтронного поля в опромінювальних об'єктах для збільшення виходу накопичуваного радіонукліда ^{99}Mo

Технічна реалізація можливостей по практичному використанню нейтронів усього енергетичного спектра (теплових, резонансних та швидких нейтронів) передбачає формування опромінювальних об'єктів в різних середовищах усередині реактора.

Конструктивно такі об'єкти створюються у вигляді вертикальних експериментальних каналів (мокрих та сухих), а також спеціальних ампул (касет), змонтованих безпосередньо в АКЗ на місці вийнятої ТВЗ [9]. Спектральний склад нейтронного поля в таких опромінювальних об'єктах визначається середовищем, в якому вони сформовані (див. табл. 1). Для подальшої локальної трансформації спектра нейтронів було розглянуто варіанти оточення опромінювального об'єкту в АКЗ додатковими уповільнювачами нейтронів та свіжими ТВЗ (з метою додаткового збільшення в спектрі кількості резонансних нейтронів). За критерій оцінки ефективності такого переформування спектра взято швидкість накопичення активності ^{99}Mo в опромінюваній мішені зі збагаченого ^{98}Mo (табл. 3).

Як видно, найбільш оптимальним варіантом додаткового локального переформування спектра в опромінювальному об'єкті (4-й рядок табл. 1) є оточення його стандартними витискувачами з берилію (1-е кільце) та свіжими ТВЗ (2-е кільце). Це дає понад 20 % збільшення швидкості накопичення активності ^{99}Mo в опромінюваній мішені (2,016 Кі/г ^{98}Mo ·доба). У такому опромінювальному об'єкті максимальна питома активність цільового радіоізоотопу ^{99}Mo за час опромінення $t_{\text{опр.}} = 10$ діб досягає величини 7,3 Кі/г (^{98}Mo). Розрахована величина корелює з даними по накопиченню ^{99}Mo (розрахунковими та експериментальними) в аналогічних по потоку нейтронів дослідницьких реакторах [10 - 13].

Таблиця 3. Дослідження по вибору конфігурації оточення опромінювального каналу в АКЗ реактора для збільшення виходу накопичуваного радіоізоотопу ^{99}Mo

Речовина наповнювача в каналі для опромінювання мішеней	Компоненти оточення каналу для опромінювання мішеней в АКЗ реактора			Швидкість накопичення активності ^{99}Mo в опромінюваній мішені, Кі/г ^{98}Mo :доба	
	1-е кільце	2-е кільце	3-є кільце	Величина	Абсолютна похибка
Мокрі канали					
Вода	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	1,675	0,021
Вода	Берилій	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	1,694	0,021
Вода	Берилій	Берилій	ТВЗ - свіжі	1,766	0,020
Вода	Берилій	ТВЗ - свіжі	ТВЗ - робочі	2,016	0,024
Вода	Вода	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	1,421	0,016
Вода + Берилій	Берилій	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	1,598	0,033
Сухі канали					
Повітря	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	1,491	0,041
Берилій	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	ТВЗ - робочі	1,607	0,026

Висновки та рекомендації

Отже, для суттєвого розширення технічних можливостей накопичення радіоізоотопів у дослідницькому реакторі ВВР-М, а також для забезпечення при цьому потрібних нейтронно-фізичних характеристик для одночасного проведення комплексу різнопланових наукових досліджень необхідне переформування існуючої компоновки АКЗ реактора, створення нових опромінювальних об'ємів та оптимізація їхнього розташування в реакторі.

Відповідно до одержаних результатів та раніше проведених досліджень [6, 9] оптимізація має включати демонтаж із реактора неефективних пасток теплових нейтронів (водні порожнини на 19 та 7 ТВЗ) та формування в реакторі нових опромінювальних об'ємів з різним складом нейтронного поля, зокрема:

1. *Нейтронне поле з максимальним сплеском теплових нейтронів:*

водна порожнина на 12 ТВЗ (оптимальний

розмір нейтронної пастки теплових нейтронів для реактора ВВР-М); оптимальне розташування нейтронної пастки – у секторі теплової колони в АКЗ реактора.

2. *Нейтронні поля зі змішаним спектром (швидкі, резонансні та теплові нейтрони):*

вертикальні експериментальні канали (сухі та мокрі) в АКЗ на місці вийнятої ТВЗ;

опромінювальні ампули (касети) в АКЗ на місці вийнятої ТВЗ (за потребою).

Слід зауважити, що одержані результати по трансформації нейтронних спектрів у різних середовищах реактора та рекомендації по оптимізації можливостей їхнього використання носять універсальний характер, вони будуть важливі також при переводі реактора на низькозбагачене паливо.

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

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Вишневский 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 (Материалы Междунар. науч.-техн. конф., Москва, 20 - 23 июня 2006 г.) - М.: Изд-во ГУП НИКИЭТ, 2006.
2. Ворона П.М. Використання реактора ВВР-М для виробництва радіонуклідної продукції // Зб. "40 років нейтронних досліджень на реакторі ВВР-М". - К., 2000. - С. 48 - 55.
3. *Conditions and prospects of realization of the joint scientific and technical project on radionuclide source and specimen generation in Ukraine and Uzbekistan Republic / M.N. Abdukaayumov, S.Kh. Egamediev, P.G. Chistyakov, E.U. Grynuk, S. Khujaev, V.V. Tryshyn, I.M. Vyshnevskiy, P.M. Vorona, B.S. Yuldashev // The third Int. Conf. "Radioisotopes and their applications", Tashkent, Uzbekistan, Oct. 8 - 10, 2002): Book of Abstr. - P. 76 - 77.*
4. Ворона П.М., Грицай О.О., Кальченко О.І., Колотий В.В. Досягнення Української школи нейтронної фізики на реакторі ВВР-М // Зб. "40 років нейтронних досліджень на реакторі ВВР-М". - К., 2000. - С. 20 - 33.
5. MCNP - A General Monte Carlo N-particle Transport

- Code. Version 4C / Ed. by J.F. Briesmeister. - Los Alamos National Laboratory, NM (USA). Report № LA-13709-M, March 2000. - 788 p.
6. Ворона П.М., Разбудей В.Ф. Розрахункові дослідження та аналіз характеристик дослідницького реактора ВВР-М як джерела нейтронів для вирішення наукових та прикладних задач // Ядерна фізика та енергетика. - 2010. - Т. 11, № 1. - С. 57 - 65.
 7. Khujaev S., Egamediev S.Kh., Vorona P.M. Radionuclide generators // Proc. of the 2-nd Int. Conf. "Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy" (NPAE-Kyiv2008). - Kyiv, 2009. - Part II. - P. 740 - 742.
 8. Vorona P.M., Shevel V.M. Stationary processing line for series manufacture of radiopharmaceutical ^{99m}Tc -pertechnetate on research reactor WWR-M // Proc. of the 3-rd Int. Conf. "Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy" (NPAE-Kyiv2010). - Kyiv, 2011. - Part II. - P. 581 - 583.
 9. 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.
 10. Ali A., Ache J. // Radiochim. Acta. - 1987. - Vol. 42, № 2/3. - P. 65 - 72.
 11. Герасимов А.С., Киселев Г.В., Ланцов М.Н. Получение ^{99}Mo в ядерных реакторах // Атомная энергия. - 1989. - Т. 67, вып. 2. - С. 104 - 108.
 12. Зыков М.П., Кодина Г.Е. Методы получения ^{99}Mo (обзор) // Радиохимия. - 1999. - Т. 41, № 3. - С. 193 - 204.
 13. Зыков М.П., Романовский В.Н., Вестер Д.В. и др. Применение экстракционного генератора для получения радиофармпрепарата на основе ^{99}Mo // Радиохимия. - 2001. - Т. 43, № 3. - С. 264 - 266.

П. М. Ворона, В. Ф. Разбудей

ВЛИЯНИЕ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНОВ НА ОБРАЗОВАНИЕ РАДИОИЗОТОПОВ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ МИШЕНЕЙ В РЕАКТОРЕ

Для выбора оптимальных условий накопления радиоизотопов в реакторе реализован метод расчета ядерных превращений в облучаемых мишенях с учетом дифференцированного вклада нейтронов различных энергий (тепловых, резонансных и быстрых). Используются широкие возможности программного комплекса MCNP-4C, в основу которого для расчетов переноса нейтронов положен метод статистических испытаний (метод Монте-Карло). Положительным в предложенном методе есть то, что все расчеты, начиная от спектров и потоков нейтронов в реакторе и заканчивая количеством накапливаемых ядер, выполняются в рамках одного и того же методического подхода. На примере получения радиоактивного ^{99}Mo по реакции $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$ показано, что для достижения максимального выхода целевого радионуклида необходимо облучение стартовых мишеней из молибдена проводить в более жестком спектре с существенным вкладом резонансных нейтронов.

Ключевые слова: исследовательский ядерный реактор, нейтронный спектр, нейтронный поток, радиоизотоп, расчет, метод Монте-Карло, активность.

P. M. Vorona, V. F. Razbudey

INFLUENCE OF NEUTRON ENERGY ON FORMATION OF RADIOISOTOPES DURING THE IRRADIATION OF TARGETS IN REACTOR

Method of calculation of nuclear transformations in irradiated targets is realized for selection of optimal conditions for accumulation of radioisotopes in reactor, taking into account contributions of different energy neutrons (thermal, resonance and fast). Wide potentialities of program complex MCNP-4C based on the method of statistical testing (Monte Carlo method) were used. Positive in proposed method is that all calculations starting from spectra and fluxes of neutrons in reactor and completing by quantity of accumulating nuclei carry out within the framework of the same methodological approach. It was shown by the example of radioactive ^{99}Mo production in $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$ reaction that for achievement of maximal yield of target radionuclide. it is necessary to irradiate start targets of Molybdenum in hard spectrum with essential contribution of resonance neutrons.

Keywords: research nuclear reactor, neutron spectre, neutron flux, radioisotope, calculation, method Monte Carlo, activity.

Надійшла до редакції 21.03.11,
після доопрацювання - 06.07.11.