

В. В. Гальченко¹, В. І. Гулік², І. І. Шлапак¹¹ Інститут підтримки експлуатації АЕС, Київ² Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ**ВИКОРИСТАННЯ ПРОГРАМНОГО ПРОДУКТУ SERPENT
НА ОСНОВІ МЕТОДУ МОНТЕ-КАРЛО ДЛЯ РОЗРАХУНКУ ХАРАКТЕРИСТИК
ТЕПЛОВИДІЛЯЮЧОЇ ЗБІРКИ РЕАКТОРА ВВЕР-1000**

Описано розрахункову схему тепловиділяючої збірки для підготовки малогрупових характеристик для програмного продукту Serpent, що використовує метод Монте-Карло та безперервну за енергією бібліотеку мікроскопічних констант. Serpent розроблено для розрахунку характеристик тепловиділяючої збірки, включно з розрахунком вигорання і підготовкою малогрупових гомогенізованих макроскопічних перерізів взаємодії для розрахунку активної зони. Наведено результати верифікаційних розрахунків в порівнянні з іншими програмними продуктами, що використовуються для аналізу нейтронно-фізичних характеристик систем із паливом для реакторів ВВЕР, такими як WIMS, HELIOS, NESSEL та ін.

Ключові слова: тепловиділяюча збірка, ВВЕР-1000, метод Монте-Карло, розрахунок реактора, Serpent, MCNP, SCALE, WIMSD5B.

Вступ

Сучасний розвиток ядерної енергетики неможливий без використання нових типів програмного забезпечення, що використовується як для нейтронно-фізичного аналізу ядерних реакторів [1 - 3], що експлуатуються на даний момент, так і для дослідження перспективних ядерних реакторів [4 - 7].

Зазвичай нейтронно-фізичне моделювання базується на двох основних типах методів: детерміністичних та стохастичних (наприклад, метод Монте-Карло) [8]. В основі детерміністичних методів лежить числовий розв'язок рівнянь переносу нейтронів (наприклад, метод дискретних ординат або характеристичний метод). Методи Монте-Карло ґрунтуються на аналізі ймовірностей багатьох подій за рахунок симуляції мільйонів елементарних частинок для заданих матеріальних характеристик та геометрії [9]. Ці методи найбільш зручні для моделювання критичних систем із складною геометрією, для якої детерміністичні методи не можуть бути застосовані. Найбільш відомим програмним продуктом, що використовує метод Монте-Карло для обчислення реакторних систем, є код MCNP, який був розроблений в Los Alamos National Laboratory (LANL, США) [10, 11].

Останнім часом активно розвиваються інші реакторні коди, ґрунтовані на методі Монте-Карло, серед яких вирізняється програмний продукт Serpent [12]. Цей код почав розроблятися з 2004 р. у VTT Technical Research Centre (Фінляндія) і досить швидко здобув прихильність багатьох учених по всьому світі за рахунок зручності, точності розрахунків та широкого спектра задач,

які він здатний вирішувати [13]. На даний момент код Serpent активно використовується для дослідження реакторів як на «швидких», так і на «теплових» нейтронах [14, 15].

Розрахунки за методом Монте-Карло вважаються найбільш прецизійними на сьогодні. Із використанням таких програмних продуктів проводяться розрахунки критичності різних систем із паливом, а також розрахунки різних радіаційних характеристик. Ще одна можливість використання програмних продуктів на основі методу Монте-Карло – це розрахунок характеристик активної зони реактора в цілому. Але розрахунок активної зони реактора з використанням кодів на основі методу Монте-Карло ще носить поодинокий характер і в основному в дослідницьких цілях, оскільки це вимагає дуже значних як машинних ресурсів, так і об'ємів із моделювання самої системи.

Розрахунки характеристик активної зони на сьогодні виконують за допомогою програмних продуктів, що вирішують двогрупове рівняння кінетики реактора. Точність такого розрахунку дуже суттєво залежить від того, як було підготовлено необхідне константне забезпечення.

Програмний продукт Serpent має у своєму арсеналі можливість підготовки малогрупових гомогенізованих макроскопічних характеристик. Для такого використання Serpent попередньо необхідно провести верифікаційні розрахунки розробленої розрахункової схеми для тепловиділяючої збірки (ТВЗ) відповідного типу.

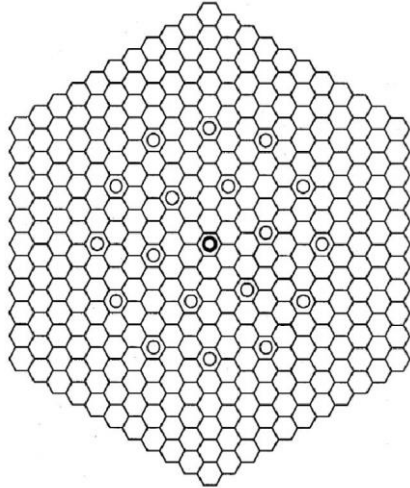
У даній статті автори досліджують можливість застосування коду Serpent для розрахунку характеристик ТВЗ реактора ВВЕР.

© В. В. Гальченко, В. І. Гулік, І. І. Шлапак, 2016

**Модель збірки ВВЕР-1000
та методологія розрахунку**

Модель ТВЗ ВВЕР-1000

Для проведення верифікаційних розрахунків було обрано ТВЗ реактора ВВЕР-1000, для якої існує необхідний набір даних і результатів розрахунків, які виконано іншими авторами з використанням верифікованих програмних продуктів. Моделювалася непрофільована ТВЗ (рис. 1).



- ТВЕЛ - 312
- ⊙ Направляюча трубка - 18
- ⊙ Центральна трубка - 1

Рис. 1. Конфігурація ТВЗ.

*Матеріальні та геометричні характеристики
ТВЗ реактора ВВЕР-1000*

Кількість твелів, шт.	312
Кількість направляючих каналів, шт.	18
Крок твелів в ТВЗ, см	1,275
Паливо	UO ₂
Початкове збагачення по ²³⁵ U, %	3,7
Діаметр паливної таблетки внутрішній/зовнішній, см	0,14/0,757
Діаметр оболонки палива, внутрішній/зовнішній, см	0,773/0,91
Матеріал оболонки палива	Zr + 1 % Nb
Діаметр направляючих каналів, внутрішній/зовнішній, см	1,1/1,26
Діаметр центральної трубки, внутрішній/зовнішній, см	0,96/1,12
Матеріал направляючих каналів і центральної трубки	Zr + 1 % Nb

Для проведення представленого моделювання було розроблено розрахункову модель ТВЗ ВВЕР-1000 для коду Serpent та аналогічні моделі для програмних продуктів SCALE5 (KENO-VI), MCNP4b та WIMSD5B.

**Метод Монте-Карло та використання
розрахункових кодів Serpent, MCNP4b, SCALE5
(KENO-VI) та WIMSD5B**

Програмні продукти типу MCNP використовують безперервну за енергією бібліотеку нейтронно-фізичних констант на відміну від багато групової бібліотеки SCALE (238-групову у цих розрахунках). Метод Монте-Карло, реалізований в обох програмних продуктах, також відрізняється за своїми підходами. Для розрахунку критичності в SCALE (KENO-IV) використовують підхід, який базується на вирішенні рівняння переносу нейтронів, тоді як MCNP визначає коефіцієнт розмноження нейтронів для системи як відношення кількості нейтронів одного покоління до кількості нейтронів попереднього покоління. Таким чином, у MCNP «розігрується» безпосередньо взаємодія потоку нейтронів з ядрами речовини, тоді як у SCALE «розігрується» тип і вид взаємодії для визначення перерізів взаємодії і зміни потоку нейтронів, а коефіцієнт розмноження нейтронів отримується в результаті вирішення рівнянь.

У коді Serpent використовується підхід, аналогічний підходу, використаному в MCNP для визначення коефіцієнта розмноження нейтронів. Відмінність Serpent від MCNP полягає у використанні методу «Дельта-побудови Вудкока» (Woodcock delta-tracking method) для моделювання переносу нейтронів на відміну від традиційного для кодів Монте-Карло «Методу побудови променів» (Surface-to-surface ray-tracing method). Основною перевагою методу «Дельта-побудови Вудкока» є те, що він значно спрощує обробку геометрії під час розрахунку, що призводить до зменшення часу моделювання, особливо для складних геометрій [16].

Результати розрахунків

Вхідні дані до розрахунків

Геометрія в програмному продукті Serpent базується на структурах, дуже схожих із MCNP [13], ці структури ґрунтуються на комбінаторній моделі геометрії твердого тіла (Universe-based combinatorial solid geometry (CSG) model). Візуалізація поперечного перерізу ТВЗ ВВЕР-1000 для програмного продукту Serpent представлена на рис. 2.

Абсолютно аналогічну схему було розроблено для SCALE5 та MCNP (рис. 3 і 4).

Розрахункова схема включає в себе ТВЗ із шаром води, що до неї прилягає (на рисунках цей шар води виділено іншим матеріалом), і з урахуванням дзеркальних граничних умов моделює «нескінченну» систему ТВЗ, які встановлено в реакторі.

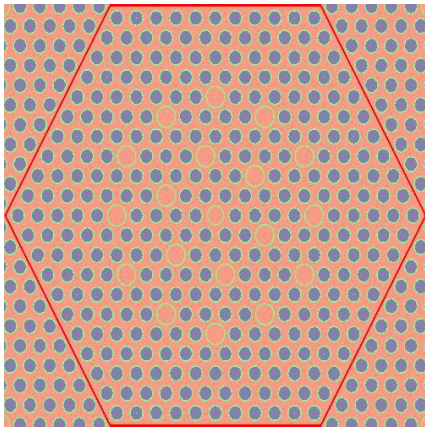


Рис. 2. Розрахункова схема ТВЗ ВВЕР-1000 для програмного продукту Serpent.

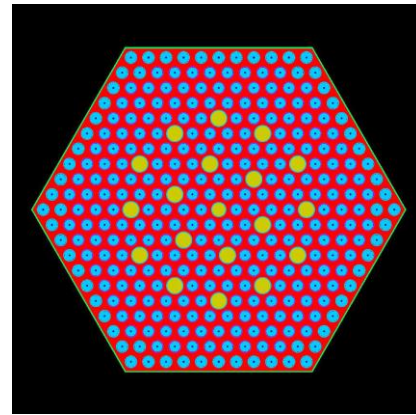


Рис. 3. Розрахункова схема ТВЗ для коду SCALE5 (KENO-VI).

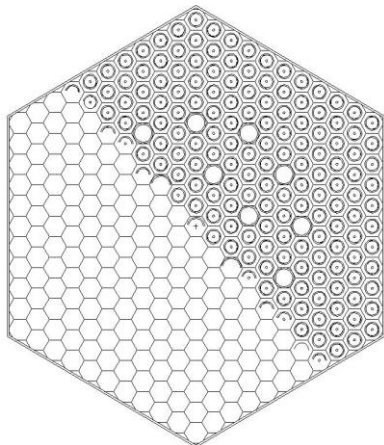


Рис. 4. Розрахункова схема ТВЗ для коду MCNP.

Першу групу розрахунків проведено при температурі води і палива 300 К із різним значенням густини води, з борною кислотою в теплоносії і без неї. Порівняльні результати таких розрахунків наведено на рис. 5 і 6.

Відхилення розрахунків Serpent і SCALE5 (KENO-VI) від розрахунків із MCNP лежить в інтервалі від -0,8 до +1,3 % при зміні густини теплоносія від 0,1 до 1,0 г/см³. Відхилення від розрахунків по MCNP при густині теплоносія 0,001 г/см³ становить 5 % для SCALE5 і 11 % для Serpent. Таке відхилення (11 %) є досить високим і свідчить про необхідність проводити додаткові дослідження з використанням іншого набору бібліотек.

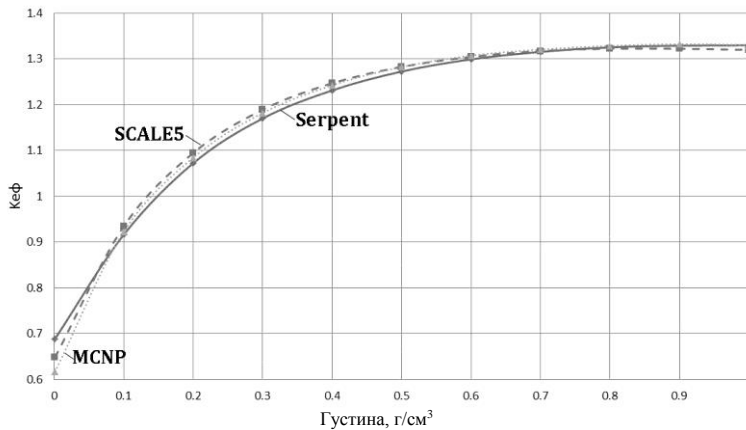


Рис. 5. Залежність коефіцієнта розмноження нейтронів від густини теплоносія, при концентрації бору в теплоносії – 600 ppm.

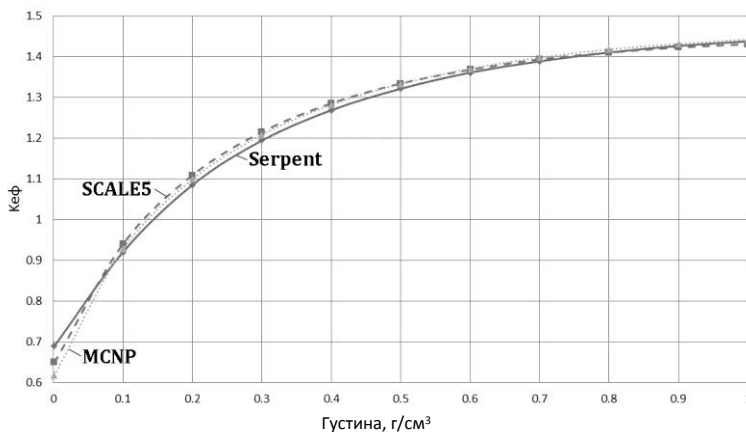


Рис. 6. Залежність коефіцієнта розмноження нейтронів від густини теплоносія за відсутності бору в теплоносії.

Другу групу розрахунків було проведено для різних станів системи, що досліджується. Характеристики станів наведено в табл. 1. Ці стани від-

повідають різним рівням потужності реакторної установки і є актуальними при підготовці гомогенізованих макроскопічних перерізів взаємодії.

Таблиця 1. Параметри розрахункових станів (у направляючих каналах вода)

№ стану	Температура палива, К	Температура теплоносія, К	Густина теплоносія, г/см ³	Концентрація бору, ppm	Поглинач	¹³⁵ Xe, ¹⁴⁹ Sm
S2	1027	575	0,723	600	-	0
S3	800	575	0,723	600	-	0
S4	575	575	0,723	600	-	0
S5	473	473	0,875	600	-	0
S6	300	300	1,0035	600	-	0
S7	1500	575	0,723	600	-	0
S8	2000	575	0,200	600	-	0
S9	1027	575	0,723	0	-	1*
S10	1027	575	0,723	0	-	0
S11	800	575	0,723	0	-	0
S12	575	575	0,723	0	-	0
S13	473	473	0,875	0	-	0
S14	300	300	1,0035	0	-	0
S15	1500	575	0,723	0	-	0
S16	2000	575	0,200	0	-	0

* Рівноважний стан.

Для другої групи розрахунків додатково було використано програмний продукт WIMSD5B [2]. Розрахункову схему ТВЗ ВВЕР-1000 для програмного продукту WIMSD5B наведено в [3].

У документі [17] наведено бенчмарк-розрахунки для палива ВВЕР-1000 з використанням різних програмних продуктів, що використовують різні аналітичні підходи до визначення характеристик середовища, яке моделюється. Це програмні продукти, що використовують метод Монте-Карло, такі як MCU-REA, CONKEMO, MCNP-4b, KENO-VI (SCALE4.3), і програмні продукти, що вирішують систему рівнянь дифузії в сітковому наближенні - TVS-M, APOLLO-2 і CASMO.

Дослідження, представлені в [17], розглядали чотири варіанти розрахункової схеми ТВЗ ВВЕР-1000, у тому числі ТВЗ з MOX-паливом. Тут наведено лише один варіант, який досліджує можливість використання програмного продукту Serpent для підготовки малогрупових гомогенізованих констант для ТВЗ ВВЕР-1000. Розрахункові стани з [17], що розглядалися при проведенні розрахунків, наведено в табл. 1.

Також були проведені аналогічні розрахунки з використанням програмного продукту WIMSD5B та модуля KENO-VI програмного комплексу SCALE5 з використанням 238-групової бібліотеки нейтронно-фізичних констант. У Serpent було використано бібліотеку мікроскопічних характеристик, створену на базі файла оцінених ядерних даних ENDFB68.

Розрахунок задачі критичності

Для перевірки коректності процедури і моделювання використаних у програмному продукті наближень і припущень використовується так звана процедура перехресної верифікації. Вона полягає в тому, що одна й та сама задача з відповідними початковими і граничними умовами розраховується різними авторами незалежно один від одного, із використанням різних програмних продуктів.

У табл. 2 наведено порівняння результатів розрахунків із використанням різних програмних продуктів. Відхилення від розрахунків TVS-M наведено в табл. 3.

Таблиця 2. Результати розрахунку в порівнянні з тестовими

Код/№ стану	APOLLO-2	TVS-M	MCU-REA	CASMO-4	MCNP	KENO-VI	WIMSD5B	Serpent
S2	1,2939	1,2858	1,2865	1,2944	1,2918	1,2926	1,3039	1,2834
S3	1,3014	1,2927		1,3017		1,2995	1,3038	1,2912
S4	1,3099	1,3004	1,3022	1,3101	1,3073	1,3060	1,3040	1,3016
S5	1,3264	1,3163		1,325		1,3163	1,3297	
S6	1,3354	1,3241	1,326	1,3316	1,3314	1,3201	1,3279	1,3290
S7	1,2806	1,2736		1,2814		1,2819	1,3033	1,2753

Код/№ стану	APPOLO-2	TVS-M	MCU-REA	CASMO-4	MCNP	KENO-VI	WIMSD5B	Serpent
S8	0,9986	1,0019	1,0008	0,9987	1,0041	1,0260	1,0593	1,0056
S9	1,3038	1,3035		1,3049			1,3595	
S10	1,3647	1,3579		1,3662	1,3633	1,3679	1,3595	1,3551
S11	1,3727	1,3653		1,3739		1,3746	1,3597	1,3638
S12	1,3816	1,3735	1,3735	1,3828		1,3809	1,3887	1,3748
S13	1,4159	1,4075		1,4176		1,4097	1,4271	
S14	1,4408	1,4318		1,4389		1,4303	1,4401	1,4370
S15	1,3507	1,345		1,3526		1,3568	1,3560	1,3483
S16	1,0098	1,0136		1,011		1,0381	1,0728	1,0168

Примітка. Жирним шрифтом у табл. 2 та 3 виділено розрахунки, які зроблено в рамках даного дослідження.

Таблиця 3. Відхилення від розрахунків за TVS-M, %

Код/№ стану	APPOLO-2	MCU-REA	CASMO-4	MCNP	KENO-VI	WIMSD5B	Serpent
S2	0,63	0,05	0,67	0,47	0,53	1,41	-0,19
S3	0,67		0,70		0,53	0,86	-0,12
S4	0,73	0,14	0,75	0,53	0,43	0,28	0,09
S5	0,77		0,66		0,00	1,02	
S6	0,85	0,14	0,57	0,55	-0,30	0,29	0,37
S7	0,55		0,61		0,65	2,33	0,13
S8	-0,33	-0,11	-0,32	0,22	2,41	5,73	0,37
S9	0,02		0,11			4,30	
S10	0,50		0,61	0,40	0,74	0,12	-0,20
S11	0,54		0,63		0,68	-0,41	-0,11
S12	0,59	0,00	0,68		0,54	1,11	0,09
S13	0,60		0,72		0,16	1,40	
S14	0,63		0,50		-0,10	0,58	0,36
S15	0,42		0,57		0,88	0,82	0,24
S16	-0,37		-0,26		2,42	5,84	0,32

Розрахунок вигорання

Для зазначеної касети було проведено розрахунок вигорання. Розрахунок в SCALE проводиться з використанням модуля MONTEBURN [18].

Окрім того, для цієї касети проведено аналогічний розрахунок із використанням програмного продукту WIMS. Залежність коефіцієнта розмноження нейтронів від вигорання палива наведено на рис. 7.

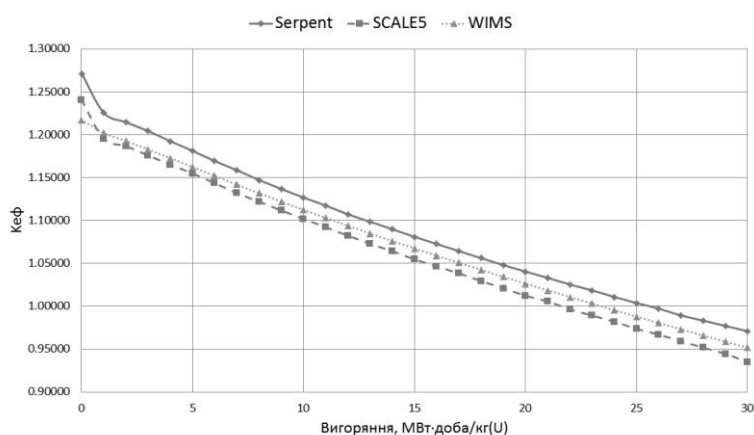


Рис. 7. Зміна коефіцієнта розмноження з вигоранням палива.

Процес вигорання описується однаково. Відхилення в розрахунку вигорання між SCALE (KENO-VI) і Serpent лежить у межах до 3 %, відхилення між розрахунками WIMS та Serpent – у межах 2 %.

Порівняння перерізів взаємодії для двох енергетичних груп

Гомогенізовані макроскопічні перерізи взаємодії є дуже важливою розрахунковою задачею

фізики реактора. Ці характеристики використовуються для подальших тривимірних розрахунків активних зон реакторних установок. Від того, як було підготовлено макроскопічні характеристики, залежить якість подальших розрахунків активної зони і, взагалі, можливість експлуатації реакторної установки. Тому питанням підготовки гомогенізованих макроскопічних перерізів взаємодії приділяють дуже велику увагу і присвячується дуже велика кількість різних досліджень [19].

У даній роботі порівняння результатів Serpent моделювання проводилось із макроскопічними характеристиками взаємодії, отриманими за допомогою програмного продукту WIMSD5B. Енергетичний інтервал двогрупового наближення для програмного продукту WIMSD5B наведено в табл. 4.

Таблиця 4. Енергетичні інтервали двогрупового наближення спектрів нейтронів

Група	Верхня границя, еВ	Нижня границя, еВ
1	10 ^{7*}	0,625
2	0,625	10 ⁻⁵

* Значення енергії 10⁷ відповідає верхньому діапазону для програмного продукту WIMSD5B, з бібліотекою WL86.

У табл. 5 - 8 представлено значення та відхилення між ними для основних макроскопічних характеристик взаємодії для станів S4, S12 («гарячий» стан реакторної установки) і станів S6, S14 («холодний» стан).

Таблиця 5. Основні макроскопічні характеристики взаємодії, порашовані за допомогою кодів WIMS і Serpent, та відхилення між ними для стану S4

Параметр	WIMS	Serpent	Відхилення, %
Коефіцієнт дифузії для 1-ї групи (D ₁), см	1,4467	1,2691	14,00
Коефіцієнт дифузії для 2-ї групи (D ₂), см	0,3768	0,3766	0,05
Переріз поділу для 1-ї групи (Σ_f^1), см ⁻¹	0,0028	0,0030	-3,89
Переріз поділу для 2-ї групи (Σ_f^2), см ⁻¹	0,0623	0,0644	-3,24
Переріз поглинання для 1-ї групи (Σ_a^1), см ⁻¹	0,0093	0,0099	-5,57
Переріз поглинання для 2-ї групи (Σ_a^2), см ⁻¹	0,0946	0,0956	-1,09
Розмножуюча здатність для 1-ї групи ($\nu\Sigma_f^1$), см ⁻¹	0,0072	0,0075	-3,58
Розмножуюча здатність для 2-ї групи ($\nu\Sigma_f^2$), см ⁻¹	0,1514	0,1568	-3,47
Транспортний переріз для 1-ї групи (Σ_{tr}^1), см ⁻¹	0,2304	0,2627	-12,29
Транспортний переріз для 2-ї групи (Σ_{tr}^2), см ⁻¹	0,8845	0,8860	-0,17
Енергія на один акт поділу, МеВ	202,0510	202,5240	-0,23
Коефіцієнт розмноження	1,3040	1,3016	0,19

Таблиця 6. Основні макроскопічні характеристики взаємодії, порашовані за допомогою кодів WIMS і Serpent, та відхилення між ними для стану S12

Параметр	WIMS	Serpent	Відхилення, %
Коефіцієнт дифузії для 1-ї групи (D ₁), см	1,4476	1,2605	14,85
Коефіцієнт дифузії для 2-ї групи (D ₂), см	0,3763	0,3771	-0,21
Переріз поділу для 1-ї групи (Σ_f^1), см ⁻¹	0,0028	0,0030	-4,25
Переріз поділу для 2-ї групи (Σ_f^2), см ⁻¹	0,0632	0,0649	-2,54
Переріз поглинання для 1-ї групи (Σ_a^1), см ⁻¹	0,0095	0,0098	-3,27
Переріз поглинання для 2-ї групи (Σ_a^2), см ⁻¹	0,0881	0,0906	-2,75
Розмножуюча здатність для 1-ї групи ($\nu\Sigma_f^1$), см ⁻¹	0,0072	0,0075	-3,91
Розмножуюча здатність для 2-ї групи ($\nu\Sigma_f^2$), см ⁻¹	0,1538	0,1581	-2,77
Транспортний переріз для 1-ї групи (Σ_{tr}^1), см ⁻¹	0,2303	0,2645	-12,94
Транспортний переріз для 2-ї групи (Σ_{tr}^2), см ⁻¹	0,8857	0,8850	0,08
Енергія на один акт поділу, МеВ	202,0400	202,5110	-0,23
Коефіцієнт розмноження	1,3887	1,3748	1,01

Таблиця 7. Основні макроскопічні характеристики взаємодії, порашовані за допомогою кодів WIMS і Serpent, та відхилення між ними для стану S6

Параметр	WIMS	Serpent	Відхилення, %
Коефіцієнт дифузії для 1-ї групи (D_1), см	1,2491	1,0621	17,61
Коефіцієнт дифузії для 2-ї групи (D_2), см	0,2703	0,2739	-1,31
Переріз поділу для 1-ї групи (Σ_f^1), см^{-1}	0,0029	0,0031	-4,14
Переріз поділу для 2-ї групи (Σ_f^2), см^{-1}	0,0777	0,0793	-2,05
Переріз поглинання для 1-ї групи (Σ_a^1), см^{-1}	0,0099	0,0102	-3,08
Переріз поглинання для 2-ї групи (Σ_a^2), см^{-1}	0,1205	0,1227	-1,80
Розмножуюча здатність для 1-ї групи ($\nu\Sigma_f^1$), см^{-1}	0,0075	0,0078	-3,82
Розмножуюча здатність для 2-ї групи ($\nu\Sigma_f^2$), см^{-1}	0,1888	0,1932	-2,29
Транспортний переріз для 1-ї групи (Σ_{tr}^1), см^{-1}	0,2669	0,3139	-14,99
Транспортний переріз для 2-ї групи (Σ_{tr}^2), см^{-1}	1,2331	1,2178	1,26
Енергія на один акт поділу, МеВ	202,0170	202,4750	-0,23
Коефіцієнт розмноження	1,3279	1,3290	-0,08

Таблиця 8. Основні макроскопічні характеристики взаємодії, порашовані за допомогою кодів WIMS і Serpent, та відхилення між ними для стану S14

Параметр	WIMS	Serpent	Відхилення, %
Коефіцієнт дифузії для 1-ї групи (D_1), см	1,2488	1,0505	18,88
Коефіцієнт дифузії для 2-ї групи (D_2), см	0,2683	0,2724	-1,53
Переріз поділу для 1-ї групи (Σ_f^1), см^{-1}	0,0029	0,0031	-4,04
Переріз поділу для 2-ї групи (Σ_f^2), см^{-1}	0,0790	0,0806	-2,03
Переріз поглинання для 1-ї групи (Σ_a^1), см^{-1}	0,0097	0,0100	-3,03
Переріз поглинання для 2-ї групи (Σ_a^2), см^{-1}	0,1121	0,1145	-2,09
Розмножуюча здатність для 1-ї групи ($\nu\Sigma_f^1$), см^{-1}	0,0075	0,0078	-3,73
Розмножуюча здатність для 2-ї групи ($\nu\Sigma_f^2$), см^{-1}	0,1919	0,1964	-2,27
Транспортний переріз для 1-ї групи (Σ_{tr}^1), см^{-1}	0,2669	0,3174	-15,90
Транспортний переріз для 2-ї групи (Σ_{tr}^2), см^{-1}	1,2425	1,2247	1,45
Енергія на один акт поділу, МеВ	202,0060	202,2700	-0,13
Коефіцієнт розмноження	1,4401	1,4370	0,22

Привертає на себе увагу суттєве відхилення коефіцієнта дифузії і, відповідно, транспортного перерізу взаємодії в першій «швидкій» енергетичній групі. Указана тенденція зберігається для всіх розрахункових станів, для інших перерізів взаємодії спостерігається досить добре із збігом, що не виходить за межі 4 %.

Висновки

Представлено відносно новий Монте-Карло код Serpent, що може використовуватись для нейтронно-фізичного аналізу ядерних реакторів. Наведено основні обчислювальні можливості програмного продукту Serpent на прикладі ТВЗ реактора ВВЕР-1000.

Проведений комплекс розрахунків дозволяє говорити про коректність розробленої розрахункової схеми для цілей аналізу критичності систем із паливом ВВЕР-1000.

Програмний продукт Serpent містить декілька методів розрахунку коефіцієнта дифузії у «швидкій» енергетичній групі, таких як транспортне наближення, P_1 -наближення та ін. Подальший напрямок у верифікації програмного продукту Serpent буде спрямований на дослідження методів розрахунку гомогенованих перерізів взаємодії для палива ВВЕР-1000.

Крім того, необхідно провести аналіз впливу бібліотек мікроскопічних констант на результати розрахунків, оскільки програмний продукт Serpent дає можливість використати бібліотеку

мікроскопічних констант, створену на базі файла оцінених ядерних даних JEFF.

Важливо відзначити, що для використання програмного продукту з метою підготовки мало-групового константного забезпечення необхідно виконати достатньо велику кількість верифіка-

ційних розрахунків з метою багатостороннього дослідження всіх чинників, що впливають на результат розрахунків, оскільки від якості підготовки константного забезпечення залежить точність і якість подальших розрахунків активної зони реактора.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Kostal M., Rypar V., Juricek V.* The criticality of VVER-1000 mock-up with different H₃BO₃ concentration // *Annals of Nuclear Energy*. - 2013. - Vol. 60. - P. 1 - 7.
2. *Askew J.R., Fayes F.J., Kemshell P.B.* A general Description of the lattice Code WIMS // *Journal of British Nuclear Energy Society*. - 1966. - Vol. 5(1). - P. 564 - 584.
3. *Гальченко В.В.* Сравнительный анализ подготовки данных с использованием различных компьютерных кодов. Ч. 2. // *Ядерні та радіаційні технології*. - 2007. - Т. 7, № 3-4. - С. 29 - 42.
4. *Babenko V.O., Gulik V.I., Pavlovych V.M.* Modeling of Two-zone Accelerator-Driven Systems // *Ядерна фізика та енергетика*. - 2012. - Vol. 13, No. 3. - P. 266 - 275.
5. *Gulik V.I., Tkaczyk A.H.* Cost optimization of ADS design: Comparative study of externally driven heterogeneous and homogeneous two-zone subcritical reactor systems // *Nuclear Engineering and Design*. - 2014. - Vol. 270. - P. 133 - 142.
6. *Gulik V.I., Pavlovych V.M., Tkaczyk A.H.* Using SERPENT Monte Carlo and Burnup code to model Traveling Wave Reactors (TWR) // *Proc. of Joint Int. Conference on Supercomputing in Nuclear Applications & Monte Carlo (SNA&MC2013)* (Paris, France, 27 - 31 Oct. 2013).
7. *Khotyayintsev V.M., Aksonov A.V., Khotyayintseva O.M. et al.* Velocity Characteristic and Stability of Wave Solutions for a CANDLE Reactor with Thermal Feedback // *Annals of Nuclear Energy*. - 2015. - Vol. 85. - P. 337 - 345.
8. *Wagner J.C., Peplow D.E., Mosher S.W., Evans T.M.* Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory // *Progress in Nuclear Science and Technology*. - 2011. - Vol. 2. - P. 808 - 814.
9. *Martin W.R.* Challenges and prospects for whole-core Monte Carlo analysis // *Nuclear Engineering and Technology*. - 2012. - Vol. 44 (2). - P. 151 - 160.
10. *Briesmeister J.* MCNP General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4C, LA-13709-M. - 1993.
11. *Forster R.A., Godfray T.N.* MCNP - a general Monte Carlo code for neutron and photon transport. Lecture Notes in Physics // *Monte Carlo Methods and Applications in Neutronics*. - 1985. - Vol. 240. - P. 33 - 55.
12. *Leppänen J.* Development of a new Monte Carlo reactor physics code, Helsinki University of Technology: D. Sc. thesis. - VTT Publications, 2007. - P. 640.
13. *Leppänen J., Pusa M., Viitanen T. et al.* The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // *Annals of Nuclear Energy*. - 2015. - Vol. 82. - P. 142 - 150.
14. *Fridman E., Shwageraus E.* Modeling of SFR cores with Serpent-DYN3D codes sequence // *Annals of Nuclear Energy*. - 2013. - Vol. 53. - P. 354 - 363.
15. *Fridman E., Leppänen J.* On the use of the Serpent Monte Carlo code for few-group cross section generation // *Annals of Nuclear Energy*. - 2011. - Vol. 38. - P. 1399 - 1405.
16. URL: <http://montecarlo.vtt.fi/> (дата звернення 18.05.16).
17. *Benchmark calculations for VVER-1000 fuel assemblies using uranium or MOX fuel: Validation report for FY 1997 (Final report)* // ORNL/SUB/00-85B99398V-9. - 2000. - 114 p.
18. *Гальченко В.В., Соловійов В.В., Городніча О.С.* Урахування вигорання ядерного палива при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива // *Ядерна та радіаційна безпека*. - 2012. - Вип. 2 (54). - С. 45 - 50.
19. *Гальченко В.В., Мішин А.А.* Порівняльний аналіз нейтронно-фізичних характеристик кампанії реактора з використанням різних наборів бібліотек ядерних даних для програмного продукту WIMSD5B // *Ядерна та радіаційна безпека*. - 2015. - Вип. 3(67). - С. 8 - 12.

В. В. Гальченко¹, В. И. Гулик², И. И. Шлапак¹

¹ *Институт поддержки эксплуатации АЭС, Киев*

² *Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев*

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАМНОГО ПРОДУКТА SERPENT НА ОСНОВЕ МЕТОДА МОНТЕ-КАРЛО ДЛЯ РАСЧЕТА ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Представлено описание расчетной схемы тепловыделяющей сборки для подготовки мало-групповых характеристик с помощью программного продукта Serpent, который использует метод Монте-Карло и непрерывную по энергии библиотеку микроскопических констант. Этот код разработан для расчета характеристик тепловыделяющей сборки, включая модуль выгорания и подготовку мало-групповых гомогенизированных макроскопических сечений для расчета активной зоны. Приведены результаты верификационных расчетов в сравнении с

другими программными продуктами, которые используются для анализа нейтронно-физических характеристик топлива реакторов ВВЭР, такими как WIMS, HELIOS, NESSEL и др.

Ключевые слова: тепловыделяющая сборка, ВВЭР-1000, метод Монте-Карло, расчет реактора, Serpent, MCNP, SCALE, WIMSD5B.

V. V. Galchenko¹, V. I. Gulik², I. I. Shlapak¹

¹ NPP Operational Support Institute, Kyiv

² Institute for Safety Problems of NPP, Kyiv

USING OF THE SERPENT CODE BASED ON THE MONTE-CARLO METHOD FOR CALCULATION OF THE VVER-1000 FUEL ASSEMBLY CHARACTERISTICS

The description of calculation scheme of fuel assembly for preparation of few-group characteristics is considered with help of Serpent code. This code uses the Monte-Carlo method and energy continuous microscopic data libraries. Serpent code is devoted for calculation of fuel assembly characteristics, burnup calculations and preparation of few-group homogenized macroscopic cross-sections. The results of verification simulations in comparison with other codes (WIMS, HELIOS, NESSEL etc.), which are used for neutron-physical analysis of VVER type fuel, are presented.

Keywords: fuel assembly, VVER-1000, Monte Carlo method, reactor calculation, Serpent, MCNP, SCALE, WIMSD5B.

REFERENCES

1. *Kostal M., Rypar V., Juricek V.* The criticality of VVER-1000 mock-up with different H₃BO₃ concentration // *Annals of Nuclear Energy*. - 2013. - Vol. 60. - P. 1 - 7.
2. *Askew J.R., Fayes F.J., Kemshell P.B.* A general Description of the lattice Code WIMS // *Journal of British Nuclear Energy Society*. - 1966. - Vol. 5(1). - P. 564 - 584.
3. *Galchenko V.V.* Data preparation comparison analysis using difference computer codes. Part 2 // *Yaderni ta radiatsiini tekhnologiyi (Nuclear and Radiation Safety)*. - 2007. - Vol. 7, No. 3-4. - P. 29 - 42. (Rus)
4. *Babenko V.O., Gulik V.I., Pavlovykh V.M.* Modeling of Two-zone Accelerator-Driven Systems // *Yaderna fizyka ta energetyka (Nucl. Phys. At. Energy)*. - 2012. - Vol. 13, No. 3. - P. 266 - 275.
5. *Gulik V.I., Tkaczyk A.H.* Cost optimization of ADS design: Comparative study of externally driven heterogeneous and homogeneous two-zone subcritical reactor systems // *Nuclear Engineering and Design*. - 2014. - Vol. 270. - P. 133 - 142.
6. *Gulik V.I., Pavlovykh V.M., Tkaczyk A.H.* Using SERPENT Monte Carlo and Burnup code to model Traveling Wave Reactors (TWR) // *Proc. of Joint Int. Conf. on Supercomputing in Nuclear Applications & Monte Carlo (SNA&MC2013) (Paris, France, 27 - 31 Oct., 2013)*.
7. *Khotyayintsev V.M., Aksonov A.V., Khotyayintseva O.M. et al.* Velocity Characteristic and Stability of Wave Solutions for a CANDLES Reactor with Thermal Feedback // *Annals of Nuclear Energy*. - 2015. - Vol. 85. - P. 337 - 345.
8. *Wagner J.C., Peplow D.E., Mosher S.W., Evans T.M.* Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory // *Progress in Nuclear Science and Technology*. - 2011. - Vol. 2. - P. 808 - 814.
9. *Martin W.R.* Challenges and prospects for whole-core Monte Carlo analysis // *Nuclear Engineering and Technology*. - 2012. - Vol. 44 (2). - P. 151 - 160.
10. *Briesmeister J.* MCNP General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4C, LA-13709-M. - 1993.
11. *Forster R.A., Godfray T.N.* MCNP - a general Monte Carlo code for neutron and photon transport. Lecture Notes in Physics // *Monte Carlo Methods and Applications in Neutronics*. - 1985. - Vol. 240. - P. 33 - 55.
12. *Leppanen J.* Development of a new Monte Carlo reactor physics code, Helsinki University of Technology: D. Sc. thesis. - VTT Publications, 2007. - P. 640
13. *Leppänen J., Pusa M., Viitanen T. et al.* The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // *Annals of Nuclear Energy*. - 2015. - Vol. 82. - P. 142 - 150.
14. *Fridman E., Shwageraus E.* Modeling of SFR cores with Serpent-DYN3D codes sequence // *Annals of Nuclear Energy*. - 2013. - Vol. 53. - P. 354 - 363.
15. *Fridman E., Leppänen J.* On the use of the Serpent Monte Carlo code for few-group cross section generation // *Annals of Nuclear Energy*. - 2011. - Vol. 38. - P. 1399 - 1405.
16. *URL: <http://montecarlo.vtt.fi/>* (accessed 18.05.16).
17. *Benchmark calculations for VVER-1000 fuel assemblies using uranium or MOX fuel / Validation report for FY 1997 (Final report).* // ORNL/SUB/00-85B99398V-9. - 2000. - 114 p.
18. *Galchenko V.V., Solovyov V.V., Gorodnycha O.S.* Nuclear Fuel Burn-Up Credit for Criticality Safety Justification of Spent Nuclear Fuel Storage Systems // *Yaderni ta radiatsiini tekhnologiyi (Nuclear and Radiation Safety)*. - 2012. - Iss. 2 (54). - P. 45 - 50. (Ukr)
19. *Galchenko V.V., Mishyn A.A.* Comparative analysis of reactor cycle neutron characteristics using different WIMSD5B nuclear data libraries // *Yaderni ta radiatsiini tekhnologiyi (Nuclear and Radiation Safety)*. - 2015. - Iss. 3(67). - P. 8 - 12. (Ukr)

Надійшла 24.05.2016

Received 24.05.2016