

В. І. Борисенко<sup>1,2</sup>, В. В. Горанчук<sup>1</sup>, Ю. Ф. Піонтковський<sup>2</sup>, І. О. Тітімець<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, м. Київ, 03028, Україна

<sup>2</sup>Київський національний університет імені Тараса Шевченка, просп. акад. Глушкова, 4, м. Київ, 03022, Україна

## Результати валідації розрахункових кодів SCALE і MCNP на даних критичних бенчмарк-експериментів на установці SF-9

### Ключові слова:

ядерна безпека,  
критичний експеримент,  
твел,  
відпрацьоване ядерне паливо,  
ефективний коефіцієнт  
розмноження.

Представлено результати розрахунків у кодах SCALE і MCNP критичних бенчмарк-експериментів на установці SF-9. Установа SF-9 побудована для проведення досліджень з досягнення критичності залежно від кількості твелів (типу ВВЕР-1000) і рівня теплоносія (вода) у баці установки. Проведення таких досліджень є обов'язковим при обґрунтуванні можливості застосування розрахункових кодів, що вибираються для аналізу ядерної безпеки технологічних операцій із переміщення, перевезення та зберігання як свіжого ядерного палива (вузол зберігання ядерного палива на енергоблоці), а також і відпрацьованого ядерного палива (контейнери перевантаження, сховища відпрацьованого ядерного палива) реакторів різних типів. Наприклад, при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання відпрацьованого ядерного палива необхідно підтвердити, що максимальне значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів  $k_{\text{ef}}$  нижче встановленої нормативної межі 0,95 для умов нормальної експлуатації, за порушень нормальної експлуатації та в випадку проектних аварій.

Наведено результати розрахунків  $k_{\text{ef}}$  для 12 критичних експериментів на установці SF-9, що дає змогу зробити висновки стосовно похибки визначення  $k_{\text{ef}}$  у кодах SCALE і MCNP, а також обґрунтовано за результатами валідації обрати розрахунковий код для проведення аналізу з ядерної безпеки систем зберігання ядерного палива, у тому числі й відпрацьованого ядерного палива.

### Вступ

У статті розглядається питання процедури (обґрунтування) вибору розрахункових кодів, які рекомендовано використовувати для обґрунтування ядерної безпеки різних систем поводження з ядерним паливом (свіжим або відпрацьованим). Одне з основних завдань під час обґрунтування ядерної безпеки систем поводження з ядерним паливом є підтвердження необхідної підкритичності при всіх операціях з ядерним паливом на етапах його доставки та експлуатації на АЕС, а також при всіх операціях із відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) як на АЕС, так і у сховищах ВЯП.

Для підтвердження консерватизму прийнятих припущень при проведенні аналізу з ядерної безпеки систем поводження з ВЯП необхідно обґрунтовано підтвердити виконання вимог нормативних документів [1–3] щодо забезпечення підкритичності в системі поводження з ВЯП за нормальних умов експлуатації, у разі порушення нормальних умов експлуатації та при проектних аваріях. У тому числі це стосується й задачі визначення максимальної похибки розрахунку ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів  $k_{\text{ef}}$  в обраних для аналізу ядерної безпеки розрахункових кодах.

Розрахунки критичності є невід'ємною частиною аналізу з ядерної та радіаційної безпеки. Згідно

© В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Піонтковський, І. О. Тітімець, 2019

з вимогами нормативних документів [1–3] у матеріалах, що містять елементи, які здатні до поділу, під час транспортування та зберігання не повинно виникнути самопідтримувальної ланцюгової реакції, тому з урахуванням запасу ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів має не перевищувати значення  $k_{\text{ef}} < 0,95$ . Така ситуація може виникнути, наприклад, при транспортуванні, зберіганні свіжого ядерного палива у вузлах зберігання свіжого палива, ВЯП у басейні витримки чи сховищі ВЯП. Згідно з аналізом критичності розробляються системи зберігання та транспортування, що не допускають виникнення самопідтримувальної ланцюгової реакції поділу навіть у найсприятливіших для цього умовах.

Для розрахунку критичності у наш час використовують спеціалізовані розрахункові коди, яких на сьогодні чимало. Тому постає питання обґрунтованого вибору. У цій роботі буде порівняно два розрахункових коди MCNP та SCALE.

### Опис експерименту

Для верифікації розрахункових кодів було використано дані експериментів, проведених у національному науковому центрі «Курчатовський інститут» на установці SF-9, що експлуатувалась у 1966–1987 рр. Серія досліджень нейтронно-фізичних параметрів водо-уранових решітчастих структур типу ВВЕР була проведена в 1973 р. Суть експериментів полягала у визначенні висоти сповільнювача як функції числа паливних стрижнів – твелів. Паливний стовп мав довжину 1 250 мм, а стрижні розташовувались у трикутній решітці з кроком 12,7 мм, що відповідає кроку розташування твелів у тепловидільній збірці (ТВЗ) ВВЕР-1000. Збагачення за  $^{235}\text{U}$  становило 3,5 % мас. Усього в серії критичних експериментів було досліджено 12 різних конфігурацій. Паливні стрижні розміщуються всередині циліндричного резервуара, виготовленого з нержавіючої сталі (12X18Н10Т). Резервуар відкрито у верхній частині. Внутрішній діаметр ємності 2 040 мм, висота 3 700 мм, а товщина стінки 4 мм. Резервуар заповнюється водою до критичного рівня  $H_{\text{кр}}$  для забезпечення критичності обраного паливного завантаження. Паливні стрижні розміщені на нижній пластині опорної решітки та закріплені верхньою решіткою. Повна висота стрижнів 1 356,5 мм. Паливо виготовляють з  $\text{UO}_2$  без центрального отвору. Діаметр паливної таблетки 7,65 мм. Оболонка виготовлена з цирконій-ніобієвого сплаву (внутрішній і зовнішній діаметри 7,7 та 9,1 мм відповідно). Верхня частина паливного стрижня містить пласт цирконій-

ніобієвого сплаву (висота 7 мм, зовнішній і внутрішній діаметри 7,7 та 3 мм відповідно) і сталеву пружину. Діаметр нижнього та верхнього кінців тепловидільного елемента становить 6 мм. Висота сповільнювача під плитою опорної решітки 1 600 мм. Схематично структуру установки SF-9 показано на рис. 1.

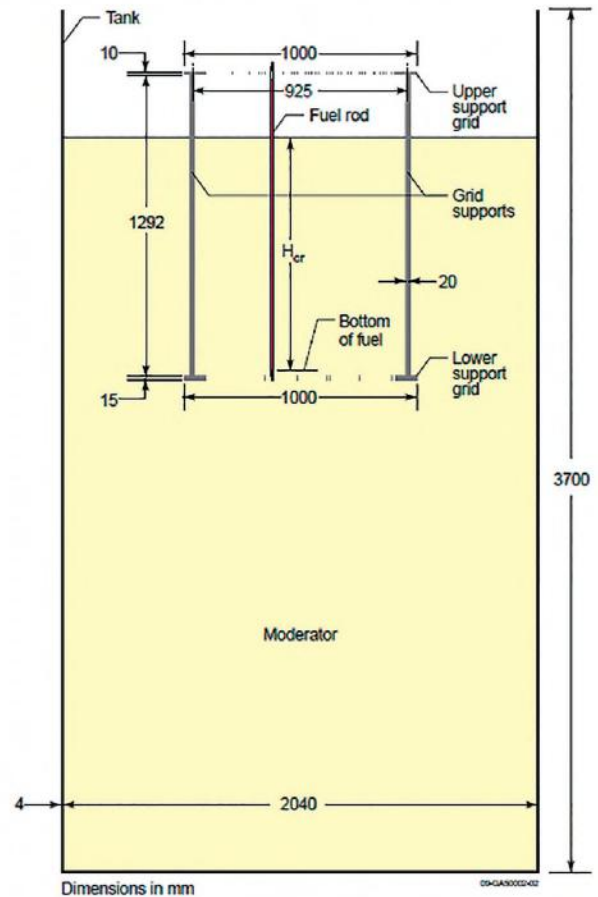


Рис. 1. Вертикальний розріз експериментальної установки SF-9

### Програмні коди

Моделювання критичних бенчмарк-експериментів було виконано із застосуванням кодів MCNP4 [4] та SCALE-4 [5].

Програмний код SCALE використовується для проведення аналізу з ядерної безпеки і проектування паливовмісних систем. Код SCALE розроблено на замовлення Комісії з ядерного регулювання США в Ок-Ріджській національній лабораторії США в 1980 р. і широко використовується як у США, так і за його межами для виконання аналізів критичності, радіаційної безпеки, вигорання тощо [6–8].

Програмний код SCALE застосовується для обґрунтування ядерної безпеки систем зберігання ВЯП

у багатьох країнах, серед яких Болгарія, Німеччина, Угорщина, Словаччина, Швеція, США, Японія. Також SCALE застосовувався для обґрунтування ядерної безпеки сховищ відпрацьованого ядерного палива (СВЯП) ЗАЕС, СВЯП-2 ЧАЕС та централізованого СВЯП [7, 8].

Програмний код MCNP розроблено в Лос-Алamosькій національній лабораторії США і застосовується для розрахунку задач із перенесення частинок (нейтронів,  $\gamma$ -квантів тощо). Код MCNP створено на основі методу Монте-Карло, що дає змогу проводити моделювання тривимірних систем будь-якої складності. MCNP широко застосовується для розрахунків критичності. При розрахунках MCNP використовувалася безперервна за енергією бібліотека нейтронно-фізичних констант, створена на основі ENDF/B-VII [7, 8].

### Опис створених моделей та результати

Відповідно до опису в кодах MCNP та SCALE було створено по 12 моделей із різною кількістю паливних стрижнів і різною висотою сповільнювача  $H_{кр}$ . Приклади таких моделей у кодах SCALE та MCNP наведено на рис. 2 і 3.

На рис. 2 і 3 прийняті такі позначення матеріалів: матеріал 1 –  $UO_2$  зі збагаченням по  $^{235}U$  3,5 % мас., матеріал 2 – цирконій-ніобієвий сплав, матеріал 3 – сталь 12X18H10T, матеріал 4 – вода.

Розрахункові значення  $k_{ef}$ , отримані в кодах SCALE і MCNP, а також експериментальні значення  $k_{ef}$  для 12 критичних експериментів наведено у таблиці.

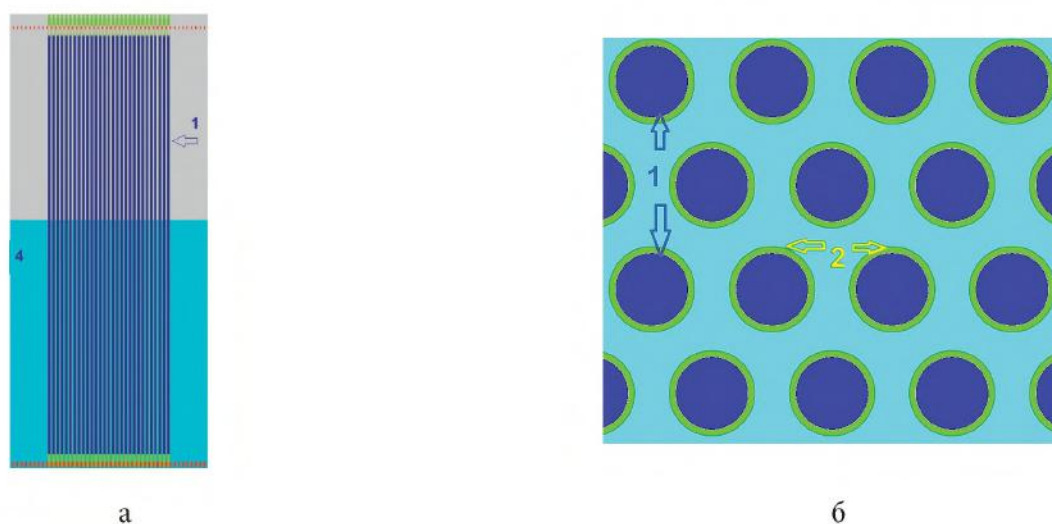


Рис. 2. Модель у кодї SCALE: а – вертикальний розріз моделі (фрагмент); б – горизонтальний розріз моделі (фрагмент пучка твєлів)

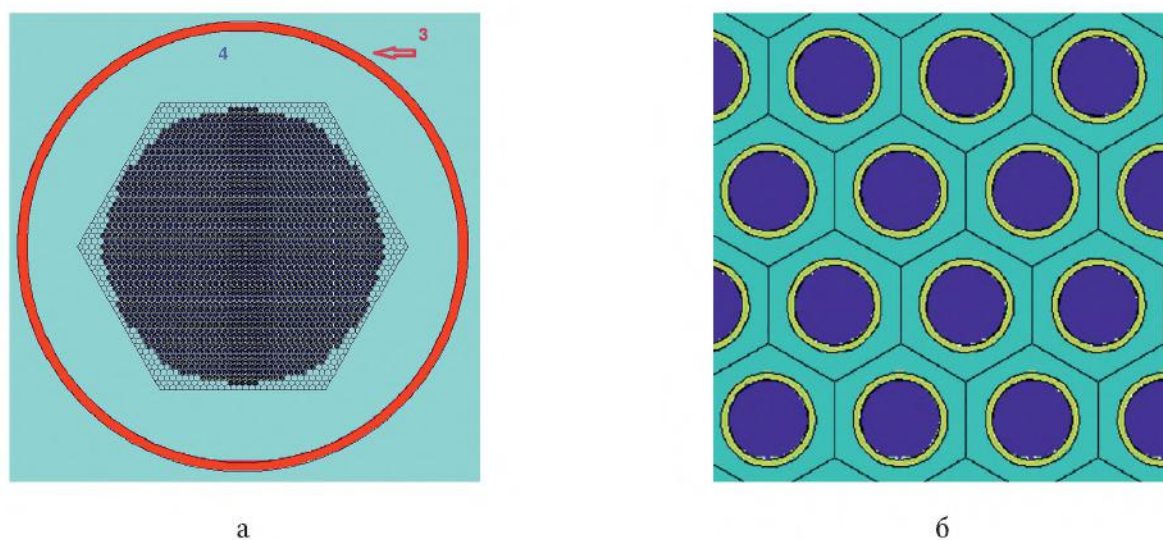


Рис. 3. Модель у кодї MCNP: а – горизонтальний розріз моделі; б – фрагмент пучка твєлів

Розрахункові значення  $k_{\text{ef}}$  у кодах SCALE і MCNP та експериментальні значення  $k_{\text{ef}}$  для 12 критичних експериментів

№ конфігурації	Кількість твेलів	$H_{\text{кр}}$ , см	SCALE	СКВ, $\sigma_{\text{SCALE}}$	MCNP	СКВ, $\sigma_{\text{MCNP}}$	Експеримент
1	1897	30,68	1,01000	0,00100	1,00115	0,00038	1,0024
2	1495	35,31	1,01167	0,00087	1,00203	0,00039	1,0024
3	1357	37,88	1,01350	0,00110	1,00127	0,00038	1,0024
4	1141	43,81	1,01146	0,00097	1,00257	0,00038	1,0024
5	931	55,15	1,00700	0,00120	1,00135	0,00046	1,0024
6	823	67,23	1,00510	0,00100	1,00089	0,00039	1,0024
7	793	72,52	1,00403	0,00093	1,00096	0,00034	1,0024
8	769	78,03	1,00420	0,00080	1,00015	0,00033	1,0024
9	745	85,66	1,00590	0,00110	1,00051	0,00035	1,0024
10	727	94,00	1,00460	0,00100	1,00116	0,00031	1,0024
11	709	104,6	1,00453	0,00098	1,00226	0,00044	1,0024
12	691	117,89	1,00292	0,00090	1,00048	0,00031	1,0024

Значення  $H_{\text{кр}}$  позначають висоту води, що відмірюється від нижнього рівня палива у твелі. Значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів наведено у вигляді  $k_{\text{ef}} = k_{\text{ef}} + 1\sigma$  ( $\sigma$  – середнє квадратичне відхилення, СКВ).

Проведено моделювання підкритичних станів при наближенні рівня води до критичного рівня для всіх 12 конфігурацій. На рис. 4 і 5 наведено залежності  $k_{\text{ef}}$  від рівня води для конфігурацій № 5 і 11.

**Висновки**

Результати проведеного аналізу з визначення похибки визначення  $k_{\text{ef}}$  для критичних бенчмарк-експериментів у програмних кодах SCALE і MCNP дозволяють обґрунтовано підтвердити можливість їхнього використання для проведення аналізу з ядерної безпеки систем зберігання ядерного палива реакторів типу ВВЕР-1000. Максимальне значення СКВ визначення  $k_{\text{ef}}$  становить для коду SCALE – 0,00120, а для коду MCNP – 0,00046.

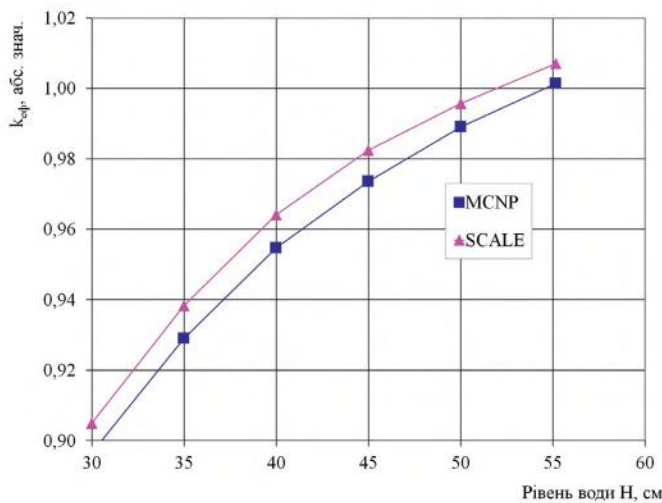


Рис. 4. Залежність  $k_{\text{ef}}$  від рівня води для критичного експерименту № 5

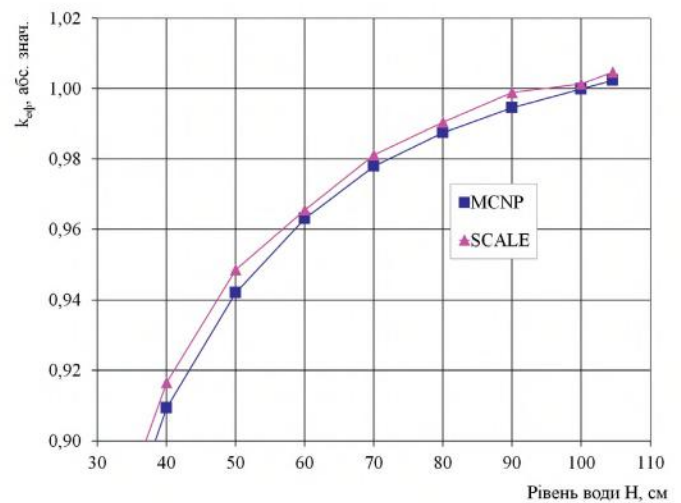


Рис. 5. Залежність  $k_{\text{ef}}$  від рівня води для критичного експерименту № 11

## Список використаної літератури

1. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах ядерной энергетики, ПНАЭ Г-14-029-91. – Госпроматомнадзор СССР, 1991.
2. НП 306.2006.124-2006 (ПБПРМ-2006) Правила ядерной та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів / ГИЯРУ. – 2006.
3. НП 306.2.105-2004. Основные положения обеспечения безопасности промежуточных хранилищ сухого типа / ГИЯРУ. – 2004.
4. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Manual / edited by J. F. Briesmeister. – LA-13709-M. – 2000. – 790 p.
5. SCALE-4.4a: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUREG-CR-0200, Rev. 6 / Oak Ridge National Laboratory. – 1998.
6. Солдатов С. А. Определение систематической ошибки и дисперсии расчетной последовательности CSAS26 пакета программ SCALE-5 / С. А. Солдатов, С. В. Черницкий, С. Н. Леонов // Ядерна та радіаційна безпека. – 2011. – № 3 (51). – С. 47–52.
7. Борисенко В. И. Выбор консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива / В. И. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Пионтковский, Н. Н. Сапон // Ядерна та радіаційна безпека. – 2017. – № 2 (74). – С. 48–53.
8. Борисенко В. И. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ВТВЗ ВВЕР-440 / В. И. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Пионтковский // Ядерна енергетика та довідля. – 2017. – № 1 (9). – С. 13–17.

**В. И. Борисенко<sup>1,2</sup>, В. В. Горанчук<sup>1</sup>,  
Ю. Ф. Пионтковский<sup>2</sup>, И. А. Титимец<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины,  
ул. Лысогорская, 12, г. Киев, 03028, Украина

<sup>2</sup>Киевский национальный университет имени Тараса  
Шевченко, просп. акад. Глушкова, 4, г. Киев, 03022, Украина

### Результаты валидации расчетных кодов SCALE и MCNP на данных критических бенчмарк-экспериментов на установке SF-9

Представлены результаты применения расчетных кодов SCALE и MCNP для моделирования критических бенчмарк-экспериментов на установке SF-9. Установка SF-9 создана для проведения исследований условий достижения критичности в зависимости от числа твэлов (типа

ВВЭР-1000) и уровня воды в баке установки. Проведение таких расчетных исследований является обязательным при обосновании возможности применения расчетных кодов, выбранных для анализа ядерной безопасности технологических операций по перемещению, транспортировке и хранению как свежего ядерного топлива (в узлах хранения свежего топлива на энергоблоках АЭС), так и отработанного ядерного топлива (контейнеры перегрузки, хранилища отработанного ядерного топлива) реакторов различных типов. Например, при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива необходимо подтвердить, что максимальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов  $k_{эф}$  ниже установленного нормативного предела 0,95 для условий нормальной эксплуатации, при нарушениях нормальной эксплуатации и при проектных авариях.

Представлены результаты расчетов  $k_{эф}$  для 12 критических экспериментов на установке SF-9, которые позволяют сделать выводы относительно погрешности определения  $k_{эф}$  в кодах SCALE и MCNP, а также обоснованно, по результатам валидации, выбрать расчетные коды для проведения анализа ядерной безопасности систем хранения ядерного топлива, в том числе и отработанного ядерного топлива.

**Ключевые слова:** ядерная безопасность, критический эксперимент, твэл, отработанное ядерное топливо, эффективный коэффициент размножения.

**V. I. Borysenko<sup>1,2</sup>, V. V. Goranchuk<sup>1</sup>,  
Yu. F. Piontkovskiy<sup>2</sup>, I. O. Titimets<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS  
of Ukraine, Lysogirska str., 12, Kyiv, 03028, Ukraine

<sup>2</sup>Nuclear Physics Department, Taras Shevchenko National University,  
Prospect Glushkova, 4, building 1, Kyiv, 03022, Ukraine

### Validation Results of Scale and MCNP Calculation Codes on Data of Benchmark Critical Experiments at SF-9 Installation

The article presents the results of calculations of benchmark critical experiments in the codes SCALE and MCNP. Experiments were performed on SF-9 installation, which was operated by Russian Research Centre “Kurchatov Institute” in 1966–1987. The SF-9 is designed to conduct criticality studies, depending on the number of fuel rods (type VVER-1000) and the level of coolant (water) in the installation tank. Such research is obligatory when substantiating the possibility of using

the calculation codes selected for the analysis of nuclear safety of technological operations on the transfer, transportation and storage of fresh nuclear fuel (the storage site of nuclear fuel on the power unit), as well as spent nuclear fuel (transfer casks, repositories of spent nuclear fuel) reactors of various types. For example, when substantiating the nuclear safety of spent fuel storage systems, it must be confirmed that the maximum value of the effective neutron multiplication factor  $k_{\text{eff}}$  is lower than the established normative limit of 0.95 for normal operation conditions, in case of violations of normal operation and in case of design accident.

A series of 12 experiments on the SF-9 installation investigating the neutron-physics parameters of VVER-type uranium-water lattices was carried out in 1973. Near-cylindrical cores with a regular hexagonal lattice at a pitch of 12.7 mm and 3.5 wt.%  $^{235}\text{U}$  fuel enrichment were build. Criticality was reached by varying the moderator height. The number of fuel rods varied from 691 to 1897 and the critical moderator height varied from 30.68 cm to 117.89 cm above the bottom surface of the fissile column.

The article presents the results of calculations of  $k_{\text{eff}}$  for these 12 critical experiments, which allow us to draw conclusions regarding the error of the value determination of  $k_{\text{eff}}$  of SCALE and MCNP codes, and to select a calculation code for the analysis of nuclear safety of nuclear fuel storage systems, including spent nuclear fuel, on the base of validation results.

**Keywords:** nuclear safety, critical experiments, fuel rod, spent nuclear fuel, effective neutron multiplication factor.

## References

1. PNAE G-14-029-91. *Safety Regulations for the Storage and Transportation of Nuclear Fuel at Nuclear Power Sites*. Gospromatomnadzor of USSR, 1991. (in Russ.)
2. NP 306.6.124-2006 (PBPRM-2006). *Nuclear and Radiation Safety Regulations for Shipment of Radioactive Materials*. State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, 2006. (in Ukr.)
3. NP 306.2.105-2004. *Basic Provisions on Safety Ensuring of Interim Storage Facilities of Dry Type*. State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, 2004. (in Ukr.)
4. Briesmeister J. F. (ed.) (2000). *MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*, Version 4C. LA-13709-M, 790 p.
5. SCALE-4.4a: *A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation / NUREG-CR-0200, Rev.6*. Oak Ridge National Laboratory, September, 1998.
6. Soldatov S. A., Chernitskiy S. V., Leonov S. N. (2011). Determination of Systematic Error and Dispersion of Estimated Sequence CSAS26 of the SCALE-5 Software Package for Hexagonal Geometry. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 51, no. 3, pp. 47–52. (in Russ.)
7. Borysenko V. I., Goranchuk V. V., Piontkovskyi Yu. F., Sapon M. M. (2017). Selection of Conservative Assumptions in Nuclear Safety Justification of SNF Storage Systems. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radiation Safety], vol. 74, no. 2, pp. 48–53. (in Russ.)
8. Borysenko V. I., Goranchuk V. V., Piontkovskyi Yu. F. (2017). Choice of conservative assumptions in justification of nuclear safety of VVER 440 SFA storage systems. *Yaderna enerhetyka ta dovykillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 9, no. 1, pp. 13–17. (in Ukr.)

Надійшла 08.01.2019  
Received 08.01.2019