

В. І. Борисенко^{1,2}, В. В. Горанчук¹

¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

² Київський національний університет імені Тараса Шевченка, просп. акад. Глушкова, 4, Київ, 03022, Україна

Валідація моделі реактора ВВР-М, розробленої в кодi SCALE

Ключові слова:

дослідницький ядерний реактор ВВР-М, ядерна безпека, ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів, щільність потоку нейтронів, твел, тепловидільна збірка.

Розглянуто особливості розробки нейтронно-фізичної моделі дослідницького ядерного реактора ВВР-М у розрахунковому кодi SCALE. Розроблено моделі окремих елементів активної зони, які впливають на нейтронно-фізичні характеристики ВВР-М. Моделювання виконувалося за допомогою контрольного модуля CSAS6. Проведено валідацію нейтронно-фізичної моделі ВВР-М, побудованої в розрахунковому кодi SCALE, шляхом порівняння розрахункового значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів з критичним станом реактора на моменти початку роботи семи різних паливних завантажень із кількістю тепловидільних збірок у активній зоні від 72 до 129. Побудована модель дозволяє визначити ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів у реакторі, а також інші нейтронно-фізичні характеристики, наприклад, спектр нейтронів, щільність потоку нейтронів у різних комірках реактора. Таким чином, є можливість проводити чисельні експерименти з визначення найбільш оптимальних місць розташування дослідницьких каналів в активній зоні ВВР-М для проведення фізичних експериментів з опромінення досліджуваних зразків, детекторів, конструкційних матеріалів тощо. Представлено спрощення, що були прийняті під час побудови нейтронно-фізичної моделі дослідницького ядерного реактора ВВР-М в розрахунковому кодi SCALE. Наведено опис основних елементів моделі: тепловидільна збірка, берилієвий витискувач, органи регулювання.

Вступ

У статті представлено результати розробки нейтронно-фізичної моделі дослідницького ядерного реактора ВВР-М у розрахунковому кодi SCALE. Для підтвердження коректності визначення нейтронно-фізичних характеристик проведена валідація нейтронно-фізичної моделі ВВР-М шляхом порівняння розрахункового значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів з критичним станом реактора на моменти початку роботи семи різних паливних завантажень із кількістю тепловидільних збірок (ТВЗ) у активній

зоні від 72 до 129. Аналогічна методика використана авторами для валідації моделі ТВЗ ВВЕР-1000 для визначення нейтронно-фізичних характеристик у розрахунковому кодi SCALE на даних критичних бенчмарк-експериментів на установці SF-9 [1].

Опис реактора ВВР-М

ВВР-М — це дослідницький реактор потужністю 10 МВт. Фізичний пуск реактора відбувся 12 лютого 1960 р. У реакторі ВВР-М може бути розташовано до 262 ТВЗ. Основні параметри ТВЗ представлені в табл. 1.

© В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, 2020

Таблиця 1. Характеристики ТВЗ ВВР-М

Назва параметра		Значення параметра
Кількість твелів та їх форма		3 трубчаті твели із них: зовнішній — шестикутний, два внутрішніх — круглі
Збагачення, %		19,7 ± 0,25 %
Маса урану ²³⁵ U, г	Односекційна ТВЗ	41,7 ± 2,1
	Трисекційна ТВЗ	125,1 ± 6,3
Розрахункова маса ТВЗ, кг	Односекційна ТВЗ	1,0
	Трисекційна ТВЗ	3,0
Площа комірки реактора для односекційної ТВЗ, см ²		10,61
Товщина стінки твела, мм		2,5
Товщина тепловідільного сплаву, мм		0,98
Довжина палива, мм		500
Крок/розмір «під ключ», мм		35/32
Паливна композиція		UO ₂ -Al, 2,3 г U/cm ³
Питома поверхня теплообміну, см ² /см ³		3,67
Коефіцієнт гідравлічного опору		4,35±0,14
Відносна швидкість теплоносія між твелями (починаючи з центру)		1,18; 0,89; 1,05; 0,86

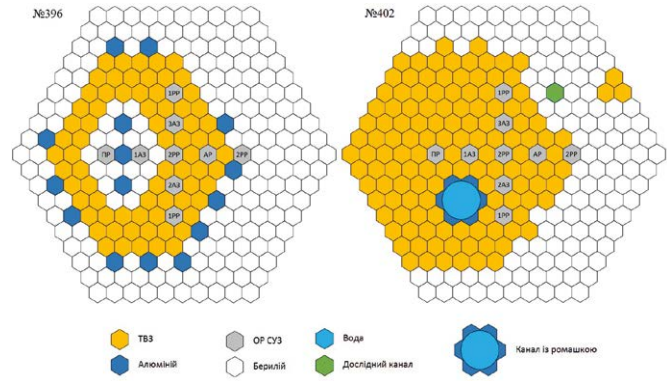


Рис. 1. Картограми паливних завантажень ВВР-М № 396 та № 402

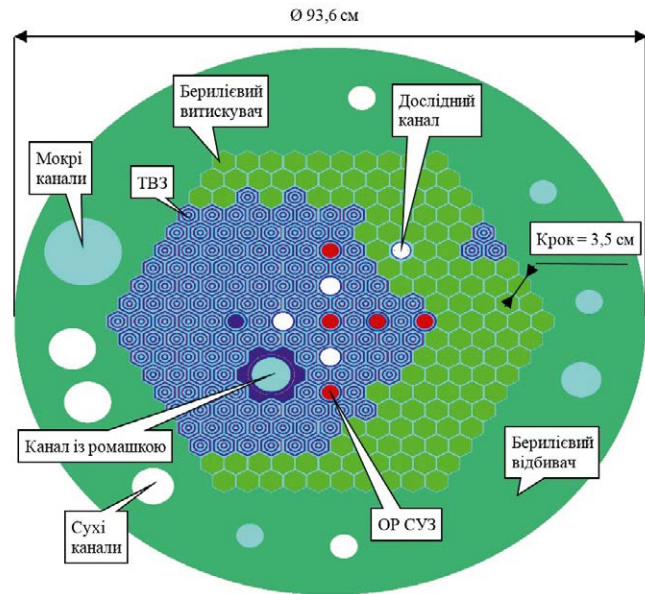


Рис. 2. Модель у коді SCALE. Завантаження № 402. Переріз X-Y, Z=25 (середина паливного стовпа)

Для регулювання й аварійного захисту використовують дев'ять спеціальних стержнів, із них: один — автоматичного регулювання (АР); п'ять — компенсуючі (1PP, 1PR, 2PP, 2PR, ПР); три незалежні стержні аварійного захисту (АЗ).

Картограми паливних завантажень № 396 та № 402 реактора ВВР-М, а також розташування органів регулювання і аварійного захисту в активній зоні ВВР-М представлено на рис. 1.

Навколо активної зони реактора розташовано берилієвий відбивач, який у моделі набирається з окремих елементів. Зовні берилієвий відбивач круглий, внутрішній бік — «зубчатий» шестикутник (відстань між протилежними гранями шестикутника — 540 мм). Зовнішній діаметр берилієвого відбивача — 936 мм, висота — 590 мм (рис. 2). Берилієвий

відбивач має кілька каналів для охолодження та розміщення дослідницьких каналів.

Програмні коди

Модельовання реактора ВВР-М було виконано із застосуванням коду SCALE-4 [2].

Код SCALE широко застосовується для аналізу безпеки ядерних установок різного призначення [3–7].

Структурно програмний комплекс SCALE складається з контрольних модулів, що призначені для виконання розрахунків за допомогою функціональних модулів.

CSAS — контрольний модуль, призначений для аналізу критичності різних систем (простієї геометрії). Для підготовки бібліотек перерізів CSAS перед-

бачає функціональні модулі BONAMI, NITAWL-II. Дані бібліотеки використовує функціональний модуль KENO V.a — тривимірний код визначення критичності методом Монте-Карло.

CSAS6 — контрольний модуль, призначений для аналізу критичності різних систем (складної геометрії). CSAS6 використовує функціональний модуль KENO V.I — тривимірний код визначення критичності методом Монте-Карло. KENO V.I має пакет геометрії, відмінний від KENO V.a, який дозволяє йому задавати більш складну геометрію. Швидкість розрахунку модулем KENO V.I нижча ніж модулем KENO V.a.

Для побудови моделі реактора ВВР-М було використано контрольний модуль CSAS6, оскільки ТВЗ реактора ВВР-М складається з двох кільцевих твелів і одного шестигранного, а створення геометрії останнього є можливим тільки в функціональному модулі KENO-VI, у той час як функціональний модуль KENO V.a не підтримує шестигранні призми.

У розрахунках було використано 44-групову бібліотеку нейтронно-фізичних констант 44groupndf5, що побудована на файлах оцінених даних ENDF/B-V.

Опис створених моделей та результати

Створено моделі всіх паливних завантажень з моменту експлуатації свіжих ТВЗ зі збагаченням 19,7% у 2011 р. (паливне завантаження № 396), до паливного завантаження № 402, яке експлуатувалось у 2019–2020 рр. У табл. 2 наведено дані щодо кількості ТВЗ у паливних завантаженнях з № 396 до № 402. На рис. 3–7 представлено моделі елементів активної зони ВВР-М та їхні основні параметри.

Основні результати досліджень нейтронно-фізичних характеристик дослідницького ядерного реактора ВВР-М наведено для паливних завантажень ВВР-М № 396 та 402.

Табл. 2. Кількість ТВЗ у паливних завантаженнях

№ паливного завантаження	Кількість ТВЗ	Додано свіжих ТВЗ
396	72	–
397	85	13
398	88	3
399	96	8
400	101	5
401	121	20
402	129	8

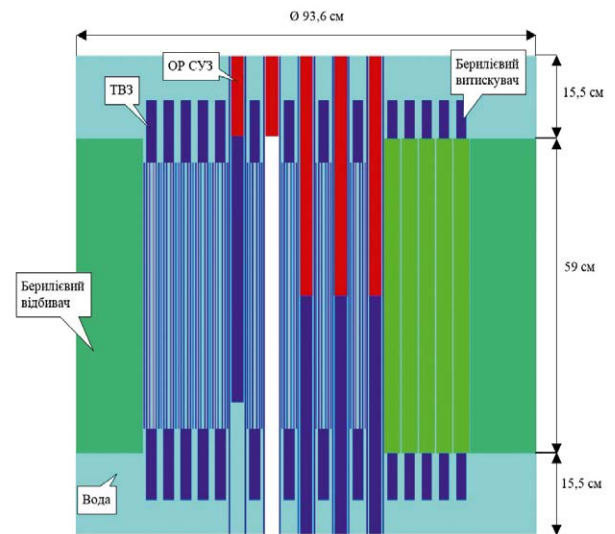


Рис. 3. Модель у кодї SCALE. Завантаження № 402. Переріз X-Z, Y = 0 (центр активної зони)

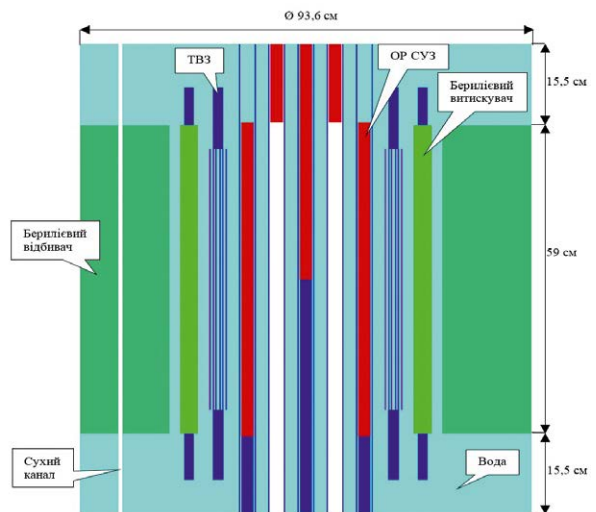


Рис. 4. Модель у кодї SCALE. Завантаження № 402. Переріз Y-Z, X = 0 (центр активної зони)

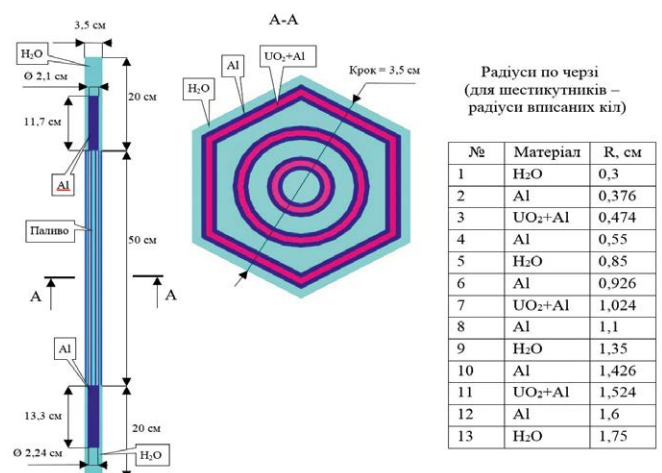


Рис. 5. Модель у кодї SCALE. ТВЗ

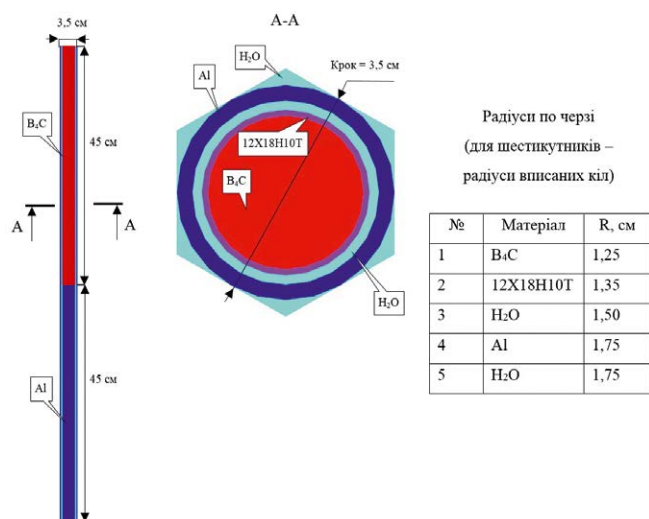


Рис. 6. Модель у коді SCALE. ОР СУЗ: 2PP

Головка і хвостовик ТВЗ моделювалися спрощено у формі циліндрів.

Оскільки берилієвий відбивач має декілька отворів з водою, то в моделі він був заданий як гомогенна суміш берилію з водою (98 % об'єму — берилій із густиною 1,85 г/см³, 2 % об'єму — вода з густиною 1 г/см³). Центр моделі в площині X–Y співпадає з центром активної зони, Z = 0 у моделі відповідає нижньому рівню паливного стовпа.

Положення ОР СУЗ, що було використане в моделі, представлено в табл 3. Відповідно до використаного

збагачення і положення ОР СУЗ було отримано значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів $k_{ef} = 0,99345 \pm 0,00046$ для завантаження № 396 та $k_{ef} = 1,00575 \pm 0,00045$ для завантаження № 402.

Додаткова валідація моделі була проведена на результатах експериментального визначення розподілу потоку теплових нейтронів по висоті дослідницького каналу, а також порівняння з іншими характеристиками нейтронного поля визначеного іншими методами [8, 9].

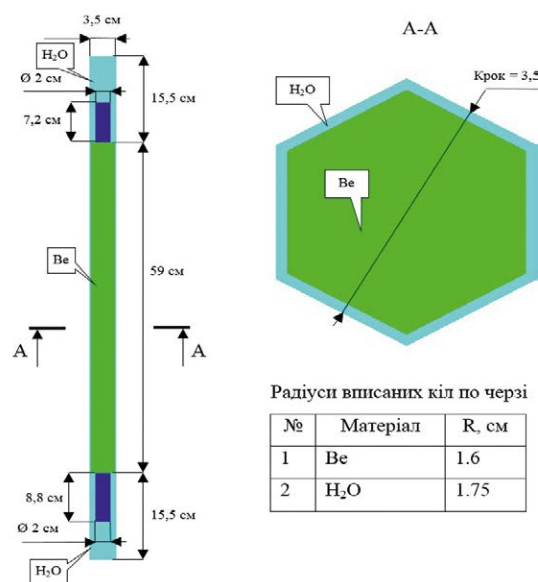


Рис. 7. Модель у коді SCALE. Берилієвий витискувач

Таблиця 3. Положення ОР СУЗ

Рівень, см		1АЗ	2АЗ	3АЗ	1РР (низ)	1РР (верх)	2РР (центр)	2РР (прав)	ПР	АР
Верх	Низ									
70	65	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Вода	Вода	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C
65	60	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Вода	Вода	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C
60	55	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Вода	Вода	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C
55	50	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Al	B ₄ C
50	45	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Al	B ₄ C
45	40	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Al	B ₄ C
40	35	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Al	B ₄ C
35	30	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Al	B ₄ C
30	25	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	Al	B ₄ C
25	20	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	Al	Al	Al	Al
20	15	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	Al	Al	Al	Al
15	10	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	Al	Al	Al	Al
10	5	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	Al	Al	Al	Al
5	0	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	Al	Al	Вода	Al
0	-5	Повітря	Повітря	Повітря	B ₄ C	B ₄ C	Al	Al	Вода	Al
-5	-10	Повітря	Повітря	Повітря	Al	Al	Al	Al	Вода	Al
-10	-15	Повітря	Повітря	Повітря	Al	Al	Al	Al	Вода	Al
-15	-20	Повітря	Повітря	Повітря	Al	Al	Al	Al	Вода	Al

На рис. 8. наведено експериментальні та розрахункові значення щільності потоку теплових нейтронів по висоті дослідного каналу у відносних одиницях. Похибка у визначенні щільності потоку теплових нейтронів не перевищує 5%.

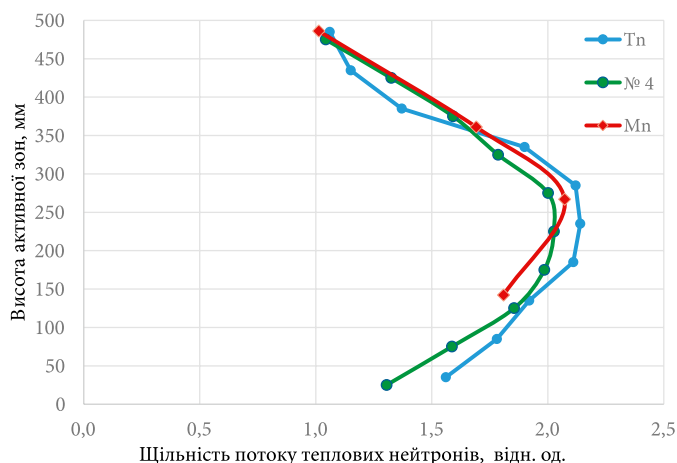


Рис. 8. Експериментальні і розрахункові залежності висотного розподілу щільності потоку теплових нейтронів у дослідницькому каналі. Tn – термонейтронний датчик, № 4 – модель SCALE, Mn – нейтронно-активаційний детектор з марганцю

Висновки

Нейтронно-фізична модель ВВР-М у розрахунковому коді SCALE була використана для визначення нейтронно-фізичних характеристик різних паливних завантажень ВВР-М з початку експлуатації ТВЗ зі збагаченням 19,7%. Таким чином, для паливного завантаження № 402 реалізовано більш детальне врахування вигорання ядерного палива з урахуванням реального навантаження ТВЗ, які працювали в активній зоні ВВР-М у попередні паливні завантаження. Для моделювання було обрано контрольний модуль CSAS6, оскільки ТВЗ реактора ВВР-М містить твели шестигранної форми, а контрольний модуль CSAS не підтримує шестигранні призми, на відміну від контрольного модуля CSAS6.

У роботі розглянуто спрощення, які було прийнято під час моделювання. Для розглянутої конфігурації паливного завантаження № 402 проведено валідацію моделі за експериментально визначеними значеннями ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів і висотного розподілу потоку теплових нейтронів у дослідницькому каналі. Результати валідації підтверджують коректність розробленої моделі реактора ВВР-М у коді SCALE і можливість її застосування для вибору найбільш оптимальних місць розташування дослідницьких каналів в активній зоні

ВВР-М для проведення опромінення досліджуваних зразків, детекторів, конструкційних матеріалів тощо.

Список використаної літератури

1. Борисенко В. І. Результати валідації розрахункових кодів SCALE і MCNP на даних критичних бенчмарк-експериментів на установці SF-9 / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Піонтковський, І. О. Тітімець // Ядерна енергетика та довідка. — 2019. — Вип. 1 (13). — С. 17–22.
2. 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.
3. Борисенко В. І. Выбор консервативных допущений при обосновании ядерной безопасности систем хранения отработанного ядерного топлива / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Піонтковський, Н. Н. Сапон // Ядерна та радіаційна безпека. — 2017. — Вип. 2 (74). — С. 69–73.
4. Борисенко В. І. Визначення консервативних припущень при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання ТВЗ ВВР-440 / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, Ю. Ф. Піонтковський // Ядерна енергетика та довідка. — 2017. — Вип. 1 (9). — С. 13–17.
5. Білодід Є. І. Науково-технічні основи зменшення надлишкового консерватизму при аналізі безпеки ядерних установок: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.14. — Київ, 2018. — 160 с.
6. Yordanov A. Criticality safety analysis of WWER-1000 spent nuclear fuel storage / A. Yordanov, T. Haralampieva, N. Mihaylov, M. Manolova // BgNS Transactions. — 2015. — Vol. 20 (1). — P. 49–53.
7. Matijevic M. Boration modeling of the PWR biological shield using SCALE6.1 hybrid shielding methodology / M. Matijevic, D. Pevec, K. Trontl // Annals of Nuclear Energy. — 2015. — Vol. 85. — P. 979–994.
8. Diakov O. G. Calculation of spectrum and neutron flow density in experimental channels of WWR-M reactor / O. G. Diakov, I. A. Maliuk, D. P. Stratilat [et al.] // XXVII Annual Scientific Conference of the Institute for Nuclear Research of the NAS of Ukraine (Kyiv, September 21–25, 2020). — 2020. — С. 103–104.
9. Тришин В. В. Визначення щільності потоку теплових нейтронів у сухому каналі, розташованому в активній зоні дослідницького реактора ВВР-М / В. В. Тришин, В. Б. Гонтарев, М. М. Коротенко [та ін.] // XXVII щорічна наукова конференція Інституту ядерних досліджень НАН України (Київ, 21–25 вересня 2020 р.). — 2020. — С. 116–117.

V. I. Borysenko^{1,2}, V. V. Goranchuk¹

¹*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 12, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*

²*Nuclear Physics Department, Taras Shevchenko National University of Kyiv, 4, Glushkova ave, building 1, Kyiv, 03022, Ukraine*

Validation of SCALE Model of VVR-M Reactor

The peculiarities of development of neutron-physical model of the VVR-M research nuclear reactor in the SCALE calculation code are considered in the article. Models of separate core elements, which influence neutron-physical characteristics of VVR-M, have been developed. Simulation was performed using the CSAS6 control module. Validation of the VVR-M neutron-physical model, built in the SCALE calculation code, has been carried out by comparing the calculated value of the effective neutron multiplication factor with the critical reactor state at the beginning of seven fuel loads with the number of fuel assemblies in the core from 72 to 129. The model is developed to determine the effective neutron multiplication factor in the reactor, as well as other neutron-physical characteristics, such as neutron spectrum, neutron flux density in various cells of the reactor. Thus, it is possible to conduct numerical experiments to determine the most optimal locations of research channels in the core of the VVR-M, to conduct physical experiments on the irradiation of the research samples, detectors, structural materials, etc. In the article, the simplifications accepted at construction of neutron-physical model of research nuclear reactor VVR-M in SCALE calculation code are presented. The main elements of the model are described: fuel assemblies, beryllium displacer, control rods.

Keywords: VVR-M research reactor, nuclear safety, effective multiplication factor, neutron flux, fuel element.

References

1. Borysenko V. I., Goranchuk V. V., Piontkovskyi Yu. F., Titimets I. O. (2019). [Validation results of SCALE and MCNP calculation codes on data of benchmark critical experiments at SF-9 installation]. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 1(13), pp. 17–22. (in Ukr.)
2. 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.
3. 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.)
4. Borysenko V. I., Goranchuk V. V., Piontkovskyi Yu. F. (2017). [Choice of conservative assumptions in justification of nuclear safety of VVER440 SFA storage systems]. *Yaderna enerhetyka ta dovkillia* [Nuclear Power and the Environment], vol. 9, no. 1, pp. 13–17. (in Ukr.)
5. Bilodid E. I. (2018). *Naukovo-tekhnichni osnovy zmenshenia nadlyshkovoho konservatyizmu pry analizi bezpeky yadernykh ustanovok* [Scientific and technical principles for decreasing the conservatism in safety analysis of nuclear installations] (PhD Dissertation). Kyiv, 160 p. (in Ukr.)
6. Yordanov A., Haralampieva T., Mihaylov N., Manolova M. (2015). Criticality safety analysis of WWR-1000 spent nuclear fuel storage. *BgNS Transactions*, vol. 20, no. 1, pp. 49–53.
7. Matijevic M., Pevec D., Trontl K. (2015). Boration modeling of the PWR biological shield using SCALE6.1 hybrid shielding methodology. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 85, pp. 979–994.
8. Diakov O. G., Maliuk I. A., Stratilat D. P., Strilchuk M. V., Tryshyn V. V. (2020). Calculation of spectrum and neutron flow density in experimental channels of WWR-M reactor. Proceedings of the XXVII Annual scientific conference of the Institute for Nuclear Research of the NAS of Ukraine (Kyiv, September 21–25, 2020), pp. 103–104.
9. Tryshyn V. V., Gontarev V. B., Korotenko M. M., Maliuk I. A., Stratilat D. P., Strilchuk M. V. (2020). Vyznachenня shchilnosti potoku teplovykh neitroniv u sukhomu kanali, roztashovanomu v aktyvnii zoni doslidnytskoho reaktora VVR-M [Determination of the thermal neutron flux density in a dry channel located in the core of the WWR-M research reactor] Proceedings of the XXVII Annual scientific conference of the Institute for Nuclear Research of the NAS of Ukraine (Kyiv, September 21–25, 2020), pp. 116–117. (in Ukr.)

Надійшла 30.06.2020

Received 30.06.2020