

ПАРАМЕТРИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ БАСЕЙНА ВЫДЕРЖКИ ДЛЯ ВВЭР-440

К. Капринайова, Г. Фаркаш, К. Криштофова, П. Хауснер, В. Слугень

*Словацкий технологический университет, факультет электротехники
и информационных технологий,
Институт ядерной и физической инженерии
Словакия, Братислава, ул. Илковичова, 3*

Р

Статья посвящена параметрическому анализу выбранных физических величин, влияющих на баланс нейтронов в хранилище отработавшего топлива, расположенного на АЭС Моховце, в котором вследствие безопасности и законодательства находится 71 пустая позиция (без ТВС). Расчет выполнен в коде Serpent 2 с использованием библиотеки ядерных сечений ENDF/B-VII.0. Для анализа была выбрана трехмерная модель тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-440 с номинальным средним обогащением 4,87 масс.%. Проанализирована чувствительность коэффициента размножения к изменению шага решетки твэлов, шага ТВС, температуры теплоносителя, плотности топлива и массы бора в поглощающей стали АТАВОР. Параметрический анализ показал, что на размножающие свойства системы негативно влияют увеличение шага решетки твэлов, увеличение плотности топлива, уменьшение шага абсорбционных труб, снижение температуры теплоносителя и уменьшение содержания бора в абсорбционных трубах. Полученные результаты согласуются с теорией, так как большинство рассмотренных параметров влияют на уран-водное отношение и, следовательно, на коэффициент размножения. Результаты параметрического анализа должны использоваться в модели хранилища отработавшего топлива для предложения оптимизированного сценария загрузки хранилища с использованием поглощающих частей СУЗ реактора ВВЭР-440 – таким образом хранилище может быть полностью загружено.

Ключевые слова: консервативный подход, АЭС Моховце, параметрический анализ, Serpent 2, хранилище отработавшего топлива, ВВЭР-440.

ВВЕДЕНИЕ

Необходимость хранения отработавшего ядерного топлива обусловлена остаточным тепловыделением, возникающем в топливе после его удаления из активной зоны реактора. В течение периода хранения тепловыделение, а также гамма-излучение уменьшатся до уровня, при котором топливные сборки (ТВС) можно безопасно экспортировать из блока АЭС в хранилище отработавшего топлива [1].

Согласно действующему отчету по безопасности для блоков 1 и 2 АЭС Моховце гл. 4.3.4.5 [2] и законодательству Словацкой республики [3], отработавшие ТВС раз-

© К. Капринайова, Г. Фаркаш, К. Криштофова, П. Хауснер, В. Слугень, 2019

мещаются в хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ), представленном на рис. 1. ХОЯТ состоит из двух разных решеток хранения – нижняя называется «компактная решетка», а верхняя «резервная решетка» используется только во время загрузки топлива. Компактная решетка изготовлена из трех секций абсорбционных труб из борсодержащей стали [4]. ТВС с негерметичными твэлами хранятся в герметичных трубах (ГТ), расположенных на периферии ХОЯТ [5, 6]. В компактной решетке находится 603 абсорбционных трубы (АТ) и 54 герметичных трубы. Отличительной особенностью современного метода хранения отработавшего ядерного топлива в ХОЯТ является наличие четырех пустых вертикальных рядов [7], как показано на рис. 1 (без ТВС). Таким образом, коэффициент размножения нейтронов был снижен до 0.946 [1], в то время как требование к k_{eff} составляет менее 0.950 для нормальных условий работы ХОЯТ. Однако в ХОЯТ осталась 71 пустая позиция.

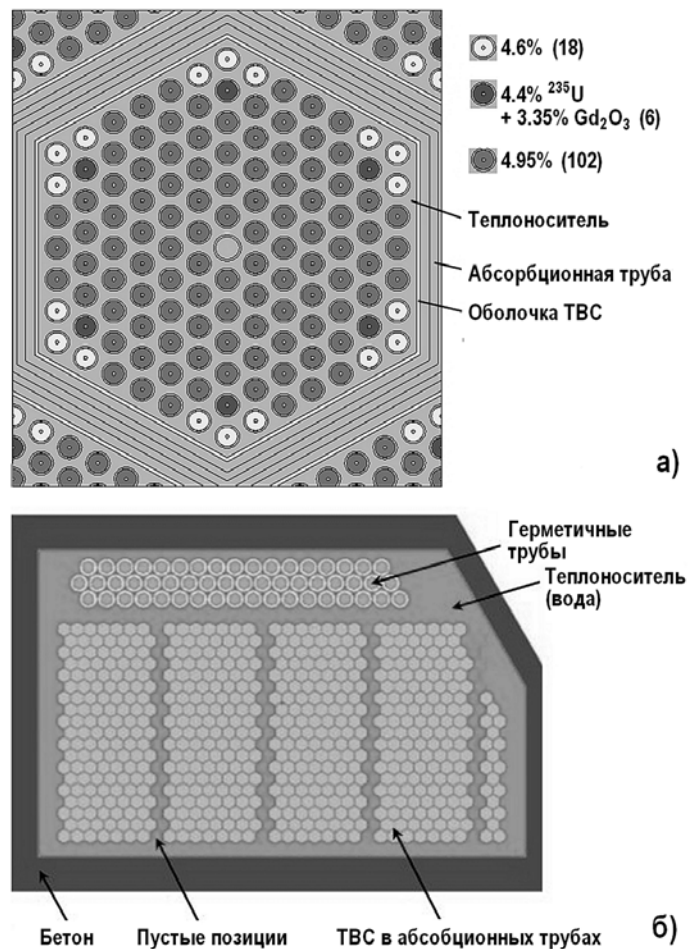


Рис. 1. Топливная сборка в абсорбционной трубе (а); бассейн хранения отработавшего ядерного топлива (б) [1]

Целью данного исследования является параметрический анализ выбранных факторов, влияющих на k_{eff} с использованием консервативного подхода. Целью параметрического анализа является определение этих параметров, их влияния на нейтронный баланс и размножающие свойства системы. Результаты анализа должны использоваться для предложения оптимизированного сценария загрузки хранилища. Здесь следует использовать части СУЗ ВВЭР-440 с поглотителем (после запланиро-

ванного срока в активной зоне). Заполнение 24-х пустых позиций в компактной решетке ХОЯТ поглотителями позволит использовать оставшиеся 47 позиций. Подобные исследования были также выполнены в Венгрии [8].

МОДЕЛЬ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ

В коде Serpent 2 [9, 10] была создана трехмерная модель топливной сборки ВВЭР-440 с номинальным средним обогащением 4.87 масс.%. Для расчетов использовались библиотеки ядерных сечений ENDF/B-VII.0 [11 – 13]. Модель состоит из твэлов, твэгов с Gd_2O_3 [14], оболочки твэлов, оболочки ТВС [14] и абсорбционных труб (см. рис. 1).

Плотность материала, используемого в твэлах и твэгах равна 10.7 г/см^3 . Материалом поглотителя гексагональных труб, образующих основу компактной решетки, является аустенитная хромоникелевая сталь, содержащая бор (АТАВОР). Номинальная доля бора в АТАВОР составляет 1.0 масс.% [15 – 17]. Химический состав материала АТАВОР, использованного в расчетной модели, приведен в [2]. В модели использовалась плотность 7.79 г/см^3 .

ПАРАМЕТРИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ

Консервативный подход требует проведения расчетов с такими значениями варьируемых параметров, которые оказывают негативное влияние на безопасность установки. Контролируемые параметры включают в себя шаг решетки твэлов, шаг абсорбционных труб (АТ), температуру и плотность теплоносителя, плотность топливного материала твэлов и твэгов и долю бора в АТ. Параметрический анализ, исходные данные для которого представлены в табл. 1, выполнен только для одной тепло выделяющей сборки со свежим топливом, размещенной в ячейке абсорбционной трубы, с отражающими граничными условиями.

Таблица 1

Интервал и шаг входных геометрических и материальных параметров для параметрического анализа

ПАРАМЕТР	НОМИНАЛЬНОЕ ЗНАЧЕНИЕ	ПОГРЕШНОСТЬ	ИНТЕРВАЛ	ШАГ
Шаг твэлов, мм	12.30	± 0.12	12.18 – 12.42	0.02
Шаг АТ, мм	162.000	± 0.842	161.158 – 162.842	0.200
Плотность материала в твэлах и твэгах, г/см^3	10.4 – 10.7		10.3 – 10.7	0.1
Массовая доля бора в стали АТАВОР, масс.%	1.00		0.50 – 1.00	0.05
Температура теплоносителя, °С	50		4 – 50; 50 – 100	2 5

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунках 2 – 6 представлены полученные результаты. Используемые консервативные параметры приведены в табл. 2. Эти условия были выбраны в соответствии с техническими характеристиками (см. табл. 1). Как показано на рис. 2, шаг твэлов изменялся в диапазоне от 12.18 до 12.42 мм с шагом 0.02 мм. Это вызвало увеличение водно-уранового соотношения, которое оказывает благотворное влияние на замедляющие свойства, поэтому k_{inf} растет с увеличением шага.

На рисунке 3 показано влияние изменения температуры теплоносителя на k_{inf} для двух случаев – шаг твэлов 12.30 и 12.42 мм. Температура теплоносителя изменя-

лась от 4 до 50°C с шагом 2°C и от 50 до 100°C с шагом 5°C. Компактная решетка ведет себя как недостаточно замедленная система, следовательно, снижение температуры теплоносителя приводит к увеличению его плотности и уменьшению урановодного отношения, поэтому k_{inf} увеличивается с понижением температуры. Аналитические исследования выполнялись с использованием модели одной ТВС с отражающими граничными условиями.

Таблица 2

Входные геометрические и материальные параметры

ПАРАМЕТР	НОМИНАЛЬНОЕ ЗНАЧЕНИЕ	ПОГРЕШНОСТЬ	КОНСЕРВАТИВНОЕ ЗНАЧЕНИЕ
Шаг твэлов, мм	12.30	± 0.12	12.42
Шаг АТ, мм	162.000	± 0.842	161.158
Шаг герметичных труб (ГТ), мм	230	–	230
Среднее обогащение ²³⁵ U в ТВС, масс.%	4.87	± 0.05	4.92
Среднее обогащение ²³⁵ U в твэле, масс.%	4.60 4.95	± 0.05	4.65 5.00
Среднее обогащение ²³⁵ U в твэге, масс.%	4.40	± 0.05	4.45
Массовая доля Gd ₂ O ₃ в твэле, масс.%	3.35	± 0.15	3.20
Плотность материала в твэле (твэге), г/см ³	10.4 – 10.7		10.7
Массовая доля бора в стали АТАВОР, масс.%	1.00		0.95
Температура теплоносителя, °С	50	–	4
Концентрация бора в теплоносителе, г/кг	–		0
Массовая доля бора в поглощающих частях СУЗ, масс.%	1.6 – 2.0		1.6

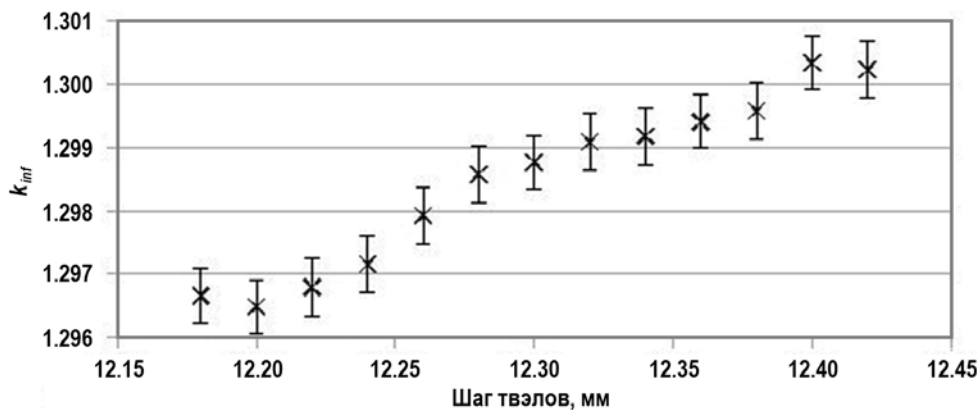


Рис. 2. Влияние изменения шага твэлов на k_{inf}

Расстояние между АТ в решетке изменялось в диапазоне от 16.1158 до 16.2842 см с шагом 0.02 см (рис. 4 – значения на оси x соответствуют половине шага). Уменьшение шага приводит к уменьшению объема замедлителя между АТ, ухудшению свойств замедления и снижению плотности тепловых нейтронов, что приводит к более жесткому спектру, поэтому в боре поглощается меньше нейтронов, и k_{inf} растет с уменьшением шага.

В следующем случае (рис. 5) рассматривалась концентрация бора в стали АТАВОР в диапазоне от 0.50 до 1.00 масс.% с шагом 0.05 масс.%. Выяснилось, что чем ниже концентрация бора, тем выше коэффициент размножения, поскольку бор является поглотителем нейтронов.

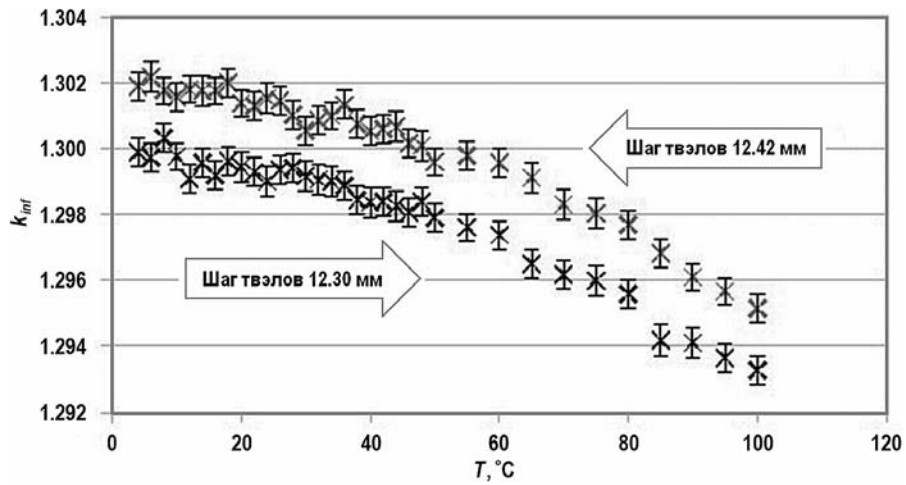


Рис. 3. Влияние изменения температуры теплоносителя на k_{inf} при шаге твэлов 12.30 и 12.42 мм

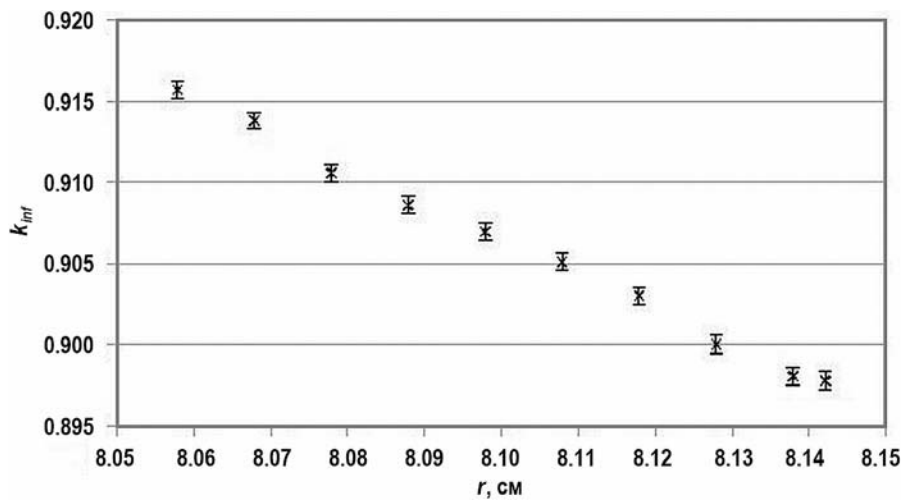


Рис. 4. Влияние изменения шага поглотительных трубок АТ на k_{inf}

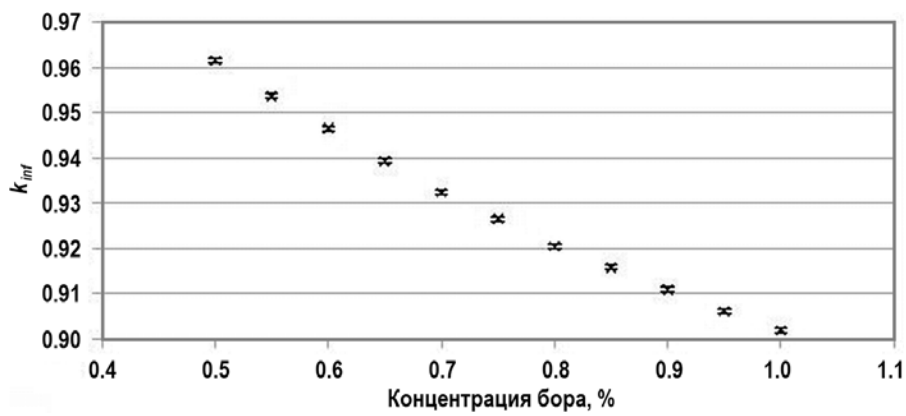


Рис. 5. Влияние изменения концентрации бора в стали ATABOR [7] на k_{inf}

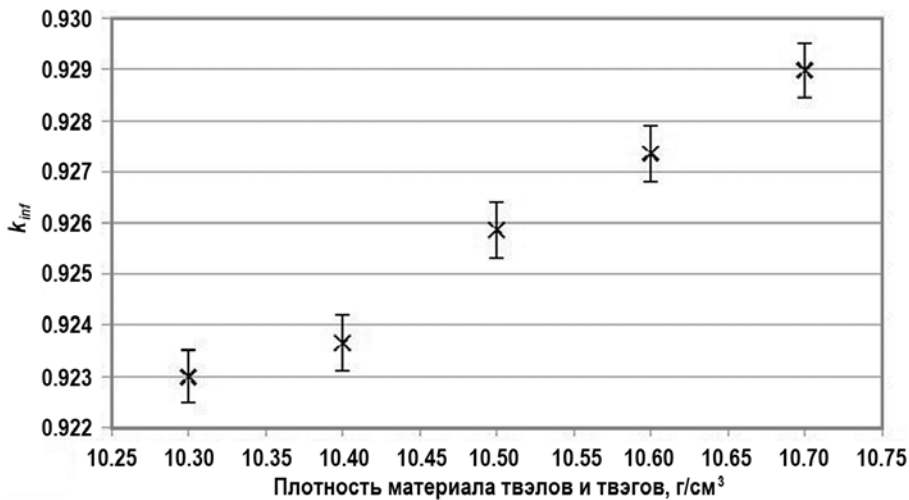


Рис. 6. Зависимость k_{inf} от плотности материала твэлов и твэгов

Наконец, исследовалось изменение плотности топлива с 10.3 до 10.7 г/см³ с шагом 0.1 г/см³. Увеличение плотности топлива приводит к увеличению количества делящихся ядер в единице объема и увеличению k_{inf} .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Параметрические исследования показали, что на размножающие свойства среды бассейна выдержки негативно влияет увеличение шага твэлов – из-за увеличения водно-уранового отношения k_{inf} растет. Уменьшение шага АТ отрицательно влияет на безопасность, поскольку количество замедлителя в пространстве между АТ уменьшается, что приводит к более жесткому спектру нейтронов, уменьшению поглощения в боре и, следовательно, к увеличению k_{inf} . В случае возрастания плотности топлива k_{inf} также растет с увеличением количества делящихся ядер в единице объема. Рост плотности теплоносителя (уменьшение температуры теплоносителя) приводит к росту k_{inf} . Консервативные значения входных геометрических и материальных параметров (см. табл. 2) использованы в качестве входных параметров для модели ХОЯТ в MCNP5 [18 – 20] в сценарии оптимизации хранения ТВС в хранилище путем загрузки в него частей СУЗ ВВЭР-440 для максимизации емкости ХОЯТ [1].

Благодарности

Работа профинансирована проектом VEGA 1/0104/17 и поддержана компанией CVV, a.s.

Литература

1. Фаркаш Г., Криштофова К., Петришка М., Капринайова К., Хауснер П. Оптимизация хранения топливных кассет в ХОЯТ блоков 1 и 2 АЭС Моховце. / Технический отчет к подразделу 1.1.1 вер. 02 контракта «Исследования по повышению безопасности АЭС в Словакии». – Братислава: ФЭИ СТУ ИЯФИТ, 2019. – 61 с. (на словацком языке).
2. Отчет о предэксплуатационной безопасности для блоков 1 и 2 АЭС Моховце с топливом Gd 4,87%. Глава 4. Реактор, ред. 1, АЭС12 Моховце. – Пльзень: Концерн Shkoda, 2011. – 200 с. (на словацком языке).
3. Постановление СР № 30/2012 с изменениями, внесенными Постановлением №. 101/2016 «Установление деталей относительно требований к обращению с ядерными материалами, радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом». – Братислава: Ядерный регулирующий орган 2016. – 13 с. (на словацком языке).
4. АЭС Моховце 440 МВт (блок № 2). Проект выполнения, РСВ 1.02.03 – Хранилище отработавшего топлива. Уплотнение бассейна отработавшего топлива. / Технический отчет. – Пльзень:

- Концерн Shkoda, 1991. – 18 с. (на словацком языке).
5. Технологический регламент TP/1036. Оборудование для хранения и транспортировки отработавшего топлива. – АЭС Моховце, 2009. – 19 с. (на словацком языке).
6. *Слугень В., Бозик М., Миклош М., Земек М., Хатала Б., Фаркаш Г.* Ядерный топливный цикл. – Братислава: Дидактис, 2014. – 178 с. (на словацком языке).
7. Инструкция по эксплуатации АЭС Моховце. Правила ядерной безопасности при обращении с топливом. – Пльзень: Концерн Shkoda, 1991. – 72 с. (на словацком языке).
8. *Hegyí G., Hordoshy G., Maraczy C., Panka I., Pataki I.* Subcriticality Analysis of the Slim Fuel Assemblies at Paksh NPP. / Presented at the AER Working Group E. – Modra, 2017. – 22 с.
9. *Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kalliaisenaaho T.* The Serpent Monte Carlo Code: Status, Development and Applications in 2013. // Ann. Nucl. Energy. – 2015. – Vol. 82. – PP. 142-150.
10. *Leppänen J.* Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code. – Finland: VTT Technical Research Centre of Finland, 2007. – 241 с.
11. *Chadwick M.B., Herman M., Oblozhinsky P.* ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. // Nuclear Data Sheets. – 2011. – Vol. 112. – No. 12. – PP. 2887-2996.
12. ENDF Library – Evaluated Data Libraries including ENDF/B-VII.0. 2011. Ordered from IAEA. Электронный ресурс: <http://www-nds.iaea.org/cd-catalog.html/> (дата доступа 15.08.2019).
13. *Mosteller R.D.* ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VI, JEFF-3.1, and JENDL-3.3 Results for the MCNP Criticality Validation Suite and Other Criticality Benchmarks. / Proc. of the Intern. Conf. on Reactor Physics, Nuclear Power «A Sustainable Resource (PHYSOR 2008)». – Interlaken, Switzerland, 2008. – 5 с.
14. Отчет о предоперационной безопасности для АЭС Моховце U213-TI-1768, 2005. Редакция 1, приложение №. 3, разделы 1 и 2. – М.: Федеральное агентство по атомной энергии, ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ФГУ НИЦ «Курчатовский институт», 2005. – 27 с. (на словацком языке).
15. Техническая спецификация Shkoda Ae 1838 F. Аустенитная листовая нержавеющая сталь с содержанием бора от 1,05 до 1,2% для сварных труб компактных хранилищ. – Пльзень: Концерн Shkoda, 1991. – 20 с. (на словацком языке).
16. Химический состав листовой стали АТАВОР, письмо КР 805 4622/90. – Братислава: Институт ядерных исследований, 1990. – 1 с. (на словацком языке).
17. *Бржезина М. и др.* Проверка абсорбционных свойств нержавеющей стали, содержащей ¹⁰B. / Исследовательский отчет 360/34/2014. – Ясловске Богунице: ВУИЕ Трнава, 2014. – 66 с. (на словацком языке).
18. *X-5 Monte Carlo Team.* 2003b. MCNP – A General N-Particle Transport Code, Ver. 5 – Vol. II: User's Guide. LA-CP-03-0245. – Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 24-Apr-2003.
19. *X-5 Monte Carlo Team.* 2003a. MCNP – A General N-Particle Transport Code, Ver. 5 – Vol. I: Overview and Theory. LA-UR-03-1987. – Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 24-Apr-2003.
20. *X-5 Monte Carlo Team.* 2003c. MCNP – A General N-Particle Transport Code, Ver. 5 – Vol. III: Developer's Guide. LA-CP-03-0284. – Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 24-Apr-2003.

Поступила в редакцию 17.08.2019 г.

Авторы

Капринайова Катарина, аспирантка

E-mail: xkaprinayova@stuba.sk

Фаркаш Габриэль, доцент

E-mail: gabriel.farkas@stuba.sk

Криштофова Кристина, исследователь

E-mail: kristina.kristofova@stuba.sk

Хауснер Петер, студент

E-mail: petohausner@gmail.com

Слугень Владимир, профессор

E-mail: vladimir.slugen@stuba.sk

CRITICALITY SAFETY PARAMETRIC ANALYSES OF SPENT FUEL STORAGE POOL FOR VVER-440

Kaprinayova K., Farkash G., Krishtofova K., Hausner P., Slugen V.

Slovak University of Technology, Faculty of Electrical Engineering and
Information Technology,
Institute of Nuclear and Physical Engineering
3 Ilkovichova str., Bratislava, Slovakia

ABSTRACT

The article is devoted to the parametric analysis of the selected physical quantities that affect the neutron balance in the spent fuel storage facility located at the Mochovce NPP in Slovak Republic, which, due to safety and legislation, has 71 empty positions (without fuel assemblies). The calculation was performed in Serpent 2 code using the nuclear section library ENDF/B-VII. To perform the parametric analyses, a three-dimensional pin-by-pin model of the VVER-440 fuel assembly with a nominal average enrichment of 4.87 wt.% was created. The sensitivity of the multiplication factor to the change of pin pitch, absorption tube pitch, coolant temperature and density, density of fuel and fuel with Gd and weight fraction of boron in absorption steel ATABOR was analyzed. Parametric analysis showed that the multiplication properties of the system are affected by an increase in the pin pitch, an increase in fuel density, a decrease in the pitch of absorption tubes, a decrease in coolant temperature, and a decrease in the boron content in the absorption tubes. The results obtained are consistent with theory, since most of the parameters considered affect the uranium-water ratio and, therefore, the multiplication coefficient, as expected. The results of parametric analyzes are used as input parameters for the spent nuclear fuel storage pool model for a proposal of an optimization scenario of the spent fuel storage pool by loading absorber parts of the VVER-440 control assemblies after their planned service lifetime in the reactor core. This way, the storage can be fully loaded.

Key words: conservative approach, NPP Mochovce, parametric analyses, Serpent 2, spent fuel storage pool (SFSP), VVER-440.

REFERENCES

1. Farkash G., Krishtofova K., Petrishka M., Kaprinayova K. and Hausner P. *Optimization of Fuel Assemblies Storage in SFSP NPP12 Mochovce*. Technical Report to Sub-task 1.1.1 rev. 02 Research contracts «Research of increasing the safety of NPP in Slovakia». Bratislava. STU FEI UJFI Publ., 2019. 61 p. (in Slovak).
2. Pre-operational Safety Report for NPP12 Mochovce with Gd 4.87% Fuel. Chapter 4. Reactor, Rev. 1, Mochovce NPP12. Plzen. Shkoda Concern Publ., 2011. 200 p. (in Slovak).
3. Decree of the UJD SR no. 30/2012 Coll. as amended by Decree no. 101/2016 Coll. *Laying Down Details of Requirements for the Handling of Nuclear Materials, Nuclear Waste and Spent Nuclear Fuel*. Bratislava. Nuclear Regulatory Authority, 2016. 13 p. (in Slovak).
4. Mochovce Nuclear Power Plant 440 MW Unit No 2. Implementation project, PCB 1.02.03. – *Spent Fuel Storage Facility. Compacting the Spent Fuel Storage Pool*. Technical Report. Plzen. Shkoda Concern Publ., 1991. 18 p. (in Slovak).
5. Technological Regulation TR/1036. *Spent Fuel Storage and Transport Facility*. NPP Mochovce Publ., 2009. 19 p. (in Slovak).
6. Slugen V., Bozik M., Miklosh M., Zemek M., Hatala B. and Farkash G. *Nuclear Fuel Cycle*. Bratislava. Didaktis Publ., 2014. 178 p. (in Slovak).
7. NPP Mochovce Operating Instructions. *Nuclear Safety Rules for Fuel Handling*. Plzen.

- Shkoda Concern Publ., 1991. 72 p. (in Slovak).
8. Hegyi G., Hordoshy G., Maraczy C., Panka I., Pataki I. *Subcriticality Analysis of the Slim Fuel Assemblies at Paksh NPP*. Presented at the AER Working Group E. Modra, 2017. 22 p.
 9. Leppaanen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiaisenaho T. The Serpent Monte Carlo Code: Status, Development and Applications in 2013. *Ann. Nucl. Energy*. 2015, v. 82, pp. 142-150.
 10. Leppaanen J. *Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code*. Finland. VTT Technical Research Centre of Finland Publ., 2007. 241 p.
 11. Chadwick M.B., Herman M., Oblozhinsky P. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. *Nuclear Data Sheets*. 2011, v. 112, no. 12, pp. 2887-2996.
 12. ENDF Library – Evaluated Data Libraries including ENDF/B-VII.0. 2011. Ordered from IAEA. Available at: <http://www-nds.iaea.org/cd-catalog.html/> (accessed Aug 15, 2019).
 13. Mosteller R.D. ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VI, JEFF-3.1, and JENDL-3.3 Results for the MCNP Criticality Validation Suite and Other Criticality Benchmarks. *Proc. of the Intern. Conf. on Reactor Physics, Nuclear Power «A Sustainable Resource (PHYSOR 2008)»*. Interlaken, Switzerland, 2008. 5 p.
 14. Pre-operational Safety Report for NPP Mochovce U213-TI-1768. Revision 1 – Appendix no. 3, Unit 1 and 2. Moscow. Federal Agency for Atomic Energy, Federal State Unitary Enterprise OKB «GIDROPRESS», Federal State Institution Scientific Center «Kurchatov Institute», 2005. 27 p. (in Slovak).
 15. Technical specification Shkoda Ae 1838 F. Stainless steel austenitic steel sheets with a boron content of 1.05 to 1.2% for welded pipes in compact storages. Plzen. Shkoda Concern Publ., 1991. 20 p. (in Slovak).
 16. Chemical Composition of ATABOR Steel, KP 805 4622/90. Bratislava. Institute of Nuclear and Physical Engineering Publ., 1990. 1 p. (in Slovak).
 17. Brzhezina M. et al. *Verification of the Absorption Properties of Stainless Steel Containing ¹⁰B*. Research report 360/34/2014. Jaslovske Bohunice. VUJE Trnava, 2014. 66 p. (in Slovak).
 18. X-5 Monte Carlo Team. *2003b, MCNP – A General N-Particle Transport Code, Ver. 5 – Volume II: User’s Guide. LA-CP-03-0245*. Los Alamos. LANL, 24-Apr-2003.
 19. X-5 Monte Carlo Team. *2003a, MCNP – A General N-Particle Transport Code, Ver. 5 – Volume I: Overview and Theory. LA-UR-03-1987*. Los Alamos. LANL, 24-Apr-2003.
 20. X-5 Monte Carlo Team. *2003c., MCNP – A General N-Particle Transport Code, Ver. 5 – Volume III: Developer’s Guide. LA-CP-03-0284*. Los Alamos. LANL, 24-Apr-2003.

Authors

Kaprinayova Katarina, PhD Student

E-mail: xkaprinayova@stuba.sk

Farkas Gabriel, Assistant Professor

E-mail: gabriel.farkas@stuba.sk

Kristofova Kristina, Researcher

E-mail: kristina.kristofova@stuba.sk

Hausner Peter, Student

E-mail: petohausner@gmail.com

Slugen Vladimir, Professor

E-mail: vladimir.slugen@stuba.sk