

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2025-4-5-11>

УДК 621.039.3

РАЗРАБОТКА И ВЕРИФИКАЦИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА APR-1400

Г. Г. Какимова*, Р. А. Иркимбеков, А. С. Сураев

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

** E-mail для контактов: kakimova@nnc.kz*

В данной работе представлена разработка и верификация нейтронно-физической модели водо-водяного энергетического реактора APR-1400 с использованием кода MCNP6. Разработана модель активной зоны с детализированным описанием конструктивных элементов. Верификация модели свидетельствует о её достоверности и позволяет использовать её для надёжного прогнозирования нейтронно-физических характеристик реактора в процессе эксплуатации. Результаты могут быть использованы для оптимизации топливных циклов и оценки воздействия новых конструктивных решений.

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, активная зона, реактивность, APR, нейтронно-физическая модель.

ВВЕДЕНИЕ

Современные требования к безопасности и эффективности ядерных энергетических установок обуславливают необходимость разработки и верификации нейтронно-физических моделей, предназначенных для достоверного воспроизведения процессов, протекающих в активной зоне реактора. Такие модели служат основой для проведения всестороннего анализа реакторных характеристик при различных режимах эксплуатации, оценки ядерной безопасности, оптимизации проектных решений, а также рационального использования ядерного топлива.

Реактор APR-1400 является улучшенным водо-водяным ядерным энергетическим реактором, разработанный южнокорейской компанией Korea Hydro & Nuclear Power (KHNP) в сотрудничестве Korea Electric Power Corporation (KEPCO). Разработка реактора велась в рамках национальной программы по созданию реакторов следующего поколения на базе технологий, примененных в PWR-реакторе OPR-1000, и завершилась к середине 2000-х годов [1].

APR-1400 был спроектирован с целью повышения уровня безопасности, экономичности и эксплуатационной надежности, включая внедрение пассивных систем безопасности, улучшенные характеристики активной зоны и расширенные возможности управления аварийными ситуациями [2]. Первая коммерческая установка APR-1400 – Shin-Kori 3 – была подключена к сети Южной Кореи в 2016 году. Впоследствии введены в эксплуатацию также блоки Shin-Kori 4, Wakah 1-4 в Объединенных Арабских Эмиратах, демонстрируя международный интерес и признание данной технологии [3].

Ранее в научной литературе неоднократно освещались различные аспекты проектирования и эксплуатации APR-1400. Например, представлены [4] нейтронно-физические расчеты и анализ безопасности реактора с использованием кода MCNP, в [5] исследованы характеристики топлива и обоснование длительности топливного цикла, а в [6] проведена

оценка устойчивости реактора к запроектным авариям. Эти исследования формируют основу, на которой базируется настоящая работа по разработке и верификации нейтронно-физической модели реактора.

APR-1400 [7] представляет собой усовершенствованный водо-водяной энергетический реактор (PWR) поколения III+, разработанный с учетом постфукусимских требований к безопасности, включая повышение устойчивости к внешним воздействиям и внедрение пассивных систем отвода тепла [8–10]. Установка обладает номинальной электрической мощностью порядка 1400 МВт, увеличенной длительностью топливного цикла до 18 месяцев, а также модернизированными системами управления и комбинированной системой безопасности.

Актуальность настоящего исследования определяется необходимостью создания верифицированной нейтронно-физической модели реактора APR-1400, позволяющей с высокой степенью достоверности рассчитывать параметры активной зоны в различных эксплуатационных условиях. Развитие атомной энергетики требует постоянного совершенствования расчетных методик и повышения точности моделирования нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. С учетом высокой мощности, современных требований к безопасности и необходимости оценки эксплуатационных характеристик, разработка верифицированной нейтронно-физической модели имеет важное значение для проведения дальнейших расчетов, направленных на анализ устойчивости и надежности реакторной установки.

Научная новизна работы заключается в разработке и верификации нейтронно-физической модели реактора APR-1400, обеспечивающей достоверное воспроизведение характеристик активной зоны и расширяющей возможности анализа её нейтронно-физических параметров.

Одним из наиболее распространенных и надежных инструментов в области нейтронно-транспортного моделирования является программный комп-

лекс MCNP6 (Monte Carlo N-Particle) [11], обеспечивающий возможность построения геометрических моделей активной зоны и проведения расчетов, учитывающих широкий спектр взаимодействия нейтронов и фотонов с веществом. Применение MCNP к моделированию APR-1400 требует детального описания геометрии, корректного задания физико-технических параметров, а также выполнения серии расчетов, позволяющих получить ключевые нейтронно-физические характеристики, такие как коэффициент размножения нейтронов, температурные коэффициенты, критическая концентрация борной кислоты и др.

Целью исследования является разработка и верификация нейтронно-физической модели реактора APR-1400 с использованием программного комплекса MCNP6. Для достижения данной цели поставлены следующие задачи:

1. Построение расчетной модели активной зоны с учетом разработки и верификации входных данных на основании существующих литературных источников;

2. Проведение нейтронно-физических расчетов для оценки характеристик реактора;

3. Формирование расчетной базы для дальнейшего анализа и контроля параметров функционирования энергетической ядерной установки при различных этапах эксплуатации.

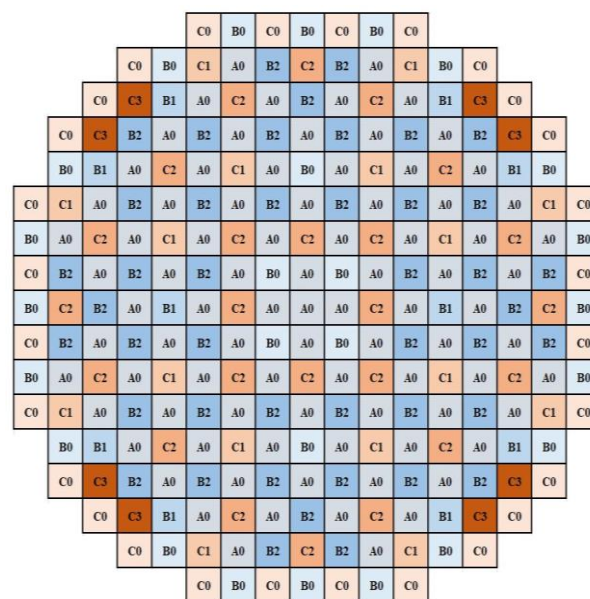
Полученные результаты могут быть использованы для обоснования проектных решений, оптимизации топливной кампании, а также в инженерных исследованиях, направленных на повышение эффективности и надежности эксплуатации ядерных энергетических установок.

ОПИСАНИЕ ОБЪЕКТА ИССЛЕДОВАНИЯ

Объектом исследования является активная зона водо-водяного энергетического реактора APR-1400 третьего поколения, предназначенного для выработки тепловой мощности 3987 МВт. Среднее объемное энерговыделение составляет 100,9 Вт/см³. Активная зона рассчитана на рабочий цикл более 18 месяцев и имеет повышенный тепловой запас более чем на 10% по безопасности и эксплуатационной производительности. Высота активной зоны составляет 381 см, эквивалентный диаметр – 363 см.

На рисунке 1 приведена схема начальной загрузки активной зоны реактора [12]. Как видно из рисунка, активная зона включает восемь различных типов топливных сборок: A0, B0, B1, B2, C0, C1, C2 и C3.

Тепловыделяющая сборка (ТВС) состоит из твэлов, дистанционирующих решеток, направляющих трубок, а также верхней и нижней концевой арматуры. В активной зоне реактора APR-1400 размещена 241 ТВС, каждая из которых содержит твэлы на основе таблеток из диоксида урана, расположенные в квадратной матрице 17 × 17. Высота ТВС 409,4 см, шаг сборки 20,56 см.



Тип топлива	Описание
A0	1,71 мас. % ²³⁵ U
B0	3,14 мас. % ²³⁵ U
B1	3,14 мас. % / 2,64 мас. % ²³⁵ U, 12 стержней при 8 мас. % Gd ₂ O ₃
B2	3,14 мас. % / 2,64 мас. % ²³⁵ U, 16 стержней при 8 мас. % Gd ₂ O ₃
C0	3,64 мас. % / 3,14 мас. % ²³⁵ U
C1	3,64 мас. % / 3,14 мас. % ²³⁵ U, и 16 стержней при 8 мас. % Gd ₂ O ₃
C2	3,64 мас. % / 3,14 мас. % ²³⁵ U, и 16 стержней при 8 мас. % Gd ₂ O ₃
C3	3,64 мас. % / 3,14 мас. % ²³⁵ U, и 12 стержней при 8 мас. % Gd ₂ O ₃

Рисунок 1. Схема загрузки активной зоны APR-1400 [12]

Состав каждой ТВС предусматривает наличие четырех направляющих трубок и одной центральной направляющей трубки, предназначенной для размещения инструментов измерения нейтронного потока в активной зоне. Для корректировки распределения мощности и компенсации избыточной реактивности на начальном этапе топливного цикла используются выгорающие поглотители на основе оксида гадолиния. Схема топливного стержня/выгорающего поглотителя с основными размерами представлена на рисунке 2 [13].

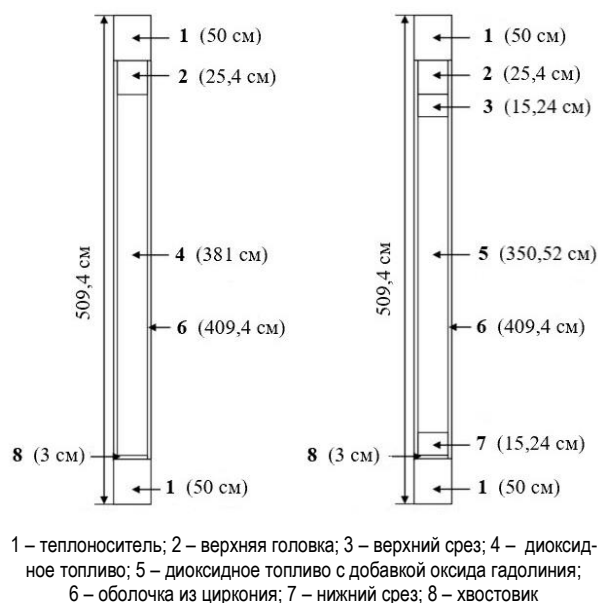


Рисунок 2. Схема топливного стержня сборки A0 (слева) и топливного стержня/выгорающего поглотителя всех остальных сборок [13]

МЕТОД ИССЛЕДОВАНИЯ

Исследование включает моделирование геометрической структуры активной зоны реактора и расчёт нейтронно-физических параметров с использованием программного комплекса MCNP6. Для обеспечения корректности расчетов применена библиотека ядерных данных ENDF/B-VII.0, обеспечивающая актуальные сечения взаимодействия нейтронов с различными материалами при широком диапазоне энергий. Для анализа нейтронно-физических характеристик реактора проведен расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов (k_{eff}) и доли запаздывающих нейтронов, с последующим сравнением полученных данных с экспериментальными результатами.

Расчет реактивности на основе k_{eff} при первой загрузке топлива в реактор проводится без использования системы управления и защиты, а также без борного регулирования. В этом случае плотность воды принимается равной 1 г/см^3 , а температура теплоносителя и топлива равна 300 К . Реактивность реактора [14, 15] можно вычислить с помощью коэффициента размножения нейтронов k_{eff} по формуле (1):

$$\rho = \left(1 - \frac{1}{k_{eff}} \right) / 0,0064, \quad (1)$$

где ρ – реактивность, k_{eff} – коэффициент размножения нейтронов, $0,0064$ – это эффективная доля запаздывающих нейтронов.

Данный расчет позволяет определить запас реактивности в реакторе при различных условиях эксплуатации.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА

Разработка нейтронно-физической модели реактора APR-1400 в программном коде MCNP6 предусматривает построение детализированной геометрической модели активной зоны с целью проведения расчетов нейтронно-физических параметров. Полученная модель предназначена для проведения расчетов в различных режимах эксплуатации и может быть использована для анализа и оптимизации нейтронно-физических характеристик реактора.

Для проведения нейтронно-физических расчетов, необходимо построить нейтронно-физическую модель реактора APR-1400, с использованием программы MCNP6 (рисунок 3).

Каждая тепловыделяющая сборка (ТВС) включает 236 топливных стержней и 5 направляющих труб, предназначенных для размещения стержней управления. Конструктивные схемы ТВС приведены на рисунке 4.

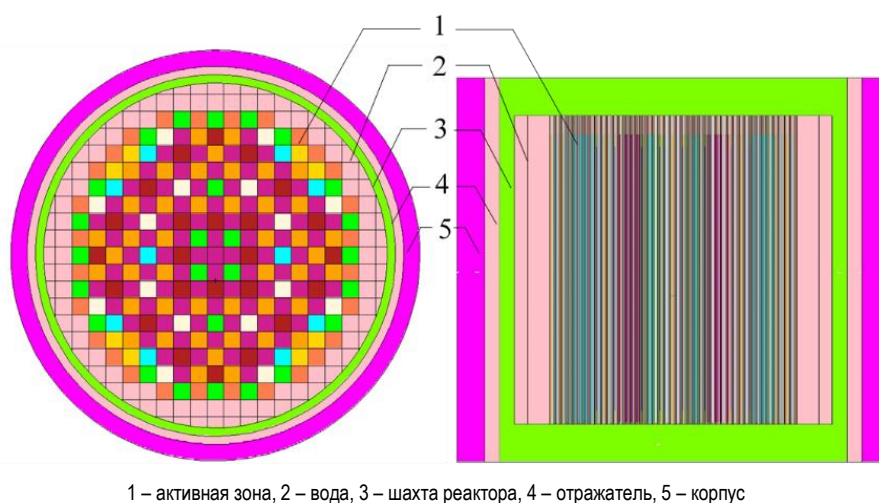
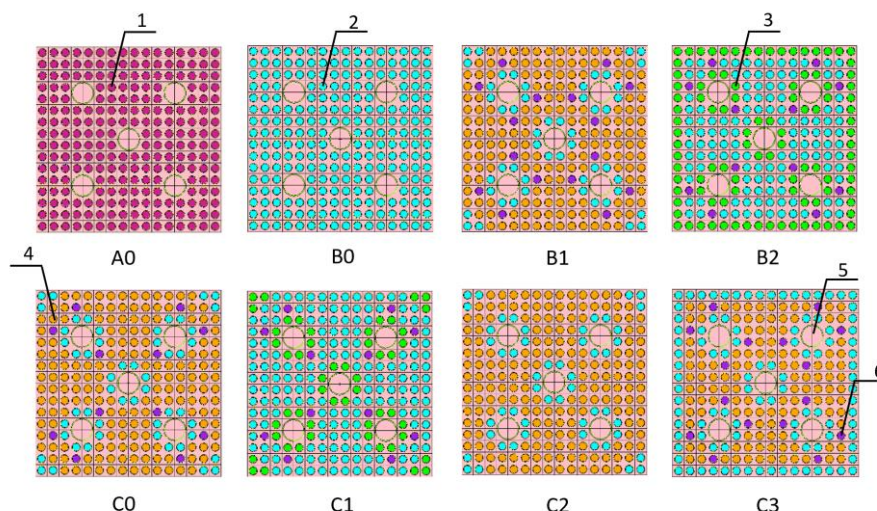


Рисунок 3. Общий вид модели активной зоны



1) твэл с топливом UO_2 (1,71%); 2) твэл с топливом UO_2 (3,14%); 3) твэл с топливом UO_2 (2,64%); 4) твэл с топливом UO_2 (3,64%); 5) направляющий канал; 6) твэл с топливом UO_2 (2%) Gd_2O_3

Рисунок 4. Расположение твэлов в ТВС разных типов

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для верификации нейтронно-физической модели активной зоны реактора APR-1400 были проведены расчеты с учетом изменения глубины погружения регулирующих стержней системы управления и защиты (СУЗ). Анализ охватывает пять характерных положений стержней – от полностью выведенных (0%) до полностью введенных (100%) в активную зону, при этом концентрация борной кислоты в воде принята равной нулю, чтобы исключить влияние химического регулирования.

При полностью выведенных стержнях СУЗ (0%) реактивность составляет 25,8 β , при этом эффективный коэффициент нейтронов равен 1,21546 ($\pm 0,00010$).

При погружении на 25% реактивность снижается до 25,5 β , $k_{eff} = 1,21204$ ($\pm 0,00016$).

При 50 % – реактивность составляет 25 β , $k_{eff} = 1,20737$ ($\pm 0,00019$).

При 75% – реактивность уменьшается до 24 β , $k_{eff} = 1,19178$ ($\pm 0,00008$).

При полном вводе стержней СУЗ в активную зону (100%) реактивность составляет 18,3 β , $k_{eff} = 1,14304$ ($\pm 0,00006$).

Таким образом, глубина погружения СУЗ не является постоянной и варьируется в процессе эксплуатации в зависимости от условий кампаний и целей регулирования, что было учтено в представленных расчетах. Проведенная оценка позволяет количественно описать влияние степени ввода СУЗ на параметры реактора, что является важной составляющей анализа безопасности.

1) Проведены расчеты для вариантов загрузки всей активной зоны тепловыделяющими сборками одного типа (A0, B0, B1 или C0) и выполнено сравнение коэффициента размножения нейтронов с литературными данными [16]. Результаты этих расчетов

вместе со значениями абсолютной погрешности для каждой конфигурации приведены в таблице 1.

Таблица 1. Результаты расчета k_{eff} в активной зоне с одним типом ТВС

ТВС	$k_{eff 1}$ (расчетные данные)	$k_{eff 2}$ (справочные данные) [16]	Δk
A0	1,18994 \pm 0,00006	1,18545	0,00449
B0	1,36940 \pm 0,00007	1,35081	0,01859
B1	1,19045 \pm 0,00006	1,13775	0,05270
C0	1,39566 \pm 0,00006	1,37434	0,02132

2) Выполнены расчеты эффективного коэффициента размножения нейтронов при различных температурах активной зоны и соответствующих концентрациях борной кислоты в воде. Проведено сравнение полученных результатов расчета с литературными данными [17].

Результаты расчетов представлены в таблице 2.

Таблица 2. Зависимость k_{eff} от температуры активной зоны и различной концентрации борной кислоты

Борное регулирование (концентрация бора в воде)	Температура теплоносителя, К	$k_{eff 1}$ (расчетные данные)	$k_{eff 2}$ (справочные данные) [17]	Δk
0 ppm	300	1,21546 \pm 0,00010	1,21765	-0,00219
	600	1,15984 \pm 0,00009	1,13942	0,02042
	900	1,15116 \pm 0,00009	1,13061	0,02055
1000 ppm	300	1,03191 \pm 0,00007	1,03406	-0,00215
	600	1,01507 \pm 0,00006	1,01760	-0,00253
	900	1,00788 \pm 0,00007	1,00973	-0,00185
2000 ppm	300	0,92092 \pm 0,00006	0,90907	0,01185
	600	0,90841 \pm 0,00005	0,92594	-0,01753
	900	0,90257 \pm 0,00006	0,91899	-0,01707

3) На рисунке 5 представлен график, отражающий зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от концентрации борной кислоты в случаях, когда органы регулирования СУЗ полностью введены в активную зону и выведены из нее.

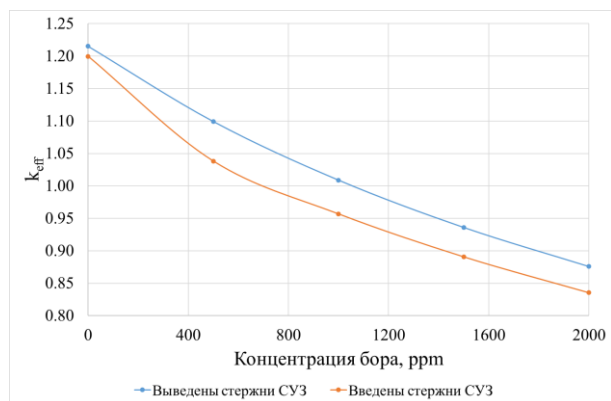


Рисунок 5. Зависимость коэффициента размножения нейтронов от концентрации бора

Поскольку бор является эффективным поглотителем тепловых нейтронов, то увеличение его концентрации в обоих случаях снижает значение эффективного коэффициента размножения нейтронов, а значит, и реактивность реактора. При этом можно увидеть, что критичность реактора ($k_{eff} \sim 1$) без стержней управления достигается при концентрации бора 1100 ppm в теплоносителе, а со стержнями управления, введенными в активную зону, приблизительно при 700 ppm.

Таким образом, выполнена разносторонняя верификация нейтронно-физической модели реактора APR-1400, учитывающая характеристики органов регулирования, параметры ТВС и теплоносителя.

4) Для определения коэффициента Доплера предварительно рассчитано изменение реактивности [18] с использованием уравнения (2):

$$\Delta\rho = \frac{k_{eff}^{T_2} - k_{eff}^{T_1}}{k_{eff}^{T_2} \cdot k_{eff}^{T_1}}, \quad (2)$$

где $k_{eff}^{T_2}$ и $k_{eff}^{T_1}$ – это эффективный коэффициент размножения нейтронов для температур T_2 и T_1 . Коэффициент Доплера (Dc) рассчитывается как соотношение изменения реактивности к изменению температуры топлива с использованием уравнения (3) и выражается в pcm/K [19]:

$$D_c = \frac{\Delta\rho}{\Delta T}, \quad (3)$$

где ΔT – изменение температуры топлива ($\Delta T = 600$ К в данном случае).

На рисунке 6 представлена зависимость реактивности от температуры топлива для двух конфигураций активной дозы: при полностью выведенных регулирующих стержнях СУЗ и при полностью введенных стержнях СУЗ.

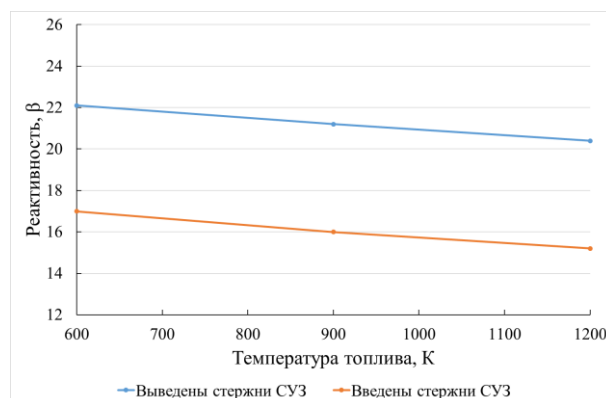


Рисунок 6. Изменение реактивности к зависимости от температуры топлива

Установлено, что при повышении температуры топлива с 600 К до 1200 К снижение реактивности (эффект Доплера) составляет $-2,13$ рсм/К для конфигурации с введёнными стержнями СУЗ и $-2,01$ рсм/К для конфигурации без стержней СУЗ.

5) *Распределение энерговыделения по радиусу активной зоны (АЗ)*

Проведены расчеты для определения энерговыделения по радиусу активной зоны. Значения энерговыделения представлены на рисунке 7.

По результатам расчетов установлено, что максимальное энерговыделение (4,05 Вт/г) наблюдается у TBC B0, расположенной в правом углу относительно центральной TBC, тогда как минимальное (0,34 Вт/г) отмечается в TBC C0, расположенной в периферии активной зоны.

[illegible]

Рисунок 7. Распределение энергоснабжения по радиусу АЗ (Вт/г)

Для сравнения значений приведем k_r – коэффициент неравномерности энерговыделения по формуле (4):

$$k_r = \frac{q_{max}}{q_r}, \quad (4)$$

где q_{max} – максимальное энерговыделение у ТВС, расположенной относительно центра реактора; q_r – среднее энерговыделение по радиусу активной зоны. Коэффициент неравномерности энерговыделения $k_r = 9$ свидетельствует о значительной неравномерности распределения энерговыделения в активной зоне реактора, при которой максимальное значение энерговыделения существенно превосходит среднее [20].

6) *Распределение энерговыделения по высоте активной зоны (АЗ)*

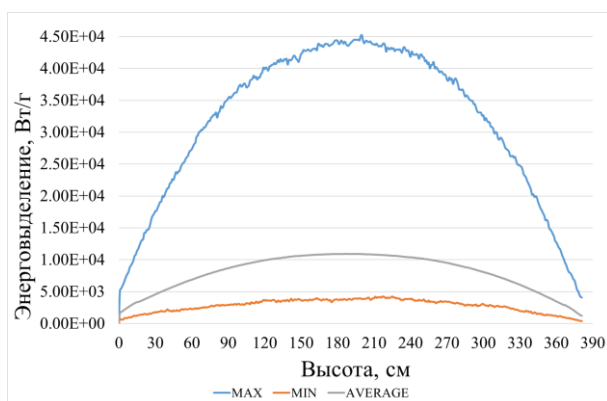


Рисунок 8. Распределение энерговыделения по высоте АЗ

На рисунке 8 представлено распределение удельного энерговыделения (Вт/г) по высоте активной зоны. Данные на графике отражают максимальные, минимальные и средние значения по горизонтальным сечениям. Характерная форма кривой с максимумом в центральной части и спадом к концам зоны соответствует типичному распределению нейтронного потока в тепловом реакторе. Максимальное значение достигается примерно на высоте 200 см. Среднее распределение имеет сглаженный вид и отражает общую закономерность протекания реакций деления вдоль высоты активной зоны.

Следует отметить, что рассчитанный в настоящей работе коэффициент неравномерности ($КНЭ = 9,0$) определяется как отношение локального максимального энерговыделения к среднему значению по высоте, полученное на основе полной геометрии активной зоны без применения сглаживания профиля мощности и регулирования выгорания. В литературных источниках [14], приводятся усреднённые или нормированные значения ($КНЭ \approx 1,6$), что приводит к заметному расхождению с результатами данного исследования.

ВЫВОДЫ

В данной работе была построена и верифицирована нейтронно-физическая модель активной зоны реактора APR-1400 с использованием кода MCNP6. Результаты моделирования показали хорошее согласие с литературными данными, что подтверждает корректность реализации геометрической структуры и

параметров материалов, используемых при построении модели. Проведённый анализ позволяет утверждать, что разработанная модель может быть использована для дальнейших исследований по оптимизации топливного цикла, включая изучение альтернативных вариантов загрузки топлива, применение уран-гадолиниевых и борсодержащих ТВЭЛов, а также оценку влияния новых конструкционных материалов оболочек ТВЭЛов. В дальнейшем планируется расширение модели с учётом температурных эффектов за счёт использования температурозависимых сечений и моделирования различных режимов эксплуатации с целью повышения эффективности и безопасности реакторной установки APR-1400.

Работа выполнена при финансовой поддержке Агентства Республики Казахстан по атомной энергии по научно-технической программе BR24792713 «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан».

ЛИТЕРАТУРА / REFERENCES

1. KEPCO E&C. APR1400 Design Overview. – Yongin: Korea Electric Power Corporation Engineering & Construction Company, 2002. – 40 p.
2. KAERI. Development of Advanced Power Reactor (APR1400) / Korea Atomic Energy Research Institute // Nuclear Engineering and Technology. – 2004. – Vol. 36, No. 1. – P. 1–14. – ISSN 1738-5733.
3. World Nuclear Association. Nuclear Power in South Korea – 2024. <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/south-korea.aspx>
4. Alrwashdeh M., Alameri S. A. Preliminary neutronic analysis of alternative cladding materials for APR-1400 fuel assembly // Nuclear Engineering and Design. – 2021. – Vol. 384. – P. 111486.
5. Alrwashdeh M., Alameri S. A. A Neutronics Study of the Initial Fuel Cycle Extension in APR-1400 Reactors // Arabian Journal for Science and Engineering. – 2023.
6. Kang D. G. et al. Assessment of APR-1400 Emergency Core Cooling System performance for design basis LOCA redefinition // Nuclear Engineering and Design. – 2013.
7. Advanced Power Reactor 1400 MWe (APR1400) [Status report 83]. – KEPCO E&C/KHNP, 2011. – 37 p.
8. IAEA. Action Plan on Nuclear Safety – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2011. – 19 p. <https://www.iaea.org/sites/default/files/actionplanns.pdf>
9. OECD/NEA. The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: OECD/NEA Nuclear Safety Response and Lessons Learnt. – NEA No. 7161. – Paris: Nuclear Energy Agency, 2013. – 136 p. – ISBN 978-92-64-99155-7.
10. U.S. NRC. Enhancing Reactor Safety in the 21st Century: The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-ichi Accident. – Washington, D.C.: U.S. Nuclear Regulatory Commission, July 2011. – 96 p. <https://www.nrc.gov/docs/ML1118/ML111861807.pdf>
11. Goorley, T., James, M., Booth, T., Brown, F., Bull, J., Cox, L.J., Durkee, J., Elson, J., Fensin, M., Forster, R.A. and Hendricks, J. (2012). Initial MCNP6 release overview. Nuclear Technology, 180(3), pp.298-315. <https://doi.org/10.13182/NT11-135>.

12. Alrwashdeh, M.; Alameri, S.A. Chromium-Coated Zirconium Cladding Neutronics Impact for APR-1400 Reactor Core. *Energies*. – 2022. – Vol. 15(21). – P. 8008. <https://doi.org/10.3390/en15218008>
13. Yuk, S. APR1400 Reactor Core Benchmark Problem Book; Technical Report RPL-INERICA-004; Korea Atomic Energy Research Institute: Daejeon, Korea, 2019.
14. Reactivity – Definition & Calculation // Nuclear-power.com. https://www.nuclear-power.com/nuclear-power/reactor-physics/nuclear-fission-chain-reaction/reactivity/?utm_source
15. Introduction to Water Cooled Reactor Theory with the Micro-Physics. – Vienna: IAEA, 2014. – (Training Course Series No. 70). https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TCS-70web.pdf?utm_source
16. K.E. Barr, S. Choi, J. Kang, B. Kochunas. Verification of MPACT for the APR1400 Benchmark // *Energies*. – 2021. – Vol. 14. – P. 3831. <https://doi.org/10.3390/en14133831>
17. Z. Alnoamani, S. A. Alameri, M. Elsayi. Neutronic and Fuel Performance Evaluation of Accident Fuel Concepts in APR1400 Reactor. – Conference: Proceedings of the American Nuclear Society Annual Meeting, June 17–21, 2018, Philadelphia, PA, USA. https://www.researchgate.net/profile/ZainabAlnoamani2/publication/329357617_Neutronic_and_Fuel_Performance_Evaluation_of_Accident_Tolerant_Fuel_Concepts_in_APR1400_Reactor/links/64acc65bb9ed6874a50b9b8c/Neutronic-and-Fuel-Performance-Evaluation-of-Accident-Tolerant-Fuel-Concepts-in-APR1400-Reactor.pdf
18. Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C + SNA 2007) Monterey, California, April 15-19, 2007, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2007) “Doppler coefficient of reactivity – benchmark calculations for different enrichments of UO₂” L. Thilagam, C. Sunil Sunny and K.V. Subbaiah; K. Devan; Lee, Young-Seok; V. Jagannathan.
19. Risk Engineering LTD., Belene ISAR – Training course provided for Vietnam Atomic Energy Institute VINATOM, Sofia, Bungari, 15 Jan – 9 March 2012.
20. В.А. Горбунов, С.С. Теплякова, Н.Е. Лоншаков, С.Г. Андриянов, П.А. Минеев. Исследование влияния конструктивного параметра тепловыделяющего элемента на коэффициент неравномерности теплового выделения по высоте реактора ВВЭР-100. – 2023. [V.A. Gorbunov, S.S. Teplyakova, N.E. Lonshakov, S.G. Andriyanov, P.A. Mineev. Issledovanie vliyaniya konstruktivnogo parametra teplovydelyayushchego elementa na koeffitsient neravnomernosti teplovogo vydeleniya po vysote reaktora VVER-100. – 2023. (In Russ.)] <https://static.nuclear-power-engineering.ru/articles/2023/02/03.pdf>

ӘЗІРЛЕУ ЖӘНЕ ВЕРИФИКАЦИЯЛАУ НЕЙТРОНДЫҚ-ФИЗИКАЛЫҚ МОДЕЛІН РЕАКТОРДЫҢ APR-1400

Г. Г. Какимова*, Р. А. Иркимбеков, А. С. Сураев

ҚР ҰАО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

* Байланыс үшін E-mail: kakimova@nnc.kz

Бұл жұмыста MCNP6 кодының көмегімен сумен реттелетін қуатты реактордың APR-1400 нейтронды-физикалық моделін жасау және тексеру жүргізілді. Құрылымдық элементтердің толық сипаттамасы бар белсенді аймақ әзірленді. Модельді тексеру реактордың жұмысын одан әрі қолдауды стратегиялық жоспарлау үшін сенімді негіз болады. Нәтижелер отын циклдарын оңтайландыру және жаңа дизайн шешімдерінің әсерін бағалау үшін пайдаланылуы мүмкін.

Түйін сөздер: нейтронды-физикалық есептеу, белсенді аймақ, реактивтілік, APR, нейтронды-физикалық модель.

DEVELOPMENT AND VERIFICATION OF THE NEUTRON-PHYSICS MODEL OF THE APR-1400 REACTOR

G. G. Kakimova*, R. A. Irkimbekov, A. S. Surayev

Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov. Kazakhstan

* E-mail for contacts: kakimova@nnc.kz

In this work, a neutron-physical model of the APR-1400 water-moderated power reactor was developed and verified using the MCNP6 code. An active zone with a detailed description of the design elements was developed. The verification of the model will provide a reliable basis for strategic planning of further support for the operation of the reactor. The results can be used to optimize fuel cycles and assess the impact of new design solutions.

Keywords: neutron-physical calculation, active zone, reactivity, APR, neutron physics model.