

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2025-1-80-89>

УДК 621.039.5

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЕВРОПЕЙСКОГО РЕАКТОРА ПОД ДАВЛЕНИЕМ (EPR) С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КОДА MCNP

У. А. Жумадилова*, И. В. Прозорова, А. К. Мухамедиев, А. А. Прозоров,
Ю. А. Попов, Б. С. Медетбеков, Р. Р. Сабитова, С. Н. Светачев

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

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

Моделирование ядерных реакторов является одним из важных этапов обеспечения безопасности и оптимизации их характеристик.

Данная работа посвящена оценке характеристик активной зоны реактора EPR при его различных режимах работы с целью рассмотрения данного типа реактора как возможного кандидата для строительства АЭС в Казахстане. Исследования заключались в разработке расчетной модели реактора EPR и проверке релевантности полученных расчетных данных. Исследования проведены с использованием метода Монте-Карло, реализованного в программе MCNP и позволяющего детально анализировать нейтронно-физические процессы, происходящие в активной зоне реактора. В статье представлены описание реактора EPR, методика проведения исследований, компьютерная модель, результаты моделирования и сравнение расчетных данных с литературными.

Ключевые слова: европейский реактор под давлением, EPR, MCNP, расчетная модель, нейтронно-физические характеристики, активная зона.

ВВЕДЕНИЕ

Проект строительства атомной электростанции (АЭС) в Казахстане находится на важном этапе выбора подходящего технико-коммерческого предложения. В процессе активного изучения предложений от ведущих мировых производителей атомных технологий из 13 представленных проектов были выбраны четыре наиболее подходящих: из Франции, Китая, России и Южной Кореи.

В данной статье предложена расчетная MCNP модель реактора EPR для анализа безопасности и надежности реактора с целью рассмотрения его как кандидата реактора для строительства АЭС в Казахстане.

Актуальность исследования связана с нейтронно-физическим анализом Европейского реактора под давлением (EPR) с использованием N-частиц Монте-Карло (MCNP5). Основная цель исследования заключалась в разработке входной модели, из которой возможно получить плотности потоков нейтронов и распределения энерговыделения реактора по всей АЗ. Проведено сравнение результатов с данными отчета по анализу безопасности EPR. Выполнена оценка соответствия основных эксплуатационных параметров активной зоны, включая значение эффективного коэффициента размножения, осевые и радиальные профили энерговыделения и ценности системы регулирующих стержней, на основании чего подтверждена согласованность модели и результатов.

Научная новизна разработки модели реактора заключается в нескольких аспектах, во-первых, нейтронно-физическая модель является основой для анализа и прогнозирования работы ядерного реактора. Во-вторых, возможность прогнозирования аварийных ситуаций, оценку устойчивости системы к внеш-

ним воздействиям. В-третьих, модель может учитывать изменения в работе реактора, например, из-за изменения температуры, состава топлива, нейтронных поглотителей или воздействия внешних факторов (например, изменений в мощности реактора).

Европейский реактор под давлением (EPR) – это один из наиболее безопасных и современных реакторов третьего поколения, он был разработан компанией Framatome ANP Inc. с совместным дочерним предприятием AREVA и Siemens. EPR представляет собой усовершенствованную версию реактора типа PWR (Pressurized Water Reactor) на тепловых нейтронах с более высоким КПД и усовершенствованными системами безопасности. Мощность EPR зависит от конкретной модели, однако стандартные параметры для типичного реактора EPR следующие:

- электрическая мощность: 1,6–1,7 ГВт;
- тепловая мощность: 4,5 ГВт.

Концепция и разработка реактора EPR ведется с конца 90-х годов XX-го столетия. В статье [1] авторами описывается, что разработка EPR учитывает опыт эксплуатации более чем 100 атомных электростанций, спроектированных и построенных Siemens и Framatome. В статье излагаются достоинства этого реактора: повышенная безопасность при конкурентоспособной стоимости и стандартизация конструкции, которая позволяет осуществлять строительство в мировом масштабе. Авторами другой статьи [2] проведены сравнение и оценка существующих и новых технологий и концепций, включая вид теплоносителя и нейтронные спектры. Результаты указывают на высокий потенциал реактора EPR по сравнению с большинством действующих реакторов типа LWR (Light Water Reactor) и PWR. В статье [3] описаны различные стратегии управления топливной кампанией ре-

актора EPR с циклами 12, 18 и 24 месяца. Экономический анализ выполнен для иллюстрации низкого потребления урана и высокой производительности топливного цикла по сравнению с большинством современных традиционных реакторов PWR. В статье [4] авторами сделан анализ экологических и экономических последствий эксплуатации реакторов типа EPR для различных стратегий топливного цикла. Проведен анализ всех этапов его существования – от строительства и эксплуатации до вывода из эксплуатации и утилизации отходов. Королевство Саудовская Аравия рассматривает возможность развертывания гражданской ядерной программы с реакторами EPR, мощность которых прогнозируется на уровне 18 ГВт к 2032-2040 годам. Моделирование этого реактора, включая все этапы жизненного цикла и равновесный топливный цикл, было выполнено авторами статьи [5] с использованием кода MCNP6.

Цель исследований состояла в проверке адекватности разработанной расчетной модели реактора EPR и релевантности полученных расчетных данных. В статье представлены описание реактора, методика проведения исследований, компьютерная модель, результаты моделирования и сравнение расчетных данных с литературными. Компьютерная модель реактора EPR может быть использована для определения характеристик активной зоны (АЗ) реактора EPR при различных режимах работы реактора.

Программный код MCNP (Monte Carlo N-Particle) широко используется для моделирования переноса частиц, таких как нейтроны и фотоны, что делает его одним из ведущих инструментов для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Применение MCNP для моделирования реакторов типа EPR дает возможность детально анализировать процессы, происходящие в АЗ, учитывать влияние конструктивных элементов на потоки частиц и оценивать радиационную обстановку реактора [6, 7].

В данной статье представлено моделирование реактора EPR с помощью программы MCNP6. Данная работа основана на доступной информации компании Framatome ANP Inc. [8–11].

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Описание АЗ EPR

Реактор EPR представляет собой четырехконтурную станцию с тепловой мощностью 4590 МВт. Такая высокая тепловая мощность в сочетании с эффективным использованием топлива позволяет достигать электрической мощности примерно 1650 МВт, что делает его одним из самых мощных энергетических реакторов.

АЗ реактора EPR включает 241 топливную сборку (ТВС) семи типов. Каждая ТВС представляет собой решетку 17×17 и состоит из 265 тепловыделяющих

элементов (ТВЭлов) и 24 направляющих трубок для стержней управления, соединенных в квадратную конструкцию. Топливные стержни ТВЭлов состоят из диоксида урана с обогащением до 3,25 % масс. по U-235 и могут содержать оксид гадолиния (Gd_2O_3) с концентрацией от 2 до 8 % масс. для улучшения поглощения нейтронов. Оболочка ТВЭлов и направляющие трубки для стержней управления выполнены из сплава M5™, обладающего высокой коррозионной стойкостью и низким уровнем разбухания. Основная конфигурация АЗ на начальном этапе эксплуатации реактора приведена на рисунке 1.

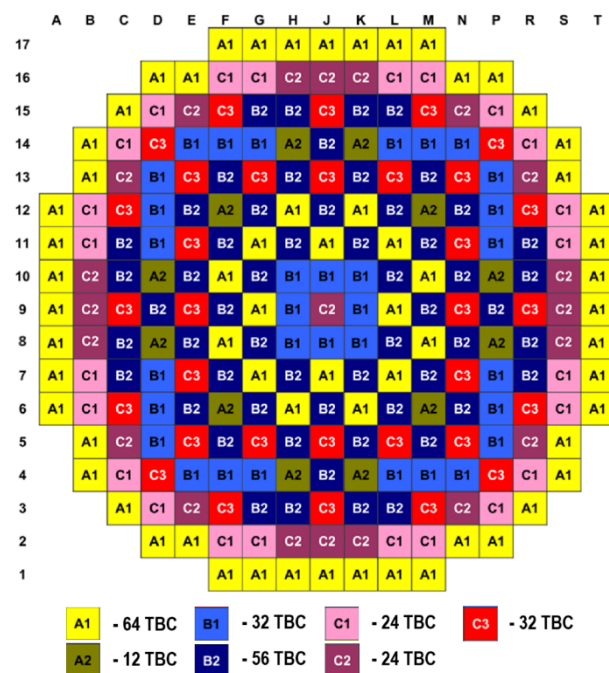


Рисунок 1. Основная конфигурация АЗ на начальном этапе эксплуатации реактора

Конструктивные особенности каждого типа ТВС реактора EPR приведены на рисунках 2 и 3.

Во всех типах ТВС имеются три зоны, распределенные по высоте АЗ: бланкетная, сокращенная и центральная. Бланкетные зоны, расположенные сверху и снизу ТВС, содержат мало делящегося материала и служат для уменьшения утечки нейтронов. Сокращенная зона, между бланкетной и центральной, содержит топливо с наибольшим обогащением и обеспечивает равномерное энерговыделение в АЗ. Центральная зона, где сосредоточена основная масса делящихся изотопов, отвечает за основное энерговыделение. Такое разделение помогает оптимизировать нейтронный баланс и выгорание топлива.

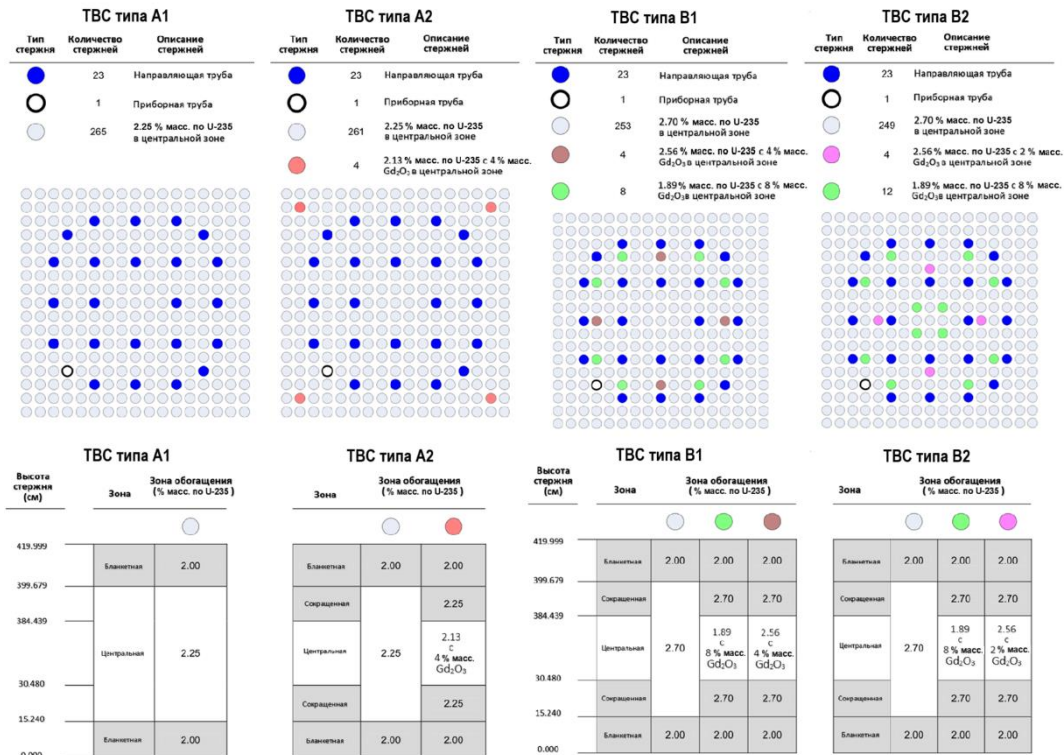


Рисунок 2. Конструктивные особенности ТВС (A1, A2, B1 и B2)

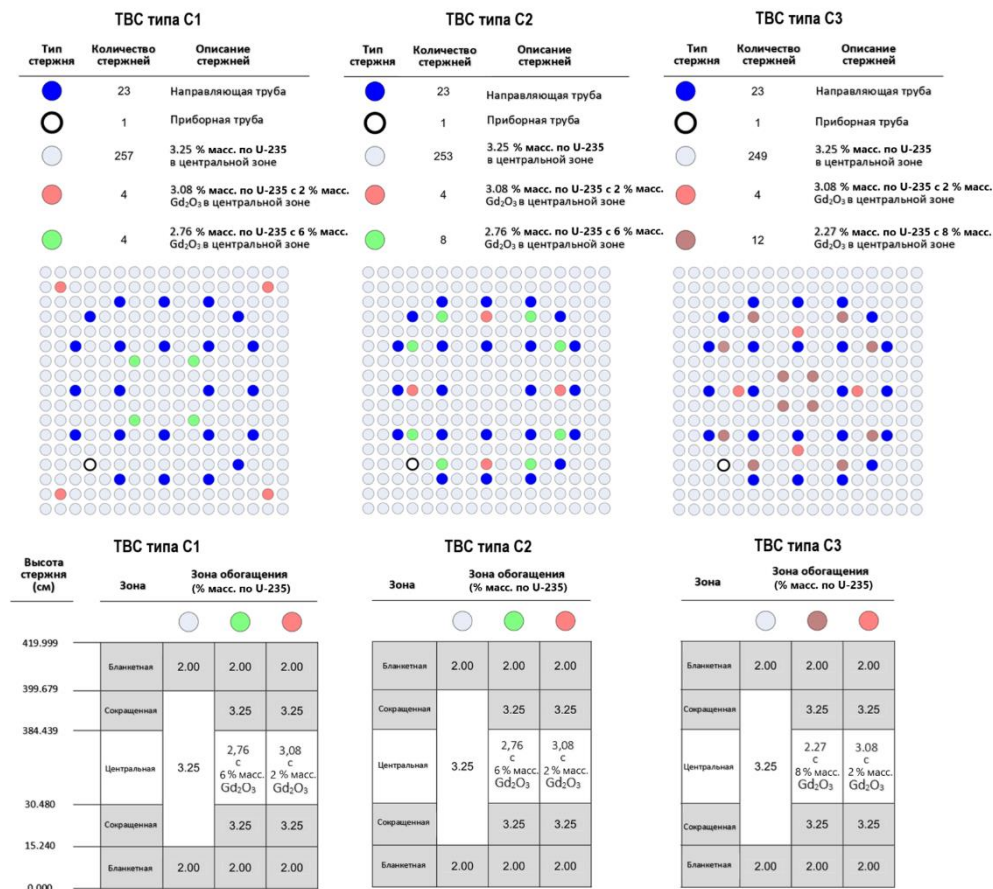


Рисунок 3. Конструктивные особенности ТВС (C1, C2 и C3)

В реакторе EPR направляющие трубки и стержни КУС (кластер управляющих стержней), состоящие из 89 пучков управляющих стержней, обеспечивают управление цепной реакцией и безопасность. Направляющие трубки, расположенные в ТВС, служат каналами для перемещения стержней КУС. КУС состоит из 24 отдельных стержней, прикрепленных к узлу крестовины. Каждый из отдельных стержней КУС представляет собой поглотитель, содержащий серебро (Ag, 80 % масс.), индий (In, 15 % масс.) и кадмий (Cd, 5 % масс.), размещенный в оболочке из нержавеющей стали. Перемещение стержней КУС в АЗ реактора играет ключевую роль в системе управления ядерным реактором. Эта система позволяет эффективно регулировать мощность реактора, контролируя уровень его реакции. В случае возникновения аварийной ситуации или необходимости быстрой остановки реактора, стержни КУС могут быть полностью введены в АЗ, что моментально снижает интенсивность цепной реакции. Таким образом, система КУС обеспечивает не только стабильную и безопасную работу реактора, но и оперативное его выключение в случае необходимости, гарантируя высокую степень безопасности и управляемости процесса.

Разработка модели EPR

В ходе исследований разработана детализированная геометрическая модель и заданы составы материалов, соответствующие реальной конструкции реактора. При разработке модели были приняты следующие положения:

- стационарный режим;
- отсутствие обратной связи по температуре;
- отсутствие выгорания/используется свежее топливо;
- начало жизненного цикла;
- отсутствие отравления реактора ксеноном.

Для моделирования в программе MCNP6 использовалась версия 6.2 (EXE-ONLY) с библиотекой данных ENDF/B-VII.1 [12-13]. Эта версия содержит обновленные сечения для многих изотопов и охватыва-

ет широкий диапазон температур и энергий. Моделирование было выполнено в несколько этапов.

Этап 1: Моделирование геометрии

При создании модели реактора EPR (рисунок 4) были смоделированы следующие основные элементы:

- корпус реактора и корпус АЗ;
- АЗ: все 7 типов ТВС смоделированы как решетка 17×17 и установлены в соответствии со схемой на рисунке 1. Общее количество ТВС – 241. Одна ТВС состоит из 265 топливных стержней и 24 направляющих труб, предназначенных для введения стержней управления;
- тяжелый отражатель: смоделирован как однородная смесь воды и нержавеющей стали;
- замедлитель: вода;
- стержни системы управления и защиты КУС;
- теплоноситель: вода с бором, циркулирующая между твэлами.

На рисунке 5 представлена модель ТВС типа С2 в продольном и поперечном разрезах. Остальные типы ТВС смоделированы в аналогичном образе, но различным составом топлива.

Этап 2: Состав материалов

На втором этапе были определены составы топливных и конструктивных материалов для моделирования реактора EPR, представленные в таблице 1 [8, 14–17].

Этап 3: Основная расчетная модель EPR

Третий этап включал в себя выбор варианта расчетной модели для дальнейшего исследования основных нейтронно-физических характеристик. Основным критерий выбора – реактор должен находиться в состоянии критики.

Результаты расчетов на критичность для различных состояний АЗ реактора и концентраций бора в теплоносителе приведены в таблице 2. В качестве сравнения и проверки результатов расчета использован отчет по анализу безопасности (ОАБ) EPR [8].

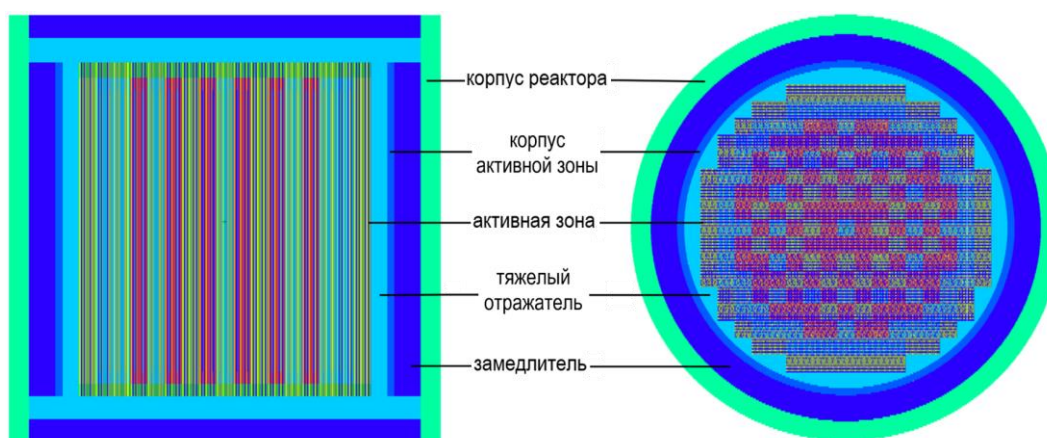


Рисунок 4. Графическое представление расчетной модели реактора EPR

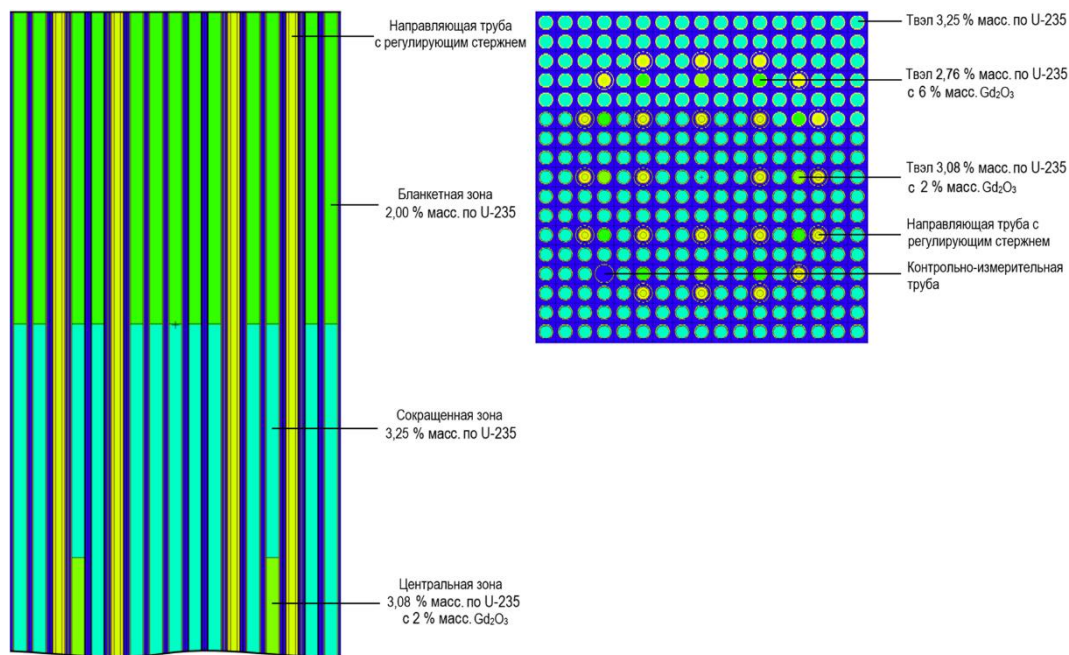


Рисунок 5. Модель ТВС типа C2, вид сбоку и сверху

Таблица 1. Составы материалов EPR

Элемент реактора	Состав	Плотность, г/см ³	Примечание
Таблетки	UO ₂	9,15	обогащение составляет от 1,89 до 3,25 % по U-235
	UO ₂ и Gd ₂ O ₃	9,15	концентрация оксида гадолиния в топливе от 2 до 8 %
Оболочка твэла	M5™	6,506	циркониевый сплав (Zircaloy)
Теплоноситель и замедлитель	H ₂ O и В	–	плотность менялась в зависимости от температуры теплоносителя и концентрации природного бора
Газ	He	1,7846·10 ⁻⁴	в зазоре твэлов инертный газ гелий
Поглотитель	Ag-In-Cd	10,17	поглотитель нейтронов управляющих стержней КУС (80-Ag15-In 5-Cd)
Корпус реактора	16MND5 и NiCrFe	7,2	смоделирован как однородный цилиндр, изготовленный из низколегированной стали, внутренняя поверхность которого плакирована сплавом NiCrFe
Корпус АЗ реактора	304L (18Cr-8Ni)	7,93	низкоуглеродистая хромистая нержавеющая сталь
Тяжелый отражатель	304L (18Cr-8Ni) и H ₂ O	5,5	смоделирован как гомогенная смесь воды и нержавеющей стали с 95 % нержавеющей стали и 5 % воды

Таблица 2. Результаты сравнительного анализа

№	Мощность	Состояние	Стержни КУС	Концентрация бора в теплоносителе, ppm	Kэфф		R, %
					ОАБ EPR	MCNP6	
1	нулевая	холодное ¹	извлечены	1593	0,99	0,96322±0,00006	2,71
2	нулевая	горячее ²	извлечены	1600	0,99	0,96137±0,00006	2,89
3	нулевая	холодное ¹	вставлены	1215	0,95	0,94483±0,00006	0,54
4	нулевая	горячее ²	извлечены	1485	1,00	0,97144±0,00006	2,86
5	полная	горячее ²	извлечены	1383	1,00	0,98080±0,00006	1,92
6	полная	горячее ²	извлечены	1200	–	0,99813±0,00006	–

Примечания:

¹⁾ Холодное состояние реактора для теплоносителя составляет 38°F (276,48 K), но для расчета MCNP6, из-за отсутствия в базе данных температурных значений, задана 293,6 K.

²⁾ Горячий реактор по [8] имеет температуру теплоносителя 578°F (576,48 K) для нулевой мощности и 563,42°F (568,48 K) для полной мощности. В расчетных моделях температура теплоносителя задана как 600 K, а температура топлива – 1200 K.

Для сравнения значений $k_{эфф}$ в критическом состоянии определено относительное отклонение по формуле:

$$R = |x_1 - x_2| / x_1 \times 100\%,$$

где R – отклонение; x_1 – значение из ОАБ EPR [8], x_2 – расчетное значение.

Полная мощность означает работу реактора на максимальной электрической мощности, предусмотренной проектом. Нулевая мощность (минимально контролируемый уровень) соответствует работе реактора, при которой процессы теплообразования и выработки электроэнергии минимальны или отсутствуют, однако реактор все равно может находиться в контролируемом состоянии.

В результате сравнения данных из литературных источников с полученными расчетными значениями $k_{эфф}$ отклонение составляет от 0,5% до 3%, что является вполне допустимым для данного вида моделирования с учетом различия используемых температурных библиотек.

Варьируя концентрации природного бора в теплоносителе от 100 до 2400 ppm, соответствующей горячему реактору на полной мощности, получена основная расчетная модель с $k_{эфф} = 0,99813 \pm 0,00006$, которая использована для дальнейших исследований основных нейтронно-физических параметров реактора EPR, в таблице это соответствует варианту № 6. Концентрация бора в теплоносителе для этого варианта составила 1200 ppm.

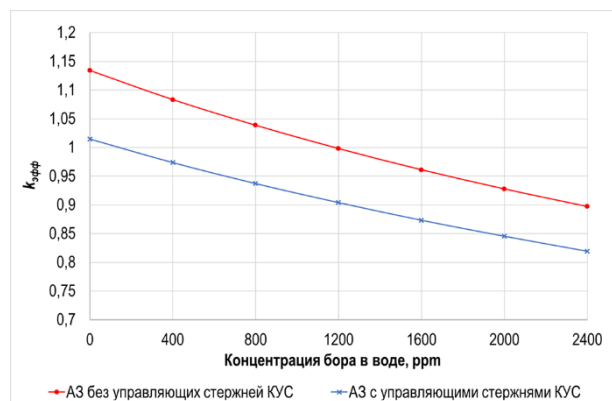


Рисунок 6. Влияние концентрации бора на эффективный коэффициент размножения

Результаты влияния концентрации бора на $k_{эфф}$ при полностью введенных в АЗ и извлеченных из АЗ стержнях управления КУС в расчетной модели представлены на рисунке 6. При полностью введенных в АЗ стержнях управления реактор должен быть полностью подкритичным ($k_{эфф} < 1$), но при этом в теплоносителе концентрация бора не должна опускаться ниже 100 ppm, так как дальнейшее уменьшение концентрации бора приведет к повышению критичности реактора ($k_{эфф} \geq 1$).

По результатам, приведенным на графике, видно, что повышение концентрации бора в обоих случаях (с стержнями в АЗ и без) приводит к уменьшению $k_{эфф}$ за счет большего поглощения тепловых нейтронов. Изменение концентрации бора во время эксплуатации реактора позволяет контролировать мощность реактора и предотвращать нежелательное увеличение реактивности.

Для дальнейших нейтронно-физических исследований модели EPR были приняты следующие положения:

- горячий реактор;
- температура топлива 1200 К;
- плотность топлива 9,15 г/см³;
- концентрация бора в теплоносителе 1200 ppm;
- температура теплоносителя 600 К;
- плотность теплоносителя 0,66 г/см³;
- стержни управления КУС отсутствуют.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЯ

В результате проведенных исследований получены высотное распределение нейтронного потока, распределение энерговыделения по высоте и радиусу АЗ реактора EPR, а также выполнены расчеты веса стержней КУС.

Распределение плотности потока нейтронов в АЗ

Высотное распределение плотности потока нейтронов рассмотрено для трёх диапазонов энергий: теплового (от 0 до 0,414 эВ), промежуточного (от 0,414 эВ до 0,1 МэВ) и быстрого (от 0,1 до 1 МэВ).

Полученное расчетное распределение для мощности реактора 4590 МВт представлено на рисунке 7. Численные значения плотности потока нейтронов по АЗ приведены в таблице 3.

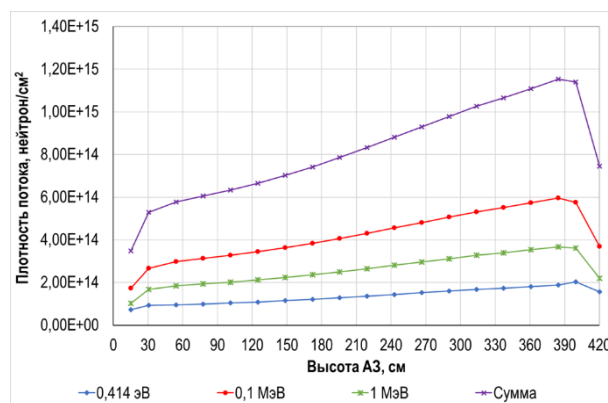


Рисунок 7. Распределение плотности потока нейтронов по высоте АЗ на мощности 4590 МВт

Из графика на рисунке 7 можно заметить, что плотность потока нейтронов в тепловой группе ($E \leq 0,414$ эВ) существенно ниже, чем в двух других группах с более высокими энергиями. Это, вероятно, связано с тем, что сечение поглощения для диапазона тепловых энергий значительно выше, чем для других более высоких энергий.

Таблица 3. Значения плотности потока нейтронов в АЗ реактора

Местоположение	Значения плотности потока нейтронов, н/см ²							
	сумма		E ≥ 1,0 MeV		0,1 MeV ≤ E < 1,0 MeV		E ≤ 0,414 eV	
	MCNP6	ОАБ EPR	MCNP6	ОАБ EPR	MCNP6	ОАБ EPR	MCNP6	ОАБ EPR
Центральная зона	8,42E+14	4,43E+14	2,68E+14	1,11E+14	4,34E+14	2,34E+14	1,40E+14	3,84E+14
Нижняя бланкетная зона	3,09E+14	3,33E+13	9,06E+13	6,10E+12	1,55E+14	1,32E+13	6,36E+13	6,88E+12
Верхняя бланкетная зона	6,00E+14	8,91E+13	1,76E+14	1,85E+13	3,00E+14	3,86E+13	1,24E+14	1,76E+13

Приведенные значения в ОАБ EPR основаны на усредненных по времени параметрах АЗ реактора равновесного топливного цикла и распределениях мощности и подходят для долгосрочных прогнозов. Долгосрочные прогнозы включают прогнозирование поведения реактора в течение длительных периодов времени с учетом распределения нейтронного потока, мощностных эффектов и изменений, зависящих от времени. В случае расчетов MCNP6 приведены средние значения плотности потока нейтронов на начало цикла эксплуатации.

Распределение энерговыделения по высоте и радиусу АЗ

Были проведены расчеты по определению энерговыделения в ТВС для конфигурации АЗ без управляющих стержней. Значения относительного энерговыделения ТВС по радиусу АЗ представлены на рисунке 8, при этом среднее значение энерговыделения по АЗ принято равным 1,00.

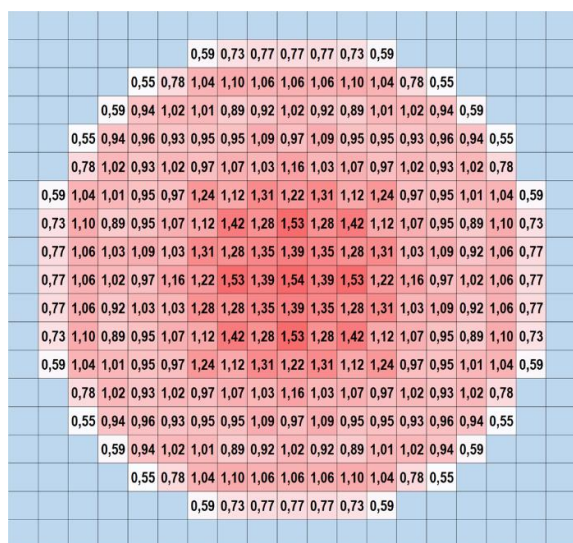


Рисунок 8. Распределение энерговыделения по радиусу АЗ

Из рисунка 8 видно, что максимальное значение имеет центральная ТВС типа С2, а минимальные — ТВС типа А1, которые расположены на периферии АЗ. Коэффициент неравномерности по радиусу АЗ равен 1,54.

На рисунке 9 показано распределение энерговыделения ТВС по высоте АЗ, где приведены значения для ТВС типа С2 с максимальным энерговыделением, для ТВС типа А1 с минимальным энерговыделением и среднее значение по всем 241 ТВС.

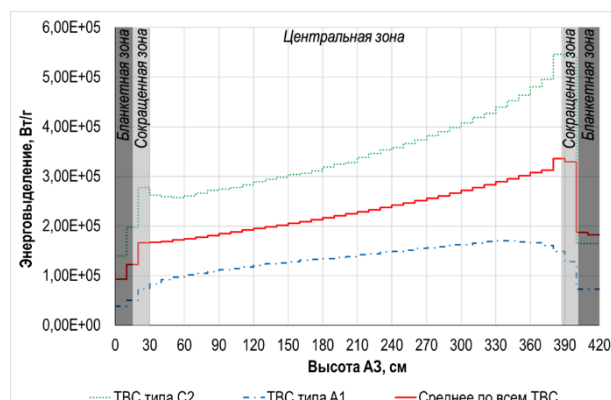


Рисунок 9. Распределение энерговыделения по высоте АЗ

На графике рисунка 9 видно, что распределение энерговыделения по высоте АЗ следует той же тенденции, что и распределение плотности потока нейтронов на рисунке 7. Энерговыделение растет снизу вверх в центральной зоне ТВС, а в бланкетных зонах энерговыделение минимальное, по краям распределений можно отметить пики. Пики связаны с тем, что в сокращенных зонах ТВС обогащение твэлов самое высокое и отсутствуют поглощающие элементы. Для ТВС типа А1, характеризующихся минимальным количеством делящегося материала в топливе и отсутствием сокращенных зон, кривая распределения более гладкая.

На рисунке 10 представлено распределение среднего энерговыделения в твэлах наиболее энергонапряженной ТВС типа С2. Черными квадратами выделены направляющие трубки. Максимальное значение энерговыделения находится в центральной области, а минимальные значения наблюдаются в твэлах, где в составе топлива имеется оксид гадолиния. Коэффициент неравномерности по радиусу ТВС типа С2 равен 1,09.

Далее было определено энерговыделение по высоте АЗ для каждого твэла ТВС типа С2. На рисунке 11 приведены распределения энерговыделения по высоте твэла для вариантов с максимальным, минимальным и средним энерговыделением по всем 265 твэлам.

По графику из рисунка 11 видно, что во всех твэлах ТВС типа С2 распределение энерговыделения повышается снизу вверх. Минимальные значения энерговыделения в бланкетных зонах. Пики энерговыделения приходятся на сокращенные зоны, в которых топливо имеет максимальное обогащение.

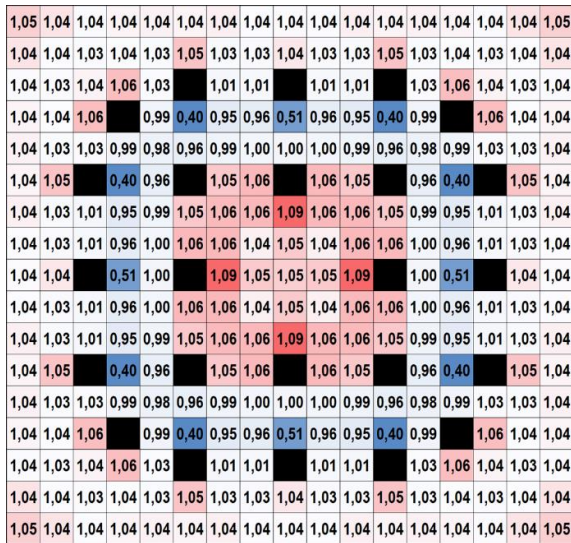


Рисунок 10. Распределение энерговыделения TBC типа C2

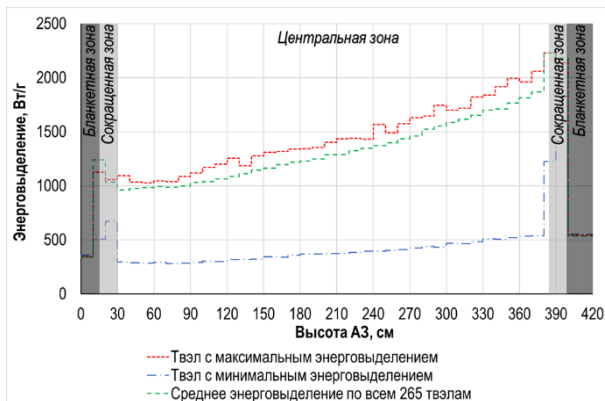


Рисунок 11. Распределение энерговыделения по высоте TBC типа C2

В TBC типа C2 расположены 12 твэлов с добавкой оксида гадолиния, который является поглотителем нейтронов и уменьшает теплопроводность топлива, в таких твэлах значение энерговыделения будет наименьшим. На графике представлено распределение в одном из таких твэлов.

Оценка веса регулирующих стержней КУС

Изменение положения регулирующих стержней КУС в АЗ реактора оказывает значительное влияние на его реактивность и, следовательно, на мощность, температурный режим и другие параметры работы реактора. Оценка такого влияния является важной частью анализа безопасности и управления эксплуатацией реактора.

Оценку веса стержней $\Delta\rho$ вычисляется из двух значений $k_{эфф}$ в точках состояния по формуле:

$$\Delta\rho = (k_2 - k_1) / (k_2 \times k_1) \quad [8].$$

Результаты оценки веса стержней КУС в рсм ($1 \text{ рсм} = 10^{-5}$), полученные с помощью программы MCNP6, представлены на рисунке 12.

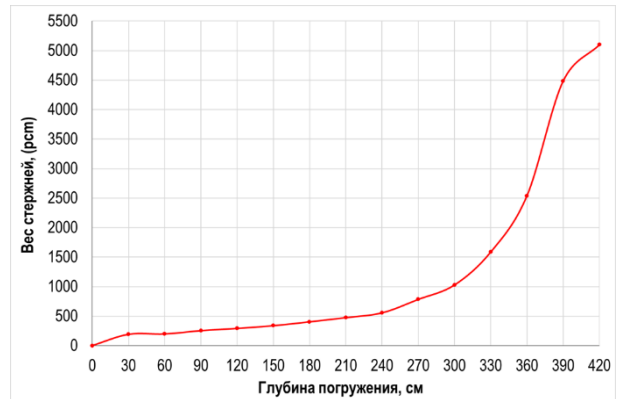


Рисунок 12. Оценка веса стержней управления реактора EPR

Начало графика (0) рисунка 12 соответствует отсутствию стержней КУС в АЗ, далее приведено пошаговое введение стержней КУС до полного погружения. По кривой, приведенной на графике рисунка 12 видно, что ценность веса стержней повышается по мере введения стержней блока управления. При полном погружении стержней КУС эффективность стержней составляет 5099 рсм.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для рассмотрения в качестве возможного кандидата реактора для АЭС в Казахстане была проведена оценка основных нейтронно-физических характеристик реактора EPR. Оценка проводилась с помощью программы MCNP6 и разработанной детализированной модели реактора. Разработанная модель продемонстрировала высокую точность при моделировании критического состояния и выполнении нейтронно-физических расчетов, включая распределение нейтронного потока, энерговыделения по высоте и радиусу реактора, а также оценку эффективности регулирующих стержней. Сравнительный анализ расчетных значений эффективного коэффициента размножения с литературными данными показал, что отклонение результатов моделирования составляет от 0,5 до 3%. Для энергетического распределения плотности нейтронного потока имеются расхождения с литературными данными. В случае расчетов MCNP6 приведены плотности потока нейтронов на начало цикла эксплуатации, в то время как в литературе значения основаны на усредненных по времени параметрах АЗ реактора.

Работа выполнена при финансовой поддержке Комитета науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Проект программно-целевого финансирования BR21882185 «Исследования в поддержку создания и безопасного функционирования атомной электростанции в Республике Казахстан»).

ЛИТЕРАТУРА / REFERENCES

1. Fischer, U., Leverenz, R. European pressurized water reactor – designed for the new millennium // Nuclear Engineering and Design. – 2000. – Т. 39. – P. 217–221.
2. Leverenz, R., Gerhard, L., Göbel, A. The European Pressurized Water Reactor: A Safe and Competitive Solution for Future Energy Needs // Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe, Portoroz, 6-9 September 2004. – 2004. – P. 903.
3. Zheng, S., Meinel, R., Stephens, J. EPR™: A Reactor to Support Economical Fuel Cycles // Proceedings of the 18th International Conference on Nuclear Engineering. – Xi'an, China: ASME, 2010. – P. 107–112. <https://doi.org/10.1115/ICONE18-29439>
4. Simons, A., Bauer, C. Life cycle assessment of the European pressurized reactor and the influence of different fuel cycle strategies // Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers, Part A: Journal of Power and Energy. – 2012. – Vol. 226, No. 3. – P. 427–444. <https://doi.org/10.1177/0957650912440549>
5. Toward Transparency and Broader Safeguards Conclusion: A Closer Look at the Proposed Saudi's Civilian Nuclear Power Program // Journal of Scientific & Engineering Research. – 2016. – Vol. 7, No. 12.
6. Los Alamos National Laboratory (LANL). MCNP6 User's Manual: Report number: LA-CP-14-00745, Rev. 0. – Los Alamos National Laboratory, 2014.
7. Brown, B. F. Fundamentals of Monte Carlo particle transport: LA-UR-05-4983. – Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2005.
8. AREVA. US EPR Final Safety Analysis Report. – Washington D.C.: AREVA, 2012.
9. AREVA. US EPR Brochure. – Paris-La Defense Cedex, France: Framatome ANP, 2012.
10. AREVA. EPR Brochure. – Paris-La Defense Cedex, France: Tour AREVA, 2005.
11. AREVA. EPR Design Description. – Lynchburg: Framatome ANP, 2005.
12. Chadwick, M. B. et al. 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. – P. 2887–2996. <https://doi.org/10.1016/j.nds.2011.11.002>
13. Parsons, D. K., Conlin, J. L. Release of Continuous Representation for S(α,β) ACE Data. – 2012.
14. Hon, R. P. Development of methods and tools for on-the-fly response function generation for criticality calculations: Dissertation. – Georgia Institute of Technology, 2016.
15. Montwedi, O. E. Neutronic simulation of a European Pressurised Reactor: Dissertation. – North-West University, 2014.
16. Boettcher, A., Marcinkowska, Z. Influence of accident tolerant fuel cladding material on the European pressurised reactor core neutronic characteristics // Annals of Nuclear Energy. – 2018. – Vol. 119. – P. 203–213.
17. Lago, D., Rahnema, F. Benchmark description of a stylized three-dimensional European Pressurized Reactor (EPR) problem // Progress in Nuclear Energy. – 2016. – Vol. 93. – P. 18–46.

ЕУРОПАЛЫҚ ҚЫСЫМДЫ РЕАКТОРЫН (EPR) MCNP КОДЫН ҚОЛДАНУ АРҚЫЛЫ МОДЕЛЬДЕУ

**У. А. Жұмадилова*, И. В. Прозорова, А.К. Мухамедиев, А. А. Прозоров,
Ю. А. Попов, Б. С. Медетбеков, Р. Р. Сабитова, С. Н. Светачев**

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

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

Ядролық реакторларды модельдеу қауіпсіздікті қамтамасыз ету және олардың сипаттамаларын оңтайландырудың маңызды кезеңдерінің бірі болып табылады.

Бұл жұмыс реактордың осы түрін Қазақстанда атом электр стансасын салуға ықтимал үміткер ретінде қарастыру мақсатында оның әртүрлі жұмыс режимдеріндегі EPR реакторының активті аймағының сипаттамаларын бағалауға арналған. Зерттеу EPR реакторының есептеу моделін жасаудан және алынған есептеу деректерінің сәйкестігін тексеруден тұрды. Зерттеулер MCNP бағдарламасында жүзеге асырылған және реактордың активті аймағында болып жатқан нейтронды-физикалық процестерді егжей-тегжейлі талдауға мүмкіндік беретін Монте-Карло әдісін қолдану арқылы жүргізілді. Мақалада EPR реакторының сипаттамасы, зерттеу әдістемесі, компьютерлік модель, модельдеу нәтижелері және есептелген деректерді әдебиет деректерімен салыстыру берілген.

Түйін сөздер: еуропалық қысымды реактор, EPR, MCNP, есептеу моделі, нейтронды-физикалық сипаттамалар, активті аумақ.

SIMULATION OF A EUROPEAN PRESSURIZED REACTOR (EPR) USING THE MCNP CODE

**U. A. Zhumadilova*, I. V. Prozorova, A. K. Muhamediev, A. A. Prozorov,
Yu. A. Popov, B. S. Medetbekov, R. R. Sabitova, S. N. Svetachev**

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

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

Modeling of nuclear reactors is one of the important steps in ensuring safety and optimizing their characteristics. This work is devoted to assessing the characteristics of the core of the EPR reactor under its various operating modes in order to consider this type of reactor as a possible candidate for the construction of a nuclear power plant in Kazakhstan. The research culminated in the development of a computational model of the EPR reactor and the introduction of analytical methods to obtain additional data. The research was carried out using the Monte Carlo method developed in the MCNP program and designed to analyze in detail the neutron-physical processes occurring in the reactor's core. The article presents a description of the EPR reactor, a research methodology, a computer model, simulation results and a comparison of calculated data with literature data.

Keywords: *European pressurized reactor, EPR, MCNP, calculation model, neutron-physical characteristics, active zone.*