

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ЭФФЕКТИВНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РАЗМНОЖЕНИЯ НЕЙТРОНОВ РАЗЛИЧНЫХ БЕНЧМАРК- ЭКСПЕРИМЕНТОВ В РАМКАХ ВЕРИФИКАЦИИ PSG-2/SERPENT

Синегрибов С.В., Аникин А.Ю., Курындин А.В.
(ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия)

ПС PSG-2/SERPENT [1, 2] – программное средство (ПС), созданное командой разработчиков Центра технических исследований Финляндии VTT и предназначенное для определения нейтронно-физических характеристик систем, содержащих ядерные делящиеся материалы, основанное на методе Монте-Карло и не имеющее самостоятельных модулей.

Основными преимуществами ПС PSG-2/SERPENT являются:

- возможность использования многопроцессорных кластерных компьютерных систем для проведения параллельных вычислений с целью значительного уменьшения времени расчета;
- использование непрерывной библиотеки сечений взаимодействия нейтронов со средой;
- возможность задания специфических геометрических объектов, таких как шаровая загрузка твэлов, круговые кластеры, упрощенное задание цилиндрических твэлов, создание многомерных массивов элементов, а также задание любой поверхности до второго порядка;
- гибкая структура входного файла, возможность создания отдельных выходных файлов с описанием геометрии, материального состава и т.д., что особенно удобно при выполнении серий расчетов со схожими входными данными;
- использование метода «delta-tracking» в качестве основного метода повышения эффективности моделирования процесса взаимодействия нейтронов со средой, что позволяет значительно сократить время расчета в системах с высокой степенью гетерогенности.

Развитие ПС PSG-2/SERPENT [2] началось в сентябре 2004 года с разработки проекта PSG («Probabilistic Scattering Game»). С самого начала было принято решение о создании инструмента для расчета нейтронно-физических характеристик систем на основе библиотек оцененных ядерных данных непрерывных по энергии и представленных в ACE-формате. Такой формат данных используется в ПС MCNP [3], что значительно облегчило оценку погрешности расчета кода ПС PSG-2/SERPENT, не связанную с различием в используемых библиотеках ядерных данных.

Для повышения эффективности моделирования нейтронных траекторий используется расширенный «delta-tracking» метод [2], также известный как

«метод максимальных сечений». Он основан на использовании так называемых виртуальных столкновений, в ходе которых нейтрон не поглощается и его энергия и направление полета сохраняются. Виртуальное столкновение иногда называют реакцией псевдо-рассеяния, в которой угловое и энергетическое распределение характеризуется δ -функцией, и состояние частицы полностью сохраняется. Ключевая идея «delta-tracking» метода заключается в добавлении соответствующего количества виртуальных столкновений для каждого материала таким образом, чтобы полное сечение взаимодействия нейтрона со средой имело одинаковое значение во всех материалах. Результатом является то, что совокупная вероятность взаимодействия нейтрона со средой (сумма реальных и виртуальных столкновений) одинакова во всех материалах. При таком подходе отсутствует необходимость регулировать длину свободного пробега каждый раз, когда нейтрон переходит в новый материал.

Значение сечения реакции виртуального рассеяния определяется следующим образом [2]:

$$\Sigma_0(\vec{r}, E) = \Sigma_m(E) - \Sigma_{tot}(\vec{r}, E), \quad (1)$$

где $\Sigma_{tot}(\vec{r}, E)$ – значение макросечения полного взаимодействия;

$\Sigma_m(E)$ – максимальное значение полного макросечения взаимодействия, называемое мажорантой, одинаковое для всех материалов и не зависящее от пространственных координат.

Вероятность виртуального столкновения равна отношению сечения виртуального столкновения и мажоранты (пространственная и энергетическая зависимость опущены для удобства) [2]:

$$P = \frac{\Sigma_0}{\Sigma_m} = 1 - \frac{\Sigma_t}{\Sigma_m}. \quad (2)$$

Виртуальные столкновения не изменяют состояния нейтрона, процедура повторяется либо до реального столкновения, вероятность которого равна $1-P$, либо до вылета нейтрона за границу данного материала. Каждое реальное столкновение приводит к взаимодействию нейтрона с ядрами среды, при котором с вероятностью, определяемой соответствующими сечениями, произойдет реакция определенного типа.

ПС PSG-2/SERPENT позволяет описать геометрию сколь угодно сложных элементов, ограниченных поверхностями не выше второго порядка, за счет комбинирования которых возможно в точности смоделировать геометрию любой двух- или трехмерной системы. Кроме того, существует возможность упрощенного задания наиболее распространенных поверхностей, таких как сферы, цилиндры, шестигранные призмы и т.д., а также возможность создавать массивы элементов, расположенных по

квадратной/треугольной решетке, имитировать шаровую загрузку ТВЭЛов, и задавать расположение круговых кластеров, характерных для реакторов РБМК и CANDU. Задание геометрии, материального состава, параметров расчета и других входных данных осуществляется при помощи одного или нескольких текстовых файлов и не требует определенной последовательности задания данных, что облегчает использование ПК PSG-2/SERPENT.

Недостатком метода Монте-Карло являются высокие затраты машинного времени для вычисления распределения потока нейтронов в больших системах со сложной геометрией. Для нивелирования данного недостатка в ПК PSG-2/SERPENT предусмотрена возможность выполнения параллельных вычислений на многопроцессорных системах и кластерных компьютерных системах с использованием интерфейса передачи информации между процессами, выполняющими одну задачу MPI (англ. Message Passing Interface) [1]. Увеличение скорости счета при использовании параллельных вычислений имеет практически линейную зависимость от количества используемых ядер (рисунок 1).

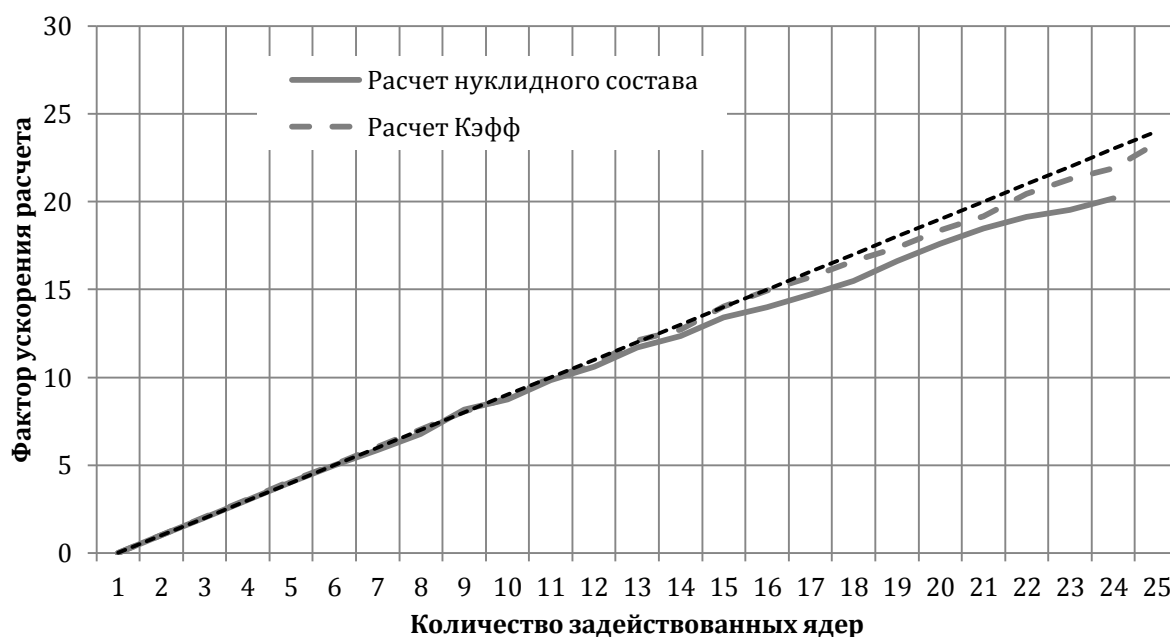


Рисунок 1 – Зависимость фактора ускорения расчетов от количества задействованных ядер

В настоящем докладе приведены результаты расчета $K_{эфф}$ с использованием PSG-2/SERPENT на примере экспериментов, содержащих топливо, аналогичное топливу российских ядерных энергетических установок.

Для проверки корректности расчета переходных состояний реактора смоделированы различные состояния активной зоны реактора ВВЭР-1000, конфигурации которых приведены в описании расчетного бенчмарк-

эксперимента [4]. В [4] представлено детальное описание двухмерной модели активной зоны со смешенной загрузкой уранового и МОКС-топлива. Всего в модели используется 2 типа топлива – профилированные урановые тепловыделяющие сборки, содержащие твэги с гадолинием в качестве выгорающего поглотителя, и профилированные тепловыделяющие сборки с МОКС-топливом, также содержащие твэги с гадолинием. Кроме того, активная зона представляет собой загрузку с 4-х годичным топливным циклом для уранового топлива и 3-х годичным – для МОКС-топлива, то есть сборки в активной зоне имеют различное выгорание.

На рисунке 2 представлен разрез модели активной зоны для состояния с опущенными стержнями аварийной защиты, а на рисунке 3 представлено распределение потока тепловых нейтронов для данного состояния. На рисунке 4 для сравнения представлено аналогичное распределение потока тепловых нейтронов по активной зоне для состояния работы реактора на номинальной мощности с выведенными поглощающими стержнями.

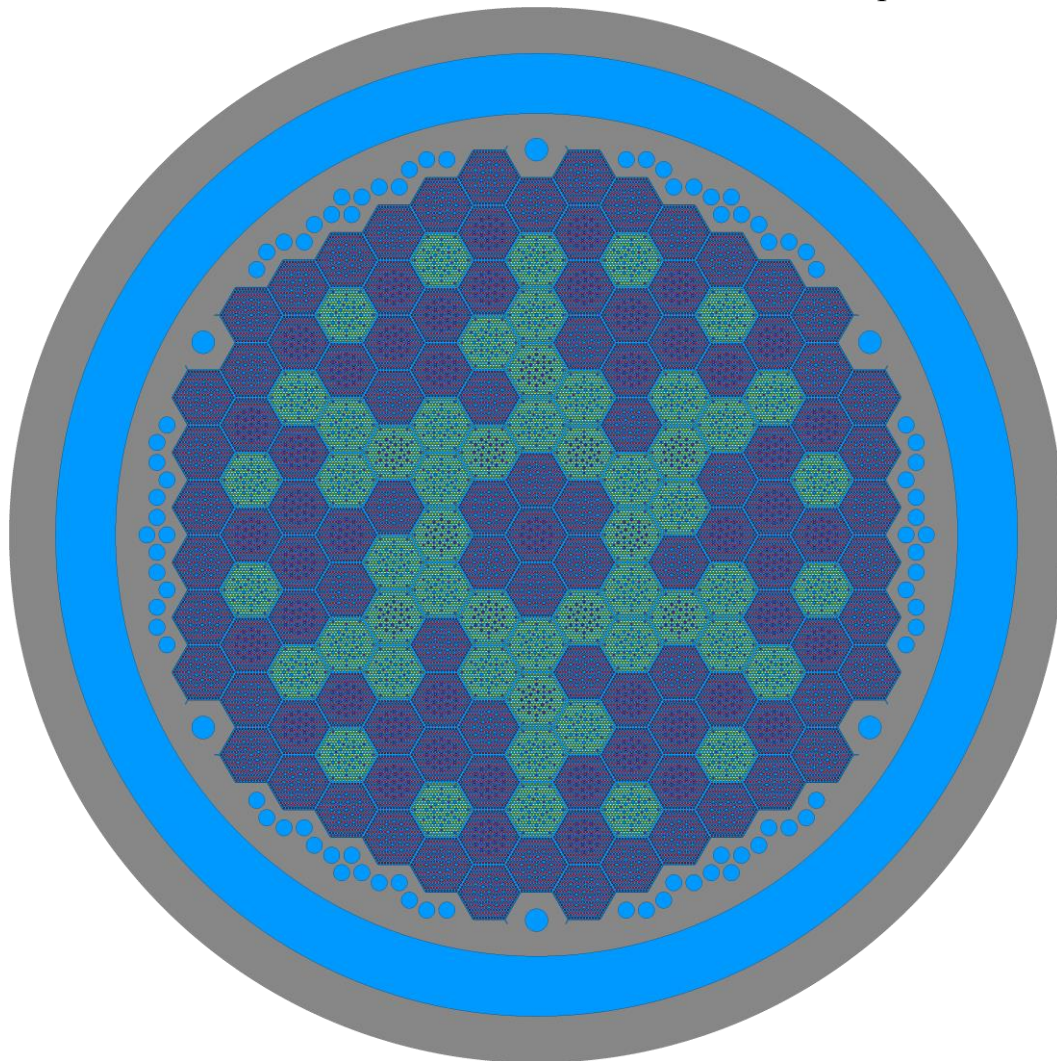


Рисунок 2 – Разрез модели активной зоны для состояния с опущенными стержнями аварийной защиты

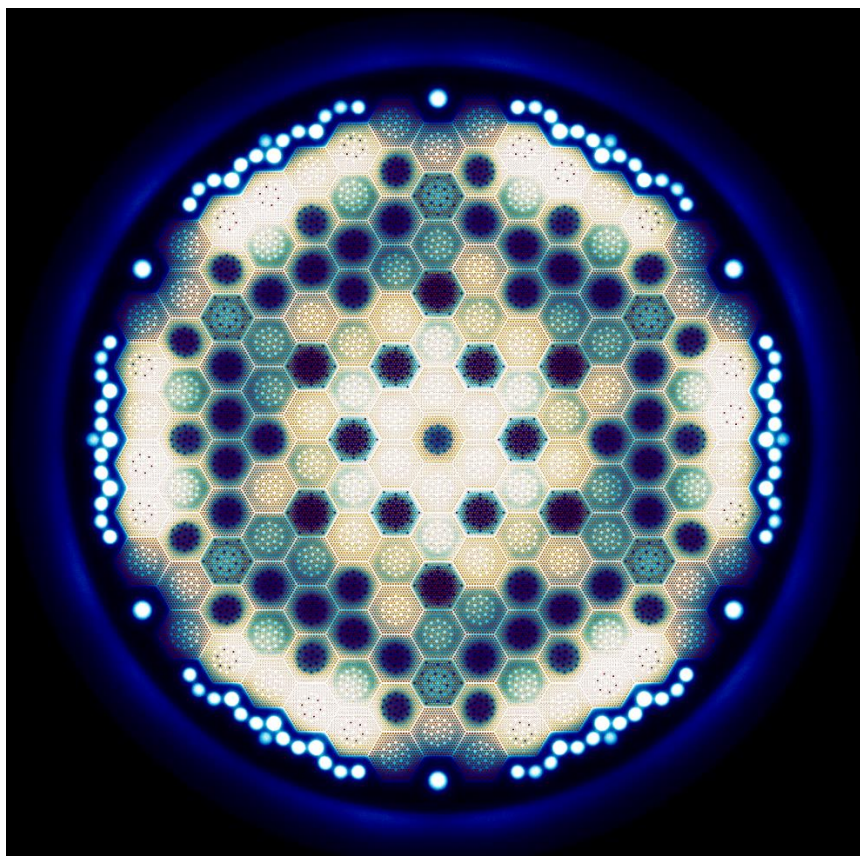


Рисунок 3 – Распределение потока тепловых нейтронов для состояния с опущенными стержнями аварийной защиты

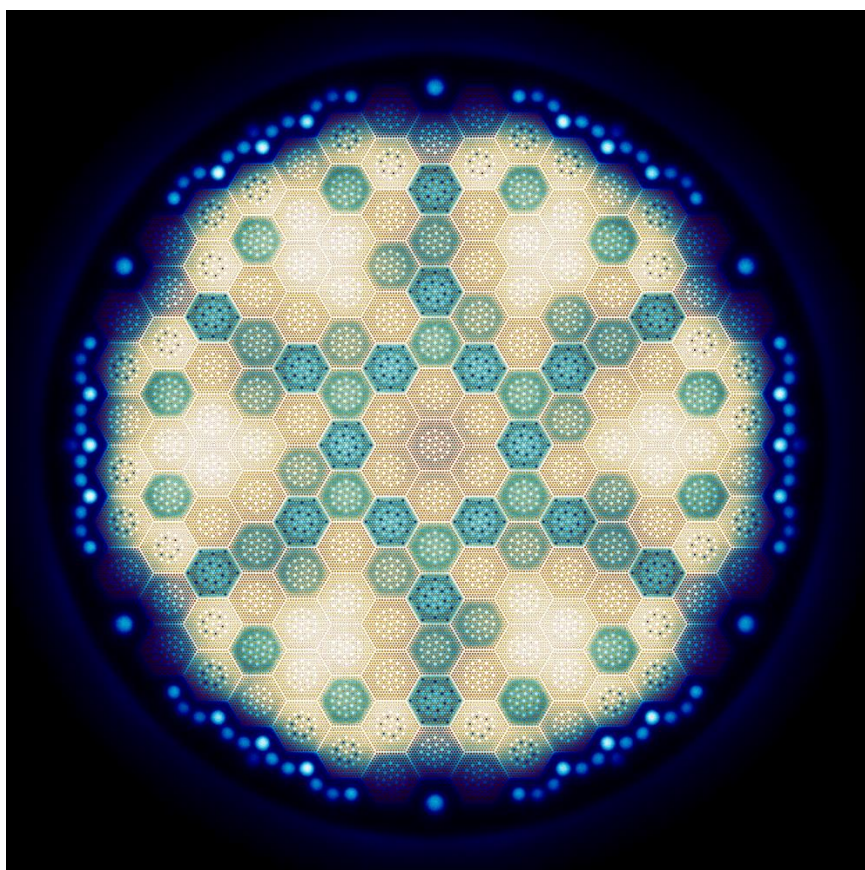


Рисунок 4 – Распределение потока тепловых нейтронов для состояния работы реактора на номинальной мощности

Активная зона окружена несколькими слоями отражателя (начиная от центра): водный зазор, стальная выгородка с каналами, заполненными водой, стальная корзина активной зоны, опускной участок между корпусом реактора и корзиной (вода), стальной корпус реактора. В активной зоне с шагом 23,6 см расположены 163 тепловыделяющие сборки, каждая из которых состоит из 331 шестигранной ячейки, с твэлами с различным обогащением, твэгами, направляющими каналами, и центральным каналом. Всего в модели используется 5 типов твэлов с обогащением 4,2 % по ^{235}U , 3,7 % по ^{235}U , 3,6 % по Pu, 2,7 % по Pu и 2,4 % по Pu. Также моделировалось 2 типа твэгов для каждого типа тепловыделяющихборок. Более подробное описание моделей элементов, используемых в расчетах представлено в [4].

Всего рассчитано 6 различных состояний активной зоны реактора ВВЭР-1000. Краткое описание, результаты расчета $K_{\text{эфф}}$ с использованием ПС PSG-2/SERPENT, а также результаты расчета по другим широко распространенным и аттестованным программным средствам MCNP [3] и MCU [5] представлены в таблице 1. В таблице также приведено относительное отклонение (Δ) результатов расчета с использованием PSG-2/SERPENT от значений, рассчитанных по другим ПС. Значение Δ определялось по формуле:

$$\Delta = 100\% \cdot (x_{\text{Serp}} - x_{\text{ПС}})/x_{\text{ПС}}, \quad (3)$$

где $x_{\text{ПС}}$ – значение, рассчитанное с использованием MCNP или MCU;

x_{Serp} – значение, рассчитанное с использованием PSG-2/SERPENT.

Таблица 1 – Результаты расчета состояний реактора ВВЭР-1000

Краткое описание	$T_{\text{топ}}, \text{K}$	$T_{\text{зам}}, \text{K}$	$K_{\text{эфф}}$ SERPENT	MCNP		MCU	
				$K_{\text{эфф}}$	Δ	$K_{\text{эфф}}$	Δ
Рабочее состояние	1027	575	1,0361	1,0377	-0,15%	1,0334	0,26%
Состояние с постоянной температурой	575	575	1,0484	1,0513	-0,28%	1,0472	0,11%
Холодное состояние с бором	300	300	0,9333	0,9342	-0,09%	0,9324	0,10%
Рабочее состояние без бора	1027	575	1,1381	1,1387	-0,05%	1,1339	0,37%
Состояние без бора с постоянной температурой	575	575	1,1519	1,1540	-0,18%	1,1493	0,22%
Состояние с введенными стержнями АЗ	553	553	1,0423	1,0473	-0,48%	1,0427	-0,03%

Стоит отметить, что данные полученные с использованием ПС PSG-2/SERPENT хорошо согласуются с приведенными в описании

бенчмарк-эксперимента [3], полученными с использованием ПК MCNP [3] и MCU [5], и как правило находятся в промежутке между результатами полученным по этим двум программным средствам.

В рамках верификации ПК PSG-2/SERPENT также проводились расчеты $K_{\text{эфф}}$ экспериментальных установок с уран-водными системами с ядерным топливом реакторов типа ВВЭР и уран-водо-графитовыми системами с ядерным топливом реакторов типа РБМК.

Особое внимание уделялось экспериментам, содержащим топливо реакторов типа ВВЭР, так как данный вид топлива наиболее актуален в настоящее время. Для сравнения результатов расчета ПК PSG-2/SERPENT с экспериментальными данными из Международного справочника оцененных критмассовых бенчмарк-экспериментов ICSBER выбраны документы [6 – 11], содержащие описания экспериментов с топливом, аналогичным топливу реакторов типа ВВЭР на критических стендах «ZR-6» и «Р».

В экспериментах использовалось урановое топливо с обогащением от 1,6 % до 6,5 % по U^{235} . Конструкция твэлов, использовавшихся в экспериментах, совпадает с конструкцией твэлов реакторов типа ВВЭР, за исключением длины топливного столба, которая составляет 125 см. В конфигурациях использовались различные поглощающие стержни. В некоторых экспериментах в замедлитель добавлялась борная кислота с концентрацией от 0,64 г/л до 7,2 г/л. Также в экспериментах варьировался шаг решетки от 11 мм до 19 мм. На рисунках 5 и 6 представлены разрезы нескольких моделей критических конфигураций.

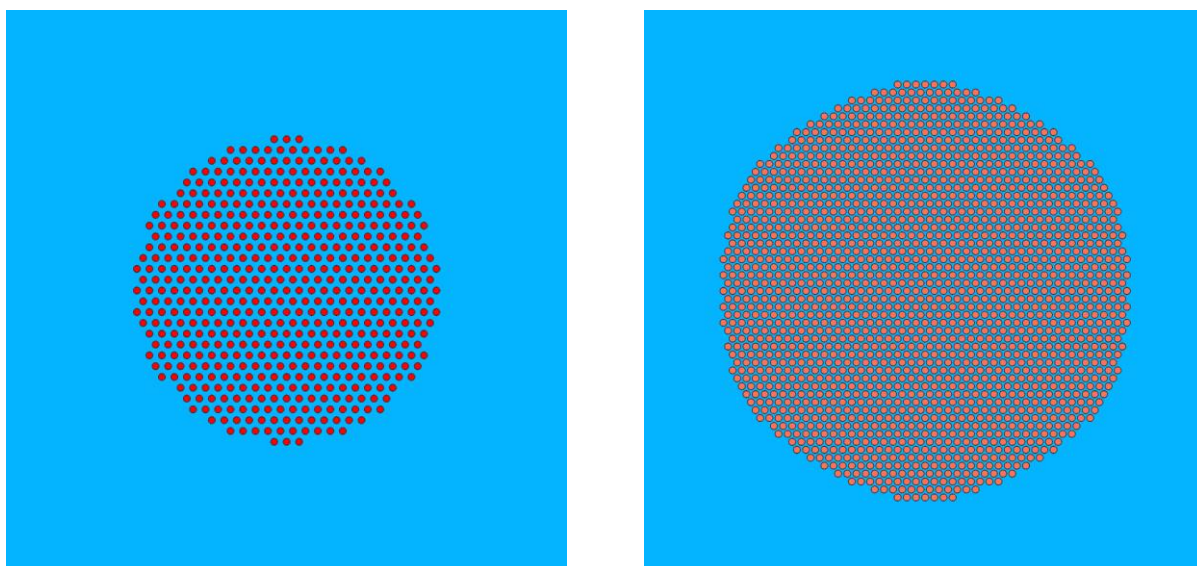


Рисунок 5 – Разрезы моделей экспериментальных конфигураций с топливом реакторов типа ВВЭР

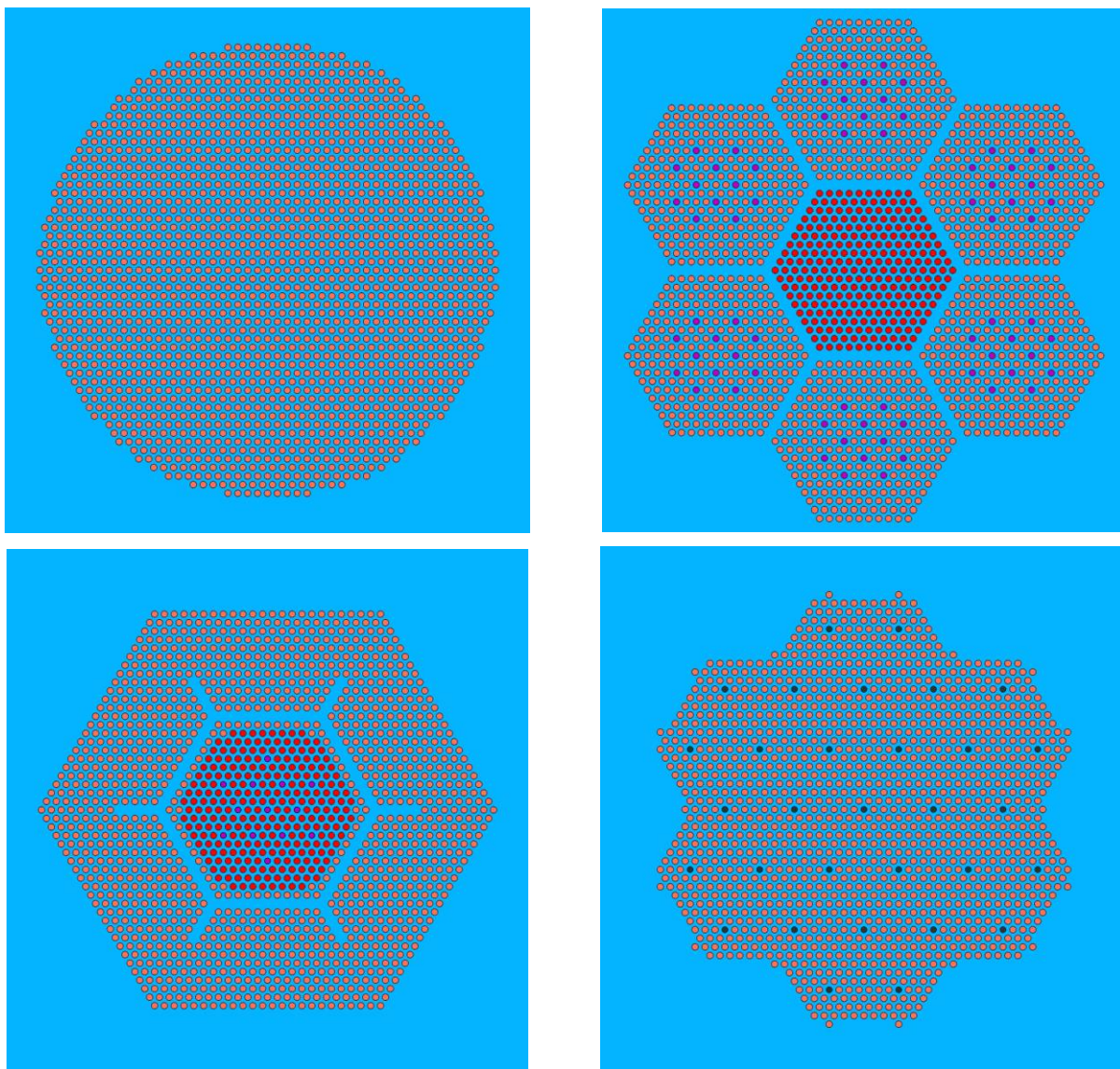


Рисунок 6 – Разрезы моделей экспериментальных конфигураций с топливом реакторов типа ВВЭР

Относительные отклонения результатов расчета систем от экспериментального значения для сборок «ZR-6» и «Р» представлены на рисунках 7 и 8, соответственно. Эксперименты на графиках отсортированы в порядке возрастания погрешности ПК PSG-2/SERPENT, а знаками «+» отмечены значения погрешности программных средств KENO [12] и MCU [5] в аналогичных системах.

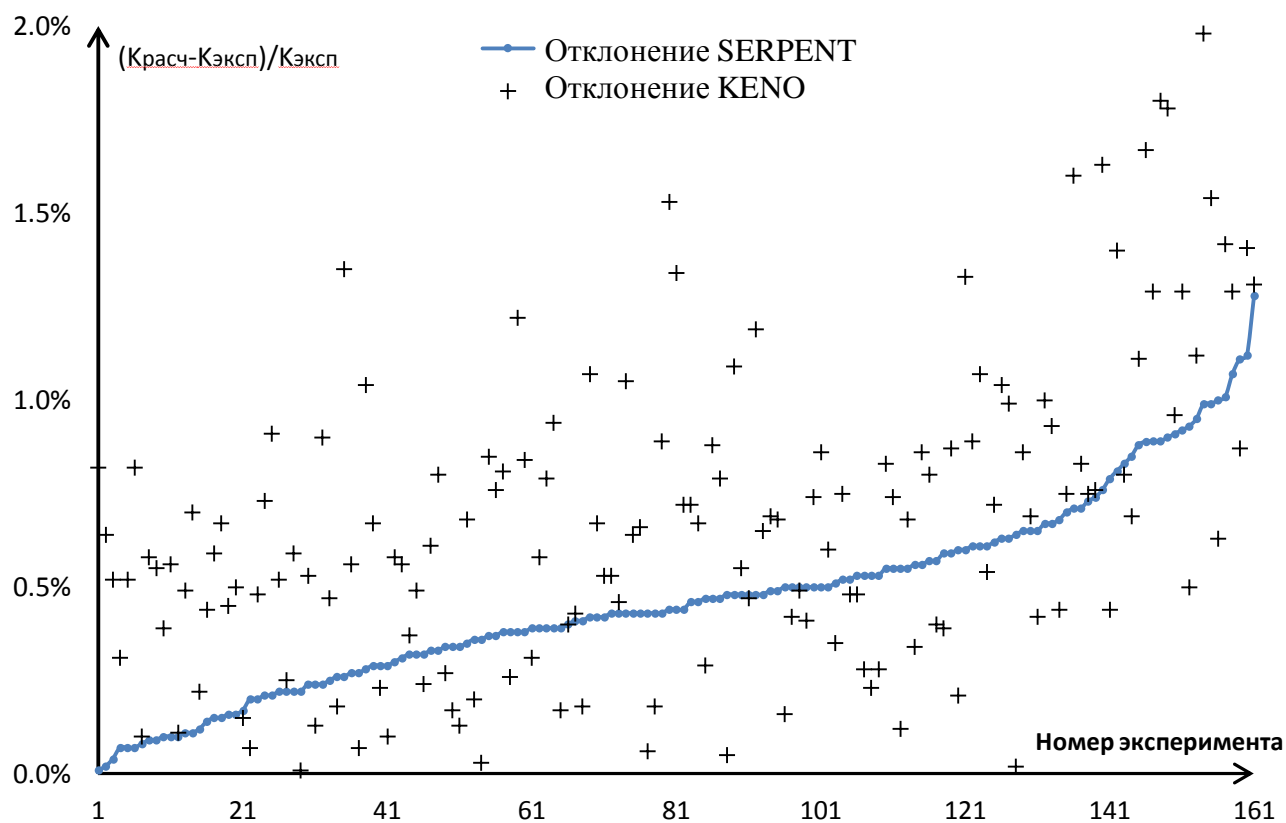


Рисунок 7 – Относительные отклонения результатов расчета систем от экспериментального значения для сборки «ZR-6»

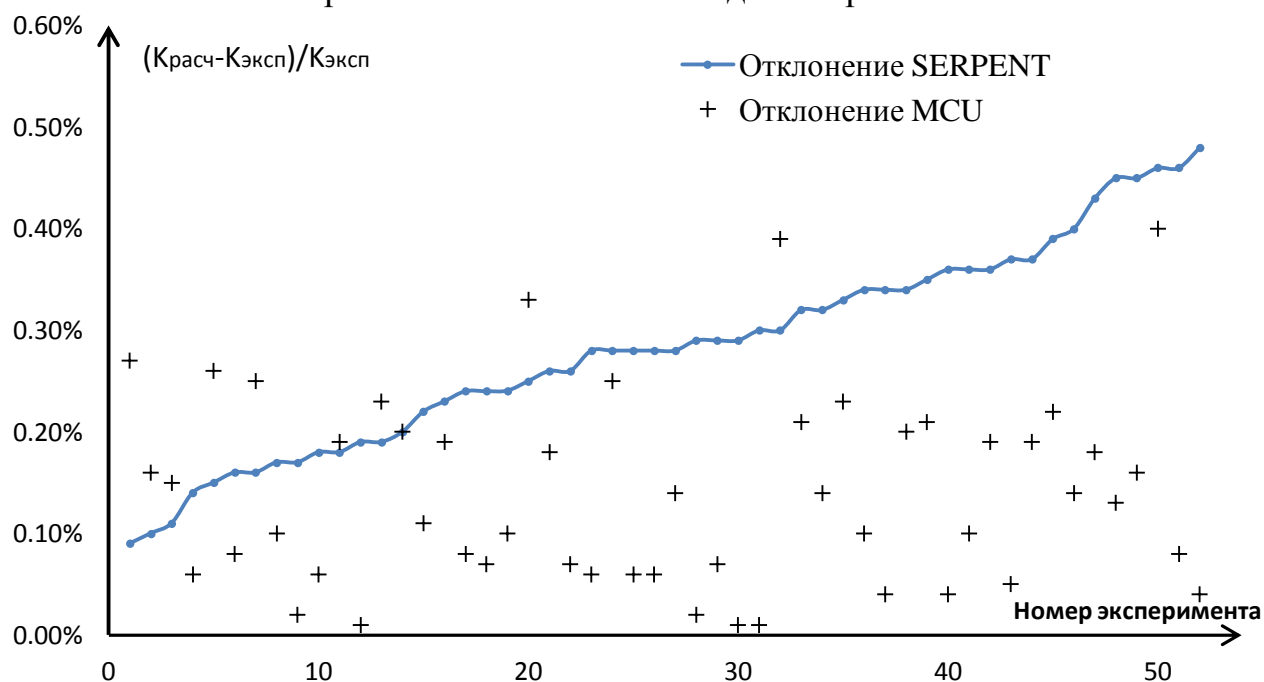


Рисунок 8 – Относительные отклонения результатов расчета систем от экспериментального значения для сборки «Р»

В рамках верификации с использованием ПС PSG-2/SERPENT созданы модели экспериментальной критической установки, имитирующей активную зону реактора РБМК. Согласно описанию экспериментов, приведенному

в [13], все элементы критической сборки аналогичны элементам, используемым в реакторе РБМК-1000, за исключением высоты сборки, которая равна половине высоты активной зоны реактора РБМК-1000. Максимальная мощность установки составляет 25 ватт, а температура, при которой проводились эксперименты, соответствует комнатной (26 °С). Графитовая кладка состоит из колонн высотой 410 см с квадратным сечением со стороной 25 см, и по форме близка к кубу. Шаг расположения каналов соответствует их расположению в реакторе.

Модели критических экспериментов, проведенных на данной сборке, отличаются друг от друга конфигурацией активной зоны, в частности, наличием/отсутствием воды в каналах с топливом, наличием и расположением пустых (сухих) каналов, каналов с водой, а также каналов с борными и ториевыми поглотителями, которые также могут быть заполнены водой.

На рисунке 9 представлен разрез модели тепловыделяющей сборки, использовавшейся в расчетах. На рисунке 10 представлено два разреза моделей активной зоны экспериментального стенда (центральной части графитовой кладки). За пределами представленной на рисунке области располагаются несколько рядов графитовых колонн с пустыми каналами, выполняющих роль отражателя. В некоторых из этих каналов располагаются нейтронные датчики.

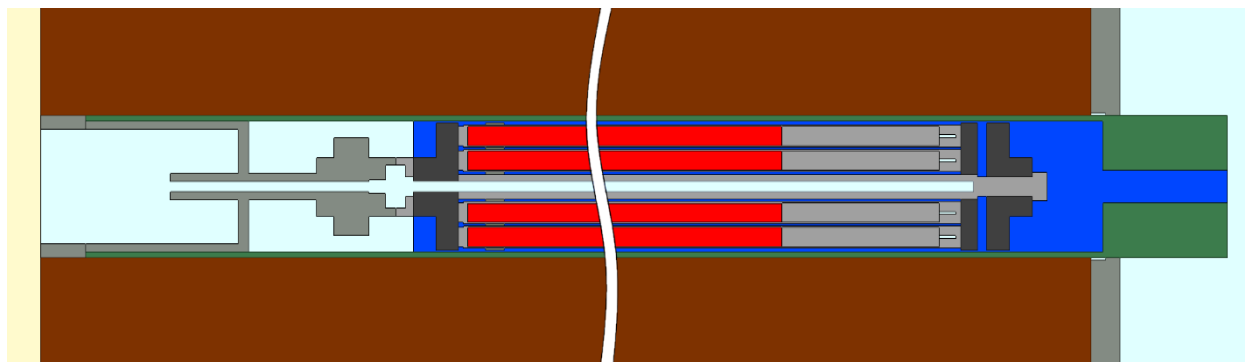


Рисунок 9 – Разрез модели тепловыделяющей сборки, используемой в экспериментах

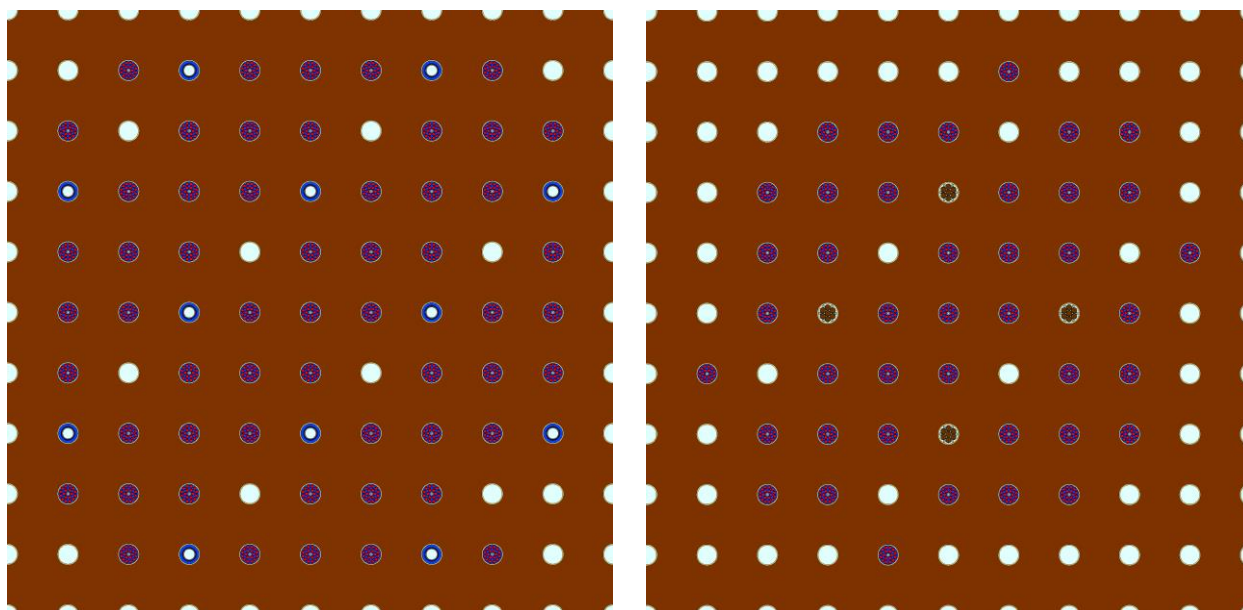


Рисунок 10 – Разрезы моделей активной зоны экспериментов на критической сборке с топливом реакторов типа РБМК

В [13] представлены подробные описания 28 критических экспериментов, а также результаты расчета $K_{эфф}$ полученные с использованием широко распространённых и аттестованных ПС MCU [5] и MCNP [3]. Относительные отклонения результатов расчета систем от экспериментального значения представлены в виде диаграммы на рисунке 11. Также для сравнения на рисунке представлены отклонения результатов расчета полученных с использованием ПС MCNP [3] и MCU [5].

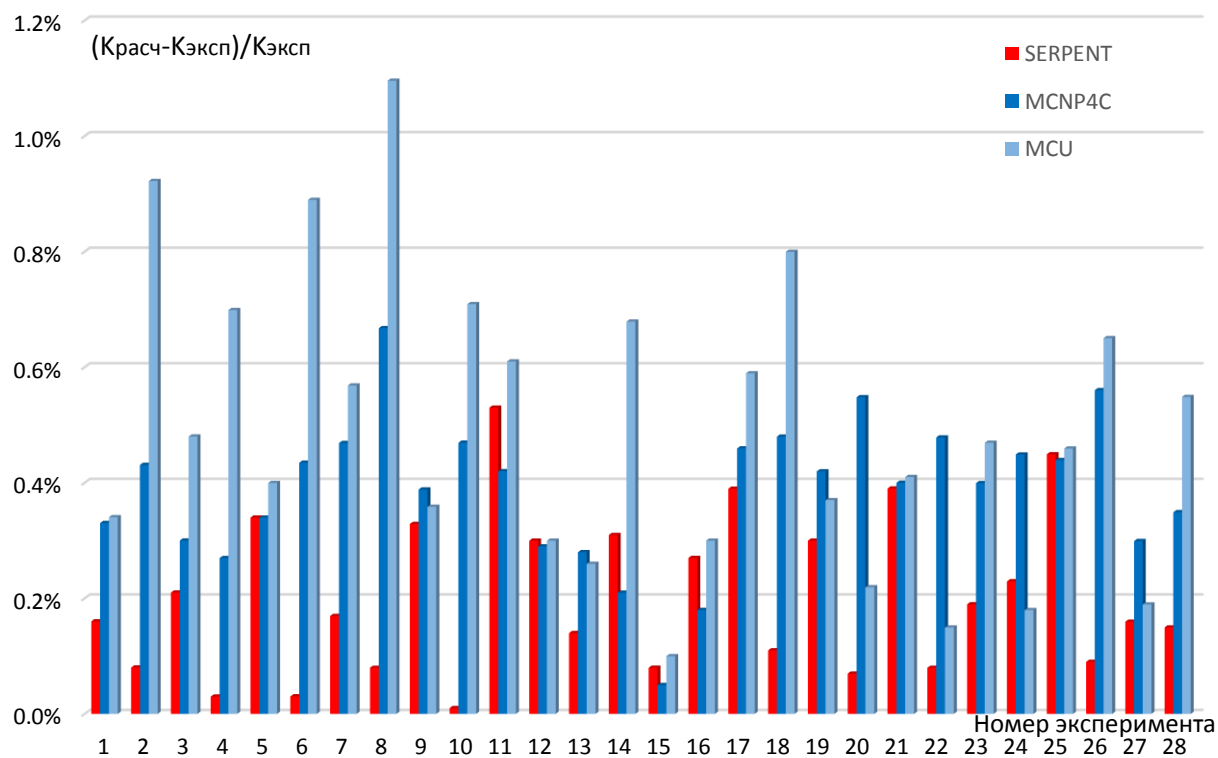


Рисунок 11 – Относительные отклонения результатов расчета систем от экспериментального значения

Результаты выполненных расчетов наглядно показывают, что полученные с использованием программного средства PSG-2/SERPENT значения $K_{\text{эфф}}$ хорошо согласуются с экспериментально измеренными значениями, а также значениями, полученными с использованием таких широко распространенных программных средств, как MCU, MCNP и KENO.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. Jaakko Leppanen. PSG-2/Serpent - A Continious Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code / Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2012.
2. Jaakko Leppanen. A New Monte Carlo Reactor Physics Code: VTT Publications 640 / Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2007
3. Аттестационный паспорт программного средства № 259 от 17.03.2009. Программный комплекс MCNP (версии 4С и 5) с библиотекой констант DLC-200.— Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2009.
4. Eugeny Gomin. VVER-1000 MOX Core Computational Benchmark: Specification and Results / OECD NEA, 2006. — NEA/NSC/DOC(2005)17.
5. Аттестационный паспорт программного средства № 61 от 17.10.96. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0.— Москва: Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности «НТЦ ЯРБ», 1996.
6. Yuri Krainov. VVER Physics experiments: Regular hexagonal (1.27 cm pitch) lattices of low-enriched U(4.4 wt. % ^{235}U)O₂ fuel rods in light water at different core critical dimensions / NEA, 2007. — LEU-COMP-THERM-053.
7. Nicholai Alexeyev, VVER physics experiments: Hexagonal (1.27-cm pitch) lattices of U(4.4 wt.% ^{235}U)O₂ fuel rods in light water, perturbed by boron, hafnium, or dysprosium absorber rods, or by water gap with/without empty aluminium tubes / NEA, 2002. — LEU-COMP-THERM-061.
8. Yuri Krainov. VVER Physics Experiments: Regular Hexagonal (1.10 cm pitch) lattices of low-enriched U(6.5 wt. % ^{235}U)O₂ Fuel rods in light water at different core critical dimensions / NEA, 2004. — LEU-COMP-THERM-070.
9. Yuri Krainov. VVER Physics Experiments: Hexagonal (1.10 cm pitch) lattices of low-enriched U(6.5 wt. % ^{235}U)O₂ fuel rods in light water, perturbed by boron absorber rods and water holes / NEA, 2004. — LEU-COMP-THERM-075.
10. Yuri Krainov. VVER physics experiments: regular hexagonal (1.10 cm pitch) two-region lattices of low-enriched U(6.5 and 4.4 wt. % ^{235}U)O₂ fuel rods in light water at different core critical dimensions / NEA, 2006. — LEU-COMP-THERM-094.
11. Zoltán Szatmáry, The VVER experiments: Regular and perturbed hexagonal lattices of low-enriched UO₂ fuel rods in light water / NEA, 2005. — LEU-COMP-THERM-015.
12. Landers, N.F. KENO V.a An Improved Monte-Carlo Criticallity Program / ORNL, 2009. — ORNL/TM-2005/39.

13. Kachanov V.M., RBMK graphite reactor: uniform configurations of U(1.8, 2.0, or 2.4% ^{235}U)O₂ fuel assemblies, and configurations of U(2.0% ^{235}U)O₂ assemblies with empty channels, water columns, and boron or thorium absorbers, with or without water in channels / NEA, 2004. — LEU-COMP-THERM-060.