

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА SERPENT ДЛЯ ОЦЕНКИ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

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

Обеспечение ядерной безопасности – один из основных аспектов обеспечения безопасности при обращении с ядерными материалами. Критерием ядерной безопасности системы является непревышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов определенного допустимого значения, установленного в федеральных нормах и правилах (например, п. 3.2 НП-061-05 [1], п. 2.3 НП-063-05 [2] п. 2.12.4 НП-053-04 [3]). В связи с тем, что реальные системы с ядерными делящимися материалами, например, хранилища ядерного топлива, транспортные упаковочные комплекты и т.п., достаточно сложны как по геометрии, так и по материальному составу, для оценки значения $K_{эфф}$ обычно используют соответствующие программные средства (ПС). Несмотря на то, что существует множество различных методов расчета $K_{эфф}$ (диффузионное приближение, метод дискретных ординат и т.д.), наиболее распространенным в настоящее время методом расчета значения $K_{эфф}$ является метод Монте-Карло, позволяющий с высокой точностью определять значение $K_{эфф}$ сколь угодно сложных систем.

Однако любое ПС характеризуется определенной погрешностью расчета, которую, в соответствии с требованиями федеральных норм и правил (например, п. 3.6 НП-061-05 [1]), необходимо учитывать при обосновании ядерной безопасности. В связи с тем, что оценить погрешность расчета с использованием ПС аналитическим путем, как правило, не представляется возможным, общепринятым методом определения погрешности является верификация.

В ФБУ «НТЦ ЯРБ» для расчета $K_{эфф}$ используется современное ПС SERPENT [4, 5], реализующее метод Монте-Карло. Моделирование геометрии в ПС SERPENT [4, 5] основано на формализованном описании геометрии каждого из отдельных элементов (так же, как в MCNP [6] и KENO [7]), что позволяет задать практически любую двух- или трехмерную конфигурацию системы (Рисунок 1). Расчетная (математическая) модель состоит из ячеек, ограниченных элементарными поверхностями, описанными формулами аналитической геометрии, и производными из них. В ПС SERPENT [4] также предусмотрена возможность упрощенного задания специфических геометрических объектов, таких, как цилиндрические и сферические твэлы, квадратные и треугольные решетки легководных реакторов и круговые кластеры, типичные для реакторов типа CANDU и РБМК.

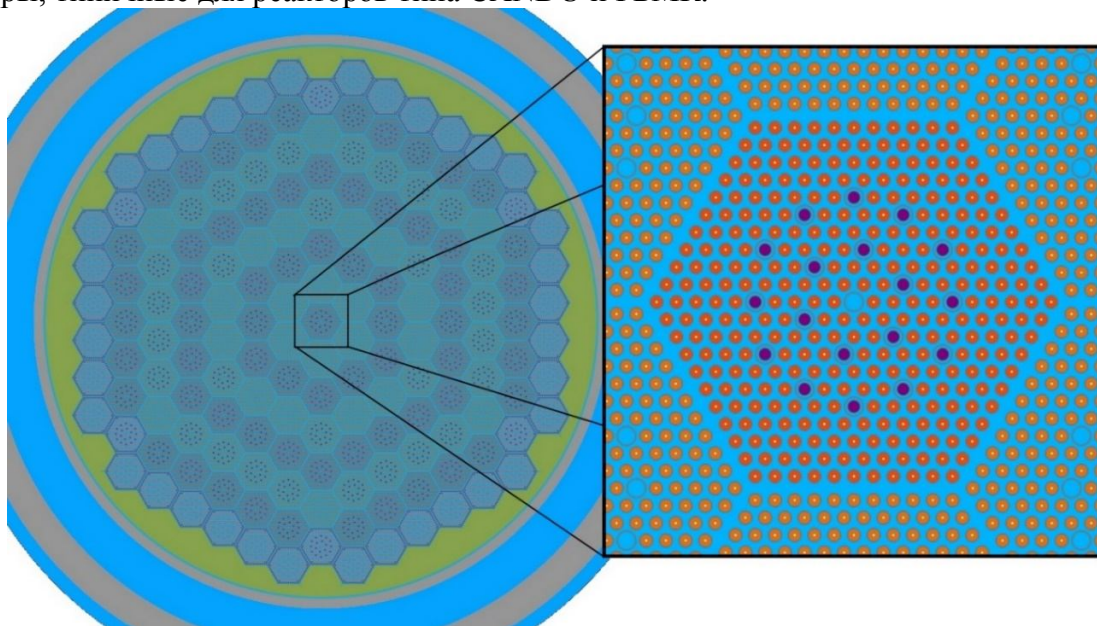


Рисунок 1 – Пример задания модели реактора ВВЭР-1000

В ПС SERPENT [4, 5] применяются библиотеки непрерывных по энергии сечений взаимодействия нейтронов со средой, представленные в ACE-формате, что позволяет использовать в расчетах сведения о сечениях из таких общепризнанных файлов оцененных ядерных данных, как ENDF/B, JEFF и т.д. Кроме того ПС SERPENT [5] обладает встроенным алгоритмом учета эффекта Доплера, который позволяет учитывать зависимость сечений взаимодействия нейтронов со средой от ее температуры.

В настоящем докладе представлены результаты верификации ПС SERPENT для расчета $K_{эфф}$ различных систем, содержащих ядерные делящиеся материалы, на основе сравнения результатов расчетов $K_{эфф}$ с использованием ПС SERPENT с экспериментально измеренными значениями и/или результатами расчетов по общепризнанным прецизионным (реперным) программам, такими, как MCNP, MCU и SCALE (KENO).

Для верификации ПС SERPENT для расчета $K_{эфф}$ систем с ядерным топливом реакторов типа ВВЭР из Международного справочника оцененных критмассовых бенчмарк-экспериментов ICSBER выбраны эксперименты с топливом реакторов ВВЭР, на критических стендах «ZR-6» и «Р», описание которых приведено в [8 – 13].

В [8 – 13] представлены описания экспериментов с регулярными и возмущенными решетками типа ВВЭР, а также результаты измерений и результаты расчетов с использованием широко распространенных ПС. В экспериментах использовались твэлы, идентичные твэлам реактора типа ВВЭР, за исключением длины твэла, которая составляет 1,35 м, и высоты топливного столба, равной 1,25 м.

Помимо твэлов в конфигурациях используются различные поглощающие или алюминиевые стержни. Элементы сборки располагаются с шагом треугольной решетки от 11 мм до 19 мм. В некоторых экспериментах в замедлителе присутствовала борная кислота с концентрацией от 0,64 г/дм³ до 7,2 г/дм³. В экспериментах использовалось топливо из диоксида урана с обогащением по U²³⁵ от 1,6 % до 6,5 %. В общей сложности было создано более 200 различных критических конфигураций, отличающихся количеством твэлов и геометрией активной зоны. На рисунке 2 приведен разрез одной из моделей критической сборки «ZR-6». Критичность в экспериментах достигалась за счет изменения высоты замедлителя.

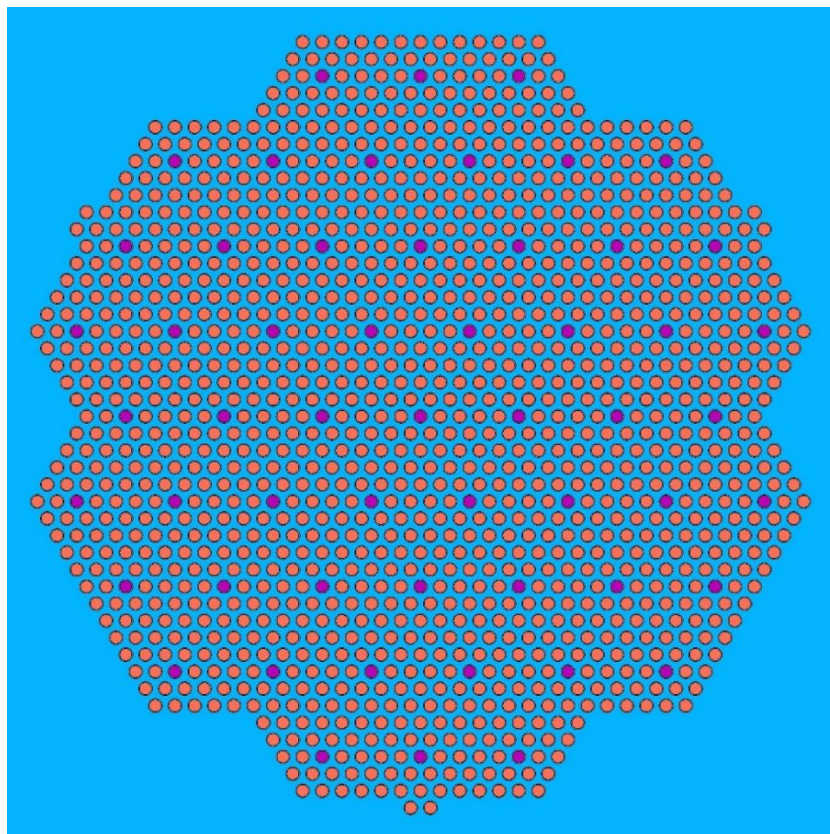


Рисунок 2 – Разрез модели одной из конфигураций критической сборки «ZR-6»

На гистограммах 3 – 12 приведены отклонения результатов расчетов с использованием ПС SERPENT от экспериментальных значений и от среднего значения, рассчитанного по другим ПС.

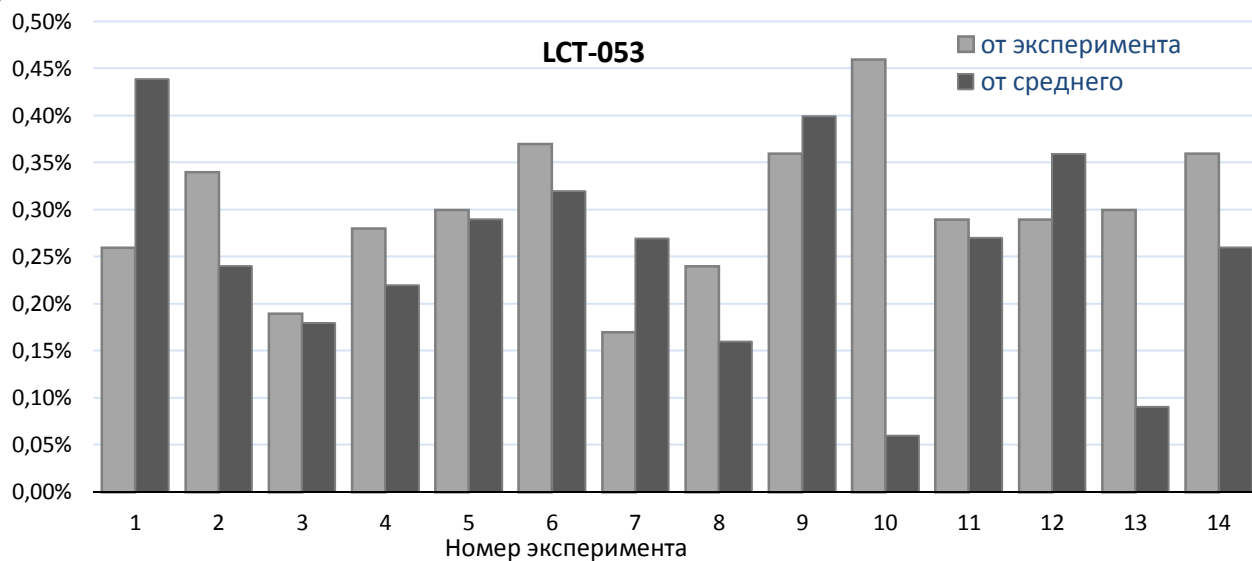


Рисунок 3 – Отклонения результатов расчетов ПС SERPENT (LCT-053)

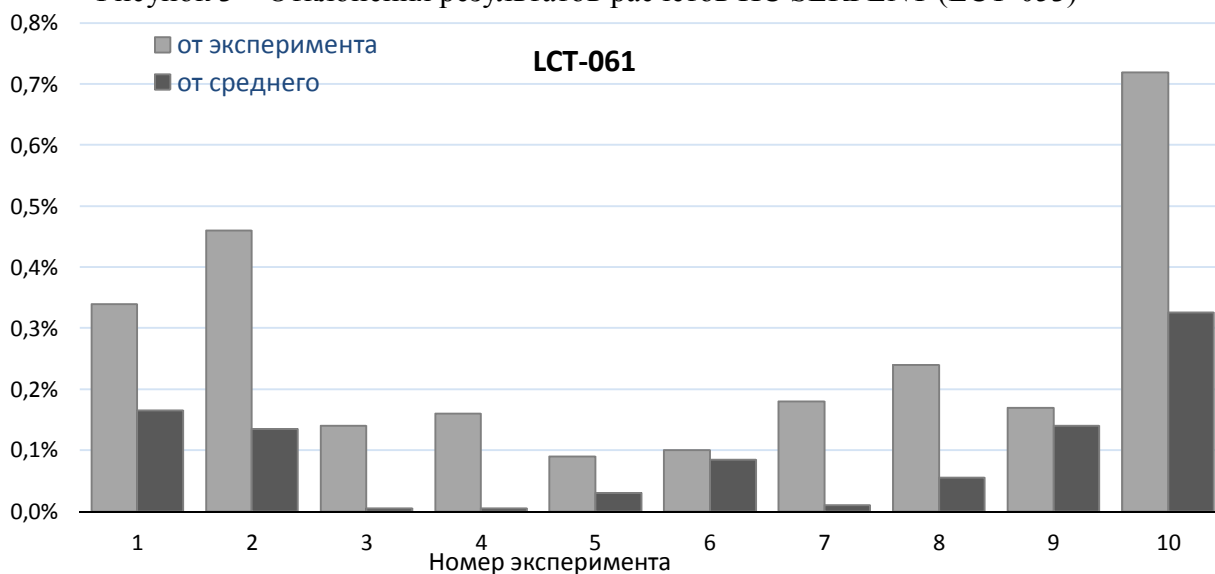


Рисунок 4 – Отклонения результатов расчетов ПС SERPENT (LCT-061)

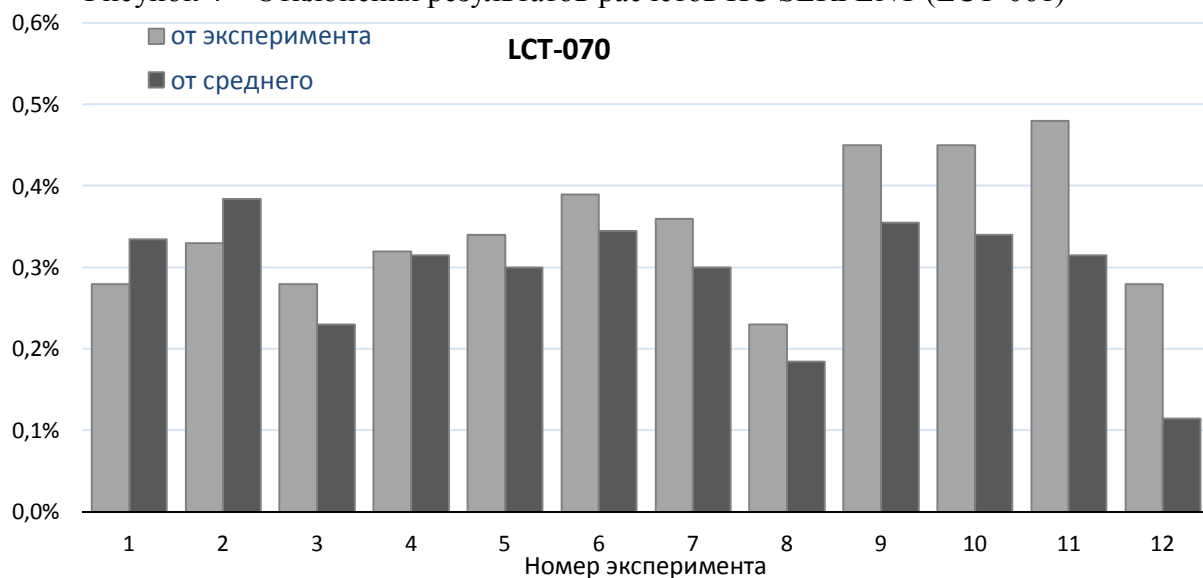


Рисунок 5 – Отклонения результатов расчетов ПС SERPENT (LCT-070)

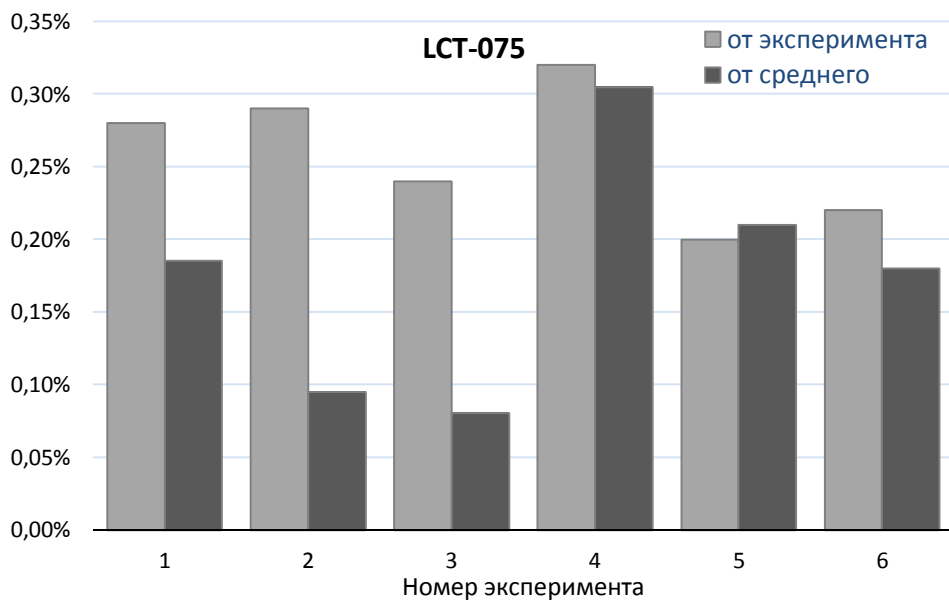


Рисунок 6 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (LCT-075)

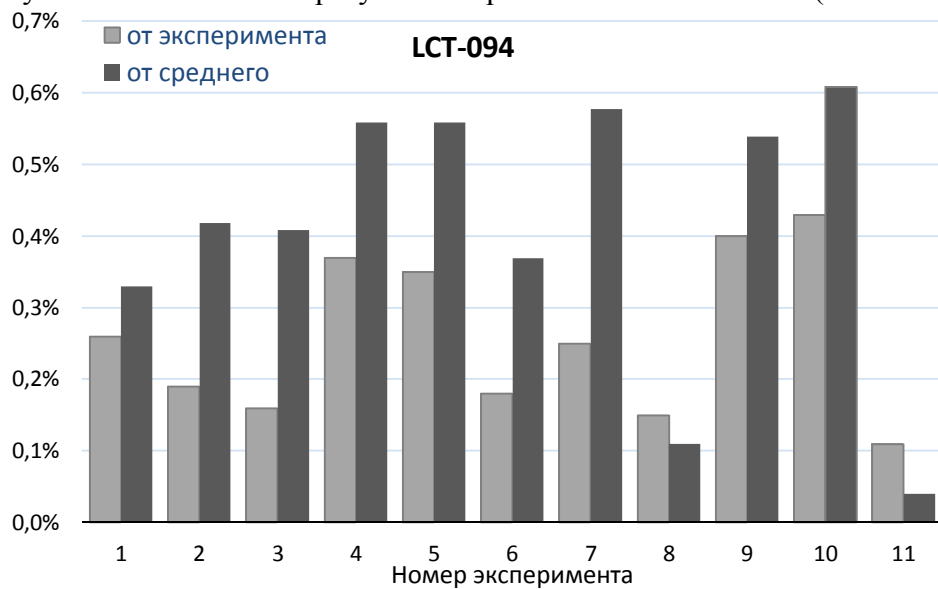


Рисунок 7 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (LCT-094)

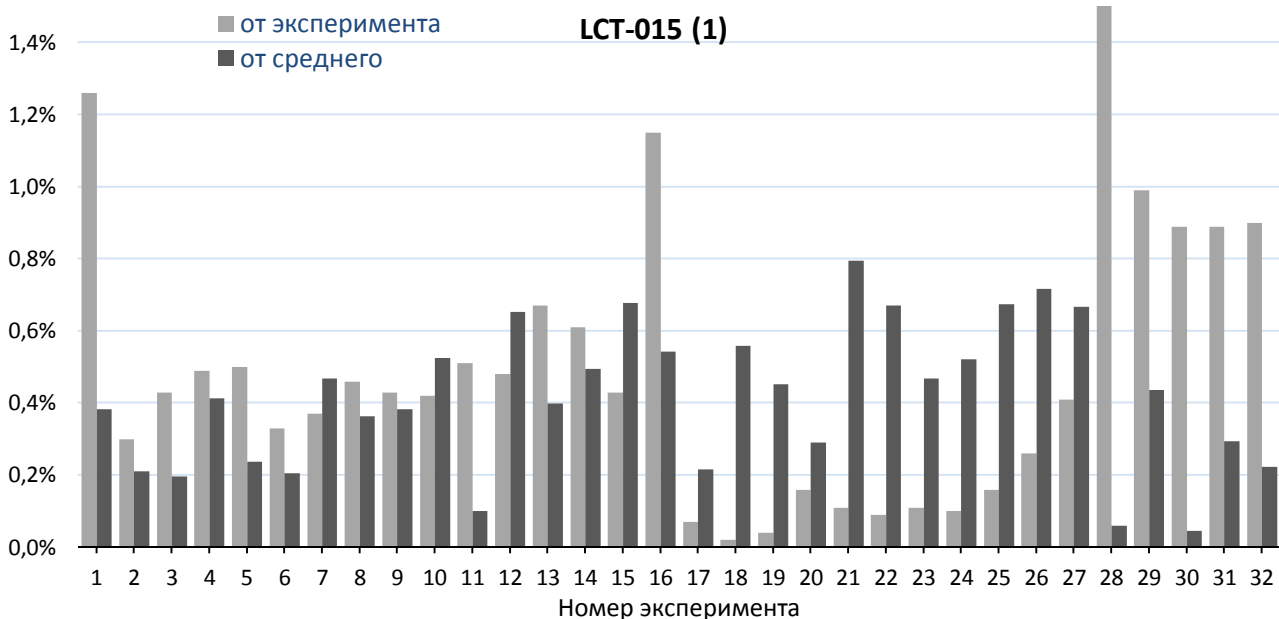


Рисунок 8 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (LCT-015 конф. 1 ÷ 32)

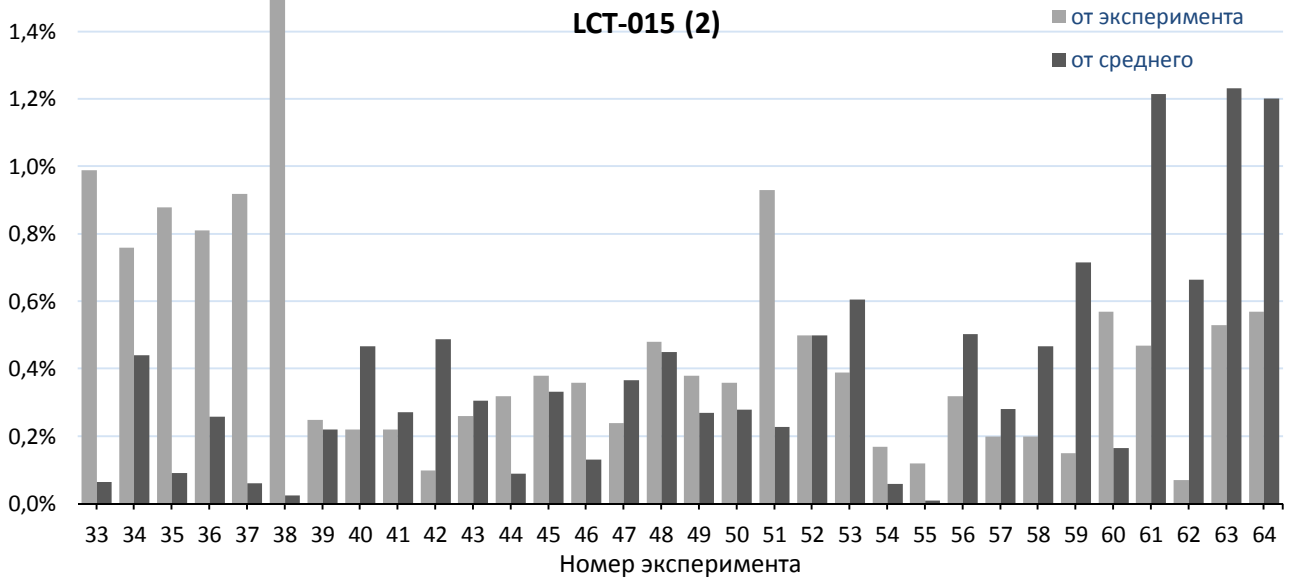


Рисунок 9 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (LCT-015 конф. 33 ÷ 64)

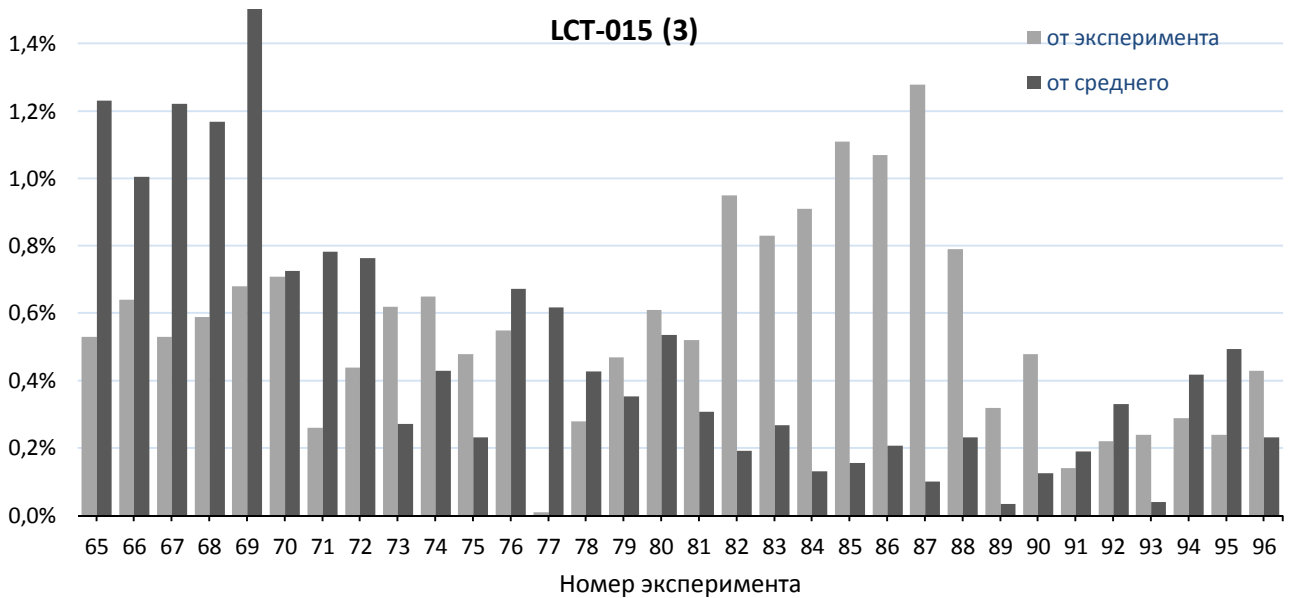


Рисунок 10 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (LCT-015 конф. 65 ÷ 96)

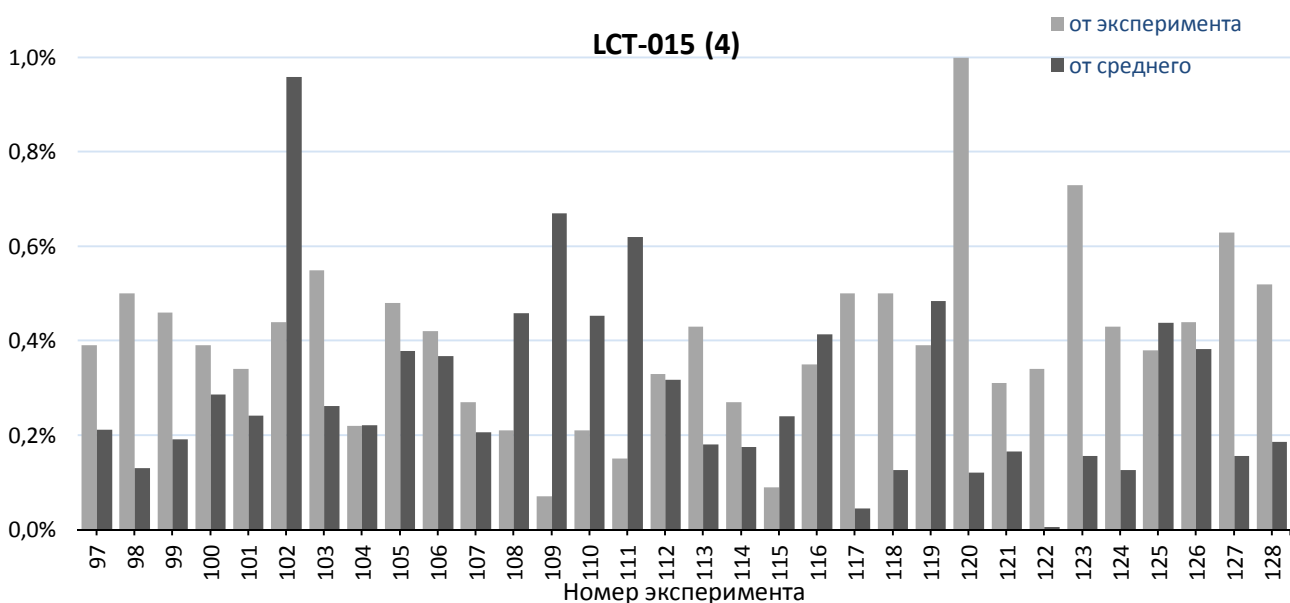


Рисунок 11 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (LCT-015 конф. 97 ÷ 128)

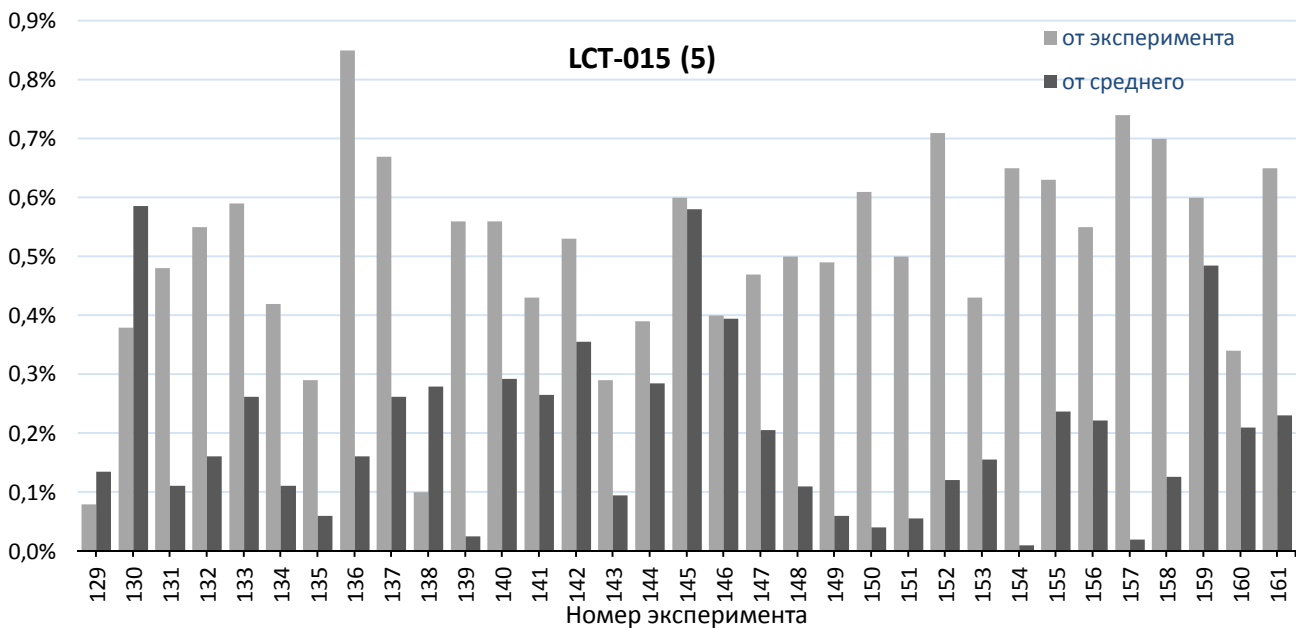


Рисунок 12 – Отклонения результатов расчетов ПС SERPENT (LCT-015 конф. 129 ÷ 161)

В соответствии с требованиями федеральных норм и правил (например, п. 3.3 НП-061-05 [1] и п. 2.12.7.3 НП-053-04 [3]) при обосновании ядерной безопасности в случае аварии необходимо учитывать такое количество, распределение и плотность замедлителя нейтронов в системе, которые приводят к максимальному $K_{эфф}$. Ввиду отсутствия бенчмарк-экспериментов с плотностью воды, значительно отличающейся от 1 г/см^3 , что обусловлено невозможностью точного воспроизведения и поддержания такой плотности для проведения измерений, в рамках верификации рассмотрен расчетный бенчмарк [14]. В [14] описаны различные модели систем, содержащих топливо реакторов типа ВВЭР (в том числе уран-плутониевое топливо). На рисунках 13 – 15 приведены гистограммы отклонений значений $K_{эфф}$, рассчитанных с использованием различных ПС от среднего значения для трех различных видов топлива реактора ВВЭР-1000, расположенных в водной среде.

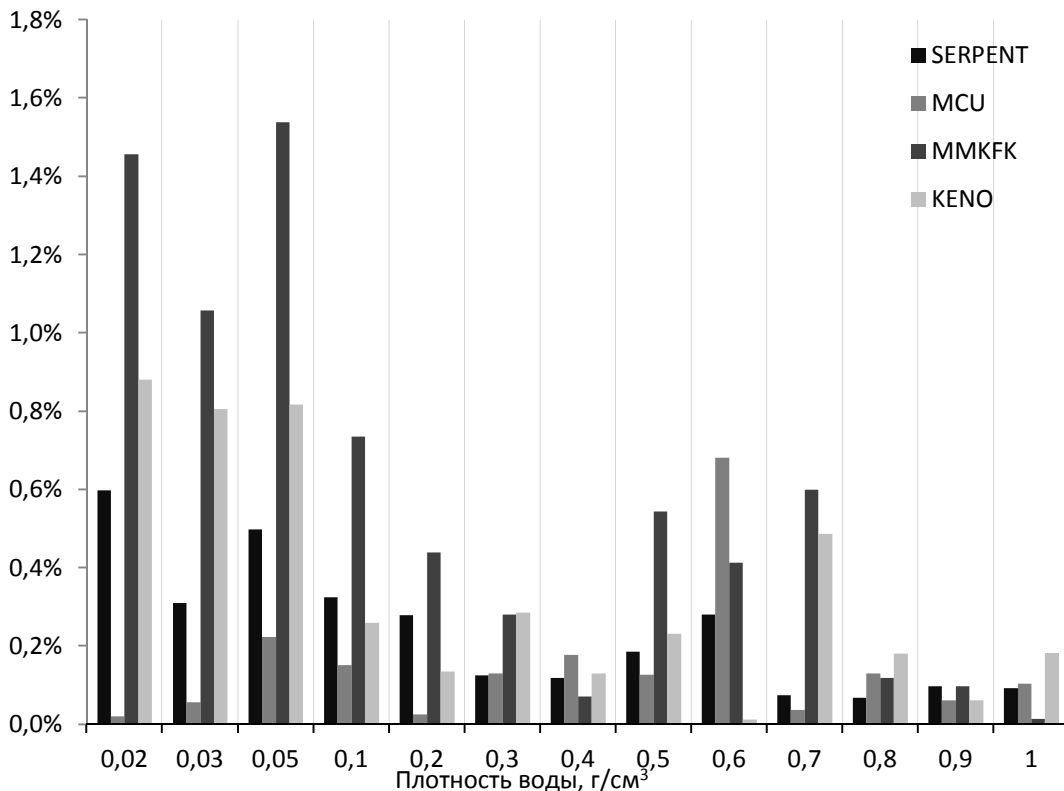


Рисунок 13 – Отклонения $K_{эфф}$ для МОКС-топлива (МОХ-R [14])

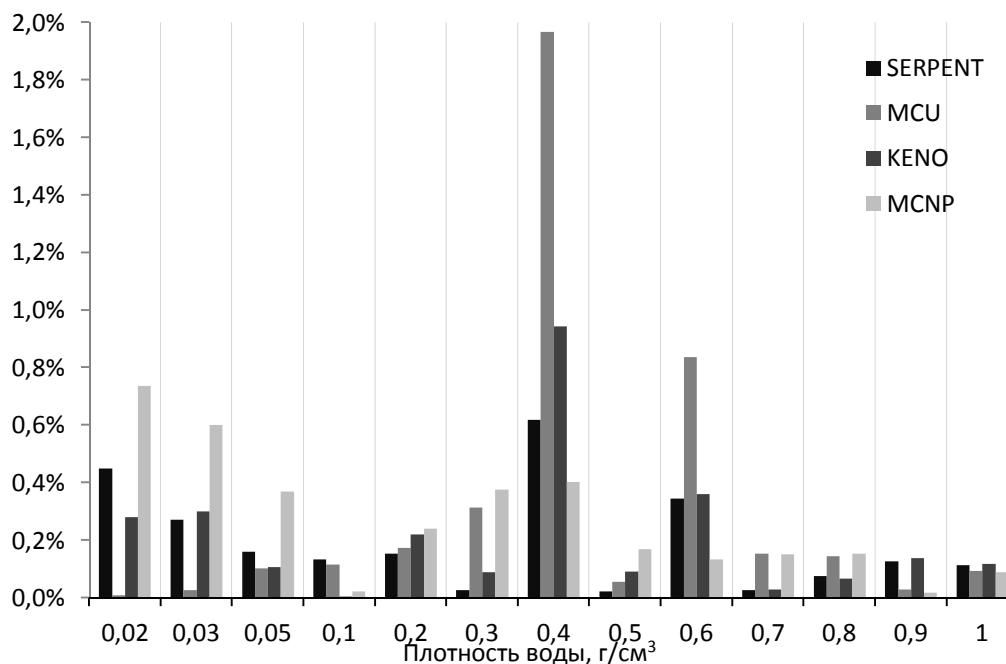


Рисунок 14 – Отклонения $K_{\text{эфф}}$ для МОКС-топлива (MOX-W [14])

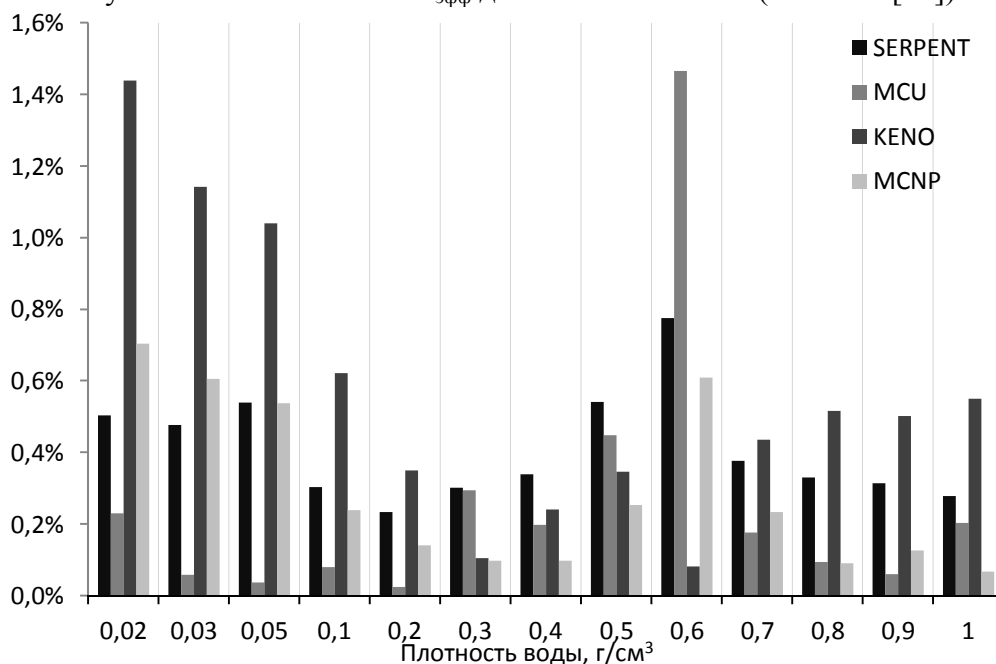


Рисунок 15 – Отклонения $K_{\text{эфф}}$ для уран-оксидного топлива (UOX [14])

Систематическая погрешность расчета $K_{\text{эфф}}$, определенная на основании полученных результатов, для систем, содержащих топливо реакторов типа ВВЭР, составила $\sim 0,005$ для систем с урановым топливом и $\sim 0,008$ для систем с МОКС-топливом.

Для проведения верификации ПС SERPENT для расчета $K_{\text{эфф}}$ уран-графитовых систем с ядерным топливом реакторов типа РБМК из ICSBER выбраны эксперименты на критической уран-графитовой сборке, имитирующей активную зону реактора типа РБМК [14]. Помимо экспериментально измеренных значений $K_{\text{эфф}}$, в [15] приведены результаты расчета $K_{\text{эфф}}$, полученные с помощью аттестованных ПС MCU [16] и MCNP [6]. Все элементы критической сборки аналогичны элементам, используемым в реакторе РБМК-1000, за исключением высоты сборки, которая вдвое меньше высоты активной зоны реактора РБМК-1000. Критические эксперименты отличаются конфигурацией активной зоны, в частности наличием и расположением пустых (сухих) каналов, каналов с водой, а также каналов с борными и ториевыми поглотителями. На рисунке 16 приведен разрез модели активной зоны одного из экспериментов.

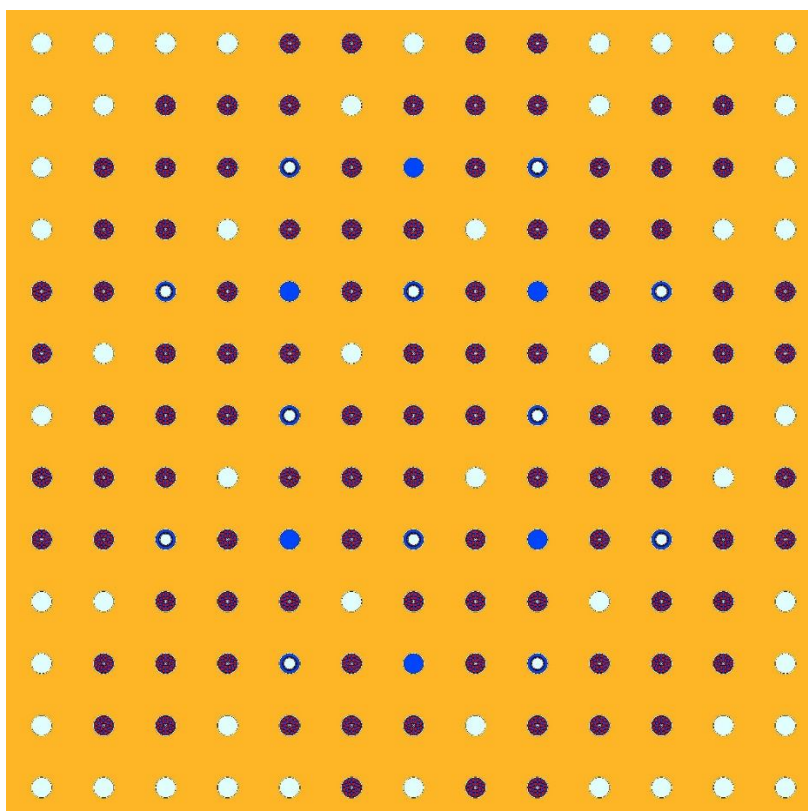


Рисунок 16 – Разрез модели одной из конфигураций LCT-060

Созданные с использованием ПК SERPENT модели всех конфигураций экспериментов [15] в точности учитывают все элементы системы, за исключением следующих приближений:

- пористость графита учтена за счет уменьшения его плотности;
- дистанционирующие решетки моделировались в виде гомогенизированных пластин;
- канал, содержащий источник нейтронов, не учитывался;
- конструкции головки и хвостовика ТВС, верхних соединительных деталей и детекторов представлены в модели упрощенно.

На рисунке 17 приведены отклонения результатов расчетов с использованием ПК SERPENT от экспериментальных значений и от среднего значения, рассчитанного по аттестованным ПК MCNP и MCU.

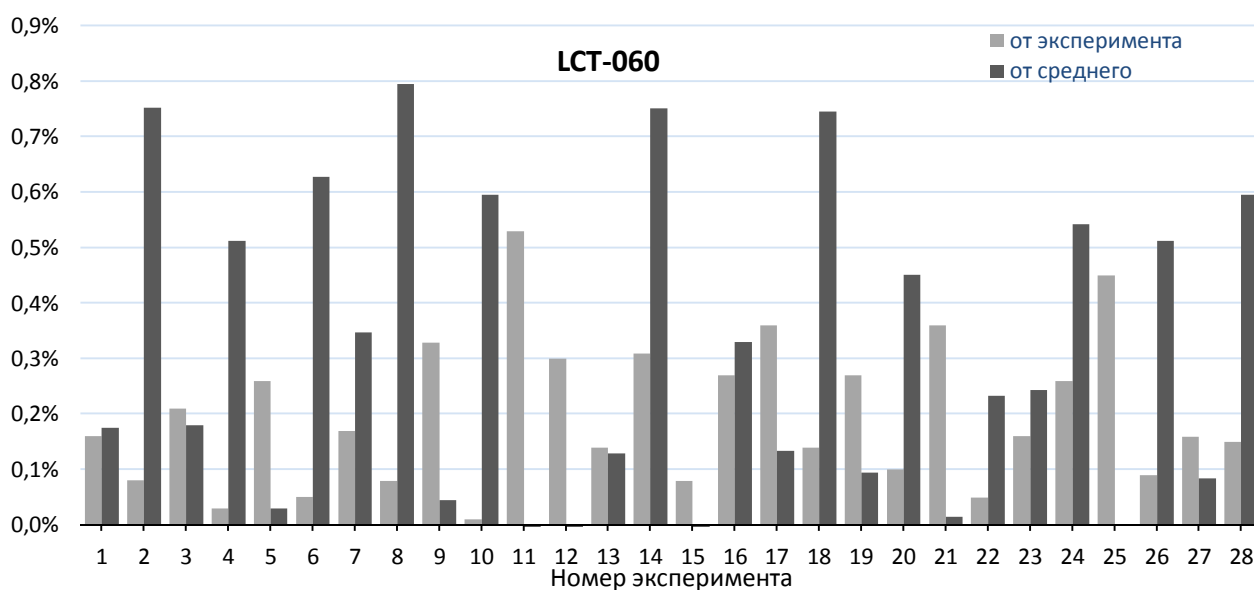


Рисунок 17 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (LCT-060)

В рамках верификации также выполнены расчеты уран-водных систем, имеющих уран-водное соотношение и характеристики топлива, характерные для приреакторных бассейнов выдержки и хранилищ отработавшего ядерного топлива реакторов РБМК-1000. Для этого из ICSBER выбраны критические эксперименты, описания которых представлены в [17] и [18]. Кроме того, проведены дополнительные верификационные расчеты подкритических систем, описание которых приведено в [19]. В экспериментах использовалось топливо с обогащением 2,5 – 3 % по ^{235}U , расположенное в водной среде, а также исследовалось влияние поглощающих стержней и пластин (чехлов) на критичность систем. На рисунках 18 – 20 приведены отклонения результатов расчетов с использованием ПС SERPENT от экспериментальных значений и от среднего значения, рассчитанного по другим ПС.

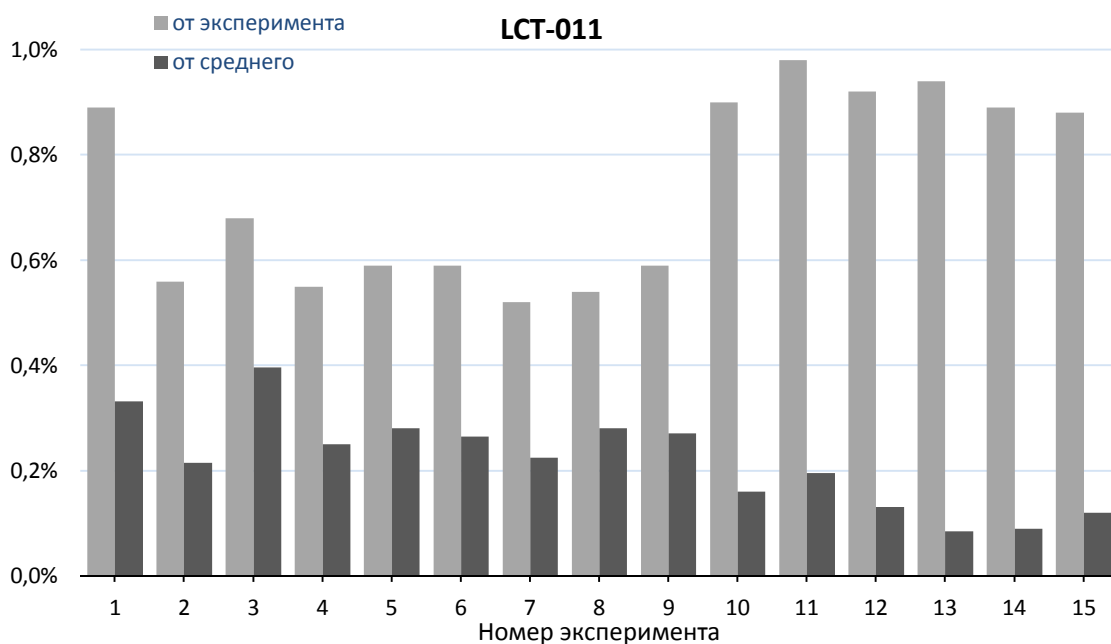


Рисунок 18 – Отклонения результатов расчетов ПС SERPENT (LCT-011)

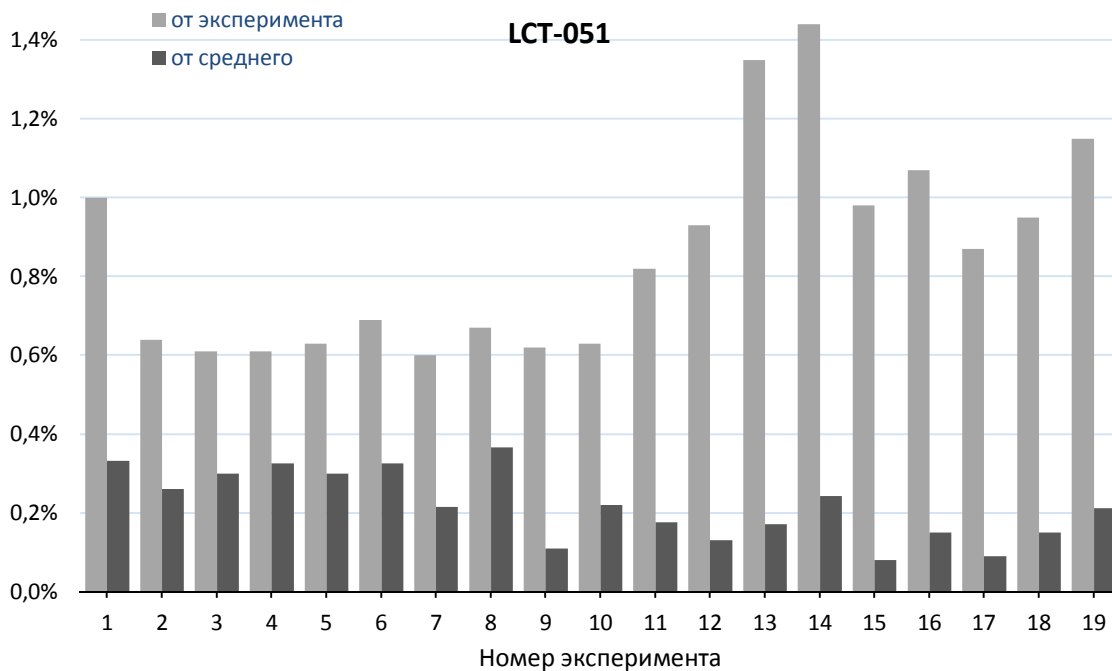


Рисунок 19 – Отклонения результатов расчетов ПС SERPENT (LCT-051)

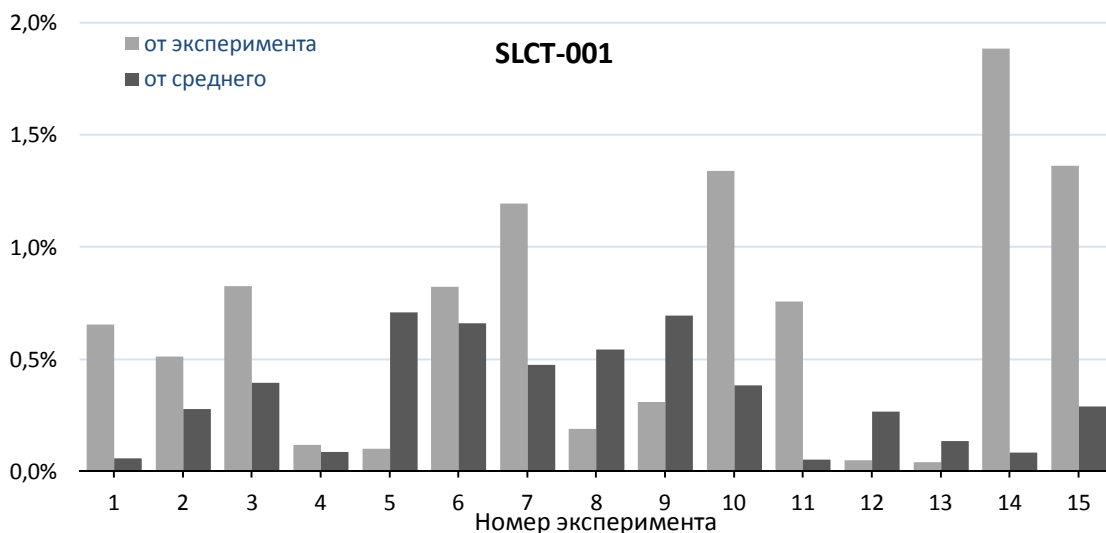


Рисунок 20 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (SLCT-001)

Систематическая погрешность расчета $K_{эфф}$, определенная на основании полученных результатов, для систем, содержащих топливо реакторов типа РБМК, составила $\sim 0,003$ для уран-водо-графитовых систем и $\sim 0,005$ для уран-водных систем.

Помимо систем с ядерным топливом реакторов разного типа в рамках верификации выполнены расчеты $K_{эфф}$ растворных систем. Для проведения верификации из ICSBER выбраны эксперименты с системами, содержащими: растворы соединений высокообогащенного урана [20, 21]; растворы соединений низкообогащенного урана [22 – 25]; растворы соединений плутония [26 – 29].

Согласно [20, 21], проведено две серии экспериментов с растворами высокообогащенного урана. Первая серия экспериментов с раствором нитрата высокообогащенного урана с проводилась на критической сборке состоящей из двух резервуаров с раствором, различных пластин поглотителей/отражателей и конструкционных элементов. Критические конфигурации отличаются друг от друга количеством, расположением и типом пластин, а также расстоянием между резервуарами [20]. На рисунке 24 представлен разрез модели одной из конфигураций сборки. Во второй серии экспериментов рассматривался цилиндрический резервуар из стали, заполненный раствором нитрата урана и окруженный слоем отражателя. В экспериментах изменялись концентрация урана в растворе и содержание различных примесей в растворе и в отражателе. На рисунках 21 – 22 приведена гистограмма отклонений результатов расчетов с использованием ПК SERPENT от экспериментальных значений и от среднего значения, рассчитанного по другим ПК.

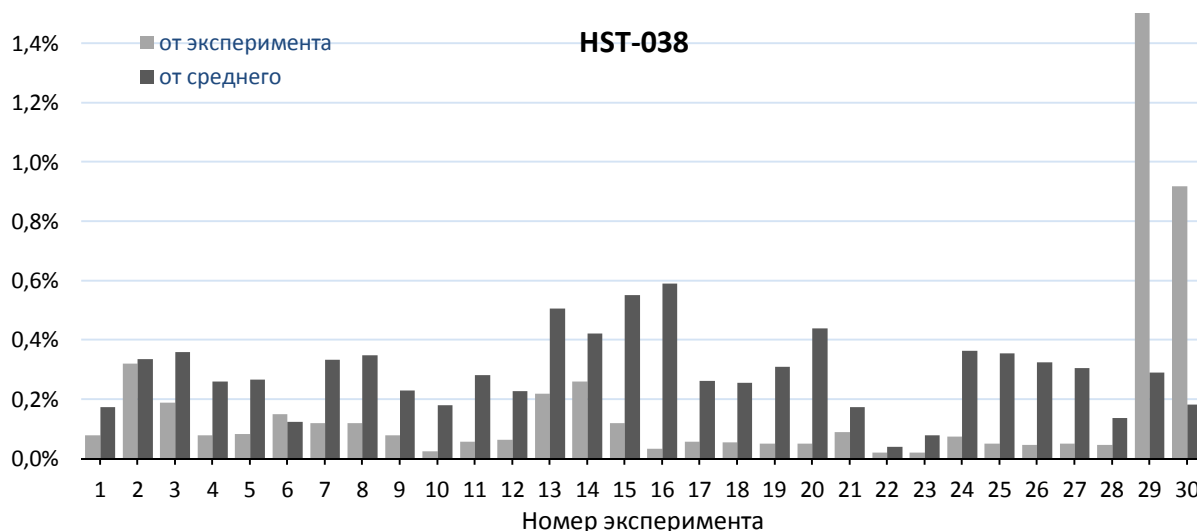


Рисунок 21 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (HST-038)

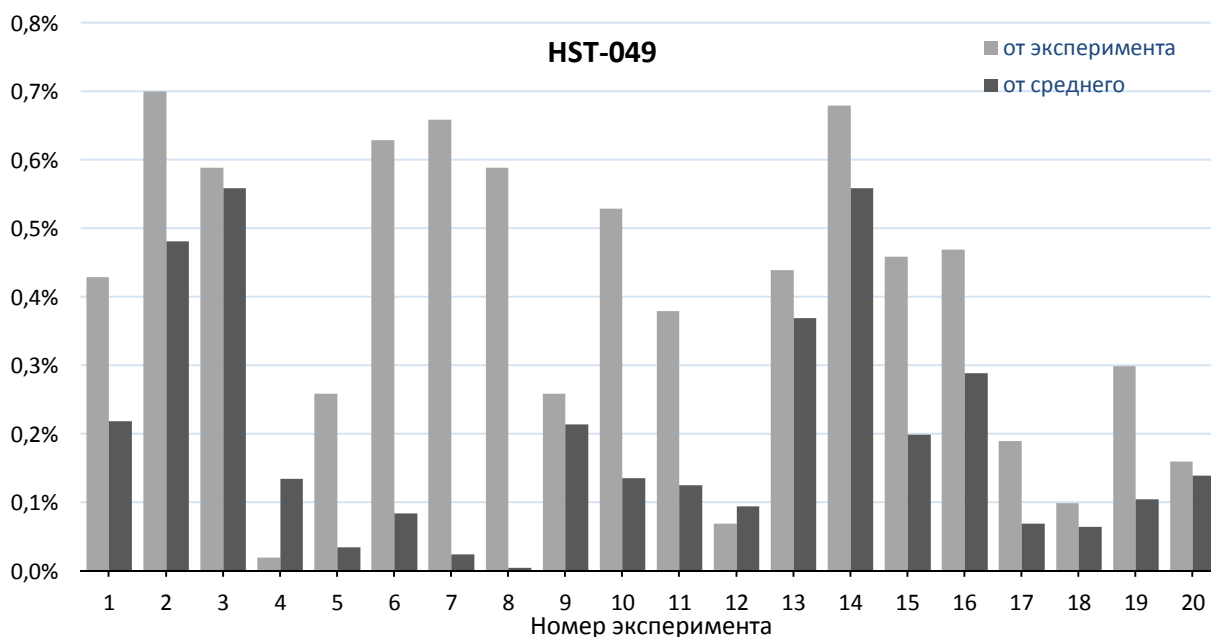


Рисунок 22 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (HST-049)

В экспериментах с низкообогащенным ураном (до 10 % по ^{235}U) использовались цилиндрические или сферические резервуары с растворами нитрата и фторида урана. В экспериментах изменялась концентрация урана в растворе, а в некоторых экспериментах использовались различного рода отражатели. На рисунке 23 представлены отклонения результатов расчетов с использованием ПК SERPENT от экспериментальных значений и от среднего значения, рассчитанного по другим ПК.

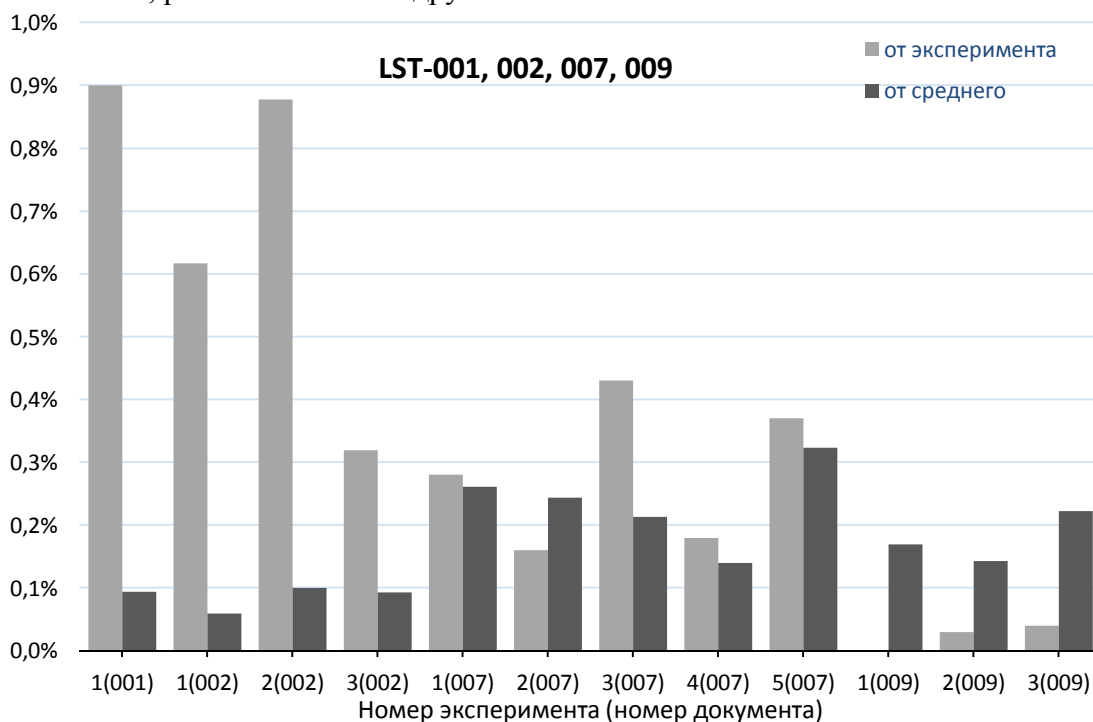


Рисунок 23 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (LST-001, 002, 007, 009)

Экспериментальные сборки с растворами, содержащими плутоний, представляют собой массивы цилиндрических сосудов с нитратом плутония. В экспериментах изменялось взаимное расположение сосудов, а также концентрация плутония в растворе. Критичность в экспериментах достигалась варьированием уровня заполнения сосудов раствором. В общей сложности рассмотрено 85 различных конфигураций. На рисунках 24 – 27 представленных гистограммы отклонений результатов расчетов с использованием ПК SERPENT от экспериментальных значений и от среднего значения, рассчитанного по другим ПК.

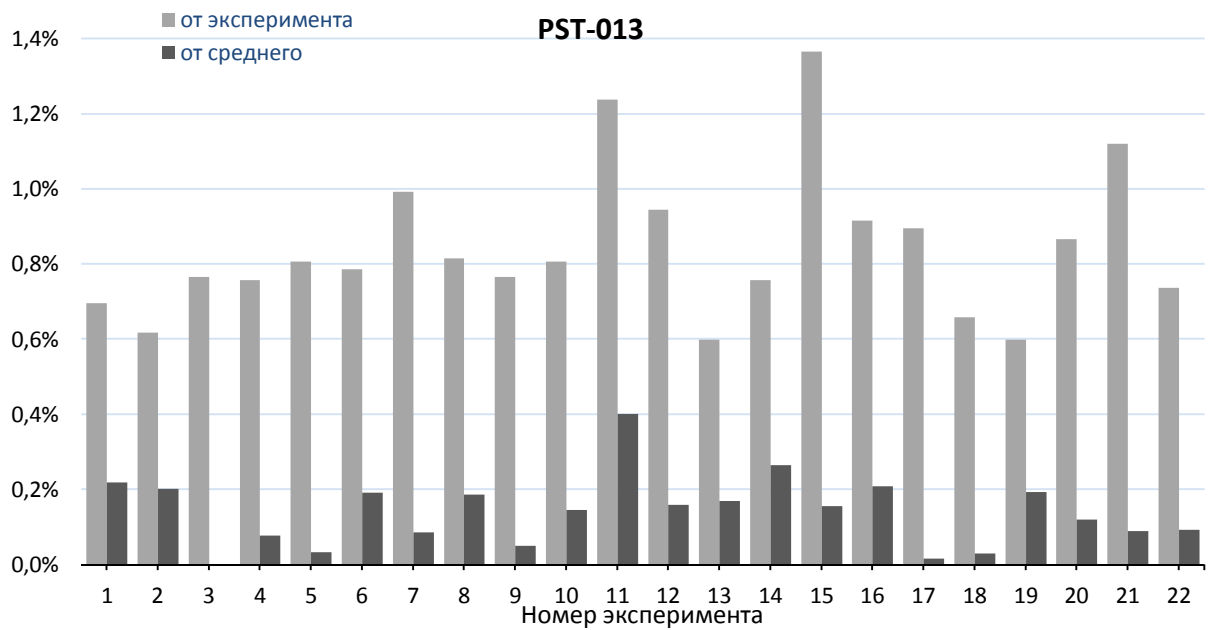


Рисунок 24 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (PST-013)

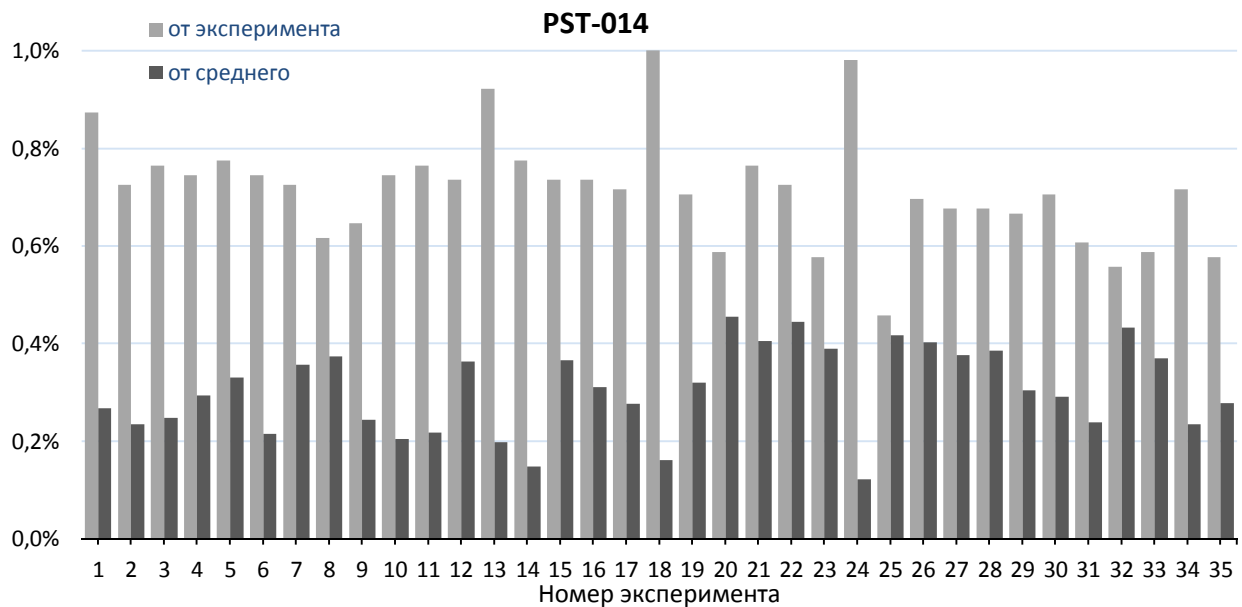


Рисунок 25 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (PST-014)

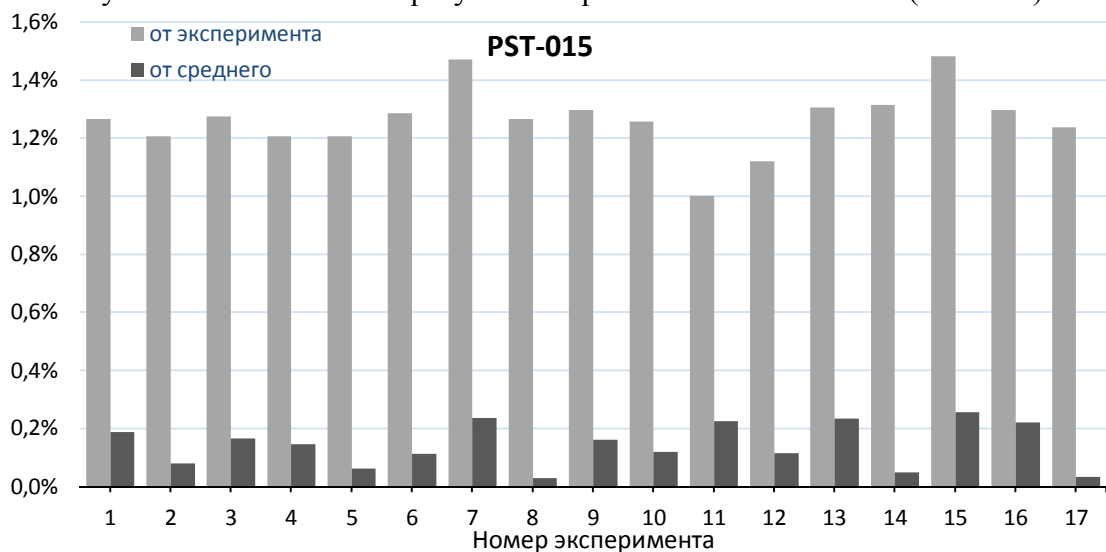


Рисунок 26 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (PST-015)

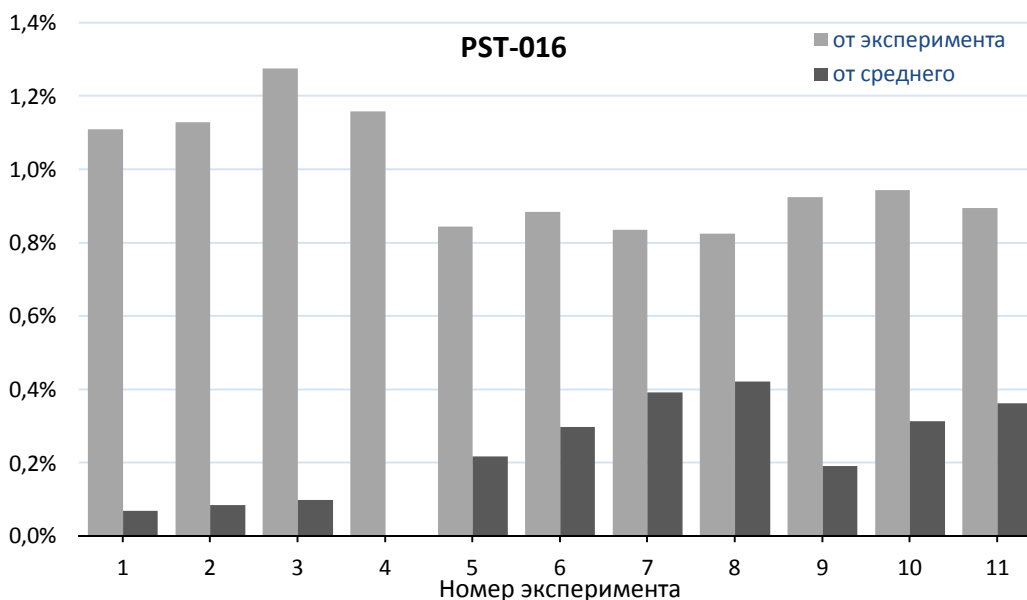


Рисунок 27 – Отклонения результатов расчетов ПК SERPENT (PST-016)

Систематическая погрешность расчета $K_{эфф}$, определенная на основании полученных результатов для растворных систем составила $\sim 0,0055$ для систем с растворами урана и $\sim 0,008$ для систем с растворами плутония.

Результаты выполненных расчетов показывают, что полученные с использованием ПК SERPENT значения $K_{эфф}$ хорошо согласуются с экспериментально измеренными значениями, а также позволяют сделать вывод о том, что по точности расчета $K_{эфф}$ ПК SERPENT не уступает таким широко распространенным и общепризнанным ПК, как MCU, MCNP и SCALE (KENO), реализующим метод Монте-Карло. По полученным данным можно сделать вывод о применимости ПК SERPENT для расчета $K_{эфф}$ систем, содержащих растворы урана и плутония, а также топливо реакторов типа ВВЭР и РБМК.

СПИСОК ИСПОЛЬЗУЕМОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объекты использования атомной энергии: НП-061-05. – Москва: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2005.

2. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла: НП-063-05. – Москва: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2004.

3. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов: НП-053-04. – Москва: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2004.

4. Jaakko Leppanen. «PSG-2/Serpent - A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code» / Jaakko Leppanen. — Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2012.

5. Jaakko Leppanen. «A New Monte Carlo Reactor Physics Code: VTT Publications 640» / Jaakko Leppanen. — Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2007.

6. X-5 Monte Carlo Team. «MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5». — California, Los Alamos National Laboratory. 2003 — LA-UR-03-1987

7. Landers, N.F. «KENO V.a An Improved Monte-Carlo Criticality Program» / N.F. Landers, D.F. Hollenbach, B.T. Rearden, M.E. Dunn, S. Goluoglu, L.M. Petrie. — ORNL, 2009. — ORNL/TM-2005/39

8. Zoltán Szatmáry, The VVER experiments: Regular and perturbed hexagonal lattices of low-enriched UO₂ fuel rods in light water / Zoltán Szatmáry. – NEA, 2005. – LEU-COMP-THERM-015.

9. 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 / Yuri Krainov, Yuri Kravchenko, Nicholay Alexeyev. – NEA, 2007. – LEU-COMP-THERM-053.
10. 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 / Nicholai Alexeyev, Yuri Krainov, Yuri Kravchenko, Victor Tsvetkov. – NEA, 2002. – LEU-COMP-THERM-061.
11. 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 / Yuri Krainov, Yuri Kravchenko, Victor Tsvetkov, Nicholai Alexeyev. – NEA, 2004. – LEU-COMP-THERM-070.
12. 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 / Yuri Krainov, Yuri Kravchenko, Victor Tsvetkov, Nicholai Alexeyev. – NEA, 2004. – LEU-COMP-THERM-075.
13. 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 / Yuri Krainov, Yuri Kravchenko, Victor Tsvetkov, Nicholai Alexeyev. – NEA, 2006. – LEU-COMP-THERM-094.
14. Margaret B. Emmett. Computational Benchmark Problems For VVER-1000 Mixed Oxide Fuel Cycle / Margaret B. Emmett. – Oak Ridge National Laboratory, 2000. – ORNL/TM-1999/207
15. Kachanov V.M., RBMK graphite reactor: uniform onfigurations 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/ V.M. Kachanov, A.N. Kuzmin, V.E. Jitarev. – NEA, 2004. – LEU-COMP-THERM-060.
16. Абагян Л.П., Алексеев Н.И. и др. Программа MCU-REA с библиотекой ядерных данных DLC/MCUDAT-2.1. Отчёт РНЦ КИ инв. №36/7-98, Москва, 1998.
17. Pedro M. Ortego Saiz. Critical Experiments Supporting Close Proximity Water Storage Of Power Reactor Fuel: Part I - Absorber Rods/ Pedro M. Ortego Saiz, Jose G. López Sobrino. – NEA, 2001. – LEU-COMP-THERM-011.
18. Pedro M. Ortego Saiz. Critical Experiments Supporting Close Proximity Water Storage Of Power Reactor Fuel: Part II - Isolating Plates/ Pedro M. Ortego Saiz, Jose G. López Sobrino. – NEA, 2001. – LEU-COMP-THERM-051.
19. Bernard M. Franklin. Fuel-Transport-Flask Subcritical Experiments With Low-Enriched Uranium (3 Wt.% ^{235}U) Dioxide Fuel / Bernard M. Franklin, David Hanlon. – NEA, 2000. – SUB-LEU-COMP-THERM-001.
20. Soon Sam Kim, Winco Slab Tanks: Two Interacting Tanks Of Highly Enriched Uranyl Nitrate Solution With Various Absorber-Reflector Plates/ Soon Sam Kim, Lawrence J. Slate – NEA, 2002. – HEU-SOL-THERM-038.
21. Soon Sam Kim, Highly Enriched Uranyl Nitrate Solution Containing Cadmium/ Soon Sam Kim. – NEA, 2004. – HEU-SOL-THERM-049.
22. Raphael J. LaBauve. Unreflected UO₂F₂+H₂O Cylindrical Assembly SHEBA-II/ Raphael J. LaBauve. – NEA, 1997. – LEU-SOL-THERM-001.
23. Michelle Pitts. 174-Liter Spheres Of Low Enriched (4.9%) Uranium Oxyfluoride Solutions/ Michelle Pitts, Farzad Rahnema, T. G. Williamson. – NEA, 2000. – LEU-SOL-THERM-002.
24. Toshihiro Yamamoto. STACY: Unreflected 10%-Enriched Uranyl Nitrate Solution In A 60-Cm-Diameter Cylindrical Tank/ Toshihiro Yamamoto, Yoshinori Miyoshi. – NEA, 1999. – LEU-SOL-THERM-007.
25. Tsukasa Kikuchi. STACY: 60-cm-Diameter Cylinders Of 10%-Enriched Uranyl Nitrate Solutions Reflected With Borated Concrete/ Tsukasa Kikuchi, Yoshinori Miyoshi. – NEA, 1999. – LEU-SOL-THERM-009.

26. Kenneth C. Okafor, Interacting Cylinders Of 256-mm Diameter With Plutonium Nitrate Solution (115.1 g Pu/l) In Air/ Kenneth C. Okafor, Gilles Poullot. – NEA, 1998. – PU-SOL-THERM-013.
27. Kenneth C. Okafor, Interacting Cylinders Of 300-mm Diameter With Plutonium Nitrate Solution (115.1 g Pu/l) In Air/ Kenneth C. Okafor, Gilles Poullot. – NEA, 1997. – PU-SOL-THERM-014.
28. Kenneth C. Okafor, Interacting Cylinders Of 256-mm Diameter With Plutonium Nitrate Solution (152.5 g Pu/l) In Air/ Kenneth C. Okafor, Gilles Poullot. – NEA, 1997. – PU-SOL-THERM-015.
29. Kenneth C. Okafor, Interacting Cylinders Of 256-mm and 300-mm Diameters With Plutonium Nitrate Solution (152.5 and 115.1 g Pu/l) And Nitric Acid (2N) In Air/ Kenneth C. Okafor, Gilles Poullot. – NEA, 1997. – PU-SOL-THERM-016.