

ОЦЕНКА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ РАСЧЕТА ФЛЮЕНСА НЕЙТРОНОВ НА КОРПУС РЕАКТОРА ВВЭР-440 ИЗ-ЗА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ В СЕЧЕНИЯХ НЕЙТРОН-ЯДЕРНЫХ ВЗАИМОДЕЙСТВИЙ

С.А. БЗНУНИ, А.Г. УГУДЖЯН*

Ереванский государственный университет, Ереван, Армения

*e-mail: aniugujyan@gmail.com

(Поступила в редакцию 15 апреля 2024 г.)

Проведена оценка неопределенности расчета флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора ВВЭР-440 второго блока Армянской атомной электростанции (ААЭС), вызванной неопределенностями в сечениях нейтрон-ядерных взаимодействий. Применяя метод Монте-Карло, была выделена наиболее значимая область реактора к изменениям в полных сечениях взаимодействия нейтронов. Результаты показали, что основным источником неопределенности флюенса является сечение поглощения нейтронов в области быстрых нейтронов, особенно в водороде. Полученные данные имеют важное значение для оценки долгосрочной безопасности и продления срока эксплуатации реакторов данного типа.

1. Введение

Одной из наиболее важных задач при обеспечении длительной и безопасной эксплуатации ядерных реакторов является оценка остаточного ресурса ключевых систем, конструкций и элементов, необходимых для обеспечения их надежности и безопасности. Среди таких компонентов корпус реактора является важнейшим незаменимым компонентом атомной электростанции, определяющим возможность ее длительной эксплуатации. Накопленный флюенс быстрых нейтронов (интеграл потока нейтронов по времени эксплуатации АЭС) в корпусе ядерного реактора представляет собой один из ключевых механизмов, способных вызвать деградацию механических свойств корпуса реактора. Под воздействием потока быстрых нейтронов корпус реактора подвергается процессу охрупчивания, что приводит к потере прочности [1]. В результате воздействия потока нейтронов атомы вырываются из кристаллической решетки корпуса, что ведет к ухудшению механических свойств его металла. Поэтому накопленный флюенс быстрых нейтронов в корпусе реактора в течение эксплуатации АЭС считается одним из ключевых механизмов, способных ухудшить надежность корпуса реактора. Этот фактор особенно важен для старых реакторов, поскольку в них накопленный флюенс быстрых нейтронов наибольший.

Точное знание накопленного флюенса быстрых нейтронов в корпусе реактора с сопутствующими неопределенностями может позволить повторно продлить уже продленную эксплуатацию реакторов ВВЭР-440. Следовательно, оценка неопределенностей, связанных с моделированием и количественной

оценкой накопленного флюенса нейтронов в корпусе реактора, является критически важной для поддержки принятия решений органами надзора в области ядерной энергетики.

В предыдущих исследованиях [2, 3], на основе эксплуатационных данных ААЭС и данных измерений флюенса нейтронов посредством активационных детекторов на внешней поверхности корпуса реактора ААЭС [4], нами были валидированы модель расчета флюенса на корпус реактора ВВЭР-440 2-ого блока ААЭС, разработанная программой MCNP6 (Monte Carlo N-Particle Transport Code) [5] и модель расчета источника нейтронов для последующего расчета флюенса быстрых нейтронов, разработанная программой PARCS-PATHS (Purdue Advanced Reactor Core Simulator) [6]. Измерения флюенса быстрых нейтронов на внешней поверхности корпуса реактора ААЭС были проведены непрерывным образом в течение одного года в рамках 30-го топливного цикла реактора ВВЭР-440 ААЭС.

Валидация разработанной нами модели расчета флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора показала, что предсказанные значения находятся в рамках $\pm 20\%$, что является приемлемым для применения их в расчетах обоснования безопасности корпуса реактора [7]. В разных работах были изучены неопределённости в моделированных значениях флюенса быстрых нейтронов из-за неопределённостей в геометрии, материального состава и изотопного состава, источника нейтронов и распределения температуры и плотности в активной зоне, корзине, шахте и корпусе реактора [8–10]. Целью данной работы является оценка неопределённости в моделируемом значении флюенса из-за неопределённостей в сечениях нейтрон-ядерных взаимодействий.

2. Описание модели MCNP 6.2 реактора ВВЭР-440

Модель реактора ВВЭР-440 в MCNP 6.2 включает в себя активную зону реактора, выгородку активной зоны, корзину активной зоны, шахту реактора, опускную камеру, наплавку корпуса реактора, корпус реактора, теплоизоляцию реактора и сухую защиту. (см. рис.1). Выгородка активной зоны реактора, как расположенный по периметру активной зоны металлический граненный пояс,

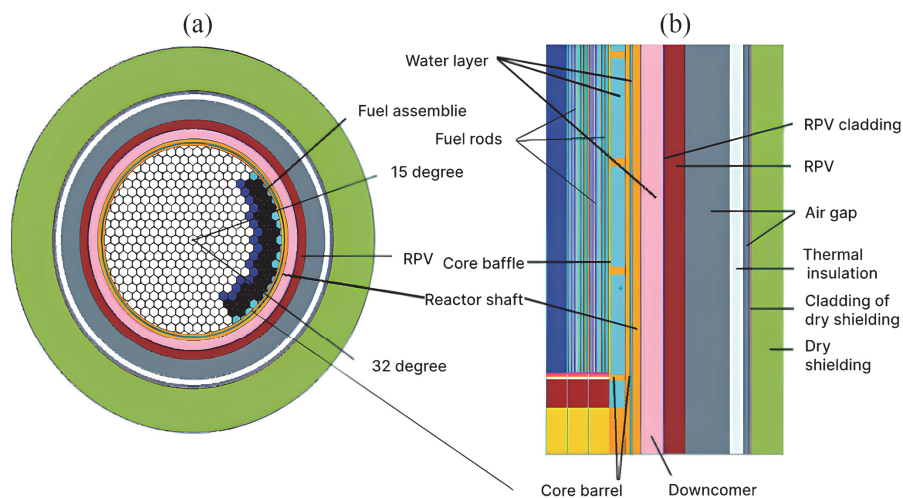


Рис.1. Азимутальное (а) и аксиальное (б) сечения модели расчета флюенса [3].

предназначена для уменьшения неравномерности энерговыделения периферийных тепловыделяющих элементов путем поглощения избыточной энергии.

Первоначальная полная модель активной зоны усечена по азимуту и радиально путем присвоения значений важности для моделирования тех сборок ядерного топлива, которые эффективно влияют на отклик детектора нейтронов. Азимутальное усечение определялось угловым расположением детекторов нейтронной активации. Аксиальные детекторы расположены под углами $-15, 0$ и 35° (см. рис.1).

Модель радиального усечения основана на анализе зависимости флюенса нейтронов от геометрического расположения топливных кассет. Опыт показывает [3], что нейтроны, испущенные из ядерного топлива, загруженного в центральную часть активной зоны, не вносят существенного вклада в флюенс быстрых нейтронов на внешней поверхности корпуса реактора. На основе сравнения различных моделей активной зоны был сделан вывод, что модель, содержащая ядерное топливо как минимум в двух периферийных рядах для каждого азимутального направления является достаточно точной и вычислительно разумной.

Флюенс быстрых нейтронов на корпус реактора существенным образом зависит от плотности воды как с точки зрения замедления, так и с точки зрения утечки нейтронов из активной зоны реактора. Исходя из этого, ядерное топливо и окружающая его вода по высоте были разделены на 43 расчетные осевые узла, чтобы адекватным образом учитывать аксиальный градиент плотности воды. Вода до и после выгородки активной зоны была разделена на 10 осевых узлов, так как в этих областях градиент плотности воды слабый по сравнению с активной зоной.

Для расчета узловых плотностей/температур соответствующих материалов, которые использованы в модели MCNP6, был проведен нейтронно-физический анализ 30-го топливного цикла ААЭС [11] с помощью кода PARCS-PATHS. Модель реактора ВВЭР-440 ААЭС для анализа топливных циклов, разработанная PARCS-PATHS, была валидирована на основе эксплуатационных данных ААЭС [2].

Временная дискретизация для 30-го топливного цикла была синхронизирована с временными интервалами расчета флюенса нейтронов, чтобы правильно уловить изменения плотности воды в модели из-за изменений мощности реактора.

Сечение взаимодействия для каждого ядра дозиметра взято из Международного файла дозиметрии и термоядерного синтеза реакторов (IRDFF-II) [12].

3. Методика оценки и результаты

Для оценки неопределенности флюенса нейтронов на корпусе реактора ААЭС изначально были определены геометрические зоны модели, в которых изменения полного сечения взаимодействий приводит к наибольшему влиянию на расчет флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора ВВЭР-440 ААЭС. Для этого отдельно в каждой геометрической части модели полное сечение взаимодействия (упругое и неупругое рассеяние, поглощение, деление и т.д.) было изменено в пределах $\pm 10\%$. Результаты расчетов с применением метода Монте-Карло в MCNP6 показали, что наиболее чувствительной частью модели,

имеющей наибольший вклад в неопределенность расчета флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора ВВЭР-440 ААЭС, является водный слой в опускной камере реактора (см. рис.2 и 3).

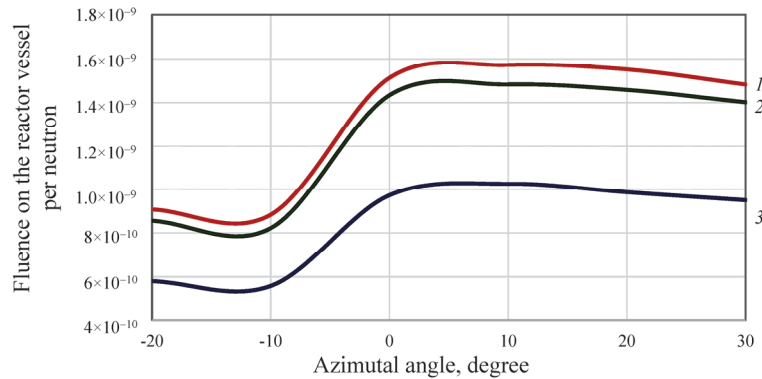


Рис.2. Изменение азимутального распределения флюенса быстрых нейтронов: 1 – -10%, 2 – Water Downcame, 3 – +10%.

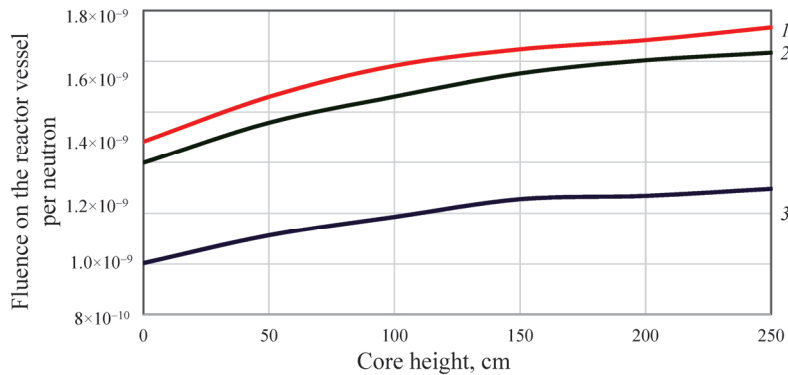


Рис.3. Изменение аксиального распределения флюенса быстрых нейтронов: 1 – -10%, 2 – Water Downcame, 3 – +10%.

На рис.2 и 3 показаны изменения азимутального и аксиального распределения быстрых нейтронов на корпусе реактора ВВЭР-440 ААЭС для слоя воды в опускной камере реактора. По сравнению с остальными частями в слое воды в опускной камере изменение полного сечения взаимодействия на -10% показывает весомое положительное изменение расчетного значения флюенса быстрых нейтронов на корпусе реактора ВВЭР-440 ААЭС.

Это объясняется тем, что вода является хорошим замедлителем нейтронов и имеет наибольшую толщину в опускной камере. Следовательно, увеличение сечения упругого рассеяния нейтронов в расчетной модели приводит к существенному замедлению нейтронов и их выпадению из флюенса быстрых нейтронов. Результаты моделирования методом Монте-Карло с применением MCNP6 показывают, что увеличение сечения поглощения оказывает слабое влияние на результаты расчетов флюенса быстрых нейтронов, поскольку оно существенно меньше сечения рассеяния в области быстрых нейтронов как для водорода, так и для кислорода (см. рис.4).

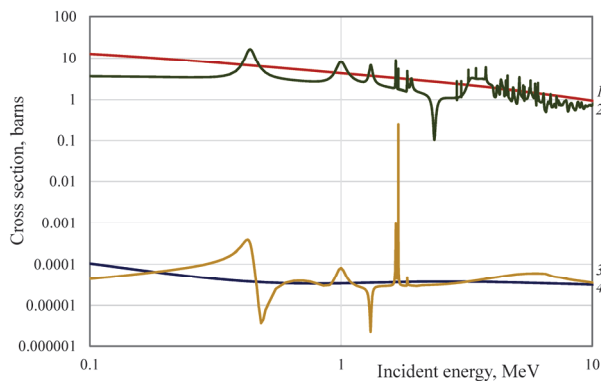


Рис.4. Сечения рассеяния и поглощения нейтронов в водороде и кислороде в области быстрых нейтронов: 1 – сечение рассеяния нейтронов для водорода, 2 – сечения рассеяния нейтронов для кислорода, 3 – сечение поглощения нейтронов для кислорода, 4 – сечение поглощения нейтронов для водорода [13].

Отрицательные вклады в неопределенность расчетов флюенса быстрых нейтронов на корпусе реактора ВВЭР-440 ААЭС не учитывались, поскольку в анализах безопасности применялся консервативный подход [14]. Результаты анализа средней чувствительности флюенса быстрых нейтронов, рассчитанных на аксиальных и азимутальных активационных детекторах из ^{54}Fe , ^{93}Nb и ^{58}Ni , показали, что

$$\frac{\partial \Phi}{\partial \sigma_T} = 0.19\%,$$

где Φ – флюенс быстрых нейтронов на корпусе реактора, σ_T – полное сечение взаимодействия нейтронов с водой.

Для проведения оценки средних неопределенностей в сечениях водорода и кислорода была использована актуальная библиотека сечений нейтрон–ядерных взаимодействий ENDF-B/VIII.0 [13]. Результаты оценки представлены на рис.5 и 6. Каждый из этих графиков иллюстрирует значения неопределенностей в сечениях водорода и кислорода в области энергий быстрых нейтронов.

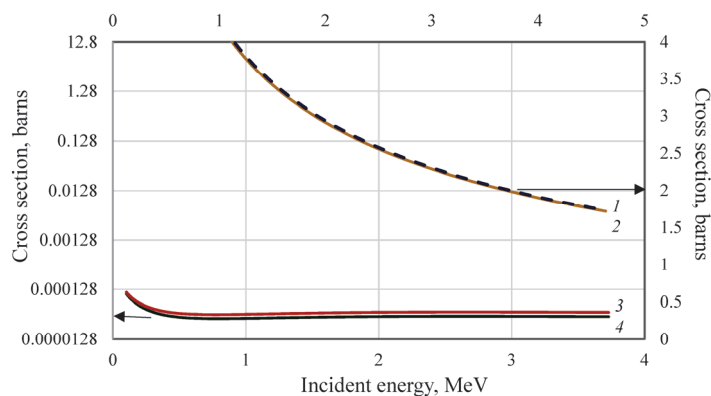


Рис.5. Сечения упругого рассеяния и поглощения нейтронов и их неопределённости в водороде в области быстрых нейтронов (0.1–5 МэВ): 1 (сплошная линия) – сечение поглощения нейтронов – sig, 2 (пунктирная линия) – sig + dsig, 3 – сечение упругого рассеяния нейтронов sig, 4 – sig + dsig.

Неопределенность расчетов флюенса быстрых нейтронов, обусловленная неопределённостями в полном сечении взаимодействия нейтронов с водой, была рассчитана следующим образом.

$$\Delta\Phi = \frac{\partial\Phi}{\partial\sigma_T} \overline{\Delta\sigma_T} = 0.79\%,$$

где $\overline{\Delta\sigma_T}$ – суммарная средняя неопределенность в полном сечении взаимодействия нейтронов с водой.

Как видно из рис.5 и 6, основным вкладом в неопределённость расчетов флюенса быстрых нейтронов является неопределённость в сечении поглощения нейтронов в области быстрых нейтронов. Ключевым фактором является сечение поглощения нейтронов в водороде.

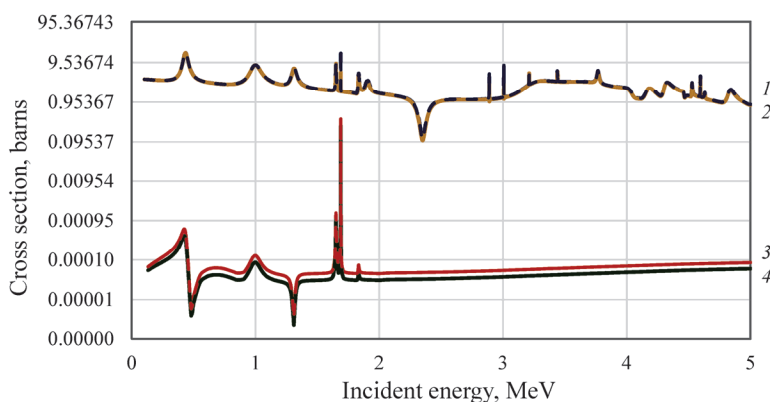


Рис.6. Сечения упругого рассеяния и поглощения нейтронов и их неопределенности в кислороде в области быстрых нейтронов (0.1–5 МэВ): 1 (сплошная линия) – сечение упругого рассеяния нейтронов sig, 2 (пунктирная линия) – sig + dsig, 3 – sig + dsig, 4 – сечение поглощения нейтронов sig.

4. Заключение

С применением метода Монте-Карло была выявлена область реактора ВВЭР-440, в которой расчетный флюенс быстрых нейтронов на корпусе реактора ВВЭР-440 ААЭС наиболее чувствителен к значениям полного сечения нейтрон–ядерных взаимодействий. На основе этого была оценена неопределенность расчета флюенса быстрых нейтронов на корпусе реактора ВВЭР-440 ААЭС, обусловленная неопределённостями в полном сечении взаимодействия нейтронов. Она составляет 0.79%.

Неопределённость расчета флюенса быстрых нейтронов на корпусе реактора ВВЭР-440 в основном обусловлена неопределённостью в сечении поглощения нейтронов в области быстрых нейтронов, в частности, неопределённостью сечения поглощения нейтронов в водороде.

ЛИТЕРАТУРА

1. G.R. Odette, G.E. Lucas. The Journal of the Minerals, Metals & Materials Society, **53**, 18 (2001).
2. A. Ugujyan. Journal of Contemporary Physics (Armenian Academy of Sciences), **58**, 205

- (2023).
3. **S. Bznuni, A. Ugujyan, A. Amirjanyan, P. Kohut.** Nuclear Science and Engineering, 2023.
 4. Измерение активности нейтронно-активационных индикаторов, облученных у внешней поверхности стенки корпуса реактора энергоблока №2 ААЭС, Отчет № 109.1-71BH-19, Национальный исследовательский центр Курчатовский Институт (2019).
 5. **J.T. Goorley et al.** MCNP6TM User's Manual, Los Alamos National Laboratory (2013).
 6. **T. Downar, A. Ward, V. Seker, N. Hudson.** PARCS, v3.4.2 (2023).
 7. Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence, Regulatory Guide 1.190, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2001).
 8. Расчет потоков нейтронов, 2-ой блок ААЭС, Отчет 270-P-009, Гидропресс (2016).
 9. **A. Haghighat, M. Mahgerefteh, B. Petrovic.** Nucl. Technol., **109**, 54 (1995).
 10. **M. Todosow, J. Carew, P. Kohut.** Evaluation of Selected Approximations Used in Pressure Vessel Calculations Trans. Am. Nucl. Soc., **46**, 658 (1984).
 11. ANPP 30th Fuel Cycle Neutronics Analysis Report, ANPP, Metsamor (2018).
 12. **A. Trkov, P.J. Griffin et al.** IRDFF-II: A New Neutron Metrology Library. Special Issue of Nuclear Data Sheets, **163**, 1-108, (2020).
 13. **D. Brown, M.B. Chadwick, R. Capote, et all.** ENDF/B-VIII.0: The Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO–project Cross-Sections, New Standards, and Thermal Scattering Data, Nuclear Data Sheets, **148**, 1-142 (2018).
 14. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-2 (Rev.1) (2019).

ASSESSMENT OF UNCERTAINTY IN THE CALCULATION OF NEUTRON FLUENCE ON THE VVER-440 REACTOR VESSEL DUE TO UNCERTAINTIES IN NEUTRON–NUCLEAR INTERACTION CROSS–SECTIONS

S. BZNUNI, A. UGUJYAN

An assessment of the uncertainty in the calculation of fast neutron fluence on the reactor vessel of the second unit of the Armenian Nuclear Power Plant (ANPP) was conducted, considering uncertainties in neutron–nuclear interaction cross-sections. By employing the Monte Carlo method, the most sensitive region of the reactor to changes in neutron interaction cross-sections was identified. The results indicated that the primary source of fluence uncertainty lies in the neutron absorption cross-section in the fast neutron region, particularly in hydrogen. These findings hold significant importance for the long-term safety assessment and life extension of reactors of this type.