

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ В РЕАКТОРЕ ТИПА ВВЭР-1000 ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ СБОРОК

Панфёров П.П. Кочкин В.Н. Махотин Д.Ю.

Российский научный центр «Курчатовский институт»
(123182, г. Москва, Пл. академика Курчатова, д.1)

В представленной работе рассматривается моделирование переноса нейтронов в реакторе 5 блока Нововоронежской АЭС методом дискретных ординат при помощи трехмерного программного пакета КАТРИН в случае для исследовательских (нестандартных) облучательных сборок с образцами. Данная работа выполнялась с целью получения значений плотностей потоков и спектров нейтронов на образцах, необходимых для переоценки флюенсов нейтронов, проводимой в рамках комплекса материаловедческих работ, направленных на обоснование продления ресурса корпусов реакторов ВВЭР-1000 с высоким содержанием никеля. Данные работы проводятся при содействии Международного Научно-Технического Центра (МНТЦ).

В период с 1989 по 1999 гг. был выполнен ряд экспериментов по облучению образцов материалов сварных швов в реакторе блока № 5 Нововоронежской АЭС. Особенностью экспериментов являлось отличие конструкции исследовательских облучательных сборок от штатных сборок с образцами-свидетелями, что позволило выполнить ускоренное облучение и за сравнительно короткие сроки (1-2 топливные кампании) облучить образцы до значительного флюенса. Одним из этапов работ, проводимых в настоящее время и направленных на обоснование продления ресурса корпусов реакторов ВВЭР-1000 с высоким содержанием никеля, является формирование единой базы данных изменения механических свойств исследованных образцов, сопоставленных с повреждающим флюенсом нейтронов с энергией выше 0.5 МэВ, воздействовавших на образцы.

За годы проведения исследований методика определения флюенса нейтронов претерпела ряд изменений. Так, в экспериментах 1989–1991 гг. при определении флюенса быстрых нейтронов использовался единый спектральный индекс для всех образцов для перехода от значений потоков нейтронов с энергией выше 3,0 МэВ, определенных экспериментально по измерениям

активности ^{54}Mn , к нормативному значению потока нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ. В дальнейшем, при исследовании образцов, облученных в 1998–1999 гг., использовалось распределение спектрального индекса по этажам контейнерных сборок, полученное в результате нейтронного расчета методом «синтеза» двух двумерных (R θ и RZ) и одномерного расчетов.

На сегодняшний день определение флюенса нейтронов осуществляется по расчетно-экспериментальной методике, учитывающей реальную ориентацию облучаемых образцов по отношению к главной оси реактора. В рамках данной методики флюенс быстрых нейтронов на каждом образце определяется на основе результатов измерений абсолютных значений гамма-активности ^{54}Mn , накопившегося в материале образцов в результате пороговой реакции $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$, эффективный энергетический порог которой равен ~ 3 МэВ. Для получения нормативных значений плотности потока нейтронов с энергией $E > 0.5$ МэВ используются расчетные значения спектрального индекса $SI_{0.5/3.0}$ – отношения плотности потока нейтронов с энергией выше 0.5 МэВ к плотности потока нейтронов с энергией выше 3.0 МэВ.

Для расчета транспорта нейтронов в трехмерной пространственной геометрии возможно два подхода: собственно трехмерный расчет и метод синтеза нейтронного поля [1], который заключается в проведении двух двумерных и одного одномерного расчетов. При этом трехмерное распределение групповых плотностей потока получается из соотношения:

$$\varphi^g(R, \theta, Z) \cong \varphi_{R-\theta}^g(R, \theta) \times \frac{\varphi_{R-Z}^g(R, Z)}{\varphi_R^g(R)}$$

где: $\varphi_{R-\theta}^g(R, \theta)$ – решение групповой задачи переноса нейтронов в R- θ геометрии при заданном радиально-азимутальном распределении плотности источника нейтронов деления в активной зоне;

$\varphi_{R-Z}^g(R, Z)$ – решение задачи в R-Z геометрии при заданном радиально-аксиальном распределении источника;

$\varphi_R^g(R)$ – решение задачи в одномерной цилиндрической геометрии при том же распределении плотности источника, которое задавалось при решении задачи в R-Z геометрии.

Основным преимуществом данного метода является высокая скорость счета и он широко применяется в инженерных расчетах (в частности, для расчета реакторов типа ВВЭР-440).

Однако при выборе метода расчета нейтронного поля на облучательных сборках реакторов типа ВВЭР-1000 необходимо иметь в виду следующие особенности задачи:

- облучательные сборки с образцами размещены в зоне большого градиента нейтронного поля;
- пространственная ориентация (по отношению к активной зоне) сборок при их загрузке не контролируется и неизвестна заранее;
- особенности конструкции и размещения сборок приводят к существенной (в несколько раз) разнице в значениях плотности потока нейтронов в пределах одной сборки и между сборками;
- спектр нейтронов заметно отличается для разных образцов и сборок.

Таким образом, расчет нейтронного поля в местах расположения облучательных сборок должен проводиться в рамках строгой трехмерной модели, так как метод синтеза для данной задачи неприменим.

Расчеты выполнялись в трехмерной $R-\theta-Z$ геометрии в P_3S_8 приближении метода дискретных ординат, с использованием программы КАТРИН-2.0 [2] Института прикладной математики РАН и 47-групповой библиотеки сечений BGL-1000 [3], разработанной на базе файлов ENDF-B/VI для расчетов нейтронного поля в околокорпусном пространстве и корпусах реакторов ВВЭР-1000.

Создание расчетной модели для программы КАТРИН происходит в несколько этапов:

- описание реактора методами комбинаторной геометрии
- описание изотопного состава материалов
- конвертация комбинаторного представления в сеточное
- создание источника нейтронов

Комбинаторное описание геометрии в программном пакете КАТРИН реализовано с использованием геометрического модуля программы MCU [4]. При этом правильность задания контролируется с помощью визуализатора MCU Viewer, прорисовывающим разрезы геометрической модели в заданных плоскостях.

При описании изотопного состава материалов для каждого них задаются атомные концентрации всех входящих в материал изотопов (которым соответствуют сечения реакций из библиотеки), при этом для материалов, находящихся в различных областях реактора задаются проблемно-ориентированные сечения из библиотеки BGL-1000. Концентрации рассчитываются с учетом

температурного расширения материалов. Вместо некоторых деталей с крайне сложной геометрией (например, головок топливных кассет) задаются области смесей материалов, изотопный состав которых рассчитывается на основе масс и химического состава элементов конструкций реактора расположенных в данной области.

Конвертация комбинаторной геометрии в сеточное представление производится посредством модуля ConDat [5]; при этом вводятся дополнительные смеси изотопов, если в одну ячейку разностной сетки попадают зоны с различными материалами. Данный алгоритм аппроксимации расчетной области обеспечивает сохранение баланса масс исходных материалов в каждой пространственной ячейке сетки. Для расчета объемных долей исходных материалов в ячейке сетки конвертер ConDat использует метод «трейсинга». На рисунке 1 представлено азимутальное сечение комбинаторной модели в месте расположения контейнеров с образцами и результат конвертации в сеточное представление.

Интенсивность источника нейтронов рассчитывается на основании данных об относительном приращении выгорания топлива за кампанию, предоставляемых АЭС, после чего полученные значения конвертируются в трехмерную разностную сетку с учетом долей объемов ТВЭЛов, попадающих в одну и ту же ячейку. Все распределения источников задаются в относительном виде. Число нейтронов деления задается одно и то же во всем объеме активной зоны и принято равным 2.5, приближенно учитывая деление ^{238}U и ^{239}Pu . В качестве энергетического спектра источника принят спектр нейтронов деления ^{235}U из библиотеки BGL-1000. Нормировочный коэффициент для определения абсолютных потоков быстрых нейтронов учитывает удельное значение мощности реактора, равное 113 Вт/см^3 при номинальной тепловой мощности реактора 3000 МВт. При таком задании источника рассчитывается усредненное за топливную кампанию значение плотности потока быстрых нейтронов.

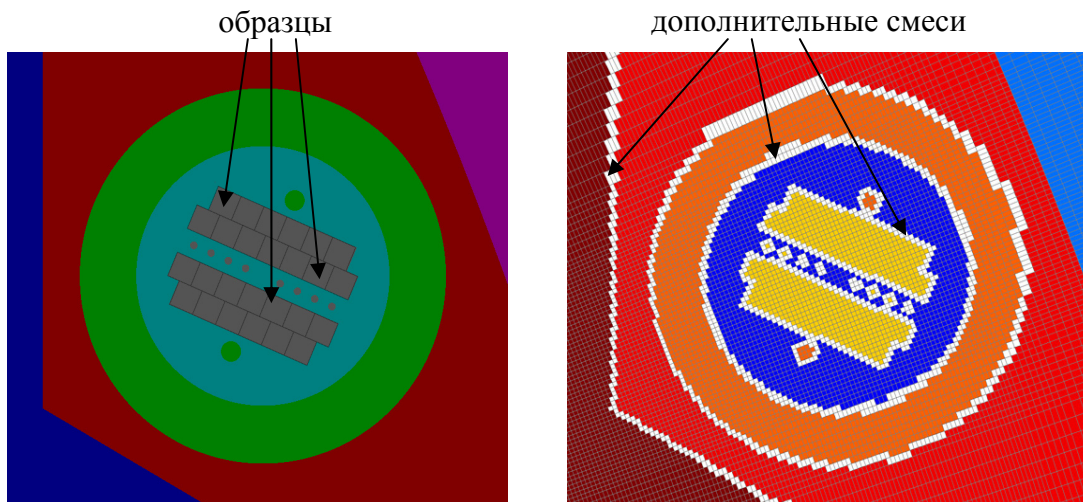


Рис.1. Азимутальное сечение модели в комбинаторном и сеточном представлении.

В ходе работы были созданы геометрические модели реактора с исследовательскими облучательными сборками. Расчетная модель включает подробное описание активной зоны реактора, выгородки сложного профиля (а также ее пластинчатого строения – особенности данной модификации ВВЭР-1000 – блока № 5 Нововоронежской АЭС), компенсационного объема наверху активной зоны, корпуса, части закорпусного пространства и непосредственно облучательной сборки, установленной в выгородке реактора. При этом, поскольку практически все сборки были конструктивно уникальными, для каждой из них была создана отдельная геометрическая модель (всего около 20).

В целях получения детальных распределений характеристик нейтронного поля в местах размещения сборок с образцами была использована подробная сетка – размеры ячейки в области образцов в плоскости RQ не превышали $\sim 1 \times 1$ мм. Общий размер пространственной сетки достигал 14 млн. ячеек. Столь подробное разбиение потребовало значительных затрат вычислительных ресурсов. При следующей конфигурации вычислительной машины: 20 Гб оперативной памяти, 2 двухядерных процессора Xeon 3 ГГц – длительность расчета каждого варианта составила в среднем около суток.

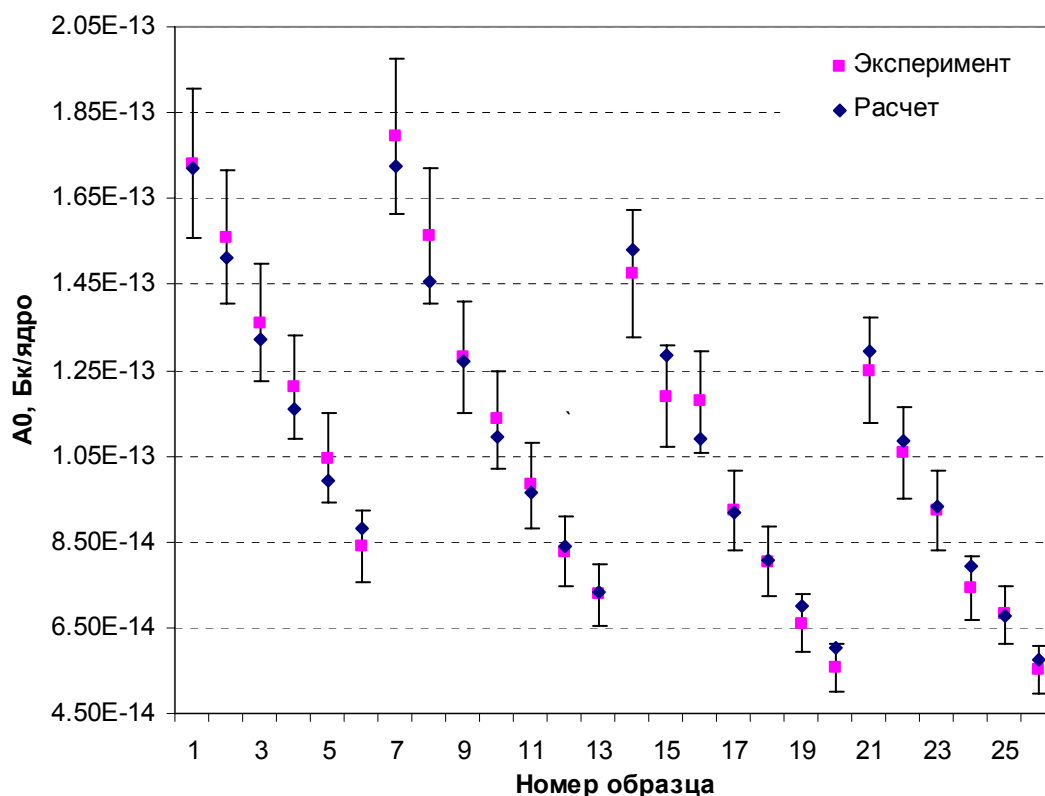


Рис. 2. Расчетные и экспериментальные распределения активности ^{54}Mn (на экспериментальные данные для наглядности отложены планки погрешности $\pm 10\%$).

В результате проведенных расчетов были получены групповые спектры и плотности потоков нейтронов для каждого из образцов. Валидация расчетных моделей проводилась путем сравнения рассчитанных на основе полученных данных активностей изотопа ^{54}Mn , накапливаемого в материале образца под облучением, с экспериментальными результатами. При этом, поскольку ориентация облучательных сборок относительно активной зоны не была заранее известна, для каждой из них проводилось несколько расчетов с различными углами поворота сборки вокруг своей оси относительно направления на центр активной зоны, после чего на основе сравнения расчетных и экспериментальных данных уточнялась реальная ориентация сборки. На рисунке 2 представлено распределение расчетных и экспериментальных значений активности изотопа ^{54}Mn для образцов одного из этажей облучательной сборки после определения ориентации. Максимальное отклонение расчета от эксперимента не превышает 8% , что говорит об адекватности разработанной расчетной модели.

На основе полученных данных проведена переоценка значений флюенсов быстрых нейтронов, результаты которой вошли в базу данных механических свойств образцов исследовательских программ и отчетные материалы проекта #3420 МНТЦ.

Список использованной литературы:

1. Brodtkin E.B., Kozhevnikov A.N., Khrustalev A.V. Determination of Characteristics of Neutron Field Affecting on the WWER Reactor Vessel In: Proc. 6-th Intern. Conf. Rad. Shielding. – Tokyo, Japan, 1983.
2. Волощенко А.М., Крючков В.П. Катрин-2.0 - программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в трехмерной геометрии. – Москва, 2004
3. Bucholz J., Antonov S., Belousov S., "BGL440 and BGL1000 Broad Group Neutron/Photon Cross Section Libraries Derived from ENDF/B-VI Nuclear Data", IAEA, INDC(BUL)-15, April 1996.
4. «Программа MCU-REA/2 с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.2. Описание применения и инструкция для пользователя». Отчет ИЯР РНЦ «Курчатовский институт», инв. № 36/2004, М., 2004.
5. М. И. Гуревич, А. А. Руссков, А. М. Волощенко, «ConDat 1.0 – программа преобразования исходных данных из комбинаторной геометрии в растровую с использованием алгоритма трейсинга (tracing). Инструкция для пользователя». Препринт ИПМ им. М. В. Келдыша РАН, № 12, 2007.