

ОСОБЕННОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ ТРАНСПОРТА НЕЙТРОНОВ В УСЛОВИЯХ СИЛЬНОЙ НЕОДНОРОДНОСТИ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ

П.П. Панфёров¹, В.Н. Кочкин², Д.Ю. Махотин²

¹ Московский государственный институт электроники и математики; ² Российский научный центр «Курчатовский институт»

E-mail: panfyorov@yandex.ru

Neutron transport computations to obtain fast neutrons fluxes and spectra on surveillance specimens of Novovoronezh NPP Unit 5 are considered. Neutron transport equation solution was obtained with KATRIN program code in 3D geometry by discrete ordinate method. The necessity of 3D computations caused by complicated geometry of a baffle and strong neutrons field gradient in the area of surveillance specimens' displacement are discussed.

Целью программ образцов-свидетелей (ОС), реализуемых на всех реакторах типа ВВЭР, является прогноз влияния нейтронного облучения на изменение свойств материалов корпусов реакторов (КР) в процессе их эксплуатации и обеспечение надежности обоснования ресурса безопасной эксплуатации корпусов.

Стандартные образцы для проведения механических испытаний, изготовленные из материалов корпуса реактора облучаются в специальных контейнерах внутри реактора в позициях, обеспечивающих более высокую скорость облучения по отношению к внутренней поверхности корпуса реактора.

Более высокая скорость облучения ОС необходима для того, чтобы использовать результаты их испытаний для прогноза изменения свойств материала КР под облучением. При исследовании образцов-свидетелей изменение свойств материала КР, полученное в результате механических испытаний облученных образцов, сопоставляется с флюенсом нейтронов с энергией выше 0.5 МэВ, воздействовавших на образцы.

Выполнить свое предназначение программа образцов-свидетелей может только в том случае, если в ее рамках реализована надежная нейтронная дозиметрия образцов.

Определение флюенса нейтронов осуществляется по расчетно-экспериментальной методике. В рамках данной методики флюенс быстрых нейтронов на каждом образце определяется на основе результатов измерений абсолютной гамма-активности ⁵⁴Mn образца и данных о спектре нейтронов, получаемых расчетным методом.

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:

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

где: $\varphi_{R-\theta}^g(R, \theta)$ решение групповой задачи переноса нейтронов в $R-\theta$ 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 в каналах ОС реакторов типа ВВЭР-1000 необходимо иметь в виду следующие особенности задачи:

- образцы-свидетелей размещены выше АЗ в зоне большого градиента нейтронного поля;
- пространственная ориентация (по отношению к активной зоне) сборок и контейнеров с образцами при их загрузке не контролируется и неизвестна заранее;
- особенности конструкции и размещения контейнерных сборок образцов-свидетелей 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 и отличается от спектра на внутренней поверхности корпуса.

Таким образом, расчет нейтронного поля в местах расположения ОС 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].

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 MSU [4].

При описании изотопного состава материалов для каждого них задаются атомные концентрации всех входящих в материал изотопов (которым соответствуют сечения реакций из библиотеки). 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. На рисунке 1 представлено азимутальное сечение комбинаторной модели в месте расположения контейнеров с образцами и результат конвертации в сеточное представление.

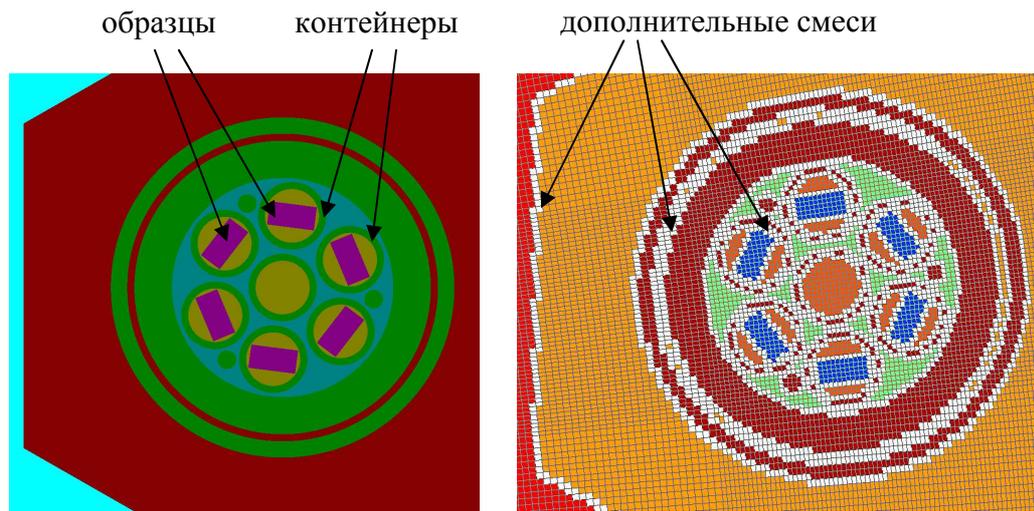


Рис.1. Азимутальное сечение модели в комбинаторном и сеточном представлении.

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.

В ходе работы была создана геометрическая модель реактора со штатными сборками образцов-свидетелей. Данная расчетная модель включает подробное описание активной зоны реактора, выгородки сложного профиля (а также ее пластинчатого строения – особенности данной модификации ВВЭР-1000), компенсационного объема наверху активной зоны, корпуса и части закорпусного пространства.

Из-за необходимости получения детальных распределений характеристик нейтронного поля в местах размещения ОС была подробно описана контейнерная сборка и создана подробная сетка в месте ее расположения. Размеры ячейки в области образцов-свидетелей не превышают $\sim 2 \times 2 \times 2$ мм. Общий размер пространственной сетки составил ~ 12 млн. ячеек.

В результате расчета были получены спектры и плотности потока нейтронов для каждого из образцов. Для валидации расчетной модели проведено сравнение рассчитанных на основе полученных данных активностей изотопа ^{54}Mn , накапливаемого в материале ОС под облучением, с ранее полученными экспериментальными результатами. На рисунке 2 представлено распределение расчетных и экспериментальных значений активности, усредненных по контейнерам одной из сборок.

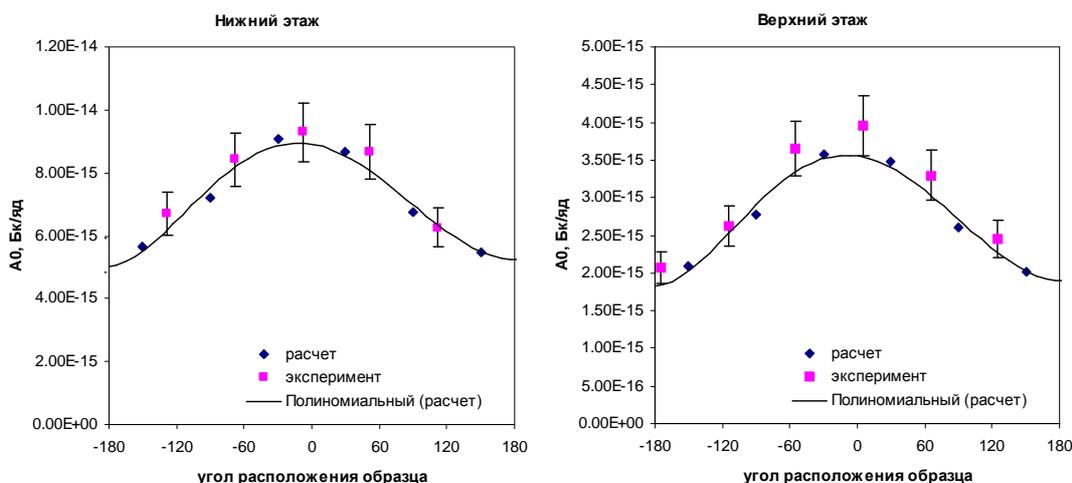


Рис.2. Расчетные и экспериментальные распределения активностей ^{54}Mn , усредненные по контейнеру

Анализ данных показывает хорошую сходимость результатов. Максимальное отклонение расчета от эксперимента для среднего значения активности по этажу контейнерной сборки не превышает 8% (Таблица 1).

Таблица 1. Отношение расчетных значений активностей ^{54}Mn к экспериментальным

	Расчет/эксперимент		
	Сборка 1	Сборка 2	Сборка 3
верхний этаж	0.92	0.93	0.99
нижний этаж	0.96	0.94	1.01

Трехмерные расчеты контейнерныхборок в данный момент являются актуальной задачей как для получения данных по текущим программам ОС, так и для переоценки ранее полученных данных. В дальнейшем предстоит работы по моделированию других модификаций ВВЭР-1000 и различныхборок с образцами - как штатных, так и исследовательских.

1. E.B. Brodtkin, A.N. Kozhevnikov, A.V. Khrustalev. Determination of Characteristics of Neutron Field Affecting on the WWER Reactor Vessel In: Proc. 6-th Intern. Conf. Rad. Shielding. – Tokyo, Japan, 1983.
2. А.М. Волощенко, В.П. Крючков. Катрин-2.0 - программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в трехмерной геометрии. – Москва, 2004
3. J. Bucholz, S. Antonov., S. Belousov, "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.