

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕШЁТОК РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

Сафонов Павел Ильич

Студент 5 курса,

кафедра «Ядерные реакторы и установки»

Московский государственный технический университет им. Н. Э. Баумана

Научный руководитель: В. С. Окунев,

кандидат технических наук, доцент кафедры "Ядерные реакторы и установки"

В качестве основного расчётного средства для проведённых исследований был выбран программный комплекс для расчёта ячеек гетерогенных решёток реакторов с расчётом выгорания и накопления продуктов деления, с получением гомогенизированных микро- и макро- малогрупповых констант WIMS (Великобритания), хорошо зарекомендовавший себя в расчётах сборок и реакторов различных конструкций.

Эквивалентного дифференциального уравнения переноса нейтронов не существует. Это связано с тем, что при столкновении с ядрами время и координаты нейтрона меняются непрерывно, а кинетическая энергия и угол, характеризующий направление полета, — скачкообразно. Поэтому уравнение переноса должно содержать интегралы по энергии и углу (направлению полета). Исходя из этого, из двух принципиальных способов получения решения интегро-дифференциального уравнения переноса нейтронов (путём сведения его к чисто интегральной или чисто дифференциальной форме) был выбран вариант его сведения к чисто интегральной форме. Уравнение Больцмана (в случае его линейности, т.е. независимости источника Q от φ при условии, что входящие в уравнение частные производные имеют первый порядок) сводится к эквивалентному интегральному уравнению стандартным методом характеристик.

В основе математической модели программного пакета WIMS лежит интегральное уравнение переноса нейтронов (уравнение Пайерлса):

$$\varphi(r, \Omega, E, t) = \int_0^{\infty} \exp \left[-\int_0^{s'} \Sigma_{tot}(r-s'' \Omega; E) ds'' \right] q(r-s' \Omega; \Omega'; E; t-s' / v) ds'.$$

Обозначения - общепринятые.

В данных исследованиях использован S_N -метод (S_4) решения уравнения Пайерлса.

За расчётную модель были приняты бесчехловые тепловыделяющие сборки ТВСА реактора ВВЭР-1000. Данный реактор принадлежит к наиболее распространённому в мире классу водо-водяных реакторов и рассматривается как основной вариант развития крупномасштабной ядерной энергетики в Российской Федерации.

В ходе работы были проведены:

1. Исследование зависимости коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде от шага решётки твэлов для разных видов оксидного топлива.
2. Исследование влияния используемого топлива и шага решётки твэлов на температурные эффекты и коэффициенты реактивности.

3. Расчёт изменения нуклидного состава при выгорании разных видов оксидного топлива.

На основании проведённых исследований был получен массив данных в текстовом формате. С помощью дополнительных программных средств данные были сведены в таблицы и, для наглядности и удобства анализа и интерпретации, перенесены на графики. Ввиду невозможности задания более одного значения варьируемого параметра в программный комплекс WIMS, и, как следствие, повышенной трудоёмкости проведённой работы, дискретность полученных результатов достаточно высока. Однако, точности разбиения достаточно для понимания общего характера поведения исследуемых функций.

Анализ полученных значений и их графической версии позволяет определить области оптимума значений параметров и может послужить базой для дальнейших, более детальных и углублённых исследований компоновок тепловыделяющих сборок.

Получен оптимальный шаг решетки твэлов с точки зрения максимизации коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде. Отрицательные температурные коэффициенты реактивности по топливу и теплоносителю позволяют обеспечить высокий уровень самозащищённости реактора.

Результаты работы представляют не только сугубо научный интерес, но и могут быть востребованы атомной отраслью. Ведущие научно-исследовательские организации, участвующие в разработке и сопровождении проектов реакторных установок, сегодня заняты поиском и расчётным обоснованием наилучших с точки зрения оптимальности технико-экономических показателей, с учётом соблюдения жёстких требований нормативно-правовой документации в области безопасности и надёжности, которые бы обеспечили положительную динамику относительно применяемых сегодня конструкторских, технических и технологических решений.

Литература

1. Шмелёв В. Д., Драгунов Ю. Г., Денисов В. П., Васильченко И. Н. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций. — М.: ИКЦ "Академкнига", 2004. — 220 с.: ил.
2. Резепов В. К., Денисов В. П., Кирилюк Н. А. и др. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций. — М.: ИздАТ, 2002. — 333 с.: ил.
3. Дементьев Б. А. Ядерные энергетические реакторы. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 351 с.
4. Окунев В. С., Лисицын И. С. Нейтронно-физический расчёт решётки ядерного реактора на основе газокинетической теории переноса / Под ред. Солонина В. И. / Учеб. пособие. — М.: Изд-во МГТУ им. Н. Э. Баумана, 2011. — 145, [3] с.: ил.