

РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ С КЕРАМИЧЕСКИМ ЯДЕРНЫМ МАТЕРИАЛОМ

И.О. Луцик, С.В. Беденко, О.А. Украинец

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: iol4@tpu.ru

Существует два подхода к моделированию переноса нейтронов в среде: стохастический и детерминистический. В рамках стохастического подхода реализуется метод Монте-Карло, основанный на розыгрыше вероятностей взаимодействия нейтронов. Высокая точность данного метода достигается за счет создания трехмерной геометрии, имитирующей объект и моделированию реального переноса нейтронов, что требует огромных вычислительных ресурсов. В рамках детерминистического подхода реализуются алгоритмы на основе групповых и подгрупповых методов решения уравнения переноса нейтронов, которые не требуют больших вычислительных мощностей и при выполнении ряда условий дают достаточно точное решение.

Важное значение при проведении таких расчетов имеет функция распределения нейтронов, которая наряду с увеличением числа расчетных итераций позволяет повысить точность искомых решений. Сложность поиска данной функции проявляется в случае, когда нейтроны в подкритических системах с делящимися материалами возникают не только за счет вынужденного и спонтанного деления, но и за счет протекания (α, n) -реакций на легких ядрах, что присуще облученному керамическому ядерному топливу.

Такая задача может быть решена в специальных программах – SOURCE-4C, NEDIS-2m. Нами же эта задача решена путем аппроксимации обширного перечня экспериментальных данных, имеющихся в библиотеках ядерных данных EXFOR и ENDSF (см. рисунок 1), а искомые функционалы $(\Phi(r, E), k_{eff})$ получены путем решения уравнения переноса нейтронов в диффузионном 28-ми групповом приближении итерационным методом. Расчет проведен для подкритической системы в виде сферы, состоящей из 5,65 кг $Pu^{238}O_2$.

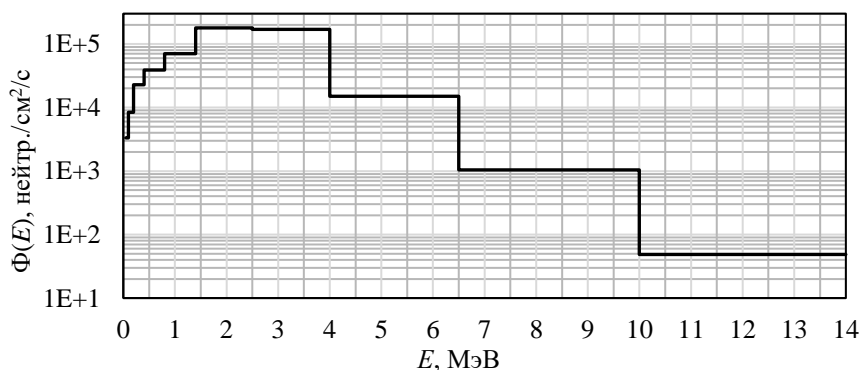


Рисунок 1. Спектр плотности потока нейтронов сферы $Pu^{238}O_2$ массой 5,65 кг

Результаты с хорошей точностью согласуются с результатами, полученными в программах ANISN, MCNP (JENDL-3.2.) и SCALE-4.3 (KENO-V.a, ENDF/B-V). Используемый подход является более экономным с точки зрения вычислительных затрат и затрат по хранению банка ядерных данных, может использоваться для разного круга практических задач, связанных с облученным ядерным топливом.