

Моделирование переноса излучения в защитном образце нового типа.

Г.В. Кокшаров^{1,2}, В.Г. Мадеев^{1,2}, Е.И. Уксусов^{1,2}, Д.Ф. Цуриков², А.В. Морозов²

¹Московский физико-технический институт (государственный университет)

²Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"

Данная работа посвящена расчёту характеристик ослабления нейтронного и гамма излучения новым защитным материалом.

Для моделирования переноса излучения был использован транспортный код MCNP, основанный на методе Монте-Карло. В расчетах были использованы ядерные данные из IAEA Nuclear Data Services. Метод Монте-Карло, при моделировании переноса излучения, позволяет получить результаты очень хорошо соответствующие экспериментальным данным, но расчёт занимает очень длительное время. При этом результат представляет собой набор интегральных характеристик в заранее заданных областях пространства. Для каждой зависимости запускать расчёт отдельно невозможно из-за долгого времени выполнения расчёта, поэтому расчёт запускался для каждой конфигурации один раз и собирал максимально подробные характеристики, интегрируя которые можно получать все необходимые зависимости.

Модель эксперимента прошла несколько стадий развития. На начальном этапе модель представляла собой крайне идеализированный источник излучения и исследуемый образец. Со временем, развивая навыки обращения с транспортным кодом и усложняя процедуры обработки результатов, в модель были добавлены элементы окружения образца. Источник перестал быть сильно идеализированным, были настроены реальные спектры, пространственные и угловые распределения. Полностью промоделирована геометрия лабораторной установки, включая сложные составные диафрагмы на пути излучения от источника до исследуемого образца. Вариативными параметрами в задаче являлись толщина образца и состав исследуемого материала. Толщины образца варьировались от пяти до пятидесяти сантиметров. Материал образца имеет сложную структуру. В этой структуре присутствуют активная и связывающая компоненты. Важнейшей задачей моделирования являлось исследование влияния внедрения специальной примеси в связывающую компоненту на распространение медленных нейтронов в образце. Так же псевдо вариативным параметром являлись типы излучаемых и частиц и частиц, для которых собиралась статистика. Это необходимо в связи с особенностями транспортного кода. Таким образом, для каждой геометрической и

химической конфигурации, необходимо было рассчитывать нейтрон-нейтронную, нейтрон-гамма, и гамма-гамма задачи.

В задаче требовалось подробное описание результатов и исследование зависимостей от многих параметров (помимо описанных выше были ещё зависимости, обусловленные положением приёмников, собирающих статистику). В таких условиях обрабатывать данные вручную не представляется возможным. Процесс парсинга результатов и сбора статистики был подробно описан мною на прошлой конференции. Но на тот момент физическая модель находилась в начальном состоянии. На данный момент к системе обработки добавлен элементарный графический интерфейс, использование которого не требует уже совсем никаких знаний программирования или структуры выходных файлов транспортного кода.

Литература

1. *Kaschucka, Y.A., Oleynikova, A.A., Trykovb, L.A., Semenov, V.P., Fernandes, A.C., Burian, J., et al.* Monoblock Neutron Spectrometer – physical basic, design and first application for reactor neutron beam measurements. – IAEA, 2005.
2. *Колеватов, Ю.И., Семенов, В.П., Трыков, Л.А.* Спектрометрия нейтронов и гамма-излучения в радиационной физике. – Москва: Энергоатомиздат, 1991.
3. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code / ed. By *Briesmeister, J.F.* – Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 1997.
4. Данные в формате ENDF. Получено из International Atomic Energy Agency Nuclear Data Services: <http://www-nds.iaea.org/>