

Изследване на подобрен подход за пресмятане по метод Монте Карло в области на малки потоци

Младен Митев¹, Десислава Кирилова², Николай Михайлов¹, Добромир Димитров¹

¹Институт за ядрени изследвания и ядрена енергетика на БАН, бул. Цариградско шосе 72, 1784 София, България

²АЕЦ „Козлодуй“ ЕАД, 3321 гр. Козлодуй, България

mlmitev@inrne.bas.bg

РЕЗЮМЕ

Определянето на неутронния поток и неговите функционали като флуенс, активности и дози е от ключово значение както при текущата експлоатация на обекти в ядрената енергетика, така и при пресмятане на радиобиологична защита на ядрени съоръжения. Пресмятането им по метод Монте Карло води до по-голяма точност в сравнение с използваните понастоящем детерминистични методи благодарение на по-точното описание на геометрията на модела и премахването на дискретизацията по енергия на на сеченията за ядрени взаимодействия. Една от най-широко използваните програми, моделиращи неутронния поток по метод Монте Карло е програмата MCNP. Основен недостатък на програмата е необходимостта от дълго време за пресмятане за получаване на добра статистика на резултата. Този проблем е особено ясно изразен при определянето на слаби неутронните и гама полета в области, отдалечени на голямо разстояние от източника на неутрони, каквато е например биологичната защита на реакторните съоръжения. За намаляване на статистическата неопределеност на резултата в MCNP са въведени редица статистически похвати. Най-универсалния от тях е прилагането на т.нар. Тегловни прозорци. В настоящата работа е изследвано приложението на програмата MCNP за определяне по метода Монте Карло на неутронния и гама поток в биологичната защита на модел на реактор тип ВВЕР-1000. За получаване на тегловни прозорци е въведено използването на спрегнатото решение на транспортното уравнение, получено посредством програмата TORT. Получени са резултати за неутронния и гама поток в експериментален модел на биологична защита, изграден на критичната сборка LR-0 на ИЯИ, Ржеж, Чешка Република. Резултатите са потвърдени експериментално и чрез сравнение с пресмятания по метода на дискретните ординати с програмата TORT.

ABSTRACT

The determination of neutron flux and its tallies, such as fluence, activities and doses, is crucial for the operation of nuclear power plants as well as for the calculation of radiobiological shielding of nuclear facilities. Calculating these tallies by the Monte Carlo method results in higher accuracy compared to currently used deterministic methods due to the precise geometry description of the model and the elimination of energy discretization of the cross-sections for nuclear interactions. One of the most commonly used computer codes for neutron flux modeling by the Monte Carlo method is MCNP. Major drawback of this code is the long calculation time needed to obtain good statistic of the result. This problem is particularly in concern when determining weak neutron and gamma fields in areas which are very far away from the neutron source, such as the biological shielding of the reactor facilities. A number of statistical techniques are incorporated in MCNP in order to reduce the statistical uncertainty of the result. The most universal of these techniques is the use of the so called weight windows. The application of MCNP for determination by the Monte Carlo method of the neutron and gamma fluxes in the biological shielding of a VVER-1000 reactor model is studied in this paper. The adjoint decision of the Neutron Transport Equation obtained by the TORT computer code is implemented for automated generation of weight windows. Results were obtained for the neutron and gamma fluxes in the experimental model of biological shielding which is constructed at the LR-0 VVER-1000 Mock-Up in NRI, Rez, Czech Republic. The results are confirmed experimentally and also in comparison with calculations with the discrete ordinates computer code TORT.

References

1. Ilieva K., Belousov S., Ballesteros A., Zaritsky S., “Reactor dosimetry for VVERs: past and future,” Nuclear Engineering International, . 13 – 19, August 2010
2. “Guidelines on Pressurized Thermal Shock Analysis for VVER Nuclear Power Plant,” IAEA, Vienna, 2006, IAEA-EBP-WWER-08/Rev.1, ISSN1025-2762.”
3. Briesmeister, I. F. Ed. (2000), MCNP -A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version4C, LA-13709-M, RSICC ORNL, Code Package, CCC0700
4. J. C. Wagner, A. Haghghat “Automated Variance Reduction of Monte Carlo Shielding Calculations Using the Discrete Ordinates Adjoint Function”, Nuclear Science and Engineering: 128, 186–208,1998
5. Rhoades, W. A., Childs, R. L. (1987), TORT Three- Dimensional Discrete Ordinate Neutron/ Photon Transport Code with Space-Dependent Mesh and Quadrature, ORNL-6268, or DOORS3.2, RSICC ORNL, Code Package CCC-650
6. Ošmera, B., Zaritsky, S., “WWER-1000 Mock-up Experiment in the LR-0 Reactor. Mock-up Description and Experimental Data Nuclear Research Institute Řež, UJV-11815-R REDOS/R(01)/ISSUE 01/(2002).