



محاسبه طول پخش نوترون حرارتی در محیط آب‌سبک با استفاده از کد MCNP

محمد ارکانی*

پژوهشکده رآکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۱۳۳۹-۱۴۱۵۵، تهران - ایران

*Email: markani@aeoi.org.ir

مقاله‌ی فنی

تاریخ دریافت مقاله: ۱۴۰۱/۳/۳ تاریخ پذیرش مقاله: ۱۴۰۱/۹/۱۹

چکیده

یکی از پارامترهای مهم محیط‌های پخش نوترون، طول پخش نوترون حرارتی است. روش مرسوم محاسباتی استفاده از کد MCNP بر مبنای توزیع شار نوترون در محیط و برازش تابع ریاضی مربوطه بر آن است. در این پژوهش، روشی نوین که بر مبنای استفاده از کارت PTRAC است، ارائه شده است. پارامتر طول پخش نوترون حرارتی برای آب‌سبک بر اساس روش‌های فوق محاسبه شده و با مقادیر گزارش شده در مراجع مقایسه گردیده که تطابق خوبی نیز مشاهده شده است. حسن استفاده از روش فوق، عدم نیاز به برازش تابع توزیع شار نوترون است. علاوه بر آن در روش برازش تابع توزیع شار نوترون، فرض می‌شود که تا محل چشمه، فاصله‌ی کافی وجود دارد. این مسأله بر میزان خطای نتایج حاصل، اثرگذار است، چرا که تابع توزیع شار نوترون در همه جا غیر از محل چشمه صادق است. در این پژوهش درستی روش پیشنهادی به صورت عددی در محیط آب سبک مورد ارزیابی قرار گرفته است.

کلیدواژه‌ها: کد MCNPX، طول پخش نوترون حرارتی، شار نوترون

Calculation of Thermal Neutron Diffusion Length in a Light Water Media using MCNP Code

M. Arkani*

Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOL, P.O.Box: 14155-1339, Tehran - Iran

Technical Paper

Received 24.5.2022, Accepted 10.12.2022

Abstract

One of the key parameters of neutron diffusing media is the thermal neutron diffusion length. The popular calculational method is founded on utilizing MCNP code and curve fitting of a mathematical function to the neutron flux distribution in the media. In this investigation, a novel method based on the PTRAC card is proposed. The thermal neutron diffusion length parameter for light and water is calculated based on the above methods. The results are compared with the reported values and significant agreement is seen. The advantage of the above method is its independence from curve fitting to calculate the neutron flux distribution. In addition, in the curve fitting method, it is assumed that there is enough distance from the source location. This affects the error of the results because the neutron flux distribution function is correct everywhere except at the neutron source location. In the present investigation, the correctness of the proposed method in light water media is evaluated numerically.

Keywords: MCNP code, Neutron diffusion length, Neutron flux

