

KHẢO SÁT THAY ĐỔI THÔNG LƯỢNG NEUTRON TRONG MÔI TRƯỜNG NƯỚC

Nguyễn Thị Minh Sang¹

Hồ Hữu Thắng²

Phan Bảo Quốc Hiếu²

Phạm Xuân Hải²

Trương Văn Minh³

TÓM TẮT

Nghiên cứu quá trình thay đổi neutron về thông lượng và năng lượng trong Lò phản ứng hạt nhân (LPU) là cần thiết trong việc thiết kế, chế tạo LPU cũng như chọn lựa vật liệu bên trong lõi lò. Phổ neutron trong LPU tương tự như phổ neutron của nguồn ^{252}Cf [1]. Bài báo trình bày kết quả mô phỏng phổ neutron của nguồn ^{252}Cf bằng mô phỏng MCNP5 và kiểm chứng bằng thực nghiệm khi tương tác với nước nhẹ (H_2O). Kết quả nghiên cứu cho thấy sự mô phỏng là phù hợp với kết quả thực nghiệm; đồng thời cho thấy khả năng ứng dụng vật liệu nhẹ trong tính toán suy giảm năng lượng neutron (nhiệt hóa) là thiết thực.

Từ khóa: MCNP5, nguồn ^{252}Cf , phổ neutron

1. Mở đầu

Việc thiết kế và xây dựng các cơ sở hạt nhân sử dụng nguồn neutron như nhà máy điện hạt nhân, lò phản ứng nghiên cứu, các cơ sở sử dụng nguồn đồng vị phát neutron như ^{252}Cf thì việc lựa chọn chất làm chậm, vật liệu hấp thụ neutron là quan trọng, bởi sự tương tác của neutron đối với mỗi loại vật liệu phụ thuộc vào tiết diện phản ứng vĩ mô của vật liệu. Mỗi loại vật liệu được cấu thành từ một hay nhiều loại hạt nhân liên kết với nhau tạo nên các cấu trúc phân tử nên chúng có tính chất đặc trưng riêng. Các vật liệu gồm các hạt nhân nhẹ như hydro, cacbon... có khả năng làm giảm năng lượng của neutron (khả năng nhiệt hóa neutron). Các hạt nhân nặng có thể gây các phản ứng tán xạ làm thay đổi phương chuyển động của các neutron mà ít làm suy giảm

năng lượng; một số hạt nhân nặng khác có khả năng hấp thụ neutron và phát ra các bức xạ.

Trong bài báo này, sử dụng chương trình mô phỏng Monte Carlo MCNP5 [2] để mô phỏng tính toán bài toán liên quan đến sự thay đổi của phân bố thông lượng neutron ở môi trường nước; kiểm nghiệm kết quả mô phỏng bằng đo đạc thực nghiệm. Sử dụng số liệu input từ thư viện số liệu ENDF/B-VI.0 [3] để cung cấp các giá trị tiết diện vĩ mô theo năng lượng của neutron. Các phép tính toán mô phỏng được tiến hành với số lịch sử hạt từ 10^9 đến 10^{10} . Các mô hình được tính toán mô phỏng gồm có một nguồn neutron được che chắn xung quanh bởi các vật liệu cần đánh giá. Nguồn phát neutron được sử dụng trong phép mô phỏng là nguồn neutron phân

¹Trường Đại học Đà Lạt

²Viện Nghiên cứu Hạt nhân – Đà Lạt

³Trường Đại học Đồng Nai

Email: truongminhdnu@gmail.com

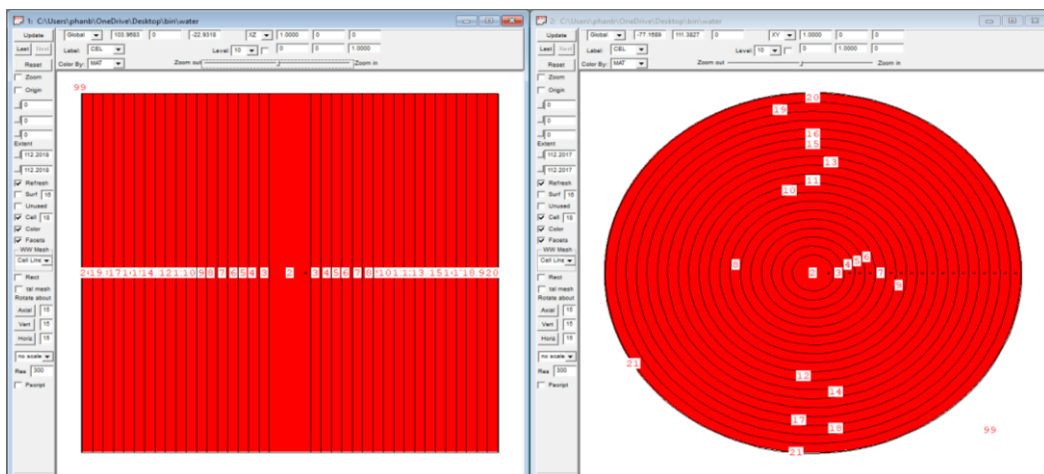
hạch được phát ra từ đồng vị ^{252}Cf tuân theo phân bố Watt [4], thể hiện theo quy luật (1). Trong đó các hằng số a và b được lựa chọn theo phụ lục H của tài liệu [2].

$$f(E) = Ce^{-E/a} \sinh \sqrt{bE} \quad (1)$$

2. Cấu hình tính toán mô phỏng

Trong nghiên cứu này, chúng tôi sử dụng vật liệu là nước nhẹ để mô phỏng tính toán. Với cấu hình tính toán cho vật liệu là nước nhẹ, nguồn neutron được đặt ở trung tâm của một hình trụ có bán kính 1m và chiều cao 2m như mô tả ở hình 1. Cấu hình này là mô hình của một Howitzer thường được sử dụng làm các thí nghiệm liên quan tới nguồn neutron. Nguồn neutron được đặt trong khối cầu có thể phát neutron

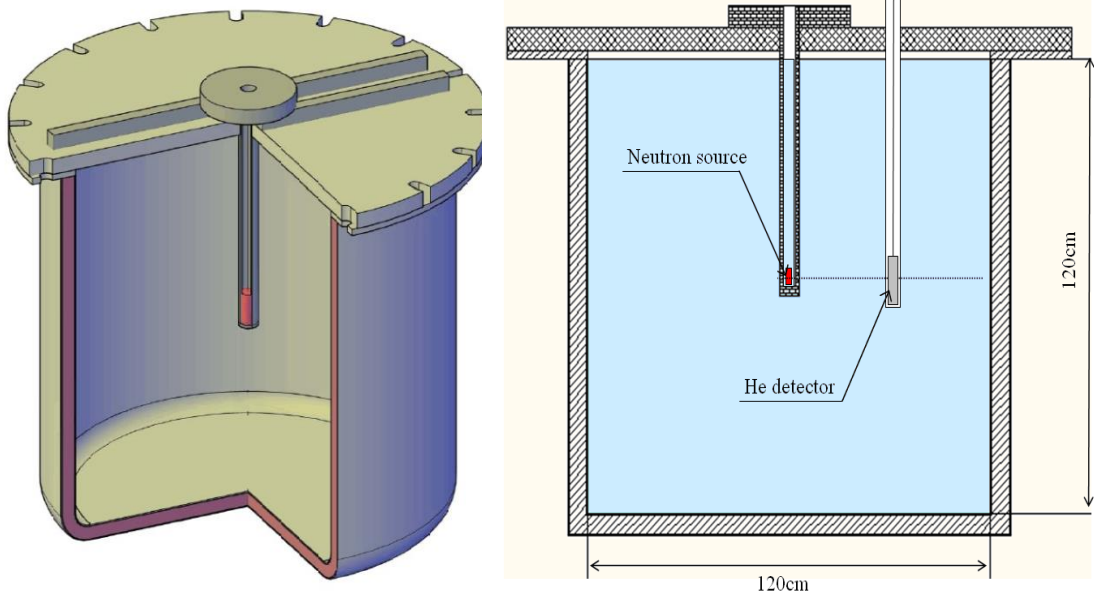
theo không gian 4π nhằm tăng tính chính xác cho phép mô phỏng. Các vị trí tính toán phân bố thông lượng neutron được đặt trên một đường thẳng cách nhau 5cm theo phương bán kính từ nguồn ra đến mép hình trụ. Phần hình học mô tả vật liệu nước được chia nhỏ thành nhiều hình trụ rỗng nhằm thuận lợi trong việc áp dụng phương pháp giảm phương sai trong quá trình mô phỏng giúp giảm sai số trong quá trình tính toán bởi việc sử dụng số lịch sử hạt có giới hạn. Thông lượng trung bình ở mỗi vị trí được tính toán bằng việc sử dụng tally f4. Ngoài ra, phân bố thông lượng neutron cũng được tính toán bằng cách sử dụng tally f74.



Hình 1: Cấu hình tính toán mô phỏng sử dụng cho vật liệu nước nhẹ

Để kiểm tra phương pháp mô phỏng thì chúng tôi tiến hành thực nghiệm đo sự suy giảm thông lượng neutron trong môi trường nước. Sử dụng ống đếm ^3H

xác định thông lượng tại các vị trí khác ở trong howitzer. Cấu hình thực nghiệm được chỉ ra trên hình 2.



Hình 2: Thực nghiệm xác định phân bố thông lượng neutron trong môi trường nước. Ống đếm ^3He được di chuyển trên đường thẳng từ nguồn đi ra và tiến hành đo thông lượng neutron tại mỗi vị trí di chuyển

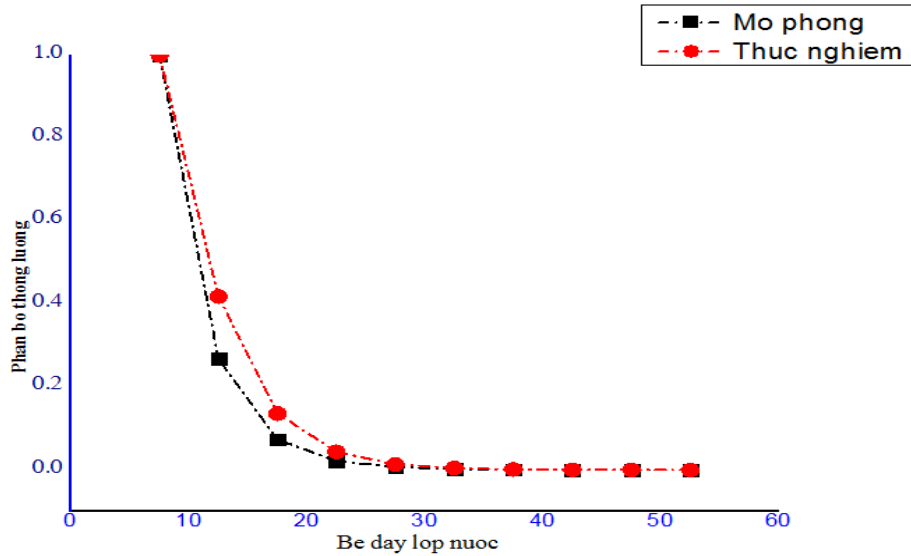
3. Kết quả và thảo luận

Kết quả mô phỏng tính toán và thực nghiệm chỉ ra sự suy giảm thông lượng

neutron trung bình trong nước được trình bày trong bảng 1 và hình 3.

Bảng 1: Sự suy giảm của thông lượng neutron theo mô phỏng và thực nghiệm trên nguồn ^{252}Cf đối với nước

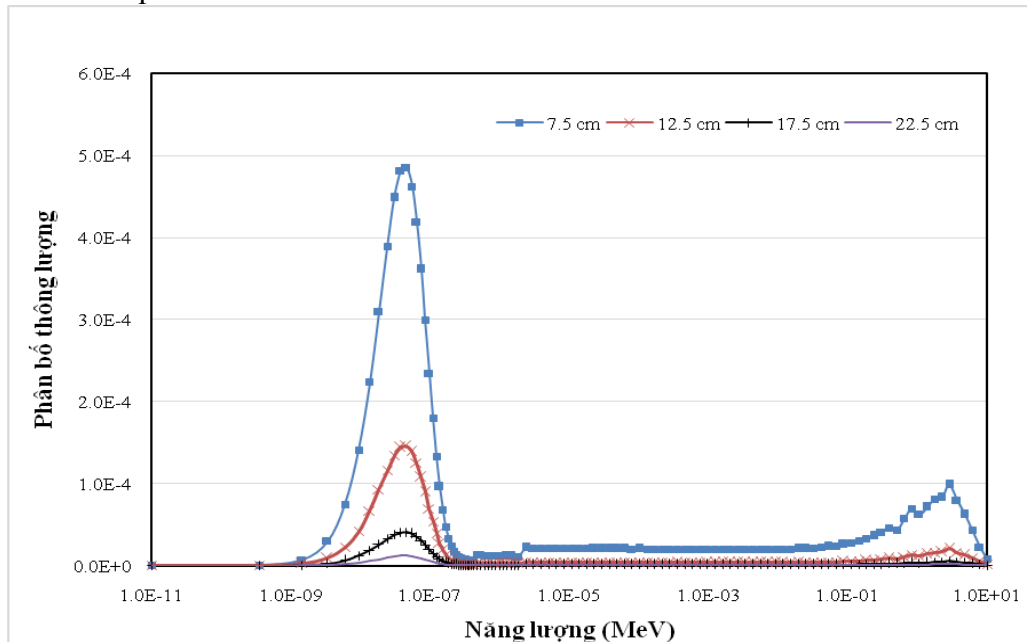
Khoảng cách (cm)	Kết quả suy giảm theo mô phỏng	Kết quả suy giảm theo thực nghiệm
7,5	1	1
12,5	0,26768	0,418271
17,5	0,073565	0,136215
22,5	0,021874	0,04378
27,5	0,007173	0,013568
32,5	0,002543	0,004623
37,5	0,000974	0,001721
42,5	0,000397	0,000694
47,5	0,000178	0,000334
52,5	7,26E-05	0,000193



Hình 3: Sự suy giảm phân bố thông lượng neutron trong môi trường nước

Đối với nước, khả năng nhiệt hóa neutron tốt nên tỷ lệ neutron ở vùng năng lượng thấp cao hơn, dẫn đến tăng khả năng phản ứng bởi tiết diện bắt neutron cao hơn. Tuy nhiên, do mật độ của nước thấp hơn khá nhiều so với các

vật liệu còn lại nên để che chắn neutron thì cần phải thiết kế sử dụng bề dày lớn hơn. Các tính toán mô phỏng tính toán phân bố phổ neutron theo năng lượng được biểu diễn ở hình 4.



Hình 4: Phân bố phổ neutron ở các bề dày đối với nước nhẹ của nguồn neutron ^{252}Cf

Kết quả tính toán cho vật liệu nước nhẹ chỉ ra khả năng nhiệt hóa neutron của nước nhẹ rất tốt, phân bố thông lượng neutron vùng năng lượng nhiệt chiếm phần lớn. Do đó, nước nhẹ được sử dụng làm chất làm chậm trong các lò phản ứng hạt nhân ngoài tác dụng là chất làm mát. Kết hợp khả năng hấp thụ neutron khá tốt ở bề dày lớn, nước nhẹ

cũng được sử dụng để che chắn neutron trong các bể chứa các bó nhiên liệu đã qua sử dụng.

Với giá mua nước nhẹ rất thấp, nên nước nhẹ được sử dụng phổ biến trong các lò phản ứng nhằm làm chậm cũng như góp phần che chắn neutron, giảm thiểu liều bức xạ đối với môi trường xung quanh.

TÀI LIỆU THAM KHẢO

1. A. C. Wahl (1988), "Nuclear-charge distribution and delayed-neutron yields for thermal-neutron-induced fission of ^{235}U , ^{233}U , and ^{239}Pu and for spontaneous fission of ^{252}Cf ", *Atomic Data and Nuclear Data Tables*, vol. 39, no. 1, pp. 1-156
2. B. Kiedrowski *et al.* (2010), "MCNP5-1.60 Feature Enhancements & Manual Clarifications-LA-UR-1 0-06217", *LANL, Los Alamos, Tech. Rep.*
3. M. Chadwick *et al.* (2006), "ENDF/B-VII. 0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology", *Nuclear data sheets*, vol. 107, no. 12, pp. 2931-3060
4. W. Mannhart (1989), "Status of the Cf-252 fission neutron spectrum evaluation with regard to recent experiments"

A SURVEY OF THE NEUTRON FLUX CHANGE IN LIGHT WATER

ABSTRACT

Studying the changing of neutron flux and its corresponding energy in the nuclear reactor is vital during the designing, construction, and material selection process of a nuclear reactor. A previous study has implied that the neutron flux shares the same properties with one generated by the radioactive isotope ^{252}Cf . In this research, the ^{252}Cf neutron source is simulated when interacting with the light water (H_2O) based on MCNP5 and then validated with experimental results. The result shows that there is a good agreement between the simulation and the experiment. This also shows that the ability of application of slight material which is practical in calculating the neutron energy reduction.

Keywords: MCNP5, source ^{252}Cf , neutron spectrum

(Received: 19/9/2018, Revised: 28/11/2018, Accepted for publication: 7/5/2019)