

TÍNH TOÁN CÁC HIỆU ỨNG TỰ CHE CHẮN, TÁN XẠ NHIỀU LẦN VÀ BẮT BỨC XẠ LÊN TIẾT DIỆN NEUTRON BẰNG CHƯƠNG TRÌNH MÔ PHỎNG MCNP

Nguyễn Duy Quang

Trung tâm VL-ĐT Hạt nhân, viện NCHN, 01 Nguyễn Tử Lực, Tp. Đà Lạt

Tóm tắt: Một hệ đo tán xạ neutron đang được nghiên cứu xây dựng trên kênh ngang số 01 lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt nhằm phục vụ các nghiên cứu thực nghiệm về vật lý hạt nhân, và công tác đào tạo. Việc mô phỏng về thông lượng neutron và cấu hình thiết kế của hệ đo đã được tiến hành. Bên cạnh đó, tính toán hiệu chỉnh các hiệu ứng tự che chắn, tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ là cần thiết trong việc xác định tiết diện neutron đối với các mẫu có độ dày hữu hạn. Báo cáo này giới thiệu một phương pháp để tính toán hiệu chỉnh cho các hiệu ứng này bằng chương trình mô phỏng MCNP. Các kết quả thu được với mẫu chì Pb-208 và uranium U-238 đã được kiểm tra là trung khớp tốt với các thực nghiệm trước đây cũng như các số liệu từ thư viện số liệu hạt nhân. Việc tính toán hiệu chỉnh này có thể được áp dụng cho các thực nghiệm đo đặc sắp tới tại lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

Từ khoá: *tiết diện neutron, hiệu ứng tự che chắn, tán xạ nhiều lần, bắt bức xạ, hiệu chỉnh.*

I. MỞ ĐẦU

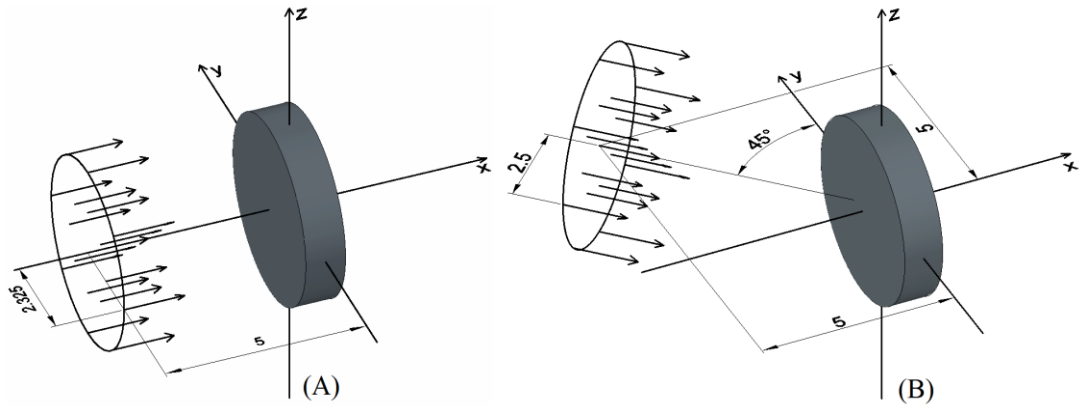
Viện Nghiên cứu hạt nhân đang xây dựng các hệ thí nghiệm mới trên các kênh ngang của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt nhằm mục tiêu phát triển và nâng cao chất lượng nghiên cứu hạt nhân thực nghiệm, đào tạo nguồn nhân lực. Trong số đó, hệ đo tán xạ neutron trên kênh ngang số 01 sẽ phục vụ các nghiên cứu thực nghiệm, và công tác đào tạo [1]. Việc thực hiện các quá trình mô phỏng về thông lượng neutron, tối ưu hoá cấu hình của hệ đo đã được tiến hành. Ngoài ra, các báo cáo trước đây chỉ ra rằng, để xử lý số liệu thực nghiệm và đưa ra kết quả chính xác cho tiết diện neutron, một loạt các hiệu chỉnh cho các hiệu ứng tự che chắn, tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ cần phải được thực hiện [2]. Hiệu ứng tự che chắn thường được hiệu chỉnh bằng thực nghiệm hoặc mô phỏng với các mẫu có độ dày khác nhau. Trong khi đó hiệu ứng tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ có thể được hiệu chỉnh bằng phương pháp giải tích hoặc Monte Carlo. Phương pháp Monte Carlo không chỉ cho phép kiểm tra các tính toán giải tích mà còn rất hữu dụng trong trường hợp các định luật tán xạ trở nên phức tạp và không thể biểu diễn bằng các hàm giải tích [3]. Như vậy, với phương pháp mô phỏng Monte Carlo, người thực hiện thí nghiệm không chỉ đưa ra được các số liệu hiệu chỉnh cho dữ liệu thực nghiệm mà còn có thể so sánh, đối chiếu các kết quả với nhau.

Công trình [3] giới thiệu một số kỹ thuật nhằm tối ưu hoá phương pháp mô phỏng Monte Carlo cho thí nghiệm tán xạ cũng như nhiễu xạ neutron. Tuy nhiên, việc phát triển một chương trình mô phỏng chuyên dụng như vậy là không cần thiết bởi vì nhiều chương trình mô phỏng các quá trình hạt nhân hiện nay như MCNP, Geant4, ... có thể đáp ứng yêu cầu này với các kết quả ngày càng chính xác, đáng tin cậy và được chấp nhận rộng rãi. Trong báo cáo này, mô phỏng Monte Carlo với chương trình MCNP5 được lựa chọn. Đối với quá trình tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ, người dùng chương trình MCNP có thể xuất file theo dõi lịch sử hạt (PTRAC-Particle Tracking) để xác định tất cả các quá trình trong mẫu. File này thường có dung lượng lớn, tuy nhiên lại không chứa các tham số hiệu chỉnh cuối cùng. Do đó, một chương trình máy tính đơn giản đã được phát triển để tính toán và xuất ra các giá trị hiệu chỉnh cần thiết. Phương pháp hiệu chỉnh này có thể được áp dụng cho các thực nghiệm đo tiết diện neutron sắp tới tại lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

II. NỘI DUNG

II.1. Đối tượng và phương pháp

Các cấu hình thực nghiệm đối với các mẫu chì Pb-208 và uranium U-238 trong công trình [2] đã được mô phỏng để xác định tiết diện neutron toàn phần và phân bố góc của neutron tán xạ đàn hồi và không đàn hồi ở mức năng lượng 55keV và 144keV. Cách bố trí mẫu trong nghiên cứu tiết diện neutron toàn phần và phân bố góc của neutron tán xạ được chỉ ra ở hình 1.



Hình 1. Cấu hình mô phỏng đo đặc tiết diện neutron toàn phần (A) và phân bố góc của neutron tán xạ (B). (A) – nguồn neutron trụ, bán kính 2.325cm, cao 1cm, tọa độ tâm đáy (-5,0,0), phát đơn hướng (1,0,0); (B) – nguồn neutron trụ, bán kính 2.5cm, cao 1cm, tọa độ tâm đáy (-5,5,0), phát đơn hướng (1,-1,0).

Các mẫu chì và uranium có dạng trụ, bán kính 2.325cm với mật độ tương ứng là 11.34g/cm^3 và 19.1g/cm^3 được đặt tại tâm của hệ tọa độ. Độ dày các mẫu chì và uranium dùng trong nghiên cứu hiệu ứng tự che chắn lên tiết diện toàn phần được cho ở bảng 1. Đối với hiệu ứng tán xạ nhiều lần và bất bức xạ, các mẫu dày 0.986cm được sử dụng.

Bảng 1. Các độ dày của mẫu chì Pb-208 và U-238 được khai báo trong nghiên cứu hiệu ứng tự che chắn lên tiết diện neutron toàn phần

STT	Mẫu Pb-208	Mẫu U-238
	Độ dày (cm)	Độ dày (cm)
1	0.986	0.99
2	2.000	1.98
3	3.000	2.97
4	4.000	3.96
5	5.000	4.95
6	6.000	5.94
7	7.000	9.00
8	8.000	11.00
9	9.000	-
10	11.000	-

Các vật liệu được khai báo trong MCNP là hoàn toàn tinh khiết. Ngoài ra, để đơn giản hoá việc mô phỏng, các thành phần phản xạ bởi bộ giữ mẫu, không khí, ống chuẩn trực và phòng ngoại lai được loại bỏ bằng cách chỉ mô phỏng tương tác giữa neutron và bia mẫu. Các tương tác này được phần mềm MCNP ghi lại trong file có tên mặc định là PTRAC khi Particle Tracking Output Card được khai báo. Để thu được các thông tin tán xạ cũng như hệ số truyền qua mẫu, tất cả các thông số về vị trí, hướng, năng lượng, trọng số hạt và thời gian xảy ra phản ứng cho hai loại sự kiện là va chạm (collision) và kết thúc (termination) sẽ được xuất ra. Định dạng của file PTRAC được chọn là ASCII. Bên cạnh đó, các tham số về trọng số của Cutoffs Card được đưa về không – WC1 = WC2 = 0. Lúc này quá trình hấp thụ – mà chủ

yếu là bắt bức xạ đối với các mẫu nghiên cứu, sẽ được MCNP xử lý một cách tường minh thay vì dùng kỹ thuật tăng giảm trọng số. Dung lượng của file PTRAC thường rất lớn nên một chương trình máy tính được viết ra để đọc các dữ liệu cần thiết cho tính toán tiết diện, bao gồm số hạt tham gia phản ứng với bia mẫu, phân loại phản ứng đầu tiên xảy ra giữa bia mẫu và neutron đến – tán xạ đàn hồi, tán xạ không đàn hồi hoặc bắt bức xạ. Ngoài ra, chương trình còn giúp tính toán hiệu chỉnh quá trình tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ trong mẫu theo biểu thức tính toán sau [2]:

$$k(\theta) = \frac{N_M^s(\theta)}{N_1^s(\theta)} = \frac{N_1^s(\theta) + N_2^s(\theta) + N_3^s(\theta) + \dots - N_1^c(\theta) - N_2^c(\theta) - N_3^c(\theta) - \dots}{N_1^s(\theta)} \quad (1)$$

Trong đó: $N_1^s(\theta)$ – số neutron tán xạ một lần theo góc θ ; $N_2^s(\theta)$, $N_3^s(\theta)$, ... – số neutron có hướng bay theo góc θ sau khi tán xạ 2, 3, ... lần trong mẫu; $N_1^c(\theta)$, $N_2^c(\theta)$, $N_3^c(\theta)$ – số neutron có hướng bay theo góc θ sau khi tán xạ 1, 2, 3, ... lần trong mẫu thì bị bắt bức xạ. Như vậy, trong thực nghiệm cũng như mô phỏng, tử số của biểu thức (1) – $N_M^s(\theta)$, chính là số neutron đến được đầu dò sau khi tương tác với bia mẫu; giá trị này cần hiệu chỉnh theo hệ số $k(\theta)$ để thu được số neutron tán xạ một lần theo góc θ – $N_1^s(\theta)$.

Chín đầu dò giả định hình trụ, bán kính $r = 1.5\text{cm}$ được đặt hướng vào tâm của mẫu theo chín góc $\theta = 30^\circ, 45^\circ, 60^\circ, 75^\circ, 90^\circ, 105^\circ, 120^\circ, 135^\circ$ và 150° tại khoảng cách $d=30\text{cm}$. Với các số liệu từ file PTRAC làm đầu vào, chương trình máy tính sẽ tính toán xem hạt sau phản ứng tán xạ có đến được vị trí đầu dò hay không. Phản ứng này được kiểm tra là phản ứng tán xạ đầu tiên hoặc/và cuối cùng trong mẫu để tăng số đếm cho $N_1^s(\theta)$ hoặc/và $N_M^s(\theta)$, tương ứng.

Phân bố góc của neutron tán xạ được xấp xỉ theo các đa thức Legendre $P_i(\cos \theta)$ và so sánh với kết quả của công trình [2]:

$$N_1^s(\theta) = \frac{B}{4\pi} (1 + A_1 P_1(\cos \theta) + A_2 P_2(\cos \theta) + A_3 P_3(\cos \theta)) \quad (2)$$

Các tham số B , A_1 , A_2 , A_3 được xác định từ phép xấp xỉ. Sau đó, để đối chiếu với số liệu từ thư viện hạt nhân và thư viện của MCNP, hàm phân bố góc được chuẩn hoá như sau:

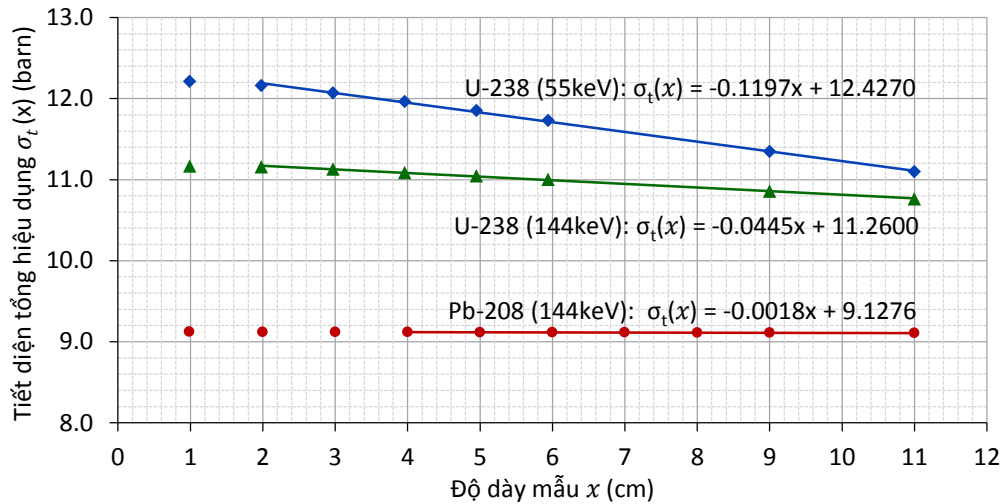
$$F(\mu, E) = \frac{1}{2} (1 + A_1 P_1(\mu) + A_2 P_2(\mu) + A_3 P_3(\mu)) \quad (3)$$

Trong đó $\mu = \cos \theta$ và E – năng lượng neutron tới.

II.2 Kết quả

a. Hiệu ứng tự che chắn lên tiết diện neutron toàn phần

Các kết quả tính toán hiệu ứng tự che chắn lên tiết diện neutron toàn phần của Pb-208 và U-238 được chỉ ra ở hình 2. Quãng đường tự do trung bình của neutron trong mẫu Pb-208 là xấp xỉ 3.3cm (144keV), trong mẫu U-238 lần lượt là 1.8cm (144keV) và 1.6cm (55keV).



Hình 2. Hiệu ứng tự che chắn lên tiết diện neutron toàn phần của Pb-208 và U-238

Việc làm khớp tuyến tính sẽ được thực hiện với các độ dày mẫu x (cm) lớn hơn quãng tự do trung bình của neutron trong mẫu đó:

$$\begin{aligned} \sigma_t(x) &= -0.1197x + 12.4270 \text{ (barn) tại } 55\text{keV} \text{ với U-238} \\ \sigma_t(x) &= -0.0445x + 11.2600 \text{ (barn) tại } 144\text{keV} \text{ với U-238} \\ \sigma_t(x) &= -0.0018x + 9.1276 \text{ (barn) tại } 144\text{keV} \text{ với Pb-208} \end{aligned}$$

Tiết diện neutron toàn phần trung bình hóa được xác định thông qua việc ngoại suy dữ liệu thực nghiệm đến độ dày mẫu bằng không:

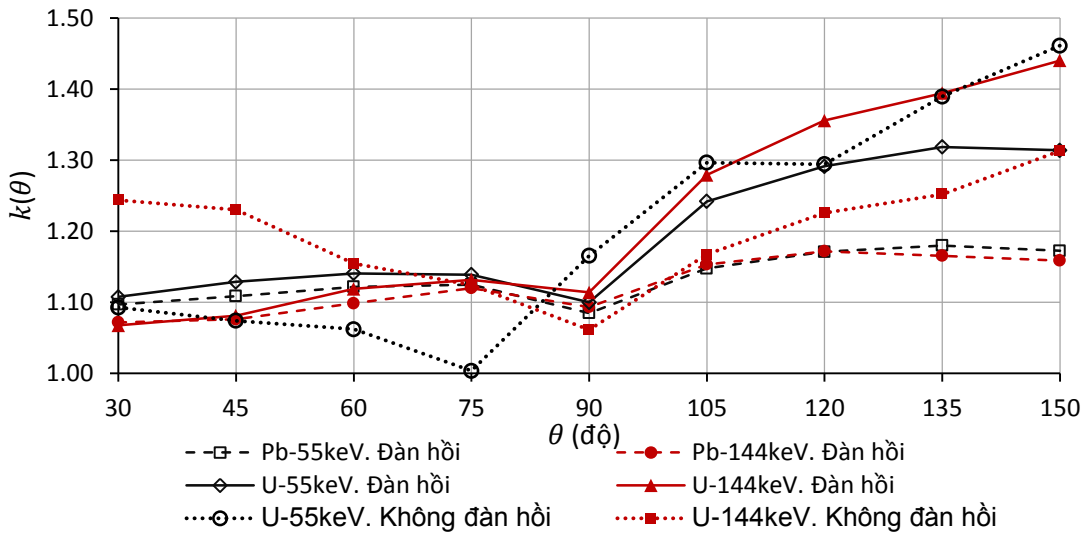
$$\begin{aligned} \langle \sigma_t \rangle &= 12.4270 \text{ (barn) tại } 55\text{keV} \text{ với U-238} \\ \langle \sigma_t \rangle &= 11.2600 \text{ (barn) tại } 144\text{keV} \text{ với U-238} \\ \langle \sigma_t \rangle &= 9.1276 \text{ (barn) tại } 144\text{keV} \text{ với Pb-208} \end{aligned}$$

b. Hệ số hiệu chỉnh cho quá trình tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ trong mẫu

Hệ số hiệu chỉnh cho quá trình tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ được xác định theo biểu thức (1) đối với chín giá trị góc θ là: $30^\circ, 45^\circ, 60^\circ, 75^\circ, 90^\circ, 105^\circ, 120^\circ, 135^\circ, 150^\circ$. Các hệ số này được cho ở bảng 2, sự phụ thuộc của chúng vào góc θ được minh họa trên hình 3. Trong đo đạc thực nghiệm, các hệ số này là cần thiết để hiệu chỉnh từ số neutron đến được đầu dò $N_M^S(\theta)$ về số neutron tán xạ một lần theo góc $\theta - N_1^S(\theta)$.

Bảng 2. Hệ số hiệu chỉnh quá trình tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ trong mẫu Pb-208 và U-238 với các mức năng lượng neutron 55keV và 144keV

θ (độ)	$k(\theta)$					
	Pb-208 (đàn hồi)		U-238 (đàn hồi)		U-238 (không đàn hồi)	
	55keV	144keV	55keV	144keV	55keV	144keV
30	1.0969	1.0715	1.1074	1.0674	1.0926	1.2437
45	1.1085	1.0759	1.1286	1.0810	1.0739	1.2299
60	1.1217	1.0985	1.1405	1.1186	1.0618	1.1542
75	1.1248	1.1197	1.1388	1.1315	1.0033	1.1244
90	1.0847	1.0933	1.0998	1.1138	1.1654	1.0612
105	1.1474	1.1532	1.2419	1.2790	1.2965	1.1673
120	1.1710	1.1715	1.2913	1.3556	1.2941	1.2255
135	1.1798	1.1653	1.3184	1.3941	1.3895	1.2517
150	1.1722	1.1586	1.3137	1.4402	1.4610	1.3131

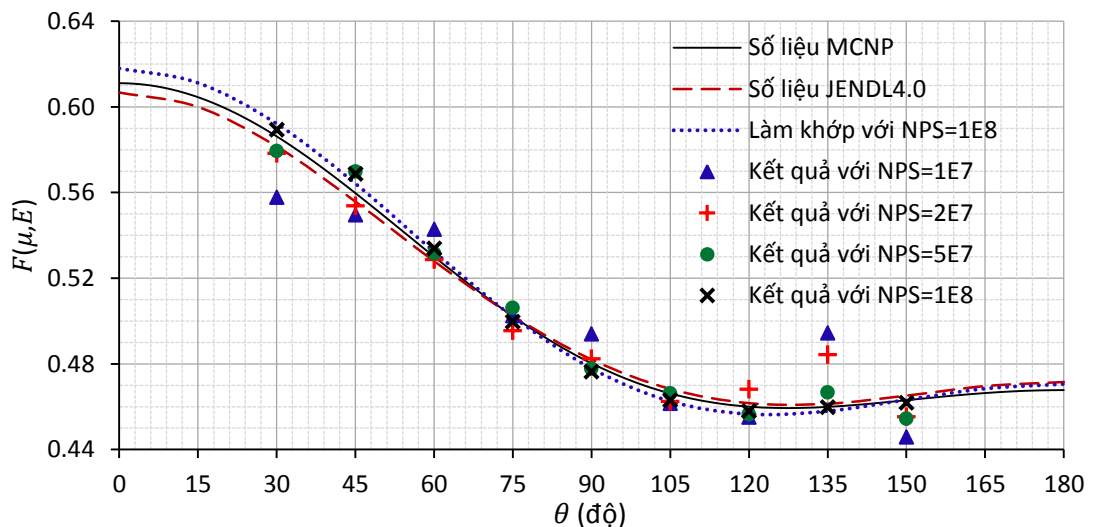


Hình 3. Hệ số hiệu chỉnh quá trình tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ trong mẫu Pb-208 và U-238 với các mức năng lượng neutron 55keV và 144keV

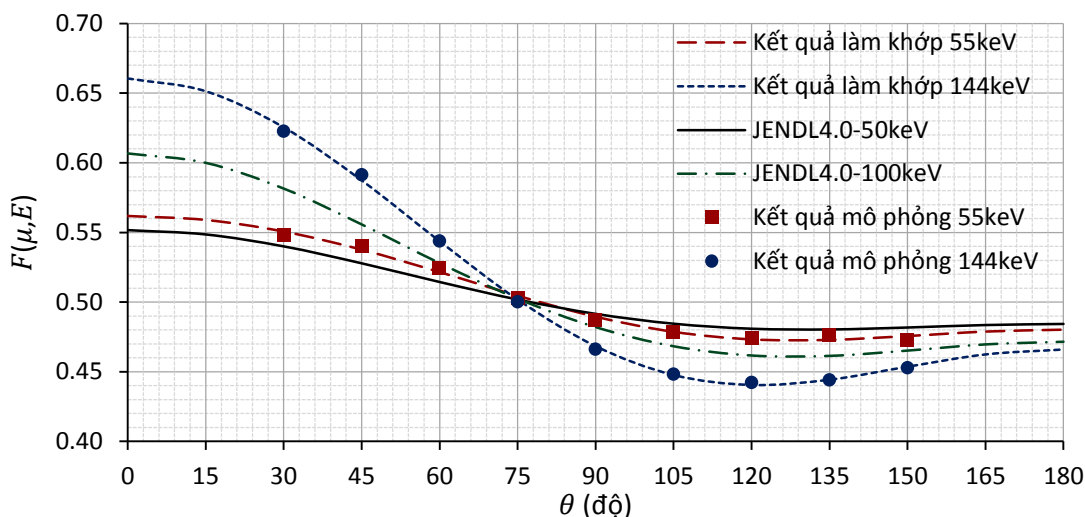
Kết quả mô phỏng cho thấy, sai số về số đếm có thể lên đến 18% với chì và 46% với uranium nếu không thực hiện phép hiệu chỉnh. Với một cấu hình chạy mô phỏng MCNP, chương trình đọc dữ liệu từ file PTRAC có thể đưa ra hệ số hiệu chỉnh cho góc θ bất kỳ, đáp ứng nhu cầu đo thực nghiệm chính xác với độ phân giải về góc ngày càng tăng. Ngoài ra, đo đạc thực nghiệm với kích thước đầu dò hữu hạn còn yêu cầu hiệu chỉnh về độ phân giải góc của đầu dò. Với các giá trị số đếm tán xạ đàn hồi thu được, giá trị hiệu chỉnh này đã được đánh giá là nhỏ trong trường hợp sử dụng cấu hình đo đã chỉ ra – bán kính đầu dò 1.5cm, khoảng cách từ đầu dò đến tâm của mẫu 30cm.

c. Phân bố góc của neutron tán xạ

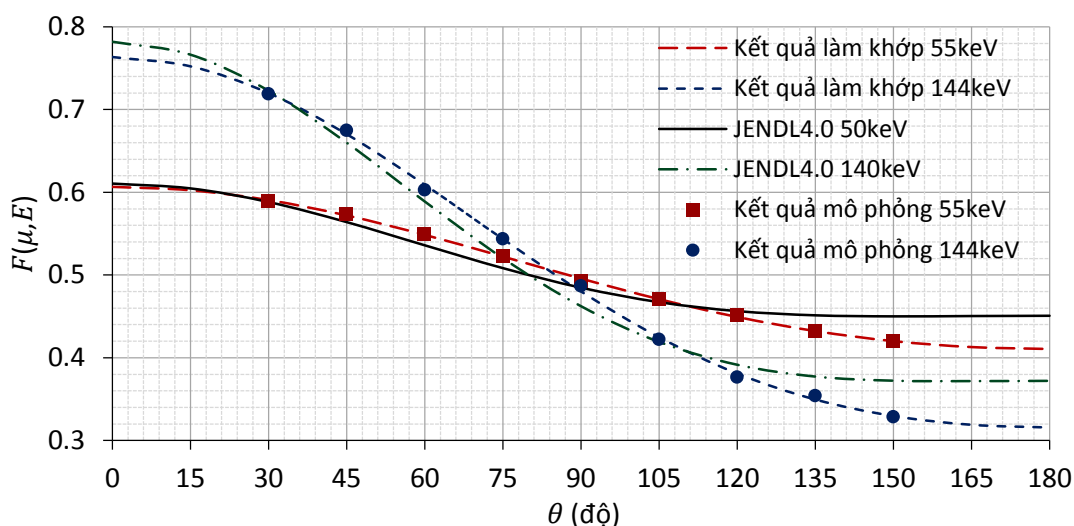
Với dữ liệu từ mô phỏng MCNP, phân bố góc của neutron tán xạ bởi chì Pb-208 và uranium U-238 được xác định và chỉ ra dưới đây. Đầu tiên, giá trị hàm phân bố góc $F(\mu, E)$ của Pb-208 ($E=100\text{keV}$) tại chín giá trị góc nêu trên được tính toán với bốn giá trị lịch sử hạt NPS từ 10^7 đến 10^8 để so sánh với thư viện của MCNP và thư viện JENDL4.0 bởi vì các thư viện này có số liệu cho mức $E=100\text{keV}$. Hình 4 cho thấy độ chính xác của phép mô phỏng sẽ tăng lên khi tăng số lịch sử hạt, các giá trị tính toán càng tiến gần đến đường lý thuyết. Với $NPS = 10^8$, sai số của các giá trị này là nhỏ hơn 1.6%. Do vậy, với các mô phỏng tiếp theo cho Pb-208 và U-238 ở các mức năng lượng 55keV và 144keV, số lịch sử hạt được chọn bằng 10^8 .



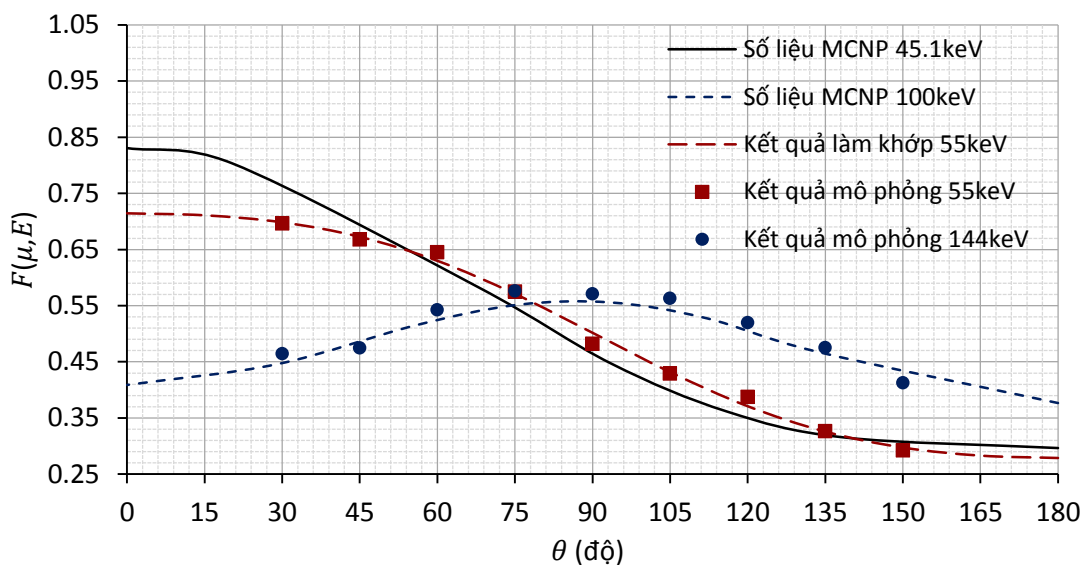
Hình 4. Kết quả phân bố neutron tán xạ đàn hồi bởi Pb-208 ở mức năng lượng 100keV với bốn giá trị lịch sử hạt NPS khác nhau – 10^7 , 2×10^7 , 5×10^7 và 10^8 .



Hình 5. Kết quả phân bố neutron tán xạ đàn hồi bởi Pb-208 ở các mức năng lượng 55keV và 144keV



Hình 6. Kết quả phân bố neutron tán xạ đàn hồi bởi U-238 ở các mức năng lượng 55keV và 144keV



Hình 7. Kết quả phân bố neutron tán xạ không đàn hồi bởi U-238 ở các mức năng lượng 55keV và 144keV

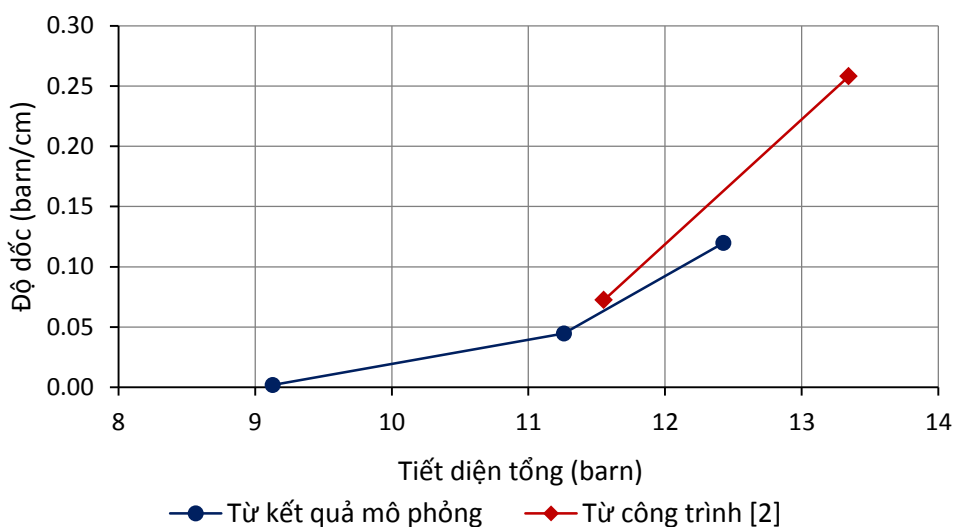
Các kết quả về phân bố góc của neutron tán xạ từ các mô phỏng được so sánh với thư viện MCNP và thư viện JENDL4.0 ở hình 5, hình 6 và hình 7. Các hàm phân bố góc $F(\mu, E)$ cho tán xạ đàn hồi tại mức năng lượng 55keV và 144keV của Pb-208 và U-238, cũng như cho tán xạ không đàn hồi của U-238 tại 55keV đều được khớp tốt với các đa thức Legendre. Tuy nhiên, đối với tán xạ không đàn hồi bởi U-238 tại năng lượng 144keV, hàm $F(\mu, E)$ có dạng đối xứng qua đường thẳng $\theta = 90^\circ$.

II.3 Bàn luận

Các kết quả về hiệu ứng tự che chắn, tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ lên tiết diện neutron bằng mô phỏng Monte Carlo đã được xác định và so sánh với công trình thực nghiệm [2], thư viện MCNP và thư viện số liệu hạt nhân JENDL4.0. Bảng 3 cho thấy các kết quả tiết diện neutron toàn phần trong công trình [2] đều lớn hơn từ 1.2% đến 3.1% so với số liệu của thư viện MCNP; trong khi đó, kết quả từ mô phỏng hiệu ứng tự che chắn bằng chính MCNP lại đưa ra kết quả nhỏ hơn từ 0.4% đến 3.9%. Với giá trị tiết diện toàn phần càng lớn thì hiệu ứng tự che chắn càng lớn, đồng thời giá trị tiết diện ngoại suy đến độ dày mẫu bằng không càng giảm so với giá trị lý thuyết. Các mô phỏng tiếp theo sẽ được thực hiện để đánh giá sự sai khác này.

Bảng 3. So sánh kết quả tính toán hiệu ứng tự che chắn lên tiết diện toàn phần

Mẫu	Năng lượng (keV)	Tiết diện tổng (barn)			Độ dốc của hàm khớp (barn/cm)	
		Trong báo cáo này	Công trình [2]	Thư viện MCNP	Trong báo cáo này	Công trình [2]
Pb-208	144	9.1276	9.349	9.1606	0.0018	-
U-238	144	11.2600	11.551	11.4094	0.0445	0.0723
U-238	55	12.4270	13.343	12.9349	0.1197	0.258



Hình 8. Mối liên hệ giữa độ dốc của hàm khớp và tiết diện neutron toàn phần

Về hệ số tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ trong mẫu, công trình [2] sử dụng phương pháp Monte Carlo và đưa ra giá trị lớn nhất là 15% đối với chì ở góc 150°; đối với tán xạ neutron đàn hồi và không đàn hồi lên hạt nhân U-238, giá trị lớn nhất tương ứng là 21% và

35%. Với chương trình MCNP, báo cáo này đưa ra giá trị hiệu chỉnh lớn hơn và chi tiết đối với từng mức năng lượng 55keV và 144keV (xem bảng 2). Số liệu hạt nhân được cập nhật thường xuyên càng làm tăng độ chính xác của phép mô phỏng và có thể là nguyên nhân dẫn đến sai khác của các kết quả mô phỏng. Ngoài ra, để tăng độ tin cậy của phép hiệu chỉnh, người dùng cần tăng số lịch sử hạt cho MCNP. Tuy nhiên, thời gian mô phỏng và dung lượng file PTRAC sẽ tăng lên đáng kể.

Các kết quả mô phỏng về phân bố góc của neutron tán xạ cũng đã được chỉ ra là trùng khớp tốt với số liệu hạt nhân từ thư viện MCNP và JENDL4.0 khi tăng số lịch sử hạt đến 10^8 . Các kết quả này cũng cho thấy sự tương đồng với hàm phân bố thực nghiệm của công trình [2] đối với neutron tán xạ đàn hồi bởi Pb-208 và U-238. Tuy nhiên, trong công trình [2], phân bố góc của neutron năng lượng 144keV tán xạ không đàn hồi bởi U-238 được đánh giá là đáng hướng, điều này cho thấy sự sai khác với kết quả mô phỏng ở hình 7.

Khi tiến hành các phép đo thực nghiệm, các kết quả phân bố mô phỏng còn có giá trị tham khảo. Trường hợp dạng hàm phân bố thực nghiệm thu được khác với kết quả mô phỏng, việc sử dụng các hệ số hiệu chỉnh từ mô phỏng sẽ không còn giá trị. Do đó, phép hiệu chỉnh này chỉ được thực hiện khi có một mô hình tương tác đúng và số liệu tương tác phù hợp – điều này được thể hiện ở sự nhất quán trong kết quả mô phỏng và thực nghiệm. Trong thời gian tới, quá trình mô phỏng có thể được thực hiện với thư viện MCNP cập nhật mới hơn để nâng cao độ chính xác. Việc sử dụng va chạm cưỡng bức sẽ được xem xét để giảm thời gian mô phỏng đối với thí nghiệm về tán xạ neutron. Đồng thời, các phép đo thực nghiệm có thể được tiến hành trên hệ tán xạ của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt để kiểm chứng các kết quả mô phỏng.

III. KẾT LUẬN

Báo cáo đã chỉ ra phương pháp dùng chương trình mô phỏng MCNP để tính toán hiệu ứng tự che chắn, tán xạ nhiều lần và bắt bức xạ lên tiết diện neutron. Cấu hình thực nghiệm được mô phỏng chính xác bằng MCNP. Sau đó, một chương trình máy tính sẽ đọc dữ liệu phản ứng của neutron với bia mẫu trong file PTRAC và đưa ra giá trị tiết diện đối với thí nghiệm đo tiết diện neutron toàn phần, cũng như các giá hiệu chỉnh và phân bố cho thí nghiệm về tán xạ neutron. Một số kết quả thu được với mẫu chì Pb-208 và uranium U-238 đã được kiểm tra là trung khớp tốt với các thực nghiệm trước đây cũng như các số liệu từ thư viện số liệu hạt nhân.

TÀI LIỆU THAM KHẢO

[1] Phạm Ngọc Sơn, Nguyễn Xuân Hải, “Nghiên cứu phát triển thiết bị và khai thác dòng neutron nhiệt trên kênh ngang số 1 lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt”, *Thuyết minh đề tài nghiên cứu ứng dụng và phát triển công nghệ cấp quốc gia KC.05.08/16-20*, 2017.

[2] Л. Л. Литвинский, В. А. Либман, А. В. Мурзин. “Установка для определения угловых распределений упруго и неупруго рассеянных нейтронов с помощью нейтронных фильтров”, *Препринт КИЯИ-85-35*, 1985.

[3] D. F. R. Mildner, C. A. Pelizzari, J. M. Carpenter, “Multiple Scattering Correction to Neutron Diffraction Data of Isotropic Systems Using Optimized Monte Carlo Techniques”, *Acta Crystallographica*, A33, 954-961, 1977.

SELF-SHIELDING, MULTIPLE SCATTERING AND RADIATIVE CAPTURE CORRECTIONS FOR NEUTRON CROSS-SECTIONS USING MCNP SIMULATION PROGRAM

Abstract: A neutron scattering measurement facility is being developed at horizontal channel No. 01 of Dalat nuclear research reactor. This facility will provide an efficient

tool for nuclear physics experiments and training works. The simulation is required to optimize the measurement conditions and result quality. In addition, It is also important to understand certain effects in finite thickness samples, including self-shielding, multiple scattering and radiative capture. This report introduces a method to evaluate these effects using MCNP simulation program. Comparision of the results for lead Pb-208 and uranium U-238 in this report with those of previous experiments and nuclear library data shows a good agreement. This work can be applied to improve the neutron scattering measurement at Dalat nuclear research reactor.

Keywords: *neutron cross-section, self-shielding effect, multiple scattering, capture, correction.*