

# XÁC ĐỊNH CÁC THAM SỐ HIỆU CHỈNH TỰ HẤP THỤ NOTRON TRÊN NHIỆT ĐỐI VỚI Au-197

Phạm Ngọc Sơn<sup>a\*</sup>, Bạch Như Nguyễn<sup>b</sup>, Trịnh Thị Tú Anh<sup>c</sup>, Nguyễn Đắc Châu<sup>d</sup>

<sup>a</sup>*Viện Nghiên cứu Hạt nhân, Đà Lạt, Lâm Đồng, Việt Nam*

<sup>b</sup>*Cơ quan đại diện Bộ Thông tin và Truyền thông tại Đà Nẵng, Đà Nẵng, Việt Nam*

<sup>c</sup>*Phòng Quản lý Khoa học và Hợp tác Quốc tế, Trường Đại học Đà Lạt, Lâm Đồng, Việt Nam*

<sup>d</sup>*Học viện Hải quân, Khánh Hòa, Việt Nam*

\*Tác giả liên hệ: Email: pnsn.nri@gmail.com

## Lịch sử bài báo

Nhận ngày 14 tháng 09 năm 2017

Chỉnh sửa ngày 27 tháng 11 năm 2017 | Chấp nhận đăng ngày 29 tháng 11 năm 2017

---

## Tóm tắt

Các hệ số hiệu chỉnh hiệu ứng tự che chắn neutron trên nhiệt đối với phản ứng bắt bức xạ  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}$  trong các bia mẫu Au, dạng lá mỏng với nhiều độ dày khác nhau, đã được tính toán xác định bằng phương pháp mô phỏng Monte Carlo sử dụng chương trình MCNP5. Trong nghiên cứu này, các tham số đặc trưng của thiết bị chiếu neutron (cột nhiệt) của Lò Phản ứng Hạt nhân Đà Lạt đã được sử dụng để thiết lập thông tin đầu vào (input) cho nguồn neutron mô phỏng. Phổ năng lượng neutron trên nhiệt được định nghĩa theo phân bố  $1/E$  với khoảng năng lượng từ  $0.5\text{eV}$  đến  $0.2\text{MeV}$ .

**Từ khóa:** Au-197; Hiệu chỉnh tự hấp thụ neutron; Monte Carlo.

---

---

Mã số định danh bài báo: <http://tckh.dlu.edu.vn/index.php/tckhdhdl/article/view/331>

Loại bài báo: Bài báo nghiên cứu gốc có bình duyệt

Bản quyền © 2018 Các tác giả.

Cấp phép: Bài báo này được cấp phép theo CC BY-NC-ND 4.0

## CALCULATION OF CORRECTION FACTORS FOR EPITHERMAL NEUTRON SELF-SHIELDING IN Au-197

Pham Ngoc Son<sup>a\*</sup>, Bach Nhu Nguyen<sup>b</sup>, Trinh Thi Tu Anh<sup>c</sup>, Nguyen Dac Chau<sup>d</sup>

<sup>a</sup>The Nuclear Research Institute, Dalat, Lamdong, Vietnam

<sup>b</sup>The Representative Office of Ministry of Information and Communications in Danang City, Danang, Vietnam

<sup>c</sup>The Research Management and International Cooperation Department, Dalat University, Lamdong, Vietnam

<sup>d</sup>The Naval Academy, Khanhhoa, Vietnam

\*Corresponding author: Email: pnsn.nri@gmail.com

### Article history

Received: September 14<sup>th</sup>, 2017

Received in revised form: November 27<sup>th</sup>, 2017 | Accepted: November 29<sup>th</sup>, 2017

---

### Abstract

The epithermal neutron self-shielding correction factors for  $^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}$  reaction in Au target foils with different thickness were calculated using the Monte Carlo simulation code MCNP5. In this research, the characteristics of neutron irradiation facility at the thermal column of the Dalat Nuclear Research Reactor were used as the input parameters for the neutron source definition. The input epithermal neutron energy spectrum is defined as  $1/E$  distribution from 0.5 eV to 0.2MeV.

**Keywords:** Au-197; Monte Carlo; Neutron self-shielding correction.

---

---

Article identifier: <http://tckh.dlu.edu.vn/index.php/tckhdhdl/article/view/331>

Article type: (peer-reviewed) Full-length research article

Copyright © 2018 The author(s).

Licensing: This article is licensed under a CC BY-NC-ND 4.0

## 1. MỞ ĐẦU

Phản ứng bắt bức xạ neutron  ${}^A\text{X}(n,\gamma){}^{A+1}\text{X}$  được sử dụng rất phổ biến trong các nghiên cứu thực nghiệm về cấu trúc hạt nhân, cơ chế phản ứng hạt nhân, vật lý neutron, vật lý hạt nhân thiên văn, xác định số liệu phản ứng hạt nhân... Quá trình tương tác bắt bức xạ của neutron với vật chất là một trong những phản ứng hạt nhân có nhiều ứng dụng quan trọng trong nhiều lĩnh vực khác nhau của khoa học và công nghệ hạt nhân như: Nghiên cứu phát triển lò phản ứng hạt nhân; Nhà máy điện hạt nhân; Máy gia tốc; Kỹ thuật phân tích kích hoạt neutron; Chụp ảnh neutron; Tán xạ neutron; Chế tạo chất bán dẫn; Sản xuất đồng vị phục vụ trong y học hạt nhân và công nghiệp...

Trong thực tế, các thí nghiệm nghiên cứu cơ bản và nghiên cứu ứng dụng trên cơ sở phản ứng bắt bức xạ neutron  ${}^A\text{X}(n,\gamma){}^{A+1}\text{X}$ , các mẫu vật liệu nghiên cứu thường được chiếu bởi các nguồn neutron từ lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu, máy gia tốc hoặc nguồn neutron đồng vị. Trong các phép đo thực nghiệm này, tốc độ phản ứng được mô tả bằng phương trình (1).

$$R = \frac{m}{A} A_v \int \Phi(E) \sigma(E) dE \quad (1)$$

trong đó  $m$  là khối lượng mẫu,  $A$  số khối,  $A_v$  là số Avogadro. Để đạt được độ nhạy cần thiết và độ chính xác thống kê cao thì đại lượng  $m$  phải có giá trị đủ lớn, do đó kích thước hữu hạn của mẫu thường không thỏa mãn được điều kiện lý tưởng (độ dày của mẫu  $\ll$  quãng chạy tự do trung bình của neutron trong mẫu) để có thể loại trừ được sai số hệ thống do hiệu ứng tự che chắn và hiệu ứng tán xạ nhiều lần của neutron trong mẫu.

Do đó, các hệ số bổ chính sai số hệ thống do hiệu ứng tự che chắn neutron và tán xạ neutron nhiều lần trong mẫu trong các thực nghiệm đo số liệu tiết diện phản ứng bắt bức xạ neutron và tán xạ neutron đã được nghiên cứu ở nhiều phòng thí nghiệm trên thế giới (Vineyard, 1954; Blech & Averbach, 1965). Yamamoto và Yamamoto (1965) đã tính toán các hệ số hiệu chỉnh sự tự che chắn neutron cộng hưởng trong các mẫu có độ dày khác nhau, đối với các hạt nhân Au-197, In-115, Mn-55 và Co-59 bằng cách sử dụng số liệu tính toán về tích phân cộng hưởng neutron từ chương trình ZUT-code (Kuncir, 1961). Lopes (1989) đã nghiên cứu tính toán hệ số hiệu chỉnh tự hấp thụ neutron cộng hưởng có bao gồm cả hiệu ứng tán xạ nhiều lần bằng phương pháp tích phân và sử dụng các tham số cộng hưởng neutron, cung cấp bảng số liệu bổ chính đối với các hạt nhân Mn-55, W-186, Cu-63, Au-197 và In-115 trong các mẫu dạng lá mỏng. Senoo, Nagai, Shima, và Ohsaki (1994) đã phát triển chương trình TIME-MULTI bằng phương pháp Monte Carlo để tính toán hệ số hiệu chỉnh tán xạ nhiều lần của neutron trong mẫu trong các thực nghiệm đo tiết diện bắt bức xạ neutron bằng phổ kế thời gian bay (*Time of Flight - TOF*) trên máy gia tốc. Shcherbakov và Harada (2002) đã xác định hệ số tự che chắn neutron cộng hưởng trong thực nghiệm đo tiết diện phản ứng kích hoạt trong trường neutron trên nhiệt của lò phản ứng, phương pháp giải tích gần đúng (*Pade Approximations of the Doppler*

*broadening function - PAD*) đã được sử dụng trong đó có tính đến hiệu ứng Doppler tại các năng lượng cộng hưởng. Trkov, Žerovnik, Snoj, và Ravnik (2009) đã phát triển chương trình máy tính MATSSF-code bằng phương pháp giải tích, giải gần đúng phương trình khuếch tán neutron để phục vụ cho các tính toán hiệu chỉnh tự che chắn neutron trong phân tích kích hoạt neutron trên lò phản ứng. MATSSF-code có ưu điểm là thời gian tính toán nhanh, có thể tính cho mẫu với nhiều thành phần nguyên tố khác nhau, tuy nhiên chương trình này chỉ áp dụng cho một số dạng hình học mẫu đã được định nghĩa sẵn là dạng lá mỏng, hình trụ và hình cầu. Ngoài ra, nhóm tác giả này cũng đã sử dụng chương trình MCNP5 (*Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*) để tính toán so sánh. Các tác giả Goncalves, Martinho, và Salgado (2001) đã nghiên cứu tính toán hệ số hiệu chỉnh tự hấp thụ neutron cộng hưởng đối với thí nghiệm chiếu mẫu dạng dây tròn trong trường neutron trên nhiệt của lò phản ứng, phương pháp tính toán Monte Carlo bằng chương trình MCNP đã được áp dụng với các kết quả có độ tin cậy tốt. Tác giả Chilian, St-Pierre, và Kennedy (2008) đã nghiên cứu xác định hệ số hiệu chỉnh tự hấp thụ neutron trên nhiệt trong phân tích kích hoạt neutron bằng kỹ thuật INAA (*Instrumental Neutron Activation Analysis*). Nhóm tác giả này kết hợp đo thực nghiệm tiết diện hấp thụ neutron trên nhiệt và các tham số cộng hưởng neutron để phân tích xác định các tham số hiệu chỉnh tự che chắn neutron trên nhiệt, như vậy các kết quả của nghiên cứu này có giá trị thực nghiệm tham khảo cho các nghiên cứu liên quan. Tác giả Mancinelli (2012) nghiên cứu hiệu chỉnh tán xạ neutron nhiều lần bằng thuật toán Monte Carlo đối với mẫu pha lỏng và pha khí trong các thực nghiệm nghiên cứu trên phổ kế tán xạ neutron.

Qua nghiên cứu tìm hiểu một cách tổng quan tình hình nghiên cứu ở nước ngoài và tính cần thiết của bài toán này cần được áp dụng vào các thí nghiệm, nghiên cứu, đo đạc tại các thiết bị chiếu neutron tại Lò Phản ứng Hạt nhân Đà Lạt, nội dung nghiên cứu tính toán xác định hệ số hiệu chỉnh đối với hiệu ứng tự che chắn neutron trên nhiệt trong mẫu Au-197 bằng phương pháp Monte Carlo sử dụng chương trình MCNP5 đã được nhóm tác giả đề xuất và thực hiện trong nghiên cứu này với mục tiêu là xác định bảng các hệ số hiệu chỉnh tự hấp thụ neutron trên nhiệt đối với các mẫu Au, dạng lá mỏng có độ dày khác nhau từ  $10^{-6}$  đến 2.0 mm.

## 2. PHƯƠNG PHÁP TÍNH TOÁN

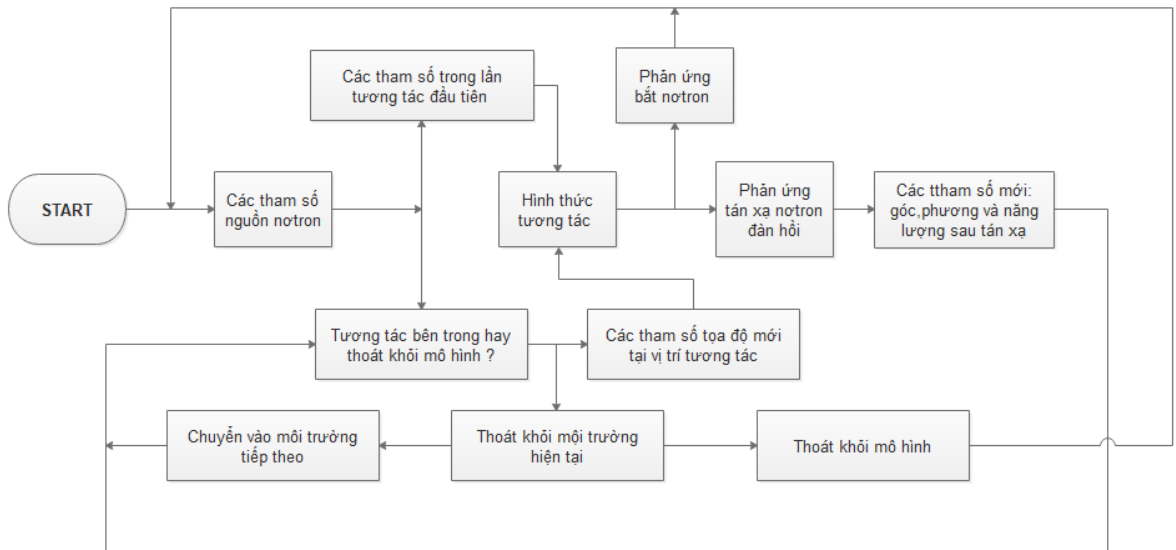
### 2.1. Phương pháp mô phỏng Monte Carlo

Phương pháp Monte Carlo là phương pháp số mô phỏng các mối quan hệ của các biến số hoặc các đại lượng vật lý theo tiến trình được quy định bởi các hàm phân bố xác suất. Trong bài toán mô phỏng quá trình tương tác của neutron với vật chất, một mô hình số tương ứng với mô hình thực nghiệm phải được định nghĩa và sau đó các số ngẫu nhiên được lựa chọn theo các hàm phân bố xác suất khác nhau của bài toán để thực hiện tính toán (Lux & Koblinger, 1991). Các bước cơ bản trong quá trình mô tả một lịch sử hạt được tóm tắt như sau:

- *Bước 1:* Gieo một số ngẫu nhiên trong đoạn  $[0, 1]$ ; Từ hàm phân bố xác suất,

xác định năng lượng  $E_n$ , vị trí tọa độ  $xyz$  trong không gian nguồn;

- *Bước 2:* Xác định vectơ chỉ phương  $\omega = (\omega_x, \omega_y, \omega_z)$ , khoảng cách (quãng chạy tự do) và tọa độ  $x'y'z'$  của vị trí tương tác tiếp theo;
- *Bước 3:* Xác định loại hạt nhân tham gia tương tác từ hàm mật độ khối;
- *Bước 4:* Xác định loại phản ứng bất bức xạ neutron hay tán xạ đàn hồi;
- *Bước 5:* Nếu phản ứng là bất bức xạ thì kết thúc chu trình vận động của hạt neutron và quay lại từ Bước 1 cho một hạt nguồn mới. Nếu phản ứng là tán xạ đàn hồi, xác định năng lượng của neutron sau tán xạ  $E_n'$  và lặp lại từ Bước 2 cho đến khi hạt bị bắt hoặc vượt ra ngoài giới hạn không gian của bài toán.



**Hình 1. Sơ đồ nguyên lý của phương pháp Monte Carlo mô tả quá trình tương tác cơ bản của neutron với vật chất**

## 2.2. Ứng dụng chương trình MCNP5 tính toán các tham số hiệu chỉnh

Chương trình Monte-Carlo MCNP5 có thể sử dụng để mô phỏng và tính toán các hệ số hiệu chỉnh tự hấp thụ neutron và tán xạ nhiều lần của neutron bên trong không gian mẫu trong thí nghiệm đo tiết diện bắt bức xạ neutron trên các dòng neutron phin lọc đơn năng, trường neutron nhiệt và trên nhiệt của lò phản ứng nghiên cứu, đối với các dạng hình học mẫu và cấu hình chiếu khác nhau. Chương trình MCNP5 cho phép người sử dụng tính toán phân bố phổ năng lượng của neutron bị nhiễu loạn trong mẫu và tính toán tốc độ phản ứng bất bức xạ của neutron với hạt nhân trong mẫu một cách chính xác theo quy luật thống kê. Tuy nhiên các lệnh Output mặc định của MCNP5 không cung cấp thông tin về tốc độ phản ứng và thông lượng đối với thành phần các neutron tán xạ nhiều lần tạo nên.

Do đó không xác định được một cách trực tiếp hệ số tán xạ neutron nhiều lần từ các lệnh Output mặc định của MCNP5. Theo tài liệu hướng dẫn sử dụng chương trình MCNP5 (Monte Carlo Team, 2003) thì chúng ta có thể giải quyết được vấn đề nêu trên bằng cách bổ sung các câu lệnh vào một số chương trình con của MCNP5 và thực hiện biên dịch lại chương trình để có thể ghi nhận trong tập tin Output thông tin thống kê về các neutron tán xạ nhiều lần trong mẫu. Trong MCNP5, phân bố thông lượng neutron bị nhiễu loạn trong mẫu được xác định bằng lệnh: *Tally F4:N*. Tốc độ phản ứng ( $n, \gamma$ ) được xác định bằng các lệnh:

*FC4 (n, gamma) reaction rate*

*F4:N 60 80 100*

*FM4 -1.0 1 102*

*M1 79197.60c 1.0*

Trong trường hợp vị trí chiếu mẫu nằm trong trường neutron nhiệt và trên nhiệt có phân bố đều theo các hướng (*isotropic neutron source*) thì hệ số hiệu chỉnh tự hấp thụ neutron nhiệt  $G_{th}$  và neutron trên nhiệt  $G_{ep}$  được xác định theo các công thức (2) và (3). Trong các trường hợp nguồn neutron chuẩn trực hoặc nguồn đồng vị thì các công thức (2) và (3) vẫn áp dụng được nhưng các đặc trưng về phân bố năng lượng và véctơ chỉ phương của neutron phải được định nghĩa theo đúng bản chất thực tế của thiết bị thí nghiệm. Hệ số hiệu chỉnh tự hấp thụ neutron nhiệt  $G_{th}$  và neutron trên nhiệt  $G_{ep}$  được xác định như sau:

$$G_{th} = \frac{\int_{E_1}^{E_2} \Phi(E) \sigma_{n\gamma}(E) dE}{\int_{E_1}^{E_2} \Phi_0(E) \sigma_{n\gamma}(E) dE} \quad (2)$$

$$G_{ep} = \frac{\int_{E_2}^{E_3} \Phi(E) \sigma_{n\gamma}(E) dE}{\int_{E_2}^{E_3} \Phi_0(E) \sigma_{n\gamma}(E) dE} \quad (3)$$

trong đó:  $\sigma_{n\gamma}(E)$  là tiết diện phản ứng ( $n, \gamma$ );  $\Phi_0(E)$  là thông lượng neutron theo năng lượng E (tương ứng với trường hợp mẫu được pha loãng vô hạn);  $\Phi(E)$  là thông lượng neutron theo năng lượng E bị nhiễu loạn bên trong mẫu thực đo hiệu ứng tự che chắn neutron trong mẫu;  $E_1$  và  $E_3$  lần lượt là giới hạn dưới và trên của vùng năng lượng quan tâm;  $E_2$  là năng lượng cắt Cd (0.5eV). Trong công thức (3) cận tích phân lấy trong vùng năng lượng neutron trên nhiệt hay còn gọi là vùng neutron cộng hưởng từ  $E_2 = 0.5\text{eV}$  đến  $E_3 = 0.2\text{MeV}$ ; Công thức (2) cận tích phân lấy trong vùng năng lượng neutron nhiệt từ  $E_1 = 10^{-5}\text{eV}$  đến  $E_2 = 0.5\text{eV}$ . Trong các tính toán, thông lượng neutron không bị nhiễu loạn được xác định đối với mật độ của mẫu so sánh được pha loãng vô hạn tương ứng với hệ số là  $\rho = 10^{-6}\rho_0$ ,  $\rho_0$  là mật độ của mẫu trong thực nghiệm.

Hệ số tán xạ neutron nhiều lần được xác định bằng công thức (4), hệ số này tính bằng tỷ số của tổng tốc độ phản ứng bắt bức xạ ( $n, \gamma$ ) do các neutron chưa tham gia tán xạ và neutron đã qua tán xạ đàn hồi trên tốc độ phản ứng ( $n, \gamma$ ) do thành phần neutron không bị tán xạ. Công thức hệ số tán xạ neutron nhiều lần được tính như sau:

$$MSF = \frac{\int_{E_i}^{E_h} \Phi_{ns}(E) \sigma_{n\gamma}(E) dE + \int_{E_i}^{E_h} \Phi_{ms}(E) \sigma_{n\gamma}(E) dE}{\int_{E_i}^{E_h} \Phi_{ns}(E) \sigma_{n\gamma}(E) dE} \quad (4)$$

trong đó:  $\Phi_{ns}$  là thành phần thông lượng neutron không bị tán xạ trong mẫu (*non-scattering*);  $\Phi_{ms}$  là thành phần thông lượng neutron đã qua một hoặc nhiều tán xạ đàn hồi trong mẫu (*multi-scattering*).

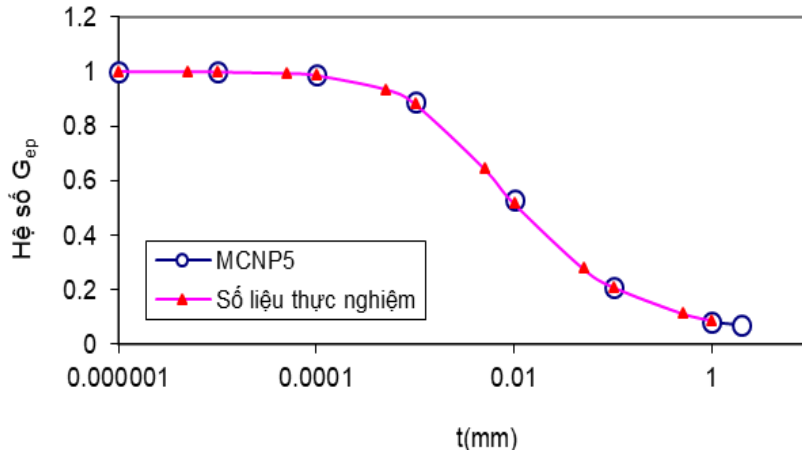
### 2.3. Kiểm tra đánh giá kết quả tính toán

Phương pháp tính toán các hệ số hiệu chỉnh tự che chắn neutron và tán xạ neutron nhiều lần trong mẫu bằng chương trình MCNP5 đã được kiểm tra bằng cách so sánh với số liệu đã công bố của các tác giả khác trước khi đưa vào áp dụng trong thực nghiệm phản ứng ( $n, \gamma$ ) tại Lò Phản ứng Hạt nhân Đà Lạt. Các kết quả so sánh trên Bảng 1 và Hình 2 cho thấy kết quả tính toán bằng chương trình MCNP5 đối với mẫu Au-197 có sự phù hợp tốt với các số liệu thực nghiệm của Lopes (Lopes & Avila, 1990). Bảng 2 so sánh kết quả tính toán hệ số  $G_{th}$  của mẫu Au-197 với số liệu tính toán bằng chương trình MATSSF (Trkov và ctg., 2009). Các kết quả so sánh cho thấy chương trình MCNP5 đã được ứng dụng và kiểm chứng với độ tin cậy cao so với số liệu thực nghiệm và phương pháp khác để áp dụng trong tính toán xác định các hệ số hiệu chỉnh tự che chắn neutron trong mẫu.

**Bảng 1. Kết quả tính toán hệ số tự che chắn neutron trên nhiệt  $G_{ep}$  bằng chương trình MCNP5 đối với mẫu Au-197 dạng lá tròn, so sánh với số liệu thực nghiệm của Lopes và Avila (1990)**

Độ dày mẫu (mm)	Hệ số $G_{ep}$		Độ lệch (%)
	MCNP5	Số liệu thực nghiệm	
$1.10^{-6}$	1.000	1.000	0.0
$1.10^{-5}$	1.000	0.999	0.1
$1.10^{-4}$	0.990	0.986	0.4
$1.10^{-3}$	0.890	0.881	1.0
0.011	0.531	0.516	2.8
0.110	0.210	0.210	0.2
2.100	0.070		

Ghi chú: Nguồn của cột Số liệu thực nghiệm là của Lopes và Avila (1990).



**Hình 2. Kết quả tính toán hệ số  $G_{ep}$  bằng chương trình MCNP5**

Ghi chú: Mẫu Au-197 dạng lá tròn chiều trong trường neutron trên nhiệt của lò phản ứng, so sánh với số liệu thực nghiệm của Lopes và Avila (1990).

**Bảng 2. Kết quả tính toán hệ số tự che chắn neutron nhiệt  $G_{th}$  bằng chương trình MCNP5 đối với mẫu Au-197 dạng dây tròn**

Bán kính (mm)	Hệ số $G_{th}$		Độ lệch (%) $D=(X-R)/R*100$
	MCNP5 (X)	MATSSF (Trkov và ctg., 2009) (R)	
0.01	0.994	0.994	0.0
0.02	0.983	0.988	-0.5
0.03	0.981	0.982	-0.1
0.04	0.979	0.975	0.4
0.05	0.977	0.969	0.8
0.06	0.974	0.963	1.2
0.07	0.971	0.957	1.4
0.08	0.967	0.951	1.7

Ghi chú: Kết quả được so sánh với số liệu tính toán bằng chương trình MATSSF.

### 3. KẾT QUẢ VÀ THẢO LUẬN

Phương pháp Monte Carlo sử dụng chương trình MCNP5 đã được nghiên cứu áp dụng trong bài toán xác định hệ số tự hấp thụ neutron trên nhiệt đối với mẫu Au-197. Bảng 1 mô tả các kết quả tính toán hệ số  $G_{ep}$  đối với dạng mẫu lá tròn; Bảng 2 mô tả kết quả tính toán hệ số  $G_{th}$  đối với mẫu dạng dây tròn. Các kết quả tính toán đã được so sánh với số liệu thực nghiệm của các tác giả khác, đã công bố trên một số tạp chí và hội nghị quốc tế. Kết quả kiểm tra so sánh cho thấy có sự phù hợp tốt với số liệu của các tác giả khác khi các điều kiện ban đầu về phân bố phổ năng lượng neutron và hình học mẫu là tương



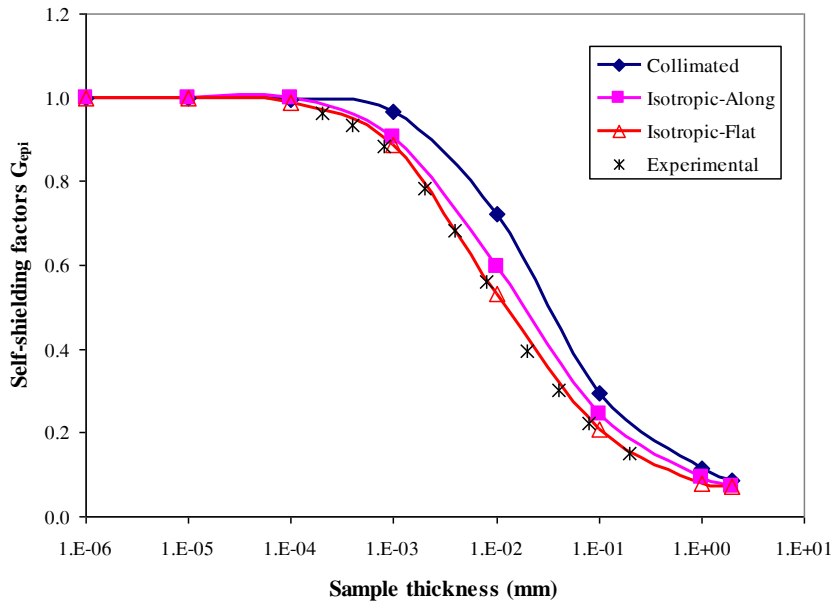
đồng như nhau; Điều này chứng tỏ rằng phương pháp tính và chương trình tính toán MCNP5 là có cơ sở tin cậy để giải quyết bài toán xác định các tham số tự hấp thụ neutron. Trong đó các tham số Input được mô tả chính xác với từng trường hợp thực tế về hình học mẫu, thành phần vật liệu, hình học chiếu mẫu và nguồn neutron. Kết quả tính toán hệ số tự hấp thụ neutron trên nhiệt đối với mẫu Au-197 theo các điều kiện khác nhau về kích thước mẫu và hình học chiếu được mô tả trong Bảng 3 và Hình 3.

**Bảng 3. Kết quả tính toán hệ số tự che chắn neutron trên nhiệt  $G_{ep}$  đối với mẫu Au-197, theo các độ dày mẫu và các hình học chiếu khác nhau**

Độ dày mẫu (mm)	Hệ số tự che chắn neutron trên nhiệt $G_{ep}$ ( <i>Epithermal neutron self-shielding factors</i> )		
	A	B	C
$1.10^{-6}$	$1.0 \pm 0.003$	$1.0 \pm 0.058$	$1.0 \pm 0.012$
$1.10^{-5}$	$1.0 \pm 0.003$	$1.0 \pm 0.058$	$1.0 \pm 0.012$
$1.10^{-4}$	$0.997 \pm 0.003$	$1.0 \pm 0.058$	$0.987 \pm 0.018$
$1.10^{-3}$	$0.996 \pm 0.003$	$0.906 \pm 0.053$	$0.889 \pm 0.011$
0.011	$0.722 \pm 0.002$	$0.595 \pm 0.035$	$0.531 \pm 0.006$
0.110	$0.293 \pm 0.001$	$0.245 \pm 0.014$	$0.207 \pm 0.002$
1.100	$0.114 \pm 0.001$	$0.092 \pm 0.054$	$0.079 \pm 0.001$
2.100	$0.086 \pm 0.001$	$0.073 \pm 0.042$	$0.072 \pm 0.001$

Ghi chú: A) Dòng neutron chuẩn trực, mẫu đặt dọc theo trục của dòng neutron; B) Nguồn neutron hình trụ đẳng hướng, mẫu đặt dọc theo trục của nguồn; và C) Nguồn neutron hình trụ đẳng hướng, mẫu đặt vuông góc với trục của nguồn.

Hình 3 cho thấy số liệu thực nghiệm của Shcherbakov và Harada (2002) phù hợp tốt với trường hợp mô phỏng nguồn neutron đẳng hướng và tiết diện mẫu đặt vuông góc với trục của kênh chiếu. Sự khác biệt của kết quả mô phỏng đối với các trường hợp có góc chiếu khác nhau thể hiện trên Hình 3 cho thấy sự ảnh hưởng của hiệu ứng 'cạnh' (*edge effect*) điều này xảy ra khi mẫu có độ dày hữu hạn và đường kính mẫu tiệm cận tương đối so với đường kính của kênh chiếu neutron. Tuy nhiên để có thông tin một cách định lượng về hiệu ứng này thì cần có thêm nhiều nghiên cứu mô phỏng với độ chi tiết cao về hình học mẫu và cấu hình thí nghiệm. Sự khác biệt giữa các hình học chiếu mẫu đạt giá trị cực đại khi độ dày mẫu có giá trị khoảng 0.01mm, có thể giải thích điều này là khi độ dày mẫu hiệu dụng có tính đến 'edge effect' tăng dần đến giá trị tương đương với quãng chạy tự do trung bình  $\lambda$  của neutron trong mẫu. Khi độ dày mẫu hiệu dụng vượt hơn  $\lambda$  thì hiệu ứng bão hoà kích thước (hay bão hoà khối lượng) sẽ xuất hiện theo quy luật 'exponential decay'.



**Hình 3. Kết quả tính toán hệ số tự che chắn neutron trên nhiệt  $G_{ep}$  đối với mẫu Au-197, theo các độ dày mẫu và theo các cấu hình chiếu mẫu khác nhau**

Nguồn: Số liệu thực nghiệm của Shcherbakov và Harada (2002).

#### 4. KẾT LUẬN

Phương pháp Monte Carlo ứng dụng chương trình MCNP5 đã được nghiên cứu áp dụng thành công mô phỏng xác định phổ neutron bị nhiễu loạn (bất đồng đều) trong mẫu Au-197 và xác định tốc độ phản ứng bắt bức xạ ( $n, \gamma$ ) theo năng lượng trong mẫu từ đó tính toán được các tham số hiệu chỉnh tự che chắn neutron trên nhiệt trong mẫu theo các điều kiện thí nghiệm khác nhau về hình học mẫu và nguồn neutron. Từ các kết quả nghiên cứu cho thấy rằng, các hệ số hiệu chỉnh phụ thuộc rất mạnh vào độ dày của mẫu và phụ thuộc vào góc chiếu tương đối theo phương của dòng neutron chuẩn trực tại vị trí chiếu so với vectơ pháp tuyến của mẫu.

#### TÀI LIỆU THAM KHẢO

- Baek, W. Y., Kim, G. N., Cho, M. H., Ko, I. S., Namkung, W., Grigoriev, Y. V., Faikov, S. H., Shvetshov, V. N., & Furman, W. I. (2000). Investigation of  $\gamma$ -multiplicity spectra and neutron capture cross-sections of  $^{232}\text{Th}$  in the energy region  $21.5 \pm 215$  eV. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, 168(4), 453-461.
- Blech, I. A., & Averbach, B. L. (1965). Multiple scattering of neutrons in vanadium and copper. *Physical Review Journals*, 137(4a), 1113-1116.
- Cashwell, E. D., Everett, C. J., & Rechar, O. W. (1957). *A practical manual on the Monte Carlo method for random walk problems*. New Mexico, USA: Los Alamos

- Scientific Laboratory. Retrieved from <https://catalog.hathitrust.org/Record/012213450>.
- Chilian, C., St-Pierre, J., & Kennedy, G. (2008). Complete thermal and epithermal neutron self-shielding corrections for NAA using a spreadsheet. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 278(3), 745-749.
- Goncalves, I. F., Martinho, E., & Salgado, J. (2001). Monte Carlo calculation of epithermal neutron resonance self-shielding factors in wires of different materials. *Applied Radiation and Isotopes*, 55(4), 447-451.
- Kuncir, G. F. (1961). *A program for the calculation of resonance integrals* [Technical Report]. Retrieved from [https://www.researchgate.net/publication/255475596\\_a\\_program\\_for\\_the\\_calculation\\_of\\_resonance\\_integrals](https://www.researchgate.net/publication/255475596_a_program_for_the_calculation_of_resonance_integrals).
- Lopes, M. D. C., & Avila, J. M. (1989). Multiple-scattering resonance self-shielding factors in foils. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, 280(2-3), 304-309.
- Lopes, M. D. C., & Avila, J. M. (1990). The effect of neutron flux anisotropy on the resonance self-shielding factors in foils. *Kerntechnik*, 55(1), 49-52.
- Lux, I., & Koblinger, L. (1991). *Monte Carlo particle transport methods: Neutron and photon calculations*. Florida, USA: CRC Press.
- Mancinelli, R. (2012). *Multiple neutron scattering corrections: Some general equations to do fast evaluations*. Paper presented at The 5<sup>th</sup> European Conference on Neutron Scattering, Czech. Retrieved from <http://iopscience.iop.org/article/10.1088/1742-6596/340/1/012033/pdf>.
- Monte Carlo Team. (2003). *MCNP - A general Monte Carlo n-particle transport code*. Retrieved from <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>.
- Salgado, J., Martinho, E., & Goncalves, I. F. (2002). *Multi-scattering corrections for measurements of (n, gamma) cross section*. Paper presented at The 4<sup>th</sup> nTOF Theory Group Meeting, Portugal.
- Senoo, K., Nagai, Y., Shima, T., & Ohsaki, T. (1994). A Monte Carlo code for multiple neutron scattering events in a thick sample for (n, y) experiments. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 339(3), 556-563.
- Shcherbakov, O., & Harada, H. (2002). Resonance self-shielding corrections for activation cross section measurements. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 39(5), 548-553.
- Trkov, A., Žerovnik, G., Snoj, L., & Ravnik, M. (2009). On the self-shielding factors in neutron activation analysis. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, 610(2), 553-565.

- Yamamoto, H., & Yamamoto, K. (1965). Self-shielding factors for resonance foils. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2(10), 421-424.
- Vineyard, G. H. (1954). Multiple scattering of neutrons. *Physical Review Journals*, 96(1), 93-98.