

Xác định đường kính chùm neutron bằng phương pháp phân tích kích hoạt neutron

- Nguyễn An Sơn
- Đặng Văn Tiến
Trường Đại học Đà Lạt
- Hồ Hữu Thắng
- Phan Bảo Quốc Hiếu
Viện Nghiên cứu Hạt nhân

(Bài nhận ngày 01 tháng 12 năm 2015, nhận đăng ngày 02 tháng 12 năm 2016)

TÓM TẮT

Đường kính chùm neutron là tham số có ý nghĩa rất quan trọng trong nghiên cứu hạt nhân thực nghiệm. Xác định đúng đường kính chùm neutron là phương pháp tối ưu giúp chế tạo mẫu với kích thước phù hợp, giảm các sai số đóng góp trong xử lý số liệu. Để xác định đúng đường kính của chùm neutron có thể sử dụng các phương pháp như: mô phỏng Monte - Carlo, chụp ảnh

neutron và phương pháp kích hoạt neutron. Trong bài báo này, chúng tôi nghiên cứu xác định chùm neutron tại kênh ngang số 3 của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt bằng phương pháp kích hoạt lá dò vàng. Kết quả cho thấy, việc xác định bằng phương pháp này mang lại kết quả nhanh và chính xác hơn so với một số công bố trước đây [1, 2].

Từ khóa: phân tích kích hoạt, thông lượng neutron, kênh ngang số 3 của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt, đường kính chùm neutron

MỞ ĐẦU

Trong thực nghiệm nghiên cứu cấu trúc hạt nhân và ứng dụng phân tích kích hoạt neutron trên các kênh ngang của lò phản ứng nghiên cứu, các tham số của chùm neutron như: thông lượng neutron, chất lượng của chùm neutron: mức độ nhiệt hóa, hiệu suất nhiệt hóa, và đường kính chùm neutron đóng vai trò là tham số đầu vào cho nghiên cứu trên các kênh của lò phản ứng hạt nhân. Các tham số này ảnh hưởng trực tiếp và rất lớn đến thời gian thực nghiệm cũng như độ tin cậy của kết quả nghiên cứu.

Xác định đúng đường kính chùm neutron cho phép chế tạo mẫu phù hợp với yêu cầu của từng bài toán đặt ra và giảm thiểu tối đa sai số do đóng góp của hình học gây nên. Thông thường, để xác định đường kính chùm, các phương pháp sau được sử dụng:

Phương pháp mô phỏng Monte – Carlo;

Phương pháp chụp ảnh neutron;

Phương pháp kích hoạt lá dò.

Đối với phương pháp mô phỏng Monte - Carlo, về mặt nguyên tắc, có thể tính toán chùm neutron cùng một lúc tại nhiều vị trí, và có thể tính toán mô phỏng sự tán xạ của neutron trên đường đi. Tuy nhiên, giữa mô hình tính toán cấu hình theo lý thuyết và cấu hình thực nghiệm thường có sai số khá lớn. Do vậy, đây là phương pháp được sử dụng để đưa ra mô hình mô phỏng trước khi tiến hành làm thực nghiệm, và phương pháp này không thể thay thế phương pháp thực nghiệm. Thông thường, ở các kênh thực nghiệm của lò phản ứng hạt nhân, khi xây dựng được cấu hình dẫn chùm neutron ra ngoài thì vẫn cần sử dụng thực nghiệm để điều chỉnh cho phù hợp [2].

Phương pháp thực nghiệm mang tính cổ điển để xác định đường kính chùm neutron là phương

pháp chụp ảnh neutron. Bằng thực nghiệm, hoàn toàn có thể xác định được hình dạng của chùm neutron tại vị trí quan tâm bởi hình ảnh chụp được trên phim chụp bằng phương pháp chụp ảnh neutron. Mức độ đậm nhạt của vết trên phim do bức xạ gamma tạo nên cho biết cường độ và vùng đường kính của chùm neutron. Tuy nhiên, hình ảnh hiện trên phim thường có biên nhòe và độ lớn của ảnh trên phim phụ thuộc vào thời gian chiếu, chất lượng phim cũng như thời gian xử lý phim [3, 4].

Hiện nay, phương pháp thực nghiệm thường được áp dụng để xác định đường kính chùm neutron là phương pháp kích hoạt bia mẫu sau khi tính toán lý thuyết và xây dựng cấu hình dẫn chùm neutron ra ngoài kênh thực nghiệm. Để kiểm chứng bằng thực nghiệm, hai phương pháp kích hoạt sau được ứng dụng trước đây:

Kích hoạt nhiều lá dò rất nhỏ xung quanh vị trí chùm neutron. Sau đó, xác định hoạt độ các lá dò sau kích hoạt để xác định vị trí tâm chùm cũng như xác định đường kính hình học của chùm;

Kích hoạt lá dò ở dạng dây bằng cách bố trí các dây được kích hoạt dưới dạng lưới, sau đó cắt nhỏ các dây này và xác định hoạt độ [1, 4].

Tuy nhiên, nhược điểm của các phương pháp này là phải tiến hành nhiều phép đo, dễ bị nhầm lẫn vị trí lá dò sau khi cắt. Đồng thời, sai số của đường kính chùm neutron phụ thuộc nhiều vào kích thước của các lá dò nhỏ hoặc kích thước của các lá dò sau khi cắt.

Phương pháp thực nghiệm sử dụng trong nghiên cứu này là kích hoạt hai lá dò cùng loại (ở đây sử dụng lá dò vàng, ^{197}Au), cùng tâm và cùng một vị trí tại kênh neutron. Thực nghiệm tiến hành trên kênh ngang số 3 của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt. Một lá dò có đường kính nhỏ hơn nhiều so với đường kính chùm neutron và một lá dò có đường kính lớn hơn đường kính chùm. Đường kính chùm được tính toán ước lượng trước theo mô phỏng lý thuyết bằng phần mềm NCNP 5.0. Như vậy, với phương pháp này, bia

mẫu nhỏ sẽ được kích hoạt toàn bộ do đường kính của nó không vượt hơn đường kính thực của chùm neutron, còn bia mẫu lớn sẽ có một phần không được kích hoạt vì kích thước vùng này nằm ngoài đường kính chùm neutron. Sau khi kích hoạt, để rõ và tiến hành đo bức xạ gamma phát ra do giải kích thích của các lá dò sau khi bắt neutron, việc xác định chính xác đường kính chùm neutron được thực hiện dễ dàng.

CƠ SỞ LÝ THUYẾT

Trong thực nghiệm phân tích kích hoạt, thông lượng của chùm neutron đi đến bia mẫu được xác định thông qua mối liên hệ với cường độ bức xạ gamma [5] theo công thức:

$$\phi_{th} = \frac{Net / t_m}{S \times D \times C \times m} \times \frac{A}{I_0 \times \theta \times \varepsilon_\gamma \times \sigma \times N_A} \quad (1)$$

Trong đó:

ϕ_{th} là thông lượng neutron nhiệt (neutron/cm²/s);

Net là diện tích đỉnh gamma đặc trưng;

t_m là thời gian đo (s);

A là số khối của nguyên tử;

$S = 1 - e^{-\lambda t_c}$ là hệ số bão hòa. t_c là thời gian chiếu (s), λ là hằng số phân rã;

$D = e^{-\lambda t_d}$ là hệ số rã. t_d là thời gian rã (s);

$C = \frac{1 - e^{-\lambda t_m}}{\lambda t_m}$ là hệ số đo;

m là khối lượng lá dò (gam);

I_0 là cường độ phát gamma tại đỉnh năng lượng quan tâm (xác suất phát tia gamma (%));

θ là độ phổ biến của đồng vị của nguyên tố trong mẫu (%);

ε_γ là hiệu suất ghi của hệ phổ kế tại đỉnh gamma cần quan tâm (%);

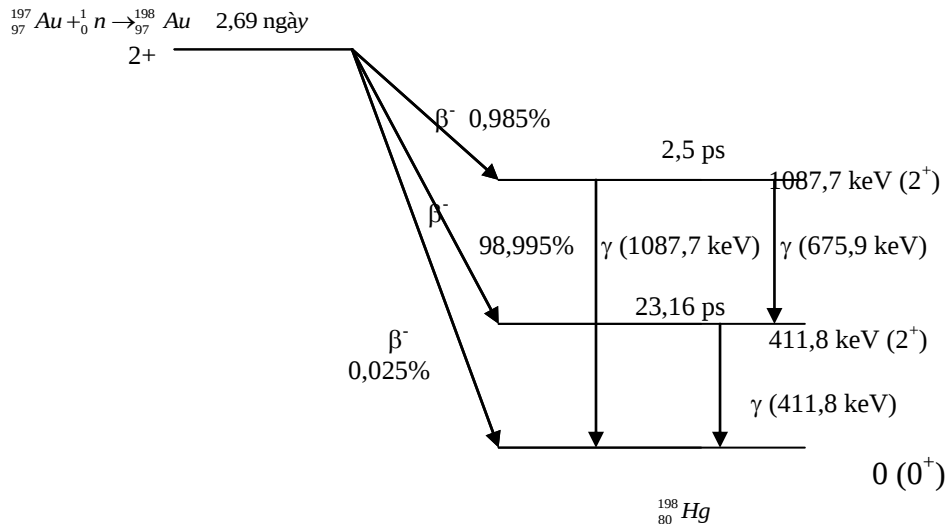
σ là tiết diện bắt neutron nhiệt của hạt nhân bị kích hoạt (barn);

N_A hằng số Avogadro ($N_A \cong 6,022 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$).

Khi lá dò ^{197}Au được kích hoạt bởi neutron, tạo thành ^{198}Au , sau đó phân rã β^- . Sau phân rã β^- sẽ tạo thành hạt nhân ^{198}Hg . Do độ lệch spin giữa

^{198}Au và spin của ^{198}Hg ở trạng thái cơ bản khá cao ($\Delta J = 2^+$), nên phần lớn (chiếm hơn 99,7%) trong phân rã β^- của ^{198}Au sẽ về ^{198}Hg ở mức kích với $J = 2^+$. ^{198}Hg sẽ giải thích bằng cách phát ra các bức xạ gamma. Từ các tính chất của bức

xạ gamma đặc trưng này, có thể đo và tính toán được hoạt độ phóng xạ, và do đó có thể tính được giá trị thông lượng của chùm neutron đi vào lá dò. Hình 1 minh họa quá trình phân rã β^- của ^{198}Au khi bắt neutron [6].



Hình 1. Sơ đồ phân rã của ^{198}Au

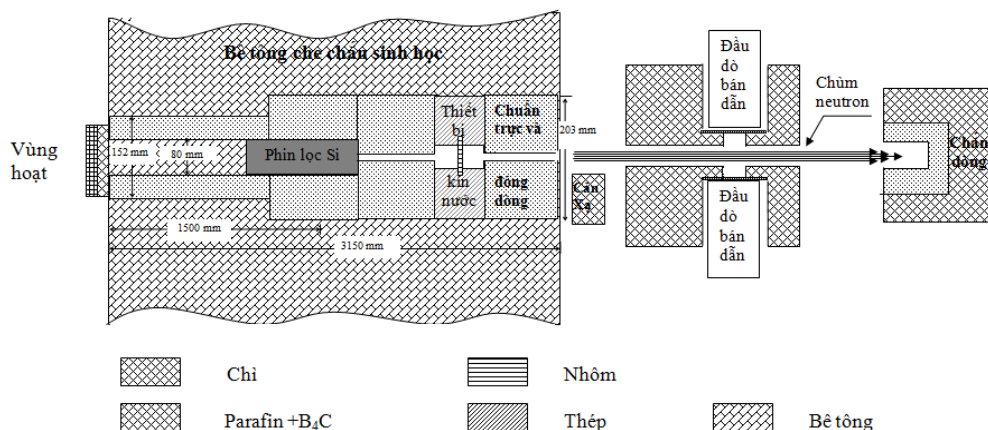
Với thực nghiệm này, các tham số đóng góp đến sai số của kết quả tính đường kính chùm neutron theo phương pháp truyền sai số bao gồm: sai số về tiết diện phản ứng, sai số về hiệu suất ghi của đầu dò và sai số thống kê của diện tích đỉnh gamma (ở đây chọn đỉnh gamma 411,8 keV để đánh giá và xác định thông lượng chùm neutron vì hiệu suất phát của đỉnh này gần 100 % do đó giảm thiểu tối đa sai số thống kê của phép đo).

VẬT LIỆU VÀ PHƯƠNG PHÁP

Thực nghiệm được tiến hành tại kênh ngang số 3 của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt. Hình 2 mô tả cấu trúc thực tại của kênh.

Hệ bao gồm một kênh dẫn neutron bằng thép đường kính 203 mm, dài 3150 mm. Bên trong lòng kênh bố trí một hệ đóng mở dòng neutron

bằng nước chứa trong một thùng nhôm hình trụ đường kính 80 mm dài 1500 mm. Nước cất được dẫn vào thùng qua hai ống dẫn nước vào và ra thông qua hệ thống bơm. Trong trường hợp mở dòng neutron, toàn bộ nước trong thùng được tháo ra thùng chứa bên ngoài và ngược lại khi đóng dòng neutron thì nước được bơm vào đầy thùng. Các phin lọc silic được bố trí sau thùng nước có tác dụng nhiệt hóa neutron nhanh thành neutron nhiệt, chiều dài phin lọc được tính tối ưu sao cho thông lượng neutron và tỉ số cadmium là lớn nhất. Các chuẩn trực được làm bằng paraffin pha B, Li, Cd là các vật liệu có tiết diện hấp thụ neutron lớn, có tác dụng tạo đường kính chùm neutron (tùy theo cấu hình thí nghiệm cụ thể, trường hợp thực nghiệm này của sổ dòng neutron là 1,5 cm).



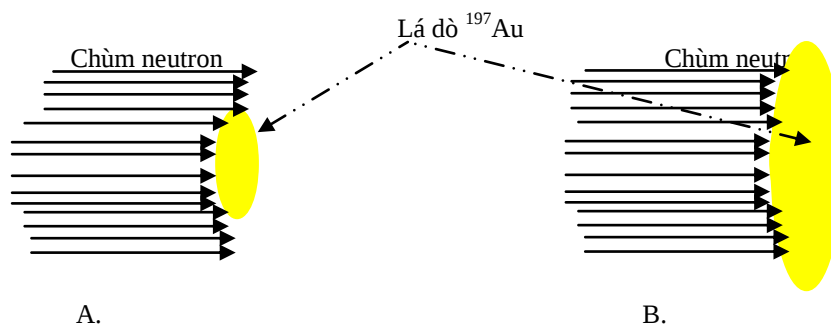
Hình 2. Cấu trúc hệ thống dẫn dòng neutron tại kênh số 3 của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt

Các bia mẫu sau khi kích hoạt được đo trên hệ phổ kế gamma phòng thấp, 8192 kênh. Hệ phổ kế dùng đầu dò bán dẫn HPGe với độ phân giải 1,9 keV với hiệu suất ghi tương đối là 70 % tại đỉnh gamma 1332 keV của ^{60}Co và số đếm/phông là $\sim 10\text{cps}$.

Hai lá dò chuẩn dùng trong thực nghiệm này để làm bia mẫu kích hoạt là lá dò vàng do Liên bang Nga tài trợ, ^{197}Au , có độ giàu 99,99 %, bề dày 0,05 mm, đường kính của mỗi lá dò lần lượt là 1/4 inch (0,635 cm) và 1 inch (2,540 cm), khối

lượng lần lượt là 0,0078 gam và 0,4651 gam. Các tham số chính của ^{197}Au : Tiết diện bắt neutron nhiệt: $98,8 \pm 0,06$ barn, độ giàu bia mẫu: 0,9999, cường độ phát tại đỉnh 411,8 keV: 95,56 % [7].

Hai lá dò kích hoạt được đặt đồng tâm, vuông góc với chùm neutron và đặt tại vị trí chiếu mẫu của kênh ngang số 3 lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt (vị trí đặt bia mẫu cách chuẩn trực 4 cm). Hình 3 mô tả đường kính chùm neutron và đường kính các lá dò tương ứng.



Hình 3. Mô tả đường kính lá dò và đường kính chùm neutron cho hai trường hợp
A. Xét trường hợp đường kính lá dò nhỏ hơn đường kính chùm.
B. Xét trường hợp đường kính lá dò lớn hơn đường kính chùm.

KẾT QUẢ VÀ THẢO LUẬN

Tiến hành tính toán thời gian chiếu để giảm tối thiểu sự tán xạ của neutron trên lá dò, chúng tôi tiến hành chiếu, rẽ và đo với thời gian tương

ứng khác nhau. Kết quả đo phổ gamma chỉ quan tâm đến đỉnh 411,8 keV. Thông lượng chùm neutron được tính tương ứng với hai lá dò tính theo công thức (1). Bảng 1 trình bày các tham số chiếu và kết quả.

Bảng 1. Thông tin mẫu, tham số chiếu, thông lượng chùm neutron đối với hai lá dò có đường kính khác nhau

Lá dò ^{197}Au	Thời gian chiếu (giây)	Thời gian rã (giây)	Thời gian đo (giây)	S	D	C	S×D×C	Tốc độ đếm đỉnh 411,8 keV	Thông lượng $\times 10^5$ (n/cm ² /s)
Đường kính 6,35 mm	3565	9575	45273,54	0,0106	0,9719	0,9355	0,0096	0,3471	1,6567
Đường kính 25,40 mm	1620	57530	3838,16	0,0048	0,8426	0,9943	0,0040	6,7319	1,2833

Như phân tích ở trên, lá dò có đường kính nhỏ sẽ được kích hoạt toàn bộ, và như thế, khi phân tích và tính toán sẽ cho giá trị thông lượng neutron đúng; ngược lại, lá dò có đường kính lớn hơn đường kính chùm neutron sẽ không được kích hoạt toàn bộ lá dò vì có một phần lá dò nằm ngoài vùng chùm neutron đi qua. Tuy nhiên, vẫn sử dụng công thức (1) để tính thông lượng, vì vậy trường hợp này sẽ cho kết quả giá trị thông lượng chùm neutron nhỏ hơn giá trị thực. Giá trị thông lượng neutron nhỏ hơn này phụ thuộc vào phần khối lượng nằm trong vùng đường kính mẫu lớn hơn đường kính chùm neutron, tức phụ thuộc vào khối lượng bia mẫu không được kích hoạt.

Bằng cách tính toán để loại các hạt nhân không được kích hoạt, sẽ tìm được đường kính của bia mẫu trùng với đường kính của chùm neutron. Để giảm thiểu sai số trong tính toán giá trị thông lượng chùm neutron, chúng tôi tiến hành chiếu, rã và đo với thời gian như ở Bảng 1, đảm bảo số đếm thống kê tại đỉnh 411,8 keV ở hai trường hợp đo lớn hơn 15.000. Do vậy, sai số thống kê của diện tích đỉnh 411,8 keV có giá trị <1%.

Về mặt lý thuyết, nếu đường kính bia mẫu không lớn hơn đường kính chùm neutron, thì kết quả tính thông lượng neutron theo công thức (1) luôn cho ϕ_{th} là hằng số.

Mặt khác, ở công thức (1), sự khác biệt khi tính thông lượng của cùng một vật liệu làm bia mẫu, trên cùng một hệ đo và cùng một năng lượng gamma quan tâm chỉ phụ thuộc vào tích các tham số sau: $\frac{Net/t_m}{S \times D \times C \times m}$. Trong đó m được xác định theo đường kính bia mẫu:

$$m = \pi \times r^2 \times d \times \rho \quad (2)$$

với r là bán kính bia mẫu, d là bề dày bia mẫu và ρ là khối lượng riêng của bia mẫu.

Xét trường hợp lá dò đường kính lớn. Giả sử chia lá dò làm hai đường tròn đồng tâm. Đường tròn nhỏ nằm bên trong, có đường kính bằng chính đường kính chùm, khối lượng của nó là m_1 - đây là phần được kích hoạt; đường tròn lớn nằm phía ngoài, là hình vành khuyên đồng tâm với vòng tròn nhỏ, là phần vượt quá đường kính chùm, khối lượng m_2 - đây là phần không được kích hoạt. Như vậy khối lượng tổng cộng của hai mẫu được chia này bằng khối lượng của lá dò lớn, $m_1 + m_2 = 0,4651$ gam.

Từ công thức (1) có được:

$$\phi = \frac{Net/t_m}{S \times D \times C \times m} \times \frac{A}{I_0 \times \theta \times \varepsilon_\gamma \times \sigma \times N_A} = \frac{X}{m} = \frac{X}{(m_1 + m_2)} \quad (3)$$

Chia hai vế cho $\phi_d = \frac{X}{m_1}$:

$$\frac{\phi}{\phi_d} = \frac{\frac{X}{m_1 + m_2}}{\frac{X}{m_1}} = \frac{m_1}{m_1 + m_2}$$

Như vậy, hệ phương trình cho m_1 và m_2 như sau:

$$\begin{cases} \phi = \frac{1,2833}{1,6567} = \frac{m_1}{m_1 + m_2} \\ m_1 + m_2 = 0,4651 \end{cases} \quad (4)$$

Kết quả chia 2 vế sẽ có:

Thực nghiệm đo được $\phi = 1,2833 \times 10^5$ n/cm²/s, $\phi_d = 1,6567 \times 10^5$ n/cm²/s.

$$\frac{1}{\phi} = \frac{1}{\phi_d} + \frac{m_2}{X} \Rightarrow \frac{1}{1,2833} = \frac{1}{1,6567} + \frac{m_2}{455,068}$$

Kết quả tính toán khối lượng bia mẫu trong vùng đường kính chùm: $m_1 = m - m_2 = 0,3603$ gam. Sử dụng công thức (2), suy ra đường kính chùm $r = 1,968$ cm.

Sai số đường kính chùm được xác định bằng phương pháp truyền sai số với 3 tham số là sai số tiết diện bắt neutron nhiệt của ^{197}Au , sai số hiệu suất tại đỉnh 411,8 keV và sai số thông kê.

$$\Delta d = \sqrt{(\Delta\sigma)^2 + (\Delta\epsilon)^2 + (\Delta N)^2} = \sqrt{(1\%)^2 + (3\%)^2 + (1\%)^2} = 3,32\%$$

Như vậy, khi loại bỏ các hạt nhân không bị kích hoạt ra khỏi công thức tính như trên thì giá trị đường kính thực của chùm neutron được xác định $d = 1,968 \pm 3,32\%$ (cm).

KẾT LUẬN

Việc xác định chính xác đường kính của chùm neutron giúp chế tạo bia mẫu thí nghiệm có kích thước tối ưu nhất tùy thuộc vào yêu cầu của bài toán. Do vậy, kết quả nghiên cứu giúp giảm thiểu sai số trong đo đạc các nghiên cứu thực nghiệm khác.

Bằng phương pháp xác định đường kính chùm neutron trong nghiên cứu này, đã xác định chính xác đường kính chùm neutron của kênh ngang số 3 của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt. Khắc phục được hiện tượng biên đường kính chùm neutron bị nhòe trong nghiên cứu xác định đường kính chùm bằng kỹ thuật chụp ảnh neutron. Kết quả cũng cho thấy, việc xác định đường kính chùm neutron bằng phương pháp này không phụ thuộc vào đường kính của các lá dò nhỏ, cũng như kích thước lá dò sau khi cắt và giảm thiểu phép đo phổ gamma như các thực nghiệm trước đây đối với phương pháp kích hoạt.

Mặt khác, phương pháp nghiên cứu này có thể tái sử dụng các lá dò với những lần nghiên cứu và xác định đường kính chùm neutron ở những nghiên cứu sau. Việc tái sử dụng các lá dò vàng rất đơn giản, chỉ cần cân lại bia mẫu (do một phần ^{197}Au chuyển thành ^{180}Hg). Như vậy đã tiết kiệm được vật liệu thực nghiệm mà không làm mất đi tính chính xác của phương pháp nghiên cứu.

Lời cảm ơn: Nhóm nghiên cứu xin chân thành cảm ơn các đồng nghiệp trong nhóm Số liệu hạt nhân tại Viện Nghiên cứu hạt nhân đã ủng hộ và giúp đỡ trong quá trình làm thực nghiệm này.

Determination of the neutron beam diameter based on the neutron activation analysis

- **Nguyen An Son**
- **Dang Van Tien**
Dalat University
- **Ho Huu Thang**
- **Phan Bao Quoc Hieu**
Nuclear Research Institute, Dalat

ABSTRACT

Neutron beam diameter is a very important parameter in the experimental nuclear research. Determination of the correct neutron beam diameter is the best method to prepare correctly the optimal sample size correctly, reduced data analysis errors. To measure the neutron diameter, some methods were used: Simulation by Monte – Carlo method, neutron image, and

Keywords: Neutron activation analysis, Neutron flux, The 3rd horizontal channel of Dalat nuclear reactor, Neutron beam diameter

neutron activation analysis. In this report, we determined the neutron beam diameter of the 3rd horizontal channel of the Dalat nuclear reactor that activated gold foils. The result shows that this method offer quick and more correct results than other methods which had been published previously [1, 2].

TÀI LIỆU THAM KHẢO

- [1]. P.N. Son và cs, Phát triển dòng neutron phân loại trên kênh ngang số 2 của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt, Báo cáo tổng kết đề tài nghiên cứu khoa học cấp bộ, Viện NLNT Việt Nam (2009-2011).
- [2]. T.T. Anh et al, Calculation and design of radiation shielding configuration for nuclear research system on neutron beam, Science and technics publishing house, Annual report (2009).
- [3]. A. Pazirandeh et al, Measurement of thermal neutron flux in photo-neutron source, World Congress on Medical Physics and Biomedical Engineering, Beijing, IFMBE Proceedings, 39, 26–31 (2012).
- [4]. J.D. Brockman, J.C. McKibben, Design and performance Of a thermal neutron beam for boron neutron capture therapy at The University Of Missouri Research Reactor (2010).
- [5]. IAEA, Database of prompt gamma rays from slow neutron capture for elemental analysis, the IAEA in Austria (2007).
- [6]. <http://www.ornl.gov/ptp/PTP%20Library/library/DOE/bnl/nuclidedata/MIRAu198.htm>
- [7]. Karlsruher Nuklidkarte, Chart of the nuclides, 7th edition 2006.