

THIẾT KẾ CHE CHẮN AN TOÀN BỨC XẠ TRÊN KÊNH NGANG SỐ 1 CỦA Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

PHAN BẢO QUỐC HIẾU, PHẠM NGỌC SƠN, HỒ HỮU THẮNG

Viện nghiên cứu hạt nhân, 01, Nguyễn Tử Lực, Đà Lạt

Email: pbqhieus@gmail.com

Tóm tắt: Báo cáo trình bày kết quả tính toán thiết kế che chắn liều neutron và gamma bên ngoài kênh ngang số 1 của lò phản ứng nghiên cứu Đà Lạt. Nguồn bức xạ bên ngoài kênh ngang số 1 chủ yếu bao gồm bức xạ neutron và tia gamma. Để che chắn bức xạ xung quanh các thiết bị thí nghiệm, các khối cản xạ đã được thiết kế sử dụng kết hợp các vật liệu hấp thụ mạnh neutron và gamma nhằm đảm bảo che chắn an toàn bức xạ. Thiết kế che chắn an toàn bức xạ được đưa ra dựa trên kết quả mô phỏng suất liều neutron và gamma đối với cấu hình che chắn. Suất liều neutron và gamma được tính toán bởi chương trình mô phỏng Monte Carlo PHITS phiên bản 3.17 sử dụng bảng chuyển đổi giá trị thông lượng sang suất liều. Kết quả tính toán suất liều cho thấy giá trị suất liều neutron và gamma đều dưới $10 \mu\text{Sv/h}$ ở khu vực bên ngoài cách tường lò phản ứng 30 cm, đảm bảo điều kiện an toàn cho nhân viên làm việc.

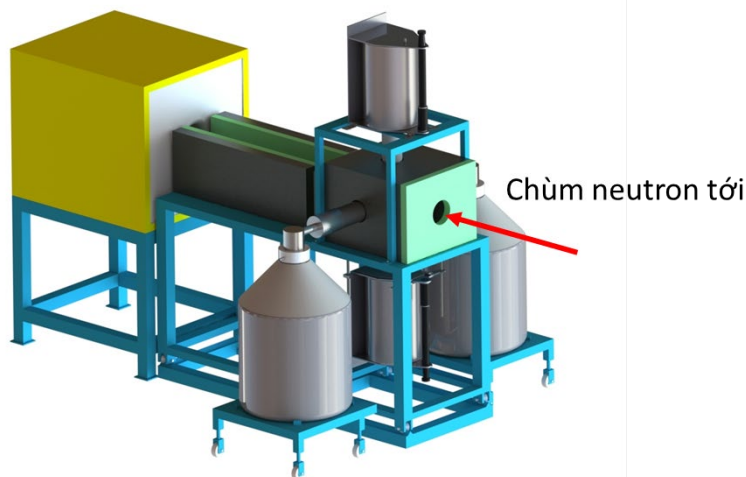
Từ khóa: PHITS, mô phỏng Monte Carlo, suất liều bức xạ.

I. MỞ ĐẦU

Chùm neutron trên các kênh ngang của lò phản ứng Đà Lạt được sử dụng với mục đích là công cụ gây ra các phản ứng hạt nhân với bia mẫu nhằm phục vụ các thí nghiệm. Thông thường, chỉ một phần của chùm neutron gây các phản ứng với bia mẫu, phần còn lại đi xuyên qua mẫu hoặc tán xạ lên mẫu gây nên liều bức xạ cao ở không gian bên ngoài kênh ngang. Nhằm giảm thiểu liều bức xạ xung quanh khu vực thí nghiệm đảm bảo các yêu cầu an toàn bức xạ (ATBX) cho nhân viên làm việc, các khối che chắn bức xạ đã được tính toán, thiết kế, và chế tạo để lắp đặt trên các kênh ngang.

Đặc trưng bức xạ trên các kênh ngang của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt bao gồm nhiều loại như neutron, gamma, alpha, và beta. Tuy nhiên, có hai loại bức xạ chính đó là neutron và bức xạ gamma. Bức xạ neutron bên ngoài kênh ngang số 1 chủ yếu có năng lượng nhiệt được tạo ra bởi tổ hợp phin lọc bằng tinh thể sapphire và bismuth có thông lượng cỡ từ $10^6 - 10^7 (n/cm^2 \cdot s^{-1})$ tại vị trí đặt bia mẫu. Tại vị trí đặt bia mẫu, chùm neutron có phân bố năng lượng như biểu diễn ở Hình 1 (màu đen). Để đảm bảo tính đẳng hướng của chùm neutron cũng như giảm liều bức xạ xung quanh kênh ngang, chùm neutron từ lò phản ứng được chuẩn trực bởi các khối chuẩn trực hình nón rộng được làm bằng vật liệu chì và SWX-201[1] đặt xen kẽ. Do chỉ một phần chùm neutron bị hấp thụ và tán xạ với bia mẫu, phần còn lại của chùm neutron đi xuyên qua mẫu nên cần phải thiết kế các khối che chắn xung quanh chùm kết hợp một khối chắn dòng neutron đặt cuối chùm neutron để hấp thụ lượng neutron này. Mặc dù phần lớn chùm neutron có năng lượng nhiệt, tuy nhiên, vẫn có một phần neutron mang năng lượng cao nên các khối che chắn được thiết kế dùng các vật liệu vừa có tác dụng làm chậm neutron vừa hấp thụ neutron. Đi kèm với neutron là bức xạ gamma sinh ra từ phản ứng phân hạch, các sản phẩm phân hạch, và quá trình bắt neutron của các vật liệu dùng trong chuẩn trực và che chắn. Do đó, để đảm bảo che chắn hiệu quả các loại bức xạ, ngoài lớp vật liệu làm chậm và hấp thụ neutron, cần thiết kế một lớp vật liệu hấp thụ gamma bên ngoài các khối che chắn.

Báo cáo này trình bày kết quả thiết kế, tính toán che chắn an toàn bức xạ dựa trên kết quả mô phỏng suất liều bức xạ xung quanh các khối che chắn neutron và gamma trên Kênh ngang số 1 bằng chương trình mô phỏng Monte Carlo PHITS phiên bản 3.17 [2]. Cấu hình mô phỏng được áp dụng giả định cho hệ phổ kế trùng phùng gamma sử dụng 4 đầu dò HPGe đặt trên kênh ngang như Hình 1. Dựa vào kết quả tính toán, các khối che chắn bức xạ sẽ được tiến hành chế tạo và lắp đặt trên kênh ngang.

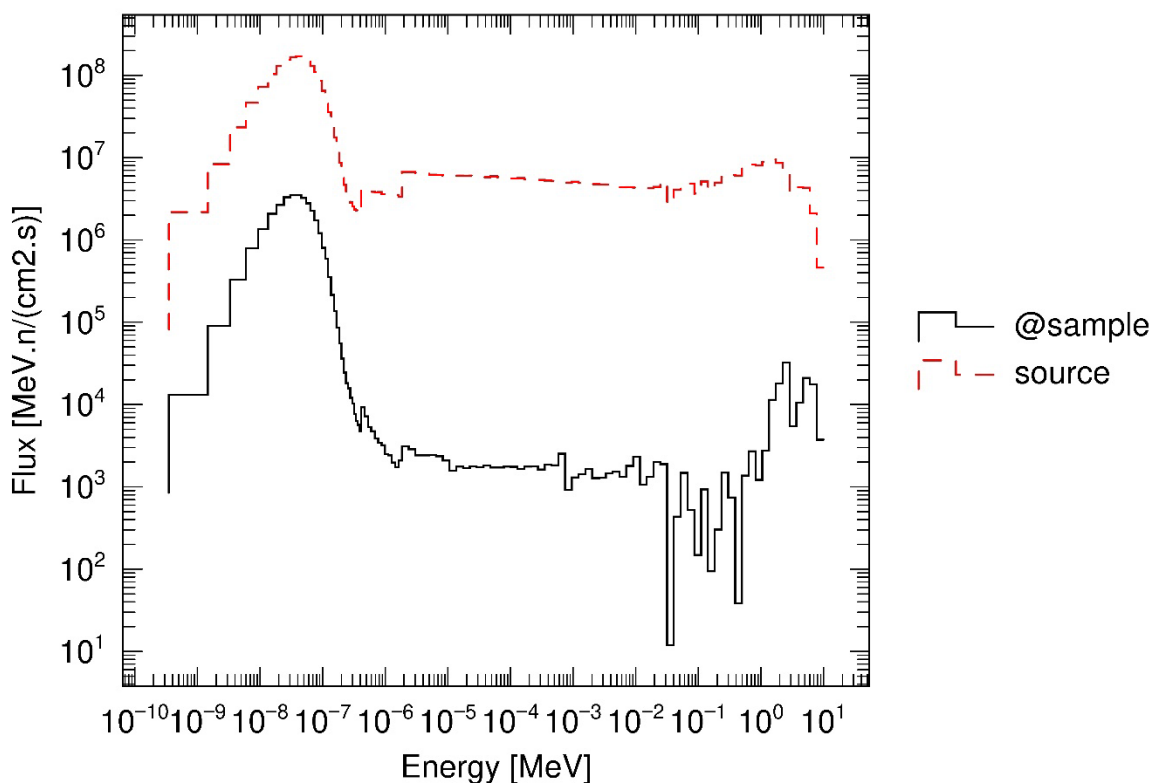


Hình 1. Phối cảnh hệ phổ kế trùng phùng gamma sử dụng 4 đầu dò HPGe

II. MÔ PHỎNG TÍNH TOÁN SUẤT LIỀU BỨC XẠ NEUTRON VÀ GAMMA

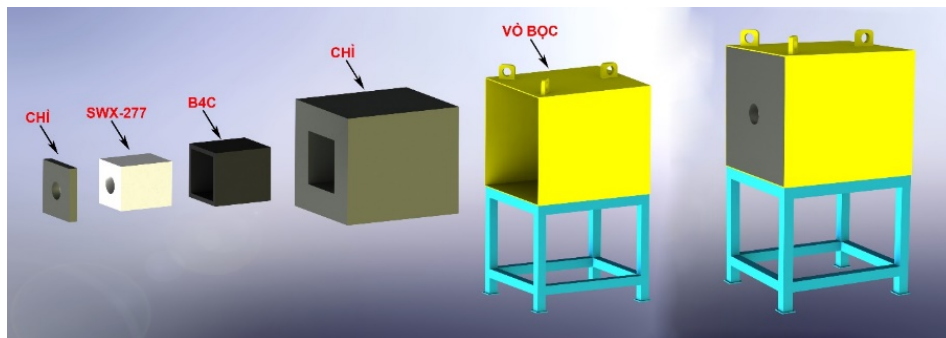
II. 1. Mô phỏng tính toán suất liều bức xạ bằng chương trình PHITS

Chương trình mô phỏng PHITS được phát triển dưới sự hợp tác của các cơ quan JAEA, RIST, KEK, và một số viện nghiên cứu khác [2]. Là chương trình mô phỏng Monte Carlo sử dụng thư viện đánh giá JENDL-4 và JENDL-HE, PHITS cho phép người dùng có thể mô phỏng nhiều bài toán liên quan đến các lĩnh vực thiết kế các thiết bị thí nghiệm hạt nhân, y học hạt nhân, và che chắn bức xạ. Đối với mô phỏng tính toán che chắn an toàn bức xạ, chương trình PHITS đã được kiểm chứng thông qua kết quả mô phỏng các thí nghiệm benchmark về che chắn bức xạ neutron và gamma [3]. Do đó, việc ứng dụng chương trình PHITS vào mô phỏng thiết kế che chắn an toàn bức xạ là hoàn toàn khả thi.



Hình 2. Phổ neutron mô phỏng tại vị trí đặt mẫu so với phổ từ nguồn phát neutron

Thiết kế của các khối che chắn được phỏng theo thiết kế của các khối che chắn hiện đang được sử dụng trên các kênh ngang số 2 và số 3 của lò phản ứng Đà Lạt. Kích thước của các khối che chắn được điều chỉnh dựa theo sự thay đổi của thông lượng neutron và gamma mô phỏng được ở kênh ngang số 1. Các khối che chắn xung quanh chùm neutron được thiết kế bao gồm một lớp vật liệu SWX-201 dày 3.5 cm đặt bên trong lớp chì dày 5 cm. Khối chắn dòng neutron được thiết kế sử dụng ba lớp vật liệu chính; phần bên trong sử dụng vật liệu SWX-277[4] là loại vật liệu dạng bê tông pha 5% boron có tác dụng làm chậm và bắt neutron; tiếp đến là lớp paraffin pha B₄C với tỷ lệ tương ứng là 80%:20% nhằm hấp thụ tối đa lượng neutron; phần bên ngoài là vật liệu chì bọc xung quanh các lớp vật liệu hấp thụ neutron nhằm hấp thụ bức xạ gamma. Toàn bộ kết cấu khối chắn dòng được bọc bởi khung thép chịu lực nhằm đảm bảo an toàn trong quá trình vận chuyển khối chắn dòng. Hình 3 mô tả thiết kế các lớp của khối chắn dòng neutron.

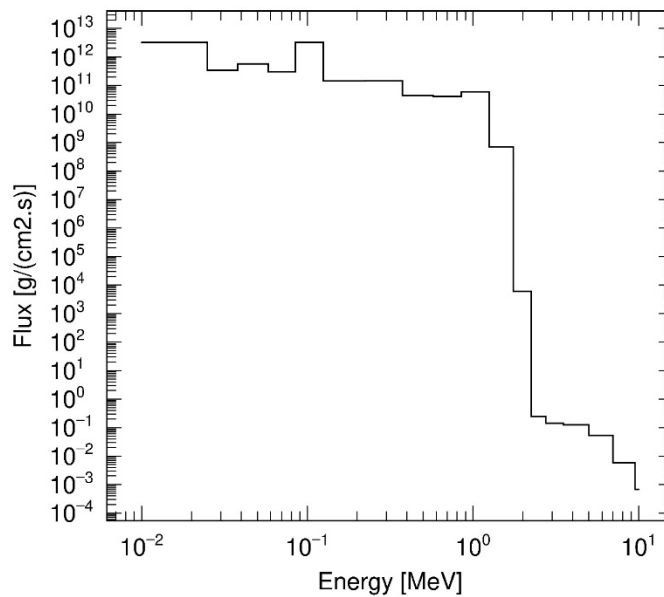


Hình 3. Mô tả tách lớp khối chắn dòng neutron

Để mô phỏng suất liều bức xạ, cấu hình hình học của các khối che chắn, các khối chuẩn trực, khối đóng mở cửa kênh, và tường lò phản ứng được khai báo chi tiết trong tập tin input của chương trình PHITS nhằm tính toán chính xác suất liều bức xạ bên ngoài kênh ngang. Chương trình mô phỏng sử dụng thư viện số liệu JENDL-4.0, riêng thư viện số liệu của pin lọc sapphire và bismuth được xử lý từ thư viện ENDF/B-VII.1.

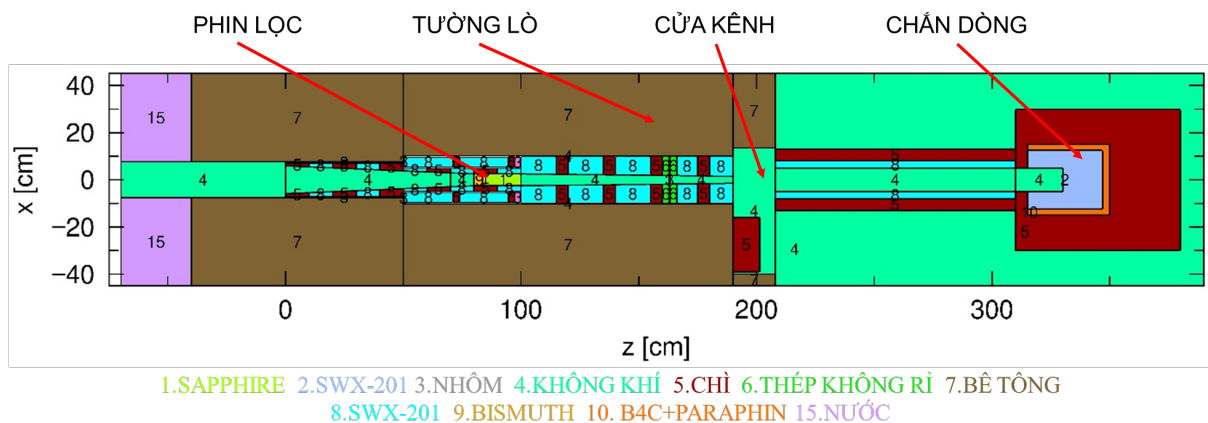
Nguồn neutron được sử dụng trong tính toán này là nguồn neutron được tính toán từ chương trình MCNP tại vị trí cách tâm vùng hoạt 55 cm với thông lượng tổng $5.26 \times 10^{11} (n/cm^2 \cdot s^{-1})$ và có phân bố như Hình 2. Để giảm thời gian tính toán, chúng tôi đã khai báo nguồn phát neutron ở dạng nguồn đĩa phát đẳng hướng dọc theo phương của các ống chuẩn trực. Tuy nhiên, để đảm bảo tính chính xác của phép mô phỏng, giá trị thông lượng tổng của nguồn phát neutron đã được hiệu chỉnh bằng cách thực hiện 2 phép mô phỏng với hai dạng nguồn phát khác nhau sao cho kết quả thông lượng ghi nhận tại vị trí cửa kênh ngang không đổi. Sau quá trình tính toán, nguồn phát neutron đẳng hướng với thông lượng tổng $5.38 \times 10^{10} (n/cm^2 \cdot s^{-1})$ cho kết quả thông lượng tại vị trí cửa kênh ngang tương đương với nguồn phát thể tích có giá trị tổng thông lượng $5.26 \times 10^{11} (n/cm^2 \cdot s^{-1})$.

Nguồn phát gamma sử dụng trong mô phỏng được tính toán bằng chương trình ORIGEN2 tại vị trí cách tâm vùng hoạt 55 cm với thông lượng tổng là $5.45 \times 10^{13} (g/cm^2 \cdot s^{-1})$ với phân bố biểu diễn ở Hình 4. Giá trị thông lượng gamma tổng được ước tính dựa trên giả định thành phần gamma trễ chiếm 15% tổng thông lượng gamma phát ra từ lò phản ứng ở độ cháy nhiên liệu trung bình ước tính 20% (các nghiên cứu cho thấy thành phần gamma trễ thường chiếm từ 20% đến 40% tổng thông lượng gamma[5]).



Hình 4. Phổ gamma trẻ tính toán tại vị trí nguồn phát bằng chương trình ORIGEN2.

Suất liều bức xạ neutron và gamma đã được mô phỏng tính toán cho toàn bộ không gian xung quanh chùm neutron bên ngoài kênh ngang số 1 bởi tally [T-Track] cung cấp bởi chương trình PHITS. Để tính toán suất liều bức xạ, chúng tôi đã sử dụng bảng chuyển đổi giá trị thông lượng sang giá trị suất liều hiệu dụng áp dụng lần lượt các bảng giá trị chuyển đổi ANSI/ANS-6.1.1-1977 và ANSI/ANS6.1.1-1977 [6] tương ứng cho bức xạ neutron và gamma. Bảng giá trị chuyển đổi này được đưa trực tiếp vào tập tin input của chương trình PHITS dưới dạng các hệ số nhân áp dụng cho các nhóm bức xạ có năng lượng từ thấp đến cao. Hình 5 mô tả cấu hình hình học mô phỏng suất liều bức xạ bên ngoài kênh số 1.



Hình 5. Mô tả cấu hình hình học mô phỏng tính toán liều bức xạ bên ngoài kênh số 1.

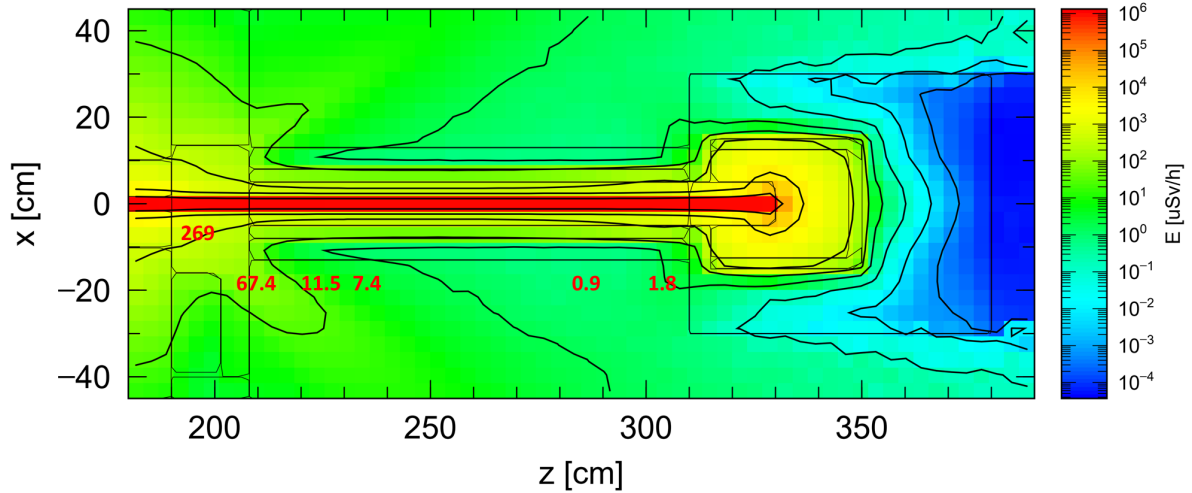
Do các khối che chắn sử dụng các vật liệu hấp thụ mạnh neutron và gamma có bề dày lớn nên phương pháp giảm phương sai đã được áp dụng để tính toán suất liều neutron và gamma. Các tập tin chứa thông tin của số trọng số đối với từng loại bức xạ được tạo ra và sử dụng trong quá trình tính toán. Quá trình tính toán được thực hiện lặp lại nhiều lần với việc sử dụng output của lần tính toán trước cho các lần tính toán sau nhằm đảm bảo giảm sai số thống kê cho kết quả tính toán. Kết quả tính toán được biểu diễn theo dạng phân bố trường liều cho toàn bộ không gian bên ngoài kênh ngang.

II. 2. Kết quả mô phỏng tính toán suất liều bức xạ.

II. 2. 1. Phân bố suất liều bức xạ theo phương ngang.

Phân bố suất liều neutron và gamma đã được tính toán trên mặt phẳng đi qua tâm chùm neutron, song song với mặt sàn lò phản ứng trong phạm vi từ tường lò phản ứng cho tới phía

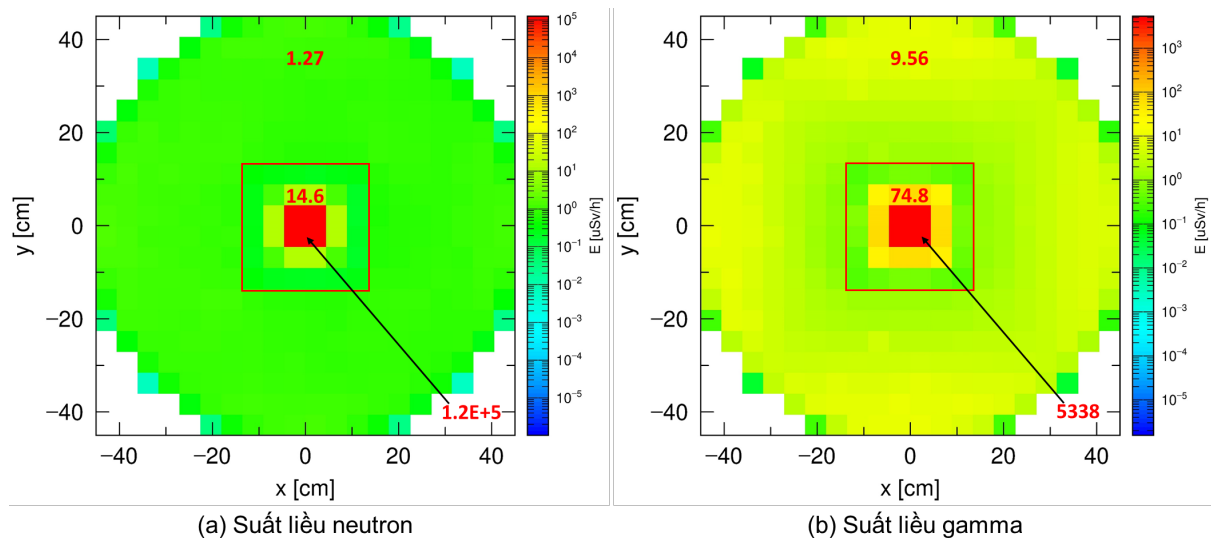
cuối khối chắn dòng neutron trong tình trạng mở khối cản xạ ở cửa kênh ngang số 1. Kết quả mô phỏng phân bố suất liều neutron và gamma được trình bày ở Hình 6 bao gồm suất liều neutron và suất liều gamma sinh ra bởi phản ứng bắt neutron. Tại vị trí sát cửa kênh ngang, suất liều neutron và gamma vào khoảng $67 \mu Sv/h$. Tuy nhiên, ở vị trí cách cửa kênh 50cm, suất liều giảm xuống còn khoảng $7.4 \mu Sv/h$. Ở cuối khối chắn dòng neutron, suất liều neutron và gamma chỉ còn khoảng $0.5-1.0 \mu Sv/h$.



Hình 6. Phân bố suất liều neutron và gamma mô phỏng bên ngoài kênh ngang số 1.

II. 2.2. Phân bố liều bức xạ theo phương thẳng đứng.

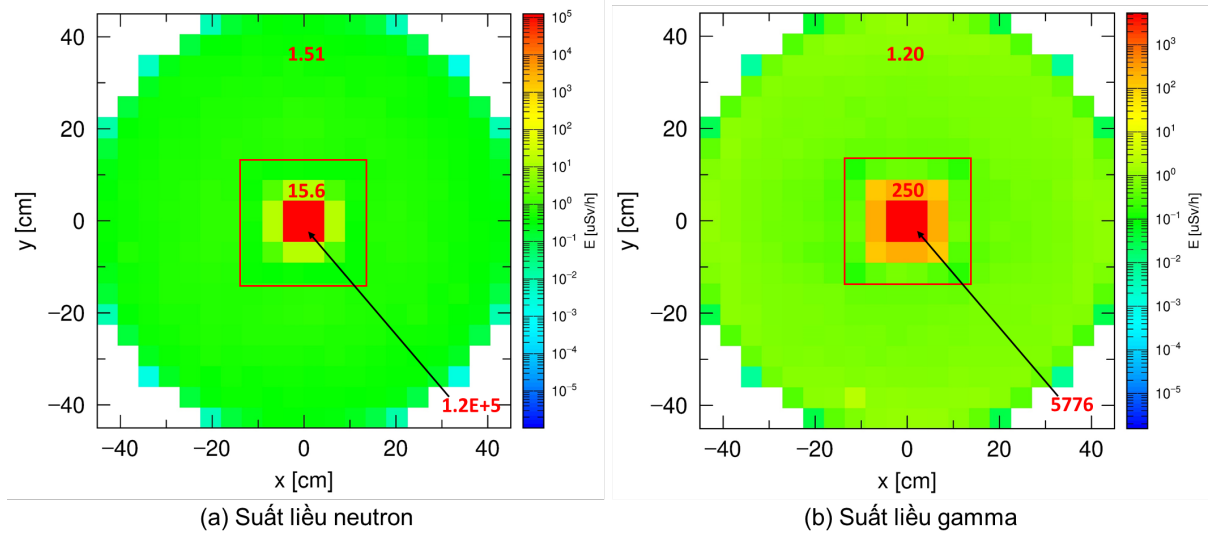
Phân bố suất liều neutron và gamma đã được tính toán theo các mặt phẳng vuông góc với phương của chùm neutron tại các vị trí cách tường lò phản ứng lần lượt 42.5 cm, 92.5 cm, 127.5 cm, và 187.5 cm để đánh giá phân bố suất liều không gian xung quanh chùm neutron. Tất cả các tính toán này đều được thực hiện trong tình trạng mở khối cản xạ ở cửa kênh ngang. Trong các tính toán này, chúng tôi đã tính riêng suất liều neutron và gamma nhằm đánh giá sự đóng góp của các thành phần bức xạ vào suất liều. Trong đó, suất liều gamma được tính toán bao gồm gamma sinh ra từ lò phản ứng và gamma sinh ra bởi các phản ứng kích hoạt bởi neutron. Ở vị trí cách tường lò phản ứng 42.5 cm, suất liều neutron và gamma tính toán ở ngoài các khối che chắn vào khoảng dưới $11 \mu Sv/h$ như được mô tả ở Hình 7. Thành phần đóng góp vào suất liều tại vị trí này chủ yếu là bức xạ gamma với suất liều vào khoảng $9-10 \mu Sv/h$.



Hình 7. Suất liều neutron và gamma tính toán tại mặt phẳng cách tường lò 42.5 cm.

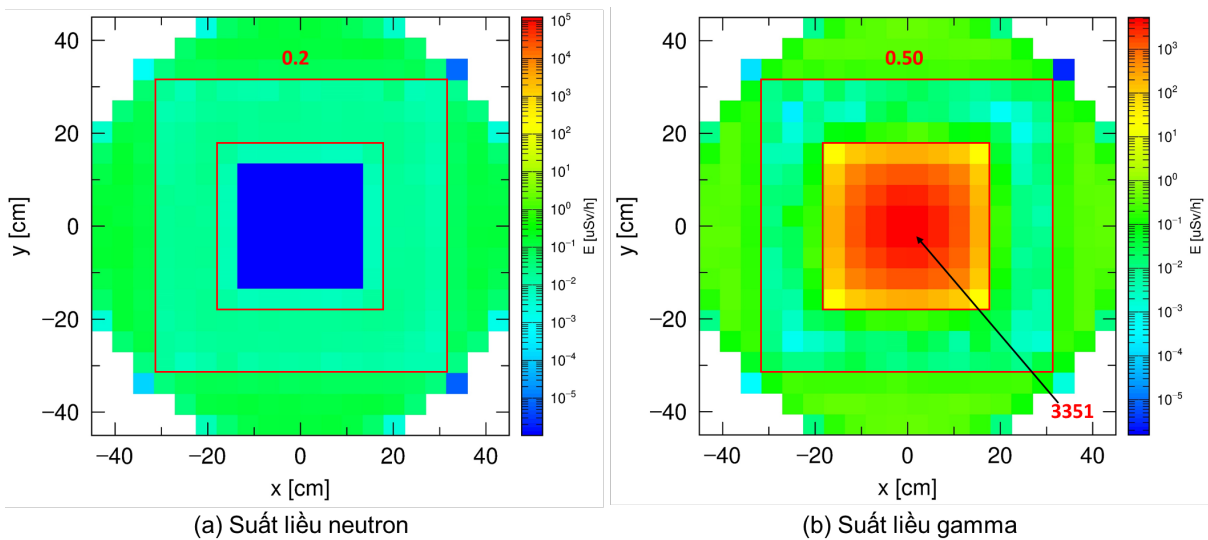
Tại vị trí cách tường lò 92.5 cm, đây là vị trí nhân viên tiếp cận nhằm mục đích thay đổi bia mẫu đo, suất liều neutron và gamma tính toán được thấp hơn $3 \mu Sv/h$ như trình bày ở Hình

8. Trong thực tế, suất liều neutron và gamma ở khu vực này có thể cao hơn khi có mẫu đặt trên chùm neutron bởi neutron bị tán xạ và hấp thụ trên bia mẫu gây nên liều neutron và gamma.



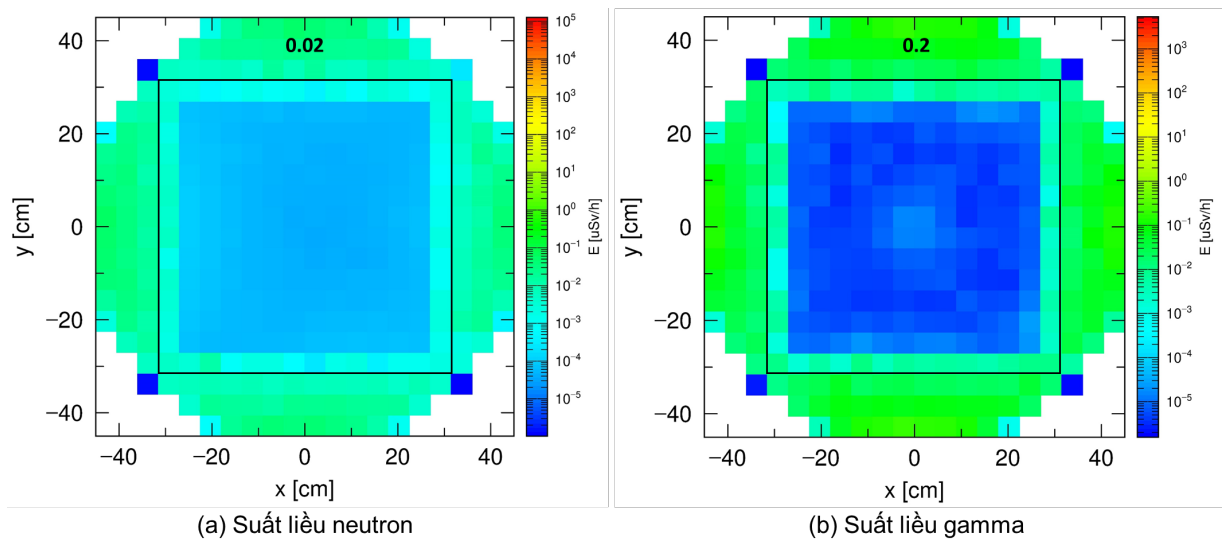
Hình 8. Suất liều neutron và gamma tính toán tại mặt phẳng cách tường lò 100cm.

Tại vị trí cách tường lò 127.5 cm, suất liều neutron và gamma tính toán thấp hơn $1 \mu Sv/h$ đối với khu vực bên ngoài khối chắn dòng neutron. Điều này cho thấy khối chắn dòng neutron thiết kế hoàn toàn đạt tiêu chuẩn đảm bảo việc che chắn bức xạ cho kênh số 1. Hình 9 mô tả suất liều neutron và gamma tính toán tại vị trí cách tường lò 127.5 cm.



Hình 9. Suất liều neutron và gamma tính toán tại mặt phẳng cách tường lò 127.5 cm.

Suất liều neutron và gamma tính toán ở cuối khối chắn dòng được mô tả ở Hình 10. Hầu hết bức xạ neutron và gamma đã được che chắn tốt với khối chắn dòng. Suất liều neutron và gamma tính toán được đều dưới $1 \mu Sv/h$, đảm bảo điều kiện an toàn bức xạ ở cuối kênh ngang.

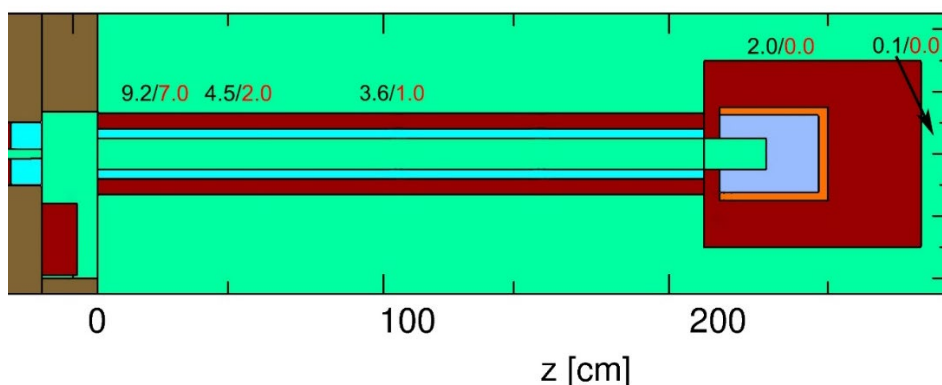


Hình 10. Suất liều neutron và gamma tính toán tại mặt phẳng cách tường lò 187.5 cm.

II. 3. Bàn luận

Suất liều neutron và gamma bên ngoài kênh ngang số 1 của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt đã được mô phỏng tính toán bằng chương trình PHITS đối với cấu hình hệ phổ kế trùng phùng gamma sử dụng 4 đầu dò HPGe đặt trên kênh. Dựa theo các kết quả tính toán, suất liều neutron và gamma bên ngoài các khối che chắn trên kênh số 1 đều dưới $10 \mu Sv/h$, đảm bảo điều kiện an toàn bức xạ để nhân viên có thể làm việc. Riêng khu vực cách tường lò phản ứng khoảng 30cm sát cửa kênh ngang, suất liều neutron và gamma vượt quá $10 \mu Sv/h$, do đó nên hạn chế tiếp cận khu vực này khi chưa đóng dòng neutron.

Để đánh giá kết quả tính toán mô phỏng, chúng tôi đã tiến hành so sánh kết quả mô phỏng suất liều neutron và gamma trên kênh ngang số 1 với giá trị suất liều đo được bằng máy đo liều trên kênh ngang số 2 của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt. Ở gần cửa kênh ngang, suất liều neutron ở kênh ngang số 2 cao hơn khoảng 3 lần so với ở kênh ngang số 1. Ở khu vực xa cửa kênh, suất liều neutron và gamma tính toán trên kênh ngang số 1 khá tương đồng với kênh ngang số 2. Xét về thiết kế, kênh ngang số 1 và kênh ngang số 2 có thiết kế khá tương đồng. Tuy nhiên, phân bố phổ thông lượng neutron trên kênh ngang số 2 cứng hơn so với kênh ngang số 1 do điểm đầu kênh ngang số 1 nằm ngoài vành phản xạ graphite trong khi kênh ngang số 2 đâm xuyên qua vành phản xạ, đồng thời phin lọc neutron nhiệt được sử dụng trên hai kênh ngang là khác nhau, kênh ngang số 1 sử dụng phin lọc tinh thể sapphire có khả năng loại bỏ phần neutron có năng lượng cao tốt hơn so với phin lọc tinh thể silic dùng trên kênh ngang số 2, điều đó có thể lý giải cho việc suất liều neutron trên kênh ngang số 2 cao hơn so với kênh ngang số 1. Hình 11 biểu diễn suất liều gamma và neutron đo tại một số vị trí trên kênh ngang số 2.



Hình 11. Suất liều neutron (đỏ) và gamma (đen) đo tại một số vị trí trên kênh ngang số 2 của lò phản ứng Đà Lạt.

III. KẾT LUẬN

Báo cáo đã trình bày kết quả tính toán thiết kế che chắn an toàn bức xạ neutron và gamma sử dụng các khối che chắn bức xạ trên kênh ngang số 1 của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt. Với cấu hình thiết kế được đưa vào tính toán mô phỏng, các khối che chắn bức xạ hoàn toàn đảm bảo che chắn liều neutron và gamma dưới $10 \mu\text{Sv/h}$, đảm bảo điều kiện an toàn bức xạ cho nhân viên làm việc bên ngoài không gian cách tường lò phản ứng 30 cm. Dựa vào kết quả tính toán thiết kế, kích thước các lớp vật liệu từ cấu hình mô phỏng đã được sử dụng để chế tạo các khối che chắn bức xạ và lắp đặt trên kênh ngang.

TÀI LIỆU THAM KHẢO

1. Shieldwerx, [http://www.shieldwerx.com/assets/swx-201\(hd\).pdf](http://www.shieldwerx.com/assets/swx-201(hd).pdf). 2015.
2. Sato, T., et al., *Features of particle and heavy ion transport code system (PHITS) version 3.02*. Journal of Nuclear Science and Technology, 2018. **55**(6): p. 684-690.
3. Iwamoto, Y., et al., *Benchmark study of the recent version of the PHITS code*. Journal of Nuclear Science and Technology, 2017. **54**(5): p. 617-635.
4. Shieldwerx, <http://shieldwerx.com/assets/swx-277---277-5-2018.pdf>. 2018.
5. Ambrožič, K., et al., *Delayed gamma determination at the JSI TRIGA reactor by synchronous measurements with fission and ionization chambers*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2018. **911**: p. 94-103.
6. Goorley, J.T., et al., *MCNP6 User's Manual, Version 1.0*. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, 2013.

RADIATION SHIELDING DESIGN AT THE CHANNEL NO.1 OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

Abstract: This paper presents the simulation results of neutron and gamma dose rate for the area outside the channel No.1 of the Dalat Nuclear Research Reactor. The radiation source at channel No.1 includes neutron and gamma-ray. The shielding configuration was designed with materials having high neutron moderation power and absorption ability. The thickness of the shielding layers was estimated by the simulation results of the neutron and gamma dose rate. The dose rate was calculated by the Monte Carlo code PHITS version 3.17 using flux to dose rate conversion factors. For the area 50cm away from the beam port, the simulation dose rate is less than $10\mu Sv/h$, which satisfies radiation safety requirements.

Keywords: *PHITS, neutron and gamma dose rate, Monte Carlo simulation*
