

SỬ DỤNG MCNP5 THIẾT KẾ HỆ PGNAА PHÂN TÍCH ĐỘ TRO THAN VỚI KHỐI LƯỢNG MẪU NHỎ

MAI VĂN DIỆN, NGUYỄN THANH TÙY, KHUÔNG THANH TUẤN

Viện Khoa học và kỹ thuật Hạt nhân, 179 Hoàng Quốc Việt, Hà Nội

Email: maivandien.k56@hus.edu.vn

Tóm tắt: MCNP là một phương pháp mô phỏng khá phổ biến trong nghiên cứu. Nó có thể được sử dụng để tính toán cũng như tối ưu hóa các bài toán vật lý. Bài báo xin giới thiệu thiết kế và tối ưu hóa hệ PGNAА dựa trên mô phỏng monte carlo, sử dụng chương trình mô phỏng MCNP5. Theo đó, sự tính toán vận chuyển neutron và gamma được tiến hành để ước lượng thông lượng bức xạ cho sự kích hoạt mẫu trong hộp chứa. Kết quả mô phỏng chỉ ra thông lượng neutron nhiệt, neutron nhanh dựa trên mô phỏng vết của neutron phát ra từ nguồn Cf-252 qua các vật liệu, phổ bức xạ gamma và tính toán an toàn bức xạ. Dựa trên kết quả thu nhận được, từ đó thiết kế cấu hình cho một hệ phân tích kích hoạt gamma tức thời (PGNAА) với thể tích mẫu nhỏ.

Từ khóa: MCNP, PGNAА, Monte carlo, nguồn neutron Cf-252

I. MỞ ĐẦU

Kỹ thuật phân tích bằng phương pháp kích hoạt neutron-gamma tức thời (PGNAА) là một trong những kỹ thuật phân tích tiên tiến, cho phép phân tích nhanh với độ chính xác cao, có thể phân tích được hầu hết các nguyên tố trong bảng tuần hoàn. Trong phương pháp này, các bức xạ gamma tức thời tạo ra từ quá trình tương tác của các neutron nhiệt và các neutron trên nhiệt thông qua các phản ứng bắt (n,γ) và tán xạ không đàn hồi (n,n') từ đó tạo thành các hạt nhân ở trạng thái kích thích và phát ra các bức xạ gamma tức thời có năng lượng xác định và đặc trưng cho nguyên tố có trong mẫu. Căn cứ vào năng lượng bức xạ gamma ghi nhận được có thể xác định được thành phần các nguyên tố có trong mẫu và cường độ bức xạ gamma ghi nhận được sẽ tỷ lệ với hàm lượng của nguyên tố có trong mẫu đó [1, 2]. Ngày nay, phương pháp này đang ngày càng được ứng dụng rộng rãi vào phục vụ sản xuất công nghiệp và đời sống. Ở các nước khác, có thể tìm thấy rất nhiều các ứng dụng của kỹ thuật này trong nhiều ngành và các lĩnh vực khác nhau. Tuy nhiên, tại Việt Nam việc ứng dụng kỹ thuật PGNAА trong các ngành công nghiệp còn rất hạn chế, có thể tìm thấy một vài sơ đồ sử dụng trong công nghệ sản xuất xi măng và trong nghiên cứu. Đối với ngành công nghiệp thăm dò và khai thác khoáng sản, đặc biệt là trong ngành than, có thể phát triển kỹ thuật PGNAА cho nhiều mục đích [3] nhưng cho đến nay hầu như vẫn chưa có thiết bị loại này được đưa vào sử dụng. Lý do rất đơn giản là do thiết bị sử dụng kỹ thuật PGNAА khá đắt tiền, yêu cầu cao về đảm bảo an ninh nguồn phóng xạ, an toàn bức xạ và người sử dụng cần có trình độ, phải được huấn luyện, đào tạo cơ bản về an toàn bức xạ (ATBX). Tuy nhiên việc nghiên cứu, ứng dụng kỹ thuật PGNAА lại có ý nghĩa vô cùng quan trọng trong đo đạc xác định độ tro, độ ẩm cũng như thành phần, hàm lượng của các nguyên tố có trong than. Để đáp ứng nhu cầu của thực tiễn của ngành than và các ngành khác, mấy năm gần đây tại Viện khoa học và Kỹ thuật hạt nhân đã tiến hành nghiên cứu và bước đầu đã chế tạo thành công hệ PGNAА cho phép phân tích nhanh độ tro than, tuy nhiên thiết bị này đòi hỏi khối lượng mẫu phân tích khá lớn, vào khoảng 500 – 700 kg [4]. Với cấu hình hệ đo đã chế tạo, gây khó khăn trong việc lấy mẫu từ khe trường mang về phòng thí nghiệm (PTN) và nạp vào hệ đo để phân tích. Trong khi đó, như yêu cầu của cơ sở sàng tuyển than là cần phân tích hàng trăm mẫu mỗi ngày, việc sử dụng hệ phân tích mẫu lớn không đáp ứng được yêu cầu thực tế. Do đó cần phải chế tạo một thiết bị phân tích độ tro bằng kỹ thuật PGNAА với lượng mẫu phân tích nhỏ, vào khoảng từ 10 kg tới 20 kg. Bài báo này trình bày kết quả của mô phỏng sử dụng MCNP nhằm thiết kế cấu hình tối ưu cho hệ phân tích PGNAА với cấu hình đo mẫu nhỏ.

MCNP (Monte-carlo N-Particle) là chương trình ứng dụng phương pháp mô phỏng Monte carlo nhằm tính toán các quá trình vật lý đối với neutron, photon, electron (các quá trình phân rã hạt nhân, tương tác giữa các tia bức xạ với vật chất,...). Đây là một công cụ tính toán rất mạnh, có thể mô phỏng các quá trình vận chuyển neutron, photon và electron,... thông qua việc gieo số ngẫu nhiên tuân theo các quy luật phân bố, sử dụng các thư viện chuẩn hạt nhân liên quan tới tiết diện phản ứng, xác suất phát gamma nhằm giải quyết các bài toán vật lý trong thiết kế xây dựng, tối ưu hóa hệ thí nghiệm, tính toán an toàn bức xạ, tính toán liều trong y học hạt nhân,...[5,6]. Trong bài toán mô phỏng này việc sử dụng công cụ MCNP5 nhằm tính toán, mô phỏng và ước lượng thông lượng của neutron nhiệt, neutron nhanh, tính toán an toàn bức xạ và phổ gamma dựa trên quá trình mô phỏng vận chuyển neutron qua các vật liệu khác nhau, từ đó xây dựng, thiết kế thử nghiệm một hệ thiết bị PGNAA với cấu hình đo mẫu nhỏ.

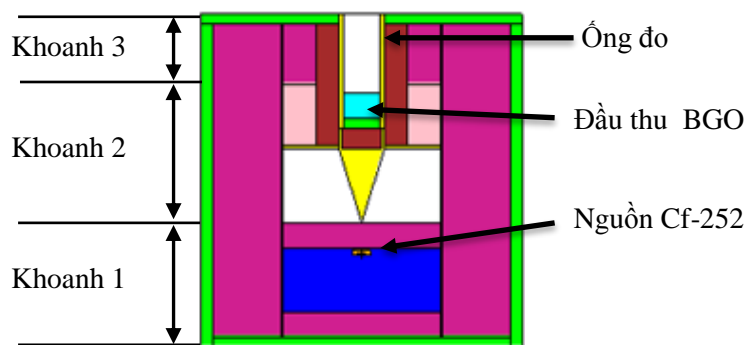
II. NỘI DUNG

II.1. Đối tượng, phương pháp mô phỏng

Hệ đo độ tro than bằng phương pháp PGNAA đã chế tạo [4] gồm 03 khối chức năng: Khối 1: khối lưu giữ, bảo quản nguồn phóng xạ khi thiết bị không hoạt động. Khối 2 (Khối đo): khi hoạt động, nguồn neutron chứa trong khối 1 được đưa tới khối 2, đây là khối chứa mẫu cần phân tích và bộ phận thu tín hiệu (ống thu tín hiệu có dạng hình trụ, có đường kính $D=80\text{mm}$ và chiều dài $L=800\text{mm}$, trong chứa đầu đo BGO và một số mạch điện tử chức năng đi kèm). Khối 3 (khối biến đổi tín hiệu và xử lý kết quả) bao gồm hộp biến đổi tín hiệu và máy tính chứa phần mềm ghi nhận phổ và phân tích độ tro. Để tiến tới mục tiêu xây dựng thiết bị phân tích có khả năng phân tích độ tro với khối lượng mẫu nhỏ thì các thí nghiệm trình bày trong bài báo này chỉ thực hiện việc tính toán nhằm thiết kế, xây dựng khối 2.

Trước đây, trong hệ đo cấu hình mẫu lớn, các neutron phát ra từ nguồn tương tác trực tiếp với mẫu, trong đó bề dày mẫu xung quanh nguồn được tính toán đủ lớn để làm chậm neutron và hạn chế neutron đi đến đầu thu. Tuy nhiên, với hệ phân tích mẫu nhỏ, cần phải tính toán nhiệt hóa neutron và tăng thông lượng neutron trong buồng chiếu mẫu. Để làm điều này cần phải tính toán bề dày cần thiết của vật liệu để nhiệt hóa, phản xạ và che chắn neutron.

Khối 2 (khối đo) có dạng hình trụ tròn, có thể chia làm 3 khoang (1, 2, 3) xếp chồng lên nhau như hình 1.



Hình 1: Cấu trúc 3 khoang của khối đo hệ phân tích độ tro PGNAA

Khoang 1 chứa nguồn phóng xạ, vị trí nguồn phóng xạ được đặt trên trục tâm, phía trên nguồn là lớp làm chậm sử dụng để nhiệt hoá neutron, phía dưới nguồn là lớp vật liệu để phản xạ neutron, nhằm phản xạ các neutron phát ra từ nguồn lên phía trên, từ đó tăng cường thông lượng neutron trong buồng chiếu mẫu. Lớp dưới vật liệu phản xạ và các vòng ngoài xung quanh lớp vật liệu làm chậm là vật liệu sử dụng để hấp thụ neutron và che chắn bức xạ gamma đi ra môi trường. Khoang 2 có thể bao gồm các lớp hình trụ tròn tính từ bên ngoài đi vào trục tâm: lớp chì cản xạ gamma, lớp vật liệu làm chậm và hấp thụ neutron, khoảng trống để đặt hộp đựng mẫu đo, lớp vật liệu bảo vệ ống thu tín hiệu và trong cùng là hình trụ tròn đường kính

80mm để cắm ống thu tín hiệu. Khoanh 3 được thiết kế bao gồm: lớp làm chậm và hấp thụ neutron, phía trên lớp này là lớp chì để che chắn bức xạ gamma đi ra ngoài. Khoanh 3 có khoảng rỗng hình trụ đồng tâm, cùng đường kính 80mm với khoanh 2 để cắm ống thu tín hiệu. Thí nghiệm tính toán cấu hình khối đo sử dụng MCNP với các thông số đầu vào như sau:

- Nguồn phát neutron là nguồn Cf-252 có thông lượng vào khoảng 10^7 n/s.
- Đầu thu BGO có kích thước 2"x2".
- Các loại vật liệu dùng để nhiệt hoá neutron: polyetylen, paraffin, graphite.
- Các loại vật liệu dùng làm chất phản xạ: polyetylen, paraffin, graphite, beryllium.
- Vật liệu làm chậm và hấp thụ neutron: Paraffin, polyetylen, borat.
- Vật liệu che chắn tia gamma ra môi trường bên ngoài hệ đo là chì (Pb).

Thí nghiệm mô phỏng thực hiện các nội dung sau:

- Xác định phổ năng lượng của nguồn Cf-252;
- Tính toán xác định vật liệu và bề dày tối ưu nhằm nhiệt hóa neutron;
- Tính toán lựa chọn vật liệu phản xạ neutron;
- Tính toán lựa chọn vật liệu hấp thụ neutron đảm bảo an toàn bức xạ (ATBX) cho thiết bị điện tử (chủ yếu là đầu dò) và cho người sử dụng;
- Dựa trên các kết quả mô phỏng có được, tiến hành thiết lập cấu hình hệ đo từ đó tính toán phổ gamma và suất liều tương đương với cấu hình đã xây dựng.

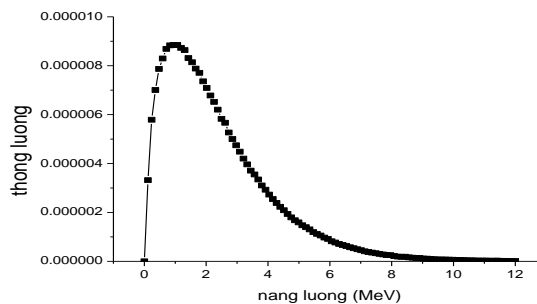
II.2. Kết quả và bàn luận

a. Xác định phổ năng lượng của nguồn phát neutron

- Nguồn phát neutron là nguồn ^{252}Cf , có thông lượng vào khoảng 10^7 n/s, phát ra bức xạ neutron có năng lượng trung bình khoảng 2,14 MeV. Phổ năng lượng tuân theo phân bố Watt, được xác định bởi công thức (1) dưới đây:

$$f(E) = C e^{-\frac{E}{a}} \sinh(\sqrt{bE}) \quad (1)$$

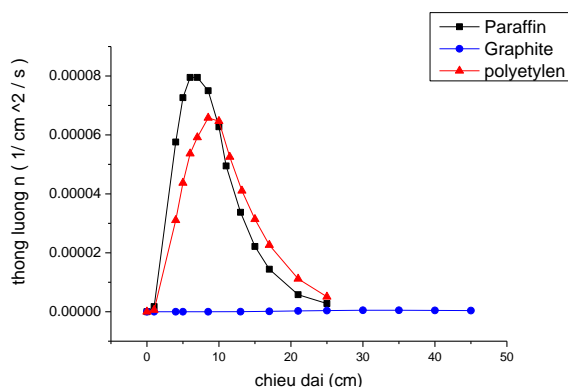
trong đó E là năng lượng neutron trung bình, $a=1.025$, $b=2.926$ [7]. Phổ năng lượng neutron của nguồn Cf-252 có dạng như hình 2:



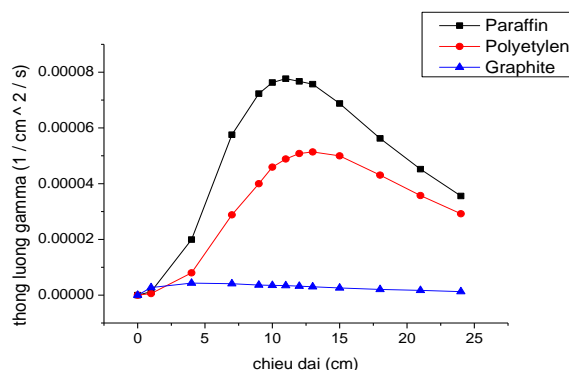
Hình 2. Phổ neutron của nguồn ^{252}Cf được tính toán với các hệ số a,b ở trên

b. Lựa chọn vật liệu làm chậm neutron

Trong kỹ thuật phân tích PGNA, quá trình kích hoạt mẫu đo, sử dụng chủ yếu là neutron nhiệt, vì vậy trong quá trình đo cần phải làm chậm các neutron nhanh phát ra từ nguồn. Đây là yếu tố rất quan trọng và ảnh hưởng trực tiếp tới hiệu suất của phép phân tích. Nếu neutron nhanh được nhiệt hóa tối đa thì hiệu suất sinh bức xạ gamma trong quá trình kích hoạt mẫu sẽ lớn, do đó độ nhạy phân tích sẽ cao. Để thực hiện điều này, cần lựa chọn vật liệu phù hợp nhiệt hóa neutron và tính toán bề dày làm chậm tối ưu để thu được thông lượng neutron nhiệt lớn nhất, đồng thời hạn chế tối đa phòng bức xạ gamma sinh ra do quá trình tương tác của neutron với vật liệu được chọn. Quá trình tính toán được thực hiện trên ba loại vật liệu: paraffin, polyetylen và graphite, kết quả mô phỏng được biểu diễn trên hình 3 và hình 4.



Hình 3. Sự biến đổi thông lượng neutron nhiệt theo bề dày chất làm chậm

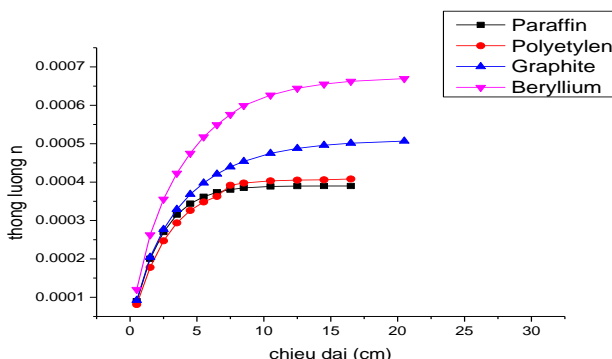


Hình 4. Sự biến đổi thông lượng gamma theo bề dày chất làm chậm

Từ kết quả tính toán cho thấy, để làm chậm neutron thì bề dày tối ưu của vật liệu paraffin là 5-7 cm, polyetylen là 10-12 cm và graphite là 32-35 cm. Như vậy paraffin có khả năng làm chậm tốt hơn so với các vật liệu khác, tuy nhiên phóng bức xạ gamma tạo ra của paraffin tại bề dày nhiệt hóa tối ưu của vật liệu lại lớn hơn so với polyetylen và graphite.

c. Lựa chọn vật liệu phản xạ

Việc xác định, thiết kế các vật liệu phản xạ có ý nghĩa quan trọng trong việc tăng cường thông lượng neutron trong vùng chiếu mẫu. Sự phản xạ neutron trên các vật liệu phụ thuộc vào tiết diện tán xạ của hạt nhân, tiết diện hấp thụ, mật độ và bề dày vật liệu phản xạ. Các vật liệu sử dụng trong thiết kế vành phản xạ cần có tiết diện tán xạ lớn, tiết diện hấp thụ nhỏ với mật độ cao để có khả năng phản xạ neutron tốt nhất. Theo đó, quá trình tính toán được thực hiện trên bốn loại vật liệu khác nhau bao gồm polyetylen, graphite, paraffin và beryllium, kết quả thu được thông qua mô phỏng được thể hiện trên hình 5.



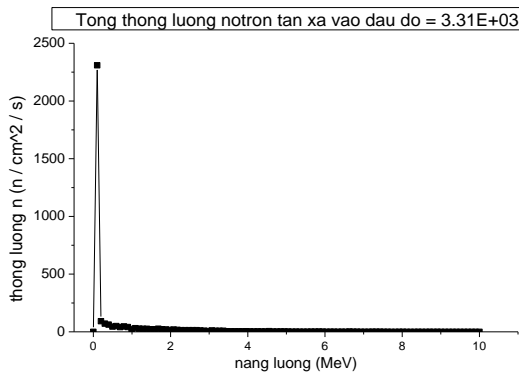
Hình 5. Sự biến đổi thông lượng neutron theo bề dày chất phản xạ

Kết quả cho thấy: bề dày phản xạ tối ưu thu được trong khoảng 6-7 cm với các vật liệu như polyetylen và paraffin; 10-12 cm đối với các vật liệu như graphite và beryllium. Kết quả tính toán với graphite khá phù hợp với tính toán của Zhang Jinzhao [8]. Trong đó graphite và beryllium có khả năng phản xạ cao hơn so với các vật liệu khác, do các nguyên tố của vật liệu này tương tác với neutron theo va chạm đàn hồi tại góc tán xạ lớn, do đó không tạo ra các tia gamma tức thời. Ngược lại các vật liệu polyetylen và paraffin có chứa thành phần hydro trong công thức cấu tạo phân tử cho nên chúng dễ dàng bắt neutron làm phát ra bức xạ gamma có năng lượng 2,2 MeV và làm tăng phóng trong quá trình ghi nhận.

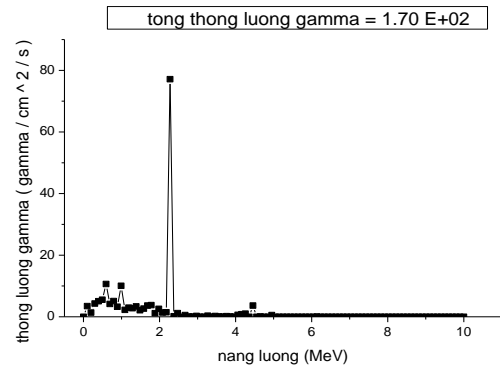
d. Tính toán an toàn bức xạ

Che chắn an toàn bức xạ cần chú trọng 2 vấn đề : che chắn đầu dò khỏi các tác động của bức xạ neutron sinh ra từ nguồn đi trực tiếp tới detector hoặc các neutron tán xạ vào đầu dò trong quá trình tương tác với vật chất và che chắn an toàn bức xạ để giảm thiểu liều chiếu ra môi trường xung quanh khối đo. Việc che chắn đầu dò khỏi các tác động của bức xạ neutron và

gamma có ý nghĩa quan trọng trong việc bảo vệ đầu dò và giảm thiểu nhiễu bức xạ gamma do quá trình làm chậm và phản xạ neutron gây lên. Kết quả tính toán thông lượng neutron và gamma tại vị trí đầu dò được biểu diễn trên hình 6, 7:

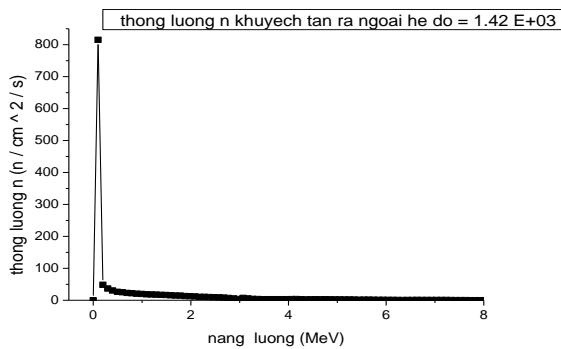


Hình 6. Phổ năng lượng neutron ghi nhận tại đầu dò khi chưa che chắn

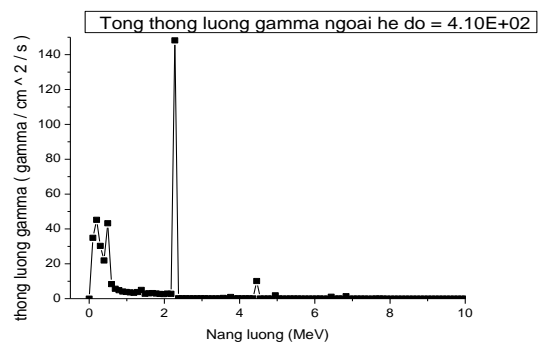


Hình 7. Phổ năng lượng bức xạ gamma ghi nhận tại đầu dò khi chưa che chắn

Đối với liều bức xạ bên ngoài khối đo chủ yếu gây bởi các neutron nhanh và các bức xạ gamma tạo thành từ quá trình tương tác của neutron với các thành phần vật chất trong khối đo. Kết quả tính toán phổ năng lượng neutron và gamma bên ngoài khối đo được biểu diễn trên hình 8, 9.

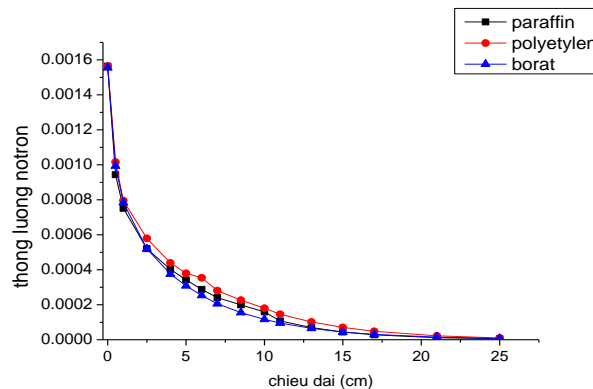


Hình 8. Phổ năng lượng neutron tán xạ ra ngoài hệ đo



Hình 9. Phổ năng lượng gamma bên ngoài hệ đo

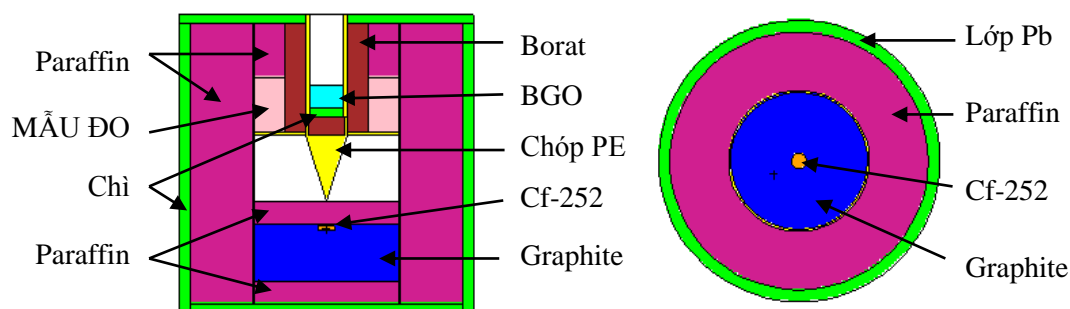
Như vậy để giảm thiểu nhiễu gamma, có thể sử dụng lớp chì có bề dày khoảng 2 cm để che chắn cho đầu dò, với bề dày này thì cường độ bức xạ gamma giảm đi 2.7 lần và sử dụng lớp chì có bề dày khoảng 3 cm để che chắn bên ngoài xung quanh khối đo. Đối với việc che chắn bức xạ neutron cho đầu dò và cho khối đo có thể căn cứ vào mức độ suy giảm neutron theo bề dày chất hấp thụ, hình 10 chỉ ra sự suy giảm của neutron theo bề dày các vật liệu khác nhau.



Hình 10. Sự biến đổi của thông lượng neutron theo bề dày vật liệu

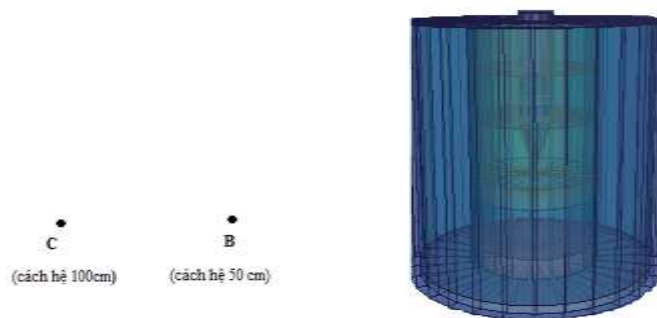
e. Thiết kế cấu hình khối đo

Dựa trên các kết quả tính toán thu được, kích thước cấu hình khối 2 trên hình 1 được xác định như sau. Khoanh 1 có các lớp: lớp làm chậm bằng paraffin có chiều dày 6cm, lớp phản xạ bên dưới dày 11cm, lớp che chắn neutron sử dụng paraffin dày 5cm và lớp chì dưới cùng để che chắn γ dày 2cm. Khoanh 3 gồm 2 lớp, lớp paraffin che chắn và hấp thụ neutron dày 13cm, trên cùng là lớp chì che chắn γ dày 2cm. Khoanh 2 có các lớp vật liệu tính từ ngoài vào trong gồm: lớp chì che chắn γ dày 3cm, lớp paraffin che chắn neutron dày 15cm, khoảng trống để đặt mẫu đo rộng 8cm, lớp borat hấp thụ neutron dày 5cm và khoảng trống để cắm ống thu tín hiệu là 4cm. Như vậy đường kính của khoanh 2 là 72cm (cũng là đường kính của khối 2). Để xác định chiều cao của khoanh 2, tiến hành thêm một số tính toán để xác định độ cao mẫu than. Với kết quả tính toán nhằm ghi nhận thông lượng gamma sinh ra do các thành phần của mẫu than tại vị trí đầu dò BGO, từ đó lựa chọn được độ cao của mẫu than. Theo đó, bề dày mẫu cao hơn bề mặt phía trên của tinh thể BGO khoảng 2.5cm và thấp hơn bề mặt dưới của tinh thể BGO khoảng 6cm. Để che chắn đầu dò, giảm thiểu tác động của bức xạ neutron và phong bức xạ γ gây ra do các vật liệu cấu thành khối đo, xung quanh đầu dò sử dụng borat có chiều dày khoảng 5cm, bên dưới đầu dò bố trí 3 lớp che chắn bao gồm khối chóp PE có chiều dài khoảng 14 cm, lớp borat 4cm và lớp chì có bề dày khoảng 2 cm. Hộp chứa mẫu được thiết kế dạng vành khăn hình trụ tròn với thể tích được tính toán có thể chứa đựng khoảng 15 kg than. Để che chắn an toàn bức xạ, giảm thiểu liều bức xạ ra môi trường, xung quanh khối đo sử dụng 2 lớp che chắn bao gồm lớp paraffin có bề dày 15 cm và lớp chì dày 3cm. Như vậy, khối đo thử nghiệm có dạng hình trụ với bán kính là 36cm và chiều cao là 67cm, được mô hình hóa như trên hình 11.



Hình 11. Cấu hình hệ PGNAA theo mặt cắt XZ và XY tại tâm nguồn

Với cấu hình che chắn được thiết kế như trên, kết quả tính toán liều bức xạ tổng cộng gây bởi n và γ ở bên ngoài khối đo tại các vị trí cách khối đo 50cm và 100cm (hình 12) được thể hiện trên bảng 1:



Hình 12. Suất liều tương đương tổng cộng tại các vị trí ngoài khối đo.

Bảng 1: Suất liều tương đương ghi nhận được tại 2 vị trí bên ngoài khối đo:

Vị trí	Liều bức xạ (uSv/h)
B	4.2
C	1.6

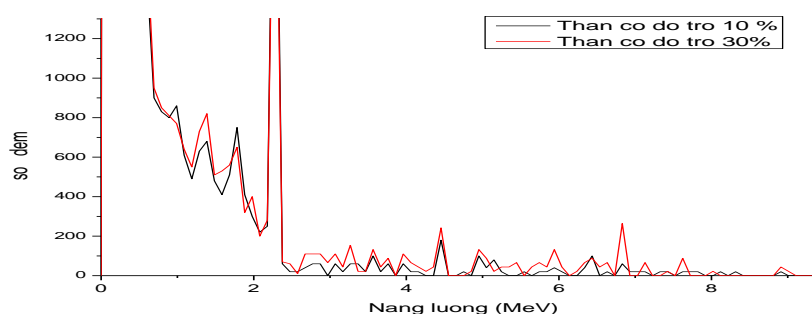
f. Tính toán phổ gamma tức thời

Phổ gamma tức thời thu nhận được tại đầu thu được tạo thành chủ yếu do quá trình tương tác của neutron với các nguyên tố có trong than. Các nguyên tố nhẹ và trung bình như Ca, Fe, Si, Al, Ti là thành phần chính trong tro than có tiết diện bắt neutron nhiệt lớn, vì vậy dễ dàng phát ra các bức xạ γ tức thời từ phản ứng bắt (n,γ) tạo thành các đỉnh gamma đặc trưng [1,2,9]. Tính toán với 2 mẫu than có cùng khối lượng 15 kg; có độ tro 10% và 30%; mật độ khối lượng là 1.70 gam.cm^{-3} , có thành phần và hàm lượng tương ứng cho trên bảng 2.

Bảng 2: Thành phần hàm lượng mẫu tro than tương ứng đưa vào tính toán [10]:

Thành phần	Tỉ lệ thành phần (%) mẫu than 10%	Tỉ lệ thành phần (%) mẫu than 30%
SiO ₂	5,919	20.08
Al ₂ O ₃	2,508	7.524
Fe ₂ O ₃	0,597	1.791
CaO	0,109	0.327
MgO	0,123	0.369
MnO	0,005	0.015
K ₂ O	0,458	1.374
Na ₂ O	0,021	0.063
Ti ₂ O	0,085	0.255
Độ ẩm (H ₂ O)	8	8
C	75,35	53.3974
N	6	6.2
S	0,65	0.6

Phổ bức xạ gamma thu nhận được tại đầu dò biểu diễn trên hình 13.



Hình 13. Phổ γ đối với hai mẫu than có độ tro 10% và 30%

Kết quả trên cho thấy, dạng phổ thu được với hai mẫu than có thành phần tro khác nhau là khác biệt và có sự tương quan tuyến tính nhau. Điều đó có thể đảm bảo cho việc tính toán xác định độ tro trên hệ phân tích thực nghiệm.

III. KẾT LUẬN

Thông qua việc mô phỏng vận chuyển neutron qua các vật liệu khác nhau bằng việc sử dụng chương trình MCNP5, đã giải quyết các bài toán nhiệt hóa, phản xạ và an toàn bức xạ nhằm tối ưu hóa cho cấu hình hệ phân tích nhanh độ tro than với khối lượng mẫu nhỏ bằng phương pháp PGNA. Trong đó, các tính toán chỉ thực hiện với nguồn neutron là ^{252}Cf có

thông lượng 10^7 n/s và với một loại đầu dò là BGO có kích thước 2"x2". Kết quả cho thấy, với thông lượng nguồn như trên, chỉ cần đầu dò có kích thước 2"x2" và với thể tích mẫu nhỏ như đã tính toán là có thể thu được phổ riêng biệt với các loại than có độ tro khác nhau. Trong thực tế, khi nguồn neutron có thông lượng n/s nhỏ hơn đáng kể, có thể tăng kích thước đầu dò (lên 3"x2"; 3"x3"; 5"x3",...) hoặc tăng thể tích mẫu đo. Việc tăng thể tích mẫu đo khá dễ dàng nhờ giảm bề dày kích thước vật liệu bảo vệ xung quanh đầu dò, giảm chiều cao kích thước chóp PE,... Những vấn đề này sẽ được xử lý khi đưa hệ đo thực nghiệm vào hoạt động. Đây chính là tiền đề cơ sở cho quá trình nghiên cứu và chế tạo hệ phân tích thử nghiệm.

TÀI LIỆU THAM KHẢO

- [1] M.Borsaru et al., "the application of prompt gamma neutron activation analysis to borehole logging for coal", Applied radiation and isotopes, (335-343), 2001
- [2] Fay, David Allyn, *Iowa State University* "Neutron-capture gamma-ray analysis of coal for sulfur, iron, silicon and moisture" (1979). *Retrospective Theses and Dissertations*. Paper 6441.
- [3] Nguyễn Thanh Tuy và ccs "Hệ thiết bị phân tích độ tro than bằng kỹ thuật PGNAA và ứng dụng", tạp chí Hoạt động KHOA HỌC số tháng 10/2011 (629), trang 49 – 53.
- [4] Báo cáo tổng kết đề tài "Nghiên cứu xây dựng hệ thiết bị phân tích độ tro sử dụng kỹ thuật PGNAA với nguồn phát neutron", mã số ĐT.03/09.NLNT,2009-2011, Bộ KH&CN.
- [5] Đặng Nguyên Phương " Hướng dẫn sử dụng MCNP cho hệ điều hành windows" 5-6, 2012
- [6] MCNP – A general Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Los Alamos National Laboratory, 2003
- [7] Hee-young Kang et al. " Evaluation of Neutron Shielding effects on various materials by using a Cf-252 source", journal of Korean Physical society, vol.52, (1746-1747), 2008
- [8] PGNAA neutron source moderation setup optimization; Zhang Jinzhao¹, Tuo Xianguo¹, Chengdu 610059, China.
- [9] Nguyen Tuan Khai, Nguyen Thanh Tuy, Khuong Thanh Tuan, "On-line analysis system of coal ASH contents using neutron – induced gamma spectrometry", Journal of Nuclear Science and Technology, No 1 - 2011, Page 45- 52.
- [10] Than tiêu chuẩn Việt Nam, TCVN 1790:1999 (Than Hòn Gai - Cẩm Phả - Yêu cầu kỹ thuật), www.nuibeo.com.vn/ Than tiêu chuẩn Việt Nam.

USING MCNP5 COMPUTER CODE TO DESIGN THE PGNAA FOR LIMITED BULK COAL SAMPLES

MAI VAN DIEN, NGUYEN THANH TUY, KHUONG THANH TUAN
Institute for Nuclear Science and Technology, 179 Hoang Quoc Viet, Ha Noi
Email: maivandien.k56@hus.edu.vn

Abstract: MCNP is very popular simulation code in research. It can be used to calculate and optimize the configuration for physical problems. In this paper, we present the design and optimization of PGNAA system based on Monte Carlo simulations using MCNP5 code. Neutron and gamma transport calculations have been performed to estimate irradiation fluxes for sample activation within hot cell. The simulation results indicate thermal neutron, fast neutron fluxes based on tracking the transport through matters of neutrons emitted from the source (Cf-252), gamma spectrum, radiation protection and we used these results to design a prompt gamma ray neutron activation analysis (PGNAA) configuration for a limited volume of coal samples.

Keywords: MCNP, PGNAA, Monte Carlo, Cf-252 neutron source