

NGHIÊN CỨU, THIẾT KẾ CHẾ TẠO MÁY ĐO LIỀU NEUTRON

Mai Văn Điện

Viện Khoa học và Kỹ thuật hạt nhân

Báo cáo trình bày các kết quả nghiên cứu trong việc thiết kế, chế tạo máy đo suất tương đương liều neutron môi trường. Thiết bị được chế tạo bao gồm một khối đầu dò có cấu trúc làm chậm đa lớp và hệ điện tử ghi nhận đi kèm. Khả năng đo đặc suất tương đương liều neutron môi trường $H^(10)$ của thiết bị đo được kiểm chứng tại phòng chuẩn neutron của Viện Khoa học và Kỹ thuật hạt nhân. Các kết quả khảo sát cho thấy thiết bị có độ nhạy cao ($2.84 \text{ cps}/\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$) và có khả năng thực thi tốt trong các trường neutron thực tế.*

1. GIỚI THIỆU

Việc khai thác và ứng dụng năng lượng nguyên tử, hạt nhân trong đời sống khoa học ngày càng được phát triển mạnh mẽ ở nhiều quốc gia trên thế giới. Hiệu quả kinh tế - xã hội mà chúng đem lại là không nhỏ. Tuy nhiên, bên cạnh các lợi ích, các bức xạ ion hóa còn có thể gây ra những ảnh hưởng xấu tới sức khỏe con người và môi trường xung quanh [1, 2]. Theo thống kê, nước ta có khoảng 2100 nguồn phóng xạ đang được sử dụng tại các cơ sở ứng dụng kỹ thuật hạt nhân; 4 cơ sở sử dụng máy gia tốc hạt để sản xuất đồng vị phóng xạ phục vụ trong y tế; 4 trung tâm chiếu xạ sử dụng nguồn ^{60}Co với hoạt độ phóng xạ lên tới hàng triệu Ci; 1 lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu tại Đà Lạt có công suất 0,5 MW; 35 cơ sở y học hạt nhân; hàng trăm cơ sở sử dụng X quang và 60 cơ sở quản lý về an toàn bức xạ được thành lập theo pháp lệnh về an toàn bức xạ đã được chính phủ ban hành [3, 4]. Trước tình hình đó, vấn đề giám sát và đảm bảo an toàn bức xạ tại các cơ sở ứng dụng kỹ thuật hạt nhân ngày càng được các cơ quan nhà nước và xã hội quan tâm.

Trường bức xạ xung quanh lò phản ứng hạt nhân, kho lưu giữ nguồn và các cơ sở sử dụng máy gia

tốc năng lượng cao,... thường hiện diện các thành phần bức xạ gamma và neutron với phân bố năng lượng phức tạp. Suất liều gây bởi các thành phần bức xạ này là rất lớn, do đó cần phải đo đặc và giám sát thường xuyên. Việc đo liều gamma tại các cơ sở hạt nhân đã được trang bị tương đối đầy đủ, tuy nhiên vấn đề kiểm soát liều lượng gây bởi thành phần neutron tại các cơ sở này còn nhiều hạn chế. Các thiết bị đo liều neutron thường dùng là các thiết bị xách tay được sử dụng cho việc giám sát định kỳ mà chưa có các thiết bị chuyên dụng giúp kiểm soát liều lượng một cách thường xuyên và liên tục. Bên cạnh đó, các máy đo thường là thiết bị nhập ngoại có giá thành rất đắt và gây khó khăn trong quá trình sửa chữa, bảo dưỡng.

Nhằm tiến tới việc nội địa hóa các thiết bị đo liều neutron tại nước ta, mục tiêu của nghiên cứu này là phát triển một thiết bị đo tương đương liều neutron môi trường dựa trên ống đếm tỉ lệ ^3He . Thiết bị được chế tạo theo nguyên lý thiết kế của các máy đo liều neutron truyền thống (Conventional neutron survey meter [5, 6]) với cấu hình làm chậm sử dụng polyethylen mật độ cao (HDPE) và Cadimi (Cd). Hệ điện tử được xây dựng đi kèm có chức năng xử lý tín hiệu, hiển thị và truyền dữ

liệu tới máy tính chủ thông qua chuẩn giao tiếp RS232. Các đặc trưng về độ nhạy, độ tuyến tính và khả năng đo đặc suất tương đương liều neutron môi trường được kiểm chứng thông qua các đo đạc thực nghiệm tại Phòng chuẩn neutron của Viện Khoa học và Kỹ thuật hạt nhân.

2. NỘI DUNG

2.1. Nguyên lý thiết kế

Tương đương liều neutron môi trường $H^*(10)$ được xác định theo công thức sau:

$$H^*(10) = \sum_{k=1}^n (\Phi(E_k) \times h(E_k)) \quad (1.1)$$

Trong đó: $\Phi(E)$ (cm^{-2}) là phổ thông lượng neutron tại vị trí đo; $h(E)$ (pSv.cm^2) là hệ số chuyển đổi từ thông lượng sang tương đương liều neutron môi trường (cung cấp bởi ICRP 74 [7]).

Phương trình (1.1) cho phép xác định tương đương liều neutron môi trường $H^*(10)$ khi biết phổ thông lượng neutron tới. Đại lượng này có thể được đo đạc bằng phổ kế cầu Bonner hoặc phổ kế thời gian bay (TOF). Tuy nhiên, các phương pháp này cần thời gian đo dài và yêu cầu thuật toán xử lý phức tạp. Ngoài ra, các đầu dò sử dụng để đo đặc neutron hiện nay thường chỉ nhạy với một dải năng lượng nhất định, do đó việc xác định phổ thông lượng neutron đối với các thiết bị đo liều là rất khó khăn. Để khắc phục điều này, các thiết bị đo thường được thiết kế để có một cấu hình đầu dò với đáp ứng thông lượng có dạng tương tự như đường chuyển đổi liều $h(E)$ [1, 5, 6]. Phương pháp này cho phép xác định giá trị của $H^*(10)$ một cách đơn giản qua số đếm ghi nhận được mà không cần quan tâm tới năng lượng của bức xạ tới.

Giả sử rằng: M và $R(E_k)$ lần lượt là số đọc và đáp ứng thông lượng của thiết bị đo liều neutron. Ta có thể biểu diễn mối quan hệ giữa các đại lượng này theo công thức sau:

$$M = \sum_{k=1}^n (\Phi(E_k) \times R(E_k)) \quad (1.2)$$

Từ (1.1) và (1.2):

$$\frac{H^*(d)}{M} = \frac{\sum_{k=1}^n (\Phi(E_k) \times h(E_k))}{\sum_{k=1}^n (\Phi(E_k) \times R(E_k))} \quad (1.3)$$

trong trường hợp đáp ứng thông lượng của thiết bị đo có dạng tương tự như đường chuyển đổi liều, khi đó tỷ số giữa $h(E_k)$ và $R(E_k)$ là một hằng số và giá trị tương đương liều neutron môi trường $H^*(10)$ sẽ được chuẩn hóa thông qua số đọc của thiết bị đo với hệ số hiệu chuẩn, c , như được mô tả trong công thức (1.5).

$$\frac{h(E_k)}{R(E_k)} = c \quad (c \text{ là hằng số, } k = \overline{1, n}) \quad (1.4)$$

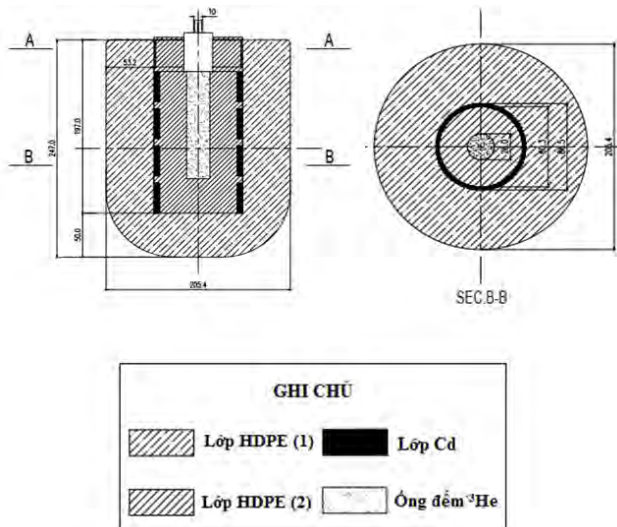
$$H^*(d) = c \times M \quad (1.5)$$

Để đạt được cấu hình đầu dò thỏa mãn điều kiện trên, chúng tôi đã thực hiện các tính toán Monte-Carlo nhằm xác định cấu hình tối ưu cho thiết bị đo. Các mô phỏng được thực hiện với ống đếm tỷ lệ ^3He có kích thước $15 \times 2,54$ (cm) do hãng Centronics (UK) chế tạo. Đáp ứng thông lượng của ống đếm với các cấu hình làm chậm khác nhau được tính toán dựa trên số phản ứng $^3\text{He}(n, p)$ t sinh ra trong vùng hoạt của đầu dò. Trong quá trình mô phỏng, các tham số như bề dày nhiệt hóa, vị trí và kích thước của lớp hấp thụ được điều chỉnh cho tới khi thu được một hàm đáp ứng năng lượng phù hợp theo khuyến cáo của tiêu chuẩn quốc tế IEC 61005-2014 [8]

2.2. Cấu hình của thiết bị đo

Thiết bị được chế tạo có cấu trúc như hình 1. Trong đó, ống đếm tỷ lệ ^3He được đặt tại vị trí trung tâm, bao quanh là khối làm chậm có kích thước là $20,5 \times 24,5$ (cm). Cấu trúc làm chậm gồm 2 lớp polyethylene mật độ cao với bề dày lần lượt là 6 cm và 2,7 cm, ở giữa là lớp Cd có bề dày 3 mm. Để tăng cường đáp ứng của thiết bị đo tại vùng neutron nhiệt, lớp Cd được đục lỗ với tổng

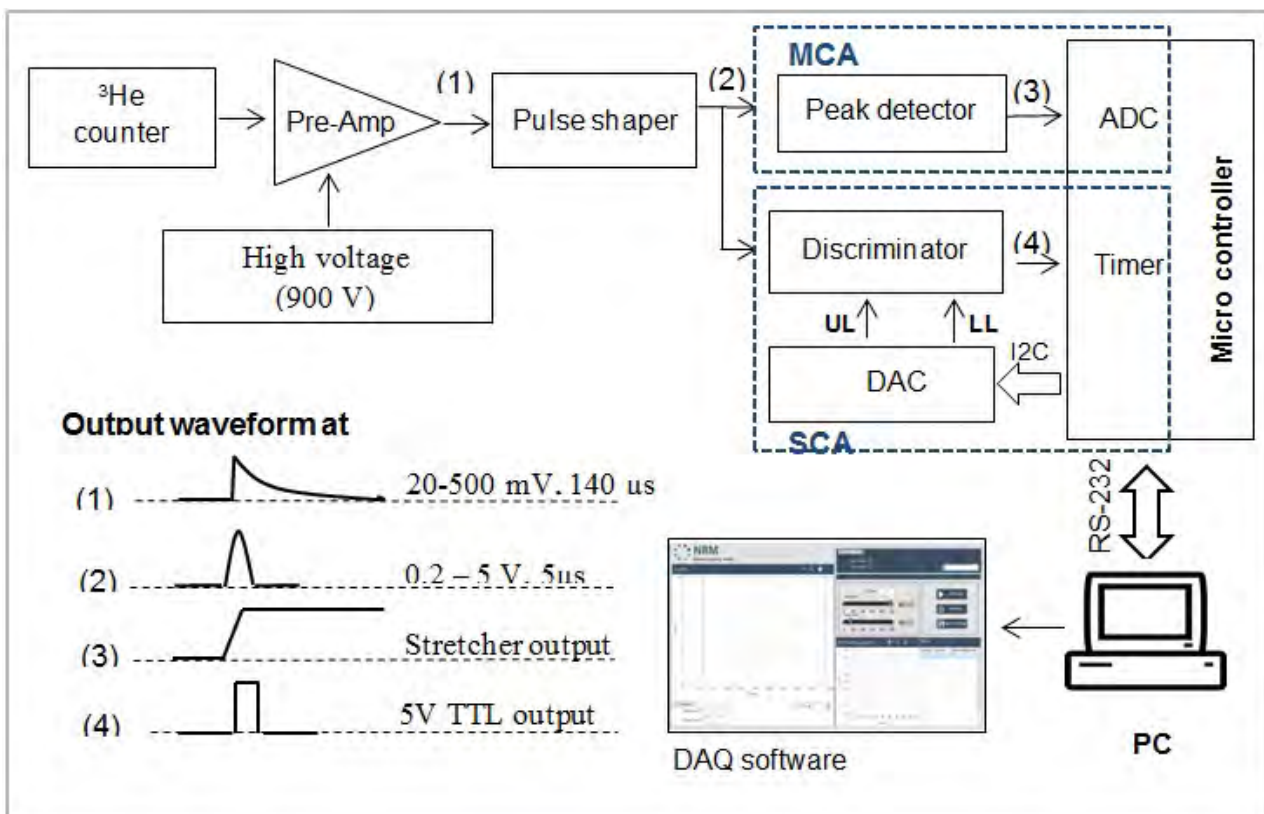
diện tích mở bằng 10% diện tích đầu dò. Các lỗ mở này được bố trí tại các vị trí cách đều nhau dọc theo trục của ống đếm nhằm cải thiện đáp ứng góc của thiết bị đo.



Hình 1. Cấu trúc của khối đầu dò

Hệ điện tử được chế tạo với các khối chức năng bao gồm: cao thế, tiền khuếch đại, khối hình thành

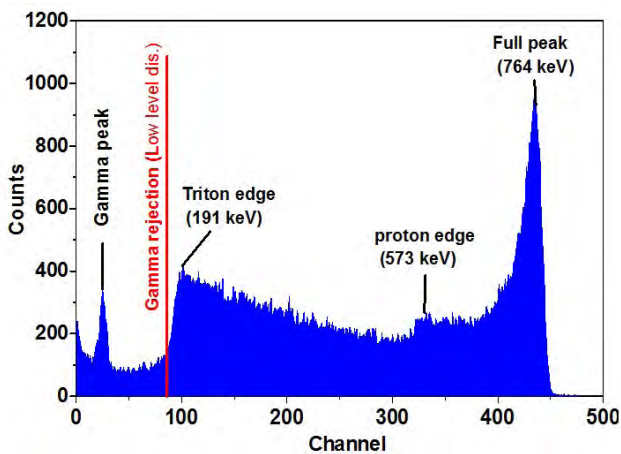
xung, MCA (1024 kênh) và SCA (hình 2). Trong đó, tiền khuếch đại được thiết kế có hệ số khuếch đại là 1400 mV/pC, độ ổn định cao và nhiễu thấp (ENC = 200 electron). Khối hình thành xung có nhiệm vụ khuếch đại và hình thành xung với biên độ lối ra có giá trị từ 0-5 V. Các xung này sau đó được đưa vào MCA và SCA để hình thành hai chế độ đo độc lập. Trong đó, chế độ MCA đóng vai trò như một chức năng phụ trợ và chỉ được sử dụng trong quá trình hiệu chuẩn nhằm khảo sát phổ năng lượng đặc trưng của phản ứng (n, p) và xác định ngưỡng cắt phù hợp cho SCA. Các giá trị này sẽ được thiết lập bởi việc điều khiển một DAC-10bit (MCP 4912) thông qua hệ thống phần mềm trên máy tính chủ. Khi hoạt động ở chế độ SCA, thiết bị sẽ đếm các xung bức xạ và tính toán suất tương đương liều neutron môi trường tương ứng. Hình 3 là phổ năng lượng đặc trưng của phản ứng bắt ${}^3\text{He}(n,p)t$ được ghi nhận bởi thiết bị đo khi chiếu với nguồn ${}^{241}\text{Am-Be}$.



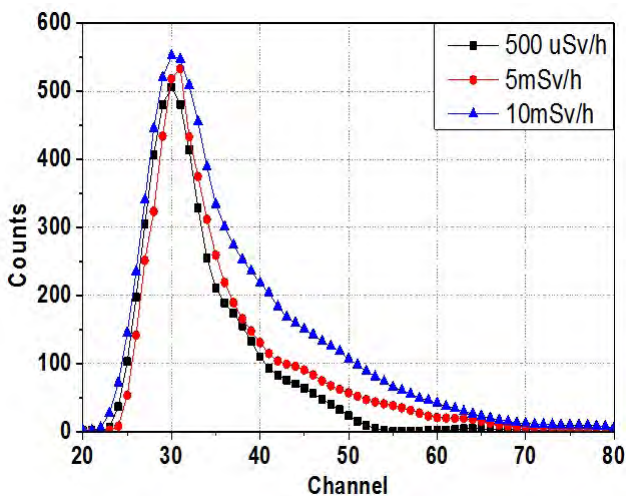
Hình 2.1. Sơ đồ khối của hệ điện tử đã được chế tạo



Hình 2.2. Hình ảnh của hệ điện tử đã được chế tạo



Hình 3. Phổ năng lượng đặc trưng của phản ứng bắt ${}^3\text{He}(n,p)t$

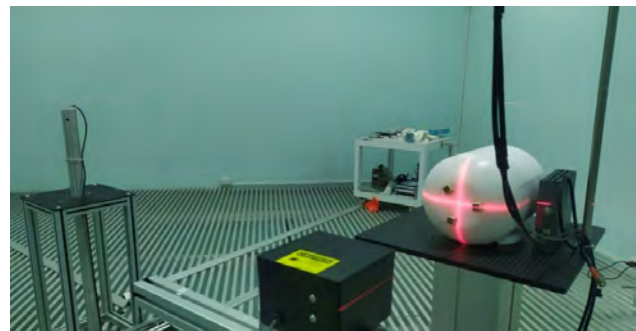


Hình 4. Khảo sát thiết bị đo trên trường chuẩn ${}^{137}\text{Cs}$ (662 keV) với các suất liều khác nhau

Phổ đặc trưng ghi nhận bởi thiết bị đo bao gồm một đỉnh năng lượng toàn phần tại 764 keV và các đỉnh thoát đơn của triton và proton tại 191 và 573 keV. Tại vùng năng lượng thấp, xuất hiện một đỉnh nhỏ gây ra do các bức xạ gamma sinh ra trong quá trình làm chậm neutron. Để loại trừ các đóng góp của gamma và nhiễu điện tử, ngưỡng thấp của SCA sẽ được lựa chọn gần đỉnh thoát của proton sao cho hệ thống ghi nhận có thể loại trừ hầu hết các bức xạ gamma ở suất liều 10 mSv/h tại năng lượng 662 keV của ${}^{137}\text{Cs}$ (hình 4).

3. KẾT QUẢ THỰC NGHIỆM

Nhằm khảo sát độ nhạy và khả năng làm việc của thiết bị đo, các đo đạc thực nghiệm được tiến hành tại phòng chuẩn neutron của Viện Khoa học và Kỹ thuật Hạt nhân. Hệ đo được chiếu chuẩn với nguồn ${}^{241}\text{Am-Be}$ có năng lượng trung bình là 4,2 MeV và suất liều là $1,287 \times 10^7$ n/s.

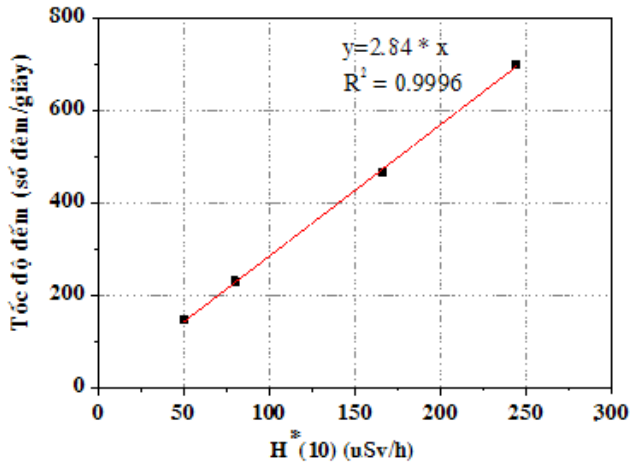


Hình 5. Bố trí thí nghiệm tại phòng chuẩn neutron viện KH&KT hạt nhân

- Độ tuyến tính của thiết bị đo

Các phép đo được thực hiện tại khoảng cách 80 cm, 100 cm, 150 cm và 200 cm nhằm đánh giá độ tuyến tính của thiết bị đo trong dải liều từ 50 $\mu\text{Sv/h}$ tới 300 $\mu\text{Sv/h}$. Hình 6 là đồ thị biểu diễn mối quan hệ giữa tốc độ đếm mà thiết bị ghi nhận được và suất tương đương liều môi trường tại vị trí khảo sát. Các kết quả cho thấy hệ đo có độ nhạy cao ($2.84 \text{ cps}/\mu\text{Sv.h}^{-1}$) và độ tuyến tính tốt

trong toàn dải đo.



Hình 6. Mối liên hệ giữa tốc độ đếm và tương đương liều môi trường $H^*(10)$

- Khả năng làm việc của thiết bị đo trong các trường neutron giả lập thực tế

Trong trường bức xạ thực tế, neutron thường có phân bố năng lượng phức tạp. Việc khảo sát thiết

bị đo với các trường biến điệu của $^{241}\text{Am-Be}$ sử dụng các khối làm chậm có đường kính 20cm, 25cm, 30cm, 35cm, cho phép đánh giá khả năng làm việc của thiết bị đo trong trường thực tế. Các kết quả ghi nhận bởi thiết bị đo sẽ được so sánh với suất liều chuẩn do phòng chuẩn cung cấp và kết quả ghi nhận bởi thiết bị Aloka TPS-451C trên cùng một cấu hình đo. Bảng 1 trình bày các kết quả đo ghi nhận được.

Hầu hết các kết quả đo đều cho sai số nhỏ hơn 12% so với giá trị liều chuẩn. Các kết quả này cũng tương tự như kết quả ghi nhận bởi hệ Aloka TPS-451C do hãng Hitachi (Nhật Bản) chế tạo.

4. KẾT LUẬN

Thiết bị được chế tạo dựa trên ống đếm tỷ lệ ^3He với cấu hình làm chậm đa lớp làm từ vật liệu pol-

Bảng 1. Kết quả đo đạc tương đương liều neutron môi trường tại một số trường biến điệu của $^{241}\text{Am-Be}$

Nguồn neutron	khoảng cách (cm)	Suất liều $H^*(10)$ chuẩn ($\mu\text{Sv/h}$)	Suất liều $H^*(10)$ đọc bởi TB đo ($\mu\text{Sv/h}$)	Độ lệch tương đối (%)	Suất liều ghi nhận bởi ALOKA TPS-451C ($\mu\text{Sv/h}$)
$^{241}\text{Am-Be}$ với 20cm PE	80	131,6	144,3	9,6	143,2
	100	88,2	96,6	9,5	95,1
	150	43,4	48,3	11,3	46,9
	200	28,6	31,1	8,7	30,5
$^{241}\text{Am-Be}$ với 25cm PE	80	108,3	112,3	3,6	112,9
	100	71,6	74,9	4,6	75,1
	150	35,6	37,9	6,6	37,0
$^{241}\text{Am-Be}$ với 30cm PE	200	23,0	24,7	7,6	23,9
	80	83,5	85,9	2,9	84,8
	100	55,0	55,9	1,7	57,2
$^{241}\text{Am-Be}$ với 35cm PE	150	27,4	29,2	6,4	28,8
	200	17,8	18,7	5,3	19,0
	80	64,8	64,6	0,3	65,3
$^{241}\text{Am-Be}$ với 35cm PE	100	43,6	43,4	0,4	43,6
	150	21,3	21,9	2,8	22,8
	200	13,8	14,4	4,3	13,9

yethylen mật độ cao và Cd. Hệ đo có kích thước khoảng 20,5 cm x 24,5 cm và trọng lượng nhỏ hơn 6 kg. Hệ điện tử ghi nhận đi kèm được thiết kế tích hợp một MCA và một SCA cho phép loại trừ hầu hết các tín hiệu gamma và nhiễu điện tử mà vẫn duy trì hiệu suất ghi nhận đối với bức xạ neutron. Với độ nhạy cao (2,84 cps/ μ Sv/h) và khả năng thực thi tốt trong các trường neutron thực tế, thiết bị có thể được sử dụng cho việc kiểm soát an toàn bức xạ tại các cơ sở ứng dụng kỹ thuật hạt nhân trong nước.

TÀI LIỆU THAM KHẢO

- [1] RJ Tanner et al., “Practical Implications of neutron survey instrument performance”, Radiation Protection Dosimetry, HPA-RPD-016, 2016.
- [2] IAEA, “Neutron monitoring for radiological protection”, IAEA Technique report, 1985.
- [3] Vũ Văn Tiến, “Nghiên cứu, khảo sát đặc trưng ống đếm neutron để thiết kế các thiết bị đo liều neutron”, Báo cáo tổng kết ĐTCS, 2013.
- [4] Lương thị Hồng, “Nghiên cứu, chế tạo thử nghiệm thiết bị đo liều neutron nhằm kiểm soát liều lượng bức xạ neutron sử dụng trong công nghiệp”, Báo cáo tổng kết ĐTCB, 2018.
- [5] T. M. Oakes et al., “An accurate and portable solid state neutron rem meter” Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 719, 6-12.
- [6] J. Saegusa et al., “Evaluation of energy responses for neutron dose-equivalent meters made in Japan”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 516 (2004), p.p 193–202.
- [7] ICRP, “The International Commission on Radiological Protection”, Publication 74, 1996.
- [8] IEC international standard, “Radiation protection instrumentation – Neutron ambient dose equivalent (rate) meters”, IEC-61005 (2014).