

# TÍNH TOÁN THÔNG LƯỢNG NEUTRON TRONG LÒ PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT VỚI CẤU HÌNH NHIÊN LIỆU MỚI SỬ DỤNG CHƯƠNG TRÌNH MÔ PHỎNG MONTE CARLO CODE MCNP4C2

Nguyễn Duy Sang<sup>1</sup>

## ABSTRACT

*The Dalat reactor is a pool-type research reactor, which uses water as the coolant and the moderator. The present working configuration of the reactor core includes 104 fuel elements: 98 fuel HEU (Highly enriched uranium) with the enrichment of 235U of 36% and 6 fuel LEU (Low-enriched uranium) with the enrichment of 235U of 19,75%. The neutron flux characteristics of the Dalat reactor such as energy spectra, absolute neutron flux and neutron flux distribution along an irradiation channel were calculated by using Monte Carlo Code MCNP4C2. The reactor core configuration was modeled following the real one realistically. All computations were done on a personal computer with the running time about 7 days for every case.*

**Keywords:** Working configuration, neutron flux, Dalat Reactor, MCNP4C2 Code

**Title:** Calculation of neutron flux characteristics of Da Lat reactor working with the new fuel elements using code MCNP4C2

## TÓM TẮT

Lò hạt nhân Đà Lạt là loại lò phản ứng nghiên cứu làm việc bằng neutron nhiệt dùng nước làm chất làm chậm và tải nhiệt. Cấu hình vùng hoạt hiện tại bao gồm 104 thanh nhiên liệu trong đó 98 bó HEU với độ giàu 235U là 36% và 6 bó LEU với độ giàu 235U là 19,75%. Các thuộc tính thông lượng neutron trong lò Đà Lạt như phổ năng lượng, thông lượng neutron và phân bố thông lượng neutron dọc kênh chiếu xạ được tính toán mô phỏng với chương trình Monte Carlo MCNP4C2. Cấu hình vùng hoạt của lò trong mô phỏng là tương tự như cấu hình thực. Các kết quả tính toán được thực hiện trên máy tính cá nhân với thời gian khoảng 7 ngày.

**Từ khóa:** Cấu hình hoạt động, thông lượng neutron, Lò hạt nhân Đà Lạt, chương trình MCNP4C2

## 1 ĐẶT VẤN ĐỀ

Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt được khôi phục và mở rộng từ dạng lò TRIGA-MARK II dưới sự trợ giúp của Liên Xô cũ sau đó được mở rộng từ công suất 250 kW lên 500 kW và đã được chính thức đưa vào vận hành khai thác từ ngày 20/03/1984. Sau khi hoạt động lại, có rất nhiều nghiên cứu về lò, đặc biệt là các nghiên cứu về các thông số tĩnh và động học lò, thủy nhiệt rất sôi động đã mang lại nhiều kết quả thú vị. Bên cạnh các hướng nghiên cứu này, các nghiên cứu thực nghiệm và lý thuyết nhằm khai thác hiệu quả của lò cũng sôi nổi không kém. Trong các phương pháp lý thuyết hiện nay, người ta quan tâm đến phương pháp mô phỏng bởi vì phương pháp này cho phép giải các bài toán vật lý phức tạp bằng cách tính toán từ những tham số rời rạc ngẫu nhiên sử dụng bằng máy vi tính một

<sup>1</sup> Khoa Phát triển Nông thôn, Trường Đại học Cần Thơ

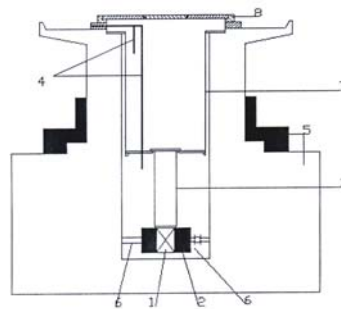
cách đơn giản và chính xác. Đã có những mô phỏng cho tính toán lò phản ứng Đà Lạt với cấu hình cũ (104 bó nhiên liệu HEU). Tuy nhiên, ngày 12/09/2007, lò tái nạp nhiên liệu với cấu hình mới đưa vào thanh nhiên liệu LEU độ giàu dưới 20% yêu cầu cần tính toán lại các thông số của lò như giá trị thông lượng neutron nhiệt, hệ số lệch phổ  $\alpha$ , năng lượng  $E_T$ . Từ kết quả tính toán đánh giá lại hiệu quả làm việc khi thay đổi các thông số của lò.

## 2 GIẢI QUYẾT VẤN ĐỀ

Để tính toán các thông số, trước hết ta cần hiểu rõ cấu trúc thực tế của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt<sup>1</sup>.

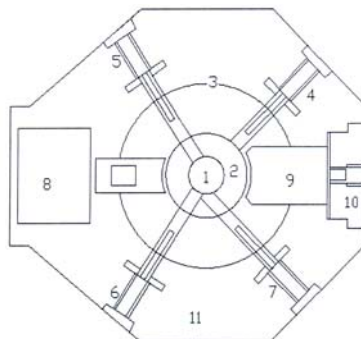
### 2.1 Cấu trúc lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt

Vùng hoạt có dạng hình trụ đặt vào trong vành phản xạ và gắn liền với một giếng hút cao 2,0 m, đường kính 0,5 m. Giếng hút được treo trên đáy của một giá đỡ cao 3,0 m, đường kính 2,0 m.



Hình 1: Sơ đồ mặt cắt đứng của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt

- |   |                          |              |
|---|--------------------------|--------------|
| 1- Vùng hoạt                                      | 2- Vành phản xạ graphite | 3- Giếng hút |
| 4- Các ống dẫn nước của hệ thống làm nguội vòng 1 | 5- Tường bê tông bảo vệ  | 7- Giá đỡ    |
| 6- Kênh thực nghiệm nằm ngang                     | 8- Nắp thép dày 20 cm    |              |



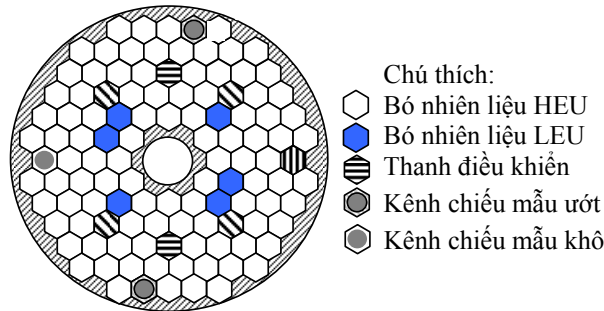
Hình 2: Sơ đồ mặt cắt ngang của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt

- |                               |                          |                          |                          |
|-------------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| 1- Vùng hoạt                  | 2- Vành phản xạ graphite | 3- Thùng lò              | 4- Kênh ngang hướng tâm  |
| 5- Kênh ngang hướng tâm       | 6- Kênh ngang hướng tâm  | 7- Kênh ngang tiếp tuyến |                          |
| 8- Bể chứa nhiên liệu đã cháy | 9- Cột nhiệt             | 10- Cửa cột nhiệt        | 11- Tường bê tông bảo vệ |

<sup>1</sup> Ngô Quang Huy (1997), Vật lý lò phản ứng hạt nhân, Viện Năng lượng Nguyên tử Việt Nam, Trung tâm Hạt Nhân Tp. Hồ Chí Minh, tr 241-253.

### 2.2 Cấu trúc vùng hoạt

Vùng hoạt sau tái nạp nhiên liệu 12/09/2007 bao gồm 104 bó nhiên liệu (BNL): 98 BNL HEU và 6 BNL LEU, 7 thanh điều khiển gồm: 4 thanh bù trừ KC - làm từ vật liệu carbua Bo (B4C), 1 thanh điều khiển tự động AR - làm từ thép không rỉ, 2 thanh sự cố AZ - làm từ vật liệu carbua Bo.



Hình 3: Cấu trúc vùng hoạt sau ngày 12/09/2007

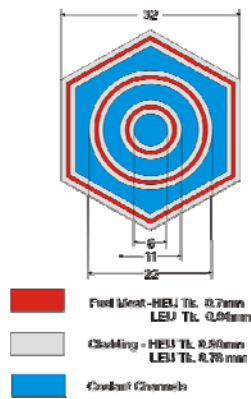
### 2.3 Cấu trúc các thanh điều khiển và các thanh nhiên liệu

Trong vùng hoạt đặt 7 thanh điều khiển, trong đó có hai thanh sự cố AZ, 4 thanh bù trừ KC và một thanh điều khiển tự động AR. 6 thanh AZ và KC làm từ vật liệu carbua Bo hấp thụ mạnh neutron nhiệt, còn thanh AR làm từ thép không rỉ. Các thanh sự cố AZ chịu trách nhiệm tắt lò khi có sự cố. Các thanh KC bảo đảm bù trừ độ phản ứng dự trữ của lò trong quá trình làm việc, bù trừ sự cháy nhiên liệu và hiệu ứng nhiễm độc, hiệu ứng nhiệt độ,... Thanh AR dùng để điều khiển tự động, giữ công suất lò ở mức cho trước. Ngoài các bó nhiên liệu còn đặt các thanh Berili và khối Berili nhằm tạo thêm một lớp phản xạ neutron bổ sung.

Các bó nhiên liệu của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt là loại VVR-M2. Đó là một bó gồm hai thanh nhiên liệu hình trụ và một thanh nhiên liệu hình 6 cạnh đặt đồng trục với nhau. Có hai loại VVR-M2: HEU và LEU.

Bảng 1: Đặc trưng của bó nhiên liệu HEU và LEU

Thông số	BNL HEU VVR-M2	BNL LEU VVR-M2
Độ giàu (%)	36	19,75
Khối lượng <sup>235</sup> U trung bình (g)	40,20	49,70
Thành phần nhiên liệu	Hợp kim U-Al	UO <sub>2</sub> +Al
Mật độ <sup>235</sup> U của phần nhiên liệu (g/cm <sup>3</sup> )	1,40	2,50
Vật liệu vỏ bọc	Hợp kim Al (SAV1)	Hợp kim Al (SAV1)
Độ dày thanh nhiên liệu (nhiên liệu và vỏ bọc) (mm)	2,50	2,50
Độ dày nhiên liệu (mm)	0,70	0,94
Độ dày vỏ bọc (mm)	0,90	0,78



Hình 4: Mặt cắt ngang của bó nhiên liệu HEU và LEU



Hình 5: Mặt cắt ngang bó nhiên liệu LEU mô phỏng bằng MCNP4C2

Ta cần phải mô tả chi tiết cấu trúc vùng hoạt của lò trong ngõ vào tính toán của code MCNP<sup>1</sup>. Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt là dạng lò bể bơi, nước cất được dùng làm chất làm chậm, tải nhiệt, phản xạ và bảo vệ sinh học. Vùng hoạt của lò có dạng hình trụ và có cấu trúc các vật liệu đối xứng. Giữa tâm vùng hoạt có bấy neutron bán kính 3,2 cm. Các thanh nhiên liệu, các khối Berili, graphite, các kênh chiếu xạ tạo nên vùng hoạt của lò phản ứng có dạng mạng lục lăng. Vùng hoạt có bán kính 20,8 cm và độ cao 60 cm. Bên ngoài vùng hoạt có thành phản xạ graphite với độ dày 32,6 cm. Cấu hình vùng hoạt của lò đã chỉ ra ở hình 3.

Cấu hình vùng hoạt của lò trong tệp ngõ vào là tương tự như cấu hình thực. Tuy nhiên, để đơn giản trong mô hình tính toán, nhưng vẫn đảm bảo độ chính xác, cấu trúc thanh nhiên liệu dọc theo chiều dài chia làm ba vùng. Vùng giữa là vùng chứa nhiên liệu được mô tả hoàn toàn chính xác như cấu trúc thực tế, hai đầu thanh nhiên liệu được mô tả là sự hỗn hợp đồng nhất của nhôm và nước. Cấu trúc, kích thước thanh nhiên liệu thực và trong mô hình tính toán đưa ra trên hình 4.

Các kênh chiếu xạ có hai dạng: kênh chiếu xạ ướt và kênh chiếu xạ khô. Kênh chiếu xạ ướt được mô tả là một cột nước có bán kính 1,4 cm và bao quanh bởi một ống nhôm. Kênh chiếu xạ khô trong mô tả mẫu MCNP sẽ có hai phần: ở giữa là cột không khí bán kính 1,0 cm và phần xung quanh còn lại được bao bọc bởi nước. Địa chỉ các yếu tố tạo nên vùng hoạt của lò được chỉ thị bằng hai số: một số chỉ thị vị trí thứ tự từ trái sang phải và số còn lại là từ trên xuống dưới. Vì vậy kênh chiếu xạ đầu tiên nằm ở vị trí (1,4), nên được gọi là kênh chiếu xạ 1-4; nó là một kênh

<sup>1</sup> X-5 Monte Carlo Team (2003), MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, the University of California, Los Alamos National Laboratory April 24.

chiều xạ ướt. Tương tự kênh chiếu xạ 7-1 nằm vị trí (7,1) là kênh chiếu xạ khô và kênh chiếu xạ 13-2 nằm vị trí (13,2) là kênh chiếu xạ ướt. Bẫy neutron cũng là một kênh ướt, nhưng cấu trúc khác với kênh ướt 1-4. Bẫy neutron nằm ở tâm vùng hoạt và là cột nước bán kính 3,2 cm bao quanh bởi một lớp Berilli.

Trong tính toán, khi lò vận hành ở công suất 500 kW không có mẫu chiếu xạ, bốn thanh bù trừ KC được nâng lên ở vị trí 16 cm, còn các thanh điều khiển khác được nâng lên khỏi vùng hoạt và được mô tả bằng 4 cột nước. Mô tả nguồn phát neutron dùng KCODE (bài toán tới hạn) và KSRC (phân bố các điểm phát neutron). Tính toán thông lượng neutron và phổ neutron dùng F4 tính thông lượng trung bình trong một thể tích nào đó.

Trong thực nghiệm các kết quả cho giá trị thông lượng trong đơn vị  $n/cm^2s$  ở công suất 500 kW. Trong khi đó kết quả từ ngõ ra của MCNP là  $1n/cm^2$ , tức gây bởi một neutron của nguồn. Chính vì vậy, để so sánh với thực nghiệm, trong kết quả của MCNP cần phải nhân với hệ số chuẩn hoá:

$$\left(\frac{1 \text{ joule} / s}{W}\right) \left(\frac{1 \text{ MeV}}{1,602 \times 10^{-13} \text{ joule}}\right) \left(\frac{1 \text{ phân rã}}{200 \text{ MeV}}\right) = 3,12 \times 10^{10} (\text{phân rã} / W.s) \quad (1)$$

Đối với cấu hình lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt công suất 500 kW thì hệ số nhân là:

$$(0,5 \text{ MW}) \left(\frac{1 \text{ neutron} / cm^2}{\text{số hạt nguồn}}\right) \left(\frac{2,4 \text{ số hạt nguồn}}{\text{phân hạch}}\right) \left(\frac{10^6 W}{1 \text{ MW}}\right) \left(\frac{3,12 \times 10^{10} \text{ phân hạch}}{W.s}\right) = 3,744 \times 10^{16} n / cm^2.s \quad (2)$$

Vì vậy, giá trị thông lượng của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt từ ngõ ra của MCNP sau khi xử lý cần phải nhân  $3,744 \times 10^{16}$ .

Trong thực nghiệm ta không xác định phổ neutron theo năng lượng. Tuy nhiên, từ phổ năng lượng neutron tính toán theo code MCNP chúng ta cũng có thể tính được hệ số lệch phổ và từ đó dùng thông số này để so sánh với các kết quả thực nghiệm.

Phổ năng lượng neutron ở các vị trí khác nhau<sup>1</sup> dọc theo kênh chiếu xạ đã được tính toán. Trên Hình 6 là phổ năng lượng neutron tại kênh chiếu xạ 1- 4 ở vị trí cực đại (cách đáy lò 24 cm). Phổ năng lượng neutron ở một vị trí chiếu xạ có thể biểu diễn như tổng của phổ cân bằng nhiệt  $\varphi_{th}(E)$  (phân bố Maxwell, năng lượng từ 0 đến 0,5 eV) và phổ năng lượng neutron trên nhiệt trong vùng làm chậm  $\varphi_{epi}(E)$  (năng lượng từ 0,5 eV đến giá trị cực đại). Trong phổ năng lượng neutron đã được làm khớp với đường cong theo hàm bán thực nghiệm sau:

$$\varphi_{th}(E) = I_{th}(E / E_T)^2 e^{-E / E_T} \quad (3)$$

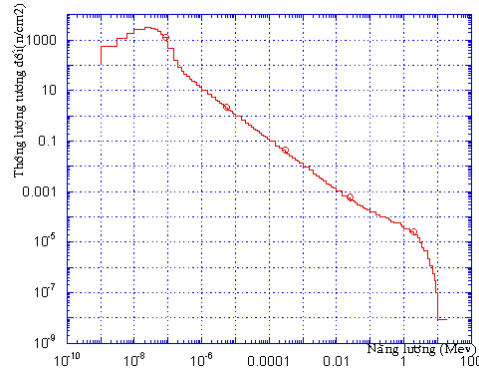
và 
$$\varphi_{epi}(E) = I_{epi}(E / 1eV)^{-\alpha} 1 / E \quad (4)$$

Trong đó  $I_{th}$  và  $I_{epi}$  là các hằng số tỷ lệ của phần neutron nhiệt và neutron trên nhiệt,  $E_T$  là năng lượng đặc trưng cho phần phân bố Maxwell của phổ tức năng lượng khả dĩ nhất chính là năng lượng neutron nhiệt tại vị trí chiếu xạ.

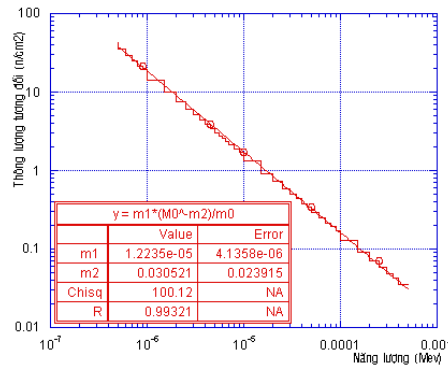
<sup>1</sup> Trần Văn Hùng (2003), Nghiên cứu ảnh hưởng của sai số độ lệch phổ 1/E lên kết quả phân tích kích hoạt trên lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt, Hội nghị Vật lý & Công nghệ Hạt nhân lần thứ 4, Tp. Hồ Chí Minh, tr 265-269.

Như vậy, từ phổ năng lượng neutron tính được từ ngõ ra của MCNP trong vùng năng lượng từ 0 đến 0,5 eV, chúng ta khớp theo biểu thức (3) sẽ tìm được  $I_{th}$  và  $E_T$ , trong vùng năng lượng trên 0,5 eV được khớp với biểu thức (4) sẽ tìm được  $I_{epi}$  và hệ số lệch phổ  $\alpha$ .

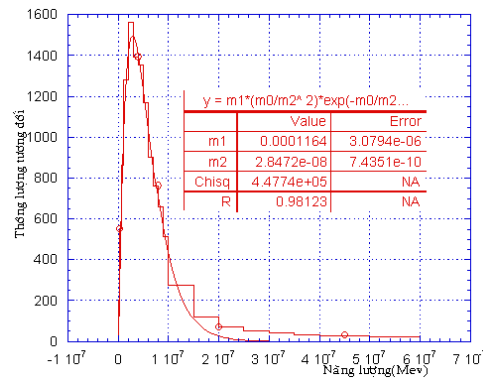
Theo mô phỏng (phụ lục 3), kết quả tính toán  $k_{eff}$  cho giá trị  $1,00047 \pm 0,0005$ . Ta sử dụng tính toán F4 để tính thông lượng neutron.



Hình 6: Phổ neutron tại kênh 1-4 tính được từ MCNP tại vị trí 24 cm từ đáy vùng hoạt



Hình 7: Sử dụng đường cong làm khớp để tính hệ số  $\alpha$  ở bẫy neutron tính được từ MCNP tại vị trí 24 cm từ đáy vùng hoạt



Hình 8: Phổ năng lượng tại kênh 7-1 tính được từ MCNP tại vị trí 24 cm từ đáy vùng hoạt

**Bảng 2: Kết quả tính toán các thông số đặc trưng thông lượng neutron nhiệt tại bể neutron, kênh 1-4, kênh 7-1 tại vị trí 24 cm**

Kênh chiếu mẫu	Thông lượng neutron nhiệt (n/cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> )	Hệ số lệch phổ $\alpha$ (x10 <sup>-2</sup> )	Năng lượng nhiệt (meV)
Bể neutron <sup>(1)</sup>	(1,74±0,01)x10 <sup>13</sup>	-3,0±0,2	26,714±0,03
Kênh 1-4 <sup>(1)</sup>	(9,14±0,02)x10 <sup>12</sup>	-3,3±0,2	26,839±0,04
Kênh 7-1 <sup>(2)</sup>	(5,01±0,04)x10 <sup>12</sup>	-4,2±0,3	28,472±0,02

(1) Vị trí thông lượng cực đại h = 24 cm

(2) Kênh chiếu mẫu tại h = 8 cm

**Bảng 3: So sánh các kết quả tính toán khi lò làm việc với cấu hình nhiên liệu mới và kết quả tính toán<sup>1</sup>, thực nghiệm<sup>2</sup> khi lò làm việc với cấu hình nhiên liệu cũ**

Thông số đặc trưng	Kênh 7-1		Kênh 1-4		Bể neutron				
	Tính toán cũ	Thực nghiệm	Tính toán mới	Tính toán cũ	Thực nghiệm	Tính toán mới			
$\phi_{th}$ (n/cm <sup>2</sup> s)	6,93 ±0,04 x10 <sup>12</sup>	7,0 ±0,3 x10 <sup>12</sup>	5,0 ±0,0 x10 <sup>11</sup>	1,21 ±0,01 x10 <sup>13</sup>	1,25 ±0,05 x10 <sup>13</sup>	9,1 ±0,0 x10 <sup>11</sup>	2,1 ±0,01 x10 <sup>13</sup>	2,15 ±0,08 x10 <sup>13</sup>	1,7 ±0,0 x10 <sup>13</sup>
$\alpha$ x10 <sup>-2</sup>	-4,8 ±0,5	-4,5 ±0,5	-4,0 ±0,0	-3,4 ±0,4	-3,6 ±0,4	-3,3 ±0,2	-3,3 ±0,3	-3,3 ±0,3	-3,1 ±0,3
E <sub>T</sub> (meV)	-	-	28,4 ±0,2	27,8 ±0,3	-	26,0 ±0,4	27,1 ±0,3	-	26,7 ±0,3

### 3 KẾT LUẬN

Kết quả tính toán khi làm việc với cấu hình nhiên liệu mới cho thấy giá trị thông lượng neutron nhiệt tại bể là lớn nhất, đối với kênh chiếu mẫu ướt giá trị thông lượng neutron nhiệt cao hơn kênh chiếu mẫu khô. Nguyên nhân là do: bên trong bể neutron, các neutron nhiệt được tập trung nhiều hơn bên ngoài do thành Berili và cột nước làm chậm neutron khi chúng khuếch tán từ ngoài vào, mặt khác số neutron nhiệt này được thành neutron phản xạ cản trở việc khuếch tán ngược trở lại ra ngoài; kênh chiếu xạ ướt có cột nước làm chậm neutron tốt hơn kênh chiếu xạ khô là không khí.

Các kết quả nhận được: giá trị thông lượng neutron nhiệt, hệ số lệch phổ  $\alpha$ , năng lượng E<sub>T</sub> tại bể neutron, kênh ướt 1- 4, kênh 7-1.

Từ Bảng 3 cho thấy các kết quả tính toán các thông số đặc trưng thông lượng neutron nhận được khi sử dụng chương trình MCNP4C2 cho sai số giá trị thông lượng neutron nhiệt từ 1% - 4%, giá trị năng lượng E<sub>T</sub> từ 2% - 4%.

Như vậy, sau khi lò hoạt động với cấu hình nhiên liệu mới chỉ có thông lượng neutron nhiệt giảm, các thông số khác như hệ số lệch phổ  $\alpha$  và năng lượng neutron nhiệt tại các kênh gần như không thay đổi, thông lượng neutron nhiệt đã giảm đáng kể khoảng 19% tại bể, 27% tại kênh ướt 1- 4, 29% tại kênh 7-1. Với

<sup>1</sup> Tran Van Hung, Yukio Sakamoto, Hedeshi Yasuda (1998), Calculation of Neutron Flux Characteristic of Dalat Reactor Using MCNP4A code, JAERI-Research 98-057, pp 3-7.

<sup>2</sup> Huỳnh Tôn Nghiêm, Phạm Văn Lâm, Lương Bá Viên, Lê Vĩnh Vinh (2002), Đo đặc trưng phổ và phân bố thông lượng neutron tại một số vị trí chiếu mẫu của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt, Hội nghị toàn quốc lần thứ ba "Vật lý & Kỹ thuật hạt nhân", Đà Lạt, tr 98-101.

cấu hình nhiên liệu đã thay đổi, số lượng, sự phân bố các bó nhiên liệu, độ giàu thanh nhiên liệu LEU đưa vào vùng hoạt dưới 20% đã làm giảm thông lượng neutron nhiệt của lò.

### TÀI LIỆU THAM KHẢO

- Huỳnh Tôn Nghiêm, Phạm Văn Lâm, Lương Bá Viên, Lê Vĩnh Vinh (2002), Đo đặc trưng phổ và phân bố thông lượng neutron tại một số vị trí chiếu mẫu của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt, Hội nghị toàn quốc lần thứ ba " Vật lý & Kỹ thuật hạt nhân", Đà Lạt, tr 98-101.
- Trần Văn Hùng (2003), Nghiên cứu ảnh hưởng của sai số độ lệch phổ 1/E lên kết quả phân tích kích hoạt trên lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt, Hội nghị Vật lý & Công nghệ Hạt nhân lần thứ 4, Tp. Hồ Chí Minh, tr 265-269.
- Ngô Quang Huy (1997), Vật lý lò phản ứng hạt nhân, Viện Năng lượng Nguyên tử Việt Nam, Trung tâm Hạt Nhân Tp. Hồ Chí Minh, tr 241-253.
- Tran Van Hung, Yukio Sakamoto, Hedeshi Yasuda (1998), Calculation of Neutron Flux Characteristic of Dalat Reactor Using MCNP4A code, JAERI-Research 98-057, pp 3-7.
- X-5 Monte Carlo Team (2003), MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, the University of California, Los Alamos National Laboratory April 24.