

Thông tin

**& Khoa học
& Công nghệ**

HẠT NHÂN

VIỆN NĂNG LƯỢNG NGUYÊN TỬ VIỆT NAM



VẬT LÝ HẠT NHÂN VÀ VẬT LÝ Lò PHẢN ỨNG



VIỆN NĂNG LƯỢNG NGUYÊN TỬ VIỆT NAM

Website: <http://www.vinatom.gov.vn>

Email: infor.vinatom@hn.vnn.vn

SỐ 67
06/2021



BAN BIÊN TẬP

TS. Trần Chí Thành - Trưởng ban
TS. Cao Đình Thanh - Phó Trưởng ban
PGS. TS Nguyễn Nhị Điền - Phó Trưởng ban
TS. Trần Ngọc Toàn - Ủy viên
TS. Trịnh Văn Giáp - Ủy viên
TS. Đặng Quang Thiệu - Ủy viên
TS. Hoàng Sỹ Thân - Ủy viên
TS. Trần Quốc Dũng - Ủy viên
ThS. Trần Khắc Ân - Ủy viên
KS. Nguyễn Hữu Quang - Ủy viên
KS. Vũ Tiến Hà - Ủy viên
ThS. Bùi Đăng Hạnh - Ủy viên

Thư ký: ThS. Nguyễn Thị Thu Hà
Biên tập và trình bày: ThS. Vũ Quang Linh



Địa chỉ liên hệ:

Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam
59 Lý Thường Kiệt, Hoàn Kiếm, Hà Nội
ĐT: (024) 3942 0463
Fax: (024) 3942 2625
Email: infor.vinatom@hn.vnn.vn
Giấy phép xuất bản số: 57/CP-XBBT
Cấp ngày 26/12/2003



THÔNG TIN KHOA HỌC & CÔNG NGHỆ HẠT NHÂN

NỘI DUNG

1- Thiết kế kênh đo thông lượng neutron sử dụng buồng ion hóa KNK-3 tại lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt

VÕ VĂN TÀI, NGUYỄN VĂN KIÊN, NGUYỄN NHỊ ĐIỀN VÀ CỘNG SỰ

8- 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

14- Kiểm chứng hệ mô phỏng tương tác chuyển tiếp thời gian thực cho lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu Đà Lạt

CAO THANH LONG VÀ CỘNG SỰ

21- Nghiên cứu độ nhạy các mô hình vật lý sử dụng trong code tính toán thủy nhiệt RELAP5 dựa trên số liệu thực nghiệm của hệ thực nghiệm FEBA

TRẦN THANH TRÂM, HOÀNG TÂN HƯNG, ĐOÀN MẠNH LONG, VŨ HOÀNG HẢI

29- Áp dụng phương pháp mô phỏng tôi kim tiến hóa trong thiết kế vùng hoạt lò phản ứng nhỏ 200MWt

TRẦN VIỆT PHÚ, TRẦN HOÀI NAM

35- UFCV: Phần mềm tách phổ neutron bằng phương pháp Tikhonov

NGUYỄN NGỌC QUỲNH, LÊ NGỌC THIỆM

40- Áp dụng các phương pháp kiểm tra không phá hủy nhằm phát hiện ăn mòn dưới lớp cách nhiệt trên đường ống dầu khí tại Việt Nam

NGUYỄN THẾ MẪN

TIN TRONG NƯỚC VÀ QUỐC TẾ

44- Nga khởi công xây dựng lò phản ứng nhanh làm mát bằng chì

45- Lò phản ứng EPR của Trung Quốc gặp 'vấn đề về hiệu suất'

46- COVID-19 và các nguồn năng lượng ít phát thải carbon: Bài học cho tương lai

49- Ngày đại dương thế giới: Khai thác sức mạnh của 'Carbon xanh' trong việc giảm thiểu biến đổi khí hậu

THIẾT KẾ KÊNH ĐO THÔNG LƯỢNG NƠTRON SỬ DỤNG BUỒNG ION HÓA KNK-3 TẠI Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

Kênh đo thông lượng nơtron được thiết kế bao gồm buồng ion hóa (CIC) loại KNK-3 chứa Boron có bù trừ gamma, hoạt động ở chế độ dòng; bộ biến đổi dòng điện thành tần số (I/F); và khối đo và kiểm soát thông lượng nơtron (FPGA-WR). Kênh đo cho phép đo và kiểm soát mật độ thông lượng nơtron từ $1,0 \times 10^6$ đến $1,2 \times 10^{10}$ n/cm².s tương ứng với giá trị công suất lò từ 0,1 đến 120% công suất danh định 500 kW. Khối đo và kiểm soát dùng FPGA Artix-7 và các thuật toán xử lý tín hiệu số để đo đạc và tính toán các giá trị về công suất, chu kỳ của lò phản ứng và hình thành các tín hiệu cảnh báo, sự cố về công suất và chu kỳ. Kênh đo đã được kiểm tra bằng tín hiệu mô phỏng tần số lối vào và sau đó đã được thử nghiệm trên lò phản ứng để so sánh với một kênh đo sử dụng khối đo và kiểm soát thông lượng nơtron BPM-107R của hệ điều khiển ASUZ-14R của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

Kết quả so sánh cho thấy, kênh đo thiết kế đáp ứng đầy đủ các yêu cầu về độ chính xác của các giá trị về công suất và chu kỳ lò phản ứng cũng như đáp ứng tốt về thời gian hình thành các tín hiệu sự cố về công suất và chu kỳ. Vì vậy, kênh đo có thể được sử dụng để thử nghiệm, nghiên cứu và đào tạo và khối đo và kiểm soát FPGA-WR có thể thay thế cho khối BPM-107R ở dải làm việc của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

1. MỞ ĐẦU

Trong hệ thống điều khiển và bảo vệ (CPS) lò phản ứng hạt nhân, kênh đo và kiểm soát thông lượng nơtron (NFME) đóng vai trò quan trọng trong việc xác định các tham số về công suất, chu kỳ, các ngưỡng đặt sự cố, ... để điều khiển và bảo vệ lò phản ứng. Mật độ thông lượng nơtron được theo dõi thông qua công suất lò (P) và khoảng thời gian mức công suất thay đổi được biểu thị qua chu kỳ lò phản ứng (T). Từ năm 2007, hệ điều khiển tương tự (AKNP-5A) của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt (LPUĐL) đã được thay thế bằng hệ điều khiển dùng kỹ thuật số (ASUZ-14R), nhưng nguyên tắc hoạt động và các chức năng cơ bản vẫn được tuân thủ như hệ cũ trước đây [1], công suất và chu kỳ lò được theo dõi bởi ba kênh

NFME độc lập để đưa ra tín hiệu thừa hành theo nguyên lý “chọn 2 từ 3”. Mỗi kênh có nhiệm vụ đo và kiểm soát mật độ thông lượng nơtron từ $1,0 \times 10^0$ đến $1,2 \times 10^{10}$ n/cm².s và được chia làm 2 dải: dải khởi động từ $1,0 \times 10^0$ đến $1,0 \times 10^7$ n/cm².s và dải làm việc từ $1,0 \times 10^6$ đến $1,2 \times 10^{10}$ n/cm².s [2]. Với mục đích xây dựng thêm một kênh đo độc lập với hệ điều khiển để phục vụ công tác thử nghiệm, nghiên cứu và đào tạo, bài viết này giới thiệu một kênh đo và kiểm soát thông lượng nơtron sử dụng buồng ion hóa KNK-3 ghép nối với khối thu nhận và xử lý tín hiệu được thiết kế dựa trên FPGA và bộ lọc dịch chuyển trung bình (MA) để tính toán công suất và chu kỳ lò phản ứng. So sánh với khối xử lý trung tâm BPM-107R được thiết kế trên cơ sở vi xử lý 8-bit hiện đang sử

dụng cho hệ điều khiển của LPUĐL cho thấy, các kết quả thử nghiệm thu được bằng tín hiệu mô phỏng cũng như bằng tín hiệu thực từ lò phản ứng là khá tương đồng về các tham số như công suất, chu kỳ lò phản ứng và thời gian hình thành các tín hiệu sự cố về công suất và chu kỳ trong dải làm việc. Vì vậy, khối đo và kiểm soát thông lượng neutron FPGA-WR với thuật toán xử lý tín hiệu số có thể thay thế cho khối xử lý trung tâm BPM-107R thuộc kênh đo NFME để kiểm soát lò phản ứng trong dải làm việc với cấu hình thiết kế hiện tại và có thể mở rộng ra cả dải khởi động của hệ điều khiển và bảo vệ lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt. Khi đó, nếu được ghép nối với hệ điều khiển, các tín hiệu về sự cố công suất và chu kỳ sẽ đưa đến hệ thừa hành để đưa lò về trạng thái dưới tới hạn bằng việc thả rơi các thanh hấp thụ neutron vào vùng hoạt.

2. PHƯƠNG PHÁP VÀ THIẾT KẾ

2.1. Phương pháp xác định giá trị công suất và chu kỳ lò phản ứng

Buồng ion hóa KNK-3 chứa Boron, để ghi nhận neutron và có khả năng bù trừ gamma, đã được sử dụng cho dải năng lượng của hệ điều khiển tương tự AKNP-5A. Buồng được đặt trong kênh khô kín nước nằm phía ngoài vùng hoạt, với thông lượng neutron tại vị trí đặt buồng nhỏ hơn 3 đến 4 bậc so với thông lượng tại trung tâm vùng hoạt của lò phản ứng. Dòng điện lối ra của KNK-3 tỷ lệ với mật độ thông lượng neutron tại vị trí đặt buồng. Tín hiệu dòng từ lối ra của buồng được biến đổi thành tần số F_{WR} , sau đó đưa đến khối đo và kiểm soát công suất FPGA-WR, nên công suất của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt tại dải làm việc được tính theo công thức (1):

$$P_{WR} = K_{WR} \times F_{WR} \times 10^{-3} \quad (1)$$

Trong đó P_{WR} là công suất lò phản ứng, K_{WR} là hệ số nhân.

Công suất của lò phản ứng hạt nhân thay đổi tuân theo quy luật hàm e mũ theo thời gian như hàm (2):

$$P_{(t)} = P_0 \times e^{t/T} \quad (2)$$

Chu kỳ lò phản ứng hạt nhân T được định nghĩa là khoảng thời gian mà mật độ thông lượng neutron (công suất lò) tăng lên hoặc giảm đi e lần ($e = 2,718$). Vì tần số lối ra từ bộ biến đổi I/F tỷ lệ với công suất lò, từ (2) ta xác định được chu kỳ T bằng biểu thức (3) dưới đây [3].

$$\frac{1}{T} \approx \frac{1}{F} \times \frac{dF}{dt} \text{ hay } T = \frac{F_k}{F_k - F_{k-1}} \times \Delta t \quad (3)$$

Trong đó F_{k-1} , F_k là thứ tự (k-1) và k trong quá trình lấy mẫu tần số từ lối ra của bộ biến đổi I/F, Δt là thời gian lấy mẫu. Từ mẫu số của (3) cho thấy xu hướng tăng (chu kỳ dương) và xu hướng giảm (chu kỳ âm) về công suất, mà trong tính toán nếu giá trị chu kỳ lớn hơn 999 giây được xem là vô cùng. Trong thực tế, các quá trình vật lý trong lò phản ứng được phản ánh thông qua tín hiệu từ bộ biến đổi, đặc biệt các thăng giáng lớn thường xảy ra ở số đếm thấp nên các bộ lọc dịch chuyển trung bình (MA) được sử dụng để xác định giá trị thực. Bộ lọc MA hoạt động như một bộ lọc tần số hữu hạn, được sử dụng để xác định xu hướng tăng hoặc giảm về công suất hay chu kỳ lò phản ứng. Khi thực hiện các phép toán lấy trung bình, một giá trị tần số hiện hành được cập nhật đến một mảng dữ liệu và giá trị tần số cũ sẽ bị loại bỏ theo công thức (4):

$$\bar{P}_{SM} = \bar{P}_{SM,pre} + \frac{1}{n} (P_M - P_{M-n}) \quad (4)$$

Trong đó là giá trị trung bình hiện hành, là giá trị trung bình trước đó, là tần số hiện hành, là tần số ở vị trí thứ n, với n là số điểm lấy trung bình. Giá trị n sẽ được thay đổi trong quá trình hoạt động tùy theo mức độ thăng giáng và giá trị tần số lấy mẫu hiện hành, đó là ưu điểm của kỹ thuật xử lý tín hiệu số và FPGA so với kỹ thuật sử dụng vi xử lý với chu trình làm việc tuần tự đã định trước.

2.2. Bộ biến đổi dòng điện thành tần số (I/F)

Bộ biến đổi được thiết kế dựa trên nguyên lý nạp và xả của 1 tụ điện thông qua mạch tích phân. Mạch biến đổi được hiệu chỉnh với dòng điện vào 300 μ A ứng với tần số ra 50 kHz. Trên cơ sở số liệu thực nghiệm tại lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt với dải công suất từ 0,1 đến 100%, hệ số nhân được xác định $K_{WR} = 2,13$ theo công thức (1). Theo đó,

giá trị công suất lò trong dải làm việc có thể tính theo công thức (5) khi ghép nối với buồng ion hóa KNK-3.

$$P_{WR} = 2,13 \times F_{WR} \times 10^{-3} \quad (5)$$

2.3. Khối đo và kiểm soát thông lượng neutron FPGA-WR

Khối đo thông lượng neutron của dải làm việc (Working Range) được chỉ ra trong hình 1.



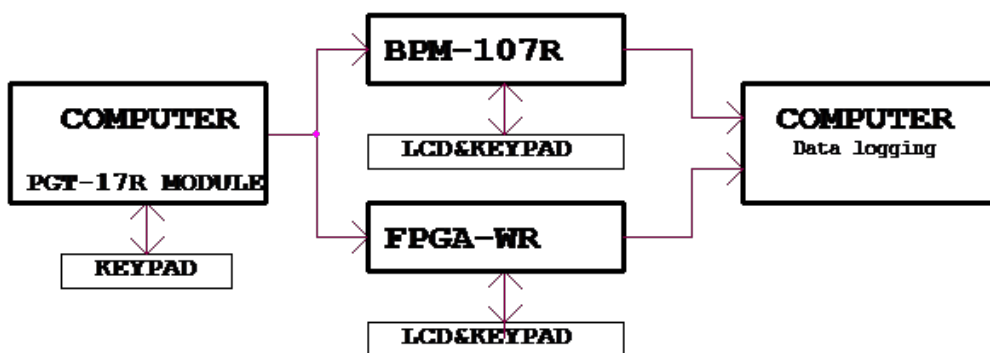
Hình 1. Sơ đồ khối của khối đo và kiểm soát thông lượng neutron FPGA-WR

Khối đo và kiểm soát thông lượng neutron được thiết kế dựa trên vi mạch XC7A100T- 1FGG484C với tần số làm việc 50 MHz. Xung lối ra từ bộ biến đổi I/F được lấy mẫu qua khối đếm 32 bit, thời gian lấy mẫu 20 ms để tính ra số đếm trên giây (cps). Số đếm này được đi qua các bộ lọc MA để tính công suất theo biểu thức (5) và tính chu kỳ theo biểu thức (3), với các hệ số lọc n tự động thay đổi theo tần số lối vào. Các giá trị công suất và chu kỳ được so sánh với các giá trị ngưỡng để hình thành các tín hiệu cảnh báo và sự cố về công suất và chu kỳ để bảo vệ lò phản ứng.

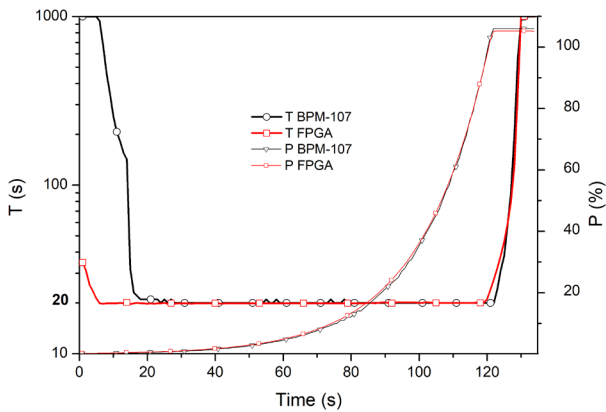
3. KẾT QUẢ THỰC NGHIỆM VÀ BÌNH LUẬN

3.1. Thử nghiệm khối FPGA-WR bằng khối mô phỏng tín hiệu

Khối mô phỏng công suất và chu kỳ lò PGT-17R do Công ty JSC SNIIP SYSTEMATOM, Liên bang Nga sản xuất đã được dùng để kiểm tra hoạt động của khối đo và kiểm soát thông lượng neutron. Khối PGT-17R cho phép mô phỏng tín hiệu chu kỳ lò phản ứng, tức là tần số thay đổi theo quy luật hàm e mũ theo công thức (2). Tần số khởi tạo ban đầu và tần số kết thúc cho phép trong dải từ 1 Hz đến 50 kHz tương ứng.



Hình 2. Sơ đồ khảo sát đo công suất và chu kỳ lò dùng khối mô phỏng PGT-17R



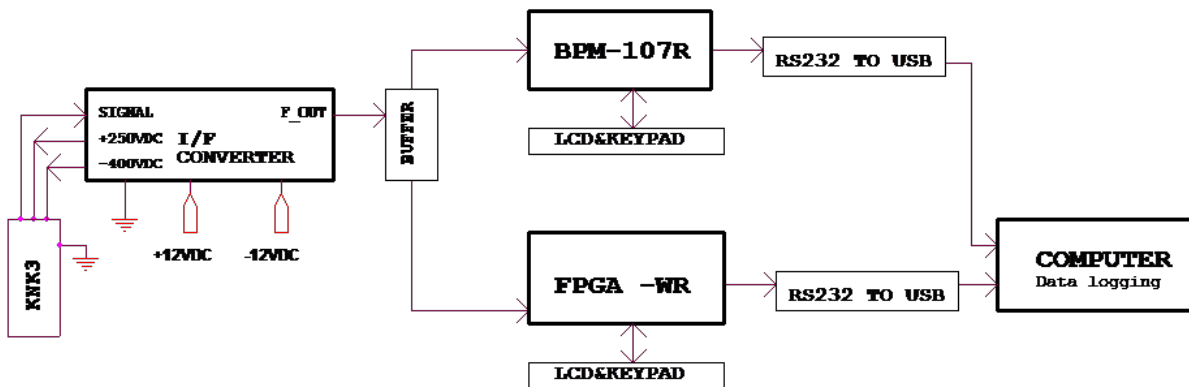
Hình 3. Kết quả đo công suất và chu kỳ lò sử dụng khối mô phỏng PGT-17R.

Sơ đồ bố trí thử nghiệm như Hình 2, tần số phát với chu kỳ tăng 20 giây, tần số phát khởi tạo ban

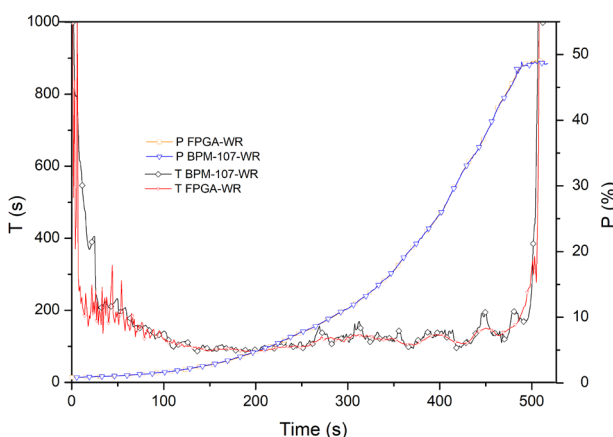
đầu là 10 Hz và tần số kết thúc là 50 kHz. Tín hiệu được đưa đồng thời đến khối BPM-107R của hệ điều khiển ASUZ-14R và khối FPGA-WR được thiết kế dựa trên FPGA Artix-7-XC7A100T-1FG-G484C của hãng Xilinx, sử dụng bộ lọc theo công thức (4). Các giá trị về công suất và chu kỳ được ghi nhận và lưu trữ trên máy tính qua phần mềm Terminal v1.9b.

Kết quả thử nghiệm thu được như trên Hình 3 cho thấy, các khối đo và kiểm soát FPGA-WR và BPM-107R xác định các giá trị về công suất và chu kỳ là tương đương nhau.

3.2. Thử nghiệm khối FPGA-WR trên lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt



Hình 4. Sơ đồ bố trí thử nghiệm khối FPGA-WR với buồng ion hóa KNK-3.



Hình 5. Kết quả đo công suất và chu kỳ trong dải công suất lò từ 0,5 đến 50%

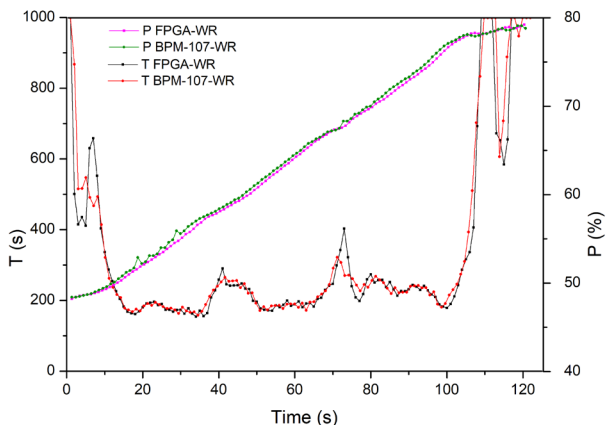
Mật độ thông lượng neutron được ghi nhận thông qua buồng ion hóa KNK-3 ghép nối với bộ biến đổi I/F được đưa đồng thời đến các khối BPM-

107R và FPGA-WR, các giá trị về công suất P và chu kỳ T được đưa đến máy tính để lưu trữ. Thực hiện lên công suất lò phản ứng để kiểm tra các giá trị tính toán về công suất và chu kỳ lò của khối thử nghiệm. Kết quả được chỉ ra ở Hình 5 và Hình 6.

Kết quả khảo sát về công suất và chu kỳ lò từ 0,5% đến 80% (Hình 5 và Hình 6) tại lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt của khối FPGA-WR và BPM-107R cho giá trị khá tương đồng trong toàn dải làm việc.

Từ kết quả đo công suất và chu kỳ bằng tín hiệu mô phỏng (Hình 3) và bằng tín hiệu thực từ thông lượng neutron của lò phản ứng (các Hình 5 và 6) cho thấy, với cấu hình thiết kế hiện tại, các giá trị đo công suất và chu kỳ của khối FPGA-WR

của dải làm việc của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt là hoàn toàn tương đương với giá trị đo của khối nhập khẩu BPM-107R với sai số đo ước tính dưới 5%.

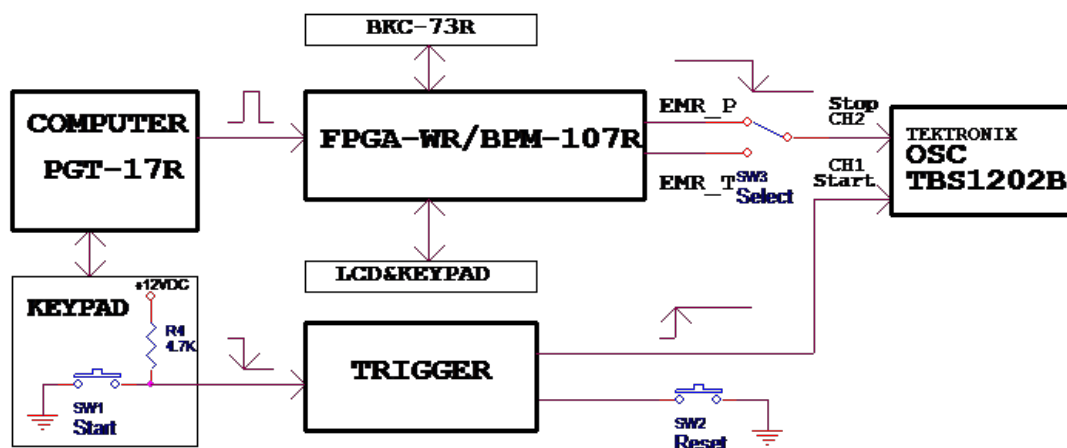


Hình 6. Kết quả đo công suất và chu kỳ trong dải công suất lò từ 50% đến 80%

3.3. Kiểm tra khả năng đáp ứng của khối FPGA về hình thành tín hiệu sự cố công suất và chu kỳ lò phản ứng

Khả năng đáp ứng nhanh của một khối xử lý tín hiệu đối với các tình huống sự cố để dập tắt phản ứng dây chuyền là một trong các thông số quan trọng của một hệ điều khiển. Sơ đồ kiểm tra việc hình thành các tín hiệu sự cố về công suất và chu kỳ lò phản ứng được chỉ ra trên Hình 7.

Sử dụng khối mô phỏng phát tần số PGT-17R để kiểm tra thời gian hình thành tín hiệu sự cố về công suất P và chu kỳ T của các khối đo và kiểm soát thông lượng neutron BPM-107R và FPGA-WR. Ngưỡng công suất được thiết lập qua bộ đặt ngưỡng BKC-73R của hệ điều khiển ASUZ-14R, còn ngưỡng về chu kỳ được thiết lập thông qua bàn phím với T = 20 giây. Thời gian hình thành được xác định từ lúc nhấn phím Start để phát



Hình 7. Sơ đồ bố trí thử nghiệm đo thời gian hình thành tín hiệu sự cố về công suất và chu kỳ lò

Bảng 1. Thời gian hình thành tín hiệu sự cố về công suất của các khối BPM-107R và FPGA-WR.

Mức công suất lò (% Pnom)	Mức đặt sự cố (% Pnom)	Thời gian đáp ứng của khối BPM-107R (giây)	Thời gian đáp ứng của khối FPGA-WR (giây)
5	8	0,08 ± 0,002	0,05 ± 0,002
10	15	0,07 ± 0,002	0,05 ± 0,002
30	40	0,06 ± 0,002	0,05 ± 0,002
50	60	0,05 ± 0,002	0,05 ± 0,002
70	80	0,05 ± 0,002	0,05 ± 0,002
90	100	0,07 ± 0,002	0,05 ± 0,002
100	110	0,09 ± 0,002	0,05 ± 0,002

xung đến lúc khối đo và kiểm soát xác định giá trị chu kỳ nhỏ hơn 20 giây hoặc công suất vượt quá 10% mức đặt. Khoảng thời gian này được đo bằng dao động ký TBS1202B của hãng TEKTRONIX. Các giá trị đặt về công suất và chu kỳ lò được tham khảo trong Báo cáo phân tích an toàn của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt (SAR-2012).

Thời gian hình thành tín hiệu sự cố về công suất (hay thời gian đáp ứng) của khối đo và kiểm soát thông lượng nơtron là thời gian từ khi có sự tăng công suất lò (tần số lỗi vào) cao hơn mức công suất đặt 10% cho đến khi xuất hiện tín hiệu sự cố về công suất EMR-P ở lối ra. Kết quả đo được trình bày trên Bảng 1.

Kết quả thử nghiệm trong Bảng 1 cho thấy thời

gian hình thành của khối FPGA-WR nhỏ hơn và khá ổn định trong khoảng 0,05 giây là do cách lấy mẫu với tần suất 20 ms và xử lý song song trên phần cứng của FPGA, trong khi đối với khối BPM-107R có sự thăng giáng trong khoảng rộng từ 0,05 đến 0,09 giây là do chu trình lấy mẫu và xử lý tín hiệu được thực hiện tuần tự theo chu trình làm việc của vi điều khiển. Kết quả thời gian hình thành của khối FPGA-WR là đáp ứng tốt yêu cầu của hệ điều khiển ASUZ-14R là thời gian khởi phát tín hiệu bảo vệ sự cố về công suất lò trong dải làm việc không lớn hơn $0,5 \pm 0,02$ giây [6].

Thời gian đáp ứng đối với tín hiệu sự cố do chu kỳ tăng nhanh (EMR-T) trong dải làm việc được mô phỏng với chu kỳ lò 10 giây và 20 giây và mức đặt ngưỡng sự cố là 20 giây.

Bảng 2. Thời gian hình thành tín hiệu sự cố về chu kỳ của các khối BPM-107R và FPGA-WR.

Mức công suất lò (% Pn)	Tần số (Hz)	Thời gian đáp ứng của khối BPM-107R (giây)		Thời gian đáp ứng của khối FPGA-WR (giây)	
		Mô phỏng 10 giây	Mô phỏng 20 giây	Mô phỏng 10 giây	Mô phỏng 20 giây
0,2	100	$10,3 \pm 0,1$	$27,0 \pm 0,1$	$9,7 \pm 0,1$	$23,8 \pm 0,1$
1	469	$5,1 \pm 0,1$	$9,3 \pm 0,1$	$5,2 \pm 0,1$	$9,4 \pm 0,1$
5	2347	$3,7 \pm 0,1$	$7,2 \pm 0,1$	$3,8 \pm 0,1$	$5,4 \pm 0,1$
10	4695	$3,5 \pm 0,1$	$6,9 \pm 0,1$	$3,4 \pm 0,1$	$4,4 \pm 0,1$
50	23474	$3,4 \pm 0,1$	$6,7 \pm 0,1$	$3,4 \pm 0,1$	$5,4 \pm 0,1$
70	32864	$3,3 \pm 0,1$	$6,7 \pm 0,1$	$3,2 \pm 0,1$	$4,9 \pm 0,1$

Kết quả thử nghiệm trong Bảng 2 cho thấy thời gian hình thành tín hiệu chu kỳ của khối FPGA-WR đa phần nhỏ hơn so với khối BPM-107R. Thời gian hình thành tín hiệu sự cố về chu kỳ của khối FPGA-WR được lựa chọn theo dải tần số lỗi vào, các hệ số lọc MA để phù hợp với khối BPM-107R và mức độ thăng giáng tín hiệu lối ra từ lò phản ứng. Kết quả thời gian hình thành của khối FPGA-WR là đáp ứng tốt yêu cầu của hệ điều khiển ASUZ-14R là thời gian hình thành tín hiệu sự cố về chu kỳ không lớn hơn $45 \div 4,5$ giây [6].

4. KẾT LUẬN

Khối đo và kiểm soát thông lượng nơtron FPGA-

WR trên cơ sở công nghệ FPGA và kỹ thuật xử lý tín hiệu số sử dụng bộ lọc MA được phát triển, ghép nối với buồng ion hóa KNK-3 và mạch biến đổi dòng – tần số để đo công suất và chu kỳ lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt trong dải từ 0,1 đến 120% công suất danh định. Kết quả thử nghiệm dùng khối mô phỏng tín hiệu lối vào PGT-17R cũng như với tín hiệu thực từ lò phản ứng đã được so sánh với khối xử lý trung tâm BPM-107R của hệ điều khiển ASUZ-14R. Cụ thể là: Các thông số về công suất, chu kỳ lò phản ứng thu được từ 2 khối là tương đồng nhau; Thời gian đáp ứng với các tín hiệu sự cố về công suất của khối FPGA-WR ổn định tại 0,05 giây và nhỏ hơn so với khối BPM-107R dao động trong khoảng 0,05

đến 0,09 giây do khả năng uyển chuyển của khối FPGA-WR trong việc thay đổi tần suất lấy mẫu và xử lý song song kết hợp phần cứng của FPGA và xử lý tín hiệu số; Thời gian đáp ứng với các tín hiệu sự cố về chu kỳ của 2 khối tương đồng nhau và nằm trong giải 27 đến 4,5 giây. Các giá trị về thời gian đáp ứng với các tín hiệu sự cố về công suất và chu kỳ của khối FPGA-WR được thiết kế là đáp ứng tốt với yêu cầu về thời gian đáp ứng của hệ điều khiển ASUZ-14R nhập khẩu [6]. Kết quả thu được cho phép kết luận có thể sử dụng kênh đo thông lượng neutron độc lập với khối đo và kiểm soát thông lượng neutron FPGA-WR kết nối với buồng ion hóa KNK-3 để phục vụ mục đích thử nghiệm, nghiên cứu và đào tạo và với cấu hình thiết kế hiện tại có thể thay thế cho khối BPM-107R hoạt động ở dải làm việc của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

**Võ Văn Tài, Nguyễn Văn Kiên,
Nguyễn Nhị Điền và cộng sự**
Viện Nghiên cứu hạt nhân

tection System ASUZ-14R of Dalat Nuclear Research Reactor, Passport RUNK.506319.004 PS-E, Chief Designer A. A. Zaikin, 2006.

TÀI LIỆU THAM KHẢO

- [1] Complex of Equipment for Control and Protection System ASUZ-14R of Dalat Nuclear Research Reactor, Operating Manual RUNK.506319.004 RE-E, Chief Designer A. A. Zaikin, 2006.
- [2] Huasheng Xiong, Duo Li, Nuclear reactor doubling time calculation using FIR filter, Energy Procedia 39 (2013) 3 – 11.
- [3] A digital nuclear reactor control system, E. P. Gytfoopoulos, P. M. Coble, 1960.
- [4] “Moving average” https://en.wikipedia.org/wiki/Moving_average
- [5] The Scientist and Engineer’s Guide to Digital Signal Processing, by Steven W. Smith, Chapter 15 “Moving average filters” pp. 277-284, <https://dspguide.com>.
- [6] Complex of Equipment for Control and Pro-

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

Bài báo 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 gamma. Để che chắn đảm bảo an toàn 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 hiệu quả che chắn. Thiết kế che chắn an toàn bức xạ được đưa ra dựa trên kết quả tính toán mô phỏng suất liều neutron và gamma cho không gian bên ngoài kênh ngang số 1 trong trường hợp cấu hình che chắn được lắp đặt. Suất liều neutron và gamma được tính toán bởi chương trình mô phỏng Monte Carlo PHITS phiên bản 3.17 sử dụng các bảng chuyển đổi giá trị thông lượng neutron và gamma sang suất liều tương ứng.

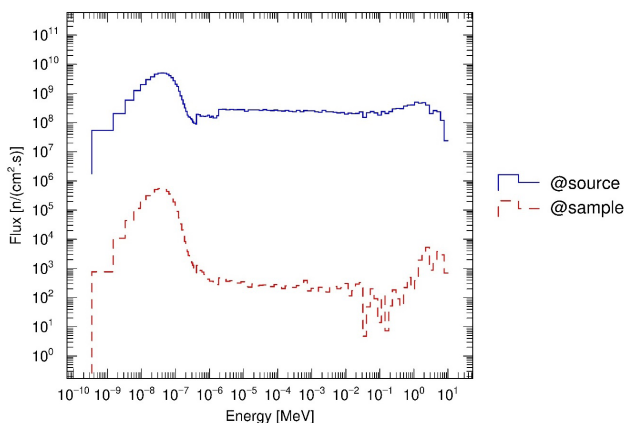
Kết quả tính toán suất liều cho thấy giá trị suất liều neutron và gamma đều dưới $10 \mu\text{Sv/h}$ ở khu vực bên ngoài các khối che chắn bức xạ cách tường lò phản ứng 50 cm, đảm bảo điều kiện an toàn cho nhân viên làm việc.

1. MỞ ĐẦU

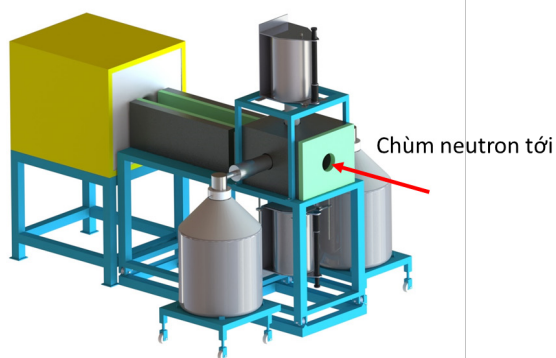
Chùm neutron trên các kênh ngang của lò phản ứng Đà Lạt được sử dụng với mục đích là công cụ gây ra các phản ứng hạt nhân với bia mẫu nhằm phục vụ các thí nghiệm. Thông thường, chỉ một phần của chùm neutron gây các phản ứng với bia mẫu, phần còn lại đi xuyên qua mẫu hoặc tán xạ lên mẫu, sau đó bị hấp thụ bởi các vật liệu che chắn tạo ra bức xạ thứ cấp gây nên liều bức xạ cao ở không gian bên ngoài kênh ngang. Ngoài ra, các tia gamma năng lượng cao sinh ra từ các sản phẩm phân hạch và từ các phản ứng hạt nhân cũng đóng góp liều bức xạ đáng kể cho không gian bên ngoài các kênh ngang khi mở kênh. 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 là neutron và 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 $10^6 - 10^7$ ($\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) 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. Để đảm bảo tính đồng nhất 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 trụ hoặc hình nón rỗng được làm bằng vật liệu chì và SWX-201[1] được 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

đồng 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 chì hấp thụ gamma bên ngoài các khối che chắn.



Hình 1. Phổ neutron mô phỏng tại vị trí đặt mẫu so với phổ từ nguồn phát neutron



Hình 2. Thiết kế hệ phổ kế trùng phùng gamma sử dụng 4 đầu dò HPGe

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 bao gồm các khối che chắn bức xạ đặt xung quanh hệ phổ kế trùng phùng gamma sử dụng 4 đầu dò HPGe như Hình 2. Dựa vào kết quả tính toán, các khối che chắn bức xạ sẽ được tiến hành chế tạo và lắp đặt trên kênh ngang.

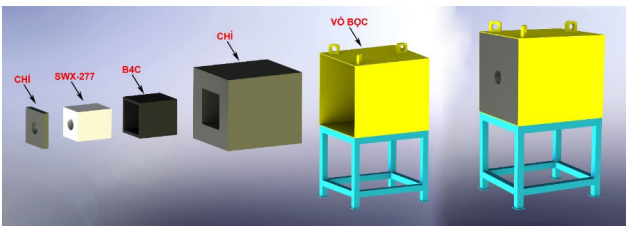
2. MÔ PHỎNG TÍNH TOÁN SUẤT LIỀU BỨC XẠ NEUTRON VÀ GAMMA

2. 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.

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 hạt nhân 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 giàu hydro chứa 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 hoàn toàn phần neutron trong khối chắn dòng; phần bên ngoài là lớp vật liệu chì dày từ 15 cm -35 cm bao 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.



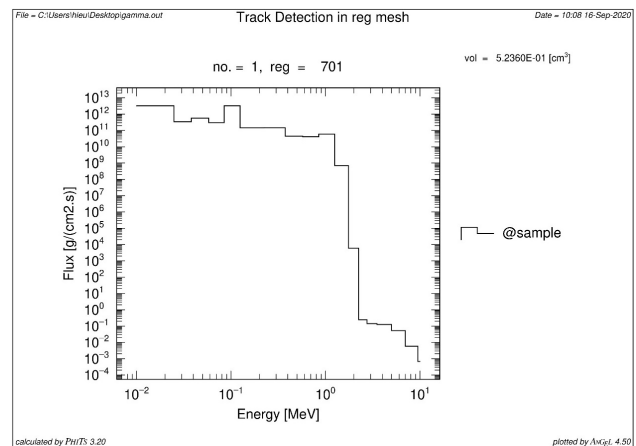
Hình 3. Mô tả tách lớp khối chắn dòng neutron

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 tính toán và xử lý từ thư viện ENDF/B-VII.1 bằng chương trình NJOY2016 [5].

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 5.26×10^{11} ($n/cm^2 \cdot s^{-1}$) và có phân bố như Hình 1. Để giảm thời gian tính toán, chúng tôi đã khai báo nguồn phát neutron ở dạng nguồn đĩa phát đồng nhất 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 đồng nhất với thông lượng tổng 7.20×10^{10}

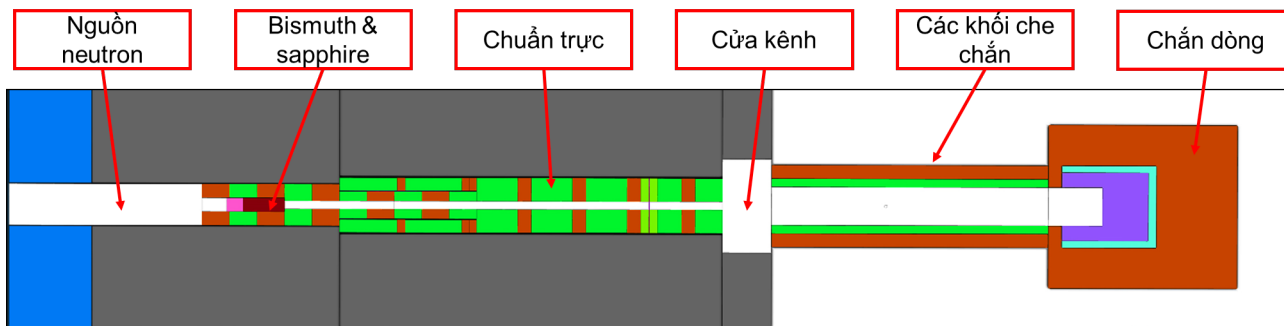
($n/cm^2 \cdot s^{-1}$) cho kết quả thông lượng tại vị trí cửa kênh ngang tương đương với nguồn phát thể tích có giá trị tổng thông lượng 5.26×10^{11} ($n/cm^2 \cdot s^{-1}$).

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 5.45×10^{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 trẻ 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 trẻ thường chiếm từ 20% đến 40% tổng thông lượng gamma[6]).



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] của 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 [7] 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.



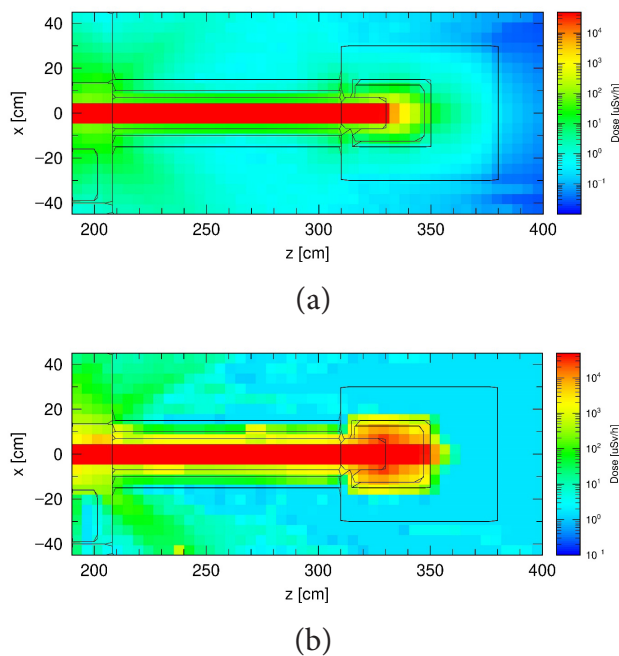
Hình 5. Mô tả cấu hình hình học mô phỏng tính toán liều bức xạ bên ngoài kênh số 1

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 sổ trọng số (weight windows) đối với từng loại bức xạ được tạo ra và sử dụng trong quá trình tính toán tiếp theo. Quá trình tính toán được thực hiện lặp lại nhiều lần với việc sử dụng output và tập tin của sổ trọng số 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.

2.2. Kết quả mô phỏng tính toán

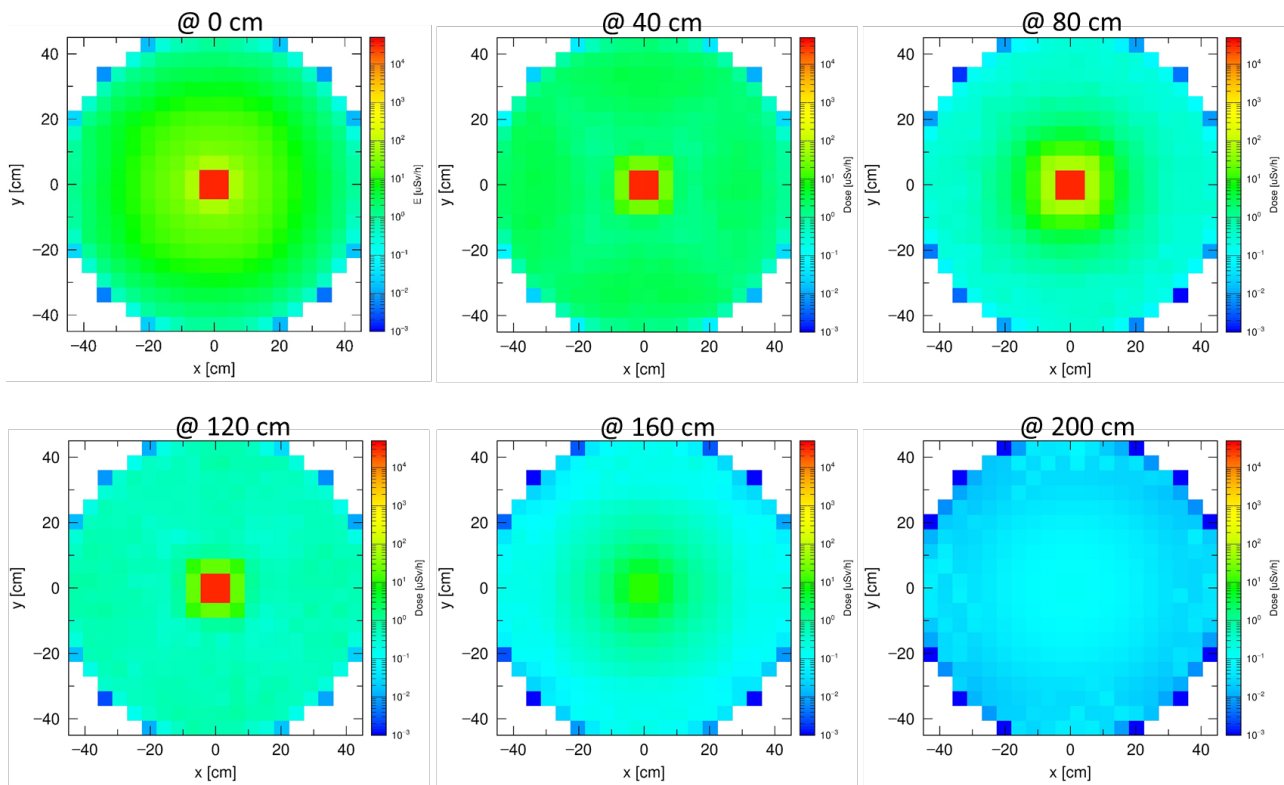
Phân bố suất liều neutron và gamma đã được tính toán trên mặt phẳng đi qua tâm chùm neutron, song song với mặt sàn lò phản ứng trong phạm vi từ tường lò phản ứng cho tới phía cuối khối chắn dòng neutron trong tình trạng mở khối cản xạ ở cửa kênh ngang số 1. Kết quả mô phỏng phân bố suất liều neutron và gamma được trình bày ở Hình 6. Suất liều gamma được mô phỏng bao gồm thành phần gamma sinh ra từ lò phản ứng và thành phần gamma sinh ra bởi phản ứng bắt neutron của các vật liệu làm phin lọc, chuẩn trực, và che chắn. Tại vị trí sát cửa kênh ngang, suất liều neutron vào khoảng 20 $\mu\text{Sv/h}$. Tuy nhiên, ở vị trí cách cửa kênh 50 cm, suất liều giảm xuống còn khoảng dưới 5.0 $\mu\text{Sv/h}$. Ở cuối khối chắn dòng neutron, suất liều neutron và gamma chỉ còn khoảng dưới 0.5 $\mu\text{Sv/h}$. Đối với bức xạ gamma,

tại vị trí sát cửa kênh ngang bên ngoài các khối che chắn, suất liều gamma vào khoảng 30 $\mu\text{Sv/h}$. Tại các vị trí xung quanh khối chắn dòng, suất liều gamma đều dưới 3 $\mu\text{Sv/h}$.



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

Để đánh giá chi tiết phân bố suất liều neutron trong không gian xung quanh chùm neutron, suất liều neutron đã được tính toán theo các mặt phẳng vuông góc với phương của chùm neutron tại các vị trí từ tường lò phản ứng cho đến hết khối chắn dòng. Tất cả các tính toán này đều được thực hiện trong tình trạng mở khối cản xạ ở cửa kênh ngang. Ở vị trí sát tường lò phản ứng, suất liều neutron tính toán vào khoảng dưới 20 $\mu\text{Sv/h}$ sau đó giảm đáng kể ở các vị trí xa hơn.



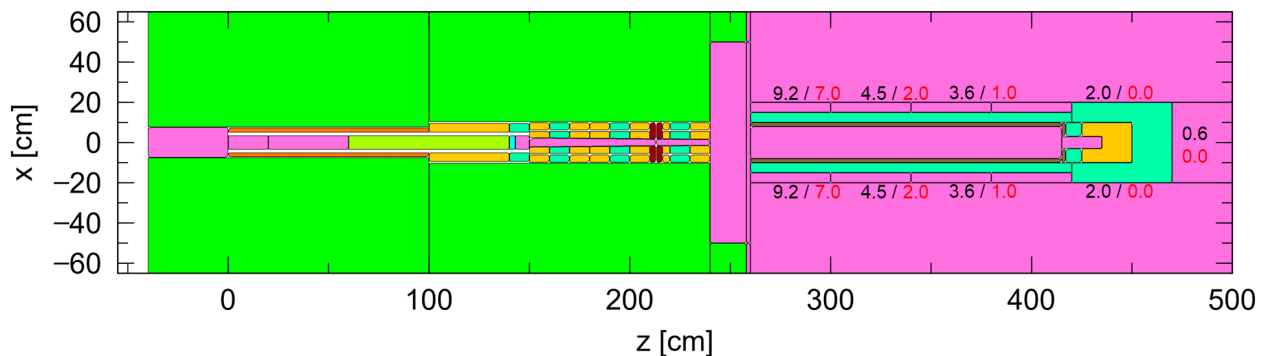
Hình 7. Suất liều neutron tính toán tại các mặt phẳng vuông góc với phương chùm neutron

Tại mặt phẳng cách tường lò 80 cm, suất liều neutron còn dưới 1 $\mu\text{Sv/h}$ và hầu như không đáng kể tại vị trí cách 200 cm phía sau khối chắn dòng. Phân bố suất liều khá đối xứng xung quanh chùm neutron do các khối che chắn được thiết kế dạng hình hộp chữ nhật bao bọc xung quanh chùm.

2.3. 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 $\mu\text{Sv/h}$, đảm bảo điều kiện an toàn bức xạ để nhân viên có thể làm việc. Riêng khu vực cách tường lò phản ứng khoảng 50 cm sát cửa kênh ngang, suất liều neutron và gamma vượt quá 10 $\mu\text{Sv/h}$, do đó nên hạn chế tiếp cận khu vực này khi chưa đóng dòng neutron.



Hình 8. Suất liều neutron (đỏ) và gamma (đen) đo tại một số vị trí trên kênh ngang số 2 của lò phản ứng Đà Lạt

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 1.5 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 suất liều đo được trên 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 tổ hợp 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 8 biểu diễn suất liều gamma và neutron đo tại một số vị trí trên kênh ngang số 2.

3. KẾT LUẬN

Bài báo 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 bức xạ neutron và gamma xung quanh thiết bị thí nghiệm trên kênh ngang đạt 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 50 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.

Phan Bảo Quốc Hiếu, Phạm Ngọc Sơn

Viện Nghiên cứu hạt nhân

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] Macfarlane, R., et al., The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016. 2017, Los Alamos National Lab.(LANL), Los Alamos, NM (United States).
- [6] 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.
- [7] Goorley, J.T., et al., MCNP6 User's Manual, Version 1.0. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, 2013.

KIỂM CHỨNG HỆ MÔ PHÒNG TƯƠNG TÁC CHUYỂN TIẾP THỜI GIAN THỰC CHO Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN NGHIÊN CỨU ĐÀ LẠT

Hệ chương trình mô phỏng tương tác chuyển tiếp thời gian thực chạy trên máy tính cá nhân cho Lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu Đà Lạt (Lò phản ứng Đà Lạt) với tên gọi DalatSim, dựa trên chương trình tính toán thủy nhiệt ước lượng tốt nhất RELAP5/MOD3.3 đã được xây dựng tại Trung tâm Hạt nhân Thành phố Hồ Chí Minh.

Bài báo này trình bày việc nghiên cứu phát triển lõi vật lý, mô-đun điều khiển và giao diện tương tác người-máy của DalatSim. Mô hình nốt hóa của Lò phản ứng Đà Lạt được dựa trên mô hình được sử dụng trong Báo cáo phân tích an toàn (SAR) năm 2012. Hệ chương trình có thể mô phỏng quy trình vận hành và một số tình huống sự cố chuyển tiếp giả định của Lò phản ứng Đà Lạt. Số liệu đường cong công suất vận hành lò thực tế đã được sử dụng để so sánh với kết quả tính toán công suất từ DalatSim nhằm mục tiêu kiểm chứng khả năng tính toán của hệ chương trình. Các kết quả kiểm chứng cũng được trình bày và thảo luận.

1. GIỚI THIỆU

Các hệ chương trình mô phỏng lò phản ứng hạt nhân đóng vai trò quan trọng trong việc đào tạo kỹ sư vận hành, nghiên cứu phân tích an toàn, thủy nhiệt, cũng như thiết kế các hệ thống điều khiển tự động và bảo vệ lò phản ứng. Ngoài các hệ thống mô phỏng toàn diện mô tả toàn bộ các hệ thống thực, các hệ chương trình mô phỏng nguyên lý cơ bản cũng được thiết kế và phát triển cho mục đích đào tạo. Các hệ chương trình này có thể chạy trên máy tính cá nhân và là công cụ hỗ trợ hiệu quả giúp người sử dụng hiểu được các quá trình vật lý cơ bản, nguyên lý hoạt động chung và quy trình vận hành của một số loại lò phản ứng hạt nhân khác nhau [1]. Nhiều tổ chức khoa học, giáo dục và đào tạo trên thế giới đã phát triển các hệ mô phỏng nguyên lý cơ bản cho việc nghiên cứu về lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu. Ricardo Pinto de Carvalho và José Rubens Maiorino đã xây dựng một hệ thống mô phỏng cho lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu IEA-R1 của

Brazil vào năm 2006, cho phép mô phỏng theo thời gian thực quá trình khởi động lò, thay đổi công suất và dập lò phản ứng [2]. Viện Nghiên cứu năng lượng nguyên tử Hàn Quốc (KAERI) đã xây dựng hệ thống mô phỏng thời gian thực cho lò phản ứng HANARO (High-flux Advanced Neutron Application Reactor) của Hàn Quốc và lò phản ứng JRTR (Jordan Research and Training Reactor) của Jordan vào năm 2014 [3]. KAERI cũng đã nghiên cứu xây dựng một chương trình mô phỏng lò phản ứng hạt nhân trên nền tảng web, sử dụng chương trình tính toán phân tích hệ thống hạt nhân RELAP5 làm chương trình lõi và chương trình LabVIEW để xây dựng giao diện tương tác thời gian thực vào năm 2007 [4]. Bên cạnh đó, Viện Hạt nhân Dalton tại Trường Đại học Manchester của Vương quốc Anh đã cung cấp hẳn một hệ chương trình mô phỏng đơn giản cho lò phản ứng hạt nhân và đưa lên trang web trực tuyến của Viện để sinh viên, người dùng internet có thể truy cập, làm quen và tìm hiểu hoạt động, cách thức vận hành của lò phản ứng hạt

nhân [5].

Tại Việt Nam, đã có nhiều hoạt động khai thác và ứng dụng các hệ chương trình mô phỏng lò phản ứng hạt nhân cho mục đích nghiên cứu và đào tạo. Tuy nhiên, các hệ chương trình này phần lớn mô phỏng nhà máy điện hạt nhân và được tài trợ bởi nước ngoài. Có thể kể đến hệ mô phỏng lõi lò phản ứng OPR 1000 và lò phản ứng VVER-1200 được lắp đặt lần lượt tại Trường Đại học Đà Lạt và Trung tâm Đào tạo hạt nhân thuộc Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam (VINATOM). Việc tự phát triển một hệ chương trình mô phỏng hoạt động của Lò phản ứng Đà Lạt đóng vai trò quan trọng trong việc hỗ trợ công tác huấn luyện vận hành, đào tạo sinh viên từ các trường đại học. Ngoài ra, hệ mô phỏng còn góp phần lưu giữ nguồn tri thức và kinh nghiệm quý báu thu nhận được qua các hoạt động nghiên cứu và vận hành Lò phản ứng Đà Lạt. Việc nghiên cứu phát triển hệ chương trình mô phỏng chuyển tiếp thời gian thực cho Lò phản ứng Đà Lạt (DalatSim) ở Việt Nam đã được thực hiện tại Trung tâm Hạt nhân Thành phố Hồ Chí Minh. Hệ chương trình này cho phép người dùng mô phỏng được quy trình vận hành trong điều kiện bình thường và một số sự cố chuyển tiếp giả định của Lò phản ứng Đà Lạt. Phần tiếp theo của báo cáo trình bày phương pháp được sử dụng để phát triển hệ chương trình. Khả năng tính toán của hệ chương trình đã được kiểm chứng thông qua các số liệu công suất vận hành thực tế của Lò phản ứng Đà Lạt. Các kết quả kiểm chứng cũng được trình bày và thảo luận.

2. PHÁT TRIỂN HỆ CHƯƠNG TRÌNH MÔ PHỎNG

Hệ chương trình DalatSim được thiết kế bao gồm hai mô-đun chính: mô-đun lõi vật lý và mô-đun thi hành. Các mô-đun trao đổi dữ liệu cần thiết với nhau để xây dựng nên một hệ chương trình mô phỏng hoàn chỉnh. Hình 1 miêu tả chức năng và sự liên kết về mặt trao đổi dữ liệu của các mô-

đun.

- Mô-đun lõi vật lý giải các bài toán vật lý neutron và thủy nhiệt cần thiết cho cả trạng thái dừng và chuyển tiếp của Lò phản ứng Đà Lạt với mỗi bước tính toán được yêu cầu từ mô-đun thi hành. Mô-đun này cung cấp các thông số cần thiết cho mô-đun thi hành để phục vụ cho các chức năng điều khiển và hiển thị của DalatSim.

- Mô-đun thi hành có nhiệm vụ điều khiển việc thi hành của DalatSim và bao gồm hai mô-đun chính: mô-đun điều khiển (CONTROL) và mô-đun giao diện người dùng (HMI). Mô-đun điều khiển mô phỏng hệ thống điều khiển và bảo vệ của Lò phản ứng Đà Lạt. Mô-đun giao diện người dùng bao gồm các trang giao diện cho phép người dùng tương tác với DalatSim. Bên cạnh đó, một mô-đun xử lý thực (REALISM) cũng được xây dựng để chuẩn bị và xử lý dữ liệu đầu vào cho lõi vật lý; truy xuất và hiển thị dữ liệu tính toán từ lõi vật lý sang mô-đun giao diện người dùng theo thời gian thực; mô phỏng ba kênh đo thực tế của Lò phản ứng Đà Lạt...

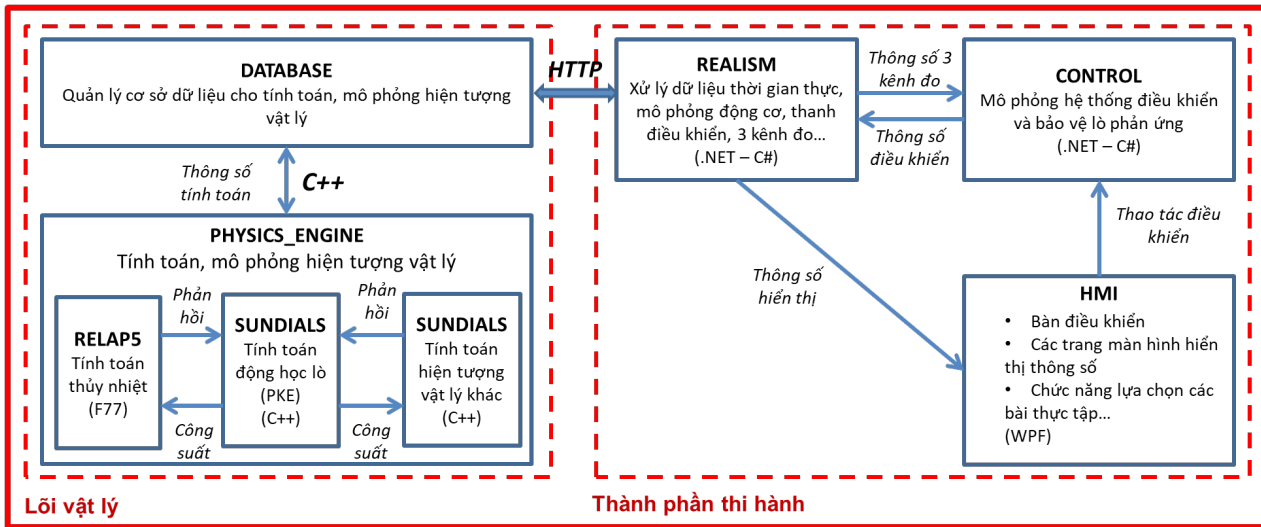
Giao thức truyền tải siêu văn bản HTTP [6] được sử dụng để trao đổi các thông số tính toán qua lại giữa mô-đun lõi vật lý và mô-đun thi hành. Trong đó, mô-đun thi hành đóng vai trò là máy sử dụng dịch vụ (client), gửi các yêu cầu về các thông số cần thiết cho việc điều khiển và hiển thị tới lõi vật lý. Mô-đun lõi vật lý đóng vai trò là máy chủ (server) sẽ trả lại các thông số đã được tính toán để tiếp tục quá trình mô phỏng.

Các mô-đun lõi vật lý, mô-đun điều khiển và mô-đun giao diện người dùng được miêu tả chi tiết trong các phần tiếp theo của báo cáo.

2.1. Mô-đun lõi vật lý

Lõi vật lý được xây dựng dựa trên chương trình tính toán RELAP5/MOD3.3. RELAP5 là một chương trình phân tích hệ thống thủy nhiệt ước lượng tốt nhất được sử dụng rộng rãi cho nhiều hệ mô phỏng lò phản ứng thời gian thực [4, 7-9].

DalatSim



Hình 1. Sơ đồ thiết kế của hệ chương trình mô phỏng chuyển tiếp thời gian thực cho Lò phản ứng Đà Lạt (DalatSim)

Việc hiệu lực hóa chương trình với các đặc trưng động học và thủy nhiệt của Lò phản ứng Đà Lạt đã được thực hiện bằng cách so sánh với số liệu thực nghiệm [10]. Tuy nhiên để phát triển mô-đun lõi vật lý cho hệ chương trình mô phỏng, các công việc cần thiết cần được tiến hành nhằm khai thác các đặc trưng và khả năng tính toán của chương trình. Mặc dù chương trình RELAP5 là một công cụ rất tốt cho việc mô phỏng lò phản ứng, một số tính năng của chương trình cần được chỉnh sửa và cải thiện để có thể đáp ứng được các yêu cầu thiết kế của một hệ mô phỏng.

Đầu tiên, chương trình RELAP5/MOD3.3 không có khả năng mô phỏng thời gian thực. Chương trình con tính toán chuyển tiếp của chương trình (tran) đã được tùy biến để đảm bảo tính năng này. Thứ hai, người dùng một cách cơ bản không thể tương tác với chương trình trong thời gian thực ngoài việc chuẩn bị các tập tin đầu vào, chạy chương trình và phân tích kết quả tính toán từ tập tin đầu ra. Việc chuẩn bị các tập tin đầu vào để miêu tả toàn bộ các trạng thái vận hành của Lò phản ứng Đà Lạt là không thực tiễn. Do đó, một lớp giao diện viết bằng ngôn ngữ C++ đã được thiết kế và ghép nối với chương trình RELAP5/

MOD3.3 (viết bằng ngôn ngữ FORTRAN77) để giải quyết vấn đề này (Hình 1). Lớp giao diện này có khả năng truy cập trực tiếp vào bộ nhớ, truy xuất và thay đổi tất cả các biến tính toán của RELAP5/MOD3.3. Việc trao đổi dữ liệu từ lõi vật lý tới các mô-đun khác của hệ chương trình cũng sẽ dễ dàng hơn với phương pháp ghép nối này.

Mô hình nốt hóa của Lò phản ứng Đà Lạt được dựa trên mô hình đã được sử dụng trong Báo cáo phân tích an toàn (SAR) cho Lò phản ứng Đà Lạt năm 2012 [11]. Vùng hoạt lò phản ứng được chia thành hai kênh bao gồm kênh nóng và kênh trung bình. Kênh nóng biểu diễn cho kênh nóng nhất trong vùng hoạt tương ứng kênh làm mát có thông lượng nhiệt cực đại. Kênh trung bình biểu diễn cho các phần còn lại của các kênh làm mát. Mỗi kênh được mô hình hóa thành ba tấm nhiên liệu và bốn khe chảy của chất làm mát tương ứng với thiết kế của bó nhiên liệu VVR-M2. Các ống của hệ thống làm nguội vòng I và bể lò được chia thành những thể tích có các đặc trưng động học tương tự nhau.

Cuối cùng, một lỗi xuất hiện bên trong mô-đun tính toán động học lò điểm của chương trình RELAP5/MOD3.3 dẫn đến việc tính toán đường

cong công suất cho kết quả phi vật lý trong trường hợp tính toán với các bước thời gian nhỏ [12]. Để khắc phục lỗi này, mô-đun động học lò điểm đã được thay thế bằng bộ giải SUNDIALS [13]. Việc ghép nối đã được kiểm chứng với các bài toán chuẩn và chứng minh cho kết quả tính toán chính xác tới chín chữ số thập phân so với các bài toán chuẩn [14]. Chương trình ghép nối với tên gọi RELAP/SUNDIALS không chỉ giúp khắc phục được lỗi trên mà còn cải thiện khả năng tính toán chính xác của lõi vật lý.

2.2. Mô-đun điều khiển

Mô-đun điều khiển của DalatSim được xây dựng với nhiều chức năng linh hoạt hơn thay vì sử dụng các thẻ đặc trưng “control variable” và “trip” với nhiều tính năng bị hạn chế của chương trình RELAP5/MOD3.3. Mô-đun này xử lý tất cả các logic điều khiển và bảo vệ lò phản ứng trong quá trình mô phỏng. Mô-đun được thiết kế dựa trên mạch logic điều khiển của hệ thống điều khiển và bảo vệ thực tế của Lò phản ứng Đà Lạt. Sử dụng kỹ thuật lập trình hướng đối tượng, mô-đun điều khiển được xây dựng thành các lớp đối tượng viết bằng ngôn ngữ C# trên nền tảng công nghệ .Net Core, một thư viện mã nguồn mở mới và đa nền tảng của Microsoft [15].

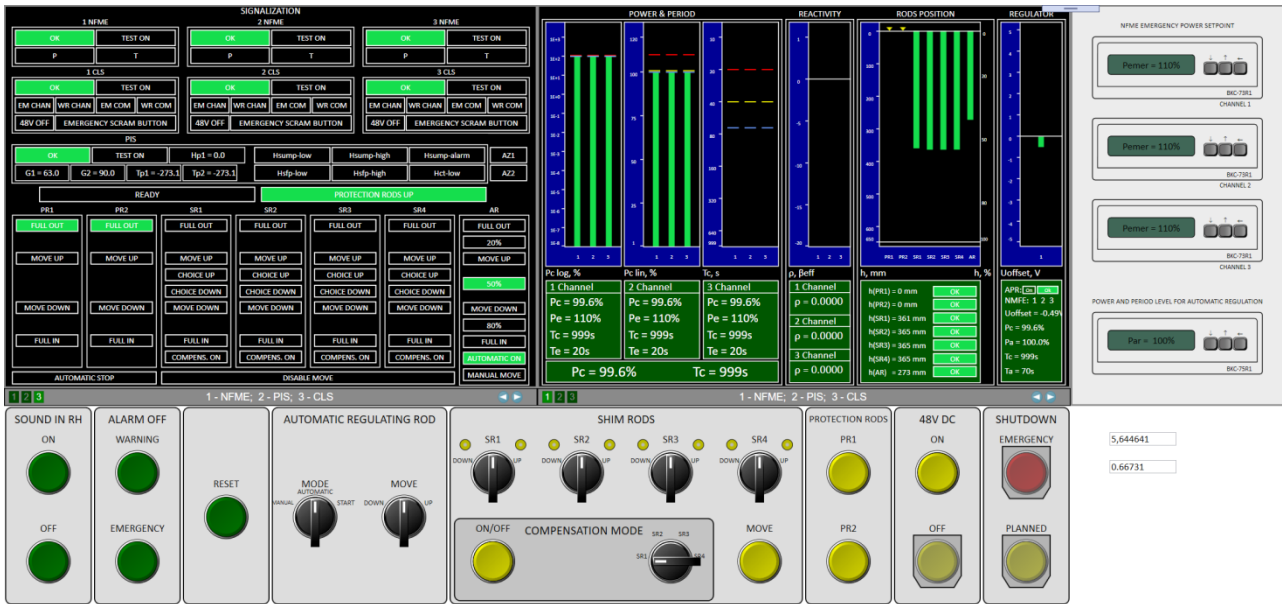
Đối với việc mô phỏng các thanh điều khiển bù trừ, thanh an toàn và thanh điều khiển tự động, phương pháp nội suy tuyến tính được sử dụng để tính toán độ phản ứng đưa vào dựa vào vị trí hiện tại của mỗi thanh bên trong vùng hoạt lò phản ứng. Bảng tra cứu độ phản ứng dự trữ cho cấu hình làm việc của Lò phản ứng Đà Lạt vào ngày 28 tháng 11 năm 2011 đã được sử dụng để làm số liệu nội suy. Phương pháp nội suy tuyến tính cũng được ứng dụng bên trong mô-đun điều khiển để tính toán độ phản ứng bù trừ do hiệu ứng nhiễm độc Xenon từ số liệu đường cong thực nghiệm và tính toán của Lò phản ứng Đà Lạt. Đối với chức năng bảo vệ lò phản ứng, mô-đun điều khiển có thể mô phỏng việc tạo ra các tín hiệu cảnh báo và

sự cố về công suất, chu kỳ lò và các thông số công nghệ dựa trên các giới hạn an toàn vận hành thực tế của Lò phản ứng Đà Lạt.

2.3. Mô-đun giao diện người dùng

Công nghệ lập trình giao diện WPF (Windows Presentation Foundation) của Microsoft đã được lựa chọn để thiết kế mô-đun giao diện người dùng cho hệ chương trình nhờ vào các tính năng lập trình giao diện linh hoạt [16]. Công nghệ này chưa từng được sử dụng để xây dựng giao diện cho các hệ chương trình mô phỏng lò phản ứng hạt nhân trên thế giới trước đây. Mô-đun giao diện người dùng được thiết kế giống như bàn điều khiển thực tế của Lò phản ứng Đà Lạt. Tất cả các đặc điểm thiết kế và chức năng của từng thành phần của bàn điều khiển được giữ không đổi nhằm tạo cảm giác trung thực cho người dùng khi sử dụng hệ mô phỏng. Hình 2 miêu tả một phần của mô-đun giao diện người dùng. Mô-đun bao gồm một số mô-đun nhỏ sau:

- Một giao diện bàn điều khiển cho phép người dùng thực hiện các thao tác vận hành như khởi động lò, nâng hạ các thanh điều khiển cũng như dừng lò theo kế hoạch hoặc dập lò khi sự cố xảy ra (Hình 2);
- Ba trang màn hình biểu diễn các thông số vận hành quan trọng, các thông số công nghệ và trạng thái tín hiệu của hệ thống điều khiển và bảo vệ lò phản ứng (Hình 2);
- Một giao diện khối đặt ngưỡng bảo vệ cảnh báo, sự cố theo công suất và đặt mức điều khiển công suất và chu kỳ cho việc điều khiển tự động;
- Một giao diện điều khiển cho phép người dùng lựa chọn và khởi động các bài tập vận hành bình thường hoặc bài tập sự cố giả định;
- Hai đồ thị xu hướng biểu diễn các thông số vận hành quan trọng theo thời gian thực cho mục đích phân tích kết quả mô phỏng;
- Một giao diện hướng dẫn sử dụng hệ chương trình.



Hình 2. Bàn điều khiển và hai màn hình biểu diễn thông số của mô-đun giao diện người dùng

3. KIỂM CHỨNG HỆ CHƯƠNG TRÌNH MÔ PHỎNG

Để đánh giá khả năng tính toán của hệ chương trình DalatSim, việc kiểm chứng đã được thực hiện bằng cách mô phỏng lại quy trình khởi động của Lò phản ứng Đà Lạt. Quy trình khởi động bao gồm các bước đưa lò phản ứng từ trạng thái dưới tới hạn lên đến trạng thái tới hạn, nâng công suất lò tới các mức vận hành yêu cầu bao gồm 0,5%, 50%, 80% và cuối cùng là 100% công suất danh định (500 kW). Tất cả thao tác trong quá trình mô phỏng quy trình khởi động lò đều tuân theo quy phạm vận hành của Lò phản ứng Đà Lạt, bao gồm các bước sau [17]:

- Rút lần lượt hai thanh điều khiển an toàn ra khỏi vùng hoạt;
- Đặt mức giá trị điều khiển tự động của công suất và chu kỳ lần lượt là 0,5% và 70 giây một cách tương ứng;
- Đưa lò phản ứng từ trạng thái sâu dưới tới hạn đến trạng thái tới hạn bằng cách rút các thanh điều khiển bù trừ;
- Nâng công suất lò đến mức công suất 0,5% bằng thanh điều khiển tự động ở chế độ điều khiển

bằng tay;

- Duy trì công suất lò tại mức công suất 0,5% bằng thanh điều khiển tự động ở chế độ điều khiển tự động;

- Nâng công suất lò đến mức công suất 50% bằng các bước sau:

- Đặt mức giá trị ngưỡng sự cố công suất cao hơn 10% so với mức công suất cần đạt;
- Đặt mức giá trị công suất điều khiển tự động bằng với mức công suất cần đạt;
- Điều khiển thanh tự động ở chế độ điều khiển bằng tay để nâng công suất lò đến mức công suất cần đạt sao cho chu kỳ lò không được nhỏ hơn 70 giây;
- Duy trì công suất lò tại mức công suất cần đạt bằng thanh điều khiển tự động ở chế độ điều khiển tự động;

- Chờ lò phản ứng làm việc trong vòng 5 phút tại mức công suất 50%;

- Nâng công suất lò đến mức công suất 80% bằng các bước giống như trên;

- Chờ lò phản ứng làm việc trong vòng 10 phút tại mức công suất 80%;

- Nâng công suất lò đến mức công suất 100% bằng các bước giống như trên;

Kết quả tính toán công suất lò phản ứng từ hệ chương trình DalatSim đã được so sánh với số liệu công suất vận hành thực tế của Lò phản ứng Đà Lạt. Số liệu vận hành được trích từ mô-đun lưu trữ, chẩn đoán thông tin (ADR) của hệ thống điều khiển và bảo vệ của Lò phản ứng Đà Lạt. Quy trình khởi động kéo dài trong 3290 giây, bắt đầu từ 8:00:10 đến 9:00:00 ngày 10 tháng 06 năm 2019.

4. KẾT QUẢ VÀ THẢO LUẬN

Kết quả so sánh giữa công suất lò phản ứng tính toán từ DalatSim và số liệu công suất vận hành thực tế được trình bày và thảo luận trong phần này. Bảng 1 và 2 cho thấy sự khác nhau giữa thời gian đạt các mức công suất vận hành yêu cầu và thời gian duy trì ở các mức công suất 50% và 80%. Hình 3 minh họa đường cong công suất mô phỏng và số liệu vận hành thực tế.

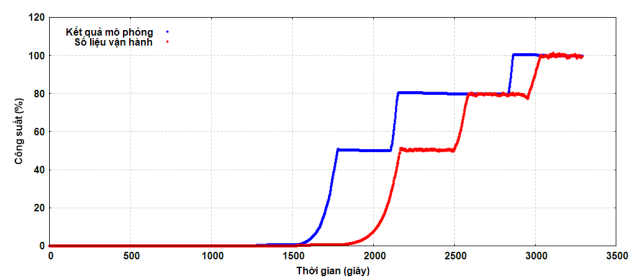
Thời gian đạt các mức công suất vận hành yêu cầu và thời gian duy trì ở các mức công suất 50%, 80% phụ thuộc vào kinh nghiệm của kỹ sư vận hành. Trên thực tế, các kỹ sư thường vận hành lò với thông số chu kỳ lò cao hơn để đảm bảo an toàn, dẫn đến thời gian đạt các mức công suất sẽ lâu hơn như trên Hình 3. Đối với trường hợp mô phỏng, lò được vận hành với chu kỳ lò thấp hơn nhưng vẫn cao hơn giới hạn 70 giây tuân theo quy phạm vận hành, dẫn đến thời gian đạt các mức công suất ngắn hơn. Hình 3 cũng cho thấy hai đường cong công suất không hoàn toàn khớp nhau nhưng giống nhau về hình dạng. Điều đó chứng tỏ DalatSim có khả năng mô phỏng một quy trình khởi động của Lò phản ứng Đà Lạt theo thời gian thực. Hệ chương trình mô phỏng có thể duy trì một cách tự động công suất lò phản ứng tại mỗi mức công suất vận hành như theo kỳ vọng, được minh họa rõ ràng trên Hình 3.

Bảng 1. Thời gian (giây) đạt các mức công suất vận hành yêu cầu

Mức công suất	0,5%	50%	80%	100%
Kết quả mô phỏng (giây)	1400	1800	2160	2820
Số liệu vận hành (giây)	1610	2165	2590	3036

Bảng 2. Thời gian (giây) duy trì ở các mức công suất vận hành yêu cầu

Mức công suất	50%	80%
Kết quả mô phỏng (giây)	300	600
Số liệu vận hành (giây)	333	371



Hình 3. Kết quả so sánh đường cong công suất tính toán với số liệu công suất vận hành thực tế quá trình khởi động lò

5. KẾT LUẬN

Kết quả kiểm chứng cho thấy khả năng tính toán của DalatSim có thể đáp ứng được yêu cầu mô phỏng chuyển tiếp thời gian thực cho Lò phản ứng Đà Lạt. Việc kiểm chứng cũng chứng tỏ DalatSim có thể là công cụ phù hợp để hỗ trợ hiệu quả trong việc huấn luyện cơ bản cho nhân viên vận hành lò, đào tạo về hạt nhân cho các học viên đến từ các đơn vị trực thuộc VINATOM cũng như các sinh viên từ các trường đại học. Ngoài ra, việc nghiên cứu xây dựng hệ mô phỏng còn đóng góp một phần tích cực cho việc phát triển năng lực mô hình hoá và mô phỏng lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu ở Việt Nam trong tương lai.

Cao Thanh Long và cộng sự

Trung tâm Hạt nhân TP. Hồ Chí Minh

TÀI LIỆU THAM KHẢO

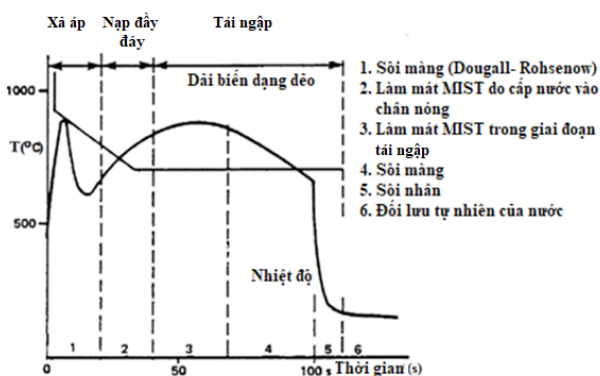
- [1] International Atomic Energy Agency, “Selection, Specification, Design and Use of Various Nuclear Power Plant Training Simulators”, IAEA-TECDOC-995, 1998.
- [2] Ricardo Pinto de Carvalho, José Rubens Maiorino Ricard, “A Research Reactor Simulator for Operators Training and Teaching”, PHYSOR-2006, ANS Topical Meeting on Reactor Physics, 2006.
- [3] Kwon Kee-Choon, Baang Dane, Park Jae-Chang, Lee Seung-Wook, Bae Sung Won, “Development of research reactor simulator and its application to dynamic test-bed”, International Electronic Journal of Nuclear Safety and Simulation, 5(2), 144-148, 2014.
- [4] K. D. Kim, Rizwan-uddin, “A web-based nuclear simulator using RELAP5 and LabVIEW”, Nuclear Engineering and Design, 237, 1185–1194, 2007.
- [5] <http://www.dalton.manchester.ac.uk/engage>
- [6] R. Fielding, J. Gettys, J. Mogul, H. Frystyk, L. Masinter, P. Leach, and T. Berners-Lee, “RFC2616: Hypertext Transfer Protocol -- HTTP/1.1”, RFC Editor, USA, 1999.
- [7] M. Lin, Y. Su, R. Hu, R. Zhang, and Y. Yang, “Development of a thermal-hydraulic system code for simulators based on RELAP5 code”, Nuclear Engineering and Design, 235(6), 675–686, 2005.
- [8] C. M. Allison, B. S. Allison, U. Luettringhaus, and J. K. Hohorst, “Application of RELSIM-RELAP/SCDAPSIM for University Training and Simulator Development”, 18th International Conference on Nuclear Engineering, 2, 425–430, ASMEDC, China, 2010.
- [9] M. Tatsumi, K. Tsujita, K. Sato, and Y. Tamari, “GRAPE: Graphical RELAP/ SCDAPSIM Analysis Platform for Education and Engineering”, 24th International Conference on Nuclear Engineering, American Society of Mechanical Engineers, USA, 2016.
- [10] L. V. Vinh and H. T. Nghiem, “Application of RELAP5/MOD3.2 for the DNRR”, Proceedings of JAEA Conf. 2006-001, 2006.
- [11] Viện Nghiên cứu hạt nhân, “Báo cáo phân tích an toàn Lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu Đà Lạt (SAR)”, 2012.
- [12] T. Hamidouche and A. Bousbia-Salah, “Assessment of RELAP5 point kinetic model against reactivity insertion transient in the IAEA 10MW MTR research reactor”, Nuclear Engineering and Design, 240(3), 672–677, 2010.
- [13] A. C. Hindmarsh, P. N. Brown, K. E. Grant, S. L. Lee, R. Serban, D. E. Shumaker, and C. S. Woodward, “SUNDIALS: Suite of nonlinear and differential/algebraic equation solvers”, ACM Transactions on Mathematical Software (TOMS), 31(3), 363–396, 2005.
- [14] T. H. Truong, T. L. Cao, D. P. Huynh, M. D. Ho, “Development of a Real-time Simulation RELAP/SUNDIALS Code for Dalat Nuclear Research Reactor”, accepted abstract, 22nd IEEE Real Time Conference, 2020.
- [15] <https://www.docs.microsoft.com/en-us/dotnet/core/introduction>
- [16] <https://docs.microsoft.com/en-us/dotnet/framework/wpf/>
- [17] Viện Nghiên cứu hạt nhân, “Quy phạm vận hành Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt”, 2015.

NGHIÊN CỨU ĐỘ NHẠY CÁC MÔ HÌNH VẬT LÝ SỬ DỤNG TRONG CODE TÍNH TOÁN THỦY NHIỆT RELAP5 DỰA TRÊN SỐ LIỆU THỰC NGHIỆM CỦA HỆ THỰC NGHIỆM FEBA

Trong phân tích an toàn thủy nhiệt, kết quả tính toán mô phỏng sử dụng các phần mềm thủy nhiệt phụ thuộc rất nhiều vào việc mô hình các hiện tượng vật lý đã được xây dựng trong các phần mềm này. Các mô hình vật lý là các phương trình bảo toàn, các công thức thực nghiệm được phát triển dựa trên việc làm khớp chúng với các số liệu thực nghiệm, hoặc dựa trên các giả thiết, đơn giản hóa để giải các phương trình lý thuyết. Chính vì vậy, các mô hình vật lý đó cần phải xem xét độ bất định mà chúng đưa vào trong kết quả tính toán. Để tính toán độ bất định, khảo sát độ nhạy trước hết được thực hiện để tìm ra những mô hình vật lý có tầm ảnh hưởng lớn lên kết quả tính toán cho kịch bản tái ngập vùng hoạt. Khảo sát độ nhạy này được thực hiện dựa trên các số liệu thực nghiệm đo đạc trên hệ thí nghiệm FEBA. Dựa trên hai tiêu chuẩn nhiệt độ cực đại và thời gian dính ướt, có bốn mô hình vật lý có ảnh hưởng lớn lên kết quả tính toán đã được chọn từ 16 mô hình vật lý được xem xét. Bốn mô hình này sẽ được nghiên cứu sâu hơn để đánh giá độ bất định mà chúng gây ra lên kết quả tính toán trong pha tiếp theo.

1. ĐẶT VẤN ĐỀ

Trong kịch bản sự cố vỡ lớn do mất nước làm mát (LBLOCA), sự thay đổi nhiệt độ của vỏ thanh nhiên liệu có thể được chia thành bốn giai đoạn chính: xả áp, nạp đầy đáy, tái ngập, và làm mát dài hạn được thể hiện trong Hình 1.



Hình 1. Sự thay đổi nhiệt độ vỏ nhiên liệu trong các pha trong tai nạn vỡ lớn [3].

Giai đoạn tái ngập là giai đoạn quan trọng trong đó thanh nhiên liệu có thể bị phồng, bị vỡ, bị ôxi-hóa, hoặc thậm chí bị nóng chảy nếu thanh nhiên liệu không thể được làm mát thích hợp. Pha tái ngập trong kịch bản này bắt đầu khi phần dưới của đáy thùng lò đã được làm đầy nước và các thanh nhiên liệu bắt đầu được tái ngập. Hơi nước được hình thành trong giai đoạn tái ngập này với vận tốc rất lớn và cuốn theo các giọt nước làm cho các chế độ truyền nhiệt trong pha này trở nên phức tạp, chuyển từ đơn pha khí, hai pha khí- lỏng và cuối cùng là đơn pha lỏng. Chế độ dòng chảy thẳng đứng chín chế độ (bốn chế độ truyền nhiệt trước thông lượng nhiệt tới hạn (CHF), bốn chế độ truyền nhiệt sau CHF và một chế độ truyền nhiệt phân tầng) được sử dụng trong các phần mềm nhiệt-thủy lực để mô phỏng pha tái ngập [1, 2]. Mỗi loại chế độ dòng chảy thường sử dụng

một số mô hình truyền nhiệt nhất định. Sự thay đổi chế độ chảy dẫn đến các mô hình hệ số truyền nhiệt cũng thay đổi theo như từ mô hình truyền nhiệt Chen, Dittus-Boelter, Bromley, Zuber CHF, hoặc CHF Bảng tra cứu [1, 2].

Các phần mềm thủy lực nhiệt như RELAP5, MARS, TRACE, hoặc CATHARE, đã được sử dụng rộng rãi trong phân tích an toàn lò phản ứng. Trong số đó, RELAP5 là công cụ thích hợp để sử dụng trong việc tính toán kiểm tra cấp phép, đánh giá các hướng dẫn vận hành và làm cơ sở cho phân tích nhà máy điện hạt nhân [1, 4]. Trong phần mềm này, cùng với các điều kiện ban đầu và biên, các mô hình vật lý (PM) thường được sử dụng trong mô phỏng. Các mô hình này thường được xây dựng dựa trên cả lý thuyết và thực nghiệm. Các mô hình lý thuyết sử dụng các giả định, đơn giản, lý tưởng hóa và các quy trình lý tưởng để giải, trong khi các mô hình thực nghiệm được phát triển dựa trên các thí nghiệm cụ thể với các điều kiện biên và điều kiện ban đầu xác định. Nghĩa là luôn có những giới hạn nhất định về khả năng ứng dụng của các mô hình vật lý. Độ chính xác của dự đoán trong mô phỏng luôn là một vấn đề thách thức mà các nhà phát triển phần mềm cần phải giải quyết và tìm cách cải thiện. Các mô hình vật lý được đề xuất là các thông số có ảnh hưởng lớn đến kết quả tính toán và cần phải được đánh giá thêm [5].

2. PHƯƠNG PHÁP, CÔNG CỤ TÍNH TOÁN VÀ HỆ THỰC NGHIỆM VÀ MÔ HÌNH HỆ FEBA

2.1. Phương pháp, công cụ tính toán và hệ thực nghiệm

Về phương pháp, phân tích độ nhạy (SA) cho thấy các giá trị khác nhau của một biến đầu vào độc lập ảnh hưởng như thế nào đến một biến đầu ra phụ thuộc cụ thể bằng cách sử dụng một tập hợp các giả định. Trong số tất cả các tham số đầu

vào cho SA, một số tham số ảnh hưởng không đáng kể đến kết quả tính toán, trong khi những tham số khác ảnh hưởng lớn lên kết quả tính toán. Thông qua quá trình SA, các thông số đầu vào ảnh hưởng nhất được lựa chọn. Đây là một công cụ hữu ích để giảm số lượng phép tính bằng cách giảm các tham số đầu vào được xem xét mà vẫn giữ nguyên độ chính xác của phép toán. Từ hai mươi đến cả trăm tham số đầu vào ban đầu, thông qua tính toán độ nhạy có thể giảm số lượng đầu vào xuống dưới mười tham số [6, 7, 8].

Về hệ thực nghiệm, hệ FEBA được lựa chọn. Kịch bản tái ngập thuộc loại phức tạp nhất về mặt thủy nhiệt vì trong quá trình tái ngập có rất nhiều cơ chế truyền nhiệt của pha hơi, hai pha và pha lỏng tồn tại. Cùng với đó, các chế độ dòng chảy cũng thay đổi rất phức tạp. Các nghiên cứu đã thực hiện nhiều thí nghiệm để nghiên cứu cơ chế thủy nhiệt cũng như các hiện tượng xảy ra trong giai đoạn tái ngập để đánh giá và cải thiện khả năng dự đoán các phần mềm thủy nhiệt. Chương trình kiểm tra Hiệu ứng Hệ thống và Hiệu ứng Riêng biệt (FLECHT-SEASET) đã tập trung vào cơ chế truyền nhiệt ở tốc độ dòng chảy tái ngập cao với sự thay đổi của công suất [9]. Tuy nhiên, những thí nghiệm này không đủ để định lượng các hiện tượng liên quan đến cơ chế tái ngập chi tiết do một số bất định sinh ra trong thực nghiệm. Chương trình RBHT (Truyền nhiệt trong bó nhiên liệu) [11] được đề xuất để cải thiện những hạn chế thực nghiệm trước đây. Thử nghiệm này được thực hiện để khảo sát sự truyền nhiệt phần đáy vùng hoạt lên khi thay đổi tốc độ dòng chảy tái ngập với thay đổi áp suất phần trên. Giống như thử nghiệm RBHT, FEBA (Thử nghiệm ngập lụt với các mảng bị chặn) [12] được thực hiện để nghiên cứu cơ chế truyền nhiệt. Các tác động của bộ đệm lưới và sự phình nhiên liệu trong giai đoạn tái ngập đã được xem xét cho các thí nghiệm trên hệ FEBA nhằm đánh giá, phát triển và cải tiến các mô hình đã được xây dựng [12].

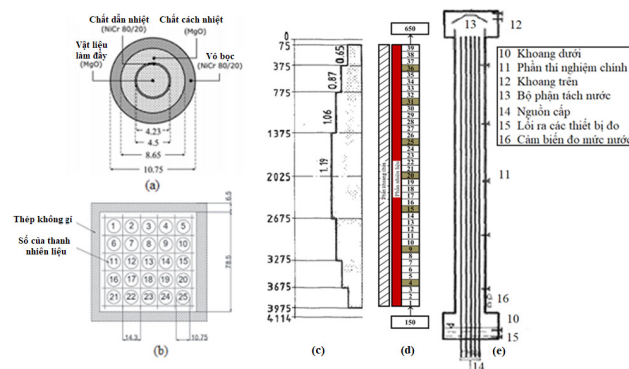
Về *phần mềm tính toán*, phần mềm RELAP5 được lựa chọn. Đây là phần mềm tính toán thủy nhiệt được sử dụng rộng rãi, có bề dày lịch sử trong phân tích an toàn và cấp phép do Cục quản lý hạt nhân Mỹ (USNRC) phát triển [13]. Phần mềm này cũng có khả năng mô phỏng pha tái ngập. Các tính toán độ nhạy, độ bất định cũng đã được thực hiện trên phần mềm này.

2.2. Mô hình hệ thực nghiệm FEBA

Nhiên liệu của hệ thí nghiệm FEBA là một bó thanh nhiên liệu có kích thước 5x5 như bó nhiên liệu thật của lò phản ứng nước áp lực (PWR) (Hình 2a) [12]. Nó được bao quanh bởi một vỏ hình vuông làm bằng thép không gỉ (Hình 2b) và được gia nhiệt bằng điện theo công suất cô-sin bảy bậc với mật độ công suất khác nhau (Hình 2c). Mô hình của phần chính của hệ thực nghiệm FEBA (Hình 2d) được xây dựng dựa trên sơ đồ cấu tạo bộ phận chính của hệ FEBA (Hình 2e). Mô hình phần chính của hệ thí nghiệm FEBA được chia làm ba phần khác nhau: thể tích đầu vào (150) tương ứng với khoang dưới (10), phần thử nghiệm chính bao gồm thanh gia nhiệt (11), và thể tích đầu ra (650) là khoang trên (12). Chiều dài thanh gia nhiệt là 3.9 mét được chia thành 39 đoạn có độ dài 0.1 mét. Trên thực tế, tổng chiều dài thanh nhiên liệu trong hệ FERBA là 4.114 m. Tuy nhiên, phần chứa chất gia nhiệt chỉ có chiều dài là 3.9 mét, tức là từ 75 mm đến 3975 mm, như minh họa trong Hình 2c. Trong mô hình hệ thí nghiệm FEBA, các lưới giằng (tại các nút 4, 9, 15, 20, 25, 31 và 36) cũng như khung chứa để được xét đến như được thể hiện trong Hình 2d.

Thí nghiệm ban đầu được làm nóng bằng hơi ở công suất thấp (200 kW) để đạt được nhiệt độ ban đầu cần thiết trước khi mô phỏng quá trình tái ngập. Theo đường cong công suất nhiệt phân rã 120% Tiêu chuẩn Quốc gia Hoa Kỳ (ANS), quá trình đun nóng hệ được tiến hành trong khoảng 40 giây sau khi lò phản ứng ngừng hoạt động để đạt nhiệt độ mong muốn ban đầu ở trạng thái cân

bằng. Sau đó, nước làm mát được cấp vào hệ từ phần dưới (10) để mô phỏng pha tái ngập. Trong quá trình tiến hành thí nghiệm, nhiệt độ của khung chứa (phần không được gia nhiệt) và vỏ nhiên liệu (phần được gia nhiệt) được đo tại các vị trí khác nhau dọc trên bề mặt trục của chúng.



Hình 2. Sơ đồ nút hóa của thí nghiệm FEBA trong RELAP5: (a) Cấu trúc cắt ngang của thanh nhiên liệu; (b) Cấu trúc cắt ngang của bó nhiên liệu trong thí nghiệm FEBA; (c) Công suất cô-sin của các thanh nhiên liệu theo 7 bậc khác nhau; (d) Sơ đồ nút hóa hệ thí nghiệm FEBA trong RELAP5; (e) Phần chính của hệ thí nghiệm FEBA

3. KẾT QUẢ TÍNH TOÁN

3.1. Trường hợp tham chiếu

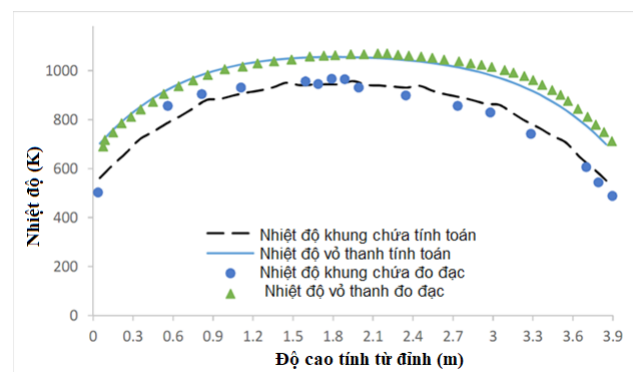
Trường hợp tham chiếu là trường hợp tắt cả các mô hình vật lý xem xét với các giá trị mặc định của chúng là 1.0. Có mười sáu mô hình vật lý với các hàm phân bố (PDF) và dải giao động được chọn trong nghiên cứu độ nhạy như được liệt kê trong Bảng 1.

Dựa trên tiến trình thực hiện thí nghiệm cũng như các điều kiện ban đầu và điều kiện biên cho thí nghiệm 216, tính toán tiến hành mô phỏng cho cả hai giai đoạn. Giai đoạn đầu là mô phỏng việc hâm nóng hệ bằng hơi đơn pha ở công suất thấp trong khoảng 1000 s cho đến khi đạt đến nhiệt độ ổn định của nhiệt độ vỏ nhiên liệu. Giai đoạn tiếp theo là mô phỏng quá trình chuyển tiếp tái ngập bằng cách kích hoạt cấp nước từ lõi vào

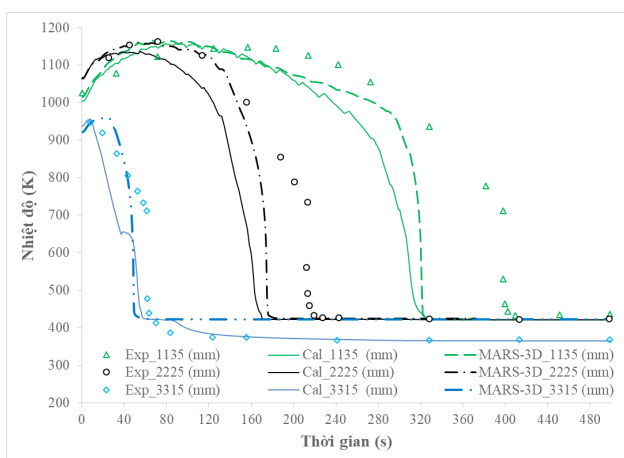
Bảng 1. Các mô hình vật lý, hàm phân bố và dải dao động của chúng

Stt	Mô hình vật lý	PDF	Dải dao động
IP1	Hệ số truyền nhiệt Chen cho dòng sôi nhân	L-N	[0.4 – 2.8]
IP2	Bảng tra cứu thông lượng nhiệt tới hạn AECL	N	[0.20 – 1.80]
IP3	Thông lượng nhiệt tới hạn trong loại sôi thùng (Zuber)	L-N	[0.50 – 2.00]
IP4	Tương quan hệ số truyền nhiệt Weisman sửa đổi	N	[0.50 – 1.50]
IP5	Hệ số truyền nhiệt Bromley cho dòng sôi màng	N	[0.50 – 1.50]
IP6	Hệ số truyền nhiệt sôi màng phân tán (phương trình Forslund-Rohsenow)	N	[0.50 – 1.50]
IP7	Đổi lưu với hơi quá nhiệt (chảy rối, chảy phân tầng, đổi lưu tự nhiên)	N	[0.50 – 1.50]
IP8	Hệ số tăng cường giọt của dòng hơi	N	[0.50 – 1.50]
IP9	Hệ số tăng cường giọt của dòng hơi	L-N	[0.50 – 2.00]
IP10	Mô hình cuộn chất lỏng theo của Ishii-Mishama	L-N	[0.50 – 2.00]
IP11	Số Weber	L-N	[0.50 – 2.00]
IP12	Hệ số truyền nhiệt mặt phân cách cho dòng lỏng dưới bão hòa	L-N	[0.50 – 2.00]
IP13	Diện tích mặt phân cách của dòng vành khăn ngược (độ nhẵn)	L-N	[0.50 – 2.00]
IP14	Tiêu chí tường khô/ ướt	L-N	[0.50 – 2.00]
IP15	Tiêu chí chuyển tiếp đối với độ rỗng	N	[0.50 – 1.50]
IP16	Hệ số truyền nhiệt mặt phân cách của giọt-hơi nước	N	[0.80 – 1.20]

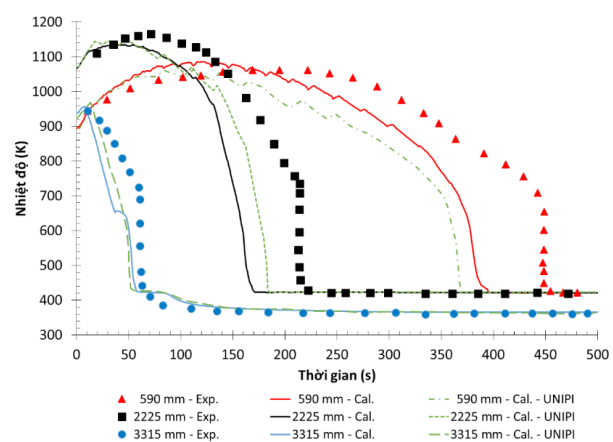
lên bộ phận chính của hệ thí nghiệm, công suất bố nhiên liệu được áp dụng theo đường công suất mô phỏng nhiệt phân rã theo Chuẩn ANS 120 % nhằm mô phỏng quá trình tái ngập. Trong giai đoạn làm nóng bằng hơi đến nhiệt độ ổn định, kết quả tính toán nhiệt độ ban đầu của vỏ thanh nhiên liệu và khung chứa được so sánh với số liệu thực nghiệm như được chỉ ra trong Hình 3. So sánh này chỉ ra rằng quá trình mô phỏng đun nóng hệ thí nghiệm đã đạt được kết quả giống như đo đạc thực tế.



Hình 3. So sánh phân bố nhiệt độ ban đầu của vỏ thanh nhiên liệu và khung chứa



Hình 4. So sánh kết quả nhiệt độ tính toán của vỏ thanh nhiên liệu với các số liệu thực nghiệm và tính toán sử dụng phần mềm MARS-3D [5]



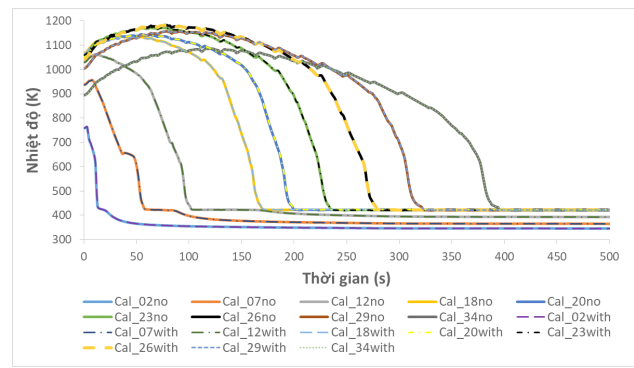
Hình 5. So sánh kết quả nhiệt độ tính toán của vỏ thanh nhiên liệu với các số liệu thực nghiệm và tính toán khác sử dụng phần mềm RELAP5 [5]

Khi chuyển từ trạng thái ổn định sang trạng thái chuyển tiếp, các kết quả tính toán mô phỏng cho bài toán tham chiếu ở các độ cao khác nhau (ở phần dưới, phần giữa và phần trên của thanh nhiên liệu) được so sánh với dữ liệu thực nghiệm và các tính toán khác sử dụng phần mềm MARS-3D (KAERI [5]), và RELPA5 (UNUPI [5]) như hình minh họa trong Hình 4 và Hình 5.

Từ các so sánh trên có thể kết luận rằng input của thí nghiệm 216 cho kết quả tương tự với kết quả tính toán từ các phần mềm thủy nhiệt khác và có kết quả khá gần với đo đạc thực nghiệm. Từ kết quả so sánh nói trên, input này có thể sử dụng cho các nghiên cứu tiếp theo.

3.2. Tính toán độ nhạy

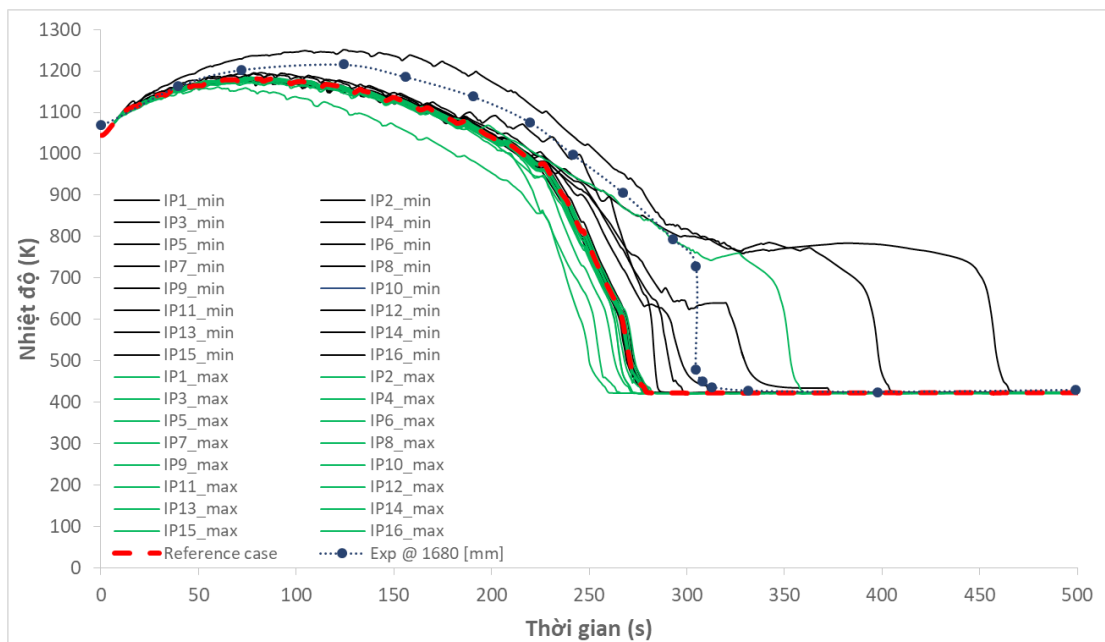
Để xem xét độ nhạy của các mô hình vật lý, các lựa chọn để xem xét 16 mô hình vật lý được kích hoạt như trong Bảng 1. Bài toán tham chiếu là bài toán mà các mô hình vật lý có hệ số mặc định được lựa chọn (giá trị là 1.0). Cần lưu ý rằng là khi kích hoạt chức năng này kết quả tính toán phải đảm bảo là không đổi. Kết quả tính toán trước và sau khi kích hoạt tính toán độ nhạy cho các mô hình vật lý được chỉ ra trong Hình 6.



Hình 6. So sánh kết quả tính toán nhiệt độ mô phỏng trong trường hợp trước (no) và sau khi kích hoạt (with) lựa chọn xem xét độ nhạy của các mô hình vật lý

Kết quả tính toán trước khi kích hoạt các mô hình vật lý (Cal_xxno) hoàn toàn giống với kết quả tính toán sau khi kích hoạt chúng (Cal_xxwith). Trong đó xx là chín vị trí (02, 07, 12, 18, 20, 23, 26, 29 và 34) như được minh họa trong Hình 6.

Trong tính toán với trường hợp tham chiếu, kết quả phân bố nhiệt độ chỉ ra rằng vị trí nút 26 có nhiệt độ cao nhất, PCT xảy ra, tương ứng với độ cao 1400 mm. Đây được chọn là vị trí tham chiếu và được dùng để tính phân bố nhiệt độ trong phân tích độ nhạy.



Hình 7. Kết quả tính toán độ nhạy với 16 mô hình vật lý

Bằng cách lấy giá trị min và max của mỗi tham số trong 16 tham số, thực hiện truyền thông tin qua tham số lối ra là PCT và thời gian dính ướt, có tất cả 32 trường hợp được tính toán tại vị trí tham chiếu có PCT xảy ra (1400 mm) và kết quả được chỉ ra như trong Hình 7. Có thể thấy rằng kết quả tính toán có phân bố khá đối xứng về mặt nhiệt độ so với trường hợp tham chiếu (chỉ ra bằng đường đậm nét đứt quãng) và thực nghiệm. Tuy nhiên thời gian dính ướt trong tính toán mô phỏng cho một số trường hợp trong tổng 32 trường hợp này lại có thăng giáng đáng kể.

Để phân tích độ nhạy, cần phải lựa chọn ra các tiêu chuẩn để đánh giá. Các tiêu chí được lựa chọn cho nghiên cứu độ nhạy trong đề tài này dựa trên các tiêu chí đã cho [5].

Đối với quá trình đánh giá và cấp phép về mặt thủy nhiệt, PCT là tiêu chí chính được lựa chọn. Trong kịch bản tái ngập được xem xét, thời gian dính ướt là một hiện tượng điển hình. Nó xác định tình trạng bề mặt của thanh, T_w , là khô nếu nhiệt độ của thanh cao hơn nhiệt độ bão hòa khoảng 30 độ, $T_w = T_{sat} + 30$, và ngược lại thì vỏ thanh nhiên liệu là bị ướt.

Chính vì thế, hai tiêu chuẩn được lựa chọn trong nghiên cứu độ nhạy của đề tài là PCT và thời gian dính ướt:

Tiêu chí PCT được xác định là giá trị tuyệt đối của độ thay đổi nhiệt độ PCT:

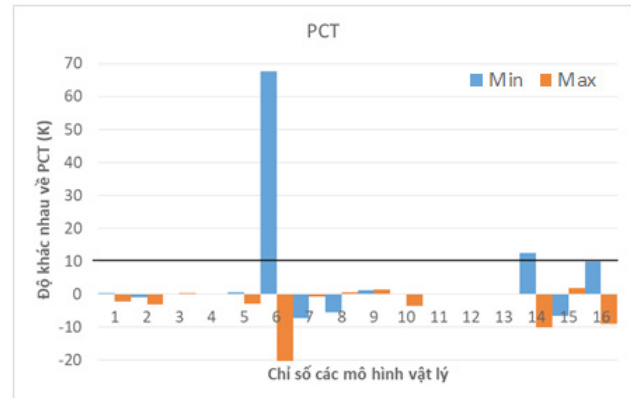
$$\Delta T_{ref} (=PCT_i - PCT_{ref}) = 10 \text{ (}^\circ\text{C)}$$

trong đó $i = 1, \dots, 32$.

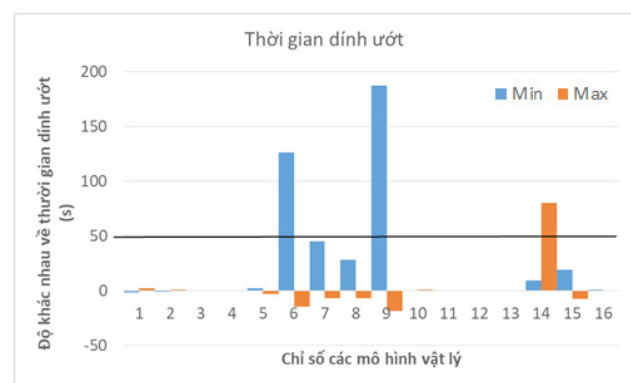
Tiêu chuẩn thời gian dính ướt là độ thay đổi trong thời gian dính ướt:

$$\Delta t_{quench} (=t_{q,i} - t_{q,ref}) = 50 \text{ (s)}$$

Kết quả tính toán độ nhạy được thể hiện trong Hình 8 và Hình 9 trong đó các kết quả tính toán của giá trị Min và Max trong bảng chú thích tương ứng với giá trị nhỏ nhất và lớn nhất của 16 tham số đầu vào xem xét.



Hình 8. Độ nhạy các mô hình vật lý theo tiêu chuẩn PCT



Hình 9. Độ nhạy các mô hình vật lý theo tiêu chuẩn thời gian dính ướt

Có thể thấy rằng đối với cả hai tiêu chuẩn đánh giá độ nhạy, các mô hình vật lý từ với chỉ số tương ứng, từ 1 đến 5 và từ 11 đến 13, có rất ít ảnh hưởng lên kết quả tính toán của nhiệt độ vỏ thanh nhiên liệu cũng như thời gian dính ướt. Dựa theo tiêu chuẩn đánh giá độ nhạy PCT đã nêu trên, có thể thấy rằng có ba mô hình vật lý (các mô hình với chỉ số là 6, 14, và 16) có ảnh hưởng lớn nhất đến nhiệt độ vỏ thanh nhiên liệu. Dựa theo tiêu chuẩn đánh giá độ nhạy thời gian dính ướt, các mô hình vật lý có chỉ số tương ứng là 6, 9, và 14 có ảnh hưởng lớn đến kết quả tính toán thời gian dính ướt.

Như vậy, tính toán độ nhạy áp dụng hai tiêu chí đánh giá là PCT và thời gian dính ướt chỉ ra 4 tham số (IP6, IP9, IP14 và IP16) có tác động đáng kể nhất lên kết quả tính toán. Chúng được tổng kết như trong Bảng 2.

Bảng 2: Bốn mô hình vật lý có tác động lớn lên kết quả đầu tính toán đầu ra

ID	Tên mô hình vật lý
IP6	Hệ số truyền nhiệt sôi màng phân tán (phương trình Forslund-Rohsenow)
IP9	Hệ số tăng cường giọt của dòng hơi
IP14	Tiêu chí tường khô/ ướt
IP16	Hệ số truyền nhiệt mặt phân cách của giọt-hơi nước

Có thể nhận thấy rằng bốn tham số này đều là các tham số quan trọng trong giai đoạn tái ngập vì chúng liên quan đến chế độ dòng chảy và các hiện tượng vật lý đặc trưng cho quá trình tái ngập. Hệ số sôi màng (IP6) là một hiện tượng chi phối chính trong quá trình truyền nhiệt trong giai đoạn tái ngập. Dòng hơi với các giọt cuốn theo (entrained droplets) (IP9) có kích thước và vận tốc khác nhau, có ảnh hưởng mạnh mẽ tốc độ dòng cũng như khả năng truyền nhiệt [14]. Tiêu chí khô hay ướt của vỏ thanh nhiên liệu (IP14) dẫn đến việc lựa chọn các hệ số truyền nhiệt hoàn toàn khác nhau. Quá trình bị dính ướt đột ngột và quá trình bị trì hoãn sự dính ướt là hai hiện tượng thường đi kèm trong quá trình dính ướt. Kết quả tính toán độ nhạy trong đề tài này được chỉ ra trong Hình 1.9. Có thể thấy rằng quá trình trì hoãn sự dính ướt là chiếm ưu thế. Điều này chứng tỏ rằng tiêu chuẩn dính ướt cũng cần phải được đánh giá kỹ hơn. Mô hình vật lý được chọn cuối cùng, sự truyền nhiệt tại mặt phân cách giọt-hơi nước (IP16), góp phần đáng kể vào việc truyền nhiệt, đặc biệt là trong giai đoạn tái ngập. Số lượng giọt nước mang kèm hơi nước và kích thước của giọt nước một phần quyết định khả năng truyền nhiệt chung, dẫn đến giảm nhiệt độ của thanh nhiên liệu. Do đó tham số IP16 cũng là tham số cần có các đánh giá về độ bất định.

4. KẾT LUẬN KIẾN NGHỊ

Trong số các điều kiện đầu vào như điều kiện ban đầu, điều kiện biên và PM, PM được đề xuất là các tham số có ảnh hưởng nhất đến kết quả tính toán. Chính vì vậy, các PM là trọng tâm trong

nghiên cứu này. Các PM được phân tích độ nhạy thông qua mô phỏng hệ thực nghiệm FEBA dựa trên các số liệu thực nghiệm của Chuỗi 1 trong các thí nghiệm thực hiện trên hệ FEBA. Trường hợp tham chiếu đã được lựa chọn và kết quả mô phỏng đã chứng tỏ quá trình gia nhiệt tương tự như đã tiến hành trong thực nghiệm. Có 16 mô hình vật lý đã được chọn cho nghiên cứu độ nhạy dựa trên hai tiêu chí về PCT và thời gian dính ướt. Kết quả tính toán độ nhạy chỉ ra rằng bốn mô hình vật lý với chỉ số tương ứng là 6, 9, 14 và 16 có ảnh hưởng lớn đến kết quả tính toán trong số mười sáu tham số đầu vào được xem xét. Có thể nhận thấy rằng bốn tham số này đều là các tham số quan trọng trong giai đoạn tái ngập và cần được xem xét kỹ hơn về đóng góp độ bất định của chúng trong kết quả tính toán.

**Trần Thanh Trâm, Hoàng Tân Hưng,
Đoàn Mạnh Long, Vũ Hoàng Hải**

Trung tâm Đào tạo hạt nhân

TÀI LIỆU THAM KHẢO

- [1] USNRC, RELAP5/Mod3.3 code manual Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods., vol. 1, 2001.
- [2] ISL, RELAP5/MOD3.3 code manual volume IV: models and correlations, NUREG/CR-5535/Rev P3-Vol IV, 2006.
- [3] NEA, Nuclear fuel behaviour in loss-of-coolant accident (LOCA) conditions: State-of-the-art Report, Nuclear Energy Agency, 2009.
- [4] Choi T. S., No H. C., Improvement of the reflood model of RELAP5/MOD3.3 based on the assessments against FLECHT-SEASET tests, Nuclear Engineering and Design, Vol. 240, pp.832–841, 2010.
- [5] Kovtonyuk, A. et al., Post-BEMUSE Reflood Model Input Uncertainty Methods (PREMIUM) Benchmark: Final Report, NEA/CSNI/R(2016)18,

2017.

[6] Kovtonyuk A. et al., Post-BEMUSE Reflood Model Input Uncertainty Methods (PREMIUM) Benchmark Phase II: Identification of Influential Parameters, NEA/CSNI/R(2014)14, 2015.

[7] Perez M. et al., Uncertainty and sensitivity analysis of a LBLOCA in a PWR Nuclear Power Plant: Results of the Phase V of the BEMUSE programme, Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, pp. 4206 – 4222, 2011.

[8] Horst Glaeser, GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications, Science and Technology of Nuclear Installations, pp. 1-7, 2008.

[9] Lee N. et al., PWR FLECHT-SEASET unblocked bundle, forced and gravity reflood task data evaluation and analysis report, NUREG/CR-2256, 1982.

[10] Seo G. H. et al. Numerical analysis of RBHT reflood experiments using MARS 1D and 3D modules, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 52, pp.70-84, 2015.

[11] Hochreiter L. E. et al., RBHT reflood heat transfer experiments data and analysis, NUREG/CR-6980, 2012.

[12] Ihle P., Rust K., FEBA Flooding Experiments with Blocked Arrays Evaluation Report, März 1984.

[13] Mesina G. L., A History of RELAP Computer Codes, Nuclear Science and Engineering, vol. 182, v-ix, 2016.

[14] Berna C. et al., Review of droplet entrainment in annular flow: Characterization of the entrained droplets, Progress in Nuclear Energy, Vol. 79, pp. 64-86, 2015.

ÁP DỤNG PHƯƠNG PHÁP MÔ PHÒNG TỐI KIM TIẾN HÓA TRONG THIẾT KẾ VÙNG HOẠT LÒ PHẢN ỨNG NHỎ 200MWt

Trong nghiên cứu này, phương pháp mô phỏng tối kim phỏng tiến hóa (ESA) được áp dụng để thiết kế vùng hoạt lò phản ứng nhỏ 200 MWt. Thiết kế vùng hoạt được dựa trên các thông số của lò phản ứng ACPR50S, loại lò sẽ được triển khai trên một nhà máy điện hạt nhân nổi của Trung Quốc. Vùng hoạt bao gồm 37 bó nhiên liệu loại 17x17 được sử dụng trong các lò phản ứng PWR với ba loại độ làm giàu U-235 khác nhau là 4,45; 3,40 và 2,35 % khối lượng. Cấu hình nạp tải vùng hoạt (LP) đã được tối ưu hóa để có được độ dài chu kỳ là 900 ngày hoạt động với 100% công suất, đồng thời có độ giàu trung bình của nhiên liệu nạp tải nhỏ nhất và hệ số đỉnh công suất thỏa mãn tiêu chuẩn an toàn. Quá trình tối ưu hóa được thực hiện bằng cách kết hợp phương pháp ESA với mô-đun COREBN của bộ chương trình SRAC2006.

1. MỞ ĐẦU

Trong những năm gần đây, sự quan tâm đến các lò phản ứng mô-đun nhỏ (SMR) ngày càng gia tăng do tính linh hoạt trong việc phát điện cho người dùng, địa điểm xây dựng và các ứng dụng rộng hơn. Chúng cũng cho thấy hiệu suất an toàn được nâng cao thông qua các hệ thống an toàn thụ động và công nghệ cập nhật [1]. Hiện tại có hơn 70 mẫu thiết kế SMR đang được phát triển trên thế giới [2]. Do tính linh hoạt và tính năng an toàn của SMR, các nghiên cứu về công nghệ này là rất cần thiết cho chiến lược phát triển năng lượng tại Việt Nam. Một trong những nhiệm vụ đầu tiên của nghiên cứu trong SMR là thiết kế vùng hoạt lò phản ứng và mô hình nạp tải của nó.

Tối ưu hóa quá trình nạp nhiên liệu là một trong những nhiệm vụ quan trọng trong thiết kế vùng hoạt lò phản ứng hạt nhân, được thực hiện sau mỗi chu kỳ của lò phản ứng hạt nhân. Vấn đề tối ưu hóa cấu hình nạp tải nhiên liệu (LP) đã nhận được sự quan tâm ngay từ đầu của công nghệ lò phản ứng hạt nhân với việc áp dụng nhiều phương pháp tối ưu hóa khác nhau. Hầu

hết các phương pháp đều dựa trên mô phỏng các hệ thống tự nhiên như mô phỏng tối kim (SA) [3], [4], thuật toán gen di truyền (GA) [3], [5], phương pháp tiến hóa [6], phương pháp tối ưu hóa bầy hạt (PSO) [7], tiến hóa vi phân [8], v.v. Mặc dù đã có nhiều cố gắng nhưng đây vẫn là một nhiệm vụ phức tạp đa mục tiêu [9].

Trong nghiên cứu hiện tại, một phương pháp mô phỏng tối kim tiến hóa (ESA) đã được áp dụng để thiết kế vùng hoạt lò phản ứng nhỏ 200 MWt. Phương pháp ESA được phát triển để cải thiện SA ban đầu bằng cách sử dụng các toán tử chéo và đột biến để tạo ra các giải pháp thử nghiệm mới, thay vì trao đổi nhị phân hoặc bậc ba trong SA ban đầu [10]. Toán tử chéo và đột biến tương tự như được sử dụng trong GA. Vùng hoạt lò phản ứng được thiết kế dựa trên lò phản ứng ACPR50S tham chiếu được triển khai trong nhà máy điện hạt nhân nổi (FNPP) sử dụng các bó nhiên liệu nhiên liệu PWR điển hình [2], [11], [12]. Thiết kế vùng hoạt được nhắm mục tiêu để đạt được độ dài chu kỳ khoảng 900 ngày vận hành 100% công suất (EFPDs) tương tự như ACPR50S tham chiếu, đồng thời có độ giàu U-235 trung bình

nhỏ và hệ số đỉnh công suất nhỏ hơn giới hạn cho phép. Các tính toán vật lý cho vùng hoạt được thực hiện bằng cách sử dụng mô-đun COREBN của hệ chương trình SRAC2006. Phương pháp ESA đã được kết hợp với mô-đun COREBN để thực hiện quá trình tối ưu hóa.

2. LÝ THUYẾT TÌM KIẾM CẤU HÌNH NẠP TẢI TỐI ƯU

2.1. Phương pháp ESA

Phương pháp mô phỏng tìm kiếm (SA) đã sớm được áp dụng cho bài toán tối ưu hóa LP nhiên liệu [3]. Phương pháp SA có khả năng thoát khỏi các cực trị địa phương do đưa vào xác suất chấp nhận một nghiệm kém hơn. Tuy nhiên, do sự hội tụ chậm nên số lượng LP được tính toán thường rất lớn. Trong một nghiên cứu trước đây, phương pháp ESA đã được phát triển để cải thiện SA ban đầu bằng cách sử dụng chéo và đột biến để tạo ra các giải pháp thử nghiệm. Ưu điểm của ESA so với SA và ASA đã được kiểm tra [10]. Quy trình của ESA được mô tả như sau:

- (1) Bắt đầu với LP thử nghiệm ban đầu
- (2) Tính toán các đặc trưng vật lý của LP thử nghiệm được thực hiện và hàm mục tiêu được đánh giá.
- (3) So sánh hàm mục tiêu của LP thử nghiệm với hàm mục tiêu của LP cơ sở hiện tại. Các LP cơ sở được cập nhật nếu:

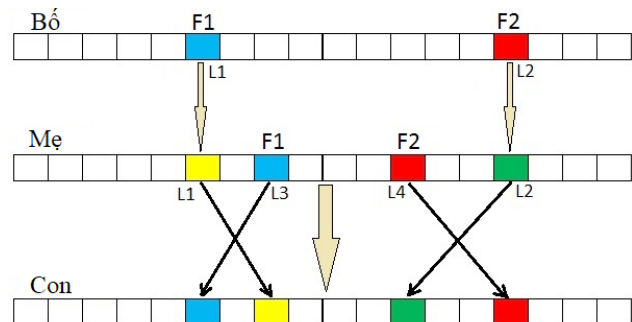
- Giá trị hàm mục tiêu của LP thử nghiệm lớn hơn hoặc bằng giá trị hàm mục tiêu của LP cơ sở.
- Giá trị hàm mục tiêu của LP thử nghiệm là nhỏ hơn so với hàm mục tiêu LP cơ sở, LP cơ sở được cập nhật bởi một xác suất: $\rho = \exp(-\delta C/T^{(n)})$. Trong trường hợp này, δC là sự khác biệt của hàm mục tiêu giữa LP cơ sở và LP thử nghiệm; T là nhiệt độ tìm kiếm.

(4) Một LP thử nghiệm mới được tạo ra từ hai LP cơ sở sử dụng các toán tử trao đổi chéo và đột biến.

(5) Nhiệt độ $T^{(n)}$ được giảm xuống: $T^{(n+1)} = \alpha T^{(n)}$, $\alpha < 1$, sau một số LP thử nghiệm được tính toán với T không đổi, được gọi là độ dài Malkov.

(6) Các tiêu chí hội tụ được kiểm tra và ngừng tìm kiếm nếu các tiêu chí hội tụ được đáp ứng. Nếu không, bước (2) được lặp lại.

Trong phương pháp ESA, hai LP cơ sở được gọi là bố, mẹ và LP thử nghiệm mới là con. Sự trao đổi chéo được thực hiện bằng cách trao đổi hai bó nhiên liệu giữa các bó nhiên liệu bố, mẹ như được minh họa trong Hình 1. Sau đó, một LP thử nghiệm mới được tạo ra từ thể hệ con bằng cách áp dụng toán tử đột biến với xác suất 0,5.



Hình 1. Toán tử trao đổi chéo được sử dụng trong phương pháp ESA

Quá trình đột biến được thực hiện theo hai bước. Đầu tiên, hai hoặc ba bó nhiên liệu trong LP con được chọn và trao đổi ngẫu nhiên để tạo ra một LP thử nghiệm mới. Thứ hai, một bó nhiên liệu trong LP con được chọn ngẫu nhiên và được thay thế bằng một bó nhiên liệu ngẫu nhiên có độ giàu U-235 khác nhau với xác suất 0,5.

Hai LP cơ sở được cập nhật bằng cách thay thế LP cơ sở kém hơn bằng LP thử nghiệm ở bước (3). Do đó, LP tốt nhất hiện tại luôn được chọn là một trong hai LP cơ sở. Vì LP con có nhiều đặc điểm của mẹ hơn của bố, nên việc lựa chọn mẹ từ hai LP cơ sở sẽ có ảnh hưởng đáng kể đến hiệu suất của ESA. Do đó, để tăng tính đa dạng của

quá trình tìm kiếm, LP cơ sở kém hơn được chọn là mẹ. Tiêu chí hội tụ được đặt để dừng vòng lặp tính toán nếu LP cơ sở hiện tại không thay đổi sau 100 LP thử nghiệm hoặc LP tốt nhất hiện tại không thay đổi sau 1000 LP thử nghiệm.

2.2. Hàm mục tiêu

Một hàm mục tiêu đã được sử dụng để thiết kế vùng hoạt nhằm đạt được độ dài chu kỳ khoảng 900 EFPD, tương tự như độ dài chu kỳ của lò phản ứng ACPR50 tham chiếu; độ giàu U-235 trung bình nhỏ nhất và hệ số đỉnh công suất nhỏ hơn giới hạn. Dạng của hàm mục tiêu này như sau:

$$F = -w_c \times |C - C_0| - w_e \times E - w_p \times \max(0, PPF - P_0) \quad (1)$$

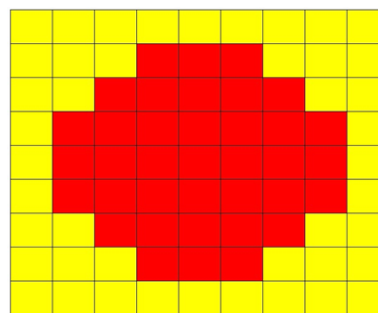
$$E = \frac{\sum E_i n_i}{\sum n_i} \quad (2)$$

trong đó, C là độ dài chu kỳ; E là độ giàu trung bình của các bó nhiên liệu được nạp tải, E_i là độ giàu nhiên liệu loại i và n_i là số lượng của bó nhiên liệu được nạp loại i; và PPF là hệ số đỉnh công suất theo phương ngang. C₀ = 900 ngày (EFPDs), P₀ = 1,5 được chọn làm hằng số. w_c = 0,00333, w_e = 0,1 và w_p = 10 là các hệ số trọng số. Độ dài chu kỳ được xác định khi k_{eff} giảm đến giá trị một. LP tốt hơn tương ứng với giá trị Hàm mục tiêu lớn hơn.

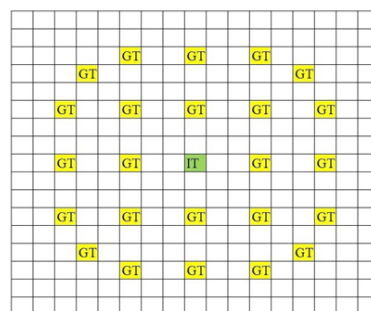
2.3. Mô tả của vùng hoạt

Vùng hoạt được thiết kế dựa trên các bó nhiên liệu PWR điển hình tương tự như vùng hoạt ACPR50 như trong Hình 2. Vùng hoạt bao gồm 37 bó nhiên liệu có dạng hình học đối xứng 1/4. Các bó nhiên liệu là loại PWR điển hình, với mạng 17x17, chứa 264 thanh, 24 ống dẫn hướng và một ống thiết bị. Ba loại bó nhiên liệu nhiên liệu tương ứng với độ giàu U-235 tương ứng là 4,45; 3,40 và 2,35%, được xem xét để nạp vào vùng hoạt. Các thông số thiết kế chính của vùng hoạt được cho trong Hình 2 và Bảng 1 [11], [12], [13]. Các thông số thiết kế này tương tự như thiết kế của lò phản ứng ACPR50S trong các FNPP đầu

tiên của Trung Quốc.



(a)



(b)

Hình 2. Cấu hình vùng hoạt (a) và bó nhiên liệu PWR 17x17 điển hình (b)

Bảng 1. Các thông số chính của vùng hoạt lò phản ứng mô-đun nhỏ dựa trên lò phản ứng ACPR50 [2], [11]

Thông số	Giá trị
Công suất lò phản ứng [MW]	200
Chu kỳ thay đảo nhiên liệu [ngày]	900
Số lượng bó nhiên liệu [-]	37
Kích thước ngang bó nhiên liệu [cm]	21.4173
Chiều cao bó nhiên liệu [cm]	220
Kích thước ngang thanh nhiên liệu	1.2598
Bán kính viên nhiên liệu [cm]	0.4096
Bán kính bên trong vỏ nhiên liệu [cm]	0.4178
Bán kính ngoài vỏ nhiên liệu [cm]	0.475
Độ giàu nhiên liệu [% wt U-235]	4.45, 3.40, 2.35
Áp suất hoạt động [MPa]	15.5
Nhiệt độ nước làm mát đầu vào [K]	572.6
Nhiệt độ nước làm mát đầu ra [K]	595.1
Nhiệt độ nhiên liệu [K]	1145

Các tính toán vật lý vùng hoạt và tính toán cháy được thực hiện dựa trên mô hình 2D toàn vùng hoạt bằng cách sử dụng mô-đun COREBN của hệ chương trình SRAC2006 và thư viện dữ liệu JENDL-3.3. Vùng hoạt được phản xạ bởi nước

như trong Hình 2. Tiết diện vĩ mô tám nhóm cho các bó nhiên liệu được tạo ra bằng cách sử dụng mô-đun PIJ của chương trình SRAC2006. Các tính toán COREBN đã được thực hiện để thu được hệ số nhân hiệu dụng (k_{eff}) và phân bố công suất trong quá trình cháy. Sau đó, độ dài chu kỳ (C) và PPF lớn nhất được xác định.

3. NGHIÊN CỨU CÁC ĐẶC TRƯNG VẬT LÝ CỦA CẤU HÌNH NẠP TẢI FNPP

3.1. Thiết kế vùng hoạt tối ưu hóa

Trong quá trình tối ưu hóa sử dụng phương pháp ESA, các thông số điều khiển được khảo sát và lựa chọn bao gồm nhiệt độ ban đầu: $T = 15,0$; $\alpha = 0,9$ và chiều dài Malkov = 25. Do tính đối xứng 1/4 của vùng hoạt, mô hình tính toán gồm 10 bó nhiên liệu với ba loại độ giàu U-235 lần lượt là 4,45% khối lượng (F445), 3,40% khối lượng (F340) và 2,35% khối lượng (F235), được nạp ở dạng hình học vùng hoạt đối xứng 1/4. Các quá trình tìm kiếm được thực hiện với mười lần chạy độc lập. Bảng 2 tóm tắt các tham số mục tiêu tối ưu thu được trong mười lần chạy độc lập. PPF được hội tụ đến các giá trị khoảng 1,387, trong khi độ giàu trung bình là 3,505% khối lượng và độ dài chu kỳ là gần đúng 900 EFPD.

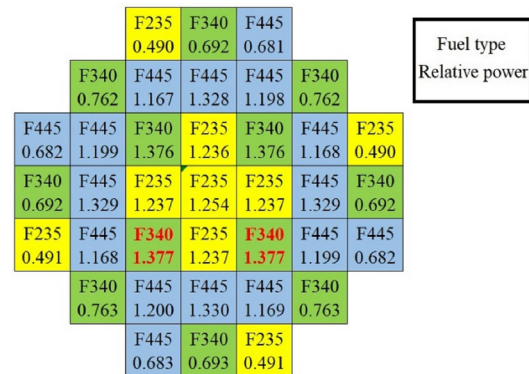
Bảng 2. Các tham số mục tiêu tối ưu thu được bằng phương pháp ESA trong mười lần chạy độc lập

Lần chạy	Hàm mục tiêu	Độ dài chu kỳ (EFPDs)	PPF	Độ giàu (wt%)
1	-0,35127	900,2	1,377	3,505
2	-0,35127	900,2	1,377	3,505
3	-0,35268	899,3	1,370	3,505
4	-0,35127	900,2	1,377	3,505
5	-0,35515	898,6	1,497	3,505
6	-0,35127	900,2	1,377	3,505
7	-0,35128	900,2	1,377	3,505
8	-0,35128	900,2	1,377	3,505
9	-0,35268	899,3	1,370	3,505
10	-0,35127	900,2	1,377	3,505
Trung bình	-0,35194	899,9	1,387	3,505

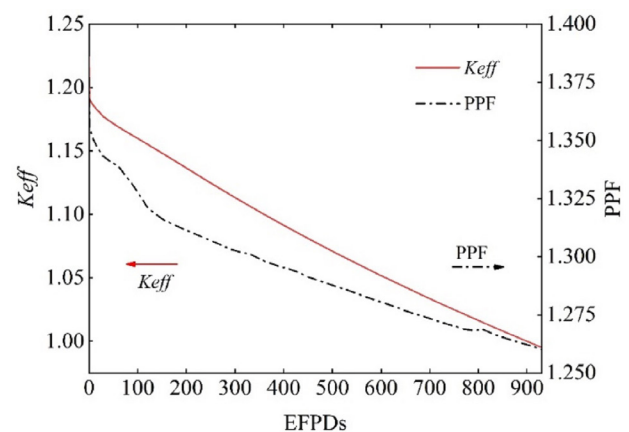
3.2. Phân tích các đặc trưng vật lý của cấu hình nạp tải tối ưu

Hình 3 mô tả LP vùng hoạt tối ưu của lò phản ứng nhỏ 200 MWt được chọn từ mười lần chạy độc lập của quá trình tối ưu hóa. Phân bố công suất theo phương ngang ở đầu chu kỳ cho thấy PPF là 1,377 xuất hiện gần tâm vùng hoạt của bó nhiên liệu với độ giàu 3,40%. Hình 4 mô tả sự thay đổi của k_{eff} và PPF trong quá trình cháy của vùng hoạt. Có thể thấy PPF giảm dần trong quá trình cháy và k_{eff} giảm về một vào khoảng 900 ngày.

Một số tham số chính của LP tối ưu đã được tính toán và tóm tắt trong Bảng 3. Có thể thấy rằng hai tham số của vùng hoạt bao gồm PPF và EFPDs đáp ứng yêu cầu của lò phản ứng ACPR50S là PPF < 1.5 và EFPDs = 900 ngày. Hệ số phản hồi nhiệt độ của chất làm chậm và nhiên liệu đều âm. Độ giàu trung bình của vùng hoạt ACPR50S được ước tính là 3,505 %, với số loại nhiên liệu được nạp tải là 9 bó F235, 12 bó F340 và 16 bó F445.



Hình 3. Mô hình nạp tải tối ưu và phân phối công suất tương đối của vùng hoạt lò phản ứng SMR



Hình 4. Sự phụ thuộc của k_{eff} và PPF của vùng hoạt tối ưu theo quá trình cháy

Bảng 3. Các thông số của vùng hoạt tối ưu

Thông số	Giá trị
Độ dài chu kỳ (ngày)	900
Độ giàu trung bình [wt% U-235]	3,505
PPF tối đa [-]	1.377
Keff tối đa	1.22417
Hệ số nhiệt độ nhiên liệu [pcm / K]	-2.564
Hệ số nhiệt độ điều hòa [pcm / K]	-104,3
Số lượng bó nhiên liệu F235	9
Số lượng bó nhiên liệu F340	12
Số lượng bó nhiên liệu F445	16

4. KẾT LUẬN

Nghiên cứu này đã thực hiện tính toán các đặc trưng vật lý của cấu hình nạp tải tương tự vùng hoạt lò phản ứng ACPR50S. Chi tiết phương pháp tìm kiếm cấu hình nạp tải và kết quả tìm kiếm cũng được mô tả.

Phương pháp ESA được áp dụng để tìm kiếm một cấu hình nạp tải cho lò phản ứng mô-đun nhỏ 200 MWt dựa trên lò phản ứng ACPR50S tham chiếu. Mô-đun COREBN của hệ chương trình SRAC2006 được dùng cho vật lý vùng hoạt và tính toán cháy, được kết hợp với phương pháp ESA để thực hiện quá trình tìm kiếm. Vùng hoạt cần thiết kế bao gồm 37 bó nhiên liệu PWR điển hình với độ giàu 4,45, 3,40 và 2,35% khối lượng. Các mục tiêu thiết kế là thu được độ dài chu kỳ khoảng 900 EFPD, đồng thời PPF nhỏ hơn giới hạn 1.5 và độ làm giàu U-235 trung bình nhỏ nhất. Vùng hoạt tối ưu thu được với số lượng bó nhiên liệu F445, F340 và F235 lần lượt là 16, 12 và 9. Độ dài chu kỳ của vùng hoạt tối ưu là 900 EFPDs, trong khi PPF là 1,377 và độ giàu trung bình là 3,505% khối lượng. Hệ số phản hồi nhiệt độ nhiên liệu và chất làm chậm đều âm. Như vậy, việc áp dụng phương pháp tìm kiếm tối ưu ESA để thiết kế cấu hình nạp tải cho lò SMR là có thể thực hiện được. Điều này cho thấy phương pháp ESA có thể sử dụng trong nghiên cứu và thiết kế vùng hoạt cho các lò SMR cũng như các lò phản

ứng nghiên cứu ở Việt Nam.

Trần Việt Phú, Trần Hoài Nam

Viện Khoa học và Kỹ thuật Hạt nhân

TÀI LIỆU THAM KHẢO

- [1] Nuclear Development 2016, Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment, OECD-NEA.
- [2] IAEA 2020, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, IAEA booklet (2020).
- [3] Yamamoto A 1997 A quantitative comparison of loading pattern optimization methods for in-core fuel management of PWR, Nucl. Sci. Eng., 34, 339.
- [4] Aneela Z, Sikander M M, Nasir M M 2014, Core loading pattern optimization of a typical two-loop 300 MWe PWR using Simulated Annealing (SA), novel crossover Genetic Algorithms (GA) and hybrid GA(SA) schemes, Ann. Nucl. Energy, 65, p 122.
- [5] DeChaine M D and Feltus M A 1995, Nuclear fuel management optimization using genetic algorithms, Nucl. Technol., 111, p 109.
- [6] Axmann J K 1997, Parallel adaptive evolutionary algorithms for pressurized water reactor reload pattern optimization, Nucl. Technol., 119, p 276.
- [7] Jamalipour M, Sayareh R, Gharib M, Khoshahval F, Karimi M R 2013, Quantum behaved Particle Swarm Optimization with Differential Mutation operator applied to WWER-1000 in-core fuel management optimization, Ann. Nucl. Energy, 54, p 134.
- [8] Phan, G.T.T., Do, Q.B., Ngo, Q.H., Tran, T.A., Tran, H.N., 2020, Application of differential evolution algorithm for fuel loading optimization of the dnrr research reactor, Nuclear Engineering and Design 362, 110582.

- [9] Aghaie M, Mahmoudi S M 2016, A novel multi objective Loading Pattern Optimization by Gravitational Search Algorithm (GSA) for WWER1000 core, Prog. Nucl. Energy, 93, p 1.
- [10] Viet-Phu Tran, Giang T.T. Phan, Van-Khanh Hoang, Pham Nhu Viet Ha, Akio Yamamoto, Hoai-Nam Tran, Evolutionary simulated annealing for fuel loading optimization of VVER-1000 reactor, revised manuscript is submitted on 24th August 2020, Ann. Nucl. Energy.
- [11] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) 2011, Westinghouse AP1000 Design Control Documentation (DCD), Westinghouse Electric Company, 2011, Chapter 4, Rev. 19.
- [12] VK Hoang, VP Tran, VT Dinh, HN Tran 2019, Conceptual design of a small-pressurized water reactor using the AP1000 fuel assembly design, Nuclear Science and Technology, 2019, Vol.9, No. 2, p 25.
- [13] K Okumura, T Kugo, K Kaneko, K Tsuchihashi 2007, SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System, JAEA-Data/Code, 2007, 2007-004
- [14] Keisuke Okumura 2007, COREBN: A Core Burn-up Calculation Module for SRAC2006, JAEA-Data/Code, 2007, 2007-003

UFCV: PHẦN MỀM TÁCH PHỔ NƠTRON BẰNG PHƯƠNG PHÁP TIKHONOV

Phổ thông lượng nơtron (phân bố thông lượng nơtron theo năng lượng) là đại lượng cơ bản trong rất nhiều nghiên cứu và ứng dụng liên quan đến bức xạ nơtron. Trong an toàn bức xạ, phổ thông lượng nơtron cho phép xác định các đại lượng đo liều nơtron tương đương, bằng cách áp dụng các hệ số chuyển đổi từ thông lượng nơtron sang liều tương đương. Bài toán xác định phổ thông lượng nơtron từ số đọc thực nghiệm là bài toán không đầy đủ (số ẩn nhiều hơn số phương trình). Với bài toán này, phương pháp bình phương tối thiểu hầu hết không đưa ra được nghiệm có ý nghĩa vật lý.

Nghiên cứu này áp dụng phương pháp Tikhonov để xác định phổ thông lượng nơtron từ bộ số đọc của các thiết bị đo có cấu hình khác nhau (nghĩa là số đọc tạo ra khi một đơn vị thông lượng nơtron có năng lượng cụ thể đi đến là khác nhau) khi có một phổ nơtron ban đầu đi đến. Phương pháp này được nhóm tác giả tích hợp vào một phần mềm máy tính có giao diện đồ họa thân thiện với người dùng (gọi tắt là UFCV) để giúp quá trình xác định phổ thông lượng nơtron được thuận tiện, nhanh chóng, và dễ dàng hơn. Để khẳng định tính chính xác của phần mềm UFCV, phổ thông lượng nơtron của nguồn $^{241}\text{Am-Be}$ (đo đạc bởi hệ phổ kế cầu Bonner) được xác định bằng phần mềm UFCV và so sánh với kết quả từ một số phần mềm tách phổ nơtron thương mại quốc tế khác (MAXED và FRUIT).

Kết quả cho thấy phổ thông lượng nơtron và liều môi trường tính toán bằng các phần mềm có sự phù hợp với nhau trong khoảng 5%. Điều này cho thấy, phần mềm UFCV là đáng tin cậy và có thể sử dụng trong việc xác định phổ thông lượng nơtron.

1. MỞ ĐẦU

Phổ thông lượng nơtron là một trong những đại lượng cơ bản trong nhiều lĩnh vực nghiên cứu và ứng dụng liên quan đến bức xạ nơtron, đặc biệt trong việc đánh giá an toàn bức xạ nơtron (đại lượng đo liều nơtron sẽ được xác định). Khi biết phổ thông lượng nơtron (giá trị $\varphi_i(E_i)$), các đại lượng đo liều nơtron (giá trị H) có thể được xác định bằng cách áp dụng các hệ số chuyển đổi từ thông lượng nơtron sang liều nơtron tương ứng (giá trị $h_i(E_i)$ có từ tài liệu tham khảo [1]), mối liên hệ này có thể được biểu diễn qua phương trình (1) với n là số nhóm năng lượng trong phổ thông lượng nơtron.

$$H = \sum_{i=1}^n \varphi_i(E_i) \cdot h_i(E_i) \quad (1)$$

Số đọc ghi nhận được bởi một quả cầu Bonner (C_s) có mối liên hệ với phổ thông lượng nơtron ($\varphi_i(E_i)$) thông qua phương trình (2), trong đó R_{s-i} là hàm đáp ứng của quả cầu Bonner thứ s tại nhóm năng lượng thứ i .

$$C_s = \sum_{i=1}^n \varphi_i(E_i) \cdot R_{s-i}(E_i) \quad (2)$$

Về cơ bản, phương trình (2) là phương trình có vô số nghiệm (do số ẩn - giá trị i , thường nhiều hơn số phương trình - giá trị s). Để giải phương trình (2) theo phương pháp bình phương tối thiểu thì nghiệm nhận được có hai đặc điểm cơ bản sau: (i) không tồn tại nghiệm duy nhất; (ii) không ổn định (nghiệm nhận được biến đổi rất nhiều với chỉ sai khác nhỏ của số liệu thực nghiệm, nghiệm có thể không có ý nghĩa vật lý, có thể bị âm). Nhìn

chung, để giải phương trình (2), các thông tin khác về phổ thông lượng neutron cần phải được sử dụng thêm, ví dụ: thông tin về phổ thông lượng neutron dự đoán thường được sử dụng (phổ thông lượng neutron dự đoán có thể là kết quả mô phỏng hoặc các phổ neutron của trường bức xạ tương tự đã được công bố). Tùy vào thông tin sử dụng thêm mà các kết quả nhận được sẽ có sự sai khác nhau và do đó phổ thông lượng neutron lỗi ra có thể khác nhau.

Trong nghiên cứu này, nhóm tác giả đã phát triển một phần mềm tách phổ UFCV sử dụng phương pháp Tikhonov để xác định phổ thông lượng neutron. Để đánh giá độ tin cậy của phần mềm UFCV, phổ thông lượng và liều môi trường neutron của trường chuẩn $^{241}\text{Am-Be}$ tại phòng chuẩn neutron của Viện Khoa học và Kỹ thuật Hạt nhân được tính toán bằng phần mềm UFCV. Kết quả này sau đó được so sánh với kết quả tính toán bằng các phần mềm tách phổ thương mại quốc tế khác (FRUIT và MAXED) đã được công bố [2, 3].

2. NỘI DUNG

2.1. Phương pháp Tikhonov

Giả sử φ_i^{ini} là nghiệm dự đoán của phương trình (2). Đặt $w_i = \varphi_i / \varphi_i^{\text{ini}}$, và nhân mỗi cột của ma trận $R_{s-i}(E_i)$ với giá trị φ_i^{ini} . Khi đó, phương trình (2) có dạng như phương trình (3).

$$C_s = \sum_{i=1}^n w_i(E_i) \cdot R_{s-i}(E_i) \quad (3)$$

Trong phương pháp Tikhonov, nghiệm w phải thỏa mãn điều kiện của phương trình (4) [4,5].

$$w = \operatorname{argmin}(\|C_s - w \cdot R_{s-i}\|_2^2 + \lambda \|L \cdot w\|_2^2) \quad (4)$$

trong đó, $\|\cdot\|_2$ là chuẩn Euclid, $\lambda > 0$ là hệ số, ma trận L là ma trận ổn định nghiệm.

Trong phương trình (4), số hạng thứ nhất thể hiện độ khớp với giá trị thực nghiệm, số hạng thứ hai thể hiện tính chất mong muốn của nghiệm. Khi số hạng thứ nhất chiếm ưu thế, nghiệm thu được

sẽ khớp với giá trị thực nghiệm nhưng không có tính chất mong muốn. Ngược lại, khi đóng góp của số hạng thứ hai chiếm ưu thế, nghiệm thu được sẽ kém khớp với giá trị thực nghiệm nhưng khớp hơn với tính chất mong muốn. Sự cân bằng giữa hai số hạng này được kiểm soát bởi giá trị λ .

Các đặc trưng mong muốn của nghiệm phương trình được thể hiện qua cấu trúc của ma trận L . Khi nghiệm dự đoán φ^{ini} có dạng gần giống nghiệm thực thì nghiệm w trong phương trình (3) sẽ không thăng giáng quá nhiều. Do đó, nghiệm w được mong đợi có dạng trơn và do đó, ma trận L có thể chọn là xấp xỉ đạo hàm bậc hai:

$$L = \begin{pmatrix} -1 & 1 & \dots & \dots & 0 \\ 1 & -2 & 1 & \dots & 0 \\ \dots & \ddots & \ddots & \ddots & \dots \\ 0 & \dots & 1 & -2 & 1 \\ 0 & \dots & \dots & 1 & -1 \end{pmatrix}$$

Với lựa chọn dạng ma trận L này, phương trình (4) sẽ là phương trình đầy đủ. Giá trị λ sẽ được lựa chọn thông qua phép phân tách ma trận SVD đối với ma trận $R_{s-i} \cdot L^{-1}$. Thực hiện phân tách đơn trị SVD đối với ma trận $R_{s-i} \cdot L^{-1}$, ta được:

$$R_{s-i} \cdot L^{-1} = U \cdot S \cdot V^T \quad (5)$$

Gọi s_i là các giá trị tại đường chéo của ma trận S . Khi đó, giá trị λ được lựa chọn sẽ là $\lambda = s_k^2$. Giá trị λ tối ưu phụ thuộc vào ma trận R_{s-i} và sai số của giá trị thực nghiệm.

2.2. Phần mềm tách phổ UFCV

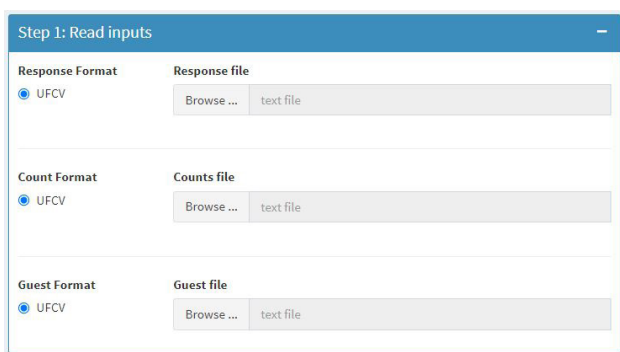
Phần mềm tách phổ UFCV được nhóm tác giả phát triển yêu cầu có 3 đại lượng đầu vào: (i) hàm đáp ứng của thiết bị, (ii) số đọc của thiết bị, (iii) phổ neutron dự đoán. Bên cạnh đó, phần mềm UFCV còn xác định các đại lượng đặc trưng khác của phổ neutron như: tổng thông lượng, liều môi trường, hệ số chuyển đổi từ thông lượng sang liều neutron, năng lượng neutron trung bình phổ, và năng lượng neutron trung bình liều.

Ngôn ngữ lập trình R [6] được sử dụng để xây dựng phần mềm UFCV. Giao diện của UFCV sử

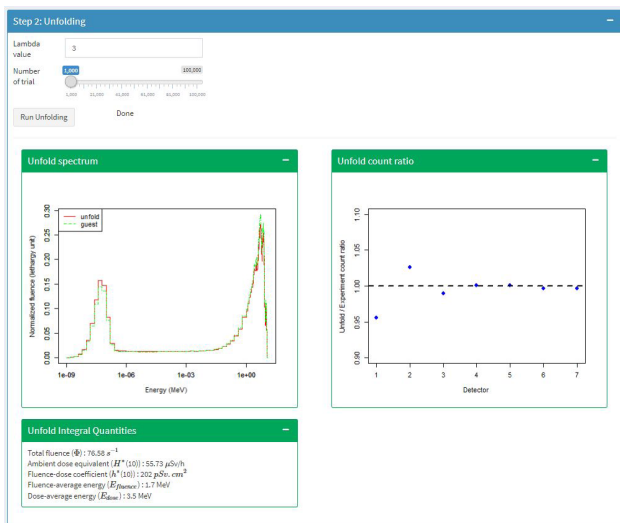
dụng thư viện Shiny [7] cho phép phần mềm chạy trên trình duyệt web trong các hệ điều hành khác nhau như Windows, MacOS và Linux. Phần mềm UFCV hoàn toàn có thể được cài đặt lên hệ thống siêu máy tính. Khi đó, người sử dụng có thể truy cập và sử dụng phần mềm với giao diện đồ họa mọi lúc mọi nơi.

Giao diện của chương trình được chia thành ba khối chính (xem Hình 1a), theo các bước sau

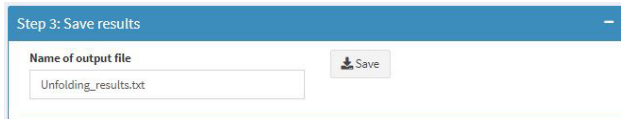
- Bước 1: Nhập các đại lượng đầu vào cần thiết (Hình 1a), bao gồm: hàm đáp ứng R_{s-p} ; số đếm thực nghiệm C_s ; phổ thông lượng neutron dự đoán φ^{ini}
- Bước 2: Thực hiện xác định phổ và đánh giá kết quả (Hình 1b)
- Bước 3: Lưu kết quả (Hình 1c)



Hình 1a. Giao diện của chương trình UFCV – Bước 1: nhập các đại lượng đầu vào



Hình 1b. Giao diện của chương trình UFCV – Bước 2: xác định phổ neutron và đánh giá kết quả



Hình 1c. Giao diện của chương trình UFCV – Bước 3: lưu kết quả

2.3. Phần mềm tách phổ thương mại quốc tế

2.3.1. Chương trình tách phổ FRUIT

Phần mềm tách phổ FRUIT [8] dựa trên mô hình phổ neutron (năng lượng dưới 20 MeV) tại 3 vùng năng lượng khác nhau, theo phương trình (6): neutron nhiệt - $\varphi_{th}(E_{th})$, neutron trên nhiệt - $\varphi_{epi}(E_{epi})$ và neutron nhanh - $\varphi_f(E_f)$, với các hệ số P_{th} , P_{epi} và P_f là tỉ lệ của mỗi thành phần neutron tương ứng.

$$\varphi(E) = P_{th} \cdot \varphi_{th}(E_{th}) + P_{epi} \cdot \varphi_{epi}(E_{epi}) + P_f \cdot \varphi_f(E_f) \quad (6)$$

Do phổ neutron có dạng như phương trình (6) nên kết quả tách phổ thông lượng neutron sẽ liên tục và tương đối trơn. Cũng vì lý do này mà chương trình FRUIT không cần phổ neutron dự đoán ban đầu (nếu muốn).

2.3.2. Chương trình tách phổ MAXED

Chương trình tách phổ MAXED [9] sử dụng nguyên lý Entropy cực đại để xác định phổ neutron. Theo đó, phổ neutron φ được tìm sao cho entropy S đạt giá trị cực đại:

$$S = - \sum_i \left\{ \varphi_i \ln \left(\frac{\varphi_i}{\varphi_i^{ini}} \right) + \varphi_i^{ini} - f_i \right\} \quad (7)$$

2.4. Trường chuẩn neutron và hệ phổ kế cầu Bonner

Hệ phổ kế cầu Bonner được sử dụng bao gồm các quả cầu làm chậm bằng polyethylene (mật độ 0,95 g/cm³) với đường kính khác nhau (0, 2, 3, 5, 8, 10 và 12 inch). Đầu dò nhạy neutron nhiệt là tinh thể ⁶LiI(Eu) được đặt tại tâm của khối cầu làm chậm. Chi tiết về hệ phổ kế cầu Bonner có thể xem trong các tài liệu tham khảo trước đây [2, 3]

Phòng chuẩn neutron tại Viện Khoa học và Kỹ

thuật Hạt nhân được sử dụng (với nguồn chuẩn $^{241}\text{Am-Be}$). Nguồn neutron có cường độ $1,299.10^7$ neutron/s vào ngày 23/1/2015. Kích thước của phòng chuẩn là 7m x 7m x 7m. Thông tin chi tiết về nguồn chuẩn và phòng chuẩn neutron có thể xem trong tài liệu tham khảo trước đây [2, 3]

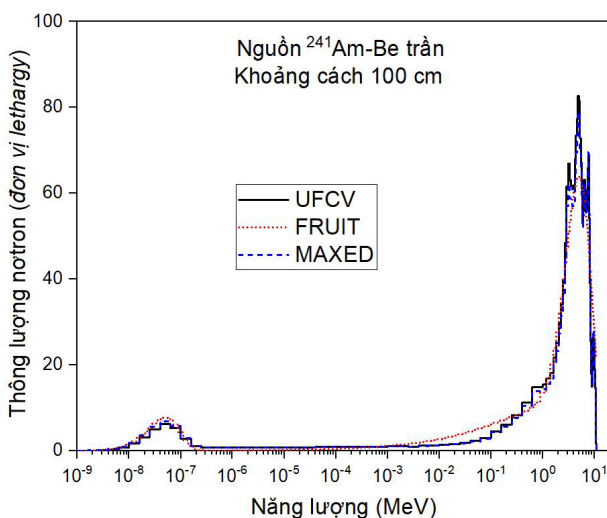
Tại các vị trí khảo sát cách nguồn neutron 100 cm và 200 cm, phổ thông lượng neutron tổng cộng (bao gồm cả thành phần trực tiếp và thành phần tán xạ) được mô phỏng bằng chương trình MCNP [10] dùng làm dự đoán ban đầu (φ_1^{ini}) cho phần mềm UFCV.

3. KẾT QUẢ

3.1. Phổ neutron tổng cộng tại khoảng cách 100 cm

Bảng 1. So sánh đại lượng tích phân của phổ neutron tại khoảng cách 100 cm

Đại lượng	UFCV	FRUIT	MAXED	Độ lệch giữa UFCV và FRUIT/MAXED
Thông lượng (cm^{-2})	148	147	143	3,4 %
Năng lượng trung bình (MeV)	3,1	3,1	3,2	3,2 %
Tương đương liều môi trường ($\mu\text{Sv/h}$)	172	164	164	4,7 %



Hình 2. Thông lượng neutron tổng cộng trên một đơn vị lethargy của nguồn $^{241}\text{Am-Be}$ tại 100 cm

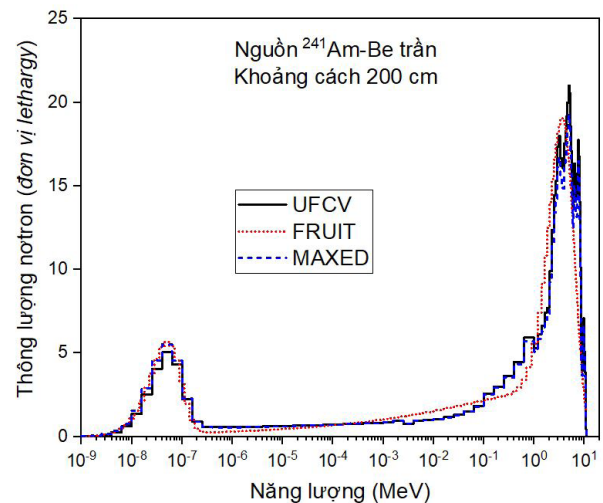
Phổ thông lượng neutron tổng cộng tại khoảng cách 100 cm của nguồn $^{241}\text{Am-Be}$ (xác định bởi

các phần mềm tách phổ khác nhau) được biểu diễn trên Hình 2. Các đặc trưng của phổ neutron được tính toán bằng ba chương trình tách phổ và được tổng hợp trong Bảng 1.

3.2. Phổ neutron tổng cộng tại khoảng cách 200 cm

Bảng 2. So sánh đại lượng tích phân của phổ neutron tại khoảng cách 200 cm

Đại lượng	UFCV	FRUIT	MAXED	Độ lệch giữa UFCV và FRUIT/MAXED
Thông lượng (cm^{-2})	58	57	57	1,7 %
Năng lượng trung bình (MeV)	2,2	1,9	2,1	13,6 %
Tương đương liều môi trường ($\mu\text{Sv/h}$)	52	50	49	5,8 %



Hình 3. Thông lượng neutron tổng cộng trên một đơn vị lethargy của nguồn $^{241}\text{Am-Be}$ tại 200 cm

4. THẢO LUẬN

Phổ thông lượng neutron tổng cộng được xác định bởi ba phương pháp có dạng phù hợp với nhau, cơ bản phân chia theo ba thành phần chính: thành phần neutron nhanh – giảm theo bình phương khoảng cách, thành phần neutron trung gian, gần như không thay đổi – phụ thuộc vào $1/E$ và thành phần neutron nhiệt. Chương trình UFCV và MAXED cho giá trị thông lượng tại mỗi vùng năng lượng gần nhau hơn phương pháp FRUIT. Tại vùng năng lượng 1 MeV trở lên, phổ thông

lượng neutron xác định bởi phần mềm FRUIT có dạng một đỉnh năng lượng liên tục, trong khi, kết quả từ phần mềm UFCV và MAXED sử dụng phổ dự đoán nên phổ thông lượng neutron nhấp nhô theo phổ dự đoán này.

Thông lượng tổng cộng toàn phổ nhận được giữa chương trình UFCV, FRUIT và MAXED có sự sai khác nhỏ hơn 3,4%. Trong khi đó, sự sai khác về suất liều môi trường nhỏ hơn 5,8%. Tại khoảng cách 200 cm, năng lượng trung bình phổ xác định bằng UFCV lệch 13,6% so với FRUIT nhưng lại rất gần với giá trị xác định bởi MAXED. Sự khác nhau về giá trị năng lượng này có thể chấp nhận được vì thậm chí chúng không gây nên sự khác nhau của giá trị hệ số chuyển đổi từ thông lượng neutron sang liều (xem chi tiết tại tài liệu tham khảo quốc tế, ICRP 2010 [1])

Ba chương trình tách phổ neutron (trong đó có phần mềm được phát triển trong nghiên cứu này, UFCV) đều cho kết quả phù hợp với nhau. Điều này cho thấy, phần mềm tách phổ UFCV là đáng tin cậy và có thể áp dụng trong việc sử dụng xác định phổ thông lượng neutron và các đại lượng đo liều tương ứng.

5. KẾT LUẬN

Phần mềm tách phổ thông lượng neutron UFCV (sử dụng phương pháp Tikhonov) đã được phát triển trong nghiên cứu này sử dụng ngôn ngữ lập trình R, có giao diện đồ họa thân thiện với người dùng chạy trên trình duyệt web của nhiều hệ điều hành. Kết quả xác định phổ thông lượng và liều môi trường neutron bởi phần mềm UFCV đã được so sánh với các kết quả từ phần mềm thương mại quốc tế (FRUIT và MAXED). Sự trùng hợp trong khoảng 3,4% và 5,8% trong việc xác định thông lượng và liều môi trường neutron cho thấy phần mềm tách phổ UFCV là đáng tin cậy.

Nguyễn Ngọc Quỳnh, Lê Ngọc Thiêm
Viện Khoa học và Kỹ thuật Hạt nhân

TÀI LIỆU THAM KHẢO

- [1]. International Commission on Radiological Protection (ICRP); Conversion Coefficients for Radiological Protection for External Radiation Exposures; ICRP Publication 116, Annals of ICRP 40 (2–5), Elsevier Science, Oxford (2010).
- [2]. Le Ngoc Thiem, Tran Hoai Nam, Nguyen Ngoc Quynh, Trinh Van Giap, Nguyen Tuan Khai; Characterization of a neutron calibration field with ^{241}Am -Be source using Bonner sphere spectrometers; Applied Radiation and Isotopes Vol. 133, 68–74 (2018).
- [3]. Le Ngoc Thiem, Hoang Sy Minh Tuan, Nguyen Ngoc Quynh, Liamsuwan Thiansin, Tran Hoai Nam; Simulated workplace neutron fields of ^{241}Am -Be source moderated by polyethylene spheres. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 321, 313–321 (2019).
- [4]. Ricchard C. Aster, Brian Borchers and Clifford H. Thurber; Parameter Estimation and Inverse Problem; 3rd Edition, Elsevier Inc. (2019)
- [5]. Andreas Höcker and Vakhtang Kartvelishvili, SVD approach to data unfolding, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, vol. 372, 1996.
- [6]. R Core team, R: A Language and Environment for Statistical Computing, R Foundation for Statistical Computing, 2020.
- [7]. Winston Chang, Joe Cheng, JJ Allaire, Yihui Xie and Jonathan McPherson; Shiny: Web Application Framework for R, 2020.
- [8]. R. Bedogni, C. Domingo, A. Esposito, and F. Fernandez, FRUIT: An operational tool for multisphere neutron spectrometry in workplaces, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, vol. 580, 2007.
- [9]. M. Reginatto and P. Goldhagen, MAXED, a computer code for maximum entropy deconvolution of multisphere neutron spectrometer data, Health Physics, vol. 77, 1999.
- [10]. T. Goorley, et al., Initial MCNP6 Release Overview, Nuclear Technology, 180, pp 298-315, 2012.

ÁP DỤNG CÁC PHƯƠNG PHÁP KIỂM TRA KHÔNG PHÁ HỦY NHẪM PHÁT HIỆN ĂN MÒN DƯỚI LỚP CÁCH NHIỆT TRÊN ĐƯỜNG ỐNG DẦU KHÍ TẠI VIỆT NAM

Trong lĩnh vực công nghiệp dầu khí, vật liệu cách nhiệt được sử dụng rộng rãi cho các hệ thống đường ống, bồn bể nhằm giảm thiểu thất thoát nhiệt cả ở những hạng mục nóng và lạnh. Ăn mòn dưới lớp cách nhiệt/bảo ôn (CUI) có nguyên nhân do hơi ẩm tồn tại trong lớp cách nhiệt gây ra. Nó là một trong những loại ăn mòn phổ biến và nghiêm trọng trong ngành dầu khí. Chúng gây xuống cấp thiết bị dầu khí, gây rò rỉ dẫn tới ô nhiễm môi trường hoặc cháy nổ và phải trả giá rất đắt. Chính bởi lý do đó CUI cần phải được phát hiện sớm để ngăn ngừa các hư hại do nó gây ra. Trong khuôn khổ đề tài cấp bộ 2019-2020, Trung tâm Đánh giá không phá hủy (NDE) tiến hành nghiên cứu, thử nghiệm để thiết lập 04 quy trình kiểm tra không phá hủy (NDT) nhằm phát hiện CUI trên một số đường ống điển hình đang được sử dụng tại Việt Nam.

Được sự đồng ý của Chi nhánh Khí Hải Phòng, Tổng công ty Khí Việt Nam, Trung tâm NDE đã tiến hành áp dụng 4 phương pháp NDT nhằm phát hiện CUI trên một số đường ống tại Trạm phân phối khí Tiền Hải, Thái bình. Các phương pháp được sử dụng bao gồm:

1. Chụp ảnh nhiệt hồng ngoại (IR);
2. Tán xạ ngược neutron (NB);
3. Dòng điện xoáy xung (PEC);
4. Chụp ảnh phóng xạ kỹ thuật số (DIR).

Hai phương pháp đầu được sử dụng để tầm soát những vị trí có độ ẩm cao (ngghi ngờ có CUI), hai phương pháp sau được sử dụng để đo đạc định lượng sự mất mát thành ống do CUI.

1. GIỚI THIỆU NGUYÊN LÝ CÁC PHƯƠNG PHÁP

Trong phương pháp chụp ảnh nhiệt hồng ngoại, một camera nhiệt được sử dụng để thu nhận các ảnh nhiệt từ bề mặt cần kiểm tra (trong trường hợp này là bề mặt ống có bọc cách nhiệt). Do những vị trí có hơi ẩm, hệ số truyền nhiệt sẽ bị thay đổi, dẫn đến nhiệt độ bề mặt vị trí này sẽ khác biệt so với các vị trí lân cận trong quá trình truyền nhiệt từ ống ra môi trường. Trên ảnh nhiệt thu nhận được, vị trí có hơi ẩm dễ dàng được phát hiện.

Phương pháp tán xạ ngược neutron lại sử dụng tương tác giữa neutron và nguyên tử hydro để phát hiện sự có mặt của hơi nước trong lớp cách nhiệt. Thiết bị sử dụng một nguồn phát neutron nhanh (vd: Am-Be 241). Sau khi xuyên qua lớp vỏ bọc, các neutron năng lượng cao tương tác với các nguyên tử hydro có trong hơi nước, đồng thời giải phóng bớt năng lượng và trở thành neutron chậm hoặc neutron nhiệt. Các neutron nhiệt bị tán xạ về mọi hướng, một số qua trở lại đầu quét và được ghi nhận bởi detector được đặt trong thiết bị này. Số đếm của detector sẽ tỷ lệ thuận với số lượng nguyên tử hydro hay độ ẩm trong

lớp cách nhiệt.

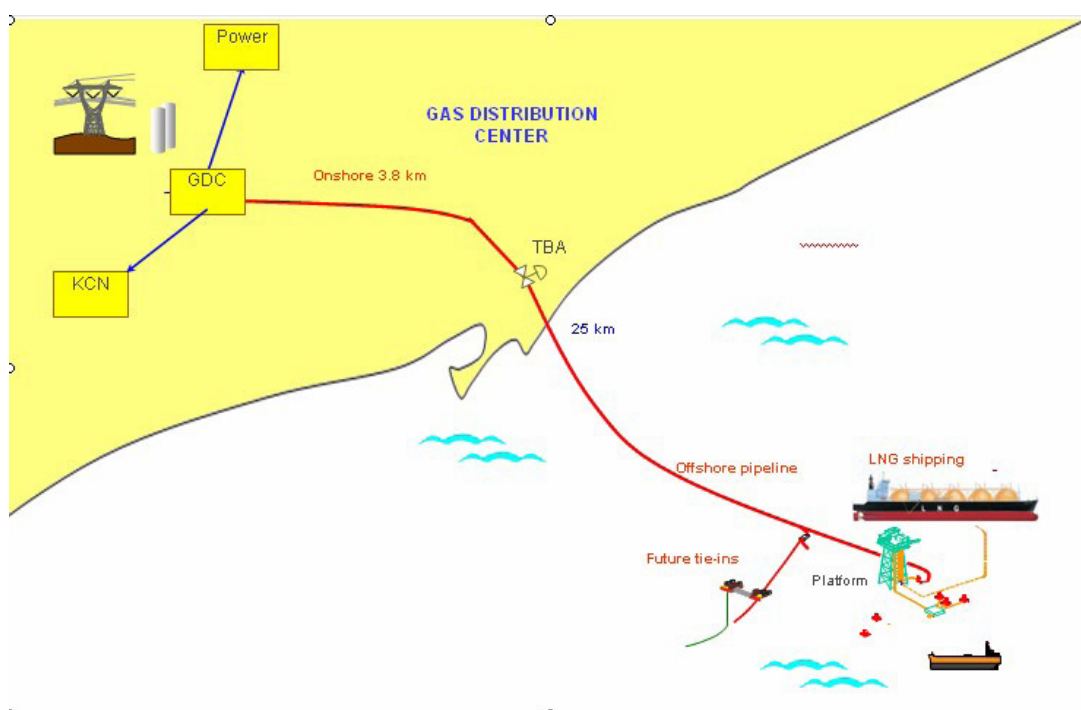
Dòng xoáy xung (PEC) là một phương pháp điện từ trường, không tiếp xúc được sử dụng để đo mất mát chiều dày trung bình (trong vùng dấu chân – footprint) trên những đường ống làm từ vật liệu thép carbon và thép hợp kim thấp. Từ trường phát ra từ cuộn dây của đầu dò sẽ đi xuyên qua lớp bọc và lớp cách nhiệt và từ hóa thành ống. Ngay sau đó, đầu dò dừng phát để tạo ra sự sụt giảm từ trường đột ngột để tạo ra dòng điện xoáy trong thành ống. Dòng điện xoáy tiếp tục khuếch tán sâu vào phí trong thành ống và giảm dần cường độ, sự suy giảm này sẽ được đầu dò ghi nhận liên tục. Trong quá trình này, chiều dày thành ống liên quan đến độ dài thời gian dòng điện xoáy khuếch tán từ bề mặt ngoài tới lúc gặp bề mặt trong. Thành ống càng dày, thời gian dòng điện xoáy khuếch tán càng lâu, những vị trí mất mát chiều dày, thời gian khuếch tán sẽ nhanh hơn. Thời gian khuếch tán này sẽ được sử dụng để tính toán chiều dày (trung bình) còn lại.

Trong phương pháp chụp ảnh phóng xạ, hình ảnh được tạo ra trên phương tiện ghi nhận (phim/IP/

DDA) khi tia bức xạ (gamma hoặc tia X) đâm xuyên qua và tương tác với vật liệu được chiếu chụp. Nguồn phóng xạ thường được sử dụng trong kiểm tra CUI là nguồn đồng vị Ir-192 hoặc Co-60. Trong kỹ thuật profile/tiếp tuyến, hình ảnh mặt cắt của thành ống được thể hiện trên ảnh chụp phóng xạ, những vị trí mất mát chiều dày có thể được đo đạc trực tiếp bằng các công cụ đo lường thông dụng (thước) hoặc phần mềm chuyên dụng với chụp ảnh phóng xạ kỹ thuật số. Trong khi đó, kỹ thuật chụp hai thành (DW) được sử dụng để phát hiện những vị trí ăn mòn cục bộ hoặc pitting - các hư hại mà kỹ thuật tiếp tuyến khó phát hiện được.

2. GIỚI THIỆU VỀ CƠ SỞ ỨNG DỤNG: TRẠM PHÂN PHỐI KHÍ TIỀN HẢI, THÁI BÌNH

Năm 2006, thông qua giếng khoan thăm dò Thái Bình- 1X, mỏ khí Thái Bình được phát hiện. Tổng trữ lượng khí ban đầu được đánh giá khoảng từ 97 Bcsf đến 139,8 Bcsf (phê duyệt trong báo cáo đánh giá trữ lượng (RAR) mỏ Thái Bình năm 2010). Tổng công ty khí Việt Nam (PV Gas) có



Sơ đồ hệ thống thu gom khí Hàm Rồng – Thái Bình

trách nhiệm phát triển dự án hệ thống thu gom và phân phối khí mỏ Thái Bình- Hàm Rồng để vận chuyển khí từ mỏ Hàm Rồng (Lô 106), Thái Bình (Lô 102) và các mỏ khác (Hồng Long, Nam Sapa, Hồng Hà - Lô 103 & 107) tới Khu công nghiệp tại tỉnh Thái Bình và các tỉnh lân cận ở phía Bắc của Việt Nam. Giai đoạn 1 của dự án bao gồm các thiết bị ở trên giàn Thái Bình, Trung tâm phân phối khí (GDC) và đường ống vận chuyển khí kết nối mỏ Thái Bình tới GDC.

Hoàn thành và đưa vào khai thác từ tháng 8/2015, hệ thống tiếp nhận khí tại GDC đón nhận dòng khí từ 5,4 km đường ống trên bờ từ trạm LFS, sản lượng đạt trung bình khoảng trên 560.000 m³ khí/ngày đêm. Trung tâm phân phối khí GDC được thiết kế với các cụm thiết bị chính gồm: Bình tách cao áp 3 pha, thiết bị lọc, thiết bị gia nhiệt cho condensate, cụm thiết bị đo, thiết bị tách thấp áp, hệ thống đốc, bể chứa và các hệ thống phụ trợ

3. ÁP DỤNG CÁC PHƯƠNG PHÁP NDT NHẪM PHÁT HIỆN CUI

Phương pháp kiểm tra trực quan/VT sử dụng để kiểm tra những vị trí có lớp vỏ bọc (jacket) bị hư hại hoặc lớp keo dán bị bong, tạo điều kiện để nước thâm nhập, từ đó sàng lọc được những vị trí có nguy cơ CUI cao.



Kiểm tra VT và những vị trí hư hỏng lớp vỏ bọc

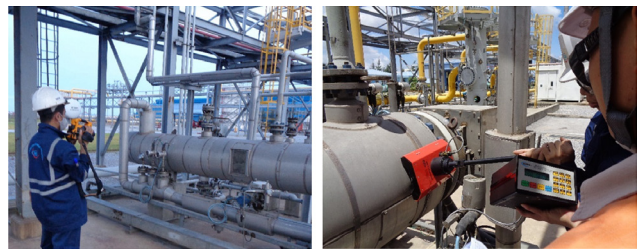
Phương pháp nhiệt hồng ngoại (IR) và tán xạ ngược neutron (NB) được sử dụng kiểm tra những vị trí có độ ẩm cao mà không cần bóc lớp cách nhiệt. Các vị trí kiểm tra bao gồm:

- Những vị trí đã được khoanh vùng bởi phương pháp VT

- Những vị trí khó bóc kín lớp vỏ như: elbow, reducer, valve,...

- Những vị trí có tiền sử đọng nước như: vị trí thấp, gầm của các thiết bị,...

Sau khi áp dụng phương pháp chụp ảnh nhiệt hồng ngoại và tán xạ ngược neutron đã phát hiện 06 vị trí tồn tại hơi ẩm đã được phát hiện trên các hạng mục: heater H01, bồn V01, và các đường ống: CD-50-C1B-5515, CD-50-C1B-5576, PL-50-C1B-2521, PL-50-C1B-2545.



Kiểm tra nhiệt hồng ngoại và tán xạ ngược neutron

Hai phương pháp dòng xoáy xung (PEC) và chụp ảnh kỹ thuật số (DR) đều được sử dụng để phát hiện mất mát chiều dày do ăn mòn. Trong khi phương pháp kiểm tra dòng điện xoáy xung (PEC) có ưu thế kiểm tra tại những khu vực ống thẳng (dễ tiếp xúc với đầu dò) thì phương pháp chụp ảnh kỹ thuật số (DR) lại hiệu quả khi kiểm tra bổ sung tại những khu vực mà đầu dò PEC không thể tiếp cận.



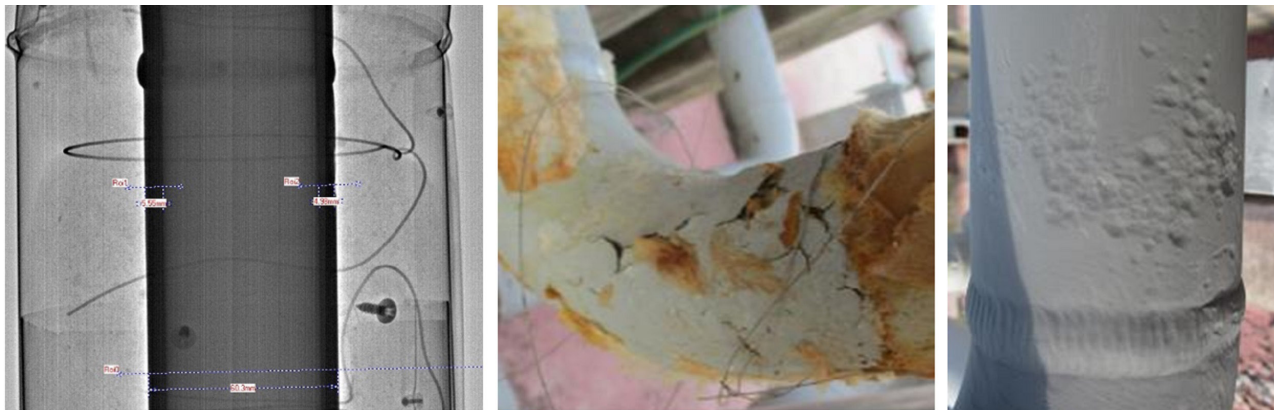
Kiểm tra PEC trên hệ thống ống và các vị trí valve,...



Kiểm tra DR

Kết quả: Sau khi khảo sát cụ thể bằng phương pháp PEC và DR, 2 vị trí mất mát chiều dày đã được đo đạc và xác nhận.

Việc kiểm tra được thực hiện bởi các cá nhân có trình độ và theo các bước đã được xây dựng trong quy trình đáp ứng yêu cầu theo tiêu chuẩn trong lĩnh vực dầu khí.



Vị trí ăn mòn PL-50-C1B-2521 được đo đạc bằng DR, bóc cách nhiệt xác nhận và sau khi xử lý

4. KẾT LUẬN

Kết quả thử nghiệm và áp dụng cho thấy các phương pháp kiểm tra không phá hủy hoàn toàn có thể áp dụng hiệu quả để phát hiện sớm ăn mòn dưới lớp cách nhiệt. Kết quả nghiên cứu dự kiến của đề tài không chỉ giúp các cán bộ NDT trong nước tiếp cận và làm chủ được các thiết bị, công nghệ tiên tiến, mà còn hướng đến giải quyết bài toán chủ động kiểm tra, kiểm soát ăn mòn dưới lớp cách nhiệt của ngành dầu khí nói riêng, các ngành công nghiệp trong nước nói chung. Qua đó, việc thực hiện kiểm tra, bảo dưỡng các đường ống có bọc cách nhiệt trong các ngành công nghiệp của Việt Nam sẽ dần giảm lệ thuộc vào các đơn vị kỹ thuật của nước ngoài, góp phần tăng hiệu quả kinh tế, giảm chi phí.

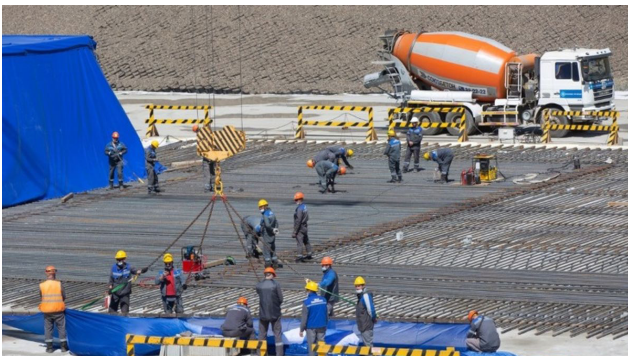
Nguyễn Thế Mẫn

Trung tâm Đánh giá không phá hủy

TIN TRONG NƯỚC VÀ QUỐC TẾ

NGA KHỞI CÔNG XÂY DỰNG Lò PHẢN ỨNG NHANH LÀM MÁT BẰNG CHÌ

Ngày 8/6/2021, nhà sản xuất nhiên liệu hạt nhân Nga TVEL đã thông báo về việc khởi công xây dựng một tổ máy điện hạt nhân 300 MW sử dụng lò phản ứng nhanh làm mát bằng chì BREST-OD-300 sáng tạo tại địa điểm của Tổ hợp Hóa học Siberia, ở thành phố Seversk thuộc tỉnh Tomsk của Nga. Lò phản ứng sẽ chạy bằng nhiên liệu hỗn hợp uranium-plutonium nitride (MNUP) được phát triển đặc biệt cho cơ sở này như là “giải pháp tối ưu” cho các lò phản ứng nhanh.



*Thời điểm bắt đầu xây dựng BREST-300
(Ảnh: TVEL)*

TVEL cho biết, lần đầu tiên trong lịch sử, một nhà máy điện hạt nhân chạy bằng lò phản ứng nhanh sẽ được xây dựng bên cạnh các xí nghiệp phục vụ chu trình nhiên liệu hạt nhân khép kín trên cùng một địa điểm. Nhà máy sẽ là một phần không thể thiếu của Tổ hợp Năng lượng Trình diễn Thí điểm (PDEC) - một cụm ba cơ sở được kết nối với nhau, bao gồm nhà máy sản xuất nhiên liệu hạt nhân (để chế tạo và tái chế tạo), tổ máy điện hạt nhân BREST-OD-300 và cơ sở tái chế nhiên liệu đã qua sử dụng.

Sau khi tái chế, nhiên liệu đã qua sử dụng từ lò

phản ứng sẽ được gửi đi tái chế tạo, từ đó giúp hệ thống này trở nên “tự chủ một cách thực tế và không phụ thuộc vào các nguồn cung cấp tài nguyên bên ngoài”, TVEL, một chi nhánh của Tập đoàn Năng lượng hạt nhân nhà nước Nga Rosatom cho biết. PDEC là một phần của dự án Proryv, hay có nghĩa là “Đột phá”, của Rosatom nhằm mục đích khép lại chu trình nhiên liệu hạt nhân.

“Nguồn tài nguyên của ngành điện hạt nhân trên thực tế sẽ trở nên vô tận nhờ vào việc tái chế vô hạn nhiên liệu hạt nhân. Đồng thời, các thế hệ tương lai sẽ không gặp phải vấn đề về sự tích tụ nhiên liệu hạt nhân đã qua sử dụng”, Tổng Giám đốc Rosatom Alexey Likhachov cho biết trong tuyên bố của TVEL.

Chủ tịch TVEL Natalia Nikipelova nói thêm rằng dự án Đột phá không chỉ liên quan đến việc phát triển các lò phản ứng sáng tạo mà còn là sự giới thiệu của một thế hệ công nghệ chu trình nhiên liệu hạt nhân mới. Bà cho biết, việc sản xuất nhiên liệu MNUP nitride đặc sẽ đảm bảo hoạt động hiệu quả của lò phản ứng nhanh làm mát bằng chì và hoàn toàn bao gồm các vật liệu hạt nhân tái chế như plutonium và uranium nghèo. Bà nói thêm rằng, điều này có nghĩa là các công nghệ hóa học bức xạ hiệu quả hơn và hấp dẫn hơn về mặt kinh tế đối với việc tái chế nhiên liệu đã qua sử dụng và quản lý chất thải.

Bà Natalia Nikipelova nói: “Kết hợp lại với nhau, chúng sẽ làm cho năng lượng hạt nhân của tương lai có thể tái tạo được với một chuỗi sản xuất thực tế không có chất thải”.

Một cơ sở sản xuất nhiên liệu và một mô-đun tái chế nhiên liệu đã qua sử dụng được lên kế hoạch

xây dựng lần lượt vào các năm 2023 và 2024, trong khi lò phản ứng BREST-OD-300 dự kiến bắt đầu đi vào vận hành vào năm 2026.

TVEL cho biết lò phản ứng BREST-OD-300 sẽ tự cung cấp thành phần năng lượng chính - plutonium-239 - bằng cách tái sản xuất nó từ đồng vị uranium-238.

Phạm Khắc Tuyên

Ban Hợp tác quốc tế

Nguồn: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Russia-starts-building-lead-cooled-fast-reactor>

LÒ PHẢN ỨNG EPR CỦA TRUNG QUỐC GẶP ‘VẤN ĐỀ VỀ HIỆU SUẤT’

Tổ máy số 1 của nhà máy điện hạt nhân Taishan đang hoạt động hết công suất và hoàn toàn không xảy ra sự cố phát tán phóng xạ tại nhà máy cũng như khu vực xung quanh. Đây là lời khẳng định của Tổng cục hạt nhân Trung Quốc (CGN) sau khi báo chí đưa tin về vụ rò rỉ tại nhà máy ở tỉnh Quảng Đông. Tập đoàn Điện lực Pháp (EDF) – đơn vị đang nắm giữ 30% cổ phần trong hai nhà máy đã được thông báo về sự gia tăng nồng độ của một số khí quý trong đường ống sơ cấp của lò phản ứng.



*Hai tổ máy EPR tại nhà máy Taishan
(Ảnh: TNPJVC)*

Cho đến nay, Taishan 1 và 2 là hai lò phản ứng EPR đầu tiên bắt đầu hoạt động ở một số nơi trên

thế giới. Đây là một phần của hợp đồng trị giá 8 tỷ EUR (9,7 tỷ USD) được ký bởi Areva và CGN vào hồi tháng 11 năm 2007. Dự án Taishan - cách Hồng Kông 140 km về phía Tây với quyền sở hữu thuộc về Liên doanh của Tập đoàn Điện hạt nhân Quảng Đông CGN (TNPJVC) cùng với các cổ đông khác như Tập đoàn EDF (Pháp) và Tập đoàn Năng lượng Quảng Đông (Trung Quốc). Tổ máy số 1 của nhà máy được khởi công xây dựng vào năm 2009, sau đó là tổ máy số 2 vào năm 2010. Thiết kế của lò EPR tại nhà máy điện Taishan được phát triển bởi công ty Framatome, với công suất 1750 megawatt lần lượt đi vào hoạt động thương mại vào tháng 12/2018 và tháng 9/2019.

Theo CGN, tổ máy Taishan 1 đã bước vào chu kỳ nhiên liệu thứ hai và hiện đang hoạt động hết công suất. Bên cạnh đó, tổ máy Taishan 2 đã hoàn thành đợt đại tu đầu tiên và được tái kết nối thành công với lưới điện vào ngày 10 tháng 6. Tổng cục hạt nhân Trung Quốc cho biết: “Công tác đại tu về mặt an toàn, chất lượng và thời gian thi công đều hoàn thành đúng như mục tiêu đã đề ra”.

CGN cũng nhận định: “Kể từ khi đi vào vận hành thương mại, nhà máy điện hạt nhân Taishan đã kiểm soát chặt chẽ hoạt động của các tổ máy theo đúng hồ sơ giấy phép hoạt động và quy trình kỹ thuật. Tất cả các chỉ tiêu vận hành của hai tổ máy đều đáp ứng yêu cầu của quy định về an toàn hạt nhân và thông số kỹ thuật nhà máy điện”.

Hiện tại, các dữ liệu môi trường đang được theo dõi liên tục cho thấy các chỉ số môi trường xung quanh nhà máy điện hạt nhân Taishan đều bình thường.

EDF cho biết đã được thông báo về sự gia tăng nồng độ của một số khí hiếm trong đường ống sơ cấp của tổ máy Taishan 1. Tuy nhiên, đây là “một hiện tượng đang được kiểm soát, nghiên cứu và bổ sung cho các quy trình vận hành lò phản ứng”.

Với tư cách là cổ đông của TNPJVC, Tập đoàn EDF đã yêu cầu tổ chức cuộc họp Hội đồng quản

trị bất thường để ban lãnh đạo trình bày tất cả các số liệu và đưa ra những quyết định cần thiết.

Công ty Framatome cho biết đang “hỗ trợ giải quyết vấn đề hiệu suất” với nhà máy Taishan. Theo dữ liệu hiện có, nhà máy đang hoạt động với các thông số an toàn. Nhóm nghiên cứu hiện đang làm việc với các chuyên gia liên quan để đánh giá tình hình và đề xuất các giải pháp nhằm giải quyết bất kỳ vấn đề tiềm ẩn nào”.

Ba lò phản ứng EPR khác trên thế giới đang được xây dựng ở Pháp, Phần Lan và Vương Quốc Anh.

Trần Thiện Phương Anh

Ban Kế hoạch và Quản lý khoa học

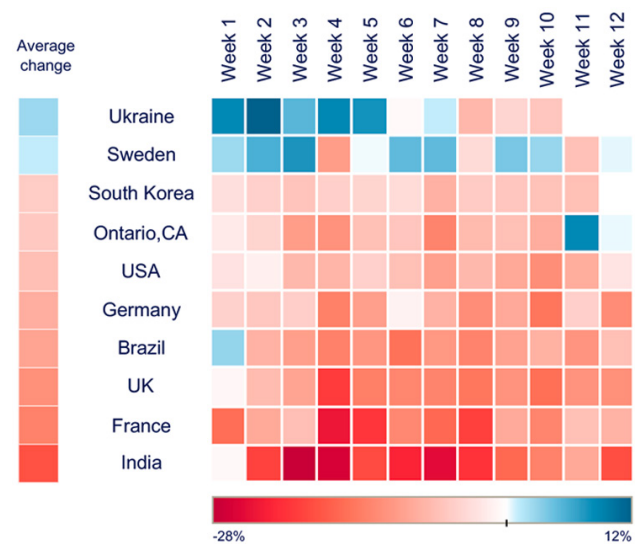
Nguồn: <https://world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-EPR-experiences-performance-issue>

COVID-19 VÀ CÁC NGUỒN NĂNG LƯỢNG ÍT PHÁT THẢI CARBON: BÀI HỌC CHO TƯƠNG LAI

Đại dịch COVID-19 đã làm thay đổi hoạt động của các hệ thống cung cấp điện trên toàn cầu và mang đến một cái nhìn khác về sự đóng góp của các nguồn năng lượng ít phát thải carbon trong cơ cấu các nguồn cung cấp điện ở tương lai. Đặc biệt, hiệu suất của điện hạt nhân đã chứng tỏ đây là nguồn năng lượng có thể hỗ trợ quá trình chuyển đổi sang hệ thống năng lượng sạch, làm giảm bớt sự thiếu hụt năng lượng trong khi chờ các nguồn năng lượng khác phục hồi giai đoạn hậu COVID-19.

Những hạn chế về hoạt động kinh tế - xã hội trong thời gian bùng phát COVID-19 đã dẫn đến sự sụt giảm nhu cầu sử dụng điện chưa từng có và liên tục trong nhiều tháng ở nhiều quốc gia, với mức giảm khoảng 10% trở lên so với mức tiêu thụ điện năng năm 2019. Điều này tạo thách thức đối với các cơ sở sản xuất điện và cơ sở vận hành hệ

thống cung cấp điện (Hình 1). Báo cáo Phục hồi bền vững (Sustainable Recovery Report) được Cơ quan Năng lượng quốc tế (IEA) đưa ra gần đây dự kiến mức tiêu thụ điện năng toàn cầu giảm 5% trong năm 2020, trong đó dự đoán mức giảm kỷ lục đến 5,7% ở Hoa Kỳ. Ngày 09/7/2020, IEA đã tổ chức Hội nghị thượng đỉnh về chuyển đổi năng lượng sạch để thảo luận về khả năng khôi phục bền vững kinh tế thế giới. Ông Rafael Mariano Grossi, Tổng Giám đốc Cơ quan Năng lượng nguyên tử quốc tế (IAEA) đã tham dự Hội nghị này.



Biểu đồ 1. Thay đổi nhu cầu điện năng hàng tuần (từ 15/3/2020 đến 6/6/2020) ở một số quốc gia cho thấy một số điểm lưu ý: Ví dụ, việc không thực hiện giãn cách xã hội ở Thụy Điển dẫn đến sự gia tăng nhu cầu điện từ ngày (15/3 - 5/4) so với cùng kỳ năm 2019; Việc cắt giảm điện thực hiện ở Pháp dẫn đến mức giảm trung bình 14% trong giai đoạn từ (15/3 - 6/6/2020)

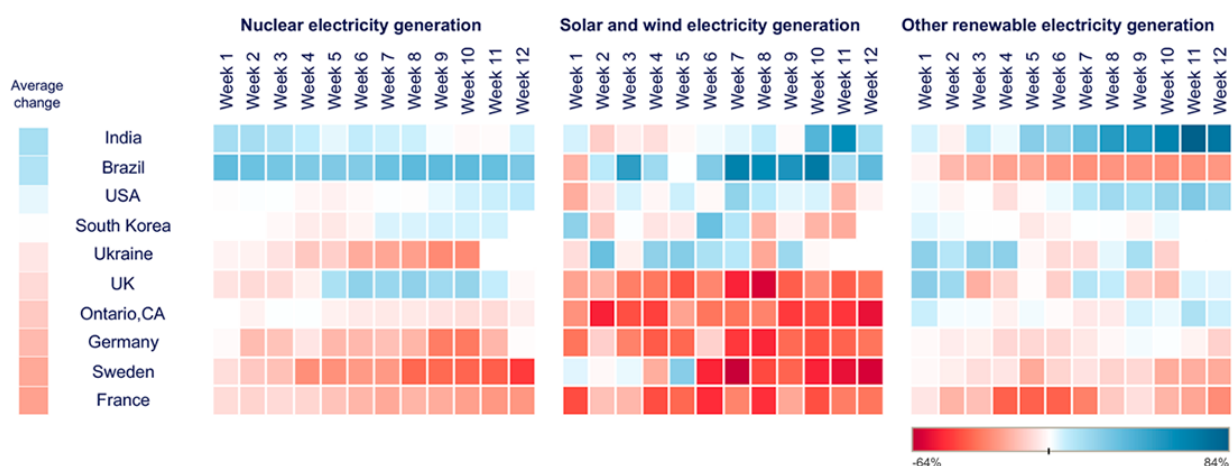
Trong tình hình đại dịch, hoạt động sản xuất điện từ nhiên liệu hóa thạch gặp nhiều khó khăn do chi phí vận hành tương đối cao so với điện hạt nhân và năng lượng tái tạo, cũng như cơ chế định giá cơ bản trên thị trường điện. Ngược lại, các nguồn năng lượng ít phát thải carbon lại chiếm ưu thế trong trường hợp này do yêu cầu đối với các nhà vận hành hệ thống truyền tải phải ưu tiên sử dụng năng lượng tái tạo trước khi sử dụng đến

các nguồn điện năng khác, ngoài ra, điều kiện thời tiết thuận lợi cũng hỗ trợ cho việc tăng công suất sản xuất năng lượng tái tạo.

Sản xuất điện hạt nhân cũng được chứng minh là có khả năng phục hồi, tin cậy và dễ dàng thích ứng. Ngành công nghiệp hạt nhân nhanh chóng thực hiện các biện pháp đặc biệt để đối phó với đại dịch, tránh phải đóng cửa các nhà máy trong trường hợp COVID-19 tác động đến lực lượng lao động hoặc chuỗi cung ứng. Các nhà sản xuất điện hạt nhân cũng nhanh chóng thích nghi với các điều kiện thị trường thay đổi, như việc Tập đoàn EDF (Pháp) đã đáp ứng yêu cầu của cơ quan điều hành lưới điện Anh thông qua việc cắt giảm không thường xuyên việc phát điện từ lò phản

ứng Sizewell B và duy trì cung cấp điện an toàn, tiết kiệm cho người tiêu dùng.

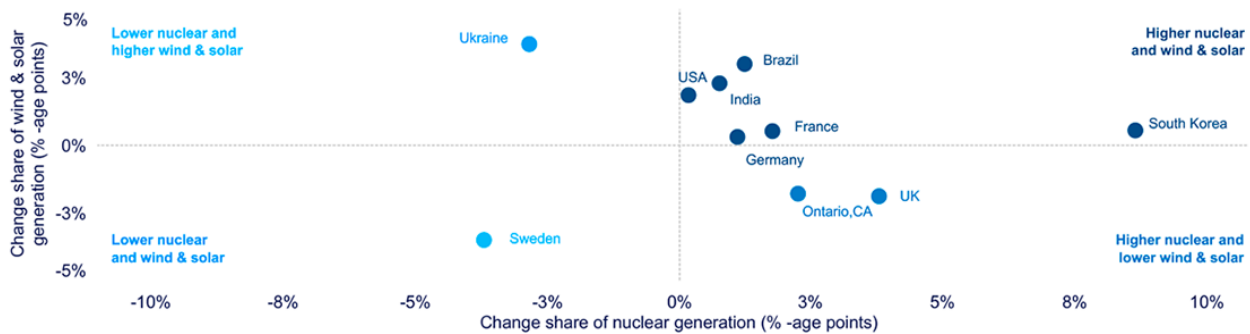
Tuy hoạt động hiệu quả trong thời kỳ đại dịch, song do nhu cầu giảm đáng kể, nhiều nhà máy điện hạt nhân vẫn phải cắt giảm phần lớn sản lượng điện như ở Pháp, Thụy Điển, Ukraine, Anh hoặc cắt giảm ở mức độ thấp hơn ở Đức (Hình 2). Việc giảm sản lượng điện hạt nhân ở Pháp tính đến cuối tháng 3/2020 thấp hơn 9% so với năm 2019 đã góp phần khiến doanh thu quý đầu tiên của EDF giảm 1%. Tương tự, Rosatom của Nga đã cắt giảm sản lượng đáng kể vào tháng 4 và tháng 5/2020, làm giảm 11% doanh thu trong 5 tháng đầu năm 2020 của Tập đoàn này.



Biểu đồ 2. Thay đổi theo tuần sản lượng điện từ các nguồn năng lượng carbon thấp (từ 15/3/2020 - 6/6/2020) so với tuần từ ngày 8-14/3/2020 (trước hầu hết các đợt ngừng hoạt động) ở một số khu vực

Về tổng thể, từ khi bắt đầu cắt giảm sản lượng ở nhiều quốc gia, khả năng cạnh tranh và phục hồi của sản xuất điện từ các nguồn năng lượng carbon thấp đã dẫn đến ưu thế về chiếm thị phần của điện hạt nhân, điện mặt trời và điện gió so với các nguồn năng lượng khác (Hình 3). Tỷ lệ sản xuất điện hạt nhân ở Hàn Quốc đã tăng gần 9% trong thời kỳ đại dịch, trong khi ở Anh, điện hạt nhân đóng một vai trò quan trọng khi gần như loại bỏ điện than trong khoảng thời gian hai tháng. Theo đánh giá triển vọng năng lượng ngắn hạn của Ủy ban Thông tin Năng lượng Hoa Kỳ cho thấy

tỷ phần sản xuất điện hạt nhân trong năm 2020 tăng hơn 1% so với năm 2019. Tại Trung Quốc, sản lượng điện trong tháng 01-02/2020 giảm hơn 8% so với cùng kỳ, trong đó mức giảm của điện than là gần 9%, thủy điện giảm gần 12% trong khi điện hạt nhân chỉ giảm 2%. Bên cạnh đó, tỷ lệ đóng góp cao hơn của các nguồn năng lượng sạch trong hệ thống cung cấp điện đã chứng minh đầy đủ những lợi ích trong việc giảm phát thải khí nhà kính và các chất gây ô nhiễm không khí trong thời gian qua.



Biểu đồ 3. Thay đổi thị phần sản xuất điện hạt nhân, năng lượng mặt trời và năng lượng gió kể từ khi bắt đầu giãn cách xã hội

Thách thức cho tương lai

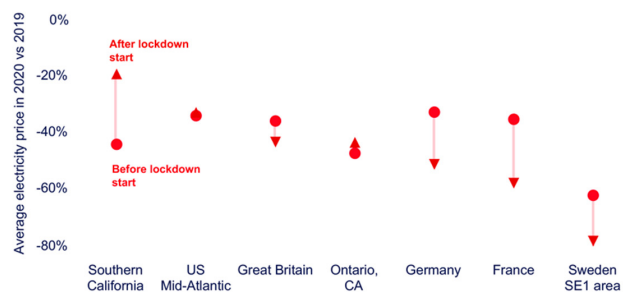
Trong ngắn hạn, sự sụt giảm nhu cầu điện năng thời gian qua đã dẫn tới việc giảm giá điện, đặc biệt là ở châu Âu, dẫn tới sự thiếu bền vững về mặt kinh tế của sản xuất điện. Theo Standard and Poor's Midyear Update, việc giảm giá điện ở châu Âu là kết quả của không chỉ các biện pháp phong tỏa COVID-19 mà còn là do nhu cầu tiêu thụ điện của người dân giảm do mùa đông ấm bất thường và nguồn cung từ năng lượng tái tạo tăng trong bối cảnh giá khí đốt và giá phát thải khí CO₂ đều giảm. Giá điện thấp càng làm trầm trọng thêm thách thức mà nhiều nhà máy điện, bao gồm cả các nhà máy điện hạt nhân, phải đối mặt, cản trở các khoản đầu tư cần thiết vào quá trình chuyển đổi năng lượng sạch, dẫn đến hậu quả lâu dài hơn đối với mục tiêu về khí hậu.

Đối với điện hạt nhân, việc duy trì và kéo dài hoạt động của các nhà máy hiện có là cần thiết để hỗ trợ và đẩy nhanh quá trình chuyển đổi sang các hệ thống năng lượng carbon thấp. Nếu có môi trường đầu tư được hỗ trợ, tuổi thọ của các nhà máy điện hạt nhân có thể được kéo dài thời gian tồn tại 10-20 năm với chi phí sản xuất trung bình khoảng 30-40 USD/MWh. Khi đó, điện hạt nhân sẽ trở thành một trong những nguồn năng lượng carbon thấp hiệu quả nhất về mặt chi phí, đồng thời việc duy trì công suất điện hạt nhân có thể giúp giảm chi phí tổng thể của quá trình chuyển đổi năng lượng sạch. Báo cáo khôi phục Bền vững

của IEA chỉ ra rằng nếu không có sự mở rộng như vậy, 40% nhân lực hạt nhân ở các nền kinh tế phát triển có thể nghỉ hưu trong vòng một thập kỷ, làm tăng thêm khoảng 80 tỷ USD mỗi năm cho nền kinh tế. IEA nhấn mạnh đến tiềm năng của các chương trình bảo trì và kéo dài thời gian hoạt động các nhà máy điện hạt nhân để hỗ trợ các biện pháp phục hồi bằng cách tạo ra hoạt động kinh tế và việc làm.

Nhu cầu về sự linh hoạt

Các dự án điện hạt nhân mới có thể mang lại những lợi ích kinh tế và môi trường tương tự nhưng sẽ khó khăn hơn về tài chính nếu không có sự hỗ trợ chính sách mạnh mẽ và cải cách thị trường điện, bao gồm cải thiện về độ tin cậy, tính linh hoạt và các dịch vụ khác. Nhu cầu về sự linh hoạt trong phát điện và vận hành hệ thống sẽ ngày càng cao cho các hệ thống năng lượng trong tương lai ở trung và dài hạn.



Nhìn xa hơn về tương lai, khi các nhà máy điện và các nhà vận hành hệ thống điện đã ứng phó thành công với cuộc khủng hoảng, thì sự sụt giảm nhìn thấy được trong sản xuất điện từ nhiên liệu

hóa thạch đặt ra thách thức về khả năng ổn định lưới điện trong quá trình chuyển đổi năng lượng. Do điện sản xuất bằng nhiên liệu hóa thạch hiện vẫn đóng góp tỷ lệ khá lớn trong hệ thống điện nên việc thay thế các công suất này bằng các nguồn năng lượng tái tạo có thể dẫn đến sự mất ổn định lớn hơn, chất lượng điện kém hơn và tăng tỷ lệ mất điện. Các nhà máy điện hạt nhân công suất lớn cùng với các công nghệ khác có thể đảm nhiệm vai trò ổn định lưới và chất lượng điện, giảm thiểu nguy cơ gián đoạn nguồn cung cấp trong các hệ thống điện sau khi đã loại bỏ các nguồn năng lượng phát thải nhiều carbon.

Những thách thức do COVID-19 gây ra cũng đặt ra nhu cầu đảm bảo khả năng phục hồi được tích hợp trong các hệ thống năng lượng trong tương lai để đối phó với một loạt các cú sốc khác, bao gồm các điều kiện thời tiết thay đổi và khắc nghiệt hơn dự kiến do biến đổi khí hậu. Hiệu suất cao và ổn định trong thời kỳ khủng hoảng chính là lời giải kịp thời về đóng góp liên tục và tiềm năng trong tương lai của điện hạt nhân trong việc tạo ra một hệ thống năng lượng ít phát thải carbon, bền vững hơn và đáng tin cậy hơn.

Nguyễn Thị Thu Hà

Ban Kế hoạch và Quản lý khoa học

Nguồn: <https://www.iaea.org/newscenter/news/covid-19-and-low-carbon-electricity-lessons-for-the-future>

NGÀY ĐẠI DƯƠNG THẾ GIỚI: KHAI THÁC SỨC MẠNH CỦA ‘CARBON XANH’ TRONG VIỆC GIẢM THIỂU BIẾN ĐỔI KHÍ HẬU

Tại sao đại dương có vai trò quan trọng trong việc giảm thiểu biến đổi khí hậu? Liệu các đại dương có thể thu nhận khí thải carbon dioxide mà không ảnh hưởng đến sự sống dưới nước không?

Là hệ sinh thái lớn nhất trên hành tinh, các đại dương là trụ cột điều hòa khí hậu và là nguồn

giải pháp mạnh mẽ cho tình trạng khí hậu đang biến đổi. Chủ đề của Ngày Đại dương Thế giới năm nay - ‘Cuộc sống và sinh kế’ - tập trung vào tầm quan trọng của việc duy trì đại dương đối với tất cả sinh vật trên Trái đất. Thông qua việc sử dụng các kỹ thuật hạt nhân và đồng vị để xem những thay đổi của đại dương, IAEA đã hỗ trợ các quốc gia ven biển hiểu rõ hơn về các hệ sinh thái quan trọng này, góp phần bảo vệ chúng và duy trì kinh tế địa phương phụ thuộc vào đại dương.



Đất ngập mặn ở Zanzibar, Tanzania, có tiềm năng giữ lại carbon trong hàng thiên niên kỷ do đó làm giảm sự nóng lên toàn cầu. (Ảnh: B. Csete)

Sự gia tăng của các khí nhà kính trong khí quyển, đặc biệt là carbon dioxide từ các hoạt động công nghiệp và sử dụng đất của con người là những nguyên nhân chính gây ra hiện tượng ấm lên toàn cầu. Đại dương đóng một vai trò quan trọng trong việc đệm hệ thống khí hậu của trái đất và giảm tốc độ ấm lên toàn cầu. Đại dương được so sánh với một bồn rửa khổng lồ giúp thu giữ và lưu trữ CO₂ ra khỏi khí quyển.

Tìm hiểu chu kỳ carbon và vai trò của ‘Blue Carbon’

IAEA đã hợp tác với các chuyên gia hàng đầu trên thế giới để nghiên cứu cơ chế tự nhiên của carbon hữu cơ và xúc tiến các giải pháp bền vững cho vấn đề biến đổi khí hậu và suy thoái đại dương tương ứng. Carbon hữu cơ hay còn được gọi là Blue Carbon, được thu giữ và lưu trữ đặc biệt bởi các hệ sinh thái ven biển, chẳng hạn như đồng cỏ biển, rừng ngập mặn và đầm lầy thủy triều.

Các hệ sinh thái này rất hiệu quả trong việc tích lũy và lưu trữ một lượng lớn carbon hữu cơ trong cả thực vật và lớp trầm tích dưới đáy đại dương. Chúng hấp thụ và lưu trữ carbon với tốc độ nhanh hơn nhiều so với các hệ sinh thái khác như rừng.

Mặc dù có diện tích và khối lượng nhỏ hơn nhiều so với các hệ sinh thái rừng trên cạn (các đồng cỏ biển bao phủ chưa đến 0,2% đáy đại dương) nhưng tích tụ khoảng 10% lượng carbon bị chôn vùi trong các đại dương mỗi năm, chủ yếu là trong các lớp trầm tích bên dưới. Đất ngập mặn có khả năng tích lũy và giữ lại trữ lượng carbon rất lớn trong nhiều thiên niên kỷ. Hiểu được quá trình thu giữ cacbon hữu cơ trong các hệ sinh thái này sẽ làm rõ cách đại dương đối phó với lượng khí thải CO₂ do con người tạo ra và khả năng hấp thụ như thế nào.

Đại dương đã hấp thụ một phần tư lượng CO₂ toàn cầu thải vào khí quyển trong thế kỷ qua, nhưng phần lớn lượng CO₂ này không được với các hệ sinh thái thực vật ven biển có thể hấp thụ. Chủ yếu tích tụ trên bề mặt đại dương, các khí nhà kính này làm cho nước có tính axit mạnh hơn và gây hại cho các sinh vật biển mong manh như rạn san hô và động vật có vỏ. Mức độ axit hóa nước mặt ngày càng tăng, được gọi là axit hóa đại dương, đã nhấn mạnh sự cần thiết phải hiểu rõ hơn về khả năng đối phó với lượng khí thải CO₂ của đại dương.

Kiến thức chuyên sâu về hấp thụ carbon có thể giúp mở rộng các bể chứa carbon tự nhiên trong các hệ sinh thái ven biển để hấp thụ CO₂ đi vào đại dương và do đó làm giảm độ chua của nước bề mặt và lưu trữ CO₂.

Bà Florence Descroix-Comanducci, Giám đốc Phòng thí nghiệm Môi trường IAEA cho biết: “Carbon xanh ven biển tạo thành một phần quan trọng trong các giải pháp dựa trên tự nhiên. Tuy nhiên, khi các hệ sinh thái này bị tổn hại hoặc bị gián đoạn bởi các hoạt động của con người, khả năng thu giữ carbon có thể bị tổn hại. Khi các hệ

sinh thái này suy thoái, một lượng carbon khổng lồ đã được tích tụ hàng nghìn năm có khả năng được giải phóng dưới dạng CO₂, làm trầm trọng thêm tình trạng biến đổi khí hậu”.

Bà nói thêm, nhận thức về vai trò quan trọng của những hệ sinh thái độc đáo này đã gia tăng trong thập kỷ qua, nhưng vẫn cần nhiều nghiên cứu khoa học và dữ liệu hơn nữa để hỗ trợ hoạch định chính sách.



Các lõi trầm tích được thu thập ngoài khơi Zanzibar để đánh giá lượng tồn kho và tỷ lệ chôn lấp của carbon hữu cơ như một thước đo tiềm năng hấp thụ carbon. (Ảnh: G. Salgado Gispert / Perth, Australia)

Dự án về Carbon xanh của IAEA

Các nhà khoa học của IAEA hợp tác với nhiều tổ chức nghiên cứu để đánh giá tốc độ thu giữ carbon trong môi trường ven biển bằng cách sử dụng các kỹ thuật hạt nhân, chẳng hạn như “210Pb dating”.

Ông Pere Masque Barri, Nhà khoa học nghiên cứu tại Phòng thí nghiệm phóng xạ của IAEA nhận định: “Một số nghiên cứu đã được thực hiện trong suốt thập kỷ qua, tuy nhiên vẫn tồn tại nhiều câu hỏi còn bỏ ngỏ như việc đánh giá các điểm nóng toàn cầu chưa được nghiên cứu kỹ lưỡng như cỏ biển và rừng ngập mặn dọc theo bờ biển Brazil và châu Á”.

Sự tích tụ carbon tự nhiên và do con người tạo ra trong trầm tích ở quy mô thiên niên kỷ có thể được xác định bằng cách sử dụng kỹ thuật ¹⁴C,

trong khi ước tính theo thang thời gian của hàng thập kỷ hoặc thế kỷ có thể đạt được bằng cách sử dụng các hạt nhân phóng xạ khác có trong môi trường, chẳng hạn như ^{210}Pb và ^{137}Cs và đồng vị Pu. Điều này có thể tìm ra khung thời gian hấp thụ carbon và sự thay đổi theo thời gian do tác động của tự nhiên hay con người.

Các kỹ thuật dựa trên hạt nhân phóng xạ này cung cấp đánh giá duy nhất về việc liệu các xáo trộn tự nhiên hay do con người gây ra có thể gây ra sự thất thoát carbon, ví dụ như thông qua các quá trình tái tạo trầm tích và xói mòn. ^{234}Th và ^{210}Po cũng được các nhà khoa học của IAEA sử dụng rộng rãi trong nghiên cứu chu trình carbon nhằm đánh giá hiệu quả của quá trình vận chuyển carbon từ thượng đại dương đến độ sâu thông qua sự chìm của các hạt vật chất. Việc sử dụng các hạt nhân phóng xạ có tuổi thọ ngắn như ^{228}Th và ^7Be cũng có thể được sử dụng làm chất đánh dấu động lực học trầm tích để thu được kết quả chính xác ở khoảng thời gian vài tuần, vài tháng hoặc thậm chí vài năm.

IAEA đã tham gia vào các dự án Blue Carbon ở Úc, Brazil, Đan Mạch, Pháp, Ấn Độ, Myanmar, New Zealand, Thụy Điển, Tanzania và Hoa Kỳ. Tổ chức này cũng tham gia vào một dự án sáng tạo do Oceans 2050 điều phối để đánh giá khả năng hấp thụ carbon của các trang trại trồng rong biển trên toàn thế giới. Các dự án hợp tác kỹ thuật IAEA trong nước và khu vực đang được phát triển để đánh giá tầm quan trọng của việc hấp thụ carbon trong các hệ thống thủy sinh đối với các chiến lược thích ứng với biến đổi khí hậu dựa vào thiên nhiên, bảo tồn môi trường và các lợi ích kinh tế xã hội. Công việc đang được tiến hành nhằm xác định năng lực khu vực hấp thụ carbon trong các hệ thống thủy sinh ở Châu Phi.

Trần Thiện Phương Anh

Ban Kế hoạch và Quản lý khoa học

Nguồn: <https://www.iaea.org/newscenter/news/world-oceans-day-harnessing-the-power-of-blue-carbon-in-mitigating-climate-change>

DIỄN ĐÀN VIỆT NAM – NHẬT BẢN LẦN THỨ 11 VỀ NGHIÊN CỨU VÀ PHÁT TRIỂN NGUỒN NHÂN LỰC CÔNG NGHỆ HẠT NHÂN

