

BỘ GIÁO DỤC VÀ ĐÀO TẠO

BỘ KHOA HỌC VÀ CÔNG NGHỆ

VIỆN NĂNG LƯỢNG NGUYÊN TỬ VIỆT NAM



ĐẬU ĐỨC TỪ

NGHIÊN CỨU ĐỘ NHẠY VÀ ĐỘ BẤT ĐỊNH SỐ LIỆU HẠT
NHÂN TRONG PHÂN TÍCH THÔNG SỐ ĐỘNG HỌC VÀ TỚI
HẠN CHO VÙNG HOẠT 92 BÓ NHIÊN LIỆU ĐỘ GIÀU THẤP
CỦA Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

TÓM TẮT

LUẬN ÁN TIẾN SĨ VẬT LÝ

Chuyên ngành: Vật lý Nguyên tử và Hạt nhân

Mã số: 9.44.01.06

Giáo viên hướng dẫn:

1. GS. TS. TRẦN HOÀI NAM
2. PGS. TS. NGUYỄN NHỊ ĐIỀN

HÀ NỘI - 2025

MINISTRY OF EDUCATION AND TRAINING

MINISTRY OF SCIENCE AND TECHNOLOGY

VIETNAM ATOMIC ENERGY INSTITUTE

DAU DUC TU

**STUDY ON SENSITIVITY AND UNCERTAINTY OF NUCLEAR DATA IN
KINETIC PARAMETERS AND CRITICALITY ANALYSES FOR A CORE
CONFIGURATION WITH 92 LOW ENRICHED FUEL BUNDLES OF THE
DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR**

ABSTRACT

DISSERTATION FOR THE DEGREE OF DOCTOR OF PHILOSOPHY IN PHYSICS

Supervisors:

1. Prof. Dr. TRAN HOAI NAM
2. Assoc. Prof. Dr. NGUYEN NHI DIEN

HANOI - 2025

MỤC LỤC

GIỚI THIỆU	1
1 TỔNG QUAN	2
1.1 Vai trò của các thư viện số liệu hạt nhân	2
1.2 Phân tích vùng hoạt lò phản ứng và các nguồn bất định	2
2 PHƯƠNG PHÁP VÀ MÔ HÌNH TÍNH TOÁN	3
2.1 Mô tả lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt	3
2.2 Chương trình tính toán và mô hình vùng hoạt	3
2.3 Thư viện số liệu hạt nhân	4
2.4 Các phương pháp phân tích độ nhạy và độ bất định	5
2.5 Xác định giá trị hệ số nhân neutron hiệu dụng k_{eff}	6
2.6 Các phương pháp xác định các thông số động học	6
2.6.1 Tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff}	6
2.6.2 Thời gian thế hệ neutron Λ và thời gian sống neutron tức thời l_p	6
3 CÁC KẾT QUẢ VÀ THẢO LUẬN	6
3.1 Tính toán trạng thái tới hạn và so sánh với số liệu thực nghiệm	6
3.1.1 Phân tích độ nhạy của hệ số nhân hiệu dụng k_{eff}	7
3.1.2 Phân tích độ bất định của hệ số nhân hiệu dụng k_{eff}	11
3.2 Đánh giá các thông số động học	12
3.2.1 Ảnh hưởng của các thông số vận hành lên thông số động học	12
3.2.1.1 Đặc trưng động học lò	12
3.2.1.2 Sự phụ thuộc của các thông số động học vào mức cháy nhiên liệu sử dụng ENDF/B-VIII.0	15
3.2.1.3 Thông số động học theo vị trí thanh điều khiển sử dụng ENDF/B-VIII.0	15
3.2.1.4 Sự phụ thuộc của thông số động học vào nhiệt độ nhiên liệu sử dụng ENDF/B-VIII.0	16
3.2.1.5 Sự phụ thuộc của các thông số động học vào độ cháy nhiên liệu sử dụng JENDL-5	16
3.2.2 Phân tích độ nhạy của tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff}	17
3.2.3 Phân tích bất định tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff}	20
3.3 Kết luận	22
KẾT LUẬN, NHỮNG ĐÓNG GÓP MỚI VÀ HƯỚNG NGHIÊN CỨU TIẾP THEO	23
1. Kết luận chung	23
2. Những đóng góp mới	24
3. Hướng nghiên cứu tiếp theo	25

Danh mục các công trình khoa học của tác giả liên quan đến luận án

Tài liệu tham khảo

GIỚI THIỆU

Trong bối cảnh khoa học khoa học và công nghệ hạt nhân phát triển mạnh mẽ, tính toán mô phỏng trở thành công cụ không thể thiếu trong thiết kế và nhiên cứu vật lý kỹ thuật lò phản ứng, giúp dự đoán chính xác hành vi các hiện tượng mà không cần thực hiện các thí nghiệm tốn kém và rủi ro. Trong đó, phương pháp Monte Carlo có nhiều ưu điểm trong phân tích vật lý lò phản ứng nhờ khả năng mô phỏng trực tiếp quá trình vận chuyển neutron dựa trên các quy luật vật lý cơ bản. Phương pháp này cho phép mô hình hóa chính xác các hình học phức tạp của lò phản ứng, sử dụng tiết diện phản ứng theo năng lượng liên tục và hạn chế các giả thiết gần đúng như đồng nhất hóa vật liệu hay chia nhóm năng lượng, ... Do đó, phương pháp Monte Carlo thường cung cấp kết quả có độ chính xác cao và được sử dụng như một công cụ tham chiếu trong các nghiên cứu vật lý lò phản ứng như tới hạn và thông số động học. Các chương trình tính toán dựa trên phương pháp Monte Carlo, bao gồm MCNP [1], MVP [2], SERPENT [3], ...

Đầu vào quan trọng của các chương trình tính toán dựa trên phương pháp Monte Carlo là số liệu hạt nhân, bao gồm các số liệu tiết diện phản ứng được tập hợp trong các thư viện số liệu như ENDF/B, JEFF, JENDL, CENDL. Sự khác biệt về số liệu giữa các thư viện và độ bất định của số liệu hạt nhân ảnh hưởng đáng kể đến kết quả tính toán, ví dụ các thông số tới hạn (k_{eff}) và thông số động học (β_{eff} , Λ , l_p), vốn quyết định trạng thái tới hạn và đặc tính an toàn của lò phản ứng. Để đánh giá các ảnh hưởng này, phân tích độ nhạy (SA) và độ bất định (UA) được sử dụng nhằm xác định mức độ tác động của từng đồng vị và phản ứng đến kết quả tính toán, đồng thời lượng hóa độ bất định tổng thể của các thư viện số liệu hạt nhân lên kết quả tính toán.

Trên thế giới, nhiều nghiên cứu đã tập trung xác định các thông số động học và hệ số nhân hiệu dụng của nhiều loại lò phản ứng khác nhau bằng các phương pháp Monte Carlo [4–9]. Các nghiên cứu phân tích độ nhạy và độ bất định (S/U) đáng chú ý đã được thực hiện cho một số lò phản ứng nghiên cứu, bao gồm TRIGA Mark II và lò phản ứng đa mục tiêu RSG-GAS, sử dụng các bộ chương trình tính toán như SUS3D và MCNP [10–18]. Đối với lò phản ứng nghiên cứu Đà Lạt (DNRR), nhiều công cụ tính toán bằng phương pháp tất định và phương pháp Monte Carlo đã được sử dụng trong các phân tích vật lý vùng hoạt sử dụng nhiên liệu độ giàu cao (HEU). Các nghiên cứu ban đầu đã sử dụng hệ chương trình WIMSD/CITATION để đánh giá phân bố cháy của vùng hoạt và so sánh kết quả tính toán với các số liệu thực nghiệm [19]. Ngoài ra, hệ chương trình này còn được sử dụng để xây dựng cơ sở số liệu cho cấu hình DNRR, làm nền tảng cho việc phát triển các phương pháp quản lý nhiên liệu trong vùng hoạt (ICFM), như thuật toán di truyền, tiến hóa vi phân [20]. Các phân tích vật lý neutron tiếp theo được thực hiện bằng các chương trình MCNP5 và SRAC. Kết quả tính toán hệ số nhân hiệu dụng giữa hai chương trình cho thấy sự phù hợp tốt, với sai khác nhỏ hơn 55 pcm, trong khi sai khác so với các phép đo thực nghiệm khoảng 119 pcm. Đối với phân bố công suất, sai khác tương đối trong vùng trung tâm vùng hoạt nhỏ hơn 4%, trong khi tại vùng ngoài của vùng hoạt sai khác khoảng 7% [21]. Một nghiên cứu chi tiết về trạng thái tới hạn của 49 cấu hình khởi động đã được thực hiện bằng các chương trình SRAC và MCNP5 với nhiều thư viện số liệu hạt nhân khác nhau, bao gồm ENDF/B và JENDL. Sự khác biệt giữa các giá trị tới hạn tính toán có thể đạt tới 770 pcm, tùy thuộc vào thư viện số liệu sử dụng (ENDF/B-VII.0, JENDL-3.3 và JENDL-4.0). Đối với cấu hình 88 bó nhiên liệu, sai khác giữa giá trị k_{eff} tính toán và thực nghiệm nằm trong khoảng 330 pcm [22].

Tuy nhiên, các nghiên cứu về phân tích độ nhạy và độ bất định của số liệu hạt nhân đối với các thông số động học và tối hạn cho cấu hình vùng hoạt gồm 92 bó nhiên liệu uranium độ giàu thấp (LEU) vẫn chưa được công bố. Do đó, luận án này tập trung phân tích các thông số trên bằng phương pháp Monte Carlo sử dụng chương trình MCNP6 [1] kết hợp với các thư viện số liệu hạt nhân khác nhau, bao gồm ENDF/B-VIII.0 [23], JEFF-3.3 [24], JENDL-5.0 [25] và CENDL-3.2 [26].

Chương 1 TỔNG QUAN

1.1 Vai trò của các thư viện số liệu hạt nhân

Số liệu hạt nhân đóng vai trò nền tảng trong lĩnh vực của khoa học và công nghệ hạt nhân, bao gồm năng lượng, an toàn, an ninh, thanh sát, y học, và công nghiệp. Các số liệu này thể hiện các đại lượng đặc trưng cho tiết diện phản ứng, loại phản ứng, v.v, chúng là nguồn đầu vào cho các chương trình tính toán vật lý lò phản ứng [27].

Do tính phức tạp của việc đo đạc và đánh giá, số liệu hạt nhân được tổ chức thành các thư viện số liệu hạt nhân. Quá trình hình thành một thư viện bao gồm các bước đo đạc, biên soạn, đánh giá, xử lý, kiểm chứng và ứng dụng. Công việc này được thực hiện bởi các tổ chức và mạng lưới quốc tế chuyên trách, nhằm bảo đảm tính thống nhất và độ tin cậy của số liệu hạt nhân dùng trong nghiên cứu và ứng dụng thực tế. Nhờ đó, nhiều bộ thư viện số liệu khác nhau đã được xây dựng, tiêu biểu như ENDF, JEFF, JENDL, CENDL, BROND và TENDL, được sử dụng rộng rãi trong các chương trình tính toán và mô phỏng hạt nhân trên toàn thế giới [23, 26, 28–31].

Các thư viện số liệu hạt nhân được sử dụng trong các chương trình tính toán có ảnh hưởng trực tiếp đến độ chính xác của các kết quả tính toán, phân tích, và thiết kế vật lý lò phản ứng. Từ đó có thể thấy rằng các thư viện số liệu hạt nhân đóng vai trò quan trọng trong việc quyết định độ tin cậy của các thông số vật lý và an toàn được tính toán. Trong nghiên cứu này, việc đánh giá và so sánh định lượng độ bất định của các thư viện số liệu hạt nhân được thực hiện nhằm làm rõ ảnh hưởng của số liệu hạt nhân đến các thông số động học và tối hạn của DNR. Trên cơ sở đó, nghiên cứu góp phần đánh giá và kiểm chứng độ phù hợp của các thư viện số liệu hiện có, đồng thời đưa ra các khuyến nghị đối với các tổ chức biên soạn số liệu hạt nhân, cũng như xác định thư viện số liệu phù hợp cho các phân tích và thiết kế vật lý lò phản ứng nói chung và DNR nói riêng.

1.2 Phân tích vùng hoạt lò phản ứng và các nguồn bất định

Phân tích vật lý neutron vùng hoạt lò phản ứng là đánh giá hành vi vật lý cũng như đặc trưng neutron của vùng hoạt lò trong các điều kiện vận hành bình thường và sự cố. Đây là bước quan trọng trong thiết kế vùng hoạt, quản lý nhiên liệu và đánh giá an toàn lò phản ứng. Tuy nhiên, kết quả phân tích luôn chịu ảnh hưởng của nhiều nguồn bất định khác nhau, có thể tác động đến độ chính xác và độ tin cậy của kết quả tính toán.

Trong tính toán mô phỏng lò phản ứng, các kết quả đầu ra luôn phụ thuộc vào các nguồn khai báo đầu vào, trong các nguồn đó thì số liệu hạt nhân đóng góp quan trọng. Những sai lệch trong số liệu này có thể dẫn đến sai lệch trong các kết quả đầu ra, ví dụ như các thông số quan trọng là động học và tối hạn. Ngoài ra, điều kiện vận hành như nhiệt độ, vị trí các thanh điều khiển, hay độ cháy nhiên liệu cũng gây ra sai số trong tính toán. Những sai lệch trong quá trình mô hình hóa bó nhiên liệu, sai lệch hình học, mật độ hoặc độ giàu nhiên liệu đều làm thay đổi các kết quả tính toán.

Để đảm bảo độ tin cậy cho các kết quả phân tích, cần tiến hành phân tích bất định (UA) và phân tích độ nhạy (SA). UA tập trung vào việc xác định và định lượng các bất định tiềm ẩn trong số liệu và điều kiện đầu vào, sau đó đánh giá mức độ lan truyền của chúng đến các kết quả tính toán. Ngược lại, SA xem xét ảnh hưởng

của từng tham số đầu vào đối với các đại lượng đầu ra, giúp xác định những yếu tố có tác động lớn nhất đến các kết quả.

Việc kết hợp giữa phân tích độ bất định và độ nhạy cho phép đánh giá toàn diện độ tin cậy của mô hình mô phỏng, đồng thời xác định các yếu tố vật lý hoặc số liệu cần cải thiện để giảm sai số trong tính toán. Trong lĩnh vực kỹ thuật hạt nhân, đây là công cụ quan trọng giúp xác thực mô hình, nâng cao tính chính xác của dự đoán và bảo đảm an toàn trong quá trình thiết kế và vận hành.

Chương 2 PHƯƠNG PHÁP VÀ MÔ HÌNH TÍNH TOÁN

2.1 Mô tả lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt

Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt (DNRR) có công suất 500 kW, vùng hoạt lò cao 60 cm và đường kính 44.2 cm. Vùng hoạt bao gồm 92 bó nhiên liệu uranium giàu thấp (LEU), các thanh phản xạ berili, ống dẫn thanh điều khiển, các kênh chiếu xạ và những cấu kiện kết cấu khác. Toàn bộ được cố định bằng hai tấm đục lỗ đặt ở đáy vùng hoạt; mỗi tấm có 121 ô lục giác, trong đó 114 ô được bố trí cho nhiên liệu hoặc berili và 7 ô dành cho các thanh điều khiển [32].

Mỗi bó nhiên liệu VVR-M2 do Liên bang Nga chế tạo, gồm ba ống nhiên liệu đồng trục: ống ngoài có tiết diện lục giác với khoảng cách giữa hai cạnh song song là 32 mm, hai ống trong có tiết diện tròn với đường kính ngoài lần lượt là 22 mm và 11 mm. Vùng chứa nhiên liệu dài 600 mm, tổng chiều dài bó là 865 mm. Lớp nhiên liệu dày 0.94 mm gồm hỗn hợp phân tán UO_2 -Al chứa 49.7 g U-235 làm giàu 19.75 %, được bọc bởi hai lớp vỏ nhôm, mỗi lớp dày 0.78 mm. Nước nhẹ (H_2O) đóng vai trò chất làm chậm, chất tải nhiệt, chất cản xạ, lưu thông qua các khe hở 2.5–3 mm giữa các thanh nhiên liệu. Phần đầu của bó nhiên liệu có tiết diện lục giác rộng 35 mm, dùng để liên kết với khung vùng hoạt và hỗ trợ lắp ráp. Đầu bó được khoan sáu lỗ nhằm bảo đảm tuần hoàn nước và thoát khí. Phần đuôi của bó được cố định vào tấm lưới định vị ở đáy vùng hoạt [32].

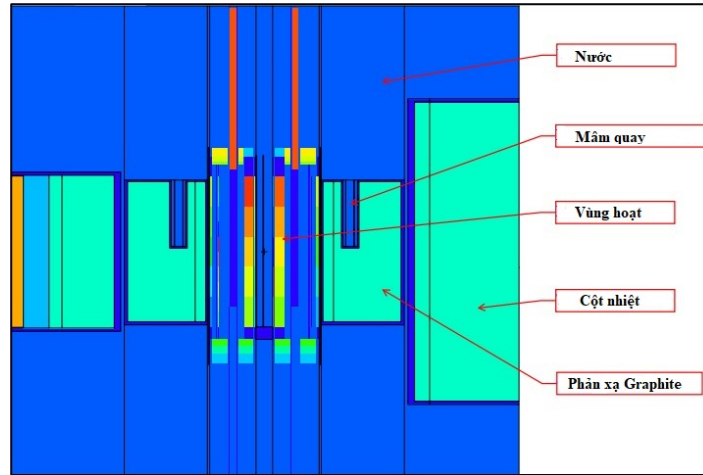
Hệ thống điều khiển và bảo vệ của DNRR gồm bảy thanh điều khiển (ĐK) bố trí đối xứng: hai thanh an toàn (SR), bốn thanh bù trừ (ShR) và một thanh điều chỉnh tự động (AR). Các thanh SR và ShR sử dụng vật liệu hấp thụ boron carbide (B_4C) có mật độ 1.7 g/cm^3 và chiều dài phần hấp thụ 650 mm, trong khi thanh AR được chế tạo bằng thép không gỉ. Bốn thanh ShR được dùng để bù trừ độ phản ứng dư và hỗ trợ dập lò. Tốc độ rút tối đa của các thanh SR và ShR là 3.4 mm/s, trong khi thanh AR có thể di chuyển với tốc độ 20 mm/s để điều chỉnh công suất trong chế độ tự động. Trong tình huống khẩn cấp, toàn bộ SR và ShR được thiết kế đưa vào hoàn toàn của vùng hoạt trong thời gian dưới một giây, bảo đảm khả năng dừng lò phản ứng an toàn [32].

2.2 Chương trình tính toán và mô hình vùng hoạt

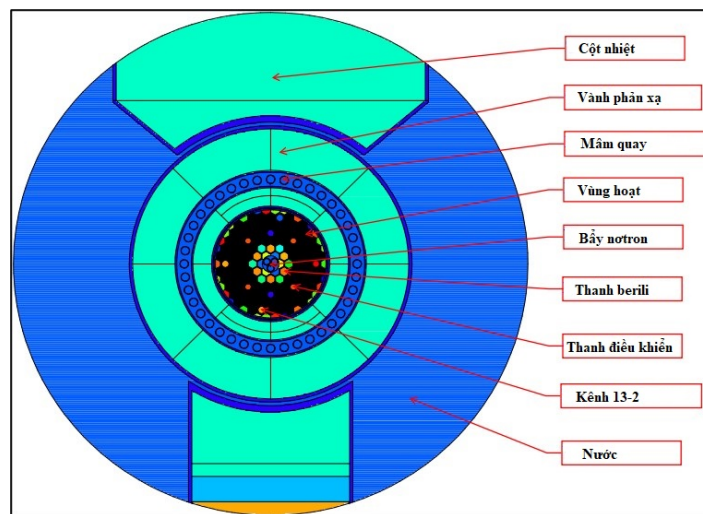
Chương trình MCNP6 sử dụng phương pháp Monte Carlo có khả năng mô phỏng sự vận chuyển của 37 loại hạt khác nhau với năng lượng liên tục, do đó nó được ứng dụng rộng rãi trong các bài toán phân tích tới hạn, thiết kế che chắn bức xạ, mô hình detector, và tính toán vật lý lò phản ứng. Chương trình MCNP6 được phát triển từ các phiên bản Monte Carlo đầu tiên vào cuối những năm 1970 và đã trở thành công cụ tiêu chuẩn toàn cầu trong lĩnh vực tính toán lò phản ứng [33].

Khác với phương pháp tất định, phương pháp Monte Carlo trong MCNP6 mô phỏng quá trình vận chuyển neutron bằng cách theo dõi lịch sử riêng lẻ của từng hạt từ khi sinh ra đến khi bị hấp thụ hoặc rò thoát. Các sự kiện như tán xạ, hấp thụ, phân hạch, và phát xạ photon được xác định ngẫu nhiên dựa trên phân bố xác suất. Nhờ đó, MCNP6 đặc biệt hiệu quả cho các bài toán ba chiều, hình học phức tạp và yêu cầu độ chính xác

cao, dù đòi hỏi tài nguyên tính toán lớn. Các số liệu hạt nhân là đầu vào quan trọng cho MCNP6 được định dạng dưới dạng ACE thông qua chương trình NJOY, bao gồm số liệu tiết diện phản ứng, tán xạ nhiệt $S(\alpha, \beta)$, ... [33].



Hình 2.1: Mặt cắt đứng của mô hình DNRR bằng MCNP6.



Hình 2.2: Mặt cắt ngang của mô hình DNRR bằng MCNP6.

Trong nghiên cứu này, mô hình DNRR được xây dựng chi tiết bằng MCNP6, phản ánh đầy đủ hình học và vật liệu của các thành phần chính. Mô hình bao gồm bể nước, 92 bó nhiên liệu LEU loại VVR-M2, 7 thanh điều khiển (2 thanh an toàn, 4 thanh bù, 1 thanh tự động), 12 thanh berili, các kênh chiếu xạ ướt và khô, cột nhiệt, các kênh ngang dẫn dòng neutron, cùng vành phản xạ graphite. Hiệu ứng nhiễm độc berili cũng được xét đến trong mô hình. Các mô phỏng được thực hiện với 50 chu kỳ không được kích hoạt và 500 chu kỳ kích hoạt, mỗi chu kỳ gồm 10^6 lịch sử hạt neutron, đảm bảo kết quả sai số thống kê của k_{eff} nhỏ hơn 6 pcm. Hình 2.1 và 2.2 mô tả mặt cắt đứng và ngang của mô hình DNRR.

2.3 Thư viện số liệu hạt nhân

Các thư viện số liệu hạt nhân đã được đánh giá, chuẩn hóa và chúng là đầu vào quan trọng cho các chương trình tính toán như MCNP hoặc SERPENT. Các thư viện số liệu hạt nhân được sử dụng trong nghiên cứu này gồm ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 và CENDL-3.2, lần lượt được phát triển bởi Hoa Kỳ, OECD/NEA châu Âu, Nhật Bản và Trung Quốc.

- ENDF/B-VIII.0 (2017) gồm 557 đồng vị, có độ tin cậy cao và được xem là thư viện chuẩn tham chiếu toàn cầu [23].

- JEFF-3.3 (2017) gồm 562 đồng vị, được phát triển trong khuôn khổ OECD/NEA, có cấu trúc số liệu tương thích ENDF và được sử dụng rộng rãi ở châu Âu [24].

- JENDL-5 (2021) mở rộng lên 795 đồng vị và 37 vật liệu tán xạ nhiệt, bổ sung ma trận hiệp phương sai cho hơn 100 đồng vị [25].

- CENDL-3.2 (2020) có 272 đồng vị, đang được phát triển và đánh giá [26].

2.4 Các phương pháp phân tích độ nhạy và độ bất định

Trong luận án này, phân tích giá độ nhạy và độ bất định được thực hiện dựa trên mô hình xấp xỉ tuyến tính và phương pháp phân tích độ nhạy liên hợp do Cacuci đề xuất. Theo cách tiếp cận này, độ nhạy tương đối của hệ số nhân hiệu dụng k_{eff} đối với tham số tiết diện neutron α trong một tập hợp các nhóm năng lượng (E_1, \dots, E_N) được biểu diễn như sau [34]:

$$\vec{S}_{\alpha}^{k_{\text{eff}}} = \left(\frac{\alpha_{E_1}}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_1}}, \frac{\alpha_{E_2}}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_2}}, \dots, \frac{\alpha_{E_N}}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_N}} \right). \quad (2.1)$$

Độ nhạy của tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff} được xác định dựa trên phương pháp tức thời kết hợp với quy trình phân tích độ nhạy liên hợp [15]:

$$\vec{S}_{\alpha}^{\beta_{\text{eff}}} = \left(\frac{\alpha_{E_1}}{\beta_{\text{eff}}} \frac{\partial \beta_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_1}}, \frac{\alpha_{E_2}}{\beta_{\text{eff}}} \frac{\partial \beta_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_2}}, \dots, \frac{\alpha_{E_N}}{\beta_{\text{eff}}} \frac{\partial \beta_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_N}} \right). \quad (2.2)$$

Từ biểu thức (2.9), các thành phần của phương trình (2.2) có thể được xác định như sau:

$$\begin{aligned} \frac{\alpha_{E_N}}{\beta_{\text{eff}}} \frac{\partial \beta_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_N}} &= \frac{\alpha_{E_N}}{\beta_{\text{eff}}} \left(\frac{k_p \partial k}{k^2 \partial \alpha_{E_N}} - \frac{\partial k_p}{k \partial \alpha_{E_N}} \right) \\ &= \frac{k_p}{k - k_p} \left(\frac{\alpha_{E_N} \partial k}{k \partial \alpha_{E_N}} - \frac{\alpha_{E_N} \partial k_p}{k_p \partial \alpha_{E_N}} \right) \\ &= \frac{k_p}{k - k_p} \left(S_{\alpha_{E_N}}^k - S_{\alpha_{E_N}}^{k_p} \right). \end{aligned} \quad (2.3)$$

Phương trình (2.3) có thể được viết lại dưới dạng:

$$\frac{\alpha_{E_N}}{\beta_{\text{eff}}} \frac{\partial \beta_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_N}} = \frac{(1 - \beta_{\text{eff}})}{\beta_{\text{eff}}} \left(S_{\alpha_{E_N}}^k - S_{\alpha_{E_N}}^{k_p} \right), \quad (2.4)$$

Trong đó: $S_{\alpha_{E_N}}^k$ và $S_{\alpha_{E_N}}^{k_p}$ lần lượt là các độ nhạy của k và k_p .

Ma trận hiệp phương sai $C_{\alpha, \alpha'}$ thu được từ số liệu hạt nhân thông qua chương trình NJOY được biểu diễn như sau [35]:

$$C_{\alpha, \alpha'} = \begin{bmatrix} c_{\alpha_1, \alpha'_1} & c_{\alpha_1, \alpha'_2} & \dots & c_{\alpha_1, \alpha'_N} \\ c_{\alpha_2, \alpha'_1} & c_{\alpha_2, \alpha'_2} & \dots & c_{\alpha_2, \alpha'_N} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ c_{\alpha_N, \alpha'_1} & c_{\alpha_N, \alpha'_2} & \dots & c_{\alpha_N, \alpha'_N} \end{bmatrix}. \quad (2.5)$$

Độ bất định của các phản ứng được tính bằng quy tắc sandwich [34]:

$$U^2 = |S_{\alpha'}^T \cdot C_{\alpha, \alpha'} \cdot S_{\alpha}|, \quad (2.6)$$

Trong đó: $S_{\alpha'}^T$ là vector chuyển vị của $S_{\alpha'}$.

Từ phương trình (2.6) có thể thấy rằng, độ bất định của k_{eff} hoặc β_{eff} đối với một phản ứng nhất định phụ thuộc đồng thời vào ma trận độ nhạy và ma trận hiệp phương sai của số liệu hạt nhân. Nói cách khác, độ nhạy cho biết mức độ ảnh hưởng của từng phản ứng hạt nhân, trong khi ma trận hiệp phương sai phản ánh độ tin cậy của số liệu đầu vào. Khi kết hợp hai yếu tố này thì định lượng mức độ lan truyền của độ bất định số số liệu hạt nhân đến các kết quả tính toán.

2.5 Xác định giá trị hệ số nhân neutron hiệu dụng k_{eff}

Trong mã MCNP, hệ số nhân neutron hiệu dụng k_{eff} được định nghĩa như sau [33]:

$$k_{eff} = \frac{\rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma v \sigma_f \Phi dV dt dE d\Gamma}{\int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \nabla \cdot J dV dt dE d\Gamma + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma (\sigma_c + \sigma_f + \sigma_m) \Phi dV dt dE d\Gamma}. \quad (2.7)$$

Trong đó: t , E , và Γ lần lượt là các biến của không gian pha theo thời gian, năng lượng và hướng; r là vị trí trong thể tích vi phân dV ; ρ_a là mật độ nguyên tử (đơn vị: atoms/barn·cm); Φ là thông lượng neutron; J là dòng tổng qua một bề mặt; σ là tiết diện hấp thụ, phân hạch và phản ứng nhân (n,xn).

2.6 Các phương pháp xác định các thông số động học

2.6.1 Tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff}

Phương pháp trọng số liên hợp [36]:

$$\beta_{eff} = \frac{\langle \phi^+, \mathbf{B}\phi \rangle}{\langle \phi^+, \mathbf{F}\phi \rangle}, \quad (2.8)$$

Trong đó: ϕ và ϕ^+ lần lượt là thông lượng neutron thuận và liên hợp; \mathbf{B} là toán tử neutron trễ; \mathbf{F} là toán tử phân hạch; $\langle \cdot \rangle$ biểu thị phép tích phân trên toàn bộ không gian và năng lượng.

Phương pháp tức thời [37]:

$$\frac{\langle \chi_p v_p \rangle}{\langle \chi v \rangle} = \frac{k_p}{k} \rightarrow \beta_{eff} \approx 1 - \frac{k_p}{k}. \quad (2.9)$$

Trong đó: k là hệ số nhân neutron xét cho tất cả neutron; k_p là hệ số nhân neutron chỉ xét riêng cho neutron tức thời.

2.6.2 Thời gian thế hệ neutron Λ và thời gian sống neutron tức thời l_p

Phương pháp trọng số liên hợp [36]:

$$\Lambda = \frac{\langle \phi^+, \frac{1}{v}\phi \rangle}{\langle \phi^+, \mathbf{F}\phi \rangle}, \quad (2.10)$$

$$l_p = \frac{\langle \phi^+, \frac{1}{v}\phi \rangle k_{eff}}{\langle \phi^+, \mathbf{F}\phi \rangle}, \quad (2.11)$$

Trong đó: Λ là thời gian thế hệ neutron; l_p là thời gian sống của neutron tức thời.

Phương pháp hấp thụ $1/v$ [38]:

$$l_p = \lim_{N \rightarrow 0} (l'_p) = \lim_{N \rightarrow 0} \left(-\frac{\Delta k}{k} \cdot \frac{1}{N \cdot \sigma_0 \cdot v_0} \right). \quad (2.12)$$

Trong đó, một lượng đồng vị B-10 được đưa đồng đều vào tất cả các vật liệu. Hàm lượng B-10 được thêm vào với nồng độ từ 4.0×10^{-9} đến 15.0×10^{-9} atoms/(b·cm). Giá trị $k_{eff,p}$ được tính ở mỗi bước tương ứng với từng nồng độ B-10, từ đó xác định mối quan hệ tuyến tính giữa độ phản ứng và hàm lượng B-10. Giá trị l_p được suy ra khi nồng độ B-10 tiến về 0.

Chương 3 CÁC KẾT QUẢ VÀ THẢO LUẬN

3.1 Tính toán trạng thái tới hạn và so sánh với số liệu thực nghiệm

Bảng 3.1 liệt kê các vị trí thanh điều khiển (bốn thanh ShR và một thanh AR) tương ứng với 30 cấu hình tới hạn thực nghiệm của DNRR.

Bảng 3.1: Vị trí các thanh điều khiển tương ứng với các trạng thái tối hạn bằng thực nghiệm.

STT	Độ chèn thanh (mm)					STT	Độ chèn thanh (mm)				
	ShR1	ShR2	ShR3	ShR4	AR		ShR1	ShR2	ShR3	ShR4	AR
1	430	430	430	430	390	16	514	310	514	514	254
2	420	420	420	420	530	17	420	420	420	650	255
3	431	431	431	431	430	18	416	416	650	416	253
4	435	435	435	435	375	19	650	650	102	650	650
5	438	438	438	438	310	20	464	464	360	464	267
6	442	442	442	442	225	21	477	477	330	477	267
7	390	460	460	460	256	22	493	493	300	493	255
8	358	477	477	477	259	23	510	510	270	510	259
9	325	498	498	498	253	24	530	530	239	530	256
10	290	527	527	527	252	25	558	558	205	558	263
11	250	545	545	545	259	26	398	650	398	398	262
12	424	424	424	424	650	27	505	505	505	260	259
13	463	384	463	463	265	28	471	471	471	335	262
14	477	360	477	477	261	29	457	457	457	374	247
15	494	335	494	494	254	30	650	397	397	397	254

Bảng 3.2 so sánh giá trị k_{eff} tính bằng MCNP6 cho ba trạng thái của DNRR; (1) trạng thái tối hạn (AR = 390 mm, bốn thanh ShR = 430 mm); (2) trạng thái trên tối hạn (toàn bộ thanh điều khiển rút ra hoàn toàn); và (3) trạng thái dưới tối hạn (toàn bộ thanh điều khiển đưa vào hoàn toàn), khi sử dụng bốn thư viện dữ liệu ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5, CENDL-3.2 và so sánh với kết quả thực nghiệm.

Trong trường hợp 1, tất cả các thư viện đều cho kết quả sai lệch nhỏ hơn 162 pcm so với giá trị tối hạn thực nghiệm; trong trường hợp 2, các kết quả của các thư viện có độ lệch so với thư viện ENDF/B-VIII.0 là nhỏ hơn 132.8 pcm; trong trường hợp 3, kết quả của ENDF/B-VIII.0 là 0.97032 khi so sánh với các thư viện JEFF-3.3, JENDL-5, CENDL-3.2 sai khác lần lượt là +47.4, +165.9 và -89.7 pcm.

Bảng 3.2: Kết quả k_{eff} trong các trạng thái tối hạn, trên tối hạn và dưới tối hạn, sử dụng bốn thư viện dữ liệu hạt nhân so sánh với thực nghiệm.

Trường hợp	Trạng thái	Cấu hình	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5	CENDL-3.2
1	Tối hạn	Thực nghiệm ^a	1.00021 ± 0.00005	1.00020 ± 0.00005 (-1.0 pcm) ^b	1.00162 ± 0.00005 (141.0 pcm)	0.99929 ± 0.00005 (-92.0 pcm)
2	Trên tối hạn	ĐK rút ra	1.07708 ± 0.00005	1.07692 ± 0.00005 (-14.9 pcm)	1.07851 ± 0.00005 (132.8 pcm)	1.07626 ± 0.00005 (-76.1 pcm)
3	Dưới tối hạn	ĐK đưa vào	0.97032 ± 0.00005	0.97078 ± 0.00005 (47.4 pcm)	0.97193 ± 0.00005 (165.9 pcm)	0.96945 ± 0.00005 (-89.7 pcm)

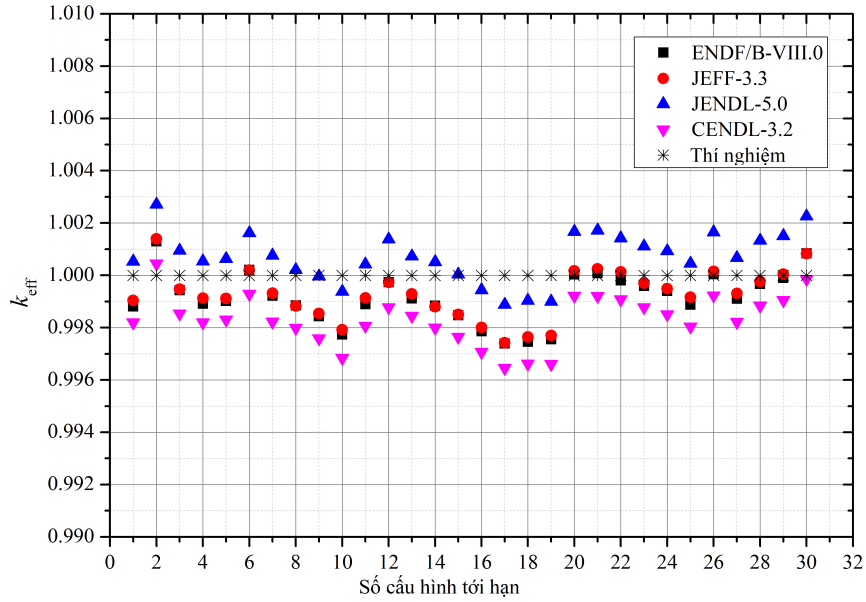
^a Vị trí thanh điều khiển (ĐK) trong thí nghiệm tối hạn: 4 ShR = 430 mm, AR = 390 mm.

^b Sai lệch so với kết quả ENDF/B-VIII.0.

Hình 3.1 và Bảng 3.3 so sánh các giá trị k_{eff} thu được bằng MCNP6 với kết quả thực nghiệm cho 30 cấu hình tối hạn, cho thấy sự phù hợp tốt, với sai lệch lớn nhất là 354 pcm. Nhìn chung, JEFF-3.3 cho kết quả gần nhất với ENDF/B-VIII.0, trong khi JENDL-5 có xu hướng cao hơn và CENDL-3.2 thấp hơn khi so sánh với số liệu thực nghiệm.

3.1.1 Phân tích độ nhạy của hệ số nhân hiệu dụng k_{eff}

Các hệ số độ nhạy theo các đồng vị và phản ứng chính được phân tích và phân loại thành đóng góp dương và âm. Bảng 3.4 trình bày các hệ số độ nhạy dương của k_{eff} thu được với bốn thư viện ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 và CENDL-3.2. Từ kết quả có thể thấy hệ số độ nhạy giữa bốn thư viện là phù hợp tốt.



Hình 3.1: Kết quả k_{eff} của 30 cấu hình tới hạn sử dụng bốn thư viện dữ liệu hạt nhân so sánh với thực nghiệm.

Bảng 3.3: Phân tích trạng thái tới hạn của lò DNRR sử dụng MCNP6 và bốn thư viện dữ liệu hạt nhân.

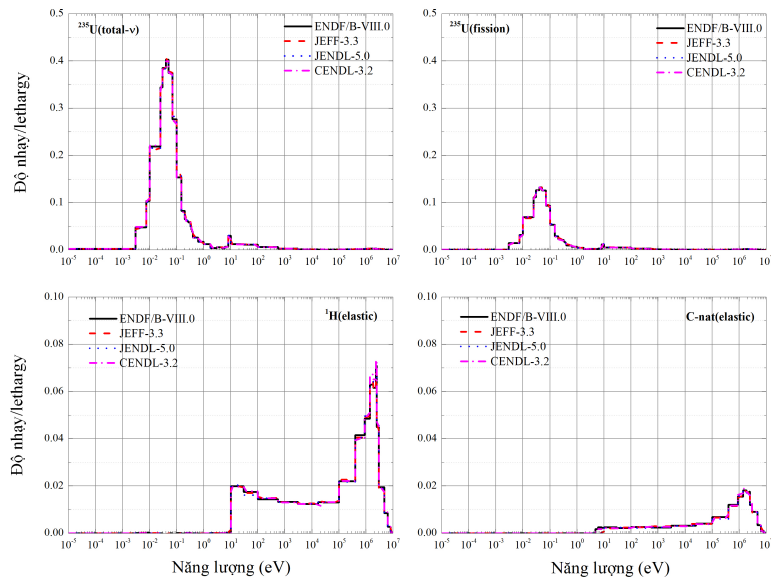
STT	k_{eff}				ρ (pcm)			
	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5.0	CENDL-3.2	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5.0	CENDL-3.2
1	1.00021	1.00020	1.00162	0.99929	21	20	162	-71
2	1.00130	1.00140	1.00271	1.00045	130	140	271	45
3	0.99943	0.99947	1.00095	0.99854	-57	-53	95	-146
4	0.99892	0.99913	1.00054	0.99820	-108	-87	54	-180
5	0.99902	0.99912	1.00063	0.99831	-98	-88	63	-169
6	0.99881	0.99904	1.00053	0.99820	-119	-96	53	-180
7	0.99922	0.99932	1.00076	0.99823	-78	-68	76	-177
8	0.99885	0.99883	1.00021	0.99799	-115	-117	21	-201
9	0.99844	0.99854	0.99996	0.99759	-156	-146	-4	-241
10	0.99774	0.99792	0.99938	0.99684	-226	-208	-62	-316
11	0.99890	0.99914	1.00042	0.99807	-110	-86	42	-193
12	0.99974	0.99973	1.00138	0.99878	-26	-27	138	-122
13	0.99912	0.99929	1.00073	0.99845	-88	-71	73	-155
14	0.99884	0.99880	1.00051	0.99800	-116	-120	51	-200
15	0.99848	0.99850	1.00004	0.99765	-152	-150	4	-235
16	0.99786	0.99801	0.99944	0.99707	-214	-199	-56	-293
17	0.99739	0.99742	0.99888	0.99646	-261	-258	-112	-354
18	0.99746	0.99764	0.99904	0.99662	-254	-236	-96	-338
19	0.99756	0.99770	0.99900	0.99661	-244	-230	-100	-339
20	1.00004	1.00017	1.00167	0.99922	4	17	167	-78
21	1.00008	1.00025	1.00172	0.99921	8	25	172	-79
22	0.99981	1.00013	1.00142	0.99908	-19	13	142	-92
23	0.99960	0.99970	1.00111	0.99878	-40	-30	111	-122
24	0.99940	0.99949	1.00093	0.99851	-60	-51	93	-149
25	0.99888	0.99916	1.00045	0.99804	-112	-84	45	-196
26	1.00005	1.00015	1.00165	0.99923	5	15	165	-77
27	0.99911	0.99931	1.00067	0.99822	-89	-69	67	-178
28	0.99967	0.99977	1.00133	0.99884	-33	-23	133	-116
29	0.99990	1.00005	1.00151	0.99905	-10	5	151	-95
30	1.00084	1.00083	1.00226	0.99986	84	83	226	-14

Bảng 3.4: Các độ nhạy dương của k_{eff} , sắp xếp theo ENDF/B-VIII.0.*

Đồng vị	Phản ứng	ENDF/B-VIII.0 ($\times 10^{-1}$)	JEFF-3.3 ($\times 10^{-1}$)	JF3/E8	JENDL-5.0 ($\times 10^{-1}$)	J5/E8	CENDL-3.2 ($\times 10^{-1}$)	C3/E8
U-235	total ν	9.9354	9.9350	1.00	9.9352	1.00	9.9348	1.00
U-235	fission	3.3662	3.3681	1.00	3.3697	1.00	3.3757	1.00
H-1	elastic	2.7696	2.7831	1.00	2.7733	1.00	2.7842	1.01
C-nat	elastic	0.7207	0.7014	0.97	0.6760	0.94	0.7098	0.98
Lwtr $S(\alpha, \beta)$	inelastic	0.6830	0.6655	0.97	0.7007	1.03	–	–
O-16	elastic	0.3948	0.3604	0.91	0.3752	0.95	0.3900	0.99
Al-27	elastic	0.3648	0.3481	0.95	0.3489	0.96	0.3664	1.00
Be-9	elastic	0.3045	0.2907	0.95	0.3009	0.99	0.3075	1.01
Be-9	n,2n	0.1569	–	–	0.1589	1.01	0.1593	1.02
Al-27	inelastic	0.1117	0.1122	1.00	0.1026	0.92	0.1067	0.96
C-nat $S(\alpha, \beta)$	inelastic	0.0783	0.0775	0.99	0.0884	1.13	–	–
U-238	total ν	0.0547	0.0548	1.00	0.0547	1.00	0.0551	1.01
C-nat $S(\alpha, \beta)$	elastic	0.0511	0.0858	1.68	0.0655	1.28	–	–
U-238	elastic	0.0508	0.0512	1.01	0.0524	1.03	0.0497	0.98
U-238	fission	0.0371	0.0374	1.01	0.0371	1.00	0.0373	1.00
U-238	inelastic	0.0219	0.0231	1.06	0.0225	1.03	0.0222	1.02
Fe-56	elastic	0.0217	0.0195	0.90	0.0218	1.01	0.0217	1.00

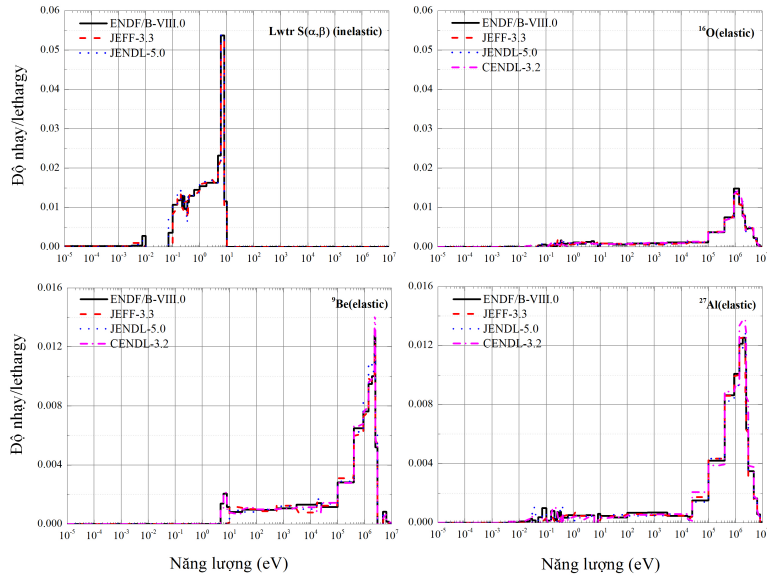
* Giá trị tuyệt đối theo ENDF/B-VIII.0 $> 0.1\%$.

Trong số các phản ứng, U-235 (total- ν) và (n,fission) cho giá trị độ nhạy dương lớn nhất, lần lượt xấp xỉ 0.994 và 0.337, vượt trội so với các phản ứng khác. Tiếp theo là đóng góp dương từ tán xạ đàn hồi của H-1, C-tự nhiên, O-16, Al-27 và Be-9. Các thành phần và phản ứng này đóng vai trò quan trọng trong quá trình sinh neutron và làm chậm neutron trong vùng hoạt. Sự xảy ra của các phản ứng này làm gia tăng mật độ neutron nhiệt, từ đó góp phần làm tăng k_{eff} của lò phản ứng.



Hình 3.2: Độ nhạy phụ thuộc năng lượng của k_{eff} cho U-235, H-1 và C-nat.

Hình 3.2 trình bày phân bố độ nhạy theo năng lượng của U-235 (total- ν và (n,fission)), H-1 (tán xạ đàn hồi) và C-nat (tán xạ đàn hồi). Các phân bố này phản ánh mối liên hệ giữa độ nhạy và năng lượng. Ở vùng năng lượng nhiệt khoảng 0.001–1.0 eV, U-235 (total- ν) và (n,fission) xuất hiện các đỉnh độ nhạy dương rõ rệt, vì ở vùng này có tiết diện phân hạch của U-235 rất lớn. Trong khi đó, như thể hiện trên Hình 3.3, H-1, C-nat, O-16, Al-27 và Be-9 thể hiện độ nhạy dương đáng kể cho tán xạ đàn hồi ở vùng năng lượng nhanh 0.5–1.0 MeV, cho thấy các đồng vị này có vai trò làm chậm neutron.



Hình 3.3: Độ nhảy phụ thuộc năng lượng của k_{eff} cho Lwtr $S(\alpha, \beta)$, O-16, Be-9 và Al-27.

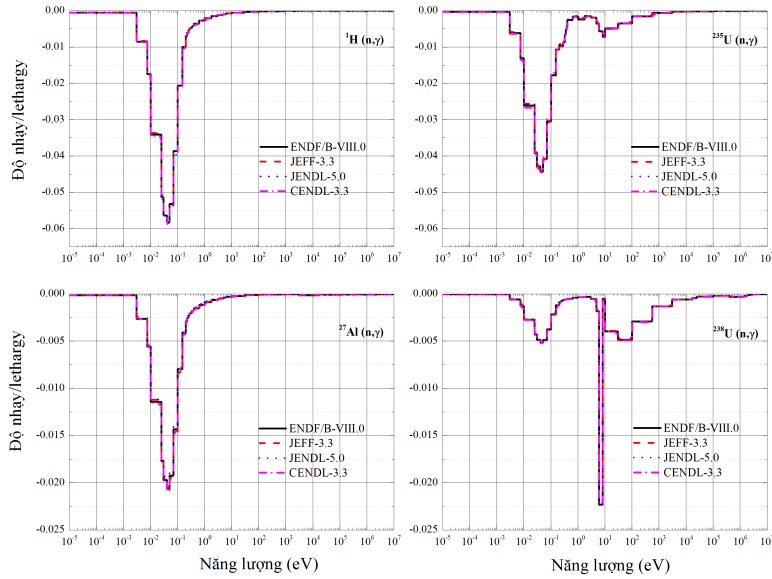
Bảng 3.5 trình bày các hệ số độ nhảy âm của k_{eff} thu được với bốn thư viện ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 và CENDL-3.2. Có thể thấy các đóng góp âm chủ yếu đến từ các phản ứng bắt neutron (n, γ) của H-1, U-235, Al-27, U-238 và phản ứng (n, α) của B-10. Với thư viện ENDF/B-VIII.0, các giá trị tương ứng lần lượt là -0.145, -0.128, -0.046, -0.039 và -0.010. Kết quả này cho thấy rằng các phản ứng hấp thụ neutron trong vùng năng lượng nhiệt gây ra sự suy giảm số neutron sẵn có cho các phản ứng phân hạch tiếp theo, do đó làm giảm k_{eff} của lò phản ứng.

Bảng 3.5: Các độ nhảy âm của k_{eff} , sắp xếp theo ENDF/B-VIII.0.*

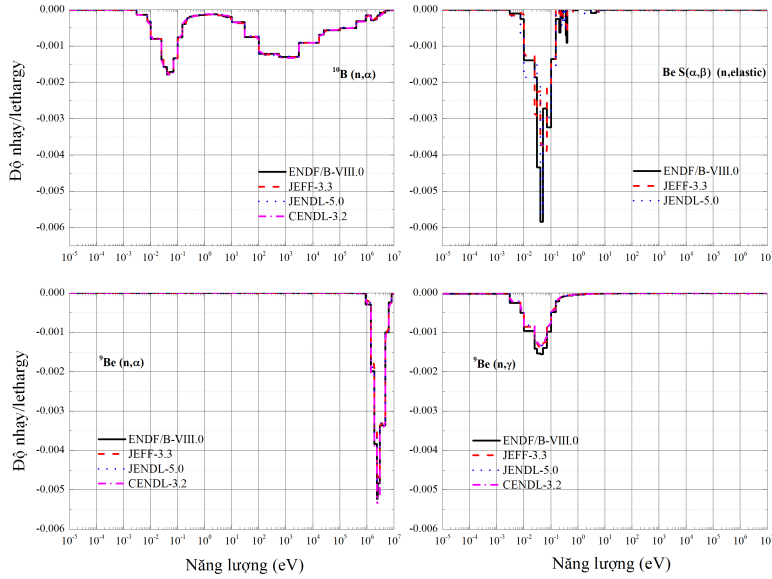
Đồng vị	Phản ứng	ENDF/B-VIII.0 ($\times 10^{-1}$)	JEFF-3.3 ($\times 10^{-1}$)	JF3/E8	JENDL-5 ($\times 10^{-1}$)	J5/E8	CENDL-3.2 ($\times 10^{-1}$)	C3/E8
H-1	n, γ	-1.3930	-1.3928	1.00	-1.3988	1.00	-1.4064	1.01
U-235	n, γ	-1.2794	-1.2730	0.99	-1.2782	1.00	-1.2747	1.00
Al-27	n, γ	-0.4994	-0.4993	1.00	-0.4869	0.98	-0.5046	1.01
U-238	n, γ	-0.3963	-0.3954	1.00	-0.3972	1.00	-0.3995	1.01
B-10	n, α	-0.1361	-0.1373	1.01	-0.1357	1.00	-0.1367	1.00
Be $S(\alpha, \beta)$	elastic	-0.0705	-0.0575	0.82	-0.0676	0.96	–	–
Be-9	n, α	-0.0474	-0.0448	0.95	-0.0456	0.96	-0.0490	1.03
Be-9	n, γ	-0.0366	-0.0326	0.89	-0.0312	0.85	-0.0322	0.88
U-234	n, γ	-0.0227	-0.0228	1.00	-0.0221	0.97	-0.0227	1.00
O-16	n, α	-0.0150	-0.0106	0.71	-0.0143	0.95	-0.0108	0.72
C-nat	n, γ	-0.0147	-0.0145	0.98	-0.0152	1.04	-0.0130	0.88
Fe-56	n, γ	-0.0145	-0.0143	0.99	-0.0144	1.00	-0.0146	1.01

* Giá trị tuyệt đối theo ENDF/B-VIII.0 $> 0.1\%$.

Hình 3.4 và 3.5 thể hiện phân bố độ nhảy âm theo năng lượng của các phản ứng bắt neutron của H-1, U-235, Al-27, U-238, Be(n, α), và Be $S(\alpha, \beta)$ ($n, \text{elastic}$). Các phản ứng của các đồng vị H-1, Be-9 và Al-27 tạo ra độ nhảy âm đáng kể trong vùng năng lượng nhiệt 0,0075–0,025 eV, với các giá trị lõm rõ rệt quanh 0.01 eV, lần lượt là -1.39×10^{-1} (H-1), -4.99×10^{-2} (Al-27) và -1.36×10^{-3} (Be-9). Các phản ứng bắt neutron của H-1, U-235 và Al-27 tiếp tục thể hiện độ nhảy âm lớn trong khoảng 0.01–0.1 eV, cho thấy vai trò quan trọng của chúng trong việc làm giảm k_{eff} ở vùng năng lượng nhiệt. Như vậy, các phản ứng hấp thụ neutron trong vùng năng lượng nhiệt của các đồng vị trên là những cơ chế chính gây tổn thất neutron trong chu trình phân hạch, do đó góp phần làm giảm hệ số k_{eff} của vùng hoạt.



Hình 3.4: Độ nhảy phụ thuộc năng lượng của k_{eff} cho H-1, U-235, Al-27 và U-238.



Hình 3.5: Độ nhảy phụ thuộc năng lượng của k_{eff} cho B-10, Be S(α, β) và Be-9.

3.1.2 Phân tích độ bất định của hệ số nhân hiệu dụng k_{eff}

Bảng 3.6 trình bày độ bất định của k_{eff} , được tính toán với ba thư viện ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 và JENDL-5. Tổng độ bất định thu được lần lượt là 415.7, 588.0 và 363.0 pcm. So với ENDF/B-VIII.0, bất định thu được với JEFF-3.3 lớn hơn khoảng 30%, trong khi với JENDL-5 nhỏ hơn khoảng 12%. Cần lưu ý rằng JENDL-5 không cung cấp ma trận hiệp phương sai cho một số đồng vị quan trọng như Al-27, Be-9 và C-12, nên bất định liên quan đến bắt neutron và tán xạ đàn hồi của các đồng vị này không được tính đến. Điều này góp phần làm tổng bất định theo JENDL-5 (363.0 pcm) nhỏ hơn so với ENDF/B-VIII.0.

Các phản ứng đóng góp nhiều nhất vào bất định của k_{eff} là H-1 (n, γ), U-235 (n,fission) và H-1 (tán xạ đàn hồi), với giá trị bất định tương ứng 288.1, 153.2 và 143.0 pcm (ENDF/B-VIII.0). Đối với H-1 (n, γ) và U-235 (n,fission), do phân bố độ nhảy 44 nhóm năng lượng khá giống nhau giữa ba thư viện, sự khác biệt chủ yếu đến từ ma trận hiệp phương sai.

Bảng 3.6: Độ bất định của k_{eff} , sắp xếp theo ENDF/B-VIII.0.

Đồng vị	Phản ứng	ENDF/B-VIII.0 (pcm)	JEFF-3.3 (pcm)	JF3/E8	JENDL-5 (pcm)	J5/E8
Tổng	-	415.7	588.0	1.41	363.0	0.87
H-1	n, γ	288.1	355.6	1.23	289.3	1.00
U-235	fission	153.2	215.2	1.40	153.2	1.00
H-1	elastic	143.0	203.7	1.42	142.6	1.00
Al-27	elastic	127.6	167.8	1.32	-	-
Al-27	n, γ	116.4	232.4	2.00	-	-
Al-27	inelastic	84.7	56.4	0.67	-	-
Be-9	n,2n	48.4	-	-	-	-
C-nat	elastic	37.5	39.0	1.04	-	-
U-238	n, γ	35.9	35.8	1.00	35.9	1.00
U-235	n, γ	34.1	195.2	5.73	33.9	1.00
Be-9	elastic	32.3	-	-	-	-
Be-9	n, α	22.8	-	-	-	-
Be-9	n, γ	18.2	-	-	-	-
O-16	elastic	15.0	66.2	4.41	11.4	0.76
U-238	elastic	12.5	10.9	0.88	13.2	1.06
U-238	total ν	12.3	13.3	1.08	5.5	0.45
O-16	n, α	9.1	2.6	0.28	6.2	0.68
B-10	n, α	7.9	1.5	0.19	7.9	1.00
Fe-56	n, γ	6.9	4.0	0.59	16.2	2.35
U-238	inelastic	6.3	15.3	2.42	21.0	3.33
U-234	n, γ	4.9	5.0	1.00	24.4	4.93
U-238	fission	4.5	10.2	2.26	3.7	0.81
C-nat	n, γ	4.4	4.3	0.98	-	-
Fe-56	elastic	2.3	9.2	3.96	7.7	3.31

Đóng góp quan trọng tiếp theo thuộc về Al-27 với ba phản ứng: tán xạ đàn hồi, (n, γ) và tán xạ không đàn hồi, với các bất định lần lượt 127.6, 116.4 và 84.7 pcm. Điều này phù hợp với vai trò của nhôm là vật liệu cấu trúc chính trong vùng hoạt. Sau Al-27, các đồng vị Be-9, C-tự nhiên, U-238 và O-16 cũng đóng góp đáng kể vào bất định.

Tổng hợp kết quả phân tích độ nhạy và độ bất định cho thấy: Độ nhạy dương lớn tập trung ở U-235, H-1, C-nat, O-16, Be-9, Al-27 và U-238; Độ nhạy âm chủ yếu đến từ các phản ứng bắt neutron của H-1, U-235, Al-27, U-238, B-10, Be-9 và C-nat; Bất định k_{eff} bị chi phối mạnh bởi bắt và tán xạ đàn hồi của H-1, cũng như bắt và phân hạch của U-235; tiếp theo là các đóng góp đáng kể của Al-27, Be-9, C-nat và U-238.

3.2 Đánh giá các thông số động học

3.2.1 Ảnh hưởng của các thông số vận hành lên thông số động học

3.2.1.1 Đặc trưng động học lò

Bảng 3.7 so sánh giá trị β_{eff} được tính bằng hai phương pháp: Trọng số liên hợp và phương pháp tức thời. Nhìn chung, phương pháp trọng số liên hợp cho giá trị β_{eff} hơi lớn hơn so với phương pháp tức thời, ngoại trừ thư viện JEFF-3.3, nơi phương pháp tức thời cho giá trị cao hơn (762 pcm so với 753 pcm). ENDF/B-VIII.0 cho giá trị nhỏ nhất (735 pcm với trọng số liên hợp và 731 pcm với phương pháp tức thời). JENDL-5 và CENDL-3.2 cho cùng giá trị β_{eff} (738 pcm) với phương pháp trọng số liên hợp. Sai khác giữa hai phương pháp trong từng thư viện luôn nhỏ hơn 1.2%, trong khi sai khác giữa các thư viện dưới 4.0%, cho thấy mức độ nhất quán tốt cả về phương pháp lẫn dữ liệu.

Bảng 3.7: So sánh β_{eff} tính bằng phương pháp trọng số liên hợp và phương pháp tức thời.

Phương pháp	ENDF/B-VIII.0 (pcm)	JEFF-3.3 (pcm)	JENDL-5.0 (pcm)	CENDL-3.2 (pcm)
Trọng số liên hợp	735 ± 5	753 ± 5	738 ± 5	738 ± 5
Tức thời	731 ± 6	762 ± 6	731 ± 6	745 ± 6

Bảng 3.8 tóm tắt các thông số động học (β_{eff} , Λ , l_p) tính bằng phương pháp trọng số liên hợp và phương pháp hấp thụ $1/v$. Giá trị β_{eff} nằm trong khoảng 735–753 pcm, với giá trị lớn nhất từ JEFF-3.3 (753 pcm) và nhỏ nhất từ ENDF/B-VIII.0 (735 pcm), chênh lệch tương đối khoảng 2.5%. JENDL-5 và CENDL-3.2 cho cùng giá trị 738 pcm, thể hiện sự nhất quán cao giữa hai thư viện này. Thời gian thế hệ neutron Λ nằm trong khoảng 80.88–81.77 μs ; CENDL-3.2 cho giá trị lớn nhất (81.77 μs), còn JEFF-3.3 cho nhỏ nhất (80.88 μs). Kết quả ENDF/B-VIII.0 (80.96 μs) và JENDL-5 (81.01 μs) chỉ sai khác 0.05 μs , cho thấy mức độ phù hợp rất tốt. Độ lệch tương đối của Λ giữa các thư viện đều dưới 1.1%. Tương tự, l_p biến thiên từ 80.90 μs đến 81.72 μs . So với phương pháp hấp thụ $1/v$, kết quả của phương pháp trọng số liên hợp cho Λ và l_p lớn hơn tối đa khoảng 0.3% (nhỏ nhất khoảng 0.12%), chứng tỏ hai cách đánh giá cho kết quả phù hợp chặt chẽ.

Bảng 3.8: So sánh các thông số động học tính bằng phương pháp trọng số liên hợp và phương pháp hấp thụ $1/v$.

Thông số	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5.0	CENDL-3.2
Phương pháp trọng số liên hợp				
β_{eff} (pcm)	735 ± 5	753 ± 5	738 ± 5	738 ± 5
Λ (μs)	80.96 ± 0.10	80.88 ± 0.10	81.01 ± 0.10	81.77 ± 0.10
l_p (μs)	80.98 ± 0.10	80.90 ± 0.10	81.15 ± 0.10	81.72 ± 0.10
Phương pháp hấp thụ $1/v$				
Λ (μs)	80.76 ± 0.14	80.64 ± 0.15	80.87 ± 0.11	81.67 ± 0.15
l_p (μs)	80.78 ± 0.17	80.66 ± 0.18	81.01 ± 0.15	81.62 ± 0.19

Bảng 3.9 trình bày các thông số sáu nhóm neutron trễ được đánh giá bằng phương pháp trọng số liên hợp, bao gồm tỷ số neutron trễ từng nhóm β_i và hằng số phân rã λ_i . Trong tất cả các thư viện, nhóm 4 đóng góp lớn nhất vào tổng β_{eff} , với β_4 trong khoảng 280–293 pcm. Các nhóm 2 và 3 cũng có đóng góp đáng kể với β_i từ 127 đến 183 pcm, trong đó JEFF-3.3 cho giá trị lớn nhất ở cả nhóm 2 và 3. Nhóm 5 và 6 có đóng góp nhỏ nhất; riêng nhóm 6 cho tỷ số thấp nhất (31–51 pcm). Hằng số phân rã λ_i mô tả tốc độ phân rã của các tiền chất neutron trễ: λ càng lớn thì thời gian sống càng ngắn và neutron được phát ra nhanh hơn. Nhóm 1 luôn có λ_1 nhỏ nhất (0.012–0.013 s^{-1}), ứng với các tiền chất sống dài nhất. Ngược lại, nhóm 6 có λ_6 lớn nhất (2.857–3.555 s^{-1}), biểu hiện phát xạ neutron trễ nhanh. JEFF-3.3 cho λ_6 lớn nhất (3.555 s^{-1}), còn JENDL-5.0 cho λ_5 lớn nhất (1.143 s^{-1}). ENDF/B-VIII.0 và CENDL-3.2 cho các giá trị λ_i khá gần nhau ở hầu hết các nhóm; nhóm 4 đặc biệt ổn định với λ_4 trong khoảng 0.292–0.304 s^{-1} cho tất cả các thư viện.

Các thông số động học trình bày trong Bảng 3.10 và Hình 3.6 cho thấy sự phù hợp rất tốt giữa kết quả tính toán bằng MCNP6 và các phương pháp tương ứng được sử dụng trong Serpent 2. Đối với β_{eff} , các phương pháp Meulekamp, Chiba và Nauchi cho các giá trị thấp hơn so với MCNP6 (735 pcm), với sai lệch lần lượt -0.16% , -0.13% và -0.29% , trong khi các phương pháp IFP và Perturbation cho các giá trị cao hơn, với sai lệch $+0.15\%$ và $+0.05\%$.

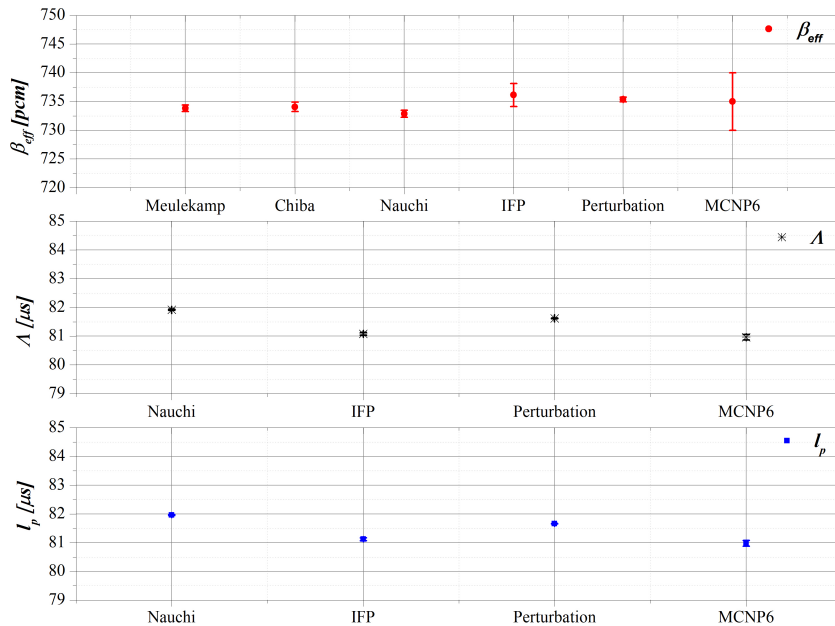
Bảng 3.9: Thông số sáu nhóm neutron trễ tính bằng phương pháp trọng số liên hợp.

Nhóm i	ENDF/B-VIII.0		JEFF-3.3		JENDL-5.0		CENDL-3.2	
	β_i (pcm)	λ_i (s^{-1})	β_i (pcm)	λ_i (s^{-1})	β_i (pcm)	λ_i (s^{-1})	β_i (pcm)	λ_i (s^{-1})
1	27 ± 1	0.013	28 ± 1	0.012	25 ± 1	0.012	26 ± 1	0.013
2	132 ± 2	0.033	141 ± 3	0.028	161 ± 3	0.031	131 ± 3	0.033
3	128 ± 2	0.121	183 ± 3	0.133	143 ± 3	0.112	127 ± 3	0.121
4	280 ± 3	0.303	287 ± 4	0.292	293 ± 4	0.302	285 ± 4	0.304
5	118 ± 2	0.851	66 ± 2	0.666	84 ± 2	1.143	118 ± 3	0.862
6	51 ± 1	2.857	48 ± 2	3.555	31 ± 1	3.037	51 ± 2	2.877
Tổng	735 ± 5	-	753 ± 5	-	738 ± 5	-	738 ± 5	-

Bảng 3.10: So sánh kết quả các thông số động học của MCNP6 với các phương pháp trong Serpent 2 sử dụng ENDF/B-VIII.0.

Thông số	Meulekamp	Chiba	Nauchi	IFP	Perturbation	MCNP6
β_{eff} (pcm)	733.83 ± 0.57	734.07 ± 0.82	732.87 ± 0.61	736.13 ± 2.02	735.36 ± 0.40	735 ± 5
Λ (μs)	-	-	81.92 ± 0.02	81.08 ± 0.05	81.62 ± 0.01	80.96 ± 0.10
l_p (μs)	-	-	81.96 ± 0.02	81.12 ± 0.05	81.66 ± 0.01	80.98 ± 0.10

** Các phương pháp trong Serpent 2 được mô tả trong bản luận án đầy đủ.

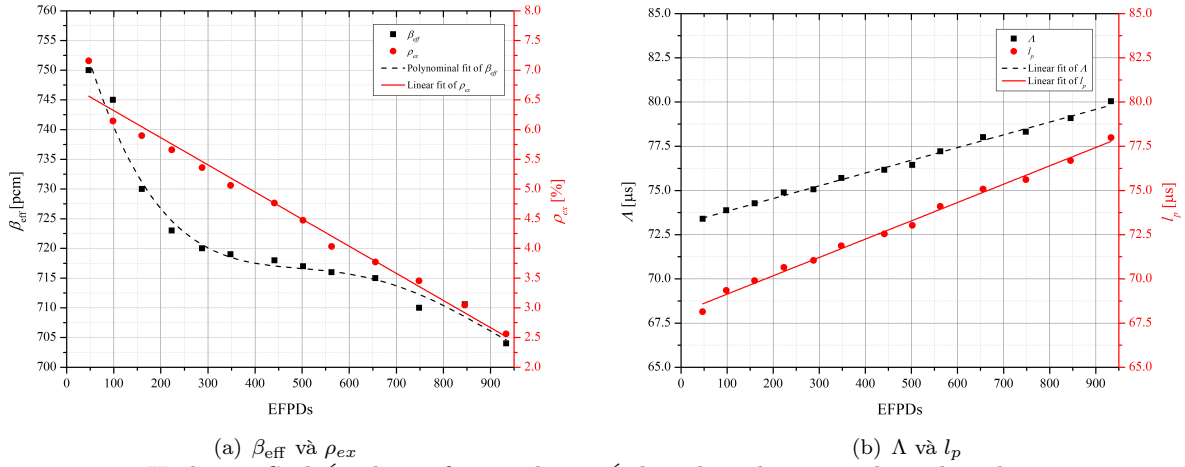


Hình 3.6: So sánh các thông số động học tính bằng MCNP6 với các phương pháp khác nhau trong mã Serpent 2.

Đối với Λ , MCNP6 cho giá trị 80.96 μs , trong khi các phương pháp trong Serpent 2 cho các giá trị cao hơn: Nauchi 81.92 μs (+1.19 %), Perturbation 81.62 μs (+0.81 %) và IFP 81.08 μs với sai lệch nhỏ nhất (+0.15 %).

Đối với l_p , MCNP6 cho giá trị 80.98 μs , trong khi các phương pháp Nauchi, IFP và Perturbation lần lượt cho các giá trị 81.96, 81.12 và 81.66 μs , với sai lệch tương ứng +1.21 %, +0.17 % và +0.84 %. Phương pháp IFP cho kết quả phù hợp nhất với MCNP6 đối với cả ba thông số β_{eff} , Λ và l_p . Các thông số động học tính bằng các phương pháp khác nhau cũng cho thấy mức độ nhất quán cao, với sai lệch tương đối đều nhỏ hơn khoảng 1–1.2%.

3.2.1.2 Sự phụ thuộc của các thông số động học vào mức cháy nhiên liệu sử dụng ENDF/B-VIII.0



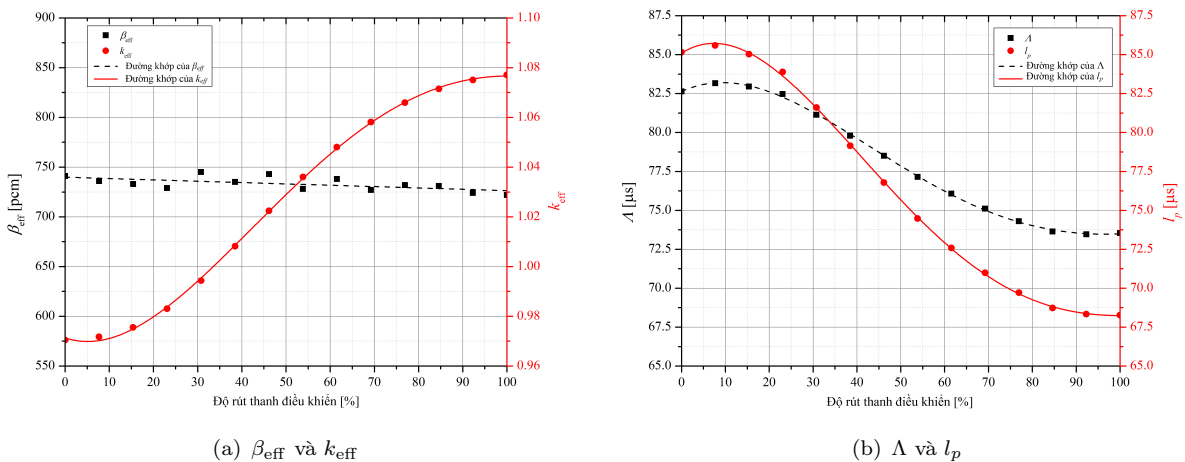
Hình 3.7: Sự biến thiên của các thông số động học theo mức cháy nhiên liệu.

Hình 3.7(a) cho thấy cả độ phản ứng dự trữ ρ_{ex} và β_{eff} đều giảm theo số ngày vận hành công suất (EFPD). Trong đó, ρ_{ex} giảm gần tuyến tính, còn β_{eff} giảm không tuyến tính, từ khoảng 750 pcm tại đầu chu trình (BOC) xuống 704 pcm tại cuối chu trình (EOC). Mức giảm β_{eff} rõ nhất trong giai đoạn cháy ban đầu (dưới 250 EFPD), sau đó giảm chậm hơn ở các giai đoạn sau. Xu thế này chủ yếu do sự suy giảm của U-235 (có phần neutron trễ tương đối lớn) và sự tích lũy các đồng vị plutoni như Pu-239, Pu-240 và Pu-241 (có phần neutron trễ nhỏ hơn) khi mức cháy tăng, đồng thời chịu ảnh hưởng của sự cứng hóa phổ neutron. Sự suy giảm β_{eff} theo cháy nhiên liệu cho thấy tỷ lệ neutron tức thời tăng lên, dẫn đến đáp ứng động học của DNR trở nên nhanh hơn.

Hình 3.7(b) cho thấy Λ và l_p tăng gần tuyến tính theo cháy nhiên liệu. Tại BOC, các giá trị tương ứng là 73.39 μs và 68.14 μs , tăng lên 80.04 μs và 77.99 μs tại EOC. Xu thế này phản ánh sự kéo dài thời gian sống trung bình của neutron khi mức cháy tăng, do sự thay đổi thành phần nhiên liệu và sự cứng hóa của phổ neutron.

3.2.1.3 Thông số động học theo vị trí thanh điều khiển sử dụng ENDF/B-VIII.0

Hình 3.8 minh họa ảnh hưởng của vị trí thanh điều khiển lên các thông số động học. Lò phản ứng ở trạng thái dưới tới hạn khi mức rút thanh điều khiển nhỏ hơn khoảng 33.5% và trở nên trên tới hạn khi rút vượt quá khoảng 34.5%. Hình 3.8(a) cho thấy β_{eff} chỉ giảm nhẹ từ 741 pcm xuống 722 pcm khi các thanh điều khiển chuyển từ trạng thái chèn hoàn toàn đến rút hoàn toàn.



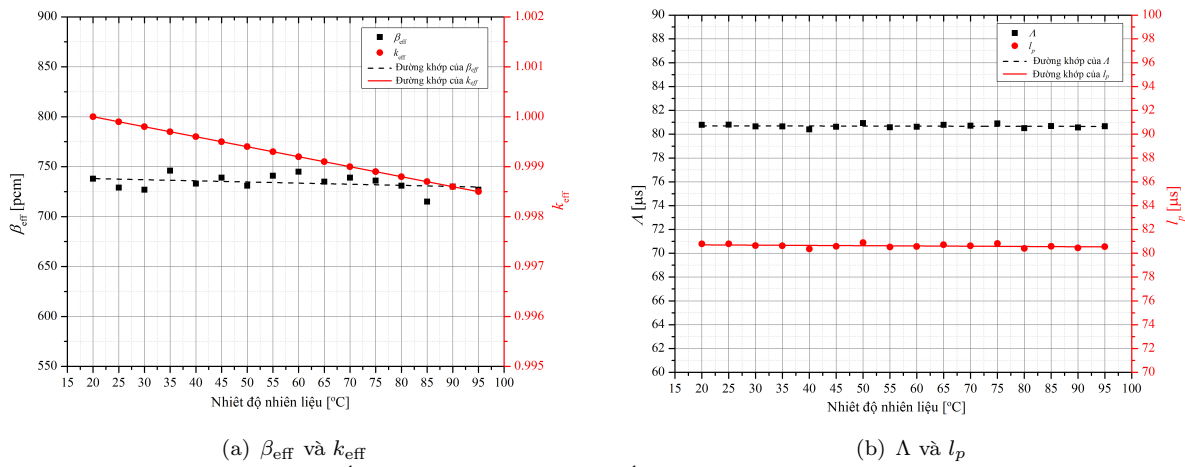
Hình 3.8: Sự biến thiên của các thông số động học theo vị trí thanh điều khiển.

Các thông số Λ và l_p cũng giảm rõ rệt khi rút dần thanh điều khiển. Hình 3.8(b) cho thấy Λ giảm từ $82.63 \mu s$ xuống $73.54 \mu s$, trong khi l_p giảm từ $85.16 \mu s$ xuống $68.27 \mu s$. Dạng biến thiên này phản ánh đặc trưng tích phân của thanh điều khiển, phần có độ dốc lớn là ở khoảng giữa phản ánh độ hiệu dụng cao nhất của thanh điều khiển.

3.2.1.4 Sự phụ thuộc của thông số động học vào nhiệt độ nhiên liệu sử dụng ENDF/B-VIII.0

Trong quá trình vận hành DNRR, nhiệt độ nhiên liệu thay đổi trong khoảng $20-95^\circ C$; vì vậy, ảnh hưởng của nhiệt độ nhiên liệu đến các thông số động học được khảo sát. Kết quả trong Hình 3.9 cho thấy tác động này là tương đối nhỏ.

Giá trị k_{eff} giảm khi nhiệt độ nhiên liệu tăng do hiệu ứng Doppler, tương ứng với việc đưa vào vùng hoạt độ phản ứng âm. Tuy nhiên, như thể hiện trong Hình 3.9(a) và Hình 3.9(b), các thông số β_{eff} , Λ và l_p gần như không thay đổi trong khoảng nhiệt độ khảo sát.



(a) β_{eff} và k_{eff} (b) Λ và l_p
 Hình 3.9: Sự biến thiên của các thông số động học theo nhiệt độ nhiên liệu.

Bảng 3.11: Tổng hợp các thông số động học của DNRR với 92 bó nhiên liệu LEU.

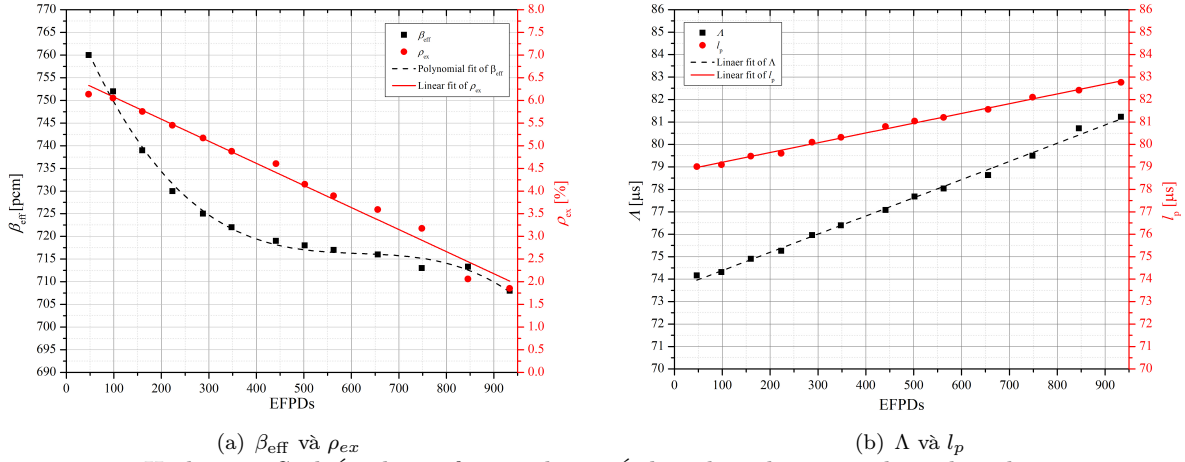
Tham số	Điều kiện	β_{eff} (pcm)	Λ (μs)	l_p (μs)
Mức cháy nhiên liệu	BOC	750	73.39	68.14
	EOC	704	80.04	77.99
Vị trí thanh điều khiển	Tất cả CR chèn	741	82.63	85.16
	Tất cả CR rút	722	73.54	68.27
Nhiệt độ nhiên liệu	$20^\circ C$	738	80.78	80.78
	$95^\circ C$	727	80.67	80.55

Tóm lại, mức cháy nhiên liệu và vị trí thanh điều khiển có ảnh hưởng đáng kể đến các thông số động học, trong khi nhiệt độ nhiên liệu trong khoảng vận hành bình thường chỉ gây ra những biến thiên nhỏ. Kết quả này nhấn mạnh vai trò quan trọng của các yếu tố này trong phân tích động lực học và đánh giá an toàn của lò phản ứng DNRR.

3.2.1.5 Sự phụ thuộc của các thông số động học vào độ cháy nhiên liệu sử dụng JENDL-5

Hình 3.10(a) cho thấy sự phụ thuộc của β_{eff} vào độ cháy nhiên liệu, được xác định bằng phương pháp trọng số liên hợp. β_{eff} giảm nhanh trong khoảng 200 EFPD đầu tiên và sau đó giảm chậm hơn ở các giai đoạn

sau. Trong toàn bộ chu trình từ BOC đến EOC (800 EFPD), β_{eff} giảm khoảng 52 pcm, từ khoảng 760 pcm xuống 708 pcm.



(a) β_{eff} và ρ_{ex} (b) Λ và l_p
 Hình 3.10: Sự biến thiên của các thông số động học theo mức cháy nhiên liệu.

Hình 3.10(b) cho thấy l_p tăng gần tuyến tính theo mức cháy nhiên liệu, từ 79.01 μs tại BOC lên 82.76 μs tại EOC.

Bảng 3.12: Giá trị β_{eff} được tính bằng phương pháp trọng số liên hợp và phương pháp tức thời.

Đại lượng	Trọng số liên hợp		Tức thời	
	BOC	EOC	BOC	EOC
β_{eff} (pcm)	760 ± 4	708 ± 21	748 ± 9	700 ± 18

Bảng 3.12 so sánh các giá trị β_{eff} tại BOC và EOC giữa phương pháp trọng số liên hợp và phương pháp tức thời. Phương pháp tức thời cho các giá trị β_{eff} nhỏ hơn khoảng 8–12 pcm so với phương pháp trọng số liên hợp, với sai khác tương đối dưới 1.6 %.

Bảng 3.13: Giá trị Λ và l_p tính bằng phương pháp trọng số liên hợp và phương pháp hấp thụ $1/v$.

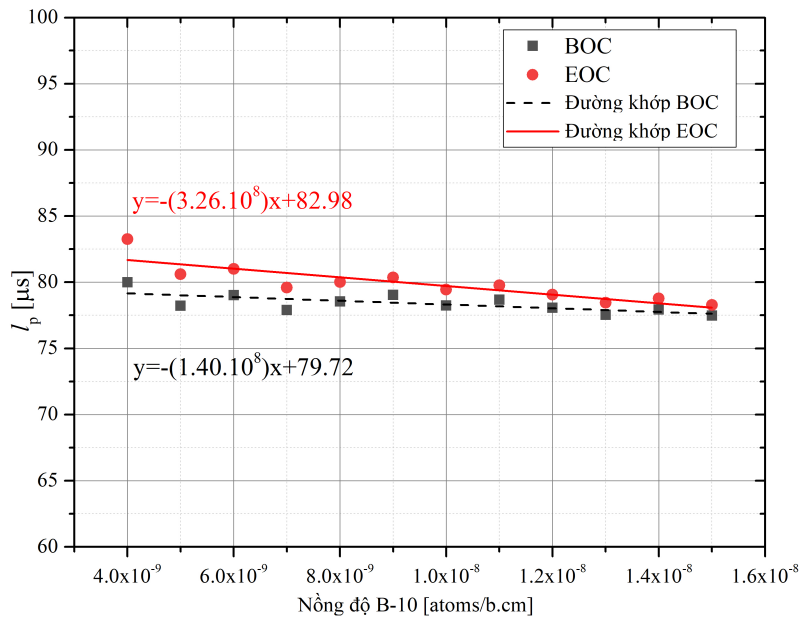
Đại lượng	Trọng số liên hợp		Hấp thụ $1/v$	
	BOC	EOC	BOC	EOC
Λ (μs)	74.16 ± 0.11	81.22 ± 0.15	74.83 ± 0.35	81.44 ± 0.20
l_p (μs)	79.01 ± 0.11	82.76 ± 0.15	79.72 ± 0.45	82.98 ± 0.19

Bảng 3.13 so sánh các giá trị Λ và l_p tại BOC và EOC thu được từ hai phương pháp: trọng số liên hợp và hấp thụ $1/v$. Với thư viện JENDL-5, phương pháp trọng số liên hợp cho các giá trị Λ lần lượt là 74.16 và 81.22 μs tại BOC và EOC, trong khi các giá trị tương ứng của l_p là 79.72 và 82.98 μs . Sai khác giữa hai phương pháp luôn nhỏ hơn 1 %, cho thấy mức độ phù hợp tốt giữa các kết quả tính toán.

Hình 3.11 minh họa cách xác định l_p bằng phương pháp hấp thụ $1/v$, trong đó nồng độ B-10 được thay đổi từ 4.0×10^{-9} đến 1.5×10^{-8} atoms/(b-cm).

3.2.2 Phân tích độ nhạy của tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff}

Kết quả phân tích độ nhạy dương trong Bảng 3.14 cho thấy β_{eff} chủ yếu bị chi phối bởi suất phát neutron trễ của phản ứng phân hạch U-235. Hệ số độ nhạy của phản ứng này chiếm khoảng 96–98 % đối với cả bốn thư viện dữ liệu hạt nhân, trong đó JENDL-5 cho giá trị lớn nhất (98.48 %) và CENDL-3.2 cho giá trị nhỏ nhất (96.16 %). Kết quả này phù hợp với cơ chế vật lý của β_{eff} , vốn phụ thuộc trực tiếp vào suất phát neutron trễ sinh ra từ các mảnh phân hạch của U-235.



Hình 3.11: l_p như hàm của nồng độ B-10 tại BOC và EOC, xác định bằng phương pháp hấp thụ $1/v$.

Đứng thứ hai là tán xạ nhiệt của nước nhẹ $Lwtr-S(\alpha, \beta)$, tuy nhiên các giá trị độ nhạy khác biệt đáng kể giữa các thư viện. Cụ thể, ENDF/B-VIII.0 cho 29.64 %, JENDL-5 đạt 21.02 %, trong khi JEFF-3.3 cao hơn rõ rệt với 71.12 % ($JF3/E8 = 2.40$). Sự khác biệt này chủ yếu xuất phát từ các sai khác trong mô hình và dữ liệu $S(\alpha, \beta)$ của nước nhẹ giữa các thư viện hạt nhân, làm thay đổi quá trình làm chậm neutron và phổ neutron nhiệt trong vùng hoạt, từ đó ảnh hưởng đến đóng góp hiệu dụng của neutron trễ.

Bảng 3.14: Các độ nhạy dương của β_{eff} , sắp xếp theo ENDF/B-VIII.0.*

Đồng vị	Phản ứng	ENDF/B-VIII.0 (pcm)	JEFF-3.3 (pcm)	JF3/E8	JENDL-5 (pcm)	J5/E8	CENDL-3.2 (pcm)	C3/E8
U-235	delayed ν	98.13	96.65	0.98	98.48	1.00	96.16	0.98
Lwtr $S(\alpha, \beta)$	inelastic	29.64	71.12	2.40	21.02	0.71	-	-
Al-27	elastic	10.09	-4.65	-0.46	20.51	2.03	-8.09	-0.80
C-nat $S(\alpha, \beta)$	inelastic	5.23	-7.34	-1.40	6.20	1.19	-	-
Al-27	total	5.10	-11.31	-2.22	15.71	3.08	-9.83	-1.93
Be $S(\alpha, \beta)$	inelastic	1.88	-1.04	-0.55	20.09	10.69	-	-
Fe-56	elastic	1.68	-1.94	-1.16	-2.20	-1.31	-2.36	-1.41
U-235	elastic	1.35	0.95	0.71	2.22	1.65	1.51	1.12
U-238	delayed ν	1.30	1.30	1.00	1.36	1.05	1.38	1.06
Fe-56	total	1.13	-2.05	-1.82	-2.34	-2.07	-2.24	-1.98
Be-9	(n, α)	0.60	0.39	0.66	0.25	0.42	0.60	0.99
U-238	(n, γ)	0.60	-0.07	-0.11	0.87	1.45	0.50	0.83
Be-9	(n, γ)	0.58	0.72	1.23	0.37	0.64	0.74	1.27
U-238	fission	0.50	-0.44	-0.87	-0.39	-0.79	0.50	0.99
U-238	total ν	0.30	-0.59	-1.93	-0.59	-1.93	0.32	1.07
O-16	(n, γ)	0.25	1.13	0.51	0.03	0.14	0.11	0.44
O-16	(n, α)	0.24	0.173	0.52	0.04	0.15	0.11	0.45
U-235	inelastic	0.14	0.38	2.77	-0.62	-4.50	0.54	3.91
U-234	inelastic	0.11	-0.07	-0.66	0.05	0.47	0.01	0.10

* Giá trị tuyệt đối theo ENDF/B-VIII.0 $> 0.1\%$.

Các phản ứng Al-27, C-nat và Be ($S(\alpha, \beta)$) cũng cho độ nhạy đáng kể, phản ánh vai trò quan trọng của vật liệu kết cấu và làm chậm. Đáng chú ý, JENDL-5 cho độ nhạy của Be- $S(\alpha, \beta)$ (không đàn hồi) lớn gấp khoảng 10 lần ENDF/B-VIII.0 (tỉ số $J5/E8 = 10.69$), và phản ứng tổng trên Al-27 lớn hơn khoảng ba lần ($J5/E8 = 3.08$).

Khi phân tích độ nhạy âm như Bảng 3.15, phản ứng U-235 (prompt ν) có độ nhạy âm rất lớn (khoảng -96% đến -98%), cho thấy nếu phần neutron tức thời tăng lên thì β_{eff} giảm tương ứng. Tán xạ đàn hồi của H-1

Bảng 3.15: Các độ nhạy âm của β_{eff} , sắp xếp theo ENDF/B-VIII.0.*

Đồng vị	Phản ứng	ENDF/B-VIII.0 (%)	JEFF-3.3 (%)	JF3/E8	JENDL-5.0 (%)	J5/E8	CENDL-3.2 (%)	C3/E8
U-235	total ν	-0.11	0.77	-7.06	0.54	-5.06	-0.14	1.29
C-nat	(n, γ)	-0.11	0.12	-1.07	-0.13	1.19	-0.02	0.14
B-10	elastic	-0.21	1.12	-5.27	0.13	-0.61	0.04	-0.21
U-234	elastic	-0.21	0.02	-0.10	-0.47	2.20	0.13	-0.63
Fe-56	(n, γ)	-0.22	-0.24	1.13	0.28	-1.29	0.27	-1.25
O-16	inelastic	-0.28	-0.15	0.54	-0.01	0.04	0.16	-0.60
Fe-56	inelastic	-0.33	0.13	-0.40	-0.42	1.27	-0.13	0.40
H-1	(n, γ)	-0.52	4.92	-9.44	-1.98	3.80	0.05	-0.10
U-238	inelastic	-0.67	0.91	-1.37	1.38	-2.08	-1.02	1.53
B-10	(n, γ)	-0.78	-1.26	1.62	0.53	-0.69	-0.69	0.88
B-10	(n, α)	-0.80	-1.27	1.58	0.53	-0.66	-0.69	0.87
U-238	total	-0.87	5.23	-6.01	-2.55	2.92	5.83	-6.69
Al-27	(n, γ)	-0.91	0.22	-0.25	-1.16	1.27	0.29	-0.32
B-10	total	-0.92	-0.14	0.15	0.57	-0.62	-0.64	0.69
U-238	prompt ν	-1.00	-1.88	1.89	-1.95	1.96	-1.05	1.05
U-238	elastic	-1.36	4.72	-3.46	-4.44	3.26	5.74	-4.21
U-235	(n, γ)	-1.54	-0.57	0.37	-0.72	0.47	0.11	-0.07
C-nat $S(\alpha, \beta)$	total	-2.65	-8.07	3.04	20.58	-7.76	-	-
Al-27	inelastic	-4.18	-7.03	1.68	-3.55	0.85	-2.10	0.50
U-235	total	-7.37	-1.96	0.27	0.25	-0.03	2.92	-0.40
U-235	fission	-7.40	-2.78	0.38	-0.48	0.06	0.72	-0.10
C-nat $S(\alpha, \beta)$	elastic	-7.89	-0.73	0.09	14.38	-1.82	-	-
C-nat	elastic	-19.01	1.90	-0.10	25.93	-1.36	10.94	-0.58
C-nat	total	-19.19	1.62	-0.08	26.04	-1.36	10.67	-0.56
Be-9	total	-24.52	5.27	-0.21	8.39	-0.34	8.77	-0.36
Be-9	elastic	-24.86	6.54	-0.26	9.17	-0.37	8.77	-0.36
Be $S(\alpha, \beta)$	total	-25.19	-33.19	1.32	17.67	-0.70	-	-
Be $S(\alpha, \beta)$	elastic	-27.07	-32.15	1.19	-2.42	0.09	-	-
O-16	elastic	-49.63	-24.28	0.49	12.29	-0.25	16.88	-0.34
O-16	total	-49.66	-24.29	0.49	12.33	-0.25	17.17	-0.35
H-1	elastic	-49.99	26.17	-0.52	-49.65	0.99	-47.46	0.95
H-1	total	-50.51	31.12	-0.62	-51.64	1.02	-47.39	0.94
U-235	prompt ν	-98.21	-95.91	0.98	-97.73	1.00	-96.25	0.98

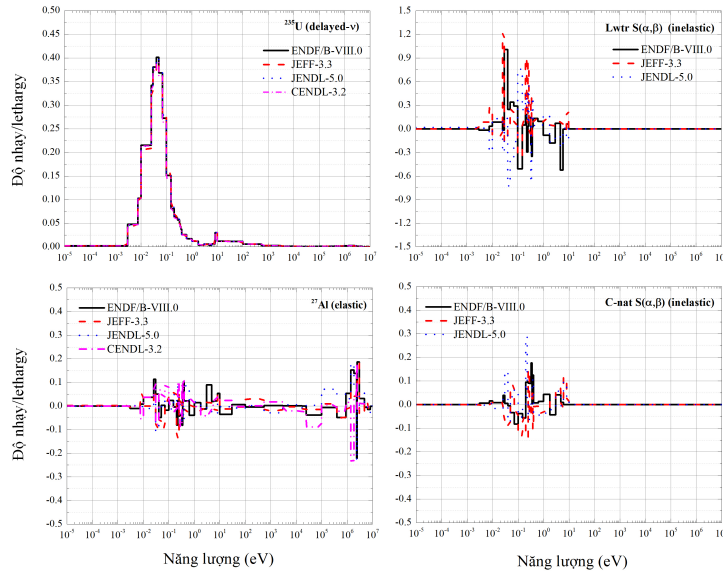
* Giá trị tuyệt đối theo ENDF/B-VIII.0 > 0.1%.

và O-16 cũng có độ nhạy âm mạnh trong ENDF/B-VIII.0 (khoảng -50%), trong khi JEFF-3.3 lại cho độ nhạy dương đối với H-1 (26.17%), còn CENDL-3.2 vẫn âm (-47.46%).

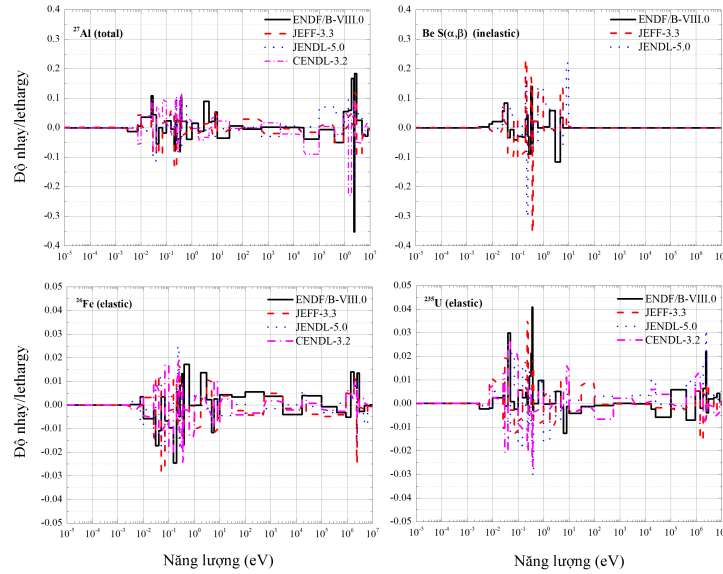
Hình 3.12 trình bày các độ nhạy phụ thuộc năng lượng của β_{eff} đối với U-235 (delayed ν), Lwtr- $S(\alpha, \beta)$ (inelastic), Al-27 (elastic) và C-nat- $S(\alpha, \beta)$ (inelastic). Đối với U-235 (delayed ν), độ nhạy dương lớn tập trung trong vùng năng lượng nhiệt 10^{-2} – 10^{-1} eV và giảm gần về 0 ở vùng năng lượng nhanh (trên 1 MeV), cho thấy đóng góp neutron trễ chủ yếu từ phân hạch nhiệt. Các phản ứng tán xạ không đàn hồi qua $S(\alpha, \beta)$ của nước nhẹ và carbon thể hiện dao động đáng kể trong vùng nhiệt và trên nhiệt. Al-27 (tán xạ đàn hồi) có độ nhạy nhỏ nhưng dao động trên toàn phổ.

Hình 3.13 thể hiện độ nhạy theo năng lượng của β_{eff} đối với Al-27 (tổng), Be- $S(\alpha, \beta)$ (inelastic), Fe-56 (elastic) và U-235 (elastic). Các phản ứng tổng trên Al-27, tán xạ đàn hồi Fe-56 và U-235 cho thấy biến thiên đáng kể trên toàn dải năng lượng. Phản ứng Be- $S(\alpha, \beta)$ (inelastic) có ảnh hưởng chủ yếu trong vùng năng lượng nhiệt, nhấn mạnh vai trò của tán xạ nhiệt trên Be cho neutron trễ.

Hình 3.14 trình bày độ nhạy phụ thuộc năng lượng đối với U-235 (prompt- ν), H-1 (tổng và đàn hồi) và O-16 (tổng). Phản ứng U-235 (prompt- ν) có độ nhạy âm lớn trong vùng năng lượng thấp (< 10 eV), đặc biệt mạnh trong khoảng 10^{-2} – 10^{-1} eV, thể hiện rõ mối quan hệ đối nghịch giữa tăng neutron tức thời và giảm β_{eff} . Đối với H-1, độ nhạy dao động nhẹ ở vùng nhiệt và trên nhiệt và biến thiên rõ hơn ở vùng nhanh (10^3 – 10^7 eV). O-16 (tổng) có độ nhạy nhỏ hơn nhưng phân bố trên toàn phổ năng lượng.



Hình 3.12: Độ nhạy phụ thuộc năng lượng của β_{eff} đối với U-235, Lwtr-S(α, β), Al-27 và C-nat-S(α, β).

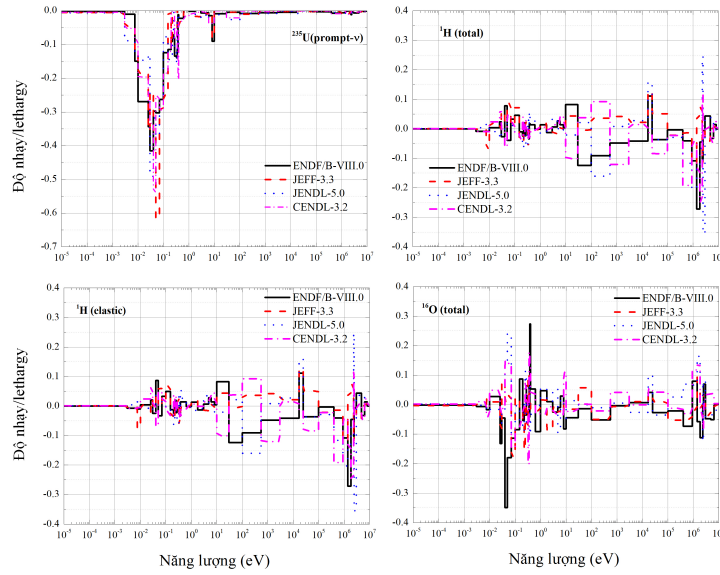


Hình 3.13: Độ nhạy phụ thuộc năng lượng của β_{eff} đối với Al-27, Be-S(α, β), Fe-56 và U-235.

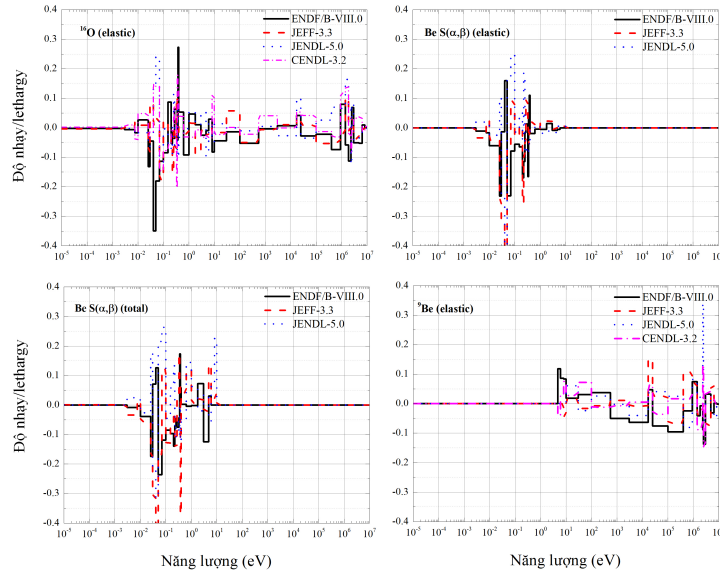
Hình 3.15 mô tả độ nhạy theo năng lượng của β_{eff} đối với tán xạ đàn hồi O-16, tán xạ đàn hồi Be-S(α, β), phản ứng tổng Be-S(α, β) và tán xạ đàn hồi Be-9. Tán xạ đàn hồi của O-16 cho độ nhạy biến thiên trên toàn dải năng lượng, nhưng gần như bằng 0 ở vùng nhiệt, cho thấy ảnh hưởng hạn chế tới β_{eff} trong vùng này. Các phản ứng Be-S(α, β) (đàn hồi và tổng) có độ nhạy đáng kể trong vùng 10^{-2} –1 eV, trong khi CENDL-3.2 không cung cấp dữ liệu tán xạ nhiệt trên Be. Tán xạ đàn hồi Be-9 thể hiện độ nhạy rõ rệt với β_{eff} trong vùng năng lượng nhanh (10 – 10^7 eV), phản ánh vai trò của Be-9 trong điều chỉnh phổ neutron nhanh quanh vùng bẫy neutron.

3.2.3 Phân tích bất định tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff}

Bảng 3.16 trình bày độ bất định của β_{eff} theo các phản ứng khác nhau. Tổng bất định thu được lần lượt là 1312.2, 1021.0 và 471.4 pcm. So với ENDF/B-VIII.0, bất định theo JEFF-3.3 và JENDL-5 nhỏ hơn khoảng 22.2% và 64.1%. Tuy nhiên, cần lưu ý rằng JEFF-3.3 và JENDL-5 thiếu ma trận hiệp phương sai cho một số đồng vị quan trọng như Al-27, Be-9 và C-12; do đó, các thành phần bất định liên quan đến bắt neutron, (n,2n),



Hình 3.14: Độ nhạy phụ thuộc năng lượng của β_{eff} đối với U-235, H-1 và O-16.



Hình 3.15: Độ nhạy phụ thuộc năng lượng của β_{eff} đối với O-16, Be-S(α, β) và Be-9.

(n, α), tán xạ đàn hồi và không đàn hồi trên các đồng vị này không thể tính được, làm giảm tổng bất định của hai thư viện so với ENDF/B-VIII.0. Nếu giả thiết rằng các thành phần bất định bị thiếu trong JEFF-3.3 và JENDL-5 được lấy từ ENDF/B-VIII.0, thì tổng bất định hiệu chỉnh tương ứng của ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 và JENDL-5 lần lượt là 1312.2, 1291.0 và 1280.8 pcm. Khi đó, JENDL-5 cho tổng bất định nhỏ nhất, chênh lệch giữa ba thư viện chỉ khoảng 2–3%.

Từ Bảng 3.16 có thể thấy các phản ứng đóng góp lớn nhất vào bất định của β_{eff} (theo ENDF/B-VIII.0) là tán xạ đàn hồi trên Al-27 (811.2 pcm), Be-9 (755.8 pcm) và H-1 (360.0 pcm). Bất định do Al-27 (elastic) là rất lớn trong ENDF/B-VIII.0 (811.2 pcm) và vẫn đáng kể trong JEFF-3.3 (617.7 pcm). Mặt khác Be-9 (elastic) cũng đóng góp 755.8 pcm trong ENDF/B-VIII.0. Đối với H-1 (elastic), bất định trải rộng từ 360.0 pcm (ENDF/B-VIII.0) xuống còn 23.1 pcm (JEFF-3.3) và 241.9 pcm (JENDL-5). Đối với O-16 (elastic), bất định theo JEFF-3.3 là 450.4 pcm, cao hơn nhiều so với ENDF/B-VIII.0 (124.8 pcm) và JENDL-5 (48.7 pcm).

Nhìn chung, các phản ứng tán xạ đàn hồi, không đàn hồi và bắt neutron trên Al-27, Be-9, H-1, B-10 và O-16 chi phối phần lớn bất định của β_{eff} , do đây là các đồng vị chủ đạo trong nhiên liệu, kết cấu và môi trường làm chậm. Vì vậy, việc cải thiện đánh giá dữ liệu tiết diện và hiệp phương sai cho các đồng vị này (đặc biệt là Al-27, Be-9, H-1, B-10 và O-16 trong vùng năng lượng nhiệt và cộng hưởng) sẽ góp phần đáng kể làm giảm bất định của β_{eff} , nâng cao độ tin cậy của phân tích động học và an toàn lò phản ứng.

Bảng 3.16: Độ bất định của β_{eff} , sắp xếp theo ENDF/B-VIII.0.

Đồng vị	Phản ứng	ENDF/B-VIII.0 (pcm)	JEFF-3.3 (pcm)	JF3/E8	JENDL-5 (pcm)	J5/E8
Total	-	1312.2	1021.0	0.78	471.4	0.36
Al-27	elastic	811.2	617.7	0.8	-	-
Be-9	elastic	755.8	-	-	-	-
H-1	elastic	360.0	23.1	0.06	241.9	0.67
Al-27	inelastic	351.8	311.9	0.89	-	-
B-10	n, γ	344.7	530.9	1.54	209.2	0.61
Be-9	n,2n	194.3	-	-	-	-
O-16	elastic	124.8	450.4	3.61	48.7	0.39
O-16	n, γ	123.6	61.9	0.50	28.2	0.23
Be-9	n, γ	120.0	-	-	-	-
C-nat	elastic	109.0	48.3	0.44	-	-
U-238	elastic	93.5	135.6	1.45	242.0	2.59
O-16	inelastic	81.7	16.4	0.20	26.8	0.33
U-235	elastic	49.2	95.3	1.94	98.2	1.99
B-10	elastic	36.5	26.4	0.72	10.6	0.29
U-235	fission	34.0	114.7	3.37	41.6	1.22
Fe-56	inelastic	28.0	8.8	0.32	42.5	1.52
Be-9	n, α	27.7	-	-	-	-
U-238	inelastic	26.8	82.2	3.07	160.0	5.98
U-234	elastic	26.6	6.7	0.25	51.3	1.93
Fe-56	elastic	24.9	57.7	2.32	105.6	4.24
U-234	inelastic	19.8	17.4	0.88	10.8	0.55
U-235	inelastic	18.8	59.0	3.14	42.4	2.26
Al-27	n, γ	16.6	10.4	0.62	-	-
O-16	n, α	14.1	4.3	0.31	6.6	0.47
Fe-56	n, γ	11.2	6.9	0.62	30.7	2.74
H-1	n, γ	10.8	125.6	11.61	41.0	3.79
U-238	n, γ	8.7	10.2	1.17	12.0	1.38
B-10	n, α	7.0	1.2	0.18	2.6	0.37
C-nat	n, γ	6.7	3.4	0.51	-	-
U-238	fission	6.6	22.4	3.40	3.7	0.56
U-235	n, γ	5.6	11.5	2.06	9.4	1.67

3.3 Kết luận

Kết quả phân tích độ nhạy của k_{eff} cho thấy dạng phân bố độ nhạy khá nhất quán giữa các thư viện dữ liệu hạt nhân. Tuy nhiên, trong các tính toán tới hạn, và đánh giá so với giá trị thực nghiệm, giá trị k_{eff} tính với JENDL-5 luôn cao nhất, trong khi CENDL-3.2 cho giá trị thấp nhất; ENDF/B-VIII.0 và JEFF-3.3 nằm giữa hai thư viện này. Sự khác biệt này chủ yếu bắt nguồn từ các sai khác trong dữ liệu phản ứng hạt nhân của các thư viện, thay vì từ mô hình tính toán hay thuật toán của MCNP6, do toàn bộ các phép tính được thực hiện trong cùng một điều kiện mô phỏng. Trong phân tích bất định của k_{eff} , các thành phần đóng góp lớn nhất là bắt và tán xạ đàn hồi của H-1, cùng với phân hạch của U-235; ngoài ra Al-27, Be-9, C-nat và U-238 cũng có đóng góp đáng kể. Tổng bất định của k_{eff} thu được với ENDF/B-VIII.0, JENDL-5 và JEFF-3.3 lần lượt là 415.7, 363.0 và 588.0 pcm.

Trong phân tích các thông số động học, giá trị β_{eff} thu được bằng phương pháp trọng số liên hợp lần lượt là 735, 753, 738 và 738 pcm; trong khi phương pháp tức thời cho các giá trị tương ứng 731, 762, 731 và 745 pcm. Sai khác giữa hai phương pháp không vượt quá 1.2 %, còn biến thiên giữa các thư viện nhỏ hơn 4.0 %. Với thư viện ENDF/B-VIII.0 và phương pháp trọng số liên hợp, các giá trị điển hình của các thông số động học gồm β_{eff} khoảng 735 pcm, Λ khoảng 80.96 μs và l_p khoảng 80.98 μs . So sánh với kết quả Serpent 2 cho thấy sai khác của β_{eff} , Λ và l_p đều dưới khoảng 1–1.2 %, chứng tỏ MCNP6 và Serpent 2 cho kết quả nhất quán và đáng tin cậy trong bài toán động học của DNRR.

Phân tích ảnh hưởng các điều kiện vận hành sử dụng ENDF/B-VIII.0, kết quả cho thấy sự cháy nhiên liệu, β_{eff} giảm rõ rệt từ 750 pcm tại đầu chu trình (BOC) xuống 704 pcm tại cuối chu trình (EOC), trong khi Λ tăng từ 73.39 lên 80.04 μs và l_p tăng từ 68.14 lên 77.99 μs . Sự giảm β_{eff} chủ yếu do suy giảm U-235 (tỷ số neutron trẻ cao), tích lũy các đồng vị plutoni có tỷ số neutron trẻ nhỏ hơn và do hiệu ứng cứng phổ neutron do độ cháy cao ở EOC. Theo độ rút thanh điều khiển, khi chuyển từ cấu hình tất cả thanh đưa vào hoàn toàn sang tất cả rút ra hoàn toàn, β_{eff} giảm khoảng 2.6%, Λ giảm khoảng 11% và l_p giảm khoảng 19.8%. Điều này phản ánh sự tăng đóng góp phân hạch nhanh và giảm phân hạch nhiệt khi các thanh điều khiển được rút ra. Theo nhiệt độ nhiên liệu (20–95°C), k_{eff} giảm dần do hiệu ứng Doppler, kéo theo một giảm nhẹ β_{eff} , nhưng Λ và l_p hầu như không thay đổi đáng kể. Như vậy, thông số động học của DNRR phụ thuộc mạnh vào mức cháy nhiên liệu và vị trí thanh điều khiển, trong khi nhạy ít hơn với nhiệt độ nhiên liệu. Các kết quả này là đầu vào quan trọng cho phân tích an toàn và tối ưu vận hành DNRR.

Thông qua phân tích độ nhạy của β_{eff} , kết quả chỉ ra rằng phản ứng sinh neutron trễ (delayed ν) của U-235 là thành phần có ảnh hưởng dương lớn nhất đến β_{eff} , trong khi phản ứng sinh neutron tức thời (prompt ν) của U-235 lại làm giảm β_{eff} mạnh nhất. Khi phân tích độ nhạy β_{eff} theo thư viện thể hiện sự chênh lệch lớn hơn so với độ nhạy k_{eff} , đặc biệt khi tính đến độ nhạy của k_{eff} không bao gồm đóng góp trực tiếp của neutron trễ. Điều này cho thấy việc xử lý và đánh giá dữ liệu neutron trễ trong các thư viện vẫn còn khác biệt đáng kể. Tổng bất định của β_{eff} đối với ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 và JENDL-5 lần lượt là 1312.2, 1021.0 và 471.4 pcm. Thành phần bất định lớn nhất đến từ tán xạ đàn hồi của Al-27, Be-9 và H-1; riêng Al-27 (elastic) chiếm khoảng 38.1% tổng bất định trong ENDF/B-VIII.0 và 39.5% trong JEFF-3.3, đồng thời lớn hơn giá trị tương ứng của JEFF-3.3 khoảng 23.9%. Các đồng vị khác đóng góp trên 100 pcm gồm B-10, O-16 và C-nat; ma trận hiệp phương sai là nguồn gốc chính gây khác biệt bất định giữa các thư viện.

KẾT LUẬN, NHỮNG ĐÓNG GÓP MỚI VÀ HƯỚNG NGHIÊN CỨU TIẾP THEO

1. Kết luận chung

- (1) Phân tích các cấu hình tới hạn cho thấy sự sai khác có hệ thống trong các giá trị k_{eff} khi sử dụng các thư viện số liệu hạt nhân khác nhau. Trong đó, các tính toán với thư viện JENDL-5 cho giá trị k_{eff} lớn nhất, trong khi CENDL-3.2 cho giá trị nhỏ nhất, còn ENDF/B-VIII.0 và JEFF-3.3 cho các kết quả nằm trong khoảng giữa hai thư viện này. Phân tích độ nhạy và độ bất định của k_{eff} cho thấy mức độ nhất quán cao giữa các thư viện số liệu hạt nhân. Các kết quả chỉ ra rằng các phản ứng bất giữ và tán xạ đàn hồi của H-1, cùng với phản ứng phân hạch của U-235, là những nguồn đóng góp chủ yếu vào cả độ nhạy và độ bất định của k_{eff} .

- (2) Kết quả đánh giá các thông số động học cho thấy sự phù hợp tốt giữa các phương pháp tính toán, với sai khác nhỏ hơn 1.2%, trong khi sai khác giữa các thư viện số liệu hạt nhân không vượt quá 4%. Phân tích theo các điều kiện vận hành của lò phản ứng cho thấy các thông số động học phụ thuộc mạnh vào mức cháy nhiên liệu và vị trí thanh điều khiển, trong khi ảnh hưởng của nhiệt độ nhiên liệu là không đáng kể.
- (3) Phân tích độ nhạy của β_{eff} , kết quả cho thấy phản ứng delayed ν của U-235 có ảnh hưởng dương lớn nhất đến β_{eff} , trong khi phản ứng prompt ν của U-235 gây ra tác động làm giảm β_{eff} mạnh nhất. Tuy nhiên, so sánh kết quả giữa các thư viện dữ liệu hạt nhân cho thấy sự chênh lệch đáng kể trong độ nhạy của β_{eff} , phản ánh sự khác biệt trong cách xử lý và đánh giá dữ liệu neutron trễ giữa các thư viện. Phân tích độ bất định của β_{eff} chỉ ra rằng các phản ứng tán xạ đàn hồi của Al-27, Be-9 và H-1 là những nguồn đóng góp chủ yếu, trong đó riêng Al-27 chiếm gần 40% tổng độ bất định. Ngoài ra, số liệu hiệp phương sai được xác định là nguồn gốc chính của các độ bất định này. Kết quả này cho thấy việc cải thiện dữ liệu tiết diện là cần thiết nhằm nâng cao độ chính xác của các phân tích động học lò phản ứng.

2. Những đóng góp mới

- (1) Luận án này là công trình nghiên cứu toàn diện đầu tiên về ảnh hưởng của độ nhạy và độ bất định của dữ liệu hạt nhân đến việc phân tích các thông số động học và tới hạn của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt (DNRR) với 92 bó nhiên liệu uranium làm giàu thấp. Nghiên cứu sử dụng phương pháp Monte Carlo kết hợp với nhiều thư viện dữ liệu hạt nhân, bao gồm ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 và CENDL-3.2.
- (2) Trong quá trình phân tích các cấu hình tới hạn, kết quả cho thấy các giá trị k_{eff} tính toán bằng thư viện JENDL-5 nhìn chung cao hơn so với giá trị thực nghiệm, trong khi các thư viện ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 và CENDL-3.2 có xu hướng cho kết quả thấp hơn. Mặc dù vậy, các kết quả tính toán sử dụng JENDL-5 cho thấy mức độ phù hợp cho việc phân tích tới hạn của lò phản ứng DNRR.
- (3) Thông qua phân tích độ nhạy của các phản ứng hạt nhân đối với k_{eff} , luận án xác định các phản ứng có ảnh hưởng lớn nhất đến hệ số nhân hiệu dụng. Các phản ứng làm tăng k_{eff} chủ yếu bao gồm phản ứng tổng và phản ứng phân hạch của U-235, cùng với các phản ứng tán xạ đàn hồi của H-1, C-nat, O-16, Al-27 và Be-9. Ngược lại, các phản ứng có xu hướng làm giảm k_{eff} chủ yếu là các phản ứng bắt neutron của H-1, U-235, Al-27 và U-238. Những kết quả này nhấn mạnh tầm quan trọng của việc xem xét kỹ lưỡng các phản ứng trên trong các nghiên cứu tương lai nhằm nâng cao độ chính xác và hiệu quả của các phân tích neutron học lò phản ứng.
- (4) Thông qua phân tích độ bất định của các phản ứng ảnh hưởng đến k_{eff} , luận án chỉ ra rằng các nguồn đóng góp chính vào độ bất định của k_{eff} xuất phát từ các phản ứng bắt giữ và tán xạ đàn hồi của H-1, cùng với phản ứng phân hạch của U-235. Các đóng góp đáng kể khác đến từ các phản ứng liên quan đến Al-27, Be-9, C-nat và U-238. Tổng độ bất định của k_{eff} khi sử dụng các thư viện dữ liệu hạt nhân ENDF/B-VIII.0, JENDL-5 và JEFF-3.3 lần lượt là 415.7, 363.0 và 588.0 pcm.
- (5) Các thông số động học được đánh giá dưới các điều kiện vận hành khác nhau của lò phản ứng. Kết quả nghiên cứu cho thấy β_{eff} giảm đáng kể theo mức cháy nhiên liệu, trong khi các giá trị Λ và l_p tăng lên. Việc rút thanh điều khiển dẫn đến sự giảm của các thông số động học, trong khi sự gia tăng nhiệt độ nhiên liệu hầu như không gây ảnh hưởng đáng kể. Những kết quả này cung cấp cơ sở quan trọng cho việc đánh giá đặc tính động học và phân tích an toàn của lò phản ứng DNRR.
- (6) Thông qua phân tích độ nhạy của các thông số động học, luận án cho thấy phản ứng phát neutron trễ (delayed ν) của U-235 có ảnh hưởng dương lớn nhất đến β_{eff} , trong khi phản ứng phát neutron tức thời

(prompt ν) của U-235 đóng góp lớn nhất vào sự giảm của thông số này. Kết quả phân tích độ nhạy đối với hệ số nhân hiệu dụng (k_{eff}) cho thấy mức độ nhất quán cao giữa các thư viện dữ liệu hạt nhân được đánh giá. Ngược lại, các kết quả phân tích độ nhạy của phần trễ neutron hiệu dụng (β_{eff}) thể hiện sự chênh lệch đáng kể giữa các thư viện, phản ánh sự khác biệt trong việc xử lý và đánh giá dữ liệu neutron trễ.

- (7) Thông qua phân tích độ bất định của các thông số động học, luận án chỉ ra rằng các phản ứng tán xạ đàn hồi của Al-27, Be-9 và H-1 là những nguồn đóng góp chủ yếu vào độ bất định của β_{eff} . Các đóng góp đáng kể khác đến từ các đồng vị B-10, O-16 và C-nat. Kết quả phân tích cho thấy ma trận hiệp phương sai là nguồn gốc chính của các độ bất định này. Do đó, việc cải thiện các đánh giá dữ liệu tiết diện, đặc biệt đối với Al-27, Be-9 và B-10, là cần thiết nhằm nâng cao độ chính xác và độ tin cậy của các mô phỏng lò phản ứng. Tổng độ bất định của β_{eff} khi sử dụng các thư viện ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 và JENDL-5 lần lượt là 1312.2, 1021.0 và 471.4 pcm.

3. Hướng nghiên cứu tiếp theo

- (1) Phân tích S/U sẽ được mở rộng để bao gồm các thông số động học như Λ và l_p , cũng như các kịch bản cháy nhiên liệu, sử dụng các thư viện mới được phát hành như ENDF/B-VIII.1 và nhiều phần mềm khác nhau, bao gồm Serpent, trong các điều kiện vận hành và chu kỳ nhiên liệu khác nhau.
- (2) Áp dụng phương pháp S/U được phát triển trong luận án cho Trung tâm Khoa học và Công nghệ Hạt nhân (CNEST) nhằm hỗ trợ thiết kế, vận hành và đánh giá an toàn.
- (3) Trong dài hạn, mở rộng phương pháp phân tích tới hạn và độ nhạy/bất định dữ liệu hạt nhân từ lò nghiên cứu sang các lò phản ứng mô đun nhỏ (SMR) và lò điện hạt nhân công suất lớn, phục vụ cho các nghiên cứu và ứng dụng an toàn hạt nhân tương lai.

Tài liệu tham khảo

- [1] Kulesza J. A., Adams T. R., Armstrong J. C., Bolding S. R., Brown F. B., Bull J. S., Burke T. P., Clark A. R., Forster R. A., Giron J. F., Grieve T. S., Josey C. J., Martz R. L., McKinney G. W., Pearson E., Rising M. E., Solomon C. J., Swaminarayan S., Trahan T. J., Wilson S. C., Zukaitis A. J., "*MCNP[®] Code Version 6.3.0 Theory and User Manual*", Tech. Rep. LA-UR-22-30006, Rev. 1, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, USA (2022).
- [2] Nagaya Y., Okumura K., Sahurai T., Mori T., "*MVP/GMVP Version 3*", Tech. rep., Japan Atomic Energy Agency (2016).
- [3] Leppnen J., "*Serpent a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code*", Tech. rep., VTT Technical Research Centre of Finland 4.455 (2013) 2023-09.
- [4] Bretscher M. M., "*Evaluation of reactor kinetic parameters without the need for perturbation codes*", Tech. rep., Argonne National Laboratory, IL (United States) (1998).
- [5] Romero-Barrientos J., Damián J. M., Molina F., Zambra M., Aguilera P., López-Usquiano F., Parra B., Ruiz A., "*Calculation of kinetic parameters β_{eff} and Λ with modified open source Monte Carlo code OpenMC(TD)*", Nuclear Engineering and Technology 54 (3) (2022) 811–816. doi:10.1016/j.net.2021.09.020.
- [6] Hanson L. A., Ludewig H., Diamond D. J., "*Calculation of the Prompt Neutron Lifetime in the NBSR*", Nuclear Science and Engineering 153 (1) (2006) 26–32. doi:10.13182/NSE06-4.
- [7] Meulekamp R. K., Van S. C. D. M., "*Calculating the effective delayed neutron fraction with Monte Carlo*", Nuclear science and engineering 152 (2) (2006) 142–148.
- [8] Hosseini S., Vosoughi N., Ghofrani M., Gharib M., "*Calculation, measurement and sensitivity analysis of kinetic parameters of Tehran Research Reactor*", Annals of Nuclear Energy 37 (4) (2010) 463–470. doi:10.1016/j.anucene.2010.01.018.
- [9] Pinem S., Liem P. H., Luthfi W., Surbakti T., Hartanto D., "*Evaluation of Kinetic Parameters RSG-GAS Reactor Equilibrium Silicide Core Using Continuous-Energy Monte Carlo Serpent 2 Code*", Nuclear Science and Engineering 198 (10) (2024) 1935–1949.
- [10] Kodeli I.-A., "*Sensitivity and uncertainty in the effective delayed neutron fraction β_{eff}* ", Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 715 (2013) 70–78.
- [11] Mweetwa B., Amoako E. A., Akaho E., Odoi C., "*Prediction of Neutronic and Kinetic Parameters of Ghana Research Reactor 1 (GHARR-1) after 19 Years of Operation Using Monte Carlo-N Particle (MCNP) Code*", World Journal of Nuclear Science and Technology 8 (2018) 160–175.
- [12] Makhloul M., Boukhal H., Chakir E., Bardouni T. E., Lahdour M., Kaddour M., Ahmed A., Arectout A., Yaakoubi H. E., "*Sensitivity and uncertainty quantification of neutronic integral data in the TRIGA Mark II research reactor*", Nuclear Engineering and Technology 54 (2) (2022) 523–531.

- [13] Liem P. H., Zuhair , Hartanto D., *"Sensitivity and uncertainty analysis on the first core criticality of the RSG GAS multipurpose research reactor"*, Progress in Nuclear Energy 114 (2019) 46–60.
- [14] Ghione A., Noel B., Vinai P., Demazire C., *"Uncertainty and sensitivity analysis for the simulation of a station blackout scenario in the Jules Horowitz Reactor"*, Annals of Nuclear Energy 104 (2017) 28–41.
- [15] Kodeli I. A., *"Beta-effective sensitivity and uncertainty analysis of MYRRHA reactor for possible use in nuclear data validation and improvement"*, Annals of Nuclear Energy 113 (2018) 425–435.
- [16] Ahmed A., Boukhal H., Bardouni T. E., Makhoul M., Chakir E., Ouahdani S. E., *"Sensitivity and uncertainty analysis on k_{eff} due to nuclear data in the KRITZ-2:19 - Comparison between JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1"*, Annals of Nuclear Energy 129 (2019) 308–315.
- [17] Hartanto D., Liem P. H., *"Sensitivity and uncertainty analyses of a high temperature gas-cooled reactor by using a 44-group covariance library"*, Annals of Nuclear Energy 151 (2021) 107943.
- [18] Ziani H., Bardouni T. E., Lahdour M., Barbari M. E., Yaakoubi H. E., Boulaich Y., *"Eigenvalue sensitivity and nuclear data uncertainty analysis for the Moroccan TRIGA Mark II research reactor using SCALE6.2 and MCNP6.2"*, Nuclear Engineering and Design 378 (2021) 111160.
- [19] Phan T. T. G., Tran H. N., Nguyen K. C., Tran V. P., Hoang V. K., Pham N. V. H., Hoang A. T. K., *"Comparative analysis of the Dalat nuclear research reactor with HEU fuel using SRAC and MCNP5"*, Science and Technology of Nuclear Installations 2017 (1) (2017) 2615409.
- [20] Phan T. T. G., Do Q. B., Ngo Q. H., Tran T. A., Tran H. N., *"Application of differential evolution algorithm for fuel loading optimization of the DNRR research reactor"*, Nuclear Engineering and Design 362 (2020) 110582.
- [21] Do Q. B., Phan T. T. G., Nguyen K. C., Ngo Q. H., Tran H. N., *"Criticality and rod worth analysis of the DNRR research reactor using the SRAC and MCNP5 codes"*, Nuclear Engineering and Design 343 (2019) 197–209.
- [22] Chu T. N., Phan T. T. G., Tran L. Q. L., Bui T. H., Do Q. B., Dau D. T., Nguyen K. C., Nguyen N. D., Nguyen H. T., Hoang V. K., Vu T. M., Tran H. N., *"Sensitivity and uncertainty analysis of the first core of the DNRR using MCNP6 and new nuclear data libraries"*, Nuclear Engineering and Design 419 (2024) 112986.
- [23] Brown D., Chadwick M., Capote R., Kahler A., Trkov A., Herman M., Sonzogni A., *"ENDF/B-VIII. 0: the 8th major release of the nuclear reaction data library with CIELO-project cross sections, new standards and thermal scattering data"*, Nuclear Data Sheets 148 (2018) 1–142.
- [24] Plompen A. J. M., Cabellos O., Jean C. D. S., Fleming M., Algora A., Angelone M., Archier P., *"The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3"*, The European Physical Journal A 56 (7) (2020) 181.
- [25] Osamu I., Nobuyuki I., Satoshi K., Futoshi M., Shinsuke N., *"Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5"*, Journal of Nuclear Science and Technology 60 (1) (2023) 1–60.
- [26] Ge Z., Xu R., Wu H., Zhang Y., Chen G., Jin Y., Shu N., Chen Y., Tao X., Tian Y., *"CENDL-3.2: The new version of Chinese general purpose evaluated nuclear data library"*, in: EPJ Web of Conferences, Vol. 239, EDP Sciences, 2020, p. 09001.

- [27] Kolos K., Sobes V., Vogt R., Romano C. E., Smith M. S., Bernstein L. A., Brown D. A., Burkey M. T., Danon Y., Elsayi M. A., *"Current nuclear data needs for applications"*, Physical Review Research 4 (2) (2022) 021001.
- [28] Koning A., Forrest R., Kellett M., Mills R., Henriksson H., Rugama Y., Bersillon O., Bouland O., Courcelle A., Duijvestijn M., *"The JEFF-3.1 nuclear data library-JEFF report 21"*, Tech. rep., Organisation for Economic Co-Operation and Development, Nuclear Energy (2006).
- [29] Osamu I., Nobuyuki I., Keiichi S., Akira I., Satoshi K., Futoshi M., Shinsuke N., *"Status of JENDL"*, in: EPJ Web of Conferences, Vol. 239, EDP Sciences, 2020, p. 09002.
- [30] Russian Evaluated Nuclear Data Librar , *"BROND"* (01.10.2024).
URL <https://www.oecd-neo.org/BROND31>.
- [31] TALYS-based evaluated nuclear data library , *"TENDL"* (01.10.2024).
URL https://tendl.web.psi.ch/tendl_2023/tendl2023.html
- [32] Nguyen N. D., *"Safety Analysis Report for the Dalat Nuclear Research Reactor version 2018"*, Tech. rep., Dalat Nuclear Research Institute (2018).
- [33] Kulesza J. A., Adams T. R., Armstrong J. C., Bolding S. R., *"MCNP Code Theory and User Manual"*, Tech. rep., Los Alamos National Laboratory (2022).
- [34] Cacuci D. G., Ionescu B. M., Navon I. M., *"Sensitivity and uncertainty analysis, volume II: applications to large-scale systems"*, CRC press, (2005).
- [35] MacFarlane R. E., Muir D. W., Boicourt R. M., Kahler A. C., Conlin J. L., Haeck W., *"The NJOY Nuclear Data Processing System"*, Tech. rep., Los Alamos National Laboratory (2019).
- [36] Kiedrowski B., *"Methodology for Sensitivity and Uncertainty-Based Criticality Safety Validation"*, Tech. rep., Los Alamos National Laboratory (LANL), Los Alamos, NM (United States) (2014).
- [37] Chiba G., *"Calculation of Effective Delayed Neutron Fraction Using a Modified k-Ratio Method"*, Journal of Nuclear Science and Technology 46 (5) (2009) 399–402.
- [38] Hanson A., Diamond D., *"Calculation of Kinetics Parameters for the NBSR"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory: Upton, NY, USA (2012).

Các công bố sử dụng trong luận án

1. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Ton-Nghiem Huynh, Quang-Huy Pham, Kien-Cuong Nguyen, Thoi-Nam Chu, Van-Khanh Hoang, Giang T.T. Phan, Huu-Tiep Nguyen, Thanh-Mai Vu, and Hoai-Nam Tran, "Criticality and sensitivity/uncertainty analysis of the DNRR with LEU fuel using MCNP6.3 and the latest data libraries", *Nuclear Engineering and Design* **442**, (2025), 114182. [SCIE, Q1]
2. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Kien-Cuong Nguyen, Quang-Huy Pham, Thoi-Nam Chu, Van-Khanh Hoang, Giang T. T. Phan, and Hoai-Nam Tran, "Kinetic parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel using MCNP6 and JENDL-5 library", *Nuclear Technology and Radiation Protection* **40**, (2025), 1-9. [SCIE, Q3]
3. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Huu-Tiep Nguyen, Thoi-Nam Chu, and Hoai-Nam Tran, "Sensitivity of kinetic parameters to operation parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel", *Journal of Physics: Conference Series* **3040**, (2025), 012020. [SCOPUS]

Các công bố khác có liên quan đến luận án

1. Thoi-Nam Chu, Giang T.T. Phan, Le Quang Linh Tran, Thi Hong Bui, Quang Binh Do, **Duc-Tu Dau**, Kien-Cuong Nguyen, Nhi-Dien Nguyen, Huu-Tiep Nguyen, Van-Khanh Hoang, Thanh Mai Vu, and Hoai-Nam Tran, "Sensitivity and uncertainty analysis of the first core of the DNRR using MCNP6 and new nuclear data libraries" *Nuclear Engineering and Design* 419, (2024), 112986.
2. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, and Hoai-Nam Tran, "Evaluation of kinetic parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel", *The 24th IEEE Real Time Conference - ICISE*, (2024), Quy Nhon, Vietnam.
3. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, and Hoai-Nam Tran, "Sensitivity analysis of kinetic parameters to operation parameters of the Dalat nuclear research reactor", *PIAS Workshop*, (2024), Phenikaa Univesity.
4. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, and Hoai-Nam Tran, "Evaluation of kinetic parameters of the Dalat nuclear research reactor using Monte Carlo method", *The 16th Vietnam Conference on Nuclear Science and Technology (VINANST-16)*, (2025), Da Nang, Vietnam.
5. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Thoi-Nam Chu and Hoai-Nam Tran, "Neutronic analysis of the NuScale-like Small Modular Reactor (SMR)", *Phenikaa International Physics Conference*, (2025), Phenikaa University.
6. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Thoi-Nam Chu and Hoai-Nam Tran, "Evaluation of kinetic parameters of the Dalat Nuclear Research Reactor with fuel burnup using a Continuous-Energy Monte Carlo method", *Phenikaa International Physics Conference*, (2025), Phenikaa University.