



VN9700001

VIỆN NĂNG LƯỢNG NGUYÊN TỬ VIỆT NAM

VAEC-E-1SR

CÁC ĐẶC TRƯNG VẬT LÝ Lò CỦA Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

*TUYỂN TẬP CÁC BÁO CÁO KHOA HỌC VÀ CÁC CÔNG TRÌNH KHOA HỌC
NHÂN DỊP KỶ NIỆM MƯỜI NĂM KHÁNH THÀNH Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT
20/3/1984 - 20/3/1994*

Biên soạn
PGS, PTS NGÔ QUANG HUY
Trung tâm kỹ thuật hạt nhân TP Hồ Chí Minh

TP Hồ Chí Minh - 10/1994

28 10

**POOR QUALITY
ORIGINAL**

**We regret that
some of the pages
in this report may
not be up to the
proper legibility
standards, even
though the best
possible copy was
used for scanning**

LỜI NÓI ĐẦU

Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt (LPUHNĐL) được khôi phục từ lò TRIGA Mark II, bắt đầu hoạt động năm 1963 với công suất danh định 250 kW. Năm 1975, khi rút quân khỏi miền Nam, Mỹ đã mang đi hết các thanh nhiên liệu uranium làm cho lò phản ứng (LPU) không hoạt động được nữa.

Được sự giúp đỡ của Liên xô (cũ), công trình khôi phục và mở rộng LPUHNĐL được tiến hành trong các năm 1982 -1984. Ngày 1/11/1983 LPUHNĐL được nạp nhiên liệu đến trạng thái tới hạn. Sau một thời gian khởi động vật lý và khởi động năng lượng, ngày 20/3/1984 LPU đã chính thức đưa vào hoạt động với công suất thiết kế 500 kW.

Việc khôi phục LPUHNĐL thực chất là trang bị lại hầu hết các hệ công nghệ. Các thành phần cũ của lò TRIGA Mark II còn giữ lại là vành phản xạ graphite, thùng lò bằng nhôm, 4 kênh ngang thí nghiệm, cột nhiệt và tường bê tông cản xạ sinh học. Các hệ thống công nghệ mới của Liên xô đáp ứng nhu cầu nâng công suất lò lên gấp đôi, 500 kW, và nâng cao mức độ an toàn bức xạ. Các hệ này gồm vùng hoạt, hệ thống tải nhiệt cho nước LPU, hệ thống điều khiển và bảo vệ, hệ thống kiểm tra an toàn bức xạ, hệ thống thải khí phóng xạ, hệ thống xử lý chất thải phóng xạ lỏng, hệ thống chôn cất các bã thải phóng xạ, hệ thống cung cấp điện công nghiệp ưu tiên và điện sự cố ...

Trong các hệ công nghệ nêu trên, vùng hoạt của LPU là thành phần quan trọng nhất. Vùng hoạt mới sử dụng các thanh nhiên liệu loại VVR-M2 của Liên xô, là hợp kim uranium-nhôm, đặt lọt vào trong vành phản xạ graphite cũ của lò TRIGA Mark II. Một lượng beryllium được đặt vào tâm vùng hoạt, tạo nên một bẫy nơtron, và ở mép ngoài vùng hoạt, tạo nên một vành phản xạ bổ sung.

LPUHNĐL là LPU duy nhất trên thế giới lai tạo giữa loại lò TRIGA của Mỹ và loại lò VVR của Liên xô. Đứng về phương diện vật lý lò phản ứng, LPUHNĐL có ba đặc điểm chính sau đây khác với lò TRIGA:

1. Các thanh nhiên liệu loại U-ZrH_n của lò TRIGA, có hệ số phản hồi âm lớn theo nhiệt độ, được thay bằng các thanh nhiên liệu VVR-M2, là hợp kim uranium-nhôm có hệ số phản hồi âm bé theo nhiệt độ. Điều đó có nghĩa

là thay vùng hoạt có tính chất an toàn nội tại cao bằng vùng hoạt có tính an toàn nội tại thấp hơn.

2. Việc đưa vào vùng hoạt một bẫy nơtron ở tâm và một vành phản xạ beryllium bổ sung ở vành ngoài làm nâng cao mật độ thông lượng nơtron ở tâm vùng hoạt và làm cho phân bố trường nơtron trong vùng hoạt trở nên phức tạp hơn.

3. Việc đưa thêm vật liệu beryllium vào vùng hoạt dẫn đến sự xuất hiện các photônơtron trễ do tương tác của các gamma năng lượng trên 1,66 MeV với vật liệu này. Các photônơtron trễ có thể có ảnh hưởng đến động học LPU và vận hành LPU.

Việc nghiên cứu các đặc điểm này của LPUHNDL là vấn đề lý thú cả từ phương diện vật lý LPU lẫn phương diện bảo đảm vận hành an toàn lò. Trong tuyển tập này tập hợp một số báo cáo khoa học và công trình khoa học của tập thể các cán bộ khoa học Viện Nghiên cứu hạt nhân Đà Lạt và Trung tâm kỹ thuật hạt nhân TP Hồ Chí Minh thực hiện trong 10 năm 1984 - 1994. Nội dung tuyển tập gồm hai phần chính:

1. Báo cáo khởi động LPUHNDL, trình bày các kết quả khởi động LPU từ tháng 11/1983 đến tháng 2/1984. Báo cáo gồm 3 phần:

a. Khởi động vật lý với cấu hình vùng hoạt không có bẫy nơtron, nhằm xác định khối lượng tối hạn của vùng hoạt.

b. Khởi động vật lý với cấu hình vùng hoạt có bẫy nơtron, nhằm tạo vùng hoạt làm việc sau này và xác định các đặc trưng vật lý.

c. Khởi động năng lượng, xác định và nâng công suất lò, vận hành ở công suất danh định và xác định các đặc trưng nhiệt thủy động.

2. Các công trình nghiên cứu về các thông số vật lý lò và nhiệt kỹ thuật trong quá trình hoạt động của lò trong 10 năm qua. Các kết quả thực nghiệm và tính toán lý thuyết gồm : xác định phần hiệu dụng và thành phần các photônơtron trễ, nguồn photônơtron trễ còn lại trong lò sau khi dừng lò, các mức công suất tối hạn tối thiểu của lò, hiệu ứng nhiễu loạn trường nơtron trong vùng hoạt khi thay thanh nhiên liệu bằng vật liệu khác, các phân bố theo chiều cao và theo bán kính vùng hoạt của nơtron nhiệt, độ phản ứng dương cực đại đưa vào vùng hoạt mà không gây sự cố về công suất, hệ số

nhệt độ của độ phản ứng đối với nước, hiệu ứng nhiễm độc Xê nôb, xác định nhiệt độ bề mặt các thanh nhiên liệu, các đặc trưng thủy nhiệt trong các điều kiện chuyển tiếp, tính toán độ cháy của nhiên liệu ...

Các báo cáo và công trình khoa học trong tuyển tập này, là một phần trong nhiều kết quả nghiên cứu vật lý lò phản ứng đối với LPUHNĐL của Viện Nghiên cứu hạt nhân Đà Lạt và Trung tâm Kỹ thuật hạt nhân TPHCM trong 10 năm qua, nhằm làm sáng tỏ một vài khía cạnh về ba tính chất đặc thù của LPUHNĐL như đã nêu trên. Độc giả có thể tham khảo các công trình khác được công bố trong nước và ngoài nước để có một cái nhìn tổng quát và đầy đủ hơn. Tuy nhiên việc tập hợp tương đối có hệ thống một số báo cáo và công trình này hy vọng đóng góp được một phần nhỏ để giới thiệu các hoạt động nhiều mặt của LPU trong 10 năm qua và đánh dấu ngày kỷ niệm 10 năm khánh thành LPUHNĐL.

Để có được các báo cáo khoa học và các công trình khoa học trong các năm qua trên LPUHNĐL, chúng tôi xin cảm ơn Ban Giám đốc Viện Năng lượng nguyên tử quốc gia (nay là Viện Năng lượng nguyên tử Việt nam) và Ban Giám đốc Viện Nghiên cứu hạt nhân Đà Lạt trong việc lãnh đạo thành công khôi phục và đưa LPU vào hoạt động. Với tình cảm mến phục, chúng tôi xin cảm ơn các anh chị đã tham gia khôi phục LPU trong điều kiện khó khăn của những năm đầu thập kỷ 80. Xin cảm ơn Phòng lò phản ứng và các kíp vận hành lò tạo nhiều điều kiện thuận lợi và giúp đỡ tiến hành thí nghiệm, Phòng Vật lý hạt nhân ứng dụng và Phòng an toàn bức xạ trong việc cho phép sử dụng các hệ đo bức xạ. Chúng tôi xin chân thành cảm ơn các nhà khoa học và kỹ thuật đã thảo luận và có nhiều ý kiến sâu sắc trong nhiều năm qua đối với nội dung các công trình nêu trong tuyển tập và mong nhận được những ý kiến đóng góp tiếp theo trong thời gian tới vì tuyển tập này chắc chắn còn nhiều sai sót.

BÁO CÁO
KHỞI ĐỘNG Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

Phạm Duy Hiền, Ngô Quang Huy, Vũ Hải Long, Trần Khánh Mai

NỘI DUNG

Trang

BÁO CÁO KHỞI ĐỘNG Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

Phạm Duy Hiên, Ngô Quang Huy, Vũ Hải Long, Trần Khánh Mai

1-4

Phần 1: Khởi động vật lý lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt với cấu hình vùng hoạt không có bể nơtron

5-22

Phần 2: Khởi động vật lý lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt với cấu hình vùng hoạt có bể nơtron

23-80

Phần 3: Khởi động năng lượng lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt

81-102

CÁC CÔNG TRÌNH KHOA HỌC NGHIÊN CỨU CÁC ĐẶC TRƯNG VẬT LÝ Lò CỦA Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

103-104

Preliminary experiments performed on the newly reconstructed 500 kW nuclear research reactor of Dalat

105-112

Phạm Duy Hien and Ngo Quang Huy

Neutron spectra of the newly reconstructed 500 kW nuclear reactor of Dalat, Vietnam. Application in activation analysis

113-120

Phạm Duy Hien, Trần Khánh Mai, Ngô Quang Huy, Nguyễn Tác Anh

Investigation of the basic reactor physics characteristics of the Dalat nuclear research reactor

121-128

Ngô Quang Huy, Hà Văn Thông and Ngô Phú Khang

Delayed photoneutrons of the Dalat nuclear research reactor

129-136

Ngô Quang Huy, Hà Văn Thông, Vũ Hải Long, Ngô Phú Khang, Nguyễn Nhi Dien, Phạm Văn Lâm, Huỳnh Đông Phương, Lương Ba Viên, Lê Vinh Vinh

Determination of the lowest critical power levels of the Dalat nuclear research reactor

137-144

Ngô Quang Huy, Hà Văn Thông, Vũ Hải Long, Đỗ Quang Bình, Huỳnh Tôn Nghiêm, Nguyễn Minh Tuấn, Lương Ba Viên, Lê Vinh Vinh

The neutron field perturbation effect in the Dalat reactor

145-154

Ngô Quang Huy, Hà Văn Thông, Vũ Hải Long, Ngô Phú Khang, Nguyễn Đức Bình, Nguyễn Minh Tuấn, Lê Vinh Vinh

	Trang
<i>Effective height of the core of the Dalat nuclear research reactor</i> Ngo Quang Huy, Ha Van Thong, Vu Hai Long, Nguyen Duc Binh, Nguyen Minh Tuan, Luong Ba Vien, Le Vinh Vinh, David Perez Martin, Fernando Garcia Yip	155-162
<i>The radial distribution of the neutron field in the core of the Dalat reactor</i> Ngo Quang Huy, Ha Van Thong, Vu Hai Long, Ngo Phu Khang, Nguyen Duc Binh, Nguyen Minh Tuan, Le Vinh Vinh	163-168
<i>Distribution of the thermal neutron field around the graphite reflector of the Dalat nuclear research reactor</i> Ngo Quang Huy, Ha Van Thong, Vu Hai Long, Ngo Phu Khang, Nguyen Duc Binh, Nguyen Minh Tuan, Le Vinh Vinh	169-176
<i>Calculation of fuel burn-up and fuel reloading for the Dalat nuclear research reactor</i> Nguyen Phuoc Lan, Ngo Quang Huy, Ha Van Thong, Do Quang Binh	177-188
<i>Kinetic characteristics of the Dalat nuclear research reactor</i> Tran Khac An, Nguyen Nhi Dien, Pham Duy Hien, Ngo Quang Huy, Ngo Phu Khang, Pham Van Lam, Vu Hai Long, Huynh Dong Phuong, Ha Van Thong, Luong Ba Vien, Le Vinh Vinh	189-196
<i>Experimental determination of fuel surface temperatures in the Dalat nuclear research reactor</i> Ngo Phu Khang, Ngo Quang Huy, Tran Khac An, Pham Van Lam, P.A. Diakov, A.F. Sacsanov	197-206
<i>Thermohydraulic characteristics under some transient conditions of the Dalat nuclear research reactor</i> Ngo Quang Huy, Ngo Phu Khang, Tran Khac An, Huynh Ton Nghiem	207-218
<i>Experimental investigation of the neutron physics characteristics of the Dalat nuclear research reactor</i> Ngo Quang Huy and Ha Van Thong	219-231

BÁO CÁO

KHỞI ĐỘNG Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

Trong Báo cáo này trình bày kết quả khởi động lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt, gồm ba phần:

- **Phần 1:** Khởi động vật lý với cấu hình vùng hoạt không có bẫy neutron, xác định khối lượng tới hạn.

- **Phần 2:** Khởi động vật lý với cấu hình vùng hoạt có bẫy neutron, xác định một số đặc trưng vật lý.

- **Phần 3:** Khởi động năng lượng, vận hành ở công suất danh định, xác định đặc trưng nhiệt thủy động.

Sau thời gian khởi động Lò phản ứng, nhóm khởi động đã biên soạn (bằng tiếng Nga) các tài liệu nghiệm thu kỹ thuật và biên bản tóm tắt các kết quả vật lý. Bản báo cáo này tổng hợp các dữ liệu ghi chép trong quá trình khởi động, đặc biệt trong Nhật ký khởi động và Vận hành Lò phản ứng.

CÁC CÁN BỘ THAM GIA TRỰC TIẾP KHỞI ĐỘNG Lò PHẢN ỨNG

1. Phía Việt nam :

Phạm Duy Hiển, Ngô Quang Huy, Vũ Hải Long, Trần Khánh Mai, Nguyễn Đăng Nhuận, Trần Khắc Ân, Nguyễn Nhị Điền, Nguyễn Ngọc Lâm, Đỗ Văn Hiệp, Phạm Xuân Phương, Nguyễn Trường Sinh, Phạm Văn Lâm, Dương Quang Tân, Trương Cam Ranh, Nguyễn Tác Anh, Lương Ngọc Châu, Lê Vĩnh Vinh, Huỳnh Đông Phương, Nguyễn Thị Năng, Từ Văn Nghĩa.

2. Phía Liên xô (cũ):

Arhangenski N.V., Terekhov A.V., Kuznecov E.M., Trofimov I.V., Lavrenov N.P., Kharlamov N.B., Sokolov I.V., Bakharev V.S., Truskin V.S., Khandamirov U.E., Semenov S.M.

CÁC CÁN BỘ THAM GIA LẮP RÁP VÀ CHUẨN BỊ CHO LÒ PHẢN ỨNG HOẠT ĐỘNG

Để khởi động được lò phản ứng đúng ngày qui định, cán bộ Viện Nghiên cứu Hạt nhân Đà Lạt đã lao động hai ca trong điều kiện thời tiết mưa bão của cuối năm 1983. Đặc biệt tham gia tích cực trong giai đoạn lắp ráp lò và chuẩn bị khởi động có các cán bộ sau đây :

1. Các cán bộ trong Ban quản lý công trình:

Phạm Khắc Chi, Trịnh Hồng Lĩnh, Lê thanh Liêm, Bùi văn Quyền, Hà Đăng Tiến, Nguyễn Thị Thành.

2. Các cán bộ lãnh đạo và KHKT của Viện NCHN ĐL:

Nguyễn Mộng Sinh, Phạm Quốc Trinh, Trần Lâm, Nguyễn văn Đệ, Ngô Phú Kháng, Hà văn Thông, Võ Quốc Lập, Nguyễn Việt Long, Nguyễn văn Quý, Hoàng Xuân Vũ, Phan văn Hiếu, Nguyễn Thế Kỳ, Lê Minh Tuấn, Phan Công Thuyết, Vũ Trung Hiếu, Lê văn Sơ, Phan Trục, Trần Tích Cảnh, Hoàng văn Nguyễn, Nguyễn văn Hùng, Nguyễn Bá Hùng, Nguyễn văn Long, Vũ Xuân Biết, Trần văn Nguyên, Đoàn Ái Thu, .v.v.

3. Các cán bộ từ Trung tâm kỹ thuật hạt nhân TP. hồ Chí Minh :

Nguyễn Văn Đạt, Nguyễn Mộng Hùng, Vũ Huy Thức, Nguyễn thị Thư, Nguyễn Quốc Bình, Hoàng văn Hùng, Lê thị Phụng, Nguyễn Lê Sơn, .v.v.

4. Công ty xây dựng số 14 và Đoàn chuyên gia Liên xô (cũ).

Để có thể khởi động Lò phản ứng đúng tiến độ, phần đóng góp quan trọng thuộc về CB-CNV Công ty xây dựng số 14 do KS Nguyễn Thiêm làm Giám đốc. Công ty đã tiến hành công việc xây lắp từ đầu năm 1982 và hoàn thành vào giữa năm 1984, trong đó những phần việc chủ yếu có liên quan đến khởi động lò được gấp rút hoàn tất. Đoàn chuyên gia Liên xô (cũ) do KS Ulitin làm trưởng đoàn cũng đóng vai trò rất quan trọng trong việc xây lắp, đưa vào khởi động và vận hành Lò phản ứng.

BÁO CÁO
KHỞI ĐỘNG Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

PHẦN 1

**KHỞI ĐỘNG VẬT LÝ Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT
VỚI CẤU HÌNH VÙNG HOẠT KHÔNG CÓ BẦY NƠTRON
(30/10/1983 - 1/11/1983)**

Phạm Duy Hiển, Ngô Quang Huy, Vũ Hải Long, Trần Khánh Mai

I- TÌNH HÌNH CHUẨN BỊ CÁC HỆ CÔNG NGHỆ

1- Lắp lò phản ứng : Lắp bể chứa nhiên liệu từ 10/8 đến 30/8 và lắp vùng hoạt lò phản ứng từ 30/8 đến 28/10/1983.

2- Nước cất : Sản xuất nước cất đủ số lượng (khoảng 30m³) để rửa thùng lò và hệ nước vòng 1, chất lượng nước bảo đảm. Lấy bể chứa nhiên liệu làm bể chứa nước cất trung gian và sử dụng hệ thống lọc nước để lọc nước ở bể này.

3- Hệ nước vòng 1 và 2 : Lắp xong hệ nước vòng 1 và vòng 2 ngày 29/10. Công trình số 7 (tháp làm nguội) chưa lắp gỗ xong, nhưng không ảnh hưởng đến việc khởi động vật lý của lò phản ứng. Tuy nhiên phía Liên xô yêu cầu chưa cho hệ nước vòng 1 chạy vì sợ đường ống và bình trao đổi nhiệt gây bắn cho nước trong lò. Toàn bộ hệ nước vòng 1 và vòng 2 sẽ cho hoạt động ngay sau khi khởi động lò.

4- Hệ thống SUZ và AKNP : Các phần sau đây của hệ SUZ và AKNP hoạt động được

- 6 thanh AZ và KC;
- Các buồng ion hóa DI và DP;
- Các thiết bị hiện hình BVK-14 và hiện số BVX-37 chỉ thị chu kỳ và công suất trong các giải DI và DP, đạt mức báo động và sự cố;
- Dập lò khi sự cố theo các thông tin từ các detecto DI và DP và theo các thông tin từ các hệ thống phụ động (từ 3 ống đếm SNM-11 và 2 buồng ion hóa KNK-56) qua các lối vào côn nghệ của sơ đồ logic AZ;
- Điều khiển bằng tay các thanh KC và AZ; phần chưa hoạt động cần lưu ý là chưa điều khiển được thanh AR.

5- Hệ thống điện : Đã đưa điện cao thế 6,6 kV vào biến thế mới 1000 kVA ngày 21/10/83. Hệ thống điện mới của Nhà 1 đưa vào hoạt động ổn định; điện thi công vẫn dùng biến thế cũ 150 kVA.

6- Hệ thông gió : Hệ thông gió Nhà 1 hoạt động tốt, cho chạy thường xuyên các hệ thổi P1, P2, P3, P5 và các hệ hút V2, V5, V6. Ổng thải khi công trình số 20 đã dựng xong ngày 20/10/83.

7- Hệ đo liều phóng xạ và liều kế cá nhân : Đã đặt xong 11 đầu dò gamma và tủ hệ máy đo tương ứng trong phòng điều khiển P.128 (8 đầu dò trong Nhà lò, 1 đầu dò phòng 128, 1 đầu dò phòng hút lọc khí P.127 và 1 đầu dò nước vòng 2 tại hành lang kính). Chuẩn bị sẵn máy đo liều gamma xách tay và các máy đo beta và anpha tại lối vào phòng lò. Chuẩn bị đủ bút đo liều và bộ đo liều cá nhân LTD và IFKU. Xong hệ RKS-2 nhưng chưa cho làm việc.

8- Hệ thống KIP : Trong số các hệ máy đo kiểm tra (KIP) chuẩn bị xong hệ thống đo nhiệt độ trong thùng lò, nhiệt độ lõi ra bình trao đổi nhiệt, áp suất nước vòng 1 và 2, áp suất các hệ thống lọc nước lò và nước bể chứa nhiên liệu, mức nước trong thùng lò.

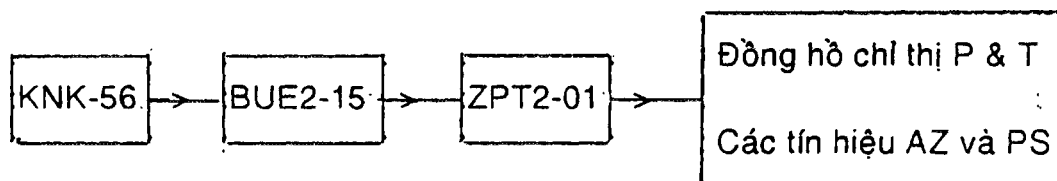
9- Hệ thống thông tin và cứu hỏa : Chưa xong hệ điện thoại nội bộ và báo hỏa. Dùng hệ bộ đàm INTERCOM để liên hệ hai chiều giữa phòng điều khiển và mặt lò. Sử dụng các bình cứu hỏa.

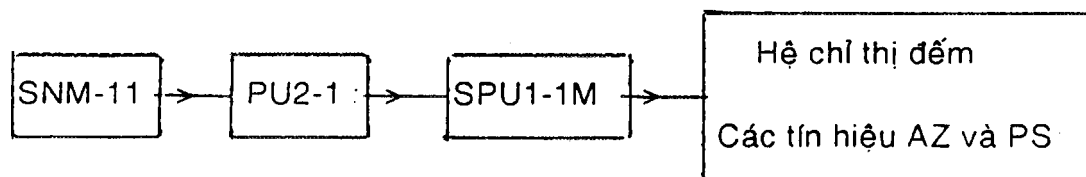
10- Hệ thu nước phóng xạ : Sử dụng đường ống K3 đã xong để đưa nước nhiễm xạ xuống chứa trong bốn bình chứa ở tầng hầm Nhà 2 khi cần thiết.

II- HỆ THỐNG PHỤ ĐỘNG DÙNG TRONG KHỞI ĐỘNG Lò

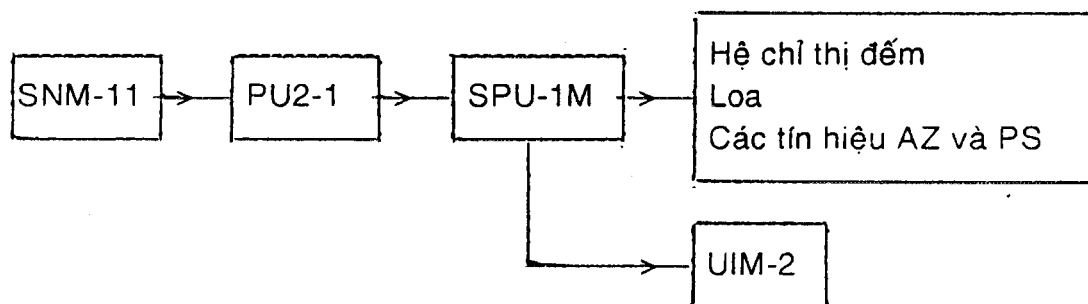
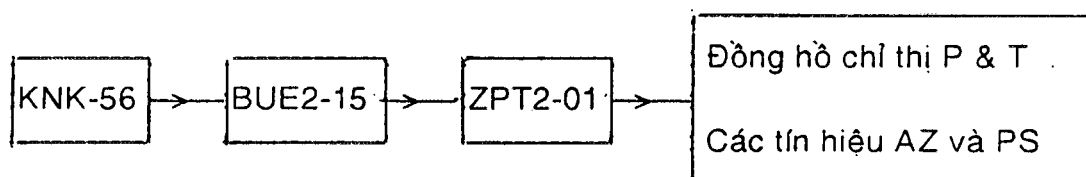
Hệ thống phụ động phục vụ khởi động lò gồm các detecto nơtron đặt tại các kênh ngang số 1, số 2 và số 4 và các thiết bị ghi đo tương ứng (chỉ thị công suất P và chu kỳ T, chỉ thị đếm cũng như cung cấp các tín hiệu sự cố AZ và cảnh báo PS). Số đo ghép nối như sau :

- Tại kênh ngang số 1

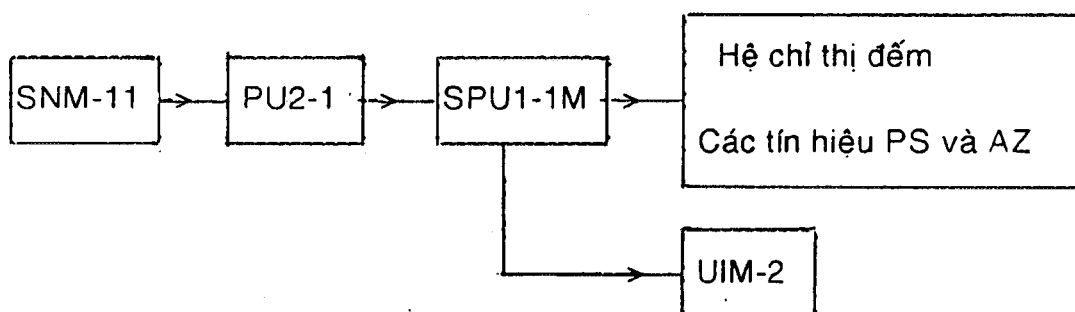
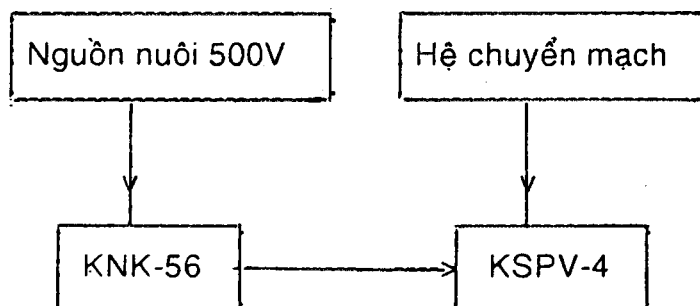




- Tại kênh ngang số 2



- Tại kênh ngang số 4



Chú thích : Ký hiệu dùng trong các sơ đồ trên như sau :

1. **KNK-56** : Buồng ion hóa

Độ nhạy với nơtron chậm 1.10^{-12} A/(nơtron/cm²/sec),

Độ nhạy với bức xạ Gamma 1.10^{-11} A,

Dòng làm việc danh định 250 micro A.

2. **BUE2-15** : Tiền khuếch đại dòng logarit.

3. **ZPT2-01** : Máy đo công suất theo thang logarit và đo tốc độ tăng

công suất. Trên mặt máy có các đồng hồ chỉ thị công suất P và chu kỳ tăng công suất T.

4. **SNM-11** : Ống đếm nơtron

Độ nhạy $y = 1,2$ xung/(nơtron/cm²),

Phòng gamma = 1 xung / phút khi D = 1000 R/h

5. **PU2-1** : Tiền khuếch đại cho ống đếm SNM-11.

6. **SPU1-1M** : Máy đếm nơtron

Máy có : - Chỉ thị số đếm theo hệ cơ số 2 và đồng hồ đếm cơ học (đồng hồ nối tiếp với hệ đếm cơ số 2 với khả năng chọn hệ số đếm K).

- Lối ra cho các tín hiệu cảnh báo và sự cố

PS = (15 đến 25)K/y và AZ = (30 đến 50)K/y.

Các tín hiệu AZ từ các thiết bị phụ động được mắc nối tiếp vào hệ logic AZ của hệ thống SUZ ở chỗ giành cho các tín hiệu công nghệ.

7. **UIM-2** : Máy đo tốc độ đếm nơtron, chỉ thị đồng hồ xung/s.

8. **KSPV-4** : Máy tự ghi dòng từ buồng ion hóa.

Thang đo điều chỉnh được nhờ hệ chuyển mạch.

Vị trí chuyển mạch	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
Dòng đo (nano A)	0.2	0.3	0.6	1	2	5	10	20	50	100	1000

(thang đo có 100 vạch và giá trị dòng đo là giá trị ở vạch thứ 100).

9. Các kênh ghi nơtron bằng ống đếm SNM-11 nối với máy đếm SPU1-1M dùng để đo số nơtron N1 (kênh 1), N2 (kênh 2) và N3 (kênh 4).

Từ các số liệu này vẽ các đường cong 1/N để ngoại suy khối lượng tới hạn.

Ngoài ra trong quá trình nạp nhiên liệu cần theo dõi :

- Máy tự ghi KSPV-4 ghi dòng của buồng ion hóa KNK-56 cho biết độ tăng công suất tương đối.
- Các chỉ thị công suất P và chu kỳ T trên các máy ZPT2-01.
- Các số đếm chỉ thị công suất trên các máy UIM-2.
- Chỉ thị công suất và chu kỳ theo các kênh DI và DP trên màn hình và bộ chỉ thị số lấy từ hệ thống AKNP.

III- QUÁ TRÌNH KHỞI ĐỘNG VẬT LÝ

1. Điều kiện an toàn

Đây là quá trình nạp nhiên liệu vào vùng hoạt để đạt trạng thái tới hạn, trường hợp không có bất ngờ. Thực hiện theo "Chương trình khởi động vật lý lò phản ứng" [1], có thay đổi một ít thứ tự nạp các bó nhiên liệu (BNL) để thuận tiện về thao tác.

Quá trình nạp nhiên liệu bắt đầu ngày 30/10/1983 vào lúc 14h30 và đạt tới hạn lúc 19h50 ngày 1/11/1983.

Nguồn nơtron khởi động là nguồn Californi-252 có cường độ 5.10^7 n/s đã được đặt vào tâm vùng hoạt, ô 7-6.

Ngưỡng cảnh báo PS và sự cố AZ được đặt như sau: đối với 46 BNL đầu thì $PS = 25 \times 256/y$ và $AZ = 50 \times 256/y$ đối với cả 3 hệ đếm SPU1-1 ghi N1, N2, N3. Từ BNL thứ 50 trở đi các giá trị ngưỡng được cho trong bảng sau:

	PS	AZ
N1	$25 \times 4096 / y$	$50 \times 4096 / y$
N2	$25 \times 16384 / y$	$50 \times 16384 / y$
N3	$25 \times 4096 / y$	$50 \times 4096 / y$

2. Khối lượng tới hạn

Thứ tự và số lượng nhiên liệu nạp vào đã được nêu trong [1]. Để xét cụ thể quá trình nạp nhiên liệu ta nhắc lại nguyên tắc nạp nhiên liệu để đạt trạng thái tới hạn lần đầu.

Theo [1], nhiên liệu được nạp theo từng nhóm, trong đó 3 nhóm đầu mỗi nhóm 6 BNL. Các nhóm tiếp theo được xác định từ thực nghiệm như sau. Gọi m_k là số BNL được nạp ở lần thứ k dựa trên các đường cong thực nghiệm $M = N_i(0) / N_i$, $i=1, 2, 3$ ta nhận được giá trị ngoại suy tại $M = 0$ của khối lượng tới hạn thiếu, $m_k(0)$. Khi đó theo [1] số lượng BNL nạp vào lần thứ k + 1 được cho bởi

$$m(k + 1) = [mk(0) - \text{Tổng } mk] / 4 \quad (1)$$

Công thức này dựa theo quy phạm an toàn lò phản ứng của Liên xô.

Hình 1 trình bày sơ đồ nạp nhiên liệu vùng hoạt.

Bảng 1 trình bày các kết quả N1, N2, N3 theo thứ tự và số lượng BNL được nạp vào vùng hoạt và theo vị trí các thanh điều khiển (2 thanh AZ luôn rút khỏi vùng hoạt, vị trí của 4 thanh KC được ký hiệu :

0 = thanh rút khỏi vùng hoạt,

1 = thanh nằm hoàn toàn trong vùng hoạt).

Đối với hai máy đếm xung UIM-2 mắc ở lối ra của các máy SPU1-1M từ hai kênh ngang số 2 và số 4, các giá trị suất đếm đều gần trùng với các giá trị ghi được từ các máy đếm SPU1-1M tương ứng. Một số ví dụ được nêu ra, trong ngoặc (), ở Bảng 1 cho các lần nạp nhiên liệu từ thứ 9 đến thứ 12.

Trên Bảng 1 còn trình bày các giá trị công suất của lò nhận được trên màn hình BVK-14 đối với các buồng ion hóa DI1, DI2, DI3, DP1, DP2, DP3 và giá trị dòng của của buồng ion hóa KNK-56 nhận được trên máy tự ghi KSPV-4.

Các hình 2 và 3 trình bày các đường cong Ni(0) / Ni phụ thuộc vào số BNL đã nạp và các giá trị ngoại suy của khối lượng tới hạn.

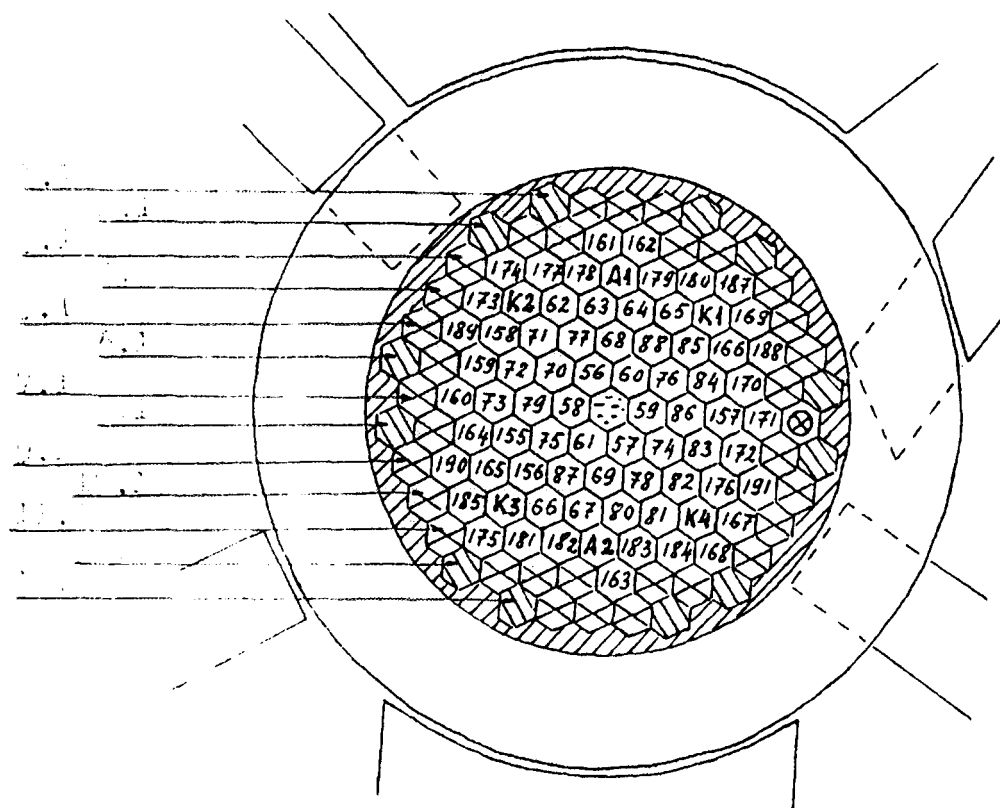
Trong 3 hệ đếm neutron phụ động, ống đếm SNM-11 đặt tại kênh thứ nhất xa vùng hoạt nên ít nhạy hơn đối với sự không đối xứng khi nạp nhiên liệu, do đó đường cong N1(0) / N1 giảm đơn điệu hơn hai đường cong 2 và 3.

Bảng 2 trình bày các thông số trong quá trình nạp nhiên liệu như số BNL nạp vào của mỗi nhóm, mk, giá trị ngoại suy tối thiểu của khối lượng tới hạn sau khi nạp nhóm thứ k, mk(0), tổng số các BNL đã nạp, và số lượng BNL có thể được nạp trong nhóm thứ k+1, m(k + 1), dựa theo công thức (1).

Từ các số liệu của Bảng 2 ta thấy rằng số lượng BNL được nạp thực tế lớn hơn 2-3 lần so với số lượng tính được theo công thức (1). Cần lưu ý rằng việc nạp nhiên liệu như vậy là không thỏa mãn yêu cầu về an toàn lò phản ứng. Tuy nhiên do thận trọng trong quá trình nạp nhiên liệu nên đã không xảy ra trường hợp đập lò vì sự cố.

3. Quá trình nạp nhiên liệu

Trong quá trình nạp nhiên liệu có các giải pháp kỹ thuật đã được thỏa thuận là :



Hình 1. Sơ đồ nạp nhiên liệu vào vùng hoạt.
(*Cấu hình vùng hoạt tối hạn không có bẫy neutron gồm 698NL*)

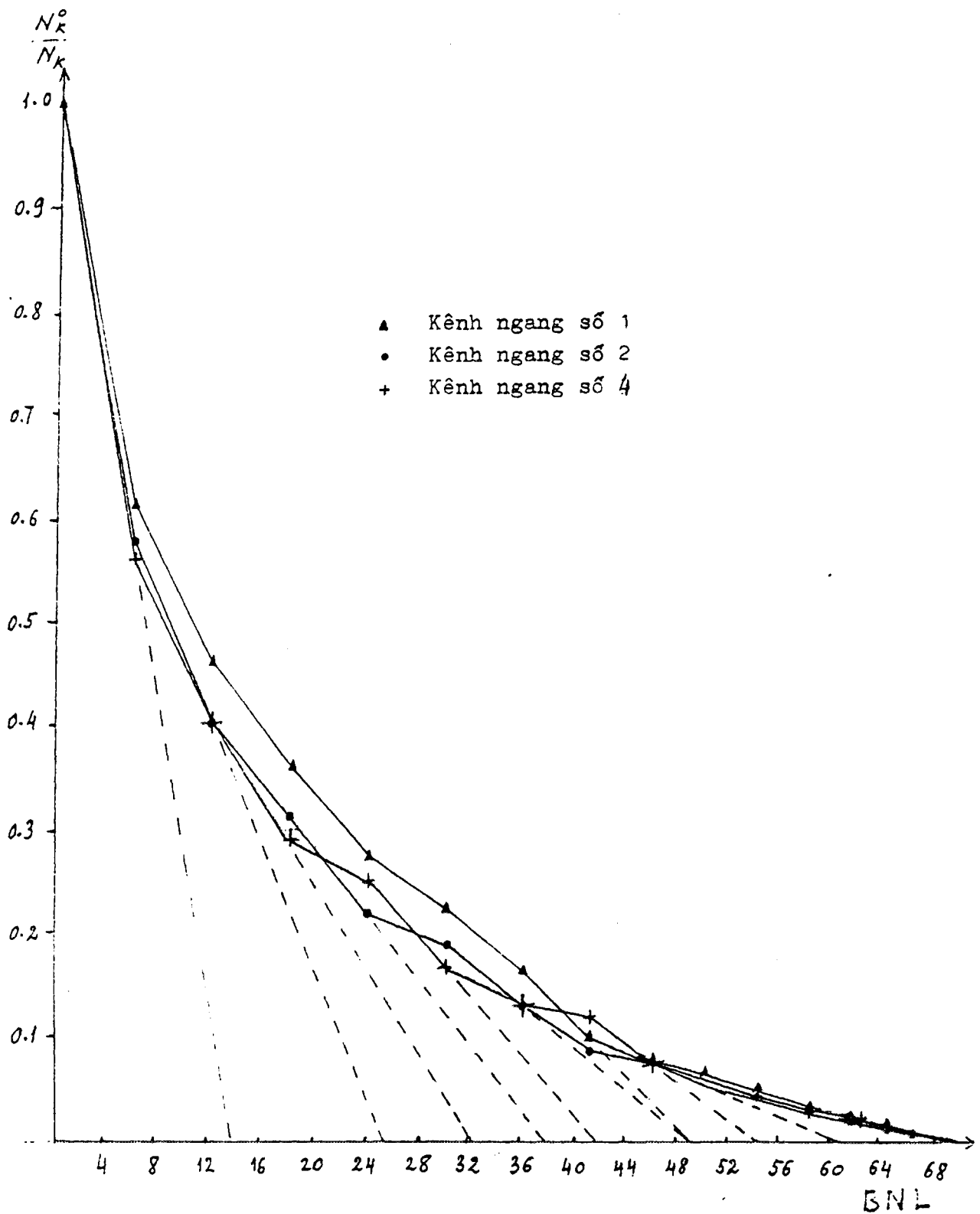
1.1, ..., 2.1, ...	Các ô 1.1, ..., 2.1, ...
,	Các bó nhiên liệu mang số 161, 174, ...
A1, A2	Các thanh bảo vệ sự cố AZ1, AZ2
K1, K2, K3, K4	Các thanh bù trừ KC1, KC2, KC3, KC4
	Thanh điều khiển tự động AR
	Thanh chèn Bêrili
	Thanh chèn nhôm
	Bẫy neutron

Bảng 1 - Sự phụ thuộc của các thông số khởi động lò vào khối lượng nhiên liệu nạp vào vùng hoạt.

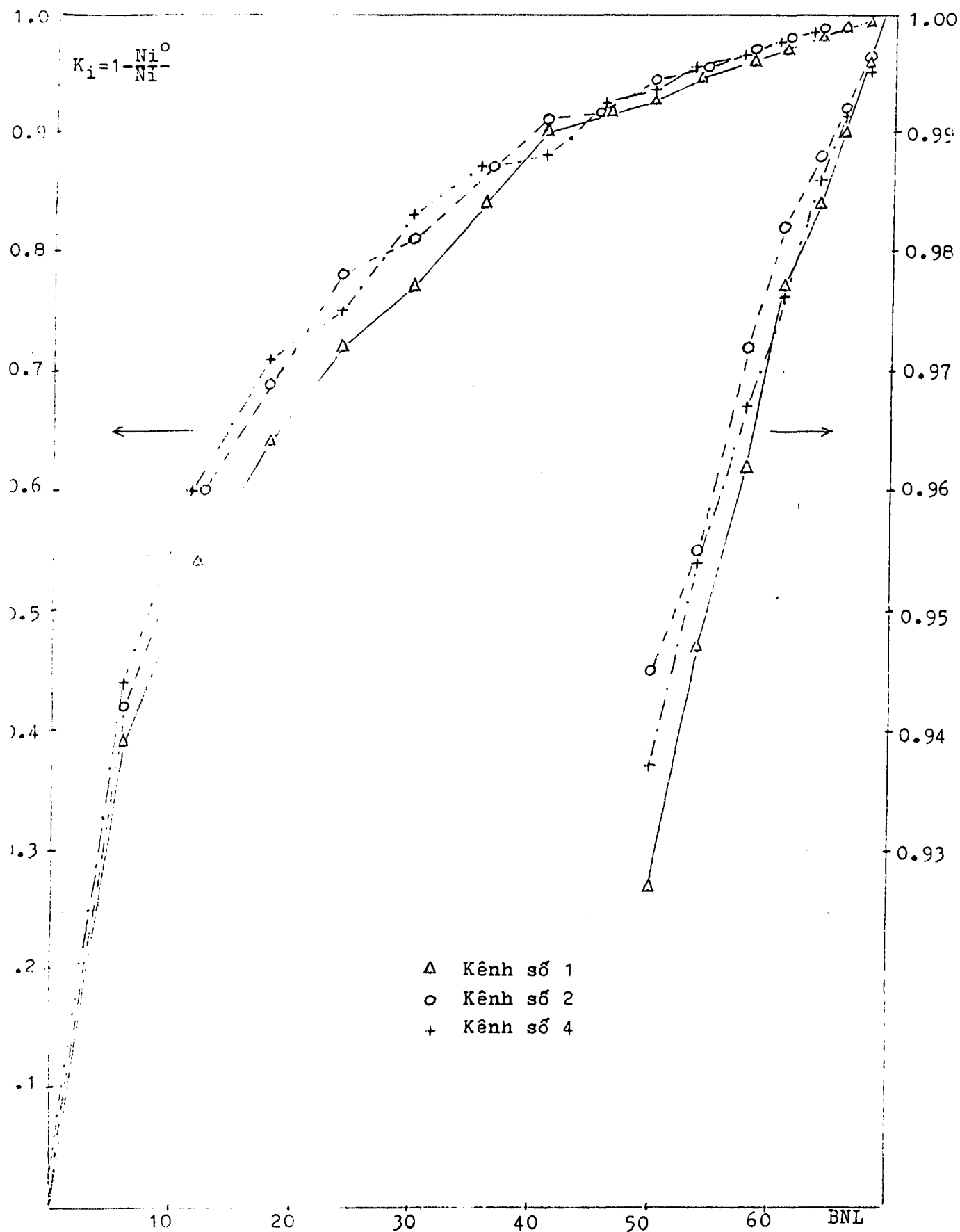
1 - Xem Hình 1, 2 - Vị trí KC : 0 = rút, 1 = nhúng, 3 - thời gian 1 lần đo : phút, giây, 4 - suất đếm trung bình của 3 lần đo, 5 - công suất cho trên màn hình, 6 - đồng buồng ion hóa trên máy tự ghi.

TT ----- Số BNL	Vị trí nạp 1	Vt KC 2	Tg đo ph 3	Suất đếm, xung/s N1 N2 N3 4			Công suất, %N, DI1 DI2 DI3 5			KSPV4 nA 6
0 ---	Nguồn Cf	1	5	18	53	50	/ Giá trị Ni (0) /			
0	7 - 6	0	5	19	57	54	1.3E-5	3E-6	5E-6	0.051
1 ---	6 - 6,	1	1	28	89	85				
6	8 - 7,		40							
	7 - 5, 7-7	0	1	32	99	95	2.5E-5	6E-6	1E-5	0.053
	6-7, 8-6		40							
2 ---	5 - 6,	1	1	38	126	122	3.2E-5	1E-5	1E-5	0.054
	9 - 6,		40							
12	6-5, 8-8	0	1	43	143	135	4.0E-5	8E-6	2E-5	0.055
	8-5, 6-8		40							
3 ---	5-5,	1	1	46	154	164	5.0E-5	8E-6	2E-5	0.056
	9-7,		40							
18	7-4, 7-8	0	1	54	182	186	5.0E-5	1E-5	2E-5	0.057
	9-5, 5-7		40							
4 ---	4-4, 4-5	1	1	57	209	181	6.3E-5	2E-5	2E-5	0.056
	4-6, 4-7	0	1	70	255	215	7.9E-5	2E-5	3E-5	0.057
24	10-4, -5									
5 ---	10-6, 107	1	1	67	233	256	7.9E-5	2E-5	3E-5	0.058
	9-8, 8-9	0	1	86	300	324	1.0E-4	3E-5	5E-5	0.060
30	6-9, 8-5									
6 ---	5-4, 6-4	1	1	94	315	294	1.0E-4	3E-5	4E-5	0.062
	7-3, 8-4	0	1	125	433	401	1.0E-4	3E-5	5E-5	0.064
36	9-4, 7-9									
7 ---	5-3, 6-3	1	1	131	424	318	1.0E-4	3E-5	6E-5	0.062
	7-2, 8-3	0	1	193	629	450	1.6E-4	5E-5	1E-4	0.064
41	9-3									
8 ---	5-9, 6-10	1	1	142	458	445	1.6E-4	4E-5	6E-5	0.068
	7-10, 9-9	0	1	220	720	694	2.5E-4	6E-5	1E-4	0.066
46	8-10									

9	3-3,	1	1	154	577	498	2.0E-4	5E-5	8E-5	0.071
---	3-4,				(570)	(480)				
50	3-6,	0	1	265	1027	850	3.2E-4	8E-5	2E-4	0.080
	3-7				(1050)	(800)				
10	11-3,	1	1	182	649	594	2.0E-4	5E-5	1E-4	0.073
---	11-4,				(640)	(580)				
54	11-6,	0	1	364	1276	1161	4.0E-4	1E-4	2E-4	0.085
	11-7				(1300)	(1050)				
11	2-4,	1	1	214	839	686	2.5E-4		1E-4	0.075
---	2-5,				(820)	(640)	(2.5E-3	5E-4	4E-3)	
58	12-5,	0	1	513	2058	1627	5.0E-4		3E-4	0.095
	4-2				(2050)	(1400)	(6.3E-3	1E-3	1E-2)	
12	3-2,	1	1	256	1018	767	2.5E-4		2E-4	0.077
---	10-2,				(1000)	(720)	(3.2E-3	6E-4	5E-3)	
61	3-8	0	1	796	3203	2338	7.9E-4		4E-4	0.110
					(3000)	(1800)	(1.0E-2	2E-3	2E-2)	
13	11-2, 1-8	1	1	294	1114	950	3.2E-4		2E-4	0.076
---	10-9	0	1	1246	4688	3942	1.3E-3		6E-4	0.132
64							(1.3E-2	3E-3	3E-2)	
14	4 - 9	1	1	346	1200	1064	4.0E-4		2E-4	0.080
---		các	BNL	được	đưa	vào	từng	bước		
66	5 - 10	0	1	1917	7259	6406	2.5E-3		1E-3	0.166
							(2.5E-2	5E-3	4E-2)	
15	5 - 2,	1	1	368	1377	1144	4.0E-4		2E-4	0.082
---	9 - 2	các	BNL	được	đưa	vào	từng	bước		
68	Rút KC1		1	482	1877	1553				
	và KC2		1	734	3208	2116				
	và KC3		1	1446	5479	3874				
	và KC4		1	4654	16543	13699	5.0E-3		3E-3	0.200
							(5.0E-2	2E-2	1E-1)	
16	9 - 10	1	1	385	1434	1246	4.0E		2E-4	0.080
---		BNL	được	đưa	vào	từng	bước			
69	Rút KC1		1	495	1928	1741	(4.0E-3	1E-3	8E-3)	
	và KC2		1	802	3465	2645				
	và KC3		1	1655	6298	4727				
17	Thanh Bel 1	1	1	401	1502	1262	4.0E-2		2E-2	0.74
---	ô 7 - 1						(40E-1	8E-2	6E-1)	
69										
TỚI HẠN KHI KC1 = KC2 = KC3 = 0 CM VÀ KC4 = 6 CM NHỮNG VÀO VÙNG HOẠT										



Hình 2. Sự phụ thuộc của tỉ số $N(o)/N_i$ vào số BNL đã nạp
 và các giá trị ngoại suy của khối lượng tới hạn



Hình 3. Sự phụ thuộc của các hệ số nhân dưới tới hạn vào số lượng BNL được nạp.

Bảng 2 - Khối lượng tới hạn trong quá trình nạp nhiên liệu.

- 1- Số BNL nạp lần thứ k
- 2- Khối lượng tới hạn ngoại suy sau lần nạp k
- 3- Tổng BNL sau lần nạp thứ k
- 4- Số BNL nạp được lần thứ k + 1
- 5- Số BNL thực nạp lần thứ k + 1

TT	mk 1	mk (0) 2	Tổng mk 3	mk + 1 4	mk + 1 thực 5
1	6	14	6	2	6
2	6	25	12	3.2	6
3	6	32	18	3.5	6
4	6	38	24	3.5	6
5	6	42	30	3	6
6	6	49	36	3.2	5
7	5	49	41	2	5
8	5	54	46	2	4
9	4	60	50	2.5	4
10	4	64.5	54	2.5	4
11	4	64.5	58	1.5	3
12	3	66.2	61	1.5	3
13	3	68.3	64	1	2
14	2	69	66	0.7	2
15	2	69.5	68	0.4	1
16	1	-	69	-	-

- Thay đổi thứ tự nạp nhiên liệu so với hướng dẫn [1] vì lý do thuận tiện trong thao tác. Như vậy nhiên liệu đã không được nạp một cách đối xứng vào vùng hoạt. Do đó số đếm của ba hệ đếm nơtron phụ động SNM-11/SPU-1M thay đổi không đơn điệu và các đường cong Ni (0) / Ni tăng giảm lớn (các phép đo đều được lặp lại 3 lần, trừ ở lần nạp cuối, lần thứ 16 và 17 khi đã đạt tới hạn).

Kết quả là giá trị ngoại suy tối thiểu sau mỗi lần nạp của khối lượng tới hạn nhỏ hơn giá trị nhận được trong trường hợp nạp đối xứng.

- Số lượng BNL trong mỗi lần nạp nhiên liệu nhiều hơn so với công thức (1). Điều này có thể chấp nhận được từ các lập luận sau:

+ Do việc nạp nhiên liệu không đối xứng nên giá trị ngoại suy tối thiểu của khối lượng tới hạn nhỏ hơn khi nạp đối xứng;

+ Theo tính toán lý thuyết, khối lượng tới hạn là 77 BNL. Do đó có thể coi số lượng BNL tới hạn không nhỏ hơn 60.

Thật ra việc thừa nhận quá trình nạp nhiên liệu như vậy là không đúng nguyên tắc an toàn, song mỗi lần nạp nhiên liệu đều xem xét cẩn thận việc tăng số đếm nơtron từ các ống đếm SNM-11 và trong các lần nạp cuối cùng có sử dụng quy chế nạp từng bước.

Mặt khác, nạp không đối xứng trong mỗi lần nạp, song phải nạp sao cho các vòng BNL bao quanh nguồn Cf - 252 (ô 7-6) được nạp đầy từ trong ra ngoài. Do đó, sau khi nạp đầy mỗi vòng, phân bố nhiên liệu trong vùng hoạt cũng đối xứng.

Vòng thứ nhất 6 BNL, vòng thứ hai 12 BNL, vòng thứ ba 16 BNL, vòng thứ tư 18 BNL, vòng thứ năm 29 BNL, vòng thứ sáu 17 BNL.

Quá trình nạp nhiên liệu cụ thể được tiến hành như sau :

- Vòng thứ nhất và thứ hai được nạp làm 3 lần, mỗi lần 6 BNL theo đúng hướng dẫn [1].

- Vòng thứ ba được nạp làm 3 lần, mỗi lần 6 BNL (các nhóm thứ 4,5,6 ở Bảng 1) nhưng không theo thứ tự của hướng dẫn. Nhóm thứ 4 gồm các BNL gần kênh ngang số 2, do đó số đếm N2 tăng nhanh, vì vậy trên hình 2, đường cong N2 (0) / N2 giảm nhanh hơn đường cong N3(0)/N3. Nhóm thứ 5 gồm các BNL nằm gần kênh ngang số 4, do đó đường cong N3(0) / N3 giảm nhanh. Nhóm thứ 6 gồm các BNL gần kênh ngang số 1 và số 2, do đó N2(0) / N2 giảm nhanh hơn N3(0) / N3. Từ đồ thị Ni(0) / Ni ta thấy rằng giá trị ngoại suy tối thiểu khối lượng tới hạn trong các trường hợp này nhỏ hơn trường hợp nạp đối xứng.

- Vòng thứ tư được nạp 4 lần (các nhóm 7, 8, 9, 10). Nhóm thứ 7 gồm 5 BNL nằm giữa các thanh KC2 và KC3, nhóm thứ 8 gồm 5 BNL từ

KC1 đến KC4. Nhóm thứ 9 gồm 4 BNL nằm hai bên thanh AZ1. Nhóm thứ 10 gồm 4 BNL nằm hai bên thanh AZ2. Đối với vòng này tính chất bất đối xứng trong việc nạp nhiên liệu cũng thể hiện trên các đường cong $Ni(0) / Ni$ và do đó nhận được giá trị ngoại suy tối thiểu nhỏ hơn của khối lượng tới hạn. Ở các lần nạp này cũng đã giảm số lượng BNL trong mỗi nhóm.

- Vòng thứ năm được nạp 6 lần (các nhóm 11 đến 16). Vị trí nạp các BNL được chọn sao cho các thanh AZ và KC được bao bọc kín trước rồi sau đó mới đến các vị trí khác. Số lượng BNL nạp trong mỗi nhóm được giảm dần từ 4 xuống 3 rồi 2 và 1. Bốn thanh KC và thanh AZ1 được bọc kín, quanh thanh AZ2 còn thiếu ô 12-4 vì ô này nằm giữa thanh AZ2 và ống chuyển mẫu bằng khí nén, cây sào có đường kính 40 mm để gắp nhiên liệu không đưa vào lọt. Kể từ nhóm thứ 14, các BNL được đưa vào vùng hoạt từng bước (4 đến 5 bước) nhờ cơ cấu điều khiển cần cầu.

- Sau khi đưa vào BNL thứ 69 và rút cả bốn thanh KC thì nhận thấy lò phản ứng gần đạt trạng thái tới hạn : chu kỳ tăng công suất lò giảm xuống dưới 100 sec. Tuy nhiên, lò chưa đạt tới hạn bởi vì khi rút nguồn nơtron Cf-252 ra khỏi vùng hoạt thì không duy trì được công suất.

- Tiếp tục đưa thêm một thanh Berili vào ô 7-1. Rút ba thanh KC1 - KC3 ra khỏi vùng hoạt. Rút dần thanh KC4 lên và khi KC4 lên gần hết thì chu kỳ tăng công suất đạt giá trị dưới 100 sec. Tiếp theo, rút nguồn Cf-252 ra đồng thời đưa dần thanh KC4 lên, khi thanh KC4 còn nhúng vào vùng hoạt cỡ 6 cm thì đạt được trạng thái tới hạn, công suất lò phản ứng không thay đổi :

19 GIỜ 50 PHÚT NGÀY 1 THÁNG 11 NĂM 1983.

IV- MỘT SỐ NHẬN XÉT KẾT LUẬN

1. Từ các đồ thị $Ni(0) / Ni$, Hình 2, ta thấy rằng các đường cong đều có dạng lõm, nghĩa là dạng cho giá trị ngoại suy của khối lượng tới hạn nhỏ hơn giá trị khối lượng tới hạn thực. Điều này bảo đảm an toàn khi nạp nhiên liệu.

2. Trên hình 3 trình bày sự phụ thuộc của các hệ số nhân dưới tới hạn $K_i = 1 - Ni(0) / Ni$ vào số lượng BNL được nạp. Hệ số nhân K trung bình đạt giá trị 0,98 với 61 BNL và bằng 0,99 với 66 BNL. Sau khi nạp 68 BNL, hệ số này là $K = 0,995$, tức là độ sau dưới tới hạn $dk = 1 - K = 0,005 < \beta$, với $\beta = 0,0064$ là phần đóng góp tương đối của nơtron trễ.

3. Khi trong vùng hoạt chỉ có nguồn Cf-252, số đếm tại kênh số 1 là $N_1(0) = 19,4$ còn sau khi nạp 68 BNL thì $N_1 = 4654$, như vậy công suất lò đã tăng $N_1/N_1(0) = 240$ lần. Hệ số tăng công suất nhận được từ các số liệu Bảng 1 đối với các vị trí đo $N_1 - N_3$ và $DI_1 - DI_3$ được cho dưới đây :

Vị trí	N1	N2	N3	DI1	DI2	DI3
Hệ số	240	290	255	365	-	500

Như vậy sau khi nạp 68 BNL công suất lò đã tăng khoảng 2 bậc so với công suất nguồn ban đầu. Giá trị thực của công suất chưa xác định được bởi vì thang đo công suất của hệ AKNP chưa được chuẩn định. Các giá trị công suất của DI_1-DI_3 tính ra % công suất danh định N cho trong Bảng 1 chỉ là giá trị quy ước để cho biết độ tăng công suất tương đối mà thôi. Khi mới đặt nguồn Cf-252 và chưa có nhiên liệu, công suất lò chỉ vào cỡ $1.10^{-8} \%N$, chứ không phải $1.E^{-5} \%N$ như đã nêu trong Bảng 1.

Tuy nhiên, từ các giá trị dòng của buồng ion hóa KNK-56 đặt tại kênh ngang số 4 và chỉ thị trên máy tự ghi KSPV-4 thì hệ số tăng tương đối của công suất là $0,2/0,05 = 4$ lần : giá trị này bé hơn nhiều giá trị đã nêu trên đây.

4. Theo tính toán lý thuyết, lò phản ứng đạt tới hạn với cấu hình không có bể nơtron khi vùng hoạt được nạp 77 BNL (xem hình 3 của [2]). Nhưng kết quả thực nghiệm đã cho thấy lò đạt tới hạn khi nạp vào vùng hoạt 69 BNL và 1 thanh Berili. Như vậy kết quả tính toán lý thuyết khá lớn hơn giá trị thực nghiệm.

Tuy nhiên trong tính toán lý thuyết, khối lượng U-235 trong mỗi BNL được cho bằng 38,9 g, trong khi đó khối lượng U-235 thực tế trong mỗi BNL là $2781,8/69 = 40,3g$. Bảng 3 trình bày các thông số về các BNL (số hiệu nhà máy và khối lượng) theo thứ tự nạp nhiên liệu. Ta thấy rằng khối lượng tổng cộng U-235 nạp là 2781,8 g, tương ứng với số lượng BNL "lý thuyết" bằng $2781,8/38,9 = 71,5$ BNL. Tuy vậy, số lượng BNL lý thuyết có thể lớn hơn 71 thanh bởi vì theo như Bảng 3, khối lượng U-235 trung bình của các BNL ở vòng nhiên liệu trong cùng, là vòng BNL có trọng số lớn nhất, là 40,9g, còn các vòng nhiên liệu tiếp theo có khối lượng trung bình là 40,2 g, 40,44 g và 40,3 g.

Bảng 3- Cấu hình tối hạn 69 BNL, thứ tự nạp nhiên liệu và khối lượng U-235

Thứ Tự Nạp			Bố nhiên liệu			
Vòng	Nhóm	Số	Vị trí	Số hiệu	Khối lượng U-235, g	
1	1	1	6-6	056	41.1	T = 245.4 m = 40.9
		2	8-7	057	40.8	
		3	7-5	058	40.5	
		4	7-7	059	41.2	
		5	6-7	060	41.1	
		6	8-6	061	40.7	
2	2	7	5-6	068	39.7	T = 483 m = 40.3
		8	9-6	069	38.2	
		9	6-5	070	40.7	
		10	8-8	074	40.8	
		11	8-5	075	41.7	
		12	6-8	076	41.1	
	3	13	5-5	077	41.3	
		14	9-7	078	39.2	
		15	7-4	079	40.5	
		16	7-8	086	38.6	
		17	9-5	087	40.4	
		18	5-7	088	40.8	
3	4	19	4-4	062	40.2	T = 720.8 m = 40.04
		20	4-5	063	38.6	
		21	4-6	064	39.8	
		22	4-7	065	39.8	
		23	10-4	066	41.0	
		24	10-5	067	40.0	
	5	25	10-6	080	39.2	
		26	10-7	081	39.3	
		27	9-8	082	40.3	
		28	8-9	083	41.5	
		29	6-9	084	41.0	
		30	5-8	085	40.2	
	6	31	5-4	071	40.7	
		32	6-4	072	39.2	
		33	7-3	073	40.0	
		34	8-4	155	39.8	
		35	9-4	156	40.3	
		36	7-9	157	39.9	

4	7	37	5-3	158	40.0	T = 727.5 m = 40.44
		38	6-3	159	40.7	
		39	7-2	160	41.8	
		40	8-3	164	40.5	
		41	9-3	165	41.1	
	8	42	5-9	166	41.4	
		43	6-10	170	41.3	
		44	7-10	171	40.7	
		45	8-10	172	39.6	
		46	9-9	176	39.9	
	9	47	3-3	177	40.0	
		48	3-4	178	39.1	
		49	3-6	179	40.2	
		50	3-7	180	40.2	
	10	51	11-3	181	41.8	
		52	11-4	182	38.3	
		53	11-6	183	40.1	
		54	11-7	184	40.8	
5	11	55	2-4	161	40.7	T = 604.5 m = 40.3
		56	2-5	162	40.8	
		57	12-5	163	41.3	
		58	4-2	173	40.2	
	12	59	3-2	174	41.0	
		60	10-2	185	39.6	
		61	3-8	187	41.1	
	13	62	11-2	175	39.9	
		63	10-9	167	40.5	
		64	11-8	168	40.1	
	14	65	4-9	169	38.8	
		66	5-10	168	40.5	
	15	67	5-2	189	40.1	
		68	9-2	190	40.2	
	16	69	9-10	191	39.7	
		-	7-1	Berili	-	
Khối lượng U-235 tổng cộng tới hạn T = 2781.8 g Khối lượng U-235 trung bình một BNL m = 40.3 g						

V. THÀNH PHẦN NHÓM KHỞI ĐỘNG Lò

Nhóm khởi động lò gồm các thành viên và nhiệm vụ của họ như sau.

TT	Chức vụ	Phía Liên xô	Phía Việt nam
1	Phụ trách khởi động	Arhanghenski N.V	Phạm Duy Hiển
2	Trưởng kíp	Arhanghenski N.V	Ngô Quang Huy
3	Vật lý kiểm tra	Terekhov A.V	Vũ Hải Long Nguyễn Đăng Nhuận
4	Ks điều khiển	Kuznecov E.M	
5	Ks thiết bị phụ động	Trophimov A.B Lavrenov N.P	Trần Khánh Mai Nguyễn Ngọc Lâm
6	Ks hệ SUZ	Kharlamov N.B Sokolov I.V	Nguyễn Nhị Điền
7	Ks hệ kíp	Bakharev V.S	Trần Khắc Ân
8	Ks cơ khí	Truskin V.S	Đỗ Văn Hiệp Phạm Xuân Phương
9	Ks điện		Nguyễn Trường Sinh Phạm Văn Lâm
10	Ks an toàn bức xạ	Khandamirov U.E	Trương Cam Ranh Dương Quang Tân
11	Ks vật lý	Semenov S.M	Nguyễn Tác Anh Lương Ngọc Châu Huỳnh Đông Phương Lê Vĩnh Vinh
12	Ks chế độ nước		Nguyễn Thị Năng Tử Văn Nghĩa

VI. TÀI LIỆU THAM KHẢO

1. Chương trình khởi động vật lý lò phản ứng,
Tài liệu Thiết kế Liên xô, 1980.
2. Qui phạm bảo đảm an toàn khởi động vật lý lò phản ứng,
Tài liệu Vận hành và khai thác lò, Liên xô, 1980.



VN9700003

B Á O C Á O
KHỞI ĐỘNG Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

PHẦN 2

KHỞI ĐỘNG VẬT LÝ
VỚI CẤU HÌNH VÙNG HOẠT CÓ BẦY NƠTRON
(15/12/1983 - 27/1/1984)

Phạm Duy Hiển, Ngô Quang Huy, Vũ Hải Long, Trần Khánh Mai

I - TÌNH HÌNH CHUẨN BỊ ĐỂ KHỞI ĐỘNG

Lò phản ứng được nạp nhiên liệu lần đầu theo cấu hình không có bầy nơtron và đạt tới hạn ngày 1/11/1983 với 69 BN_L (xem /1/, cùng với danh sách tham gia khởi động).

1. So với lần khởi động trước. Các hệ thống công nghệ, đã được chuẩn bị thêm trước khi nạp nhiên liệu gồm có :

- Hệ nước tuần hoàn vòng 1 và vòng 2 : Đã hoạt động ở chế độ danh định. Tháp làm nguội đã lắp xong giàn gỗ nhưng chưa che chắn xung quanh.
- Hệ điều khiển SUZ và AKNP : đầy đủ, kể cả thanh AR.
- Hệ máy đo kiểm tra KÍP: Các máy đo lưu lượng nước vòng 1 và vòng 2 đã hoạt động.

- Hệ thống điện : Hệ thống điện sự cố sử dụng diezen đã hoạt động.
- Hệ thống thoát nước nhiễm xạ : Nối hệ K3 tạm đến Nhà 5 trong đó sử dụng đường K3 từ Nhà 1 đến Nhà 2 và đường đưa nước ngược từ Nhà 5 đến Nhà 2.

Các hệ đo đếm phụ động để khởi động cũng giống như lần trước (xem tài liệu /1/).

2. Sau khởi động vật lý lần trước, ngày 5/11/1983 phát hiện sự xám một thanh nhiên liệu và thanh chèn bằng nhôm. Hiện tượng này xảy ra không bình thường cho đến ngày 15/12/1983. Trong quá trình nạp nhiên liệu, tiếp tục theo dõi hiện tượng này để có kết luận trước khi khởi động năng lượng (xem phụ lục).

3. Ngày 15/12/1983 đã xác định thời gian rơi của các thanh điều khiển trong vùng hoạt :

AZ1 và AZ2 : 0,30 sec ; KC1 : 0,30 sec, KC2 : 0,29 sec ;
KC3 : 0,28 sec, KC4 : 0,26 sec,

II- TRẠNG THÁI TỚI HẠN VỚI CẤU HÌNH VÙNG HOẠT CÓ BẦY NƠTRON

Dựa vào kết quả tới hạn với 69 BNL của lần khởi động trước, việc nạp nhiên liệu lần này có thể tiến hành từng nhóm nhiều bó NBL so với công thức (xem /1/).

Ngày 15/12/1983 bắt đầu nạp nhiên liệu, song gặp khó khăn trong thao tác do trước đó trong vùng hoạt không đạt đủ số thanh nhóm chèn.

Ngày 16/12/83 đặt tất cả các thanh nhóm chèn cần thiết vào vùng hoạt và rút ống chuyển mẫu khi nén ở ô 13-2 ra. Lý do là ống này có đường kính phần trên vùng hoạt bằng 40 mm trong khi kích thước BNL là 35 mm, cho nên khi nạp nhiên liệu ô kế cận, thanh nhiên liệu có thể bị va chạm gây xước vỏ bọc; hơn nữa BNL ở ô 12-4 không nạp vào được vì không gian quá chật.

Ngày 17/12/1983 lại bắt đầu quá trình nạp nhiên liệu và đạt tới hạn ngày 18/12/1983 lúc 17 h 48.

Thứ tự nạp nhiên liệu, Bảng 1, gồm bảy lần nạp. Nhóm thứ nhất 48 BNL, nhóm thứ hai 8 BNL, nhóm thứ ba 6 BNL, nhóm thứ tư 3 BNL, nhóm thứ năm 3 BNL, nhóm thứ sáu 3 BNL và nhóm thứ bảy 1 BNL : **Đạt trạng thái tới hạn với 72 BNL trong cấu hình vùng hoạt có bầy nơtron ở trung tâm.** Trong cấu hình này đã dùng 12 thanh Berili. Hình 1 trình bày cấu hình nạp nhiên liệu và Hình 2 trình bày sự phụ thuộc số đếm ngược vào khối lượng nhiên liệu U-235 của các BNL được cho trong Bảng 1. Tổng khối lượng U-235 tới hạn trong cấu hình này là 2897,4 g.

III. NẠP NHIÊN LIỆU CHO CẤU HÌNH LÀM VIỆC

Quá trình nạp nhiên liệu để tạo một cấu hình làm việc bị chậm lại do phát hiện một số BNL bị xam bề mặt (xem Phụ lục 1). Dưới đây, vị trí các thanh điều khiển được tính bằng mm, độ phản ứng và độ hiệu dụng bằng đơn vị β_{eff} (\$).

Ngày 19/12/1983 đo độ hiệu dụng của thanh AR đạt đến 1 \$. Giá trị này lớn hơn so với quy định an toàn hạt nhân, từ 0,4 đến 0,8 \$. Do đó ngày 21/12/83 đã thay đổi vị trí các BNL; đưa vào kho BNL số 067 ở ô 7-10, chuyển vị trí BNL 074 từ ô 6-11 sang ô 2-7 và BNL 072 từ ô 8-1 sang ô 12-7. Ngoài ra đặt thêm 3 BNL số 078, 180 và 187 vào các ô 12-2, 12-3 và 12-4; ba BNL này đã bị trầy xước trong quá trình nạp nhiên liệu ngày 17 và 18/12/83. Cấu hình nhiên liệu ngày 21/12/83, 74 BNL và 13 thanh Berili, được thể hiện trên Hình 3. Khối lượng tổng cộng U-235 là 2977,9 g.

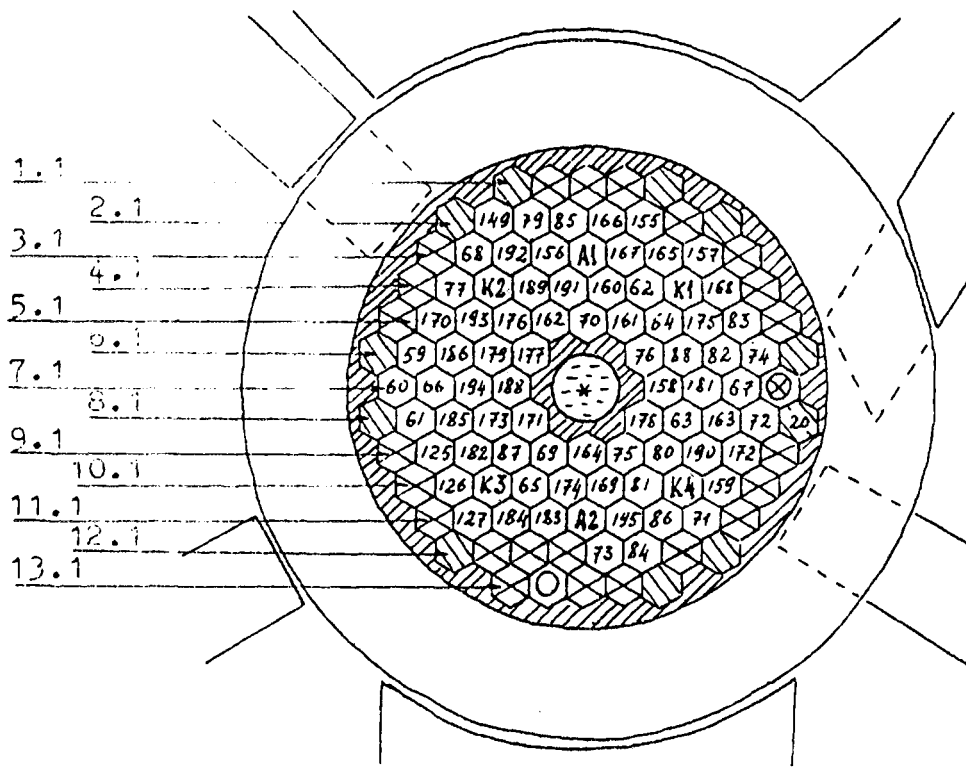
Cấu hình này, với vị trí các thanh điều khiển là : $KC1 = KC3 = KC4 = 0$ mm, $KC2 = 442$ mm, $AR = 0$, được dùng đến ngày 26/12/83 để xác định độ hiệu dụng của các thanh điều khiển và một số thanh nhiên liệu và Berili, xem Bảng 18.

BẢNG 1 - Cấu hình tới hạn 72 BNL, thứ tự nạp nhiên liệu và khối lượng U-235.

Thứ tự nạp		Bó nhiên liệu			
nhóm	số	Vị trí	số hiệu	khối lượng U-235, g	
1	1	6 - 5	177	40.0	T = 1927,3 g
	2	5 - 5	162	40.8	
	3	5 - 7	161	40.7	
	4	5 - 6	070	40.7	
	5	6 - 8	076	41.1	
	6	7 - 8	158	40.0	
	7	8 - 8	178	39.1	
	8	9 - 6	164	40.5	
	9	9 - 7	075	41.7	
	10	9 - 5	069	38.2	
	11	7 - 4	188	40.5	
	12	8 - 5	171	40.7	
	13	8 - 4	173	40.2	
	14	7 - 3	194	41.0	
	15	6 - 4	179	40.2	
	16	5 - 4	176	39.9	
	17	4 - 4	189	40.1	
	18	4 - 5	191	39.7	
	19	4 - 6	160	41.8	
	20	4 - 7	062	40.2	
	21	5 - 8	064	39.8	
	22	6 - 9	088	40.8	
	23	7 - 9	181	41.8	
	24	8 - 9	063	38.6	
	25	9 - 8	080	39.2	
	26	10 - 7	081	39.3	
	27	10 - 5	174	41.0	
	28	10 - 6	169	38.8	
	29	10 - 4	065	39.8	
	30	11 - 6	195	39.0	
	31	11 - 7	086	38.6	
	32	9 - 9	190	40.2	
	33	8 - 10	163	41.3	
	34	7 - 10	067	40.0	
	35	5 - 9	175	39.9	
	36	6 - 10	082	40.3	

BẢNG 1 - (tiếp)

Thứ tự nạp		Bố nhiên liệu			
Nhóm	Số	Vị trí	Số hiệu	Khối lượng U-235, g	
	37	3 - 7	165	41.1	
	38	3 - 6	167	40.5	
	39	3 - 4	156	40.3	
	40	3 - 3	192	39.4	
	41	5 - 3	193	39.8	
	42	6 - 3	186	40.5	
	43	7 - 2	066	41.0	
	44	8 - 3	185	39.6	
	45	9 - 4	087	40.4	
	46	9 - 3	182	38.3	
	47	11 - 4	183	40.1	
	48	11 - 3	184	40.8	
2	49	12 - 5	073	40.0	T = 323,5 g
	50	12 - 6	084	41.0	
	51	11 - 8	071	40.7	
	52	10 - 9	159	40.7	
	53	9 - 10	172	39.6	
	54	8 - 11	072	39.2	
	55	5 - 10	083	41.5	
	56	6 - 11	074	40.8	
3	57	4 - 9	168	40.1	T = 241.9 g
	58	3 - 8	157	39.9	
	59	2 - 6	155	39.8	
	60	2 - 5	166	41.4	
	61	2 - 4	085	40.2	
	62	2 - 3	079	40.5	
4	63	3 - 2	068	39.7	T = 122.3 g
	64	4 - 2	077	41.3	
	65	5 - 2	170	41.3	
5	66	6 - 2	059	41.2	T = 121.1 g
	67	8 - 2	061	40.7	
	68	9 - 2	125	39.2	
6	69	10 - 2	126	40.5	T = 121.4 g
	70	11 - 2	127	39.8	
	71	7 - 1	060	41.1	
7	72	2-2	149	39.9	tới hạn
Khối lượng U-235 tổng cộng tới hạn T=2897,2 g Khối lượng U-235 trung bình 1 BNL m = 40,24 g					

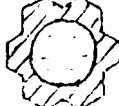


Hình 1. Cấu hình vùng hoạt tối hạn có bể nơtrôn gồm 72 BNL.

149, 68

A1, A2

K1, ..., K4



Các bó nhiên liệu mang số 149, 68, ...

Các thanh bảo vệ sự cố AZ1, AZ2

Các thanh bù trừ KC1, ..., KC4

Thanh điều khiển tự động AR

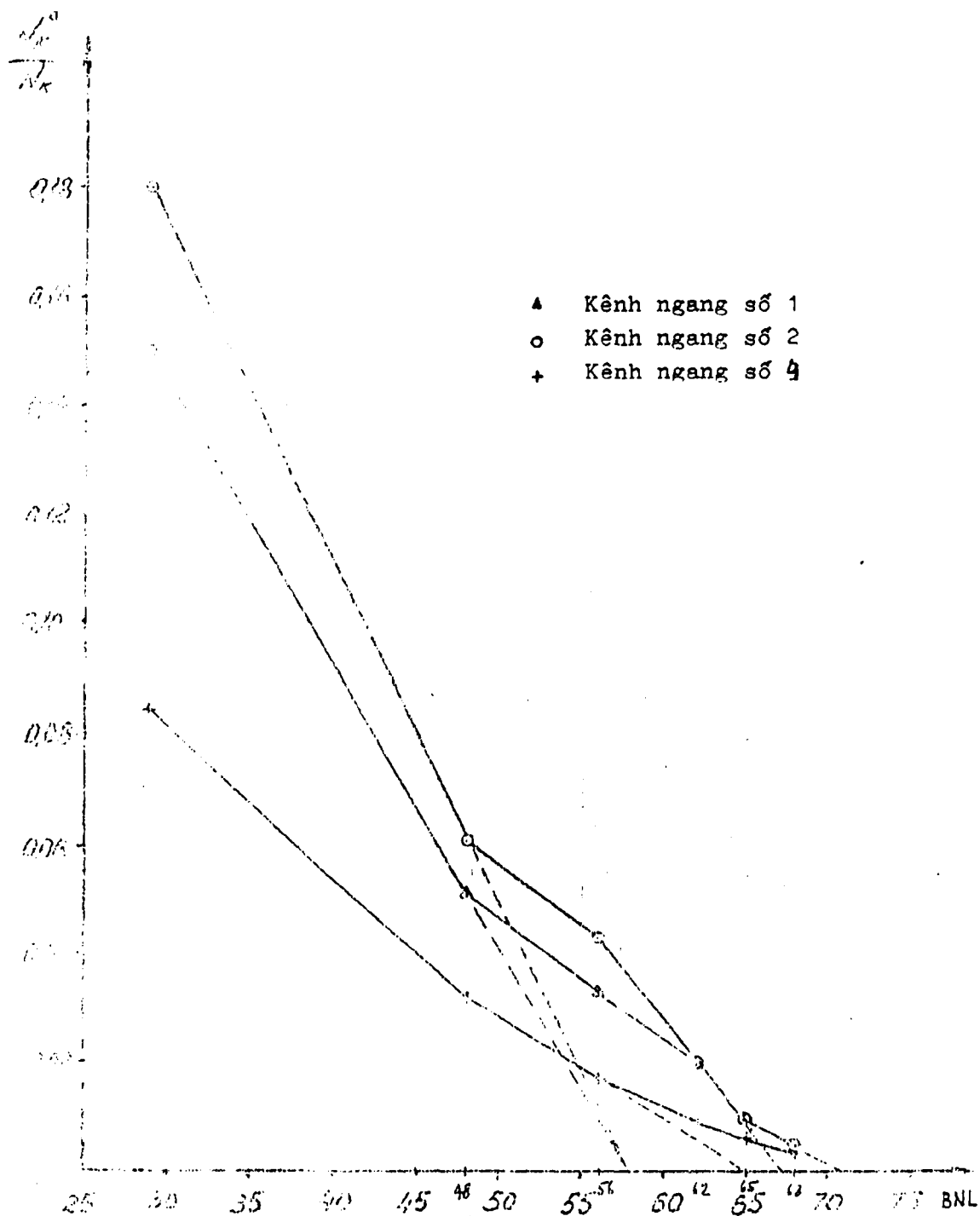
Thanh chèn Bêrili

Thanh chèn nhôm

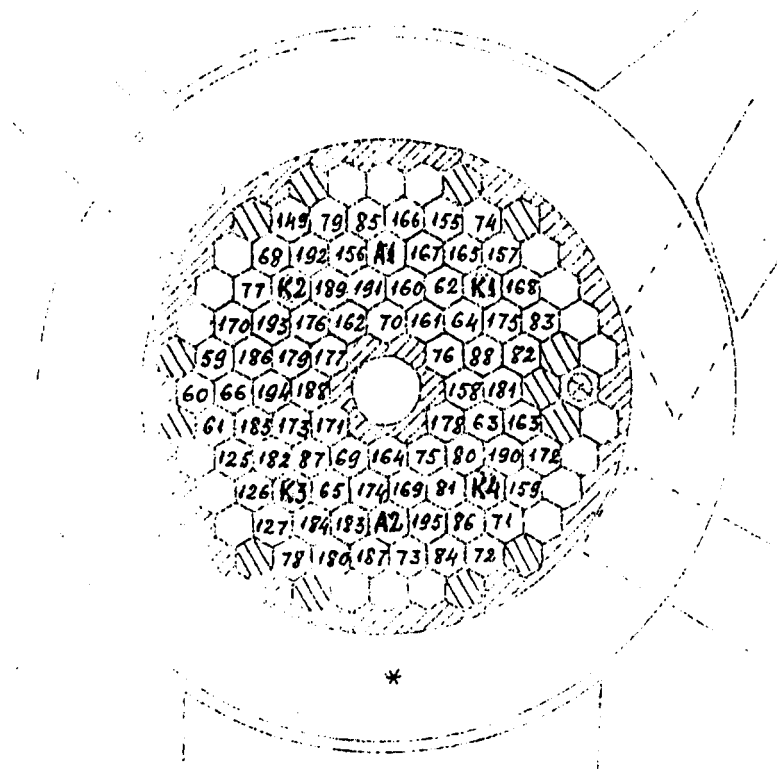
Kênh chiếu mẫu khí nén 13.2

Bể nơtrôn

1.1, ..., 2.1, ... Các ô 1.1, ..., 2.1, ...



Hình 2. Sự phụ thuộc số đếm ngược vào khối lượng nhiên liệu trong quá trình đạt tới hạn của vùng hoạt có bẫy neutrôn (72 BNL)



Hình 3. Cấu hình vùng hoạt gồm 74 BNL
(21 - 26/12/1983)

149, 68

Các BNL mang số 149, 68, ...

A1, A2

Các thanh bảo vệ sự cố AZ1, AZ2

K1, ..., K4

Các thanh bù trừ KC1, ..., KC4



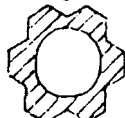
Thanh điều khiển tự động AR



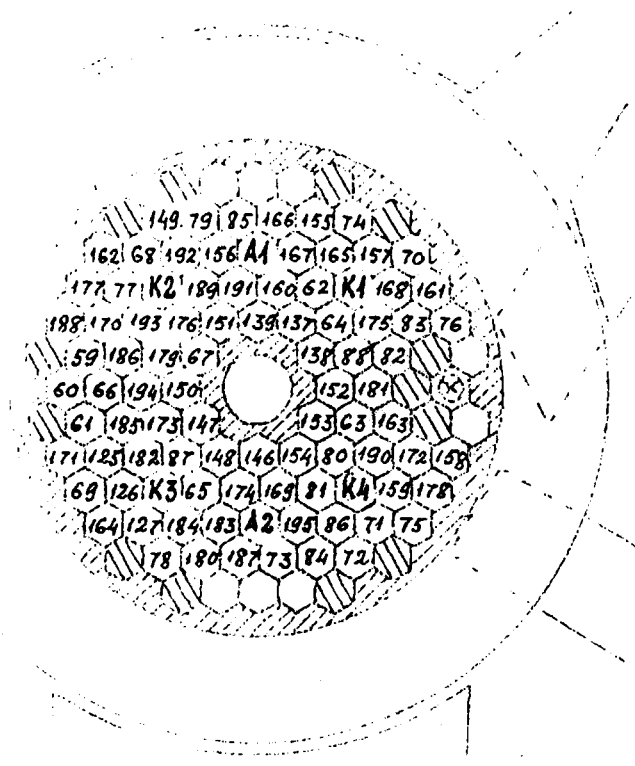
Thanh chèn Bêrili



Thanh chèn nhôm



Bẫy neutron

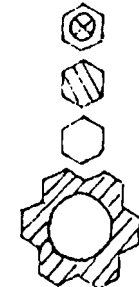


Hình 4. Cấu hình vùng hoạt gồm 86 BNL.
(29/12/1983)

149 162

A1, A2

K1, ..., K4



Các bố nhiên liệu mang số 149, 162, ...

Các thanh bảo vệ sự cố AZ1, AZ2

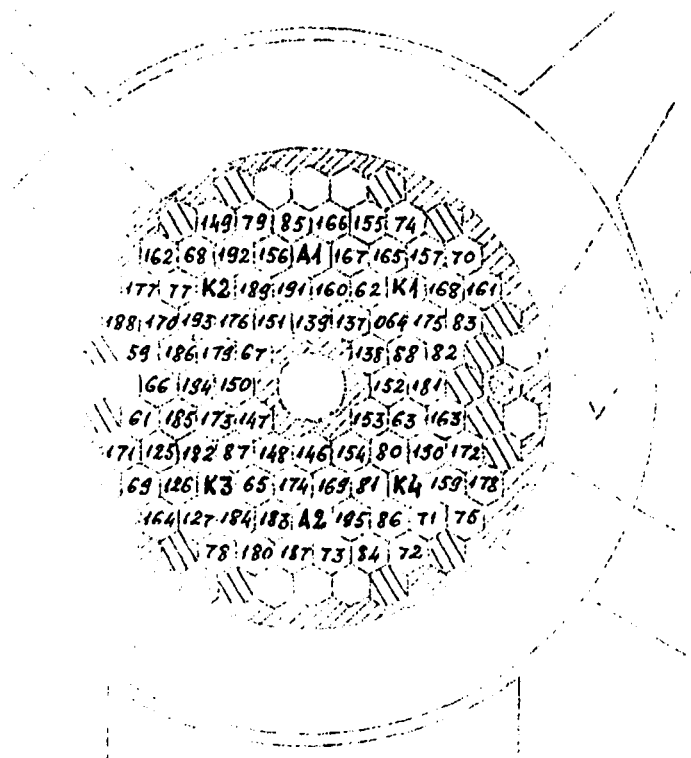
Các thanh bù trừ KC1, ..., KC4

Thanh điều khiển tự động AR

Thanh chèn Bêrili

Thanh chèn nhôm

Bẫy nơtron

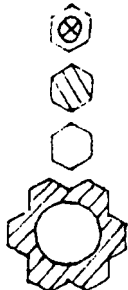


Hình 5. Cấu hình vùng hoạt gồm 83 BNL.
(30/12/1983)

149, 162

A1, A2

K1.....K4



Các BNL mang số 149, 162, ...

Các thanh bảo vệ sự cố AZ1, AZ2

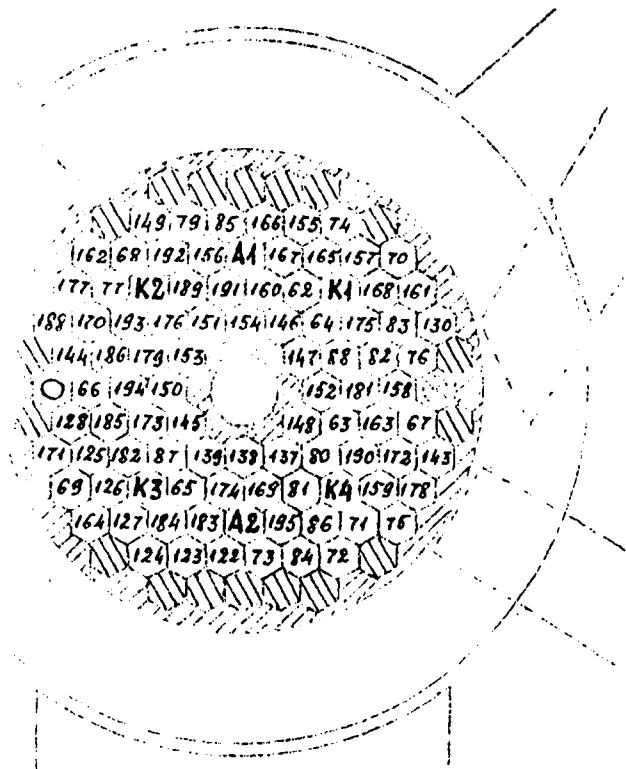
Các thanh bù trừ KC1, ..., KC4

Thanh điều khiển tự động AR

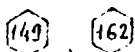
Thanh chèn Bêrili

Thanh chèn nhôm

Bẫy nơtrôn



Hình 7. Cấu hình vùng hoạt gồm 88 BNL
(từ ngày 17/1/1984)



Các BNL mang số 149, 162, ...

A1, A2

Các thanh bảo vệ sự cố AZ1, AZ2

K1, ..., K4

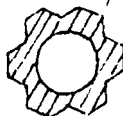
Các thanh bù trừ KC1, ..., KC4



Thanh điều khiển tự động AR



Thanh chèn Bêrili



Bẫy neutron



Kênh thí nghiệm 7.1

Độ hiệu dụng của thanh AR, được bao bọc bởi 3 thanh Berili và 2 thanh nhóm chèn, đã giảm xuống còn 0,86 \$. Thanh AR sẽ dĩ có độ hiệu dụng lớn như vậy là do đã dùng cacbua bor thay vì thép không gỉ như thiết kế nêu.

Độ hiệu dụng các thanh KC, AZ nằm trong khoảng 1,96 đến 2,48 \$. Theo thiết kế các thanh này có độ hiệu dụng cỡ 4 \$.

Ngày 27/12/83 chuyển 12 BNL vòng trong cùng ra ngoài cùng. Cấu hình này không đạt tới hạn.

Ngày 29/12/93 nạp thêm 12 BNL vào vòng trong cùng, như vậy ta được cấu hình 86 BNL với 13 thanh Berili, Hình 4, và khối lượng U-235 tổng cộng là 3461,4 g. Trong cấu hình này xung quanh thanh AR vẫn là 3 thanh Berili và 2 thanh nhóm.

Với cấu hình này cũng đã xác định độ hiệu dụng của các thanh điều khiển và một số BNL và thanh Berili. Kết quả, Bảng 18, cho thấy độ hiệu dụng của các thanh KC lớn hơn so với cấu hình 74 BNL. Đặc biệt là độ hiệu dụng của thanh AR đạt đến 1,04 \$ quá lớn so với quy định an toàn hạt nhân.

Ngày 30/12/83 thay hai BNL số 076 ở 5-11 và số 158 ở 9-11 bằng các thanh Berili và ở 7-1 để trống. Như vậy ta được cấu hình 83 BNL với 15 thanh Berili, Hình 5. Việc tạo cấu hình này nhằm xác định độ hiệu dụng thanh AR khi được bao quanh bằng 5 thanh Berili và 2 thanh nhóm. Kết quả cho thấy độ hiệu dụng thanh AR giảm xuống còn 0,85 \$. Giá trị này có thể chấp nhận được, tuy nhiên cấu hình trở nên không đối xứng không tiện lợi cho việc khai thác lò.

Để xem xét khả năng thay thanh AR, ngày 31/12/83 đã xác định độ hiệu dụng của một thanh thép không gỉ đường kính 28 mm đặt tại ô 7-1 đối xứng với ô vị trí thanh AR. Kết quả cho độ hiệu dụng bằng 0,58 \$. Như vậy nên dùng thép không gỉ làm thanh AR. Do đó trước khi tìm kiếm một cấu hình làm việc đã quyết định thay thanh cacbua bor bằng thanh thép không gỉ. Đó là 2 thanh dài 50 cm, đường kính 28 mm, nối tiếp nhau, các thanh này nguyên được dùng để tạo trọng lượng đặt dưới các thanh điều khiển. Cuối cùng đã đạt được cấu hình làm việc gồm 88 BNL, 18 thanh Berili và sử dụng từ ngày 14/1/84 đến 16/1/84, Hình 6 và Bảng 18.

Ngày 17/1/84 vẫn giữ cấu hình 88 BNL - 18 thanh Berili nhưng trong đó thay các BNL số 059, 060 và 061, là những BNL đã bị xám khi để ở kho chứa tạm thời từ ngày 2/11/1983, bằng các BNL mới số 144 ở 6-2, 130 ở 5-11 và 128 ở 8-2 và cũng thay các BNL bị sứt số 078, 180 và 187 bằng các BNL số 124 ở 12-2, 123 ở 12-3 và 122 ở 12-4, Hình 7.

Tóm lại, đã xác định được 3 cấu hình có bẫy nơtron : cấu hình có độ sâu dưới tới hạn nhỏ gồm 74 BNL - 13 thanh Berili, cấu hình gồm 86 BNL - 13 thanh Berili và cấu hình làm việc 88 BNL - 18 thanh Berili. Cấu hình làm việc này là cấu hình cuối cùng trong đợt khảo sát khởi động vật lý và cũng dùng cho khởi động năng lượng và khai thác lò tiếp theo, Bảng 2.

IV - ĐẶC TRƯNG TÍCH PHÂN VÀ ĐỘ HIỆU DỤNG THANH AR

4.1 - Phương pháp

Đặc trưng tích phân của một thanh điều khiển là sự phụ thuộc của độ phản ứng hiệu dụng vào độ nhúng sâu của thanh trong vùng hoạt. Độ hiệu dụng của thanh là độ phản ứng gây ra khi thanh được nhúng hoàn toàn vào vùng hoạt. Độ hiệu dụng được xác định khi xác định đường đặc trưng tích phân của thanh. Trong đợt khởi động vật lý này xác định đặc trưng tích phân của thanh AR bằng phương pháp chu kỳ nhân đôi và đặc trưng tích phân của các thanh khác bằng phương pháp bù trừ với thanh AR.

BẢNG 2-Cấu hình làm việc 88 BNL,18 thanh berili, vị trí nhiên liệu và khối lượng U-235.

Số TT	Bố nhiên liệu			Số TT	Bố nhiên liệu		
	Vị trí	Mã số	m U-235		Vị trí	Mã số	m U-235
1	2 - 2	149	39.9	2	2 - 3	079	40.5
3	2 - 4	085	40.2	4	2 - 5	166	41.4
5	2 - 6	155	39.8	6	2 - 7	074	40.8
7	3 - 1	162	40.8	8	3 - 2	068	39.7
9	3 - 3	192	39.4	10	3 - 4	156	40.3
11	3 - 6	167	40.5	12	3 - 7	165	41.1
13	3 - 8	157	39.9	14	3 - 9	070	40.7
15	4 - 1	177	40.0	16	4 - 2	077	41.3
17	4 - 4	189	40.1	18	4 - 5	191	39.7
19	4 - 6	160	41.8	20	4 - 7	062	40.2
21	4 - 9	168	40.1	22	4 - 10	161	40.7
23	5 - 1	188	40.5	24	5 - 2	170	41.3
25	5 - 3	193	39.8	26	5 - 4	176	39.9
27	5 - 5	151	40.8	28	5 - 6	154	41.2
29	5 - 7	146	40.5	30	5 - 8	064	39.8
31	5 - 9	175	39.9	32	5 - 10	083	41.5
33	5 - 11	130	40.4	34	6 - 2	144	39.8
35	6 - 3	186	40.5	36	6 - 4	179	40.2
37	6 - 5	153	38.7	38	6 - 8	147	40.9
39	6 - 9	088	40.8	40	6 - 10	082	40.3
41	6 - 11	076	41.1	42	7 - 2	066	41.0
43	7 - 3	194	41.0	44	7 - 4	150	41.6
45	7 - 8	152	41.1	46	7 - 9	181	41.8
47	7 - 10	158	40.0	48	8 - 2	128	40.3
49	8 - 3	185	39.6	50	8 - 4	173	40.2
51	8 - 5	145	40.1	52	8 - 8	148	39.5
53	8 - 9	063	38.6	54	8 - 10	163	41.3
55	8 - 11	067	40.0	56	9 - 1	171	40.7
57	9 - 2	125	39.2	58	9 - 3	182	38.3
59	9 - 4	087	40.4	60	9 - 5	139	39.5
61	9 - 6	138	39.7	62	9 - 7	137	40.4
63	9 - 8	080	39.2	64	9 - 9	190	40.2

BẢNG 2- (tiếp)

Số TT	Bó nhiên liệu			Số TT	Bó nhiên liệu		
	Vị trí	Mã số	m U-235, g		Vị trí	Mã số	m U-235, g
65	9 - 10	172	39.6	66	9 - 11	143	38.8
67	10 - 1	069	38.2	68	10 - 2	126	40.5
69	10 - 4	065	39.8	70	10 - 5	174	41.0
71	10 - 6	169	38.8	72	10 - 7	081	39.3
73	10 - 9	159	40.7	74	10 - 10	178	39.1
75	11 - 1	164	40.5	76	11 - 2	127	39.8
77	11 - 3	184	40.8	78	11 - 4	183	40.1
79	11 - 6	195	39.0	80	11 - 7	086	38.6
81	11 - 8	071	40.7	82	11 - 9	075	41.7
83	12 - 2	124	38.7	84	12 - 3	123	40.2
85	12 - 4	122	40.7	86	12 - 5	073	40.0
87	12 - 6	084	41.0	88	12 - 7	072	39.2
Khối lượng U-235 tổng cộng đã nạp là 3537,3 g							

Quá trình xác định đặc trưng thanh AR như sau. Đưa lò đến trạng thái tới hạn với thanh AR hoàn toàn nhúng trong vùng hoạt, vị trí 650 mm. Kéo thanh AR lên một đoạn để đưa vào một độ phản ứng dương r : công suất lò tăng. Xác định chu kỳ nhân đôi công suất T_2 , dựa theo phương trình giờ ngược $r = f(T_2)$ xác định được phản ứng dương r tương ứng. Bước tiếp theo, xác lập lại trạng thái tới hạn với công suất ban đầu bằng cách thay đổi vị trí các thanh KC đồng thời vẫn giữ nguyên vị trí thanh AR. Sau đó lặp lại quá trình mô tả trên đây, đưa độ phản ứng dương vào bằng cách kéo thanh AR lên một đoạn và tiếp tục quá trình cho đến khi thanh AR được rút toàn bộ khỏi vùng hoạt. Sau khi xác định độ phản ứng với từng đoạn thanh AR, cộng các phản ứng này lần lượt theo chiều sâu để xây dựng đường đặc trưng tích phân của thanh.

Vị trí thanh AR được xác định trên bảng chỉ thị vị trí ở bản điều khiển. Thời gian nhân đôi công suất được xác định nhờ đồng hồ bấm giây. Hệ thống thiết bị phụ động gồm buồng ion hóa KNK - 56 đặt trong kênh ngang số 4 và máy tự ghi KSPV - 4 ghi dòng tỷ lệ với công suất lò.

Khi xác định đặc trưng tích phân của thanh AR cần tránh ảnh hưởng của hiệu ứng nhiệt độ, hiệu ứng công suất và hiệu ứng nhiễm độc xenon. Trong khởi động vật lý, các hiệu ứng này chưa xuất hiện vì tiến hành ở công suất rất bé. Trong các phép đo, trạng thái tới hạn đạt được ở công suất khoảng $1 \cdot E-5\% N$ (tức cỡ $1 \cdot E-2 W$), với N là công suất danh định bằng 500 KW. Độ chu kỳ nhân đôi ở mức công suất $1 \cdot E-4\% N$. Trong các điều kiện này, phương trình giờ ngược sử dụng các thông số nơtron trễ từ phân hạch U-235.

Ngoài ra, trong quá trình xác định đặc trưng tích phân thanh AR còn phải chú ý đến ảnh hưởng của các thanh hấp thụ gần, là các thanh KC1 và KC4. Vì vậy thường hay khảo sát các cấu hình $KC1 = KC4 = 0$ mm và cấu hình 4 thanh điều khiển KC nhúng đều nhau. Sau đây là kết quả đặc trưng tích phân và độ hiệu dụng của thanh AR bằng cacbua Bor và bằng thép không gỉ.

Chú ý - Trong thực tế, khi khởi động cũng như vận hành lò sau này, vị trí ký hiệu 4 thanh KC khác với các bản vẽ thiết kế.

4.2 - Thanh AR cacbua bor

Đặc trưng tích phân được xác định đối với 4 cấu hình nhiên liệu khác nhau trong vùng hoạt.

a) Cấu hình 75 BNL và 12 thanh Berili, ngày 21/12/ 83.

Cấu hình này giống cấu hình trên Hình 3 cộng thêm tại ô 7-10 đặt 1 BNL thay cho thanh Berili : như vậy xung quanh thanh AR đặt 1 BNL, 2 thanh Be và 2 thanh nhóm. Cấu hình các thanh điều khiển là $KC1 = KC3 = KC4 = 0$ mm, còn KC2 dùng làm bù trừ để đạt trạng thái tới hạn. Kết quả cho trong Bảng 3 trong đó chú ý rằng r là độ hiệu dụng tương ứng với độ dịch sâu của thanh vào vùng hoạt, còn trong quá trình đo thì thanh AR được rút dần lên theo chiều ngược lại.

BẢNG 3 - Đặc trưng thanh AR cacbua bor

dr : độ phản ứng dương ứng với chu kỳ nhân đôi T2,

r : độ hiệu dụng tương ứng với vị trí nhúng của AR

rc : độ hiệu dụng chuẩn về đơn vị của thanh AR

a) Cấu hình 75 BNL 12 thanh Be : $KC1 = KC3 = KC4 = 0$					
Vị trí thanh KC2, mm	Vị trí thanh AR, mm	Chu kỳ T2, sec	Độ hiệu dụng		
			dr	r	rc
365	650	-	-	1.133	1.00
385	450	31.5	0.172	0.961	0.85
425	350	14.9	0.269	0.692	0.61
475	250	13.4	0.284	0.408	0.36
548	150	16.4	0.255	0.153	0.136
650	0	36.9	0.153	0	0
b) Cấu hình 74 BNL 13 thanh Be : $KC1 = KC3 = KC4 = 0$					
Vị trí thanh KC2, mm	Vị trí thanh AR, mm	Chu kỳ T2, sec	Độ hiệu dụng		
			dr	r	rc
317	650	-	-	0.857	1.00
340	450	37.2	0.153	0.704	0.83
372	325	19.3	0.234	0.470	0.55
405	225	20.8	0.223	0.247	0.29
455	0	17.4	0.247	0	0

Bảng 3 - (tiếp)

c) Cấu hình 86 BNL 13 thanh Be: $KC1 = KC2 = KC3 = KC4$					
Vị trí bốn thanh KC, mm	Vị trí thanh AR, mm	Chu kỳ T2, sec	Độ hiệu dụng		
			dr	r	rc
363	650	-	-	1.044	1.00
367	500	41.4	0.142	0.902	0.86
375	400	17.0	0.252	0.650	0.62
385	300	15.0	0.270	0.380	0.36
392	200	28.6	0.184	0.196	0.19
398	100	36.5	0.155	0.041	0.04
400	0	100.	0.041	0	0
d) Cấu hình 83 BNL 15 thanh Be : $KC1 = KC2 = KC3 = KC4$					
Vị trí bốn thanh KC, mm	Vị trí thanh AR, mm	Chu kỳ T2, sec	Độ hiệu dụng		
			dr	r	rc
355	650	-	-	0.865	1.00
365	450	22.6	0.21	0.655	0.76
373	325	15.2	0.27	0.256	0.45
380	200	16.7	0.256	0.129	0.15
383	0	200	0.129	0	0

Trong cột cuối cùng của Bảng 3, độ hiệu dụng tổng của thanh AR (= 1.13 \$) được chuẩn về đơn vị; điều này giúp ta so sánh dạng các đường đặc trưng tích phân trong các cấu hình khác nhau, Hình 8.

b) Cấu hình 74 BNL và 13 thanh Berili, ngày 22/12/83.

Xung quanh thanh AR đặt 3 thanh Berili và 2 thanh nhóm, Hình 3. Kết quả cho trong Bảng 3b với độ hiệu dụng tổng của thanh AR = 0,85.

c) Cấu hình 86 BNL và 13 thanh Berili, ngày 29/12/83.

Xung quanh thanh AR vẫn đặt 3 thanh Berili và 2 thanh nhóm, Hình 4. Bốn thanh KC có cùng vị trí nhúng sâu. Kết quả cho trong Bảng 3c với độ hiệu dụng tổng của thanh AR = 1.04.

d) Cấu hình 83 BNL và 15 thanh Berili, ngày 30/12/83.

Xung quanh thanh AR có 3 thanh Berili và 2 thanh nhóm. Độ hiệu dụng tổng = 0,86, xem Bảng 3d.

Hình 8 trình bày các đặc trưng tích phân sau khi chuẩn về đơn vị. Ý nghĩa của các đường cong này sẽ được phân tích so sánh với các đặc trưng của thanh AR bằng thép không gỉ ở phần dưới đây.

4.3 - Thanh AR thép không gỉ

Như trên đã nói, từ ngày 14/1/84 vùng hoạt có cấu hình làm việc 88 BNL và 18 thanh Berili với thanh AR bằng thép không gỉ. Trong cấu hình này đã khảo sát đặc trưng tích phân của thanh AR đối với các bố trí khác nhau của các thanh điều khiển.

a) Ngày 14/1/84 với 4 thanh KC có cùng vị trí cho độ hiệu dụng thanh AR = 0.489, xem Hình 6 và Bảng 4a.

b) Ngày 23/1/84 với cặp thanh KC2, KC3 giữ cố định ở vị trí nhúng hoàn toàn, độ hiệu dụng thanh AR = 0.593, xem Hình 7 và Bảng 4b.

c) Với vị trí ngược lại của các thanh điều khiển, giữ cố định cặp thanh KC1 = KC4 = 650 mm, độ hiệu dụng của thanh AR giảm xuống = 0.449, Bảng 4c.

Ta nhận xét rằng trong 3 trường hợp trên, độ hiệu dụng r của 3 thanh AR thép không gỉ phụ thuộc nhiều vào vị trí cặp thanh KC1, KC4 : r tăng khi rút dần cặp thanh này ra khỏi vùng hoạt. Hình 8 trình bày các đường đặc trưng tích phân chuẩn này, tuy rằng mỗi đường cong chỉ được xác định bằng 3 điểm đo. Sau khi khởi động năng lượng đã tiến hành xác định lại các đặc trưng tích phân này của thanh AR.

d) Ngày 28/2/84, 4 thanh KC = 450 mm, $r = 0.442$, Bảng 4d.

e) Ngày 29/2/84, KC1 = KC4 = 650 mm, $r = 0.461$, Bảng 4e

f) Ngày 1/3/84, KC2 = KC3 = 650, KC1 = KC4 = 370, $r = 0.529$, Bảng 4f

BẢNG 4 - Đặc trưng thanh AR thép không gỉ.

Cấu hình 88 BNL và 18 thanh Berili.

a) Vị trí các thanh KC1 = KC2 = KC3 = KC4					
KC1 - KC4	AR	T2, s	dr	d. h. d r	r chuẩn
450	650	-	-	0.489	1.00
457	400	32.6	0.167	0.322	0.66
467	200	19	0.218	0.104	0.21
472	0	62	0.104	0	0
b) Vị trí các thanh KC2 = KC3 = 650					
KC1 = KC4	AR	T2, s	dr	d. h. d r	r chuẩn
368	650	-	-	0.593	1.00
375	400	29.5	0.179	0.414	0.70
392	250	17.9	0.245	0.169	0.29
-	0	31.9	0.169	0	0
c) Vị trí các thanh KC1 = KC4 = 650					
KC2 = KC3	AR	T2, s	dr	d. h. d r	r chuẩn
375	650	-	-	0.439	1.00
380	400	57.3	0.110	0.329	0.75
395	200	18.3	0.244	0.085	0.19
-	0	79	0.085	0	0

Bảng 4 - (tiếp)

d) Vị trí các thanh $KC1 = KC2 = KC3 = KC4$					
KC1 - KC4	AR	T2, s	d r	d. h. d r	r chuẩn
450	650	-	-	0.442	1.00
-	400	39.2	0.147	0.295	0.67
-	300	53.6	0.116	0.179	0.41
-	200	65.3	0.100	0.079	0.18
-	0	90.5	0.079	0	0
450	650	-	-	0.474	1.00
-	400	37	0.148	0.326	0.69
-	300	50.3	0.122	0.204	0.43
-	200	56.6	0.112	0.092	0.19
-	0	72	0.092	0	0
e) Vị trí các thanh $KC1 = KC4 = 650$					
KC2 và KC3	AR	T2, s	d r	d. h. d r	r chuẩn
363	650	-	-	0.461	1.00
370	400	56	0.112	0.349	0.76
385	200	17	0.251	0.098	0.212
-	0	66	0.098	0	0
363	650	-	-	0.379	1.00
372	400	64.4	0.100	0.279	0.74
377	300	65.5	0.099	0.180	0.49
380, 390	200	66	0.098	0.082	0.22
382, 395	0	84	0.082	0	0
f) Vị trí các thanh $KC2 = KC3 = 650$					
KC1 và KC4	AR	T2, s	d r	d. h. d r	r chuẩn
360	650	-	-	0.529	1.00
368	400	32.5	0.168	0.361	0.69
381, 375	300	35.5	0.158	0.203	0.39
387	200	52	0.119	0.084	0.16
-	0	80.6	0.084	0	0
358	650	-	-	0.555	1.00
367	400	35.8	0.158	0.397	0.71
-	300	34.2	0.162	0.235	0.42
385, 383	200	49.7	0.123	0.112	0.201
-	0	56.2	0.112	0	0

Theo bảng này thì trạng thái tới hạn với cấu hình 88 BNL đạt được với vị trí các thanh điều khiển như sau : $4KC = 462 \text{ mm}$; $AR = 300 \text{ mm}$.

4.4 - Nhận xét về các đặc trưng tích phân của thanh AR

Hình 8 trình bày tất cả các kết quả đo được của các đặc trưng tích phân của thanh AR bằng cacbua bor và bằng thép không gỉ đối với các vị trí khác nhau của các cặp thanh KC1 và KC4 : 650 mm, 450 mm và 360-380 mm. Từ hình này ta có các nhận xét sau :

a) Tất cả các đường đặc trưng tích phân có dạng giống nhau. Chúng đều có phần tuyến tính trong khoảng từ 200 đến 400 mm và độ hiệu dụng trong khoảng này chiếm 50% độ hiệu dụng toàn thanh AR.

b) Vị trí của cặp thanh KC1 và KC4 nằm gần thanh AR có ảnh hưởng mạnh đến dạng đặc trưng tích phân và độ hiệu dụng tổng của thanh AR.

- Khi cả hai thanh này nằm ngoài vùng hoạt, $KC1=KC4=0$, (các điểm 1 và 2) hoặc khi cả hai đều nằm hoàn toàn trong vùng hoạt, $KC1=KC4=650$, (các điểm 7,10,11), đặc trưng tích phân có dạng đối xứng qua vị trí 300 mm.

- Khi cặp thanh KC1-KC4 ở các vị trí trung gian, 450 mm (các điểm 5,8,9) và 360-380 mm (các điểm 6,12,13) đối với thanh thép không gỉ, thì đặc trưng tích phân có dạng không đối xứng. Các kết quả đo không cho phép phân biệt các trường hợp trung gian này, nên qua 6 loại điểm đo nói trên có thể vẽ một đường đặc trưng chung. Tính không đối xứng của đường cong này thể hiện ở chỗ: nửa trên 0 - 300 mm của thanh AR có độ hiệu dụng bằng 42%, còn nửa dưới 300 - 650 mm có độ hiệu dụng bằng 58% độ hiệu dụng toàn thanh.

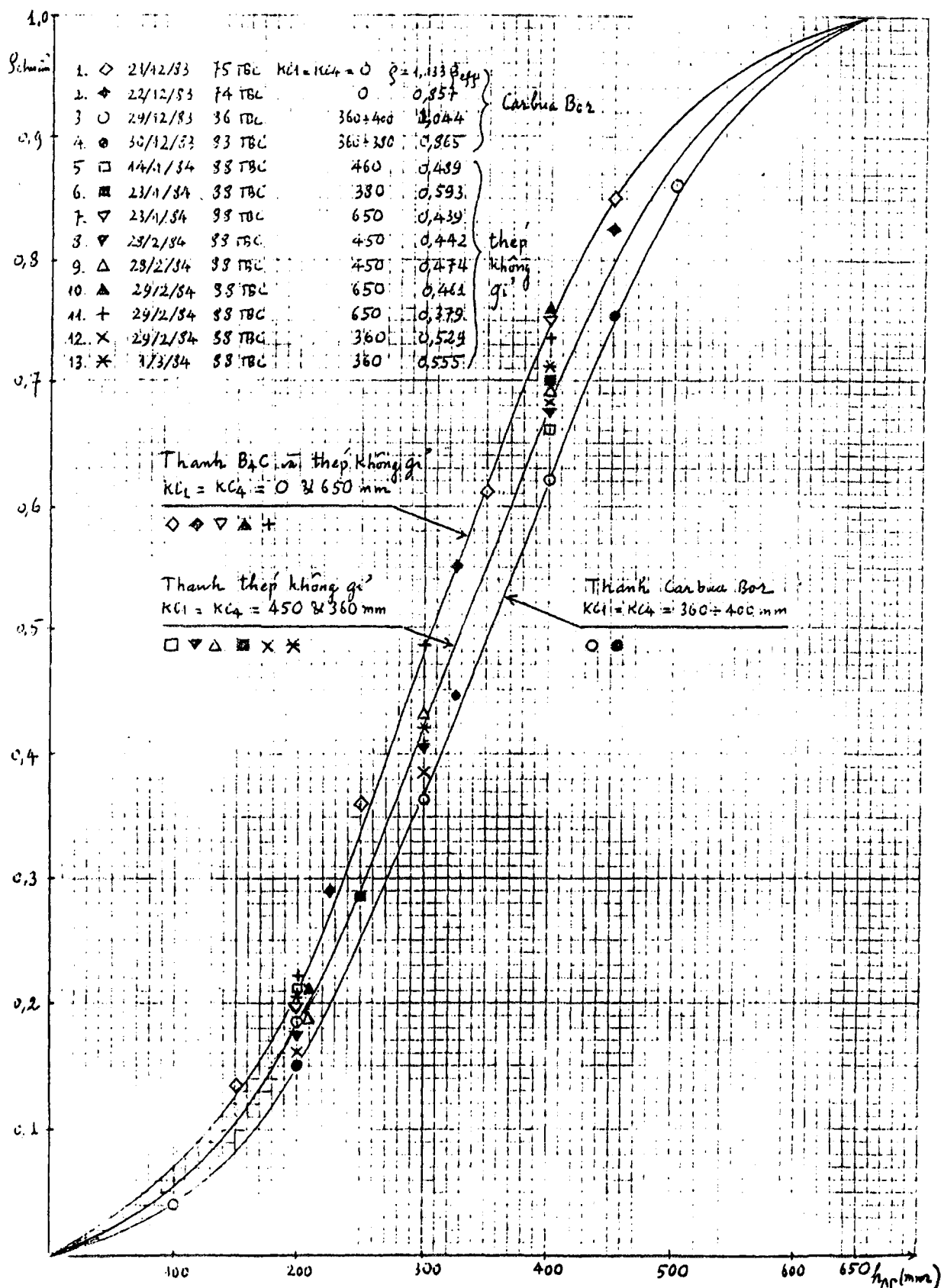
- Cũng trong trường hợp cặp thanh KC1 - KC4 nhúng một phần 300 - 400 mm, đối với thanh Cacbua bor, đặc trưng tích phân có dạng bất đối xứng mạnh hơn : Phần trên của thanh Cacbua bor có độ hiệu dụng bằng 38%, còn phần dưới 62%.

c) Độ hiệu dụng của thanh AR phụ thuộc vào cấu hình vùng hoạt và với cùng một cấu hình, phụ thuộc mạnh vào vị trí cặp thanh KC1-KC4. Sau đây là tóm tắt độ hiệu dụng đã xác định được.

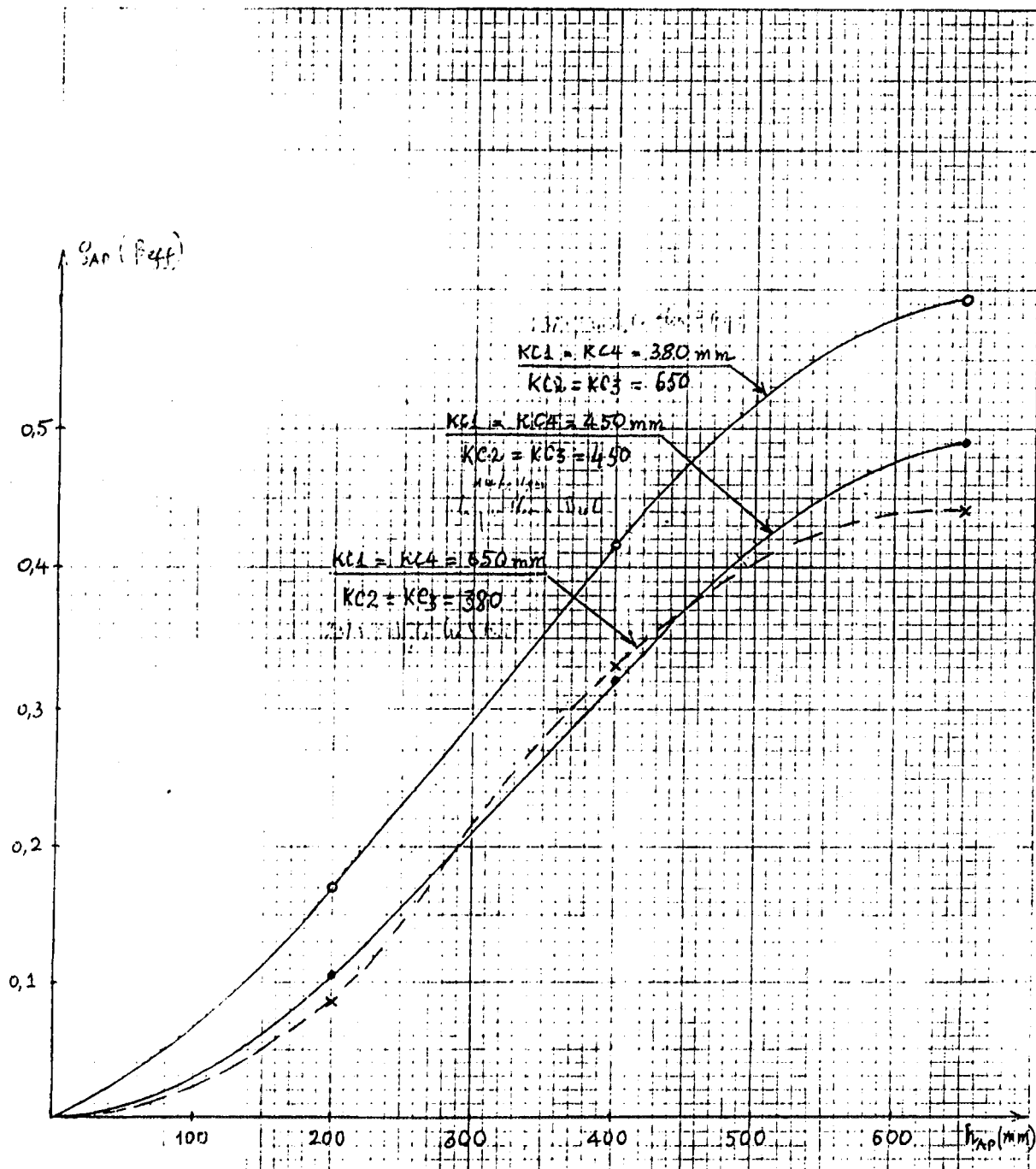
- Đối với thanh Cacbua bor :

+ Cấu hình 75 BNL và 11 thanh Berili, xung quanh thanh AR có 1 BNL, 4 thanh Berili, 2 thanh nhóm : độ hiệu dụng = 1,13.

+ Cấu hình 74 BNL và 13 thanh Berili, xung quanh thanh AR có 3 thanh Berili và 4 thanh nhóm : độ hiệu dụng = 0,86.



Hình 8. Các đặc trưng tích phân của thanh AR bằng thép không gỉ (Độ hiệu dụng đã chuẩn về đơn vị).



Hình 9. Đặc trưng tích phân của thanh AR trong
cấu hình làm việc của lò gồm 88 BNL.

+ Cấu hình 86 BNL và 13 thanh Berili, xung quanh thanh AR có 3 thanh Berili và 4 thanh nhôm : độ hiệu dụng = 1.04.

+ Cấu hình 83 BNL và 15 thanh Berili, xung quanh thanh AR có 5 thanh Berili và 2 thanh nhôm : độ hiệu dụng = 0,87.

Các giá trị trên đều lớn hơn giới hạn trên cho phép của quy tắc an toàn hạt nhân.

- Đối với thép không gỉ trong cấu hình 88 BNL và 18 thanh Berili, độ hiệu dụng nằm trong khoảng 0,4 - 0,61

Vị trí các thanh		Độ hiệu dụng
KC1 - KC4	KC2 - KC3	thanh AR
650	375 - 395	0.44
650	363 - 385	0.46
650	363 - 395	0.38
450	450	0.44
450	450	0.47
450 - 472	450 - 472	0.49
368 - 392	650	0.59
360 - 387	650	0.53
358 - 383	650	0.56

Các kết luận về độ hiệu dụng và đặc trưng tích phân thanh AR

1) Không dùng Cacbua Bor làm thanh điều khiển tự động đối với lò phản ứng Đà Lạt vì độ hiệu dụng quá lớn, quy tắc an toàn hạt nhân không cho phép.

2) Từ ngày 17/1/1984 đã thiết lập cấu hình làm việc chính thức của vùng hoạt gồm 88 BNL và 18 thanh Berili với thanh AR bằng thép không gỉ có độ hiệu dụng 0,4 - 0,6 tùy theo vị trí các thanh điều khiển KC1 - KC4.

3) Đường đặc trưng tích phân thanh AR có dạng đối xứng khi cặp thanh KC1 - KC4 ở vị trí nhúng hoặc rút hoàn toàn.

Do đó khi sử dụng thanh AR để đo độ hiệu dụng các thanh KC hoặc xác định các hiệu ứng nhiệt độ, công suất, nhiễm độc Xenon ... cần chú ý đến 2 đặc điểm nói trên và sử dụng đường đặc trưng tích phân thích hợp.

Hình 9 tóm tắt đặc trưng tích phân thanh AR trong cấu hình làm việc với các vị trí khác nhau của KC1 - KC4 : 650, 450, và 380 mm. Trong hoạt động sau này của lò, ở trạng thái tới hạn các thanh KC thường được đặt đều nhau, vùng 450 mm, do đó cần sử dụng đường đặc trưng tích phân thanh AR tương ứng với trường hợp này. Khi đó độ hiệu dụng thanh AR là 0.49.

V - ĐẶC TRƯNG TÍCH PHÂN CÁC THANH KC VÀ AZ ĐỐI VỚI CẤU HÌNH 74 BNL

Đặc trưng tích phân của các thanh KC được xác định bằng phương pháp bù trừ nhờ thanh AR. Tuy nhiên do ảnh hưởng của cặp thanh KC1- KC4 nên chỉ dùng thanh AR để xác định đặc trưng tích phân của các thanh KC2 và KC3, còn các thanh KC1 và KC4 sẽ được xác định qua các thanh KC2 và KC3.

Cấu hình 74 BNL, dùng trong ngày 22 - 25/12/1983, có 3 thanh Berili và 2 thanh nhôm bao quanh thanh AR Cacbua Bor.

5.1 - Đặc trưng tích phân các thanh KC2 và KC3

Cấu hình đạt tới hạn với vị trí các thanh điều khiển

$KC1 = KC3 = KC4 = AR = 0$, $KC2 = 442$ mm,

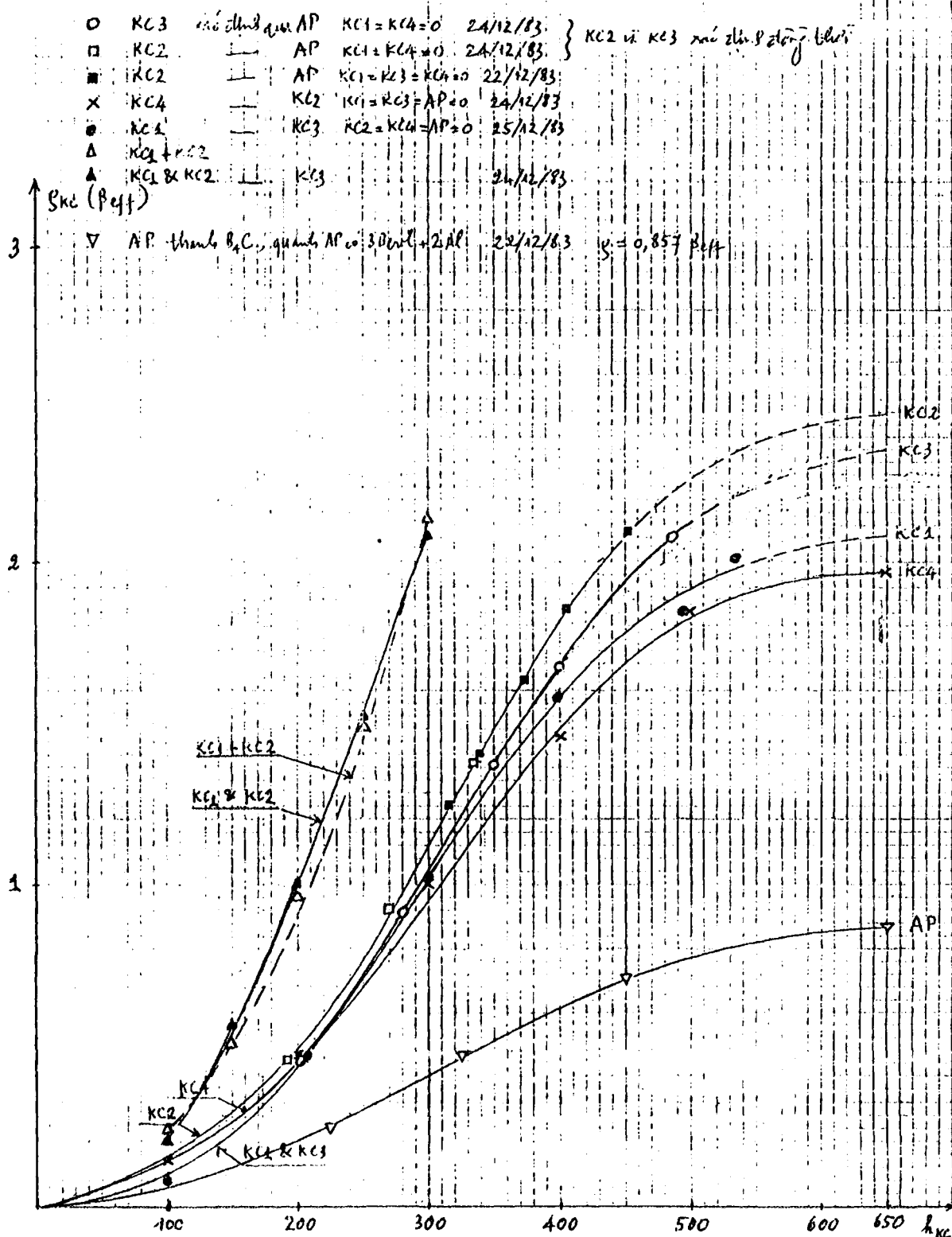
hoặc $KC1 = KC2 = KC4 = AR = 0$, $KC3 = 487$ mm.

Do đó ta chỉ xác định được đặc trưng tích phân thanh KC2 trong khoảng 0 - 442 mm và KC3 trong khoảng 0 - 487 mm.

- Kết quả đo ngày 24/12/83 được cho trong Bảng 5, ở đây đặc trưng tích phân của thanh KC2 chỉ xác định được trong khoảng 0 - 333 mm. Để nối tiếp ta sử dụng các số liệu đo thanh AR ngày 22/12/83 trong đó có cùng các vị trí $KC1 = KC3 = KC4 = 0$ mm. Các số liệu này được cho trong phần cuối của Bảng 5, trong đó giá trị độ hiệu dụng r của KC2 tại vị trí 317 mm được suy ra từ đồ thị đặc trưng tích phân KC2 theo số liệu ngày 24/12/1983.

BẢNG 5 - Bù trừ thanh KC2 và KC3 bằng thanh AR
Cấu hình 74 BNL 13 thanh Be, $KC1=KC4=0$.

KC2, mm	KC3, mm	AR, mm	dr AR
0	487	0	-
0	398	300	0.410
0	350	450	0.300
193	350	225	0.457
193	280	450	0.457
270	280	225	0.457
270	202	450	0.457
333	202	225	0.457
333	0	453	0.457
317	0	650	-
340	0	450	0.153
372	0	325	0.234
405	0	225	0.223
455	0	0	0.247



Hình 10. Đặc trưng tích phân của các thanh KC và AR
 đối với cấu hình vùng hoạt 74 BNL.

Từ Bảng 5 suy ra độ hiệu dụng của các thanh KC2 và KC3 theo vị trí, Bảng 6. Hình 10 trình bày các đặc trưng tích phân (các đường gạch nối dùng để ngoại suy độ hiệu dụng tổng).

BẢNG 6 - Đặc trưng tích phân thanh KC2 và KC3.

KC2, mm	dr AR	r KC2	KC3, mm	dr AR	r KC3
0		0	487		2.081
193	0.457	0.457	398	0.410	1.671
270	0.457	0.914	350	0.300	1.371
333	0.457	1.371	280	0.457	0.914
317		1.240	202	0.457	0.457
340	0.153	1.393	0	0.457	
372	0.234	1.627			
405	0.223	1.850			
455	0.247	2.097			

5.2- Đặc trưng tích phân các thanh KC1 và KC4

Ngày 24/12/83 xác định đặc trưng tích phân của thanh KC4 đối với vị trí KC1 = KC3 = AR = 0 mm.

Ngày 25/12/83 xác định đặc trưng tích phân của thanh KC3 đối với vị trí KC2 = KC4 = AR = 0 mm, Bảng 7. Các đường đặc trưng này cũng được trình bày trên Hình 10.

BẢNG 7 - Đặc trưng tích phân thanh KC1 và KC4

KC1	KC3	dr KC3	r KC1	KC4	KC2	dr KC2	r KC4
535	0	-	2.02	650	75	-	1.95
500	113	0.18	1.84	500	118	0.10	1.85
400	202	0.26	1.58	400	217	0.40	1.45
300	298	0.56	1.02	300	300	0.45	1.00
200	382	0.56	0.46	200	373	0.53	0.47
100	460	0.38	0.08	100	422	0.53	0.14
0	490	0.08	0	0	448	0.14	0

Từ Hình 10 ta được độ hiệu dụng của các thanh KC như sau

KC1 : 2.08, KC2 : 2.48, KC3 : 2.36, KC4 : 1.96.

Độ phản ứng dự trữ của cấu hình 74 BNL được xác định qua KC2 là 2.1 (KC2 = 455; KC1=KC3=KC4=AR=0) và qua KC3 là 2.08 (KC3 = 487; KC1=KC2=KC4=AR=0) :

Độ phản ứng dự trữ trung bình bằng 2.09.

Độ sâu dưới tới hạn, khi nâng cả 2 thanh AZ lên khỏi vùng hoạt còn các thanh KC và AR dưới, được tính bằng hiệu giữa tổng độ hiệu dụng các thanh KC và AR với độ phản ứng dự trữ. Vậy độ sâu dưới tới hạn bằng

$$(2.08 + 2.48 + 2.36 + 1.96 + 0.86) - 2.09 = 7.65.$$

5.3 - Độ hiệu dụng đồng thời của cặp thanh KC1 và KC2

Bảng 8 trình bày độ hiệu dụng của cặp thanh KC1 và KC2 được xác định qua KC3 với vị trí các thanh khác $KC4 = AR = 0$ (ngày 24/12/83), cùng với độ hiệu dụng tổng cộng của KC1 và KC2 tính riêng biệt. Hai đồ thị, Hình 10, dhd (KC1 và KC2) và dhd (KC1) + dhd (KC2) không khác nhau trong miền 0 - 300 mm, do đó hiệu ứng giao thoa giữa 2 thanh KC1 và KC2 chưa được xác định (nhỏ).

BẢNG 8 - Độ hiệu dụng đồng thời cặp KC1 và KC2

KC1= KC2 mm	KC3 mm	Độ hiệu dụng			
		(KC1và KC2)	(KC1)	(KC2)	(KC1)+(KC2)
298	0	2.08	1.02	1.12	2.14
250	223	1.52	0.70	0.78	1.48
200	307	1.00	0.46	0.50	0.96
150	375	0.56	0.20	0.30	0.50
100	438	0.20	0.08	0.16	0.24
0	487	0	0	0	0

5.4- Độ hiệu dụng của các thanh AZ1 và AZ2

Để xác định độ hiệu dụng của các thanh AZ1 và AZ2 ta trao đổi vai trò của chúng với hai thanh KC2 và KC3. Do điều kiện dây cáp điện của động cơ AZ2 trên thực tế chỉ trao đổi được AZ1 với KC3 với AZ2 với KC2. Do đó trên bảng điều khiển khi ta thao tác KC3 (KC2) thì trong vùng hoạt thực chất là dịch chuyển thanh AZ1 (AZ2). Phương pháp được áp dụng là xác định độ hiệu dụng của một đoạn thanh AZ rồi ngoại suy độ hiệu dụng tổng bằng cách sử dụng đường đặc trưng tích phân của các thanh KC lân cận.

Vị trí $KC2 = KC3 = 0$, giữ vai trò của thanh an toàn.

Với trạng thái tới hạn $KC1 = KC4 = AZ2 = AR = 0$ và $AZ1 = 473$, đưa AR xuống vị trí 650 thì phải bù trừ $AZ1 = 337$. Như vậy đoạn 337 - 473 của AZ1 có độ hiệu dụng bằng 0.86. Trên đoạn này hai thanh KC lân cận KC1 có độ hiệu dụng bằng 0.63 và KC2 có độ hiệu dụng bằng 0,74. Do đó độ hiệu dụng của AZ1 tính tỷ lệ theo đường đặc trưng KC1 bằng 2.82 và theo đặc trưng của KC2 bằng 2.97. Giá trị trung bình của độ hiệu dụng thanh AZ1 bằng 2.9.

Tương tự, với trạng thái tới hạn $KC1 = KC4 = AZ1 = AR = 0$ và $AZ2 = 446$, đưa AR xuống vị trí 650 thì phải bù trừ $AZ2 = 328$. Như vậy đoạn 328 - 446 của AZ2 có độ hiệu dụng bằng 0.86. Trên đoạn này hai thanh KC lân cận KC3 có độ hiệu

dụng bằng 0.68 và KC4 có độ hiệu dụng bằng 0.56. Do đó độ hiệu dụng của AZ2 tính tỷ lệ theo đường đặc trưng KC3 bằng 2.98 và theo đặc trưng KC4 bằng 3.0. Giá trị trung bình của độ hiệu dụng thanh AZ2 bằng 2.99.

Tóm tắt kết quả đặc trưng cấu hình 74 BNL cho ở Bảng 18.

VI - ĐẶC TRƯNG TÍCH PHÂN CÁC THANH KC ĐỐI VỚI CẤU HÌNH 86 BNL

Cấu hình 86 BNL có 3 thanh Berili và 2 thanh nhôm bao quanh thanh AR Cacbua Bor, các phép đo tiến hành ngày 29/12/83, tương tự như mục V.

6.1 - Đặc trưng tích phân các thanh KC2 và KC3

Cấu hình đạt tới hạn với vị trí các thanh điều khiển $KC1 = KC4 = 515$ và các thanh khác được cho trong Bảng 9.

BẢNG 9 - Bù trừ thanh KC2 và KC3 bằng thanh AR
Cấu hình 86 BNL 13 thanh Be, $KC1=KC4=515$

KC2, mm	KC3, mm	AR, mm	đr AR
0	650	200	-
0	457	400	0.454
165	457	200	0.454
165	398	400	0.454
228	398	200	0.454
228	343	400	0.454
282	343	200	0.454
282	292	400	0.454
328	292	200	0.454
328	237	400	0.454
377	237	200	0.454
377	165	400	0.454
427	165	200	0.454
427	0	378	0.380
493	0	200	0.380
545	0	0	0.196

Sử dụng đặc trưng tích phân thanh AR đo ngày 29/12/83 tương ứng với các vị trí $KC1 = KC4 = 360 - 400$ mm với các giá trị

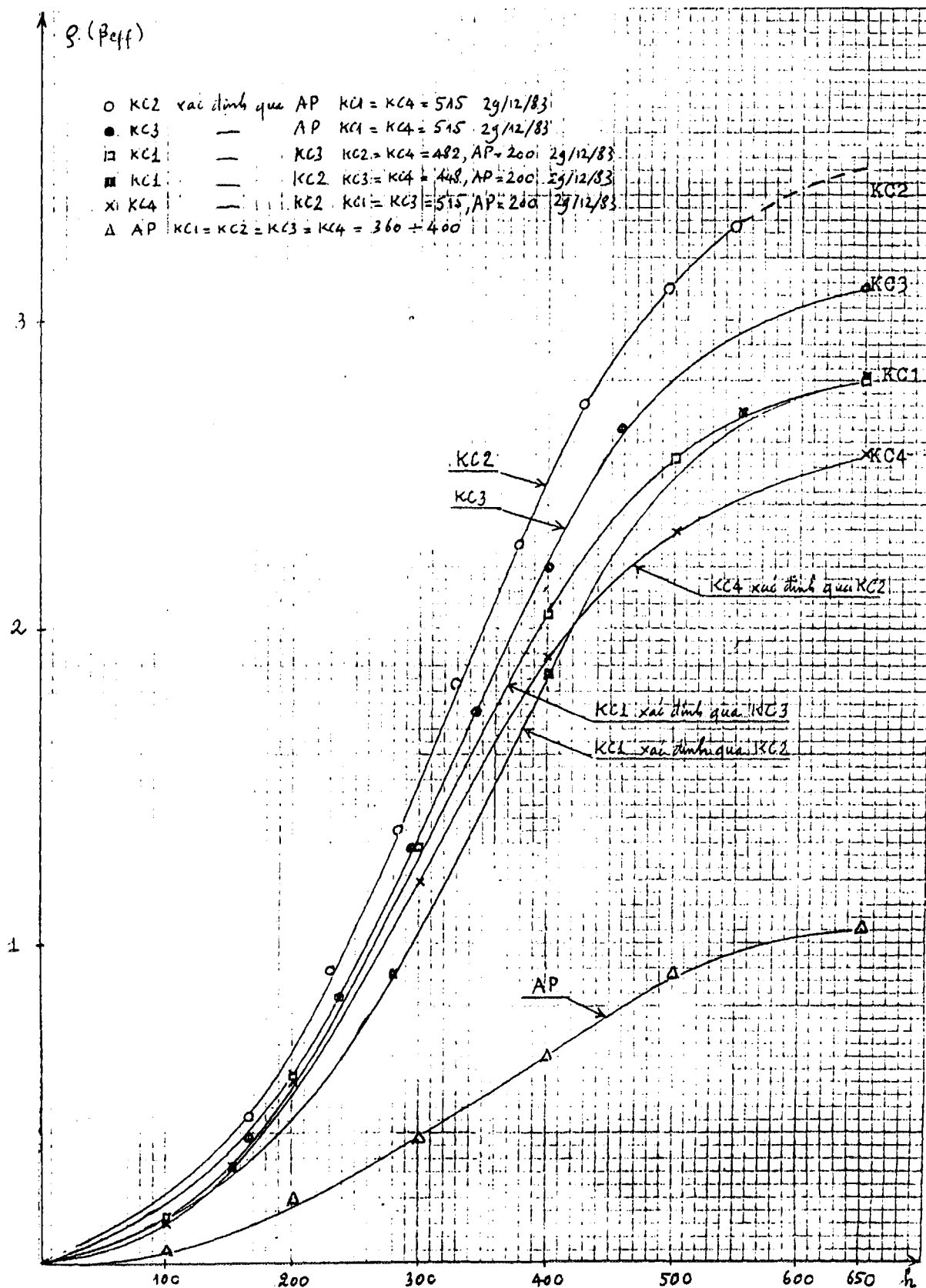
độ hiệu dụng tổng của AR = 1.044,

độ hiệu dụng AR 200 - 400 mm = 0.454,

độ hiệu dụng AR 200 - 378 mm = 0.380,

độ hiệu dụng AR 0 - 200 mm = 0.196,

từ Bảng 9 ta suy ra độ hiệu dụng các thanh KC2 và KC3 theo vị trí, Bảng 10.



Hình 11. Đặc trưng tích phân của các thanh KC và AR đối với cấu hình vùng hoạt 86 BNL.

BẢNG 10 - Đặc trưng tích phân thành KC2 và KC3

KC2, mm	dr AR	r KC2	KC3, mm	dr AR	r KC3
0	-	0	0	-	0
165	0.454	0.454	165	0.380	0.380
228	0.454	0.908	237	0.454	0.834
282	0.454	1.362	292	0.454	1.288
328	0.454	1.816	343	0.454	1.742
377	0.454	2.270	398	0.454	2.196
427	0.454	2.724	457	0.454	2.650
493	0.380	3.104	650	0.454	3.104
545	0.196	3.300			

6.2 - Đặc trưng tích phân các thanh KC1 và KC4

Xác định đặc trưng tích phân của thanh KC4 qua KC2 đối với vị trí KC1 = KC3 = 515 mm, AR = 200 mm.

Xác định đặc trưng tích phân của thanh KC1 qua thanh KC3 đối với vị trí KC2 = KC4 = 482 mm, AR = 200 mm và qua KC2 đối với KC3 = KC4 = 448, AR = 200, Bảng 11, cùng với đặc trưng tích phân của AR trong cấu hình 86 BNL.

BẢNG 11 - Đặc trưng tích phân thanh KC1 và KC4

KC1	KC3	dr KC3	r KC1	KC4	KC2	dr KC2	r KC4
650	0	-	2.79	650	0	-	2.56
500	123	0.24	2.55	500	108	0.25	2.31
400	227	0.50	2.05	400	197	0.40	1.91
300	317	0.74	1.31	300	282	0.72	1.19
200	400	0.74	0.57	200	347	0.63	0.56
100	465	0.43	0.14	100	392	0.43	0.13
0	498	0.14	0	0	407	0.13	0
KC1	KC2	dr KC2	r KC1				
650	190	0.10	2.80				
553	200	0.85	2.70				
400	300	0.95	1.85				
280	400	0.60	0.90				
152	500	0.30	0.30				
0	650	-	0				

Từ Hình 11 ta được độ hiệu dụng của các thanh KC như sau :

KC1 : 2.80, KC2 : 3.48, KC3 : 3.10, KC4 : 2.56.

Ta cũng nhận thấy rằng trong cả hai phép đo qua KC2 và KC3 độ hiệu dụng của KC1 như nhau nhưng dạng các đường đặc trưng thì khác nhau: qua KC3 có dạng đối xứng qua vị trí 300 mm còn qua KC2 đặc trưng tích phân có dạng không đối xứng, nửa phần trên có độ hiệu dụng bé hơn nửa phần dưới. Điều này có thể gây nên do ảnh hưởng của thanh KC2 lên thanh KC1 vì trong quá trình đo 2 thanh này chuyển động ngược chiều nhau.

6.3 - Hệ số giao thoa và độ phản ứng dư trữ

Ngày 29/12/83 đo độ hiệu dụng khi dịch chuyển đồng thời 4 thanh KC, được :

AR 650 500 400 300 200 100 0

4 KC 363 367 375 385 392 398 400.

Từ đó được độ hiệu dụng 4 thanh KC trong khoảng 363 - 400 :

$$\text{dhd 4KC (363-400)} = \text{dhd AR} = 1.04.$$

Mặt khác, xác định độ hiệu dụng tổng của từng thanh riêng biệt nếu giả thiết sử dụng các đường đặc trưng trên Hình 11 :

$$\text{dhd KC1 (363-400)} = 2.04 - 1.76 = 0.28$$

$$\text{dhd KC2 (363-400)} = 2.48 - 2.12 = 0.36$$

$$\text{dhd KC3 (363-400)} = 2.22 - 1.90 = 0.32$$

$$\text{dhd KC4 (363-400)} = 1.90 - 1.66 = 0.24$$

$$\text{-----}$$
$$\text{Tổng} = 1.20$$

Như vậy hệ số giao thoa của 4 thanh KC bằng

$$K = 1.04 / 1.20 = 0.87.$$

Độ hiệu dụng của tổng 4 thanh đồng thời bằng độ hiệu dụng tổng của từng thanh nhân với hệ số giao thoa

$$\text{dhd 4KC} \& = k \times \text{dhd 4 KC} = 0.87 \times 11.94 = 10.40.$$

Tương ứng với trạng thái tới hạn $KC1=KC2=KC3=KC4= 385$ mm và $AR= 300$ mm,

$$\text{dhd AR (300)} = 0.38, \text{dhd KC1 (385)} = 1.94, \text{dhd KC2 (385)} = 2.34,$$

$$\text{dhd KC3 (385)} = 2.10, \text{dhd KC4 (385)} = 1.80, \text{Tổng 4 KC} = 8.18.$$

$$\text{Độ phản ứng dư trữ bằng } 0.87 \times 8.18 + 0.38 = 7.50.$$

Độ sâu dưới tới hạn tương ứng với các thanh KC và AR nằm trong vùng hoạt bằng $(10.40 + 1.04) - 7.50 = 3.94$.

Tóm tắt các kết quả đối với cấu hình 86 BNL được cho trong Bảng 18.

VII - ĐẶC TRƯNG TÍCH PHÂN CỦA CÁC THANH KC VÀ AZ ĐỐI VỚI CẤU HÌNH 88 BNL

Trong cấu hình 88 BNL 18 thanh Berili, thanh AR bằng thép không gỉ.

Ngày 14/1/84 xác định đặc trưng tích phân các thanh điều khiển nhưng do độ phản ứng dư trữ quá lớn không thể đo được toàn bộ một thanh. Do đó ngày 14/1/84 (chỉ một ngày) đã đặt một thanh Cacbua Bor vào bẫy neutron để giảm độ phản ứng dư

trữ. Việc xác định độ hiệu dụng các thanh KC và AZ trong điều kiện như vậy không hoàn toàn sát với thực tế.

7.1 - Trường hợp bình thường, độ hiệu dụng KC2 và KC3

Trong bể nơtron không có thanh Cacbua Bor, ngày 14/1/84 đã xác định đặc trưng tích phân các thanh KC2 và KC3 qua thanh AR với vị trí KC1 = KC4 = 650 mm. Xuất phát từ vị trí KC2=298, KC3=650, AR=200, tuần tự đưa AR xuống 400 và bù trừ bằng KC3 lên 512, rồi lại rút AR lên 200 và bù trừ bằng KC2 xuống 322 cho đến vị trí cuối cùng KC2=650, KC3=233, AR=650 (xem thêm Bảng 12) :

KC2 298 298 322 ..(xem .. 545 650 650 ; dhd AR (200-400) = 0.244,
KC3 650 512 512 .. Bảng.. 263 263 233 ; dhd AR (287-400) = 0.150,
AR 200 400 200 .. 12).. 400 287 650 ; dhd AR (287-650) = 0.260.

Vì không thể rút toàn bộ thanh KC2, (hoặc KC3), ra khỏi vùng hoạt, gọi $x = \text{dhd KC2 (0-298)}$, $y = \text{dhd KC3 (0-233)}$, sử dụng các giá trị trên đây của độ hiệu dụng từng phần của thanh AR trong điều kiện KC1=KC4=650 (đo ngày 23/1/84), ta được đặc trưng tích phân các thanh KC2 và KC3, Bảng 12.

BẢNG 12 - Độ hiệu dụng KC2 và KC3 qua AR với KC1=KC4=650 mm

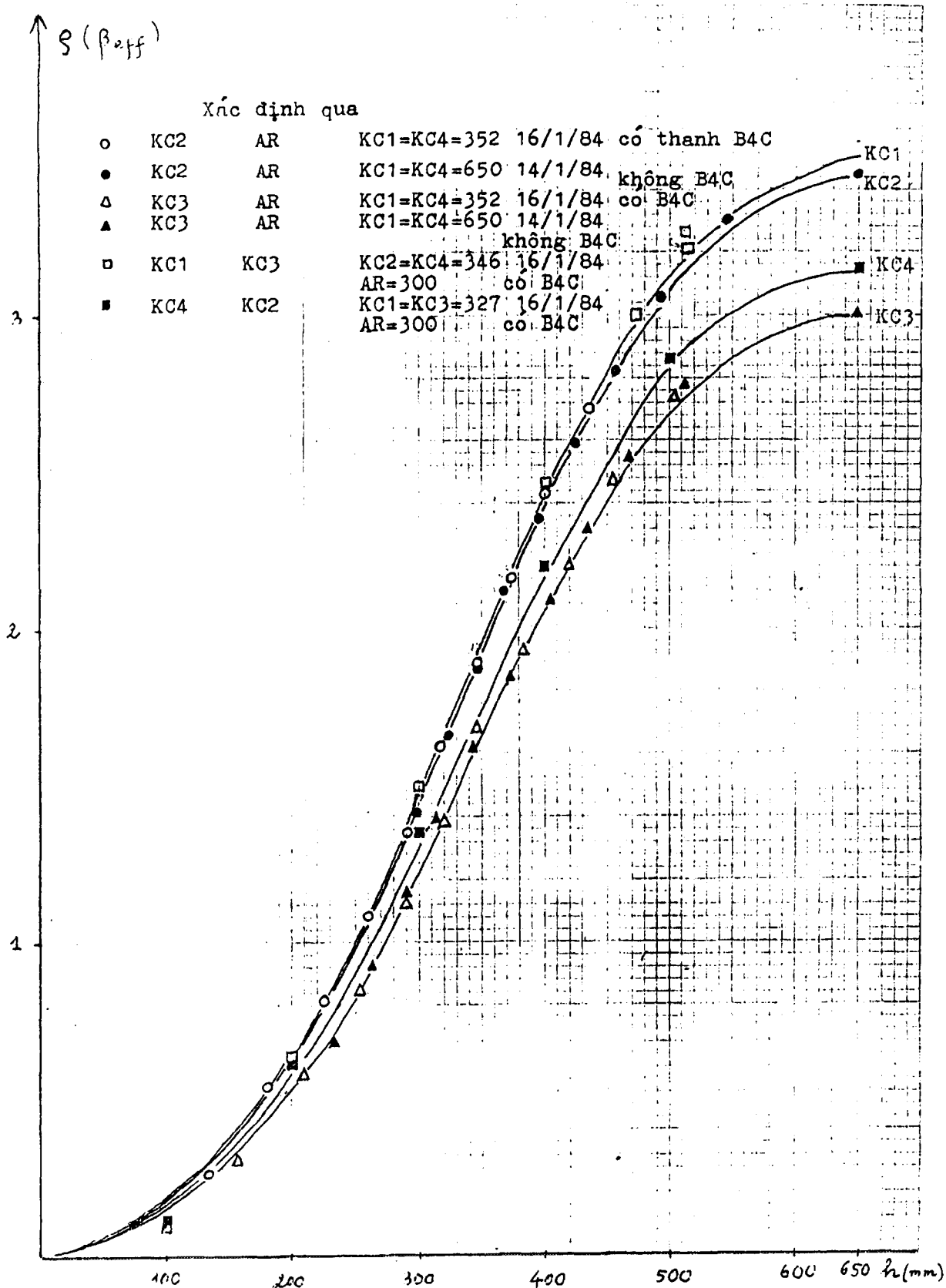
KC2	KC3	dhd KC2-x	KC3	KC2	dhd KC3-y
298	650-512	0 (+x)	233	650	0 (+y)
322	512-468	0.244	263	650-545	0.260
345	468-434	0.488	290	545-493	0.504
368	434-404	0.732	313	493-457	0.748
395	404-373	0.976	343	457-425	0.992
425	373-343	1.220	373	425-395	1.236
457	343-313	1.464	404	395-368	1.480
493	313-290	1.708	434	368-346	1.724
545	290-263	1.953	468	345-322	1.968
650	263-233	2.102	512	322-298	2.212
			650	298	2.456

Với thanh Cacbua Bor trong bể cho phép xác định toàn thanh KC3 và bổ sung phần còn lại của thanh KC2, từ đó suy ra giá trị của x và y (xem sau đây).

7.2 - Trường hợp Bể nơtron có thanh Cacbua Bor

Ngày 16/1/84 xác định đặc trưng các thanh điều khiển :

- KC2 và KC3 qua AR với KC1=KC4=352 mm, Bảng 13;
- KC1 qua KC3 với KC2=KC4=346 mm, AR=300 mm và KC4 qua KC2 với KC1=KC3=327 mm, AR=300 mm, Bảng 14.



Hình 12. Đặc trưng tích phân của các thanh KC
đối với cấu hình vùng hoạt 88 BNL.

BẢNG 13 - Độ hiệu dụng KC2 và KC3 qua AR với KC1=KC4=352 mm
dhd AR (200-400) = 0.27

KC2	KC3	dhd KC2	KC3	KC2	dhd KC3
0	650-504	0	0	435	0
135	504-456	0.27	157	435-400	0.31
182	456-420	0.54	209	400-373	0.58
226	420-383	0.81	252	373-347	0.85
260	393-348	1.08	289	347-318	1.12
290	348-320	1.35	320	318-290	1.39
318	320-289	1.62	348	290-260	1.66
347	289-252	1.89	383	260-226	1.93
373	252-209	2.16	420	226-182	2.20
400	209-157	2.43	456	182-135	2.47
435	157-0	2.70	504	135-0	2.74
			650	0	3.01

Hình 12 trình bày các đường đặc trưng KC đo trong cả 2 trường hợp. Độ hiệu dụng KC3 = 3.01 trong trường hợp bẫy có thanh Cacbua Bor. Xấp xỉ giá trị này với trường hợp không có thanh Cacbua Bor trong bẫy ta được $y = 0.68$. Đối với thanh KC2 lần đầu đo trong khoảng 298-650 mm, lần sau có thanh B4C đo trong khoảng 0-435 mm, nếu ta nối xấp xỉ các giá trị trong khoảng chung 298-435 ta được $x=1.41$ và độ hiệu dụng của KC2 ta được độ hiệu dụng của KC1 = 3.50. Độ hiệu dụng của KC4 = 3.15. Độ hiệu dụng tổng 4 KC = 13.11.

BẢNG 14 - Đặc trưng tích phân thanh KC1 và KC4, với AR=300,
KC2=KC4=346 mm KC1 = KC3 = 327 mm

KC1	KC3	dr KC3	r KC1	KC4	KC2	dr KC2	r KC4
0	650	-	0	0	650	-	0
100	550	0.11	0.11	100	548	0.13	0.13
200	440	0.52	0.63	200	452	0.49	0.62
300	335	0.86	1.49	300	370	0.73	1.35
400	205	0.97	2.46	400	282	0.85	2.20
473	0	0.54	3.00	500	198	0.66	2.86
511	0	AR=0.22	3.22	650	145	0.29	3.15

7.3 - Hệ số giao thoa và độ phản ứng dư trữ

Ngày 14/1/84 xác định độ hiệu dụng khi dịch chuyển đồng thời 4 thanh KC,
 AR 650 400 200 0
 4 KC 450 457 467 472
 Độ hiệu dụng đồng thời 4 thanh KC trong khoảng 450 - 472:
 $dhd \text{ 4KC (450-472) } = dhd \text{ AR } = 0.49.$

Mặt khác, xác định độ hiệu dụng tổng của từng thanh riêng biệt nếu sử dụng các đường đặc trưng trên Hình 12 :

$dhd \text{ KC1 (450-472) } = 3.00 - 2.82 = 0.18$
 $dhd \text{ KC2 (450-472) } = 2.90 - 2.78 = 0.12$
 $dhd \text{ KC3 (450-472) } = 2.50 - 2.40 = 0.10$
 $dhd \text{ KC4 (450-472) } = 2.68 - 2.52 = 0.15$

 $dhd \text{ tổng } = 0.55$

Hệ số giao thoa $k = 0.49 / 0.55 = 0.89.$

Độ hiệu dụng của các thanh KC và AR ở vị trí tới hạn là

$dhd \text{ AR (400) } = 0.33$
 $dhd \text{ KC1 (457) } = 2.87, dhd \text{ KC2 (457) } = 2.81$
 $dhd \text{ KC3 (457) } = 2.45 \quad dhd \text{ KC4 (457) } = 2.57$
 Tổng 4 KC = 10.70

Độ phản ứng dự trữ $= 0.89 \times 10.70 + 0.33 = 9.85$

Độ sâu dưới tới hạn tương ứng với các thanh KC và AR nằm trong vùng hoạt bằng $(0.89 \times 13,11 + 0,49) - 9,85 = 2,31$

7.4 - Độ hiệu dụng của các thanh AZ

Phương pháp đó như được trình bày ở mục 5.4. $KC2 = KC3 = 0$, giữ vai trò của các thanh an toàn.

Với trạng thái tới hạn $KC1 = KC4 = AZ2 = 457, AR = 300$ và $AZ1 = 650$, đưa 4 thanh đầu xuống vị trí 650 thì phải bù trừ $AZ1 = 262$. Như vậy đoạn 262 -650 của $AZ1$ có độ hiệu dụng bằng 2.10. Trên đoạn này hai thanh KC lân cận $KC1$ có độ hiệu dụng bằng 2.48 và $KC2$ có độ hiệu dụng bằng 2.45. Do đó độ hiệu dụng của $AZ1$ tính tỷ lệ theo độ hiệu dụng 3.55 của $KC1$ thì bằng 3.0 và theo độ hiệu dụng 3.45 của $KC2$ thì bằng 2.96. Giá trị trung bình của độ hiệu dụng thanh $AZ1$ bằng 2.98.

Tương tự, với trạng thái tới hạn $KC1 = KC4 = AZ1 = 489, AR = 300$ và $AZ2 = 650$, đưa 4 thanh đầu xuống vị trí 650 thì phải bù trừ $AZ2 = 320$. Như vậy đoạn 320 - 650 của $AZ2$ có độ hiệu dụng bằng 1.42. Trên đoạn này hai thanh KC lân cận $KC3$ có độ hiệu dụng bằng 1.60 và $KC4$ có độ hiệu dụng bằng 1.64. Do đó độ hiệu dụng của $AZ2$ tính tỷ lệ theo độ hiệu dụng 3.01 của $KC3$ thì bằng 2.67 và theo độ hiệu

dụng 3.15 của KC4 thì bằng 2.73. Giá trị trung bình của độ hiệu dụng thanh AZ2 bằng 2.70.

Tóm tắt các kết quả đó đối với cấu hình 88 BNL được cho trong Bảng 18.

VIII - ĐỘ HIỆU DỤNG CỦA MỘT SỐ YẾU TỐ TRONG VÙNG HOẠT

Đo độ hiệu dụng của một số bó nhiên liệu, thanh Berili và các kênh thí nghiệm trong vùng hoạt đối với các cấu hình khác nhau. Dùng phương pháp bù trừ để so sánh với độ hiệu dụng của các thanh KC và AR.

8.1 - Độ hiệu dụng các bó nhiên liệu

Độ hiệu dụng của một số bó nhiên liệu ở các vị trí khác nhau được xác định bằng cách đưa lò phản ứng lên trạng thái tới hạn khi có BNL và khi không có BNL, ô mạng để trống (có nước) hoặc được thay bằng thanh nhôm chèn hay thanh Berili. Kết quả cho trong Bảng 15.

BẢNG 15 - Độ hiệu dụng của BNL

(cột 1 : số BNL, vị trí, chất thay thế, độ hiệu dụng,

(cột 2 : dịch chuyển thanh và độ hiệu dụng tương ứng)

BNL, vị trí/ độ hiệu dụng	Dịch chuyển khi không có BNL/ độ hiệu dụng				AR
	KC1	KC2	KC3	KC4	
a) Cấu hình 74 BNL (23/12/83)					
-N 067, 10-1	213-213 0	213 - 213	213 - 213	213 - 213	213-213 0
nước 0.58	213-172	213 - 172	213 - 172	213 - 172	213-172
- N 060, 7-1	0.18	0.17	0.18	0.18	0.18
nước 0.40	213-172	213 - 272	213 - 272	213 - 272	213-172
- N 188, 7-4	0.18	0.17	0.18	0.18	0.18
nước 0.36	172-172	172 - 172	172 - 172	172 - 172	172-172
- N 186, 6-3	0	0	0	0.	0
nước 0.19	172-172	172 - 172	172 - 172	172 - 172	172-172
- N 194, 7-5	0	0	0	0.	0
nước 0.16	213-213	213 - 213	213 - 213	270 - 213	213-213
- N 067, 11-1	0.	0	0	0.26	0.
AI 0.52	213-213 0	213 - 213 0	213 - 213 0	270 - 213 0.28	213-213 0
-N 067, 11-1 Be 0.28					

BẢNG 15 - (tiếp)

BNL, vị trí/ độ hiệu dụng	Dịch chuyển khi không có BNL / độ hiệu dụng				
	KC1	KC2	KC3	KC4	AR
b) Cấu hình 86 BNL (31/12/83)					
-N 060, 7-1	385-338	358 - 358	358 - 338	358 - 338	0 -650
nước 0.52	0.36	0.44	0.40	0.36	-1.04
- N 056, 1-4	420-420	420 - 420	420 - 420	420 - 420	330-0
AI 0.44	0.	0.	0.	0.	0.40
- N 076, 1-3	385-385	385 - 385	385 - 385	385 - 385	395-0
AI 0.62	0.	0.	0.	0.	0.62
- Ni 58, 1-2	390-390	390 - 390	390 - 390	390 - 390	650-320
AI 0.60	0.	0.	0.	0.	0.60
- N 076, 1-3 & Ni 58, 1-2	385-385	385 - 385	385 - 385	417 - 385	650-0
- AI 1.23	0.	0.	0.	0.19	1.04
c) Cấu hình 88 BNL (18/1/84)					
-N150, 7-4	470-408	451-451	451-451	451-451	300-300
nước 0.48	0.48	0.	0.	0.	0.
-N194, 7-3	470-448	451-451	451-451	451-451	300-300
nước 0.16	0.16	0.	0.	0.	0.
-N 069, 10-1	470-432	451-451	451-451	451-451	300-300
nước 0.28	0.28	0.	0.	0.	0.
-N186, 6-3	470-448	451-451	451-451	451-451	300-300
nước 0.16	0.16	0.	0.	0.	0.

8.2 - Độ hiệu dụng của các thanh Berili và các yếu tố khác

Độ hiệu dụng của các thanh Berili được xác định đối với nước hoặc thanh nhóm chèn thay thế, độ hiệu dụng của các yếu tố khác được xác định đối với nước, Bảng 16.

Nhìn chung, độ hiệu dụng của các BNL và các thanh Berili đều dương và nằm trong khoảng 0.1 - 0.6 ngoại trừ khối Be của bể nơtron, còn độ hiệu dụng của các thanh kim loại (thép không gỉ, nhôm) đối với nước là âm.

BẢNG 16 - Độ hiệu dụng thanh Berili và các yếu tố khác

Yếu tố : KTN : kênh thí nghiệm; AL1 : thỏi nhôm dài 85 cm đường kính 15 mm; AL2 : thanh nhôm dài 53 cm treo dưới thanh điều khiển; Fe : thanh thép không gỉ đường kính 29 mm; BeK : Khối Berili của bể nơtron

Vị trí : BN : bể nơtron; MQ : mâm quay.

Yếu tố, vị trí/ độ hiệu dụng	Dịch chuyển khi không có yếu tố / độ hiệu dụng				
	KC1	KC2	KC3	KC4	AR
a) Cấu hình 74 BNL (25/12/83)					
-1 Be, 9 - 1	213-213	213 - 213	213 - 213	213 - 213	272-0
nước 0.34	0.	0.	0.	0.	0.34
-2Be,9-1 và 10-1	213 - 213	213 - 213	213 - 213	213-213	414-0
nước 0.62	0.	0.	0.	0.	0.62
-3 Be, 9 - 1	213 - 213	213 - 213	213 - 213	213-213	650-0
10-1 và 11-1	0.	0.	0.	0.	0.86
nước 0.86					
- KTN, 7 - 3	172 - 172	172- 172	172 - 172	172 - 172	395 - 450
nước - 0.12	0.	0.	0.	0.	-0.12
- KTN BN	172 - 172	172 - 172	172 - 172	172 - 172	433 - 395
nước 0.08	0.	0.	0.	0.	0.08
- A 11 BN	172 - 172	172 - 172	172 - 172	172 - 172	450 - 433
nước 0.04	0.	0.	0.	0.	0.04
- A 11 MQ	172 - 172	172 - 172	172 - 172	172 - 172	437 - 433
nước 0.01	0.	0.	0.	0.	0.01
- A 12 7 - 3	172 - 172	172 - 172	172 - 172	172 - 172	277 - 438
nước -0.32	0.	0.	0.	0.	-0.32
b) Cấu hình 86 BNL (31/12/83)					
- 1 Be 1 - 3	385 - 385	385 - 385	385 - 385	385 - 385	247 - 0
A 1 0.26	0.	0.	0.	0.	0.26
- 1 Be 1 - 2	395 - 395	395 - 395	395 - 395	395 - 395	232 - 0
A 1 0.27	0.	0.	0.	0.	0.27
- 1 Be 1 - 4	405 - 405	405 - 405	405 - 405	405 - 405	232 - 0
A 1 0.27	0.	0.	0.	0.	0.27
- 1 Fe 7 - 1	338 - 338	338 - 338	338 - 338	338 - 338	335 - 650
nước -0.58	0.	0.	0.	0.	-0.58
c) Cấu hình 88 BNL (19/01/84)					
- 1 Be 13 - 2	470 - 440	451 - 451	451 - 451	451 - 451	300 - 300
nước 0.20	0.20	0.	0.	0.	0.
- 1 Be 1 - 4	470 - 434	451 - 451	451 - 451	451 - 451	300 - 300
nước 0.26	0.26	0.	0.	0.	0.
- A 12 6 - 3	407 - 448	451 - 451	451 - 451	451 - 451	300 - 300
nước -0.32	-0.32	0.	0.	0.	0.
- BeK BN	470 - 147	451 - 451	451 - 451	451 - 451	300 - 300
nước 2.64	2.64	0.	0.	0.	0.

IX - PHÂN BỐ TƯƠNG ĐỐI CỦA MẬT ĐỘ THÔNG LƯỢNG NƠTRON NHIỆT

Xác định phân bố mật độ thông lượng nơtron nhiệt theo tiết diện ngang và theo chiều cao của vùng hoạt đối với cấu hình có bể nơtron bằng phương pháp kích

hoạt lá dò Dy-164. Đồng vị Dy-165 có thời gian 140 phút và phân rã beta với năng lượng $E_{\max} = 1.28 \text{ MeV}$ (84%) và 1.19 MeV (14%)

9.1 - Cấu hình 86 BNL

Đo tại 24 điểm, 23 điểm ở BNL và một điểm ở bẫy neutron. Lá dò đặt tại điểm giữa BNL theo chiều cao và 2 điểm trên và dưới cách điểm giữa 5 cm. Kết quả được lấy trung bình của 3 điểm đo. Chiều các lá dò ở công suất có $1.E-2\%$ N, tức là vài chục Watt, thời gian chiếu là 10 phút. Bảng 17 và Hình 13 cho phân bố tương đối của mật độ thông lượng neutron, lấy mật độ thông lượng neutron tại tâm bẫy Bảng 1. Hình 14 trình bày phân bố tương đối của mật độ thông lượng neutron nhiệt theo tiết diện ngang bên trong bó nhiên liệu tại các ô 6-5 và ô 6-8.

Ta thấy rằng mật độ thông lượng neutron tăng từ ngoài vào trong và nhận giá trị cỡ 0,95 ngay tại mép BNL tiếp xúc với thanh Berili của bẫy neutron. Từ các kết quả đó ta được giá trị mật độ thông lượng trung bình là 0.54. Do đó độ bất đồng đều theo bán kính là

$$K_r = \phi_{\max} / (\phi) = 0.95 / 0.54 = 1.76$$

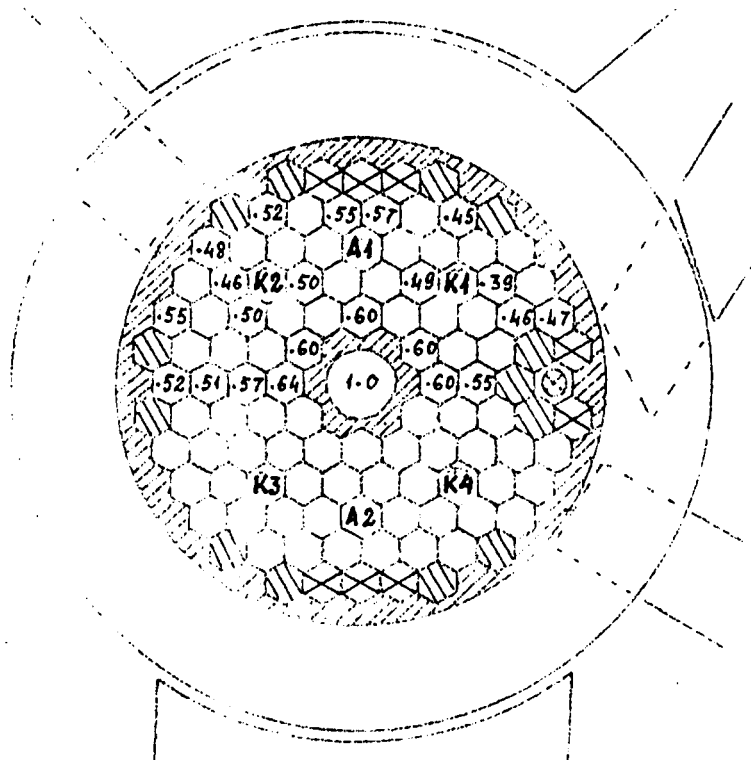
9.2 - Cấu hình 88 BNL

Đo tại 28 điểm trong đó có kênh ướt K7-1 và bẫy neutron. Bảng 17 và Hình 15 cho kết quả đo. Mật độ thông lượng trung bình trên 27 điểm đo là 0.35. Độ bất đồng đều không xác định được vì không đo được giá trị cực đại. Nhóm chuyên gia Liên Xô xác định $K_r = 1.84$ đối với cả hai cấu hình (xem tài liệu /2/).

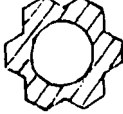
Nhìn chung, qua Bảng 17 ta nhận thấy rằng phân bố mật độ thông lượng trong 2 cấu hình khá khác nhau, mật độ thông lượng trong cấu hình 86 BNL 13 thanh Be phân bố đều hơn so với cấu hình 88 BNL 18 thanh Be ở đây mật độ tại bẫy neutron được chuẩn bằng 1.

BẢNG 17 - Mật độ thông lượng neutron theo tiết diện ngang
(chuẩn tại bẫy neutron về đơn vị).

Vị trí	2 - 2	2 - 4	2 - 5	2 - 7	3 - 1	3 - 4	3 - 6	3 - 9
c.h 86 BNL	0.52	0.55	0.57	0.45	0.48	-----	-----	0.43
c.h. 88 BNL	0.31	0.35	0.34	0.28	0.31	0.32	0.32	0.28
Vị trí	4 - 2	4 - 4	4 - 7	4 - 9	5 - 1	5 - 3	5 - 4	5 - 6
c. h. 86 BNL	0.46	0.50	0.49	0.39	0.55	0.50	-----	0.60
c. h. 88 BNL	0.25	0.27	0.28	0.25	0.31	-----	0.30	-----
Vị trí	5 - 8	5 - 10	5 - 11	6 - 3	6 - 5	6 - 8	6 - 10	K7 - 1
c. h. 86 BNL	-----	0.46	0.47	-----	0.60	0.60	-----	0.52
c. h. 88 BNL	0.29	-----	0.28	0.30	0.40	0.38	0.28	0.65
Vị trí	7 - 2	7 - 3	7 - 4	Bẫy N	7 - 8	7 - 9	7 - 9	
c. h. 86 BNL	0.51	0.57	0.64	1.00	0.60	0.55	0.55	
c. h. 88 BNL	0.32	0.34	0.36	1.00	0.37	0.31	0.31	

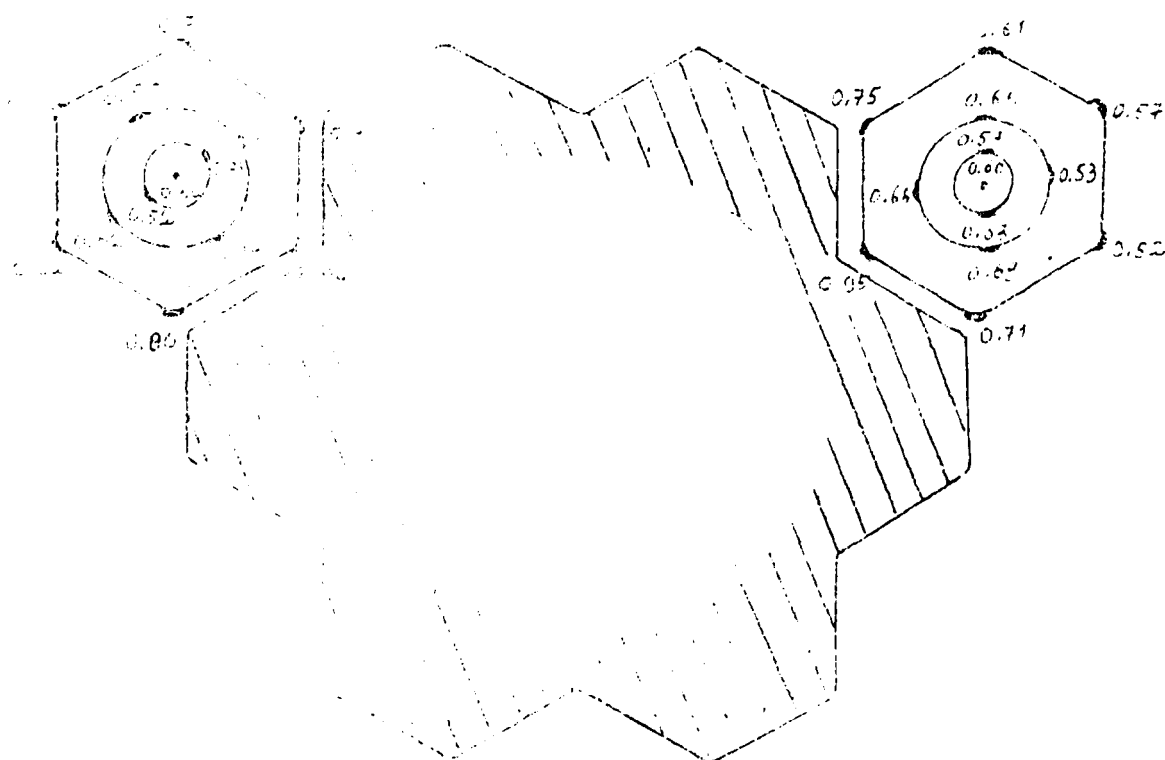


Hình 13. Phân bố tương đối của mật độ thông lượng neutron nhiệt theo tiết diện ngang vùng hoạt với cấu hình 86 BNL.

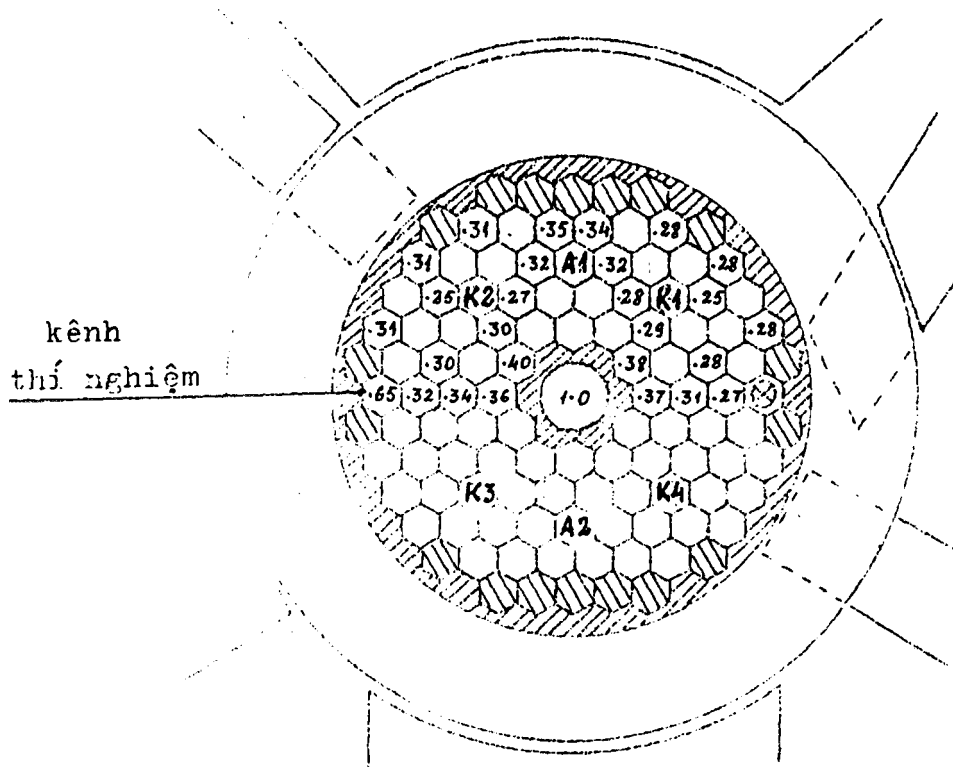
	Bố nhiên liệu
A1, A2	Các thanh bảo vệ sự cố AZ1, AZ2
K1, ..., K4	Các thanh bù trừ KC1, ..., KC4
	Thanh điều khiển tự động AR
	Thanh chèn Bêrili
	Thanh chèn nhôm
	Bẫy neutron
1.0, ..., 0.52, ...	Phân bố tương đối của mật độ thông lượng neutron nhiệt

BNL 6.5

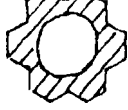
BNL 6.8

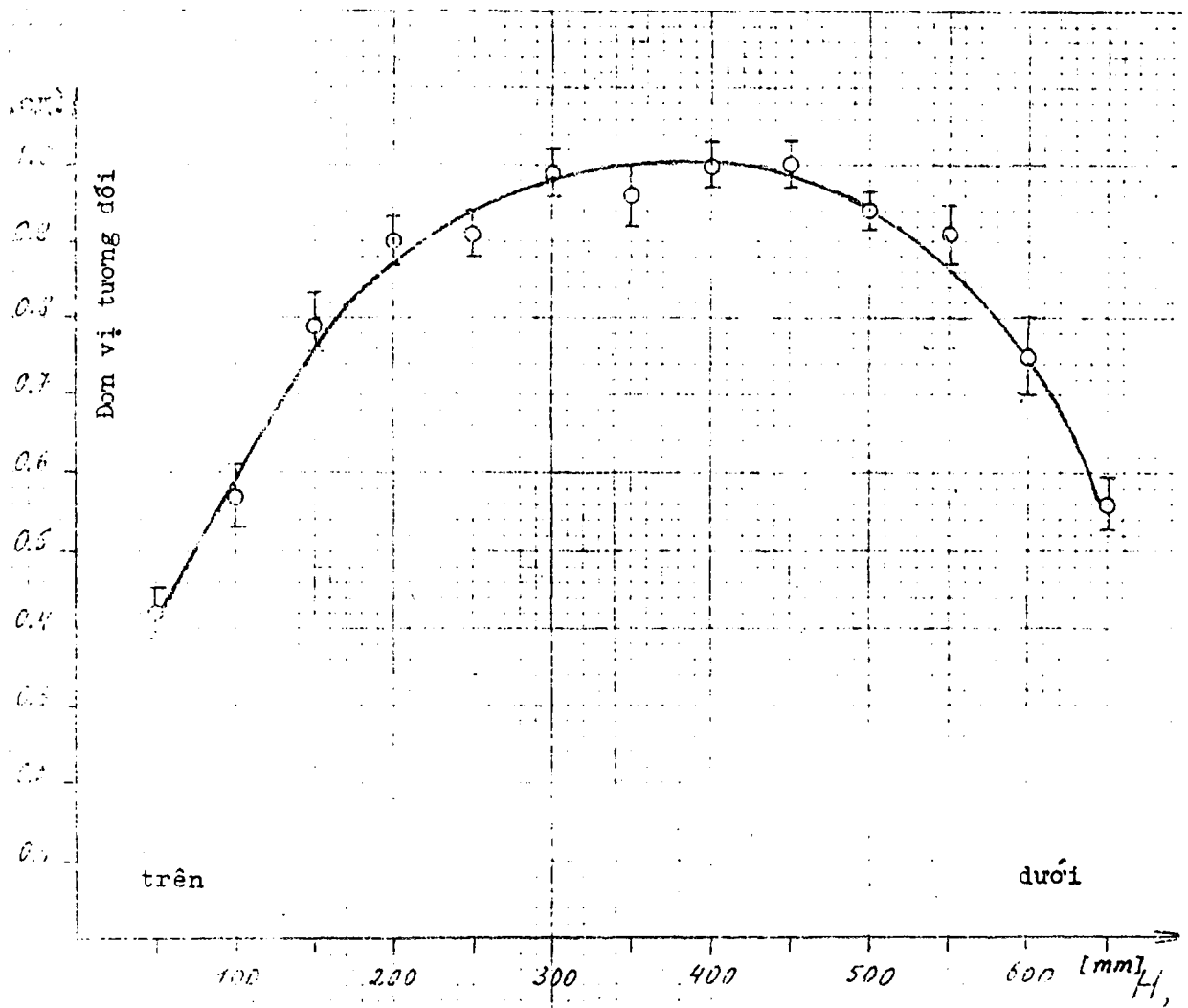


Hình 14. Phân bố tương đối của mật độ thông lượng
nơtron nhiệt theo tiết diện ngang các BNL
tại ô 6.5 và ô 6.8 (cấu hình 86 BNL).

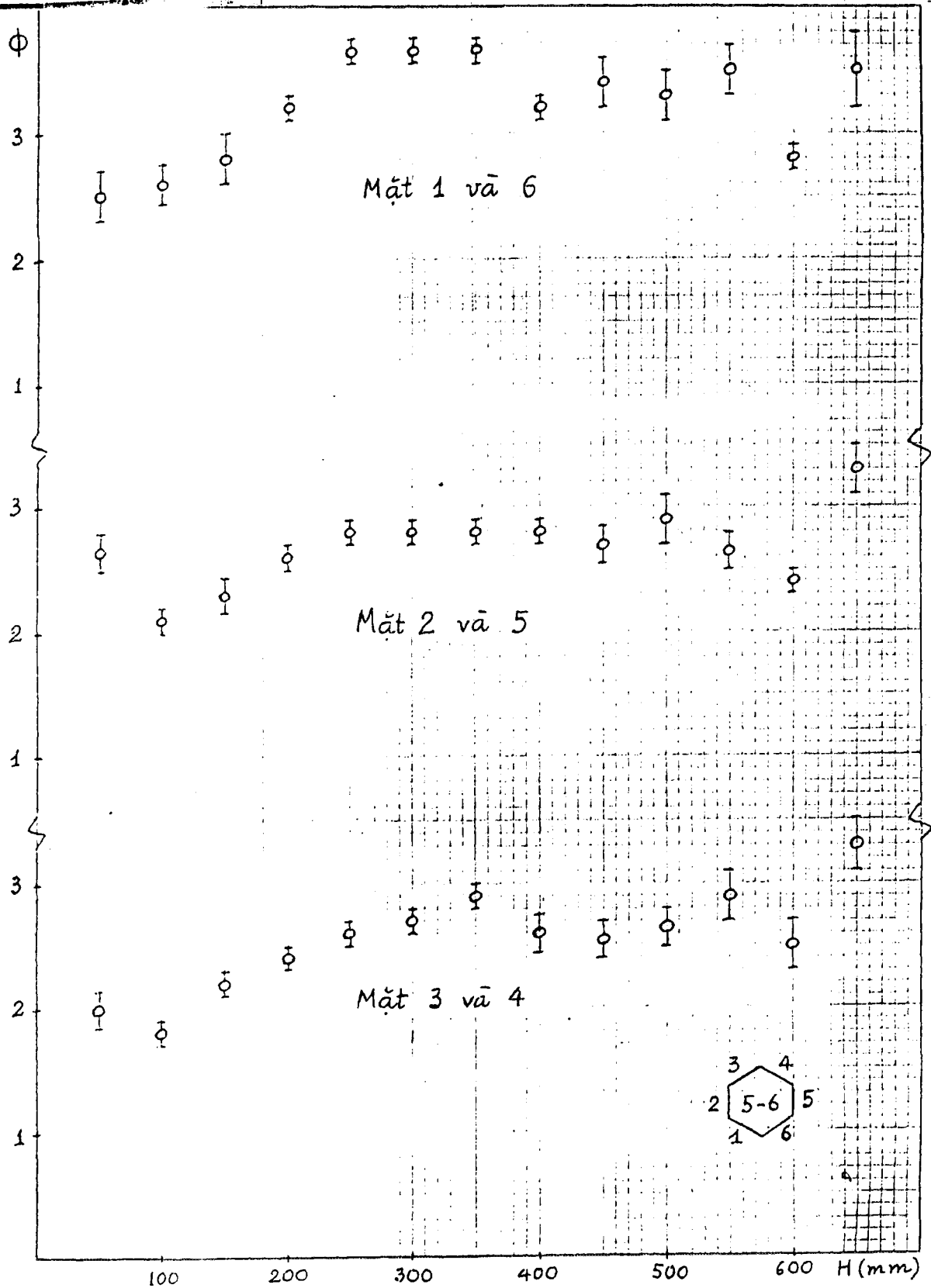


Hình 15. Phân bố tương đối của mật độ thông lượng
nơtron nhiệt theo tiết diện ngang vùng
hoạt với cấu hình 88 BNL.

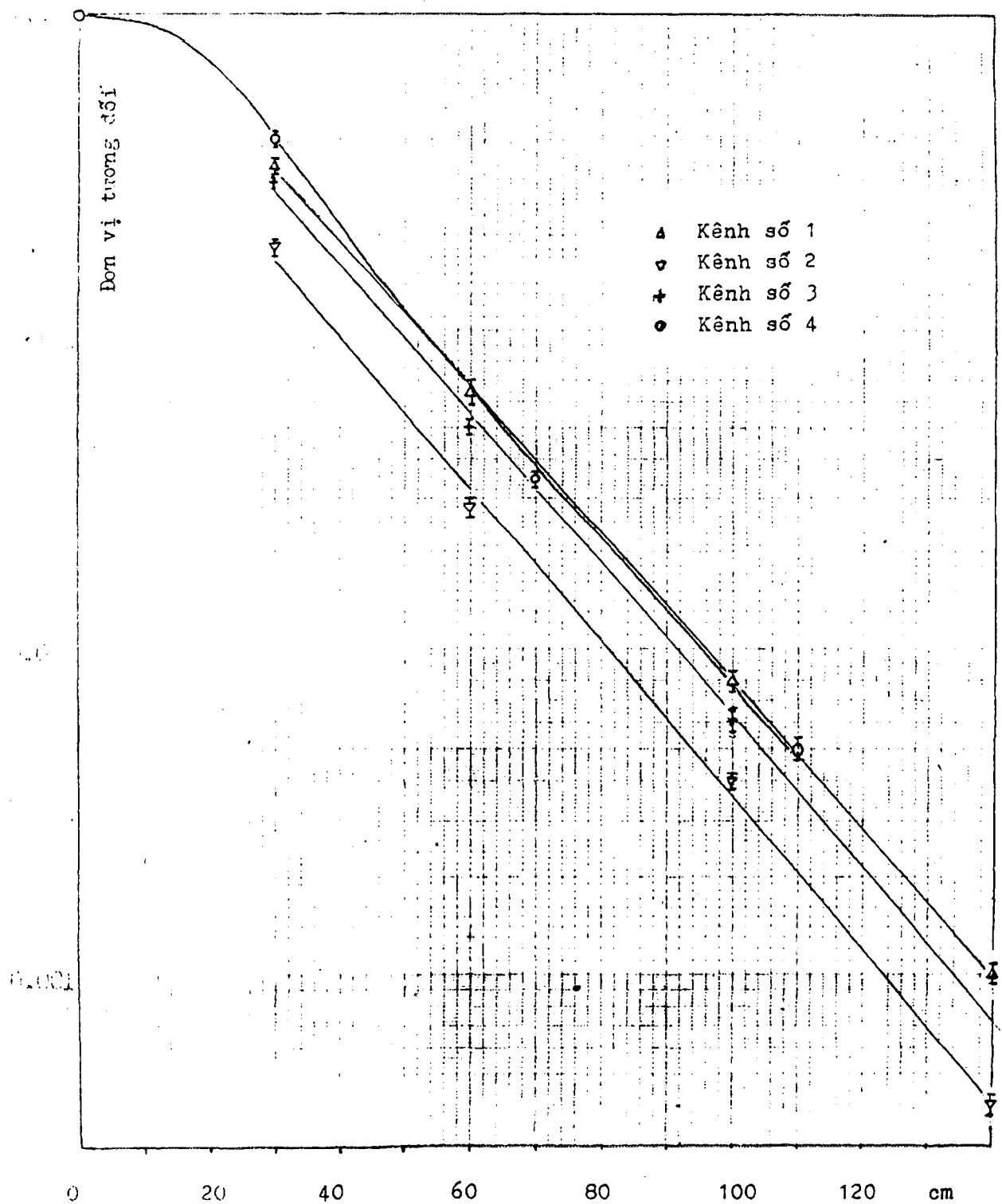
	Các BNL
A1, A2	Các thanh bảo vệ sự cố AZ1, AZ2
K1, ..., K4	Các thanh bù trừ KC1, ..., KC4
	Thanh điều khiển tự động AR
	Thanh chèn Bêrili
	Bẫy nơtron
1.0, ..., 0.31, ...	Phân bố tương đối của mật độ thông lượng nơtron nhiệt



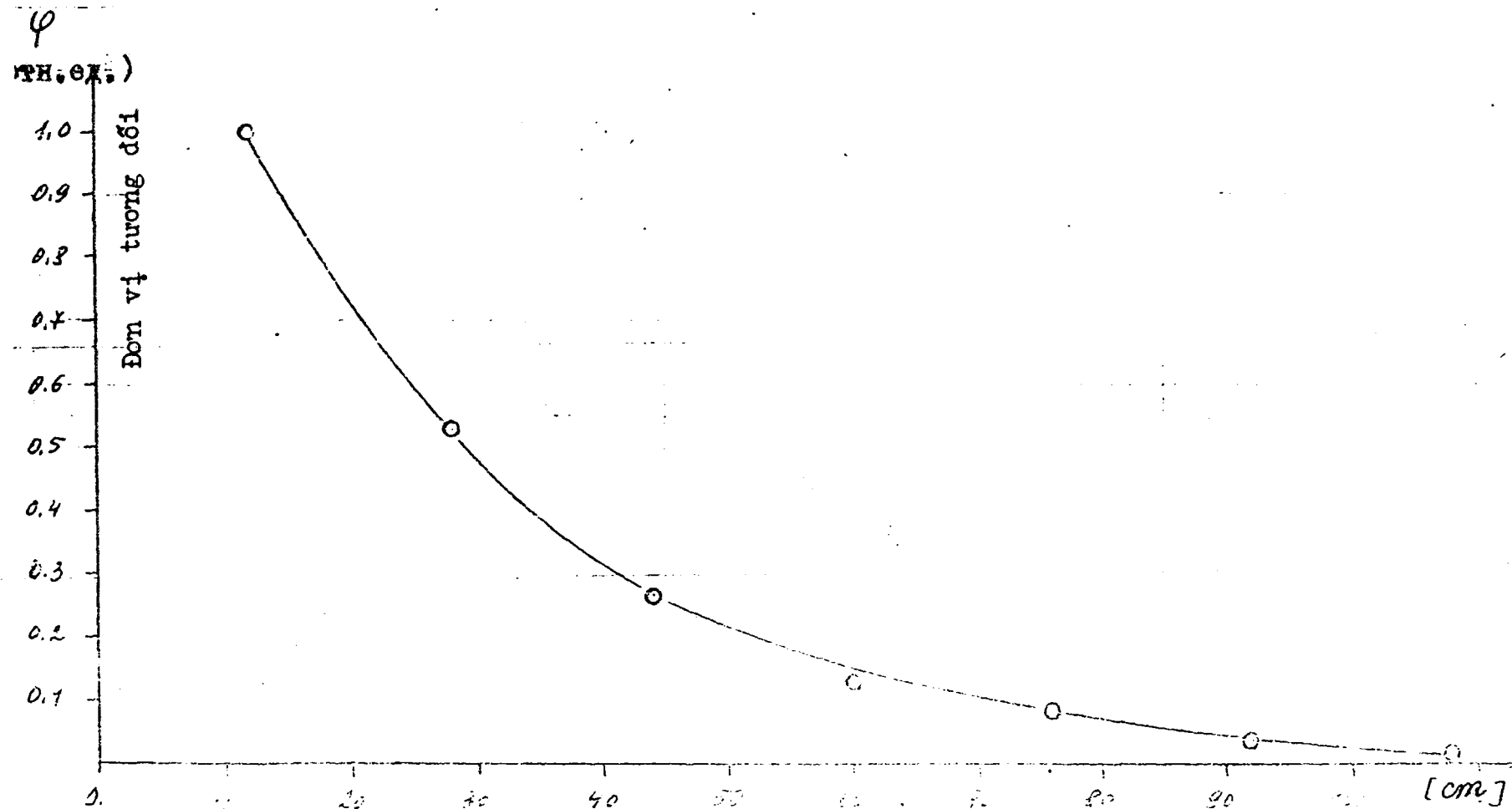
Hình 16. Phân bố tương đối của mật độ thông lượng nơtron nhiệt theo chiều cao vùng hoạt tại bể nơtron.



Hình 17. Phân bố tương đối mật độ thông lượng neutron nhiệt theo chiều cao vùng hoạt, tại các mặt của ô 5.6



Hình 18. Phân bố tương đối mật độ thông lượng nơtron nhiệt theo trục các kênh ngang thí nghiệm.



Hình 19. Phân bố tương đối mật độ thông lượng nơtron nhiệt dọc theo trục cột nhiệt.

Trong cấu hình này cũng đã đo phân bố tương đối của mật độ thông lượng neutron nhiệt theo chiều cao vùng hoạt tại bể neutron, Hình 16, và tại các mặt BNL vị trí 5-6, Hình 17. Trong các phép đo này, vị trí các thanh KC là 457 mm và AR là 300 mm. Ta thấy rằng phân bố trong bể neutron không đối xứng : đường cong đạt cực đại tại khoảng 300-450 mm. Các phân bố theo chiều cao tại ô 5-6 không có dạng như tại bể neutron. Độ không đồng đều tại mặt 1 và mặt 6 là 1.13; ở mặt 2 và mặt 5 là 1.23; và ở mặt 3 và mặt 4 là 1.29.

Hình 18 trình bày phân bố tương đối mật độ thông lượng neutron nhiệt theo trục các kênh ngang thí nghiệm : Mật độ này giảm theo hàm mũ. Từ biên vành phản xạ đến mặt ngoài bê tông bảo vệ mật độ thông lượng giảm khoảng 500 lần. Kênh ngang số 4 đặt sát vùng hoạt, mật độ thông lượng neutron theo kênh này giảm 1000 lần từ trong ra ngoài. Ngoài ra cũng cần chú ý rằng mật độ thông lượng neutron ở kênh số 1 lớn hơn ở kênh số 2 : điều này khẳng định rằng kênh số 1 có phần dẫn dòng rộng nằm trong vành phản xạ, chứ không phải là kênh số 2 như đã cho trong các bản vẽ thiết kế của lò Triga (các hình 3-7).

Hình 19 trình bày phân bố tương đối mật độ thông lượng neutron nhiệt dọc theo trục cột nhiệt. Mật độ thông lượng neutron nhiệt giảm 2 bậc từ trong ra ngoài.

Trong thời gian khởi động vật lý cũng đã xác định mật độ thông lượng tuyệt đối của neutron nhiệt và neutron nhanh tại một số vị trí. Các kết quả này sẽ được trình bày trong phần 3 về khởi động năng lượng lò phản ứng.

X - NHẬN XÉT - KẾT LUẬN

10.1. Tóm tắt về khởi động vật lý

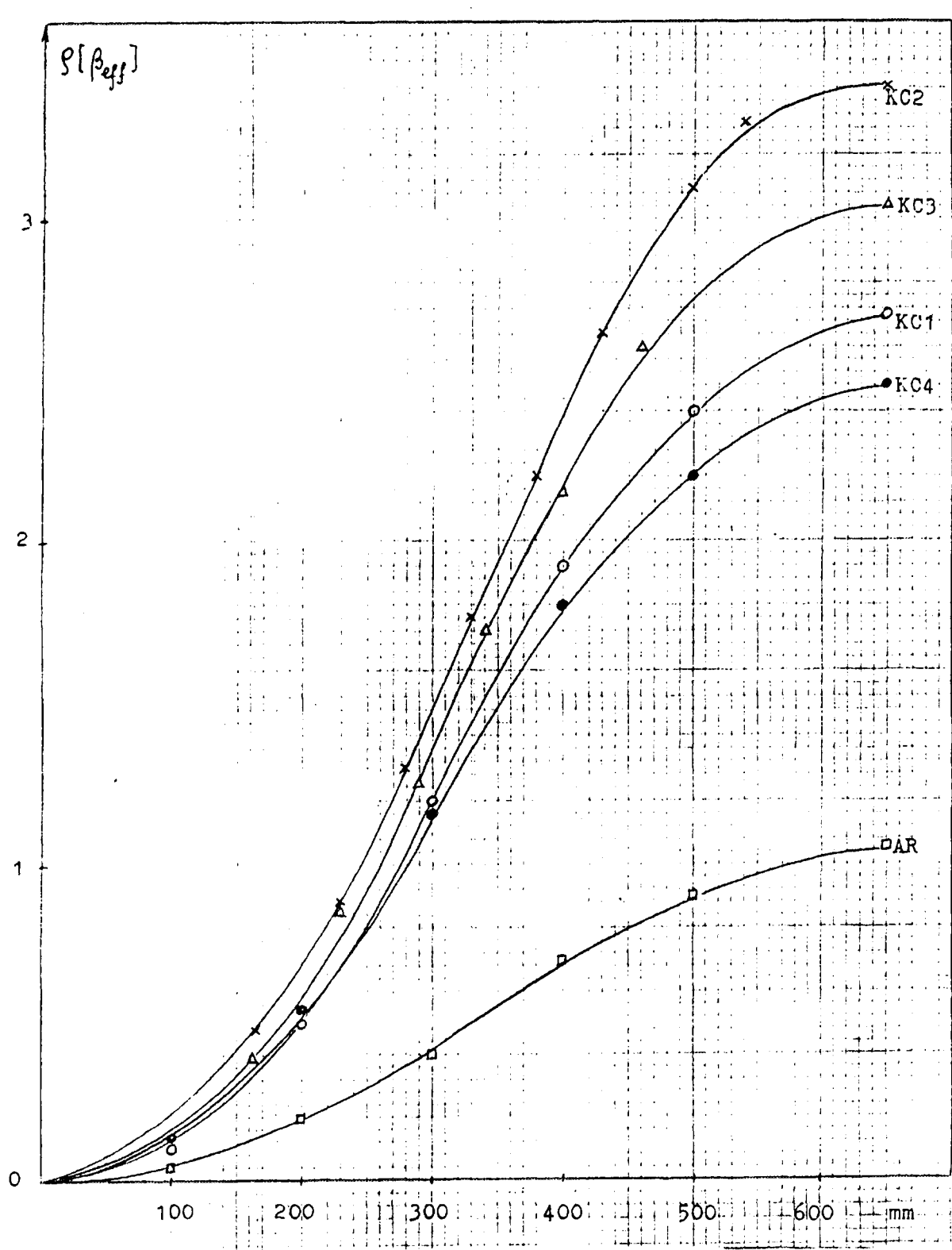
Mục tiêu của khởi động vật lý là nạp nhiên liệu và xác định cấu hình làm việc, khảo sát các đặc trưng vật lý của cấu hình đó.

Công việc nạp nhiên liệu bắt đầu lúc 14h30 ngày 30/10/83. Trạng thái tới hạn với cấu hình vùng hoạt không có bể neutron đặt lúc 19h50 ngày 1/11/83. Cấu hình gồm 69 BNL với khối lượng U-235 tổng cộng là 2781.2 g.

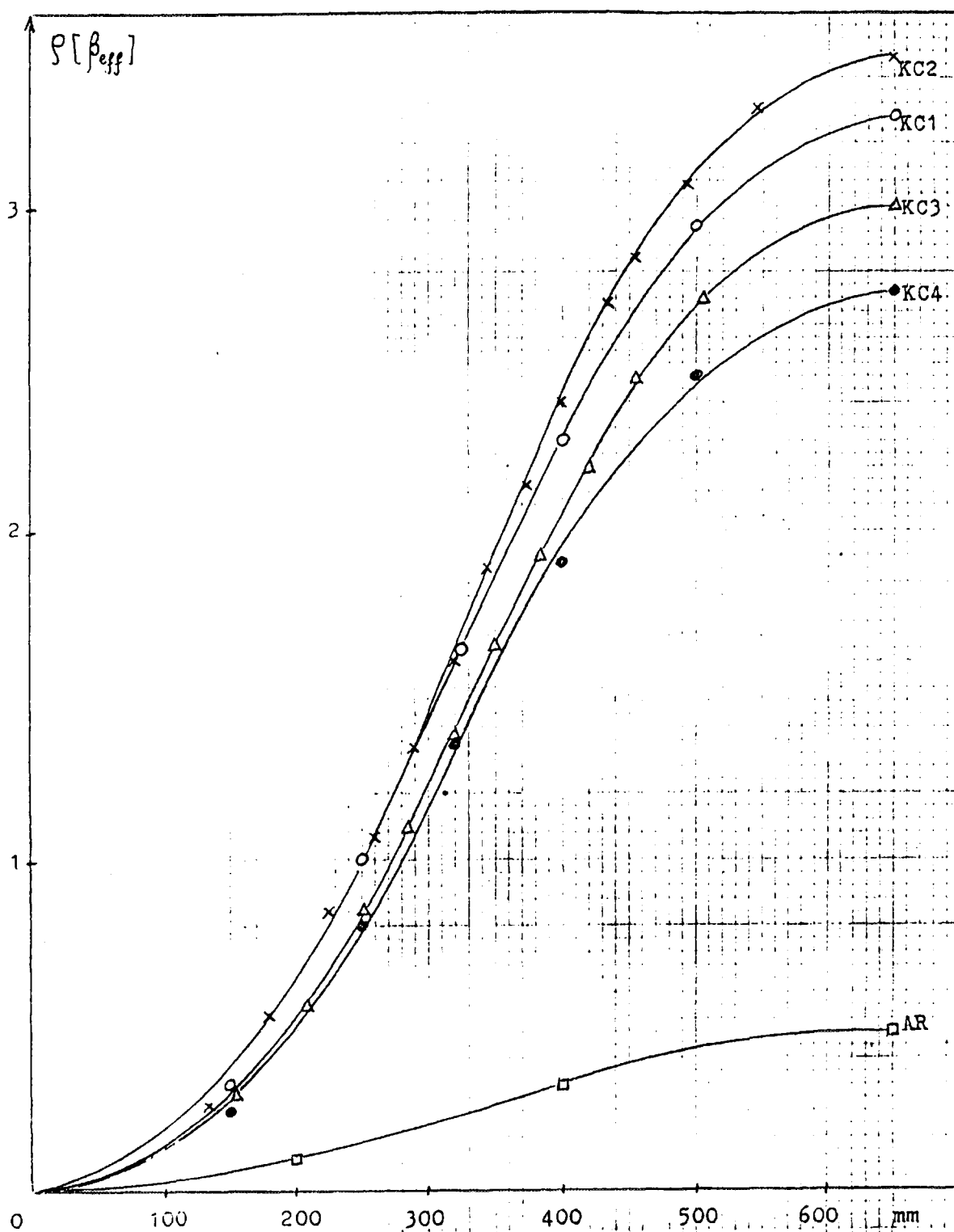
Trạng thái tới hạn với cấu hình vùng hoạt có bể neutron đặt lúc 17h48 ngày 18/12/83. Cấu hình gồm 72 BNL, khối lượng U-235 tổng cộng là 2987.4 g.

Ngày 21/12/83 bắt đầu nạp thêm nhiên liệu để xác định cấu hình làm việc và khảo sát các đặc trưng vật lý. Cấu hình đầu tiên có độ phản ứng dự trữ nhỏ gồm 74 BNL, 2977.9 g U-235. Cấu hình thứ 2 gồm 86 BNL với 3461.8 g U-235. Cấu hình làm việc chính thức gồm 88 BNL được thiết lập ngày 14/1/84 với khối lượng U-235 tổng cộng là 3537 g.

Các kết quả đo đặc vật lý được KST Ngô Quang Huy xử lý song song với chuyên gia N.V. Arhanghenski phụ trách nhóm khởi động lò Liên Xô /2/. Các kết quả vật lý được tóm tắt trong Bảng 18, trong đó viết trong ngoặc là các kết quả xử lý phía



Hình 20. Đặc trưng tích phân của các thanh KC và AR trong cấu hình 86 BNL (Arhanghenski).



Hình 21. Đặc trưng tích phân của các thanh KC và AR trong cấu hình 88 BNL (Arhanghenski).

Liên Xô /2/, sai khác nhau 10% trong đại đa số trường hợp. Hình 20 và 21 trình bày các đặc trưng tích phân của các thanh điều khiển theo tài liệu /2/. Sau đây là một số nhận xét về đặc trưng các thanh điều khiển trong 3 cấu Hình 74, 86 và 88 BNL.

10.2 - Về độ hiệu dụng

1) Độ hiệu dụng các thanh tăng theo số lượng các bó nhiên liệu được nạp. Điều này rất rõ đối với 4 thanh KC, ít rõ hơn đối với 2 thanh AZ, có thể do cách đo và xử lý xấp xỉ được dùng. Độ hiệu dụng AZ1 và AZ2 gần như không thay đổi trong 2 cấu hình 74 và 88 BNL. Độ hiệu dụng AZ nhỏ hơn độ hiệu dụng KC trong cấu hình 88 BNL nhưng lớn hơn trong cấu hình 74 BNL. Độ hiệu dụng các BNL thì gần như không đổi với 3 cấu hình.

2) Độ hiệu dụng các thanh điều khiển không đều nhau tuy rằng cả 6 thanh KC và AZ đều có cùng cấu trúc, và không tuân theo quy luật đối xứng của vùng hoạt (phần nửa vùng hoạt phía AZ1 có độ hiệu dụng cao hơn). Có thể do cách tiến hành phép đo không thích hợp. Cần tìm hiểu khảo sát nguyên nhân hiện tượng này.

BẢNG 18 - Tóm tắt các thông số vật lý khởi động lò

Thông số	74 BNL 13 Be	86 BNL 13 Be	88 BNL 18 Be
- <u>Khối lượng tại</u> Số và khối lượng U 235 Số và khối thanh Be	74- 2977,9 g 13-28211 g	86- 3461.8 g 13- 28211 g	88- 3537 g 18- 33113 g
- <u>Độ hiệu dụng các thanh điều khiển</u>			
AZ 1	2.90 (2.55)	-	2.98 (2.60)
AZ 2	2.99 (2.40)	-	2.70 (2.39)
KC 1	2.08 (2.14)	2.80 (2.68)	3.50 (3.28)
KC 2	2.48 (2.40)	3.48 (3.40)	3.45 (3.45)
KC 3	2.36 (2.18)	3.10 (3.04)	3.01 (3.00)
KC 4	1.96 (1.99)	2.56 (2.48)	3.15 (2.74)
AR	0.86 (0.86)	1.04 (1.04)	0.49 (0.49)
Tổng 4 KC	8.88	10.4 (1.04)	11.67 (11.0)
hệ số giao thoa 4 KC	1	0.87	0.89
độ phản ứng dự trữ	2.09 (2.09)	7.50 (8.14)	9.85 (9.17)
độ sâu dưới tới hạn	7.65 (7.48)	3.94 (3.50)	2.31 (2.33)
- <u>Độ hiệu dụng BNL</u>			
ô 1-2 so với AL		0.60	
ô 1-3 so với AL		0.62 (0.54)	
ô 1-4 so với AL		0.44	
ô 1-2 và 1-3 -nt-		1.22 (1.03)	
ô 1-2 và 1-3 và 1-4 -nt-		1.66 (1.42)	

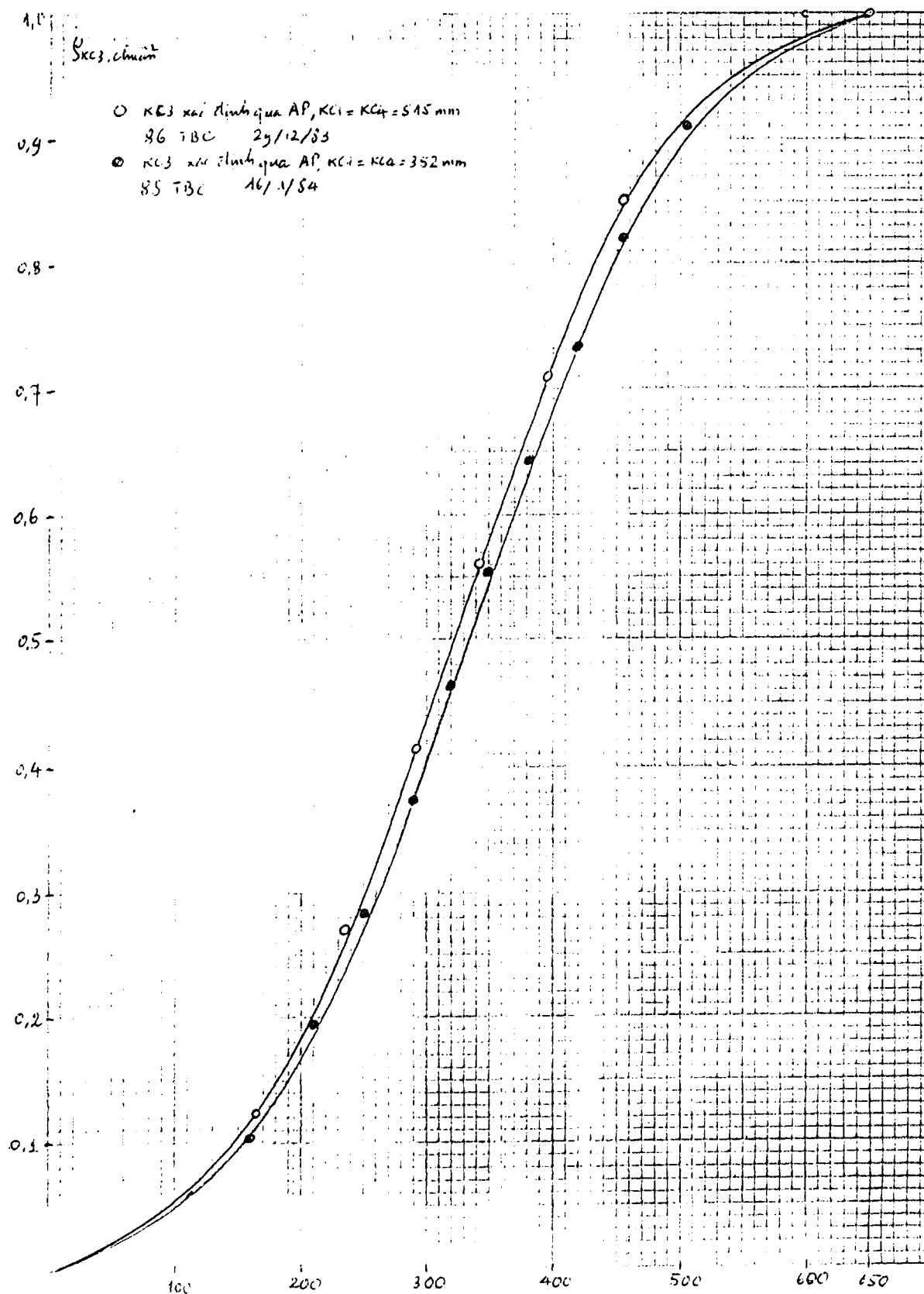
BẢNG 18 - (tiếp)

Thông số	74 BNL 13 Be	86 BNL 13 Be	88 BNL 18 Be
ô 6 - 3	0.10 (0.19)		0.16 (0.18)
ô 7 - 1	0.40 (0.60)	0.52 (0.53)	
ô 7 - 3	0.16 (0.16)		0.16 (0.18)
ô 7 - 4	0.38 (0.55)		0.48 (0.52)
ô 11 - 1	0.58 (0.58)		
ô 11 - 1 so với AL	0.52 (0.47)		
ô 11 - 1 so với Be	0.28 (0.16)		
- Độ hiệu dụng các thanh Be và yếu tố khác			
Be ô 1-2 so với AL		0.27	
Be ô 1-3 - nt -		0.26	
Be ô 1-4 - nt -		0.27	
Be ô 1-4			0.26 (0.30)
Be ô 1-2 và 1-3		0.53 (0.42)	
Be ô 1-2 và 1-3 và 1-4		0.80 (0.61)	
Be ô 9-1	0.34 (0.30)		
Be ô 9-1 và 10-1	0.62 (0.62)		
Be ô 9-1 và 10-1 và 11-1	0.88 (0.93)		
Be ô 13-2			0.20 (0.25)
Khối Be bẫy nơtron			2.64 (2.44)
Kênh thí nghiệm ô 7-3	-0.12 (-0.12)		
Kênh thí nghiệm bẫy nơtron	0.08 (0.08)		
Th.AL 85mm bẫy nơtron	0.04 (0.04)		
Th.AL 85mm mâm quay	0.01 (0.01)		
Th.AL 530mm ô 6-3	-0.32 (-0.37)		-0.32 (-0.34)
Th.AL 530mm ô 7-3		-0.58 (-0.46)	
Th.thép không gỉ 7-1			

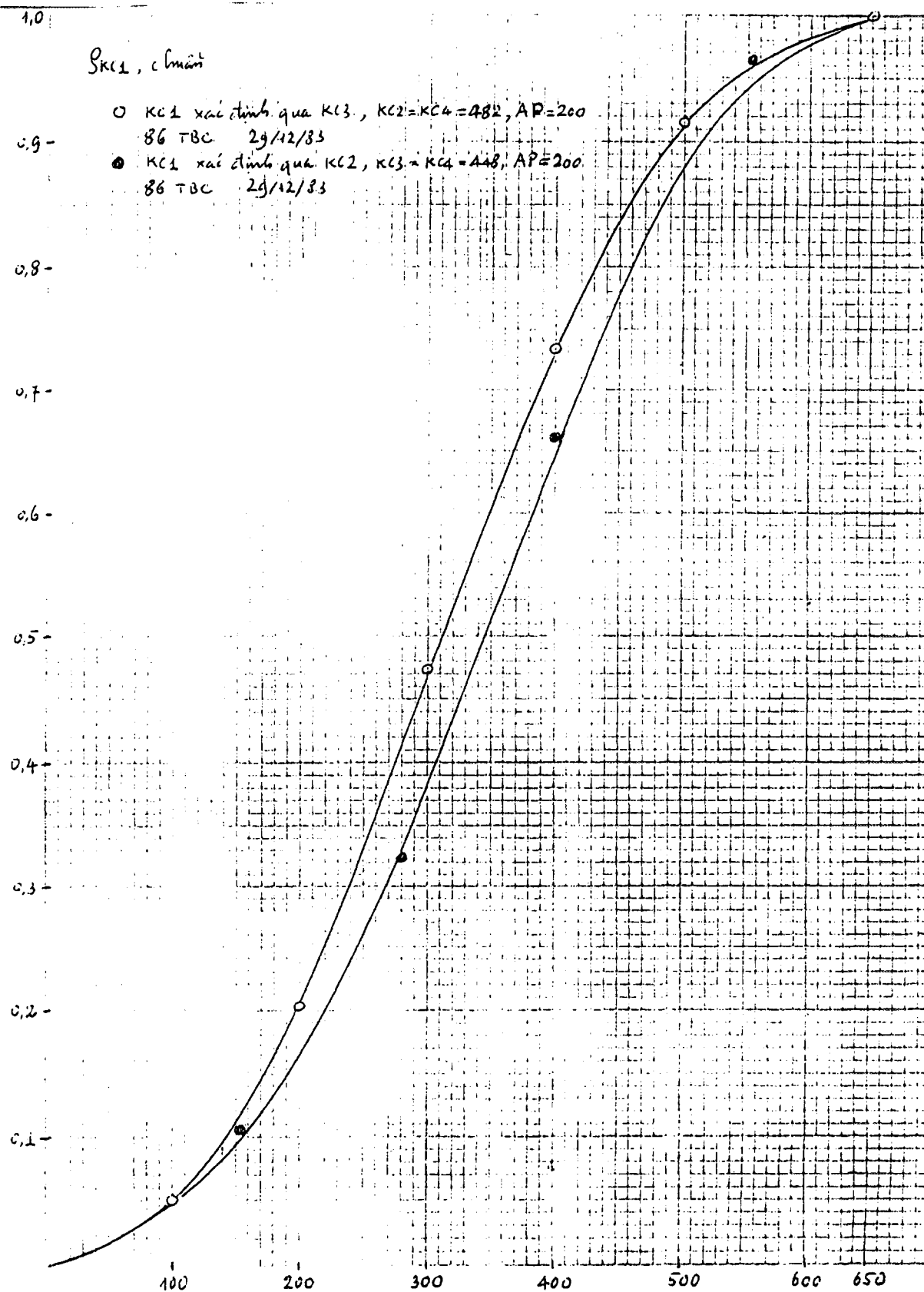
3) Hệ số giao thoa giảm khi độ hiệu dụng các thanh tăng. Điều này thể hiện ở tính chất bất đối xứng của các đường đặc trưng tích phân khi các thanh nhúng một phần trong vùng hoạt. Điều này cũng còn thể hiện khi thanh AR bằng Cacbua Bor làm cho độ hiệu dụng của các thanh lân cận KC1 và KC4 nhỏ hơn độ hiệu dụng của KC2 và KC3. Do vai trò quan trọng của hệ số giao thoa trong việc xác định độ sâu dưới tới hạn, Cần khảo sát chính xác hệ số giao thoa trong cấu hình làm việc của các thanh điều khiển.

10.3 - Về dạng các đặc trưng tích phân

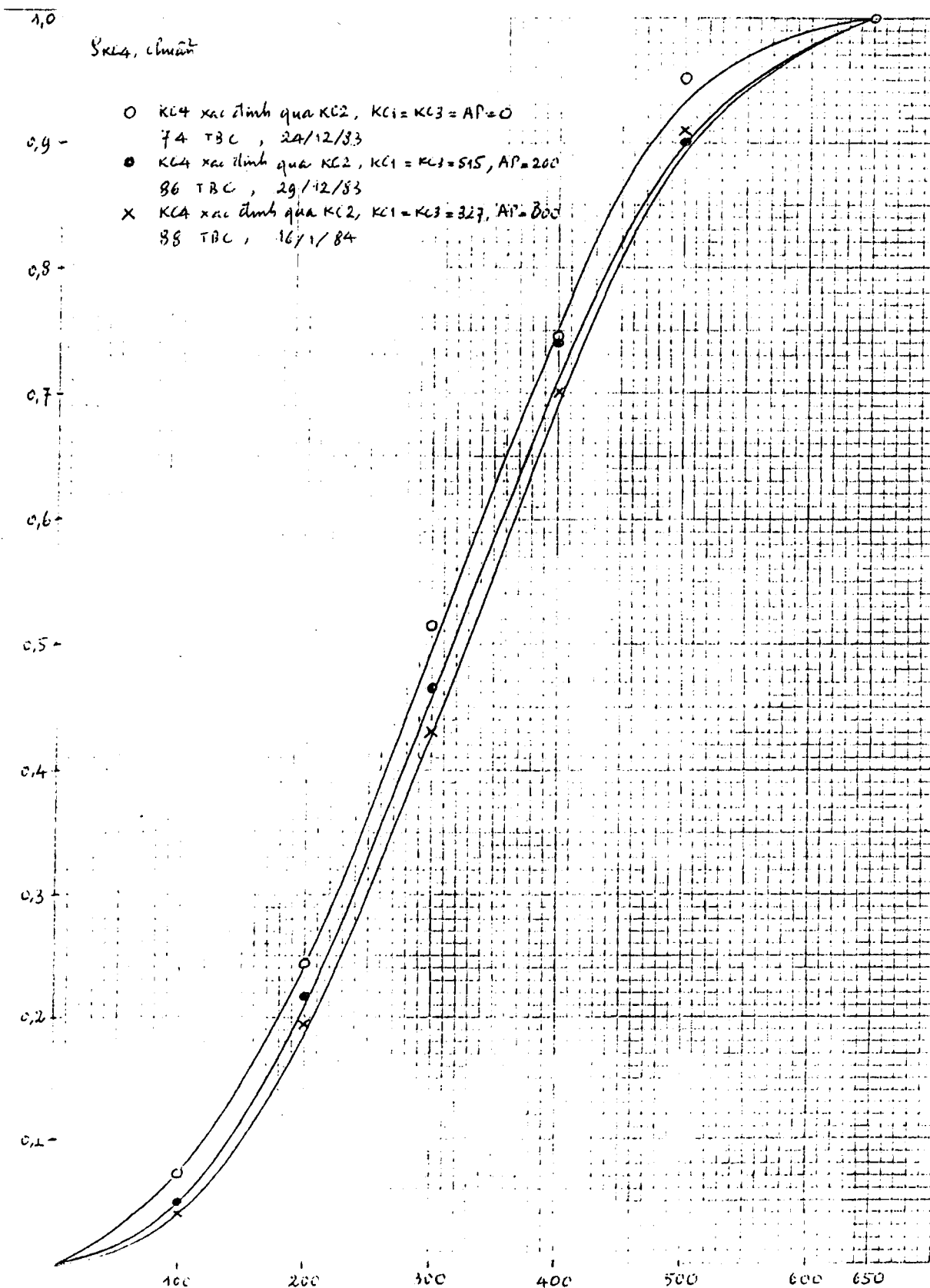
Trong cả 3 cấu hình, đặc trưng tích phân của các thanh KC2 và KC3 được xác định bằng cách bù trừ so sánh với thanh AR, còn các thanh KC1 và KC4 được xác định qua KC2 và KC3.



Hình 22. Đặc trưng tích phân của thanh KC3 với độ
 hiệu dụng chuẩn về đơn vị



Hình 23. Đặc trưng tích phân của thanh KCl với độ hiệu dụng chuẩn về đơn vị



Hình 24. Đặc trưng tích phân của thanh KC4 với độ hiệu dụng chuẩn về đơn vị

- Đặc trưng tích phân thanh KC2 không được xác định cho toàn thanh trong cả 3 cấu hình.

- Đối với KC3 đặc trưng toàn thanh chỉ được xác định trong các cấu hình 86 BNL (trong cấu hình 88 BNL phải đặt thêm thanh Cacbua Bor trong bẫy nơtron). Hình 22 trình bày các đặc trưng tích phân này (đã được chuẩn về đơn vị) : cả 2 đường đặc trưng này đều không đối xứng qua vị trí trung tâm 300 mm. Nguyên nhân có thể do các thanh KC1 và KC4 nhúng lưng chừng vùng hoạt (tính bất đối xứng rõ nét hơn với $KC1=KC4=352$ mm trong cấu hình 88 BNL).

- Đặc trưng tích phân toàn thanh KC1 trong cấu hình 86 BNL được xác định 2 lần khác nhau, dùng KC2 hoặc KC3. Các điều kiện cấu hình các thanh điều khiển trong 2 trường hợp tương tự như nhau. Các đường đặc trưng tích phân chuẩn, Hình 23, nêu rõ ảnh hưởng của các thanh KC2, KC3.

- Đặc trưng tích phân KC4 được xác định trong cả 3 cấu hình và đều dùng KC2, nằm đối xứng qua tâm, cách xa KC4. Ảnh hưởng của vị trí các thanh còn lại đối với các đường đặc trưng chuẩn này được minh họa trên Hình 24

Qua phân tích nêu trên ta thấy rõ hiệu ứng giao thoa giữa các thanh. Hiệu ứng giao thoa (thực nghiệm cho thấy là giao thoa âm nghĩa là độ hiệu dụng đồng thời nhỏ hơn tổng độ hiệu dụng từng thanh), không phát hiện được trong cấu hình 74 BNL (có độ phản ứng dự trữ nhỏ) tăng lên khi tăng lượng nhiên liệu nạp vào, nghĩa là tăng độ hiệu dụng của mỗi thanh. Hiệu ứng giao thoa này không thể loại trừ trong cấu hình làm việc mà các thanh điều khiển nhúng đều nhau.

XI. PHỤ LỤC

Nhiên liệu Uran được bảo vệ trong vỏ bọc bằng nhôm dày 0,9 mm. Đứng về mặt an toàn hạt nhân, làm hư hại đến lớp vỏ bọc nhiên liệu là một sự cố nghiêm trọng.

11.1. Hiện tượng quan sát

Ngày 2/11/83, sau khi đạt tới hạn với cấu hình vùng hoạt không có bẫy nơtron, đã đưa lò về trạng thái sâu dưới tới hạn và đưa các BNL số 056, 058, 059, 060 và 061 từ 6 ô trung tâm vào các cốc chứa tạm 1-1 và 1-2 ở trong bể lò. Ngày 5/11/83 lấy các BNL này ra xem thì thấy chúng bị xám. Nhưng sau đó xem các BNL còn lại trong vùng hoạt thì thấy không bị xám. Tuy nhiên cũng đã quyết định rút tất cả các bó BNL từ vùng hoạt ra, đặt lại vào kho nhiên liệu, (Phông 125) và đặt các thanh nhóm chèn vào vùng hoạt. Những ngày tiếp theo hoàn chỉnh các hệ công nghệ lò, xác định chất lượng nước và lọc nước bể lò để loại trừ hiện tượng trên.

Ngày 14/12/83, chưa tìm được nguyên nhân hiện tượng xám nhiên liệu, và vì vậy chưa có biện pháp xử lý. Tuy nhiên để tiếp tục chương trình khởi động lò, vẫn bắt đầu nạp nhiên liệu trở lại và đặt yêu cầu theo dõi thường xuyên hiện tượng này. Ngày 17/12/83 nạp nhiên liệu vào vùng hoạt với cấu hình có bảy nơtron và đạt trạng thái tới hạn lúc 17h48 ngày hôm sau.

Ngày 18/12/83 lúc 10h30 khi rút thanh nhóm chèn ở 11-8 đã rút nhằm BNL 086 ở ô 11-7 và rất ngạc nhiên nhận thấy BNL bị xám nhám nhờ tuy mới được đặt vào vùng hoạt có 19 giờ. Sau đó lúc 13h30 rút BNL ở ô 6-3 ra xem, cũng thấy bị xám, thanh này nằm trong vùng hoạt được 21 giờ.

Các ngày 19 và 20/12/83 dừng công việc khởi động để xác định nguyên nhân xám vỏ thanh nhiên liệu. Rút thêm một số BNL ra xem, thấy bị xám cả. Đặc biệt BNL 186 ở ô 6-3 hiện tượng xám khác hẳn ngày 18/12 : xem lúc 14h30 ngày 19/12 các mặt bị xám đều chứ không xám nham nhở nữa. Nhận xét chung là quá trình xám xảy ra khá nhanh, lúc đầu xám nham nhở đen bóng và như được hơi trên ngọn đèn dầu hỏa, Sau đó xám mờ, không bóng và xám đều. Những ngày tiếp theo tìm kiếm nguyên nhân của hiện tượng ở các bọt khí hoặc nguyên nhân điện phân trong nước lò.

11.2. Tìm hiểu nguyên nhân

a) Dự đoán đầu tiên của hiện tượng xám các BNL trong các cốc chứa tạm 1-1 và 1-2 là ăn mòn Clo. Do đó đã phân tích nước trong 2 cốc này và thấy hàm lượng Clo đạt tới 180 micro g/l trong khi Clo trong vùng hoạt không được vượt qua 50 micro g / l. Như vậy, cho rằng đã tìm đúng nguyên nhân và để khắc phục cần phải cho hoạt động hệ thống lọc nước vòng 1.

Hệ thống nước vòng 1 đã làm việc từ ngày 3/11/83 và sau đó vẫn tiếp tục cho chạy, đồng thời cho hệ thống lọc nước lò hoạt động. Tuy nhiên sau đó hiện tượng xám vẫn còn, xuất hiện cả trong vùng hoạt. Các thanh nhóm chèn bị xám đậm ở dưới và mờ dần lên trên. Đặt thử một thanh nhóm chèn vào ô trung tâm, 2 ngày sau lấy lên thấy bị xám loang lổ.

Lấy nước từ vùng hoạt lên phân tích thì thấy hàm lượng Clo dưới mức 50 micro g / l. Như vậy hiện tượng xám có thể không liên quan đến sự tăng Clo. Để khẳng định điều này đã lấy nước trong lò và thêm Clo vào đến nồng độ 5 mg / l (100 lần lớn hơn mức cho phép) và đặt vào đó miệng nhóm cùng thanh phần vật liệu với thanh nhóm : kết quả không thấy bị xám.

Như vậy, hiện tượng xám vỏ BNL hay vỏ thanh nhóm chèn không phải do ăn mòn Clo mà do nguyên nhân khác.

b) Nhận xét rằng ngày 3/11 khi cho nước vòng 1 làm việc thấy có rất nhiều chất bẩn, có thể đây là nguyên nhân. Ngày 12/11/83 rửa thùng lò và thay nước mới:

trước hết hút phần nước sạch ở trên, cho đến gần vùng hoạt, đổ vào bể chứa nhiên liệu đã cháy; sau đó dùng bơm xịt khuấy nước trong lò và rửa sạch các bộ phận trong thùng lò, nước bắn cho qua bộ lọc có và lọc trao đổi ion cũ của lò Triga; sau khi rửa sạch như vậy lại hút nước từ bể chứa nhiên liệu vào thùng lò.

Tuy nhiên sau khi rửa sạch thùng lò, hiện tượng xám bề mặt các thanh chèn trong vùng hoạt vẫn tiếp tục. Lúc này cả các bộ phận khác bằng nhôm, như đáy giếng treo, mâm quay .v.v... cũng bị xám đen. Nguyên nhân vẫn chưa tìm được.

c) Ngày 19/12/83 nhận thấy rằng trong vùng hoạt có bọt khí nổi lên khá nhiều, 15-20 bọt trong 1 phút. Từ đó có thể nêu lên 2 giả thiết về nguyên nhân xám bề mặt các BNL do oxy hóa :

- Bọt khí từ ngoài vào vùng hoạt qua hệ thống nước vòng 1;
- Bọt khí xuất hiện do hiện tượng điện phân.

Nguồn gốc thứ 2 được khảo sát ngay, tìm xem nguồn điện nào có thể gây nên hiện tượng điện phân cục bộ. Nguồn này không cần cao thế nhưng công suất phải đủ lớn, có thể là do sự chênh lệch thế giữa đất vật lý và điểm trung hòa. Đo đặc cho thấy là 2 hệ đất này được nối với nhau trong bể lò.

Đồng thời đã tiến hành đo hiệu điện thế dùng 2 cây sào bằng nhôm nối với ampe-kế và phát hiện được dòng cỡ 100 micro A khi 2 cây sào để cách nhau và nhúng vào nước lò. Làm thí nghiệm điện phân trong bình thủy tinh với 2 điện cực bằng nhôm có cùng vật liệu với vỏ BNL sau 2 giờ cũng thấy có hiện tượng xám đen và có bọt khí. Tuy nhiên trong thí nghiệm này thấy trong nước có rất nhiều nhôm trong khi đó nồng độ nhôm trong nước lò vẫn ở mức 15 micro g / l..

Như vậy hiện tượng xám bề mặt BNL ít có khả năng do điện phân gây ra. Còn lại nguyên nhân oxy hóa do bọt không khí từ hệ nước vòng 1 đưa vào.

Trường hợp này có thể xảy ra trong những ngày đầu khi cho hệ nước vòng 1 chạy, với lưu lượng nước rất lớn và máy đo lưu lượng nước lại chưa hoạt động được : lúc đó chỉ quan sát thấy không khí từ ngoài được hút vào các ống của hệ do vi sai . Ngày 21/12/ đặt 3 BNL số 087, 180 và 187 vào các ô 12-2, 12-3 và 12-4 để tiếp tục quan sát. Ngày 22/12 rút ra xem không thấy bị xám và trong vùng hoạt cũng không thấy bọt khí nổi lên. Ngày 25/12 xem lại, thấy các BNL 180 và 187 sáng bình thường, còn BNL 078 chỉ bị xám mờ ở 2 mặt. Trong các ngày này thỉnh thoảng cho hệ nước vòng 1 và vòng 2 hoạt động. Đến ngày 28/12 xem lại các BNL thấy thanh 078 bị xám nhẹ cả 2 mặt còn 2 thanh kia hơi bị xám mờ ở một vài mặt.

Như vậy hiện tượng xám vẫn còn xảy ra tuy tốc độ còn chậm hơn có lẽ vì trong nước lò ít bọt khí.

Ngày 29/12/83 nạp thêm 12 BNL nữa và không cho nước vòng 1 hoạt động để hạn chế khả năng không khí lọt vào bể lò. Ngày 31/12 rút 10 trong số 12 thanh chỉ để lại 2 thanh số 150 và 152 tại các ô 7-4 và 7-8. Đến ngày 4/1/84 xem 2 thanh 150 và 152 (đặt ngày 29/12) thấy hơi bị xám nhẹ, xem 3 thanh 078, 180 và 187 (đặt ngày 21/12 và đã thấy chúng bị xám nhẹ) thấy mỗi thanh đều có vài mặt bị đen bóng.

Như vậy hiện tượng xám nhiên liệu vẫn tiếp tục mặc dù không cho nước vòng 1 hoạt động.

d) Ngày 21/12/83 đã gửi sang Moskova 2 thanh nhóm chèn bị xám và 1 chai nước lấy từ bể lò. Ngày 12/1/84 nhận được kết quả phân tích nước : pH = 6.2, độ dẫn = 0.5 micro Sm/cm nồng độ (đơn vị micro g/L) của Cl = 0, Al = 30, Fe = 50. Các kết quả này phù hợp với các kết quả phân tích tại Đà Lạt và cho thấy rằng chất lượng nước trong bể lò đạt các yêu cầu đối với việc sử dụng loại nhiên liệu của Liên Xô. (Hơn nữa, phía Liên Xô sẽ thông báo là ở Moskava) đã thành lập hội đồng 10 chuyên viên để xem xét các thanh nhóm bị xám và kết luận là với hiện tượng xám này vẫn có thể tiếp tục đưa lò vào hoạt động.

Ngày 12 và 13/1/84 rửa sạch các bộ lọc cò và một bộ lọc trao đổi ion của hệ nước vòng 1. Ngày 14/1/84 bắt đầu nạp nhiên liệu vào vùng hoạt để tạo cấu hình làm việc.

XII. TÀI LIỆU THAM KHẢO

/1/ Phạm Duy Hiên, Ngô Quang Huy, Vũ Hải Long, Trần Khánh Mai. Báo cáo khởi động Lò Phản ứng Hạt nhân Đà Lạt, Phần 1 " Khởi động vật lý với cấu hình vùng hoạt không có bẫy nơtron",

/2/ Arhanghenski N.V, Biên bản khởi động Lò Phản ứng Hạt nhân Đà Lạt (tiếng Nga), 1984.

BÁO CÁO
KHỞI ĐỘNG Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

PHẦN 3

KHỞI ĐỘNG NĂNG LƯỢNG
(6/2/1984 - 15/2/1984)

Phạm Duy Hiên, Ngô Quang Huy, Vũ Hải Long, Trần Khánh Mai

Sau khi hoàn thành khởi động vật lý lò phản ứng với cấu hình vùng hoạt 88 Bó Nhiên liệu (BNL), ngày 6/2/1984 bắt đầu khởi động năng lượng. Công suất lò đạt 10KW (6/2/1984), 100KW (7/2/1984), 200KW và 300KW (8/2/84), 400KW và 500KW (9/2/84). Từ 19h06 ngày 11/2/84 đến 19h06 ngày 14/2/84 cho lò hoạt động liên tục 72 giờ ở công suất danh định 500KW.

Báo cáo trình bày các kết quả đo đạc trong quá trình khởi động năng lượng xác định các đặc trưng sau đây:

- Chuẩn công suất lò,
- Các thông số công nghệ và an toàn bức xạ,
- Mật độ thông lượng nơtron,
- Hệ số nhiệt độ của độ phản ứng,
- Độ nhiễm độc Xenon.

I. CHUẨN CÔNG SUẤT Lò

Công suất nhiệt của lò đo bằng công suất tải nhiệt của hệ thống vòng 1 và vòng 2. Tuy nhiên công suất nhiệt chỉ đo được chính xác từ 100KW trở lên. Việc chuẩn các mức công suất thấp dựa vào phép đo thông lượng nơtron tuyệt đối.

Việc chỉ thị công suất lò thể hiện trên bàn điều khiển, do hệ AKNP tiến hành. Hệ AKNP gồm 9 buồng ion hóa ghi dòng nơtron và hệ xử lý tín hiệu từ 9 buồng ion hóa đó để cho biết mức công suất lò.

Công suất được chia làm 3 dải, mỗi dải dùng 3 buồng ion hóa như được trình bày trên bảng 1.1. Trong bảng này N là công suất danh định 500KW. Vấn đề cần giải quyết trong quá trình chuẩn công suất lò là làm sao để công suất thực của lò trùng với các giá trị công suất chỉ thị trong các dải đo nêu trên. Muốn vậy, ở các mức công suất DI và PD ta dùng phép đo mật độ thông lượng nơtron nhiệt tại một vài vị trí trong vùng hoạt rồi tính tỷ lệ tương đối với mật độ thông lượng nơtron nhiệt theo tính toán thiết kế tại các vị trí đó. Sau khi so sánh xong ta đặt mức công suất chỉ thị phù hợp với mức công suất thật. Quá trình này tiến hành đến mức công

suất vài chục KW. Sau đó với các mức công suất cao hơn dùng phép đo công suất nhiệt để chuẩn định các mức công suất chỉ thị.

Bảng 1.1. Các dải đo công suất lò.

	Dải công suất	Ký hiệu buồng ion hóa	Thế loại
Dải nguồn	1E-8 - 1E-2 % N	DI1, DI2, DI3	KNK-15
Dải trung gian	1E-3 - 10 % N	PD1, PD2, PD3	KNK-15
Dải năng lượng	1 - 120 % N	ED1, ED2, ED3	KNK-3

1.1- Chuẩn bằng thông lượng nơ tron nhiệt

Để thuận tiện trong việc chuẩn công suất ta dùng hệ đo bổ sung gồm buồng ion hóa KNK-56 đặt trong kênh ngang số 4 và thiết bị đo dòng của buồng này là máy tự ghi KSPV-4. Máy này có 11 dải đo, mỗi dải có 100 độ chia với mức dòng cực đại ở mỗi dải như sau:

Dải đo	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
Dòng đo cực đại, nA	0,2	0,3	0,6	1	2	5	10	20	50	100	1000

Ta dùng hệ đo này cho số liệu trung gian để điều chỉnh mức công suất chỉ thị theo mức công suất được xác định bằng thông lượng nơtron nhiệt. Mật độ thông lượng nơtron nhiệt được xác định bằng phương pháp kích hoạt là dò Au không bọc Cd và bọc Cd. Phản ứng kích hoạt là Au-197 (n, γ) Au-198, với tiết diện kích hoạt $98,7 \pm 0,2$ barn. Nguyên tố Au-198 có thời gian bán rã $2,696 \pm 0,002$ ngày, năng lượng bức xạ gamma được đo là 412keV với hệ số phân nhánh 95,48%. Sau đây là các lần chuẩn công suất với cấu hình 88 BNL.

- Ngày 17/1/1984 - Đưa lò lên trạng thái tới hạn với vị trí các thanh điều khiển là 4KC = 447 mm, AR = 300 mm. Chiều lá dò Au tại tâm bẫy nơtron. Mật độ thông lượng nơtron nhiệt đo được là $2,3E8$ n/cm².s. Theo tính toán thiết kế mật độ thông lượng nơtron nhiệt tại bẫy nơtron ở công suất 500 kW là $1,8E13$ n/cm².s do đó công suất tương đối đo được là $P = 2,3E8/1,8E13 = 1,17E-3$ %N, công suất tuyệt đối là $P = 5,81W$.

Máy KSPV-4 ở thang đo 11 độ chia 48 ứng với dòng đo là

$$I = 48/100 \times 1000 \text{ nA} = 480 \text{ nA}.$$

Chỉ thị công suất trên bàn điều khiển như sau:

$$\begin{aligned} PD1 &= 1,0E-1 \%N \\ PD2 &= 7,9E-2 \%N \\ PD3 &= 2,5E-1 \%N \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} DI1 &= 1,6E-1 \%N \\ DI2 &= 1,6E-1 \%N \\ DI3 &= 5,0E-2 \%N. \end{aligned}$$

Ta thấy rằng ở các dải PD và DI công suất chỉ thị cao hơn công suất thực đến 2 bậc.

- Ngày 19/1/1984 - Rút buồng ion hóa KNK-56 ở kênh số 4 ra một đoạn sao cho dòng của KSPV-4 giảm đi 10 lần. Đưa lò lên tới hạn, vị trí các thanh điều khiển là $4KC = 440\text{mm}$, $AR = 300\text{mm}$. Mật độ thông lượng nơtron nhiệt tại bể nơtron đo bằng kích hoạt lá dò là $2E9 \text{ n/cm}^2.\text{s}$.

Công suất tương ứng là $P = 2E9/1,8E13 = 1,1E-2 \%N = 55\text{W}$.

Máy KSPV-4 ở thang đo 11 độ chia 56 ứng với dòng đo là $I = 560 \text{ nA}$.

Chỉ thị công suất trên bàn điều khiển như sau:

$$\begin{aligned} PD1 &= 1,0 \%N & DI1 &= 2,5E-1 \%N \\ PD2 &= 1,0 \%N & DI2 &= 1,6E-1 \%N \\ PD3 &= 2,5 \%N & DI3 &= 3,2E-1 \%N. \end{aligned}$$

Ta cũng thấy rằng công suất chỉ thị của các dải PD và DI cao hơn công suất thực (100 lần và 10 lần).

Cùng với lá dò chiếu tại bể nơtron còn chiếu lá dò tại ô 7-1. Mật độ nơtron đo được là $8,95E8 \text{ n/cm}^2.\text{s}$, tính toán thiết kế tại vị trí này ứng với công suất 500 kW cho thông lượng bằng $7E12 \text{ n/cm}^2.\text{s}$, do đó công suất tương ứng là $P = 1,28E-2 \%N = 64 \text{ W}$.

Như vậy hai kết quả đo mật độ thông lượng nơtron nhiệt tại bể và ô 7-1 cho các giá trị công suất phù hợp nhau và không phù hợp với công suất chỉ thị.

- Ngày 21/1/1984 - Rút buồng ion hóa KNK-56 ở kênh số 4 ra cỡ 50cm để giảm dòng của KSPV-4 đi 10 lần. Đạt tới hạn với $4KC=445 \text{ mm}$, $AR = 300 \text{ mm}$. Mật độ thông lượng nơtron đo được tại bể 4, $1,9E10 \text{ n/cm}^2.\text{s}$, tại mâm quay $3,58E9 \text{ n/cm}^2.\text{s}$. Tính toán thiết kế tại mâm quay cho $3E12 \text{ n/cm}^2.\text{s}$ ở 500 kW, do đó suy ra công suất

$$P = 2,33E-1 \%N = 1164 \text{ W tại bể},$$

$$P = 1,19E-1 \%N = 597 \text{ W tại mâm quay}.$$

Như vậy hai kết quả không trùng nhau: ở bể 1,2kW, ở mâm quay 0,6kW.

Tuy nhiên nhìn vào vùng hoạt lần đầu tiên thấy ánh sáng bức xạ Xerenkov.

Do buồng ion hóa KNK-56 ở kênh số 4 rút ra để dòng của KSPV-4 giảm đi 10 lần, trong lúc đó công suất tăng gấp 10 lần so với ngày 19/1/1984 nên dự đoán KSPV-4 sẽ chỉ giá trị gần như ngày 19/1/1984. Thực tế là ở thang đo 11 độ chia 80 dòng đo là 800nA.

Để công suất chỉ thị phù hợp với công suất thực, đã phải tiến hành điều chỉnh vị trí 3 buồng ion hóa dải PD của hệ AKNP sao cho công suất chỉ thị cũng vào cỡ 0,1 %N. Sau khi điều chỉnh, chỉ thị công suất trên bàn điều khiển là

$$\begin{aligned} PD1 &= 1,3 E-1 \%N & ED1 &= 0,5 \%N \\ PD2 &= 2 E-1 \%N & ED2 &= 0,1 \%N \\ PD3 &= 1,3 E-1 \%N & ED3 &= 0,4 \%N \end{aligned}$$

Như vậy chỉ thị theo dải PD phù hợp hơn mức công suất công suất lò.

- Ngày 23/1/1984 - Kiểm tra hệ thống điều khiển tự động AR, xem công suất lò có tỉ lệ với công suất thiết lập theo AR hay không. Công suất lò được điều khiển tự động theo công suất thiết lập theo AR nhờ tín hiệu lấy ở buồng ion hóa dải PD.

Đưa lò lên tới hạn với vị trí các thanh điều khiển $4KC = 454$ mm và $AR = 300$ mm.

Công suất thiết lập theo $AR = 0,5$ %N. Với giá trị KSPV-4 tại thang đo 4 độ chia 58 dòng đo là 0,58 nA. Tăng công suất theo AR lên 1% thì công suất tăng và số đo KSPV-4 tại thang 5 độ chia 62 cho dòng đo bằng 1,24 nA. Ta thấy rằng tỉ lệ các dòng đo là $1,24/0,58 = 2,14$. Tăng công suất theo AR lên 5% thì công suất tiếp tục tăng và số đo KSPV-4 tại thang 7 độ chia 62 cho dòng đo 6,2nA. Ta thấy rằng tỉ lệ dòng đo là $6,2/1,24 = 5$. Như vậy dòng KSPV-4 tăng tỉ lệ với công suất thiết lập theo AR. Điều đó chứng tỏ hệ thống điều khiển tự động làm việc tốt.

- Ngày 24/1/1984 - Tiếp tục kiểm tra hệ điều khiển tự động AR nhờ tín hiệu lấy từ buồng ion hóa dải PD.

Công suất thiết lập theo $AR = 1$ %.

Dòng KSPV-4 : Thang 6 độ chia 35 = 1,75 nA.

Công suất thiết lập theo $AR = 44,4$ %

Dòng KSPV-4 : Thang 10 độ chia 96 = 96 nA.

Tỉ lệ dòng = 54,8.

Tỉ lệ này không trùng với tỉ lệ của công suất thiết lập theo AR. Có thể do hai giá trị công suất đặt quá xa nhau.

1.2- Chuẩn bằng công suất nhiệt

- Ngày 6/2/1984 - Bắt đầu khởi động năng lượng. Rút buồng ion hóa KNK-56 ra khỏi kênh số 4. Đưa lò lên tới hạn với vị trí các thanh điều khiển là $4 KC = 458$ mm, $AR = 300$ mm.

Đưa công suất lên cỡ 10 kW bằng cách chọn công suất chỉ thị của dải PD bằng 2%. Khi đó chỉ thị công suất là

PD1 = 2 %N

ED1 = 3 %N

PD2 = 2 %N

ED2 = 3,6 %N

PD3 = 2 %N

ED3 = 2,8 %N

- Ngày 7/2/1984 - Trong ngày 21/1/1984 công suất chỉ thị theo dải PD phù hợp với công suất thực của lò, còn công suất chỉ thị của dải ED không phù hợp. Ngày 23/1/1984 kiểm tra hệ thống điều khiển tự động AR nhờ tín hiệu từ buồng ion hóa dải PD thấy rằng giá trị công suất thiết lập theo AR tăng tỉ lệ với công suất thực của lò đo bằng máy KSPV-4, song mức công suất thiết lập này chưa phù hợp với công suất chỉ thị của dải PD. Điều này xảy ra do công suất thiết lập theo AR theo dải PD lớn hơn công suất thực cỡ 10 lần. Vì vậy cần chuẩn công suất thiết lập

theo AR trong dải ED cho phù hợp với công suất chỉ thị, tức là phù hợp với công suất thực của lò.

Đưa lò lên tới hạn đạt mức công suất 0,05% theo dải PD. Đặt công suất thiết lập theo AR = 1% theo dải PD thì công suất lò tăng và được giữ ở mức 0,1 % theo dải PD. Chuyển công suất thiết lập theo AR lên 5% thì công suất lò tăng và được giữ ở mức 0,5% theo dải PD. Như vậy hiện tại công suất lò là 0,5%. Chuyển tín hiệu điều khiển công suất từ dải PD sang dải ED, tức là dùng tín hiệu từ buồng ion hóa dải ED để so sánh với công suất thiết lập theo AR. Điều chỉnh hệ số khuếch đại của các sơ đồ khuếch đại của các buồng ion hóa dải ED sao cho công suất chỉ thị dải ED bằng 0,5%, khi đó nhận được công suất trung bình của dải ED là 0,32%. Khi chuyển công suất thiết lập về dải ED cũng đặt tại giá trị công suất theo AR bằng 0,5%.

Sau khi chuẩn các công suất chỉ thị ED và PD trùng với công suất thiết lập theo AR, bắt đầu tăng công suất thiết lập theo AR và nhận được các mức công suất lò như sau (Bảng 1.2)

Bảng 1.2. Các mức công suất lò

C O N G S U A T					
AR (%)	TB (%)	ED1 (%)	ED2 (%)	ED3 (%)	NHIỆT (KW)
1	0,63	1,1	1,1	1,0	5
5	4,5	4,9	6,0	4,6	25
10	9,7	9,8	11,8	9,1	50
20	19,9	19,4	23,7	18,3	100

Như vậy công suất lò đạt 100 KW theo chỉ thị của dải ED và công suất này được giữ nhờ hệ thống điều khiển tự động AR. Vị trí các thanh điều khiển khi lò ở mức công suất 100KW là KC1 = 457 mm, KC2 = 426 mm, KC3 = 457 mm, KC4 = 468 mm, AR = 305 mm.

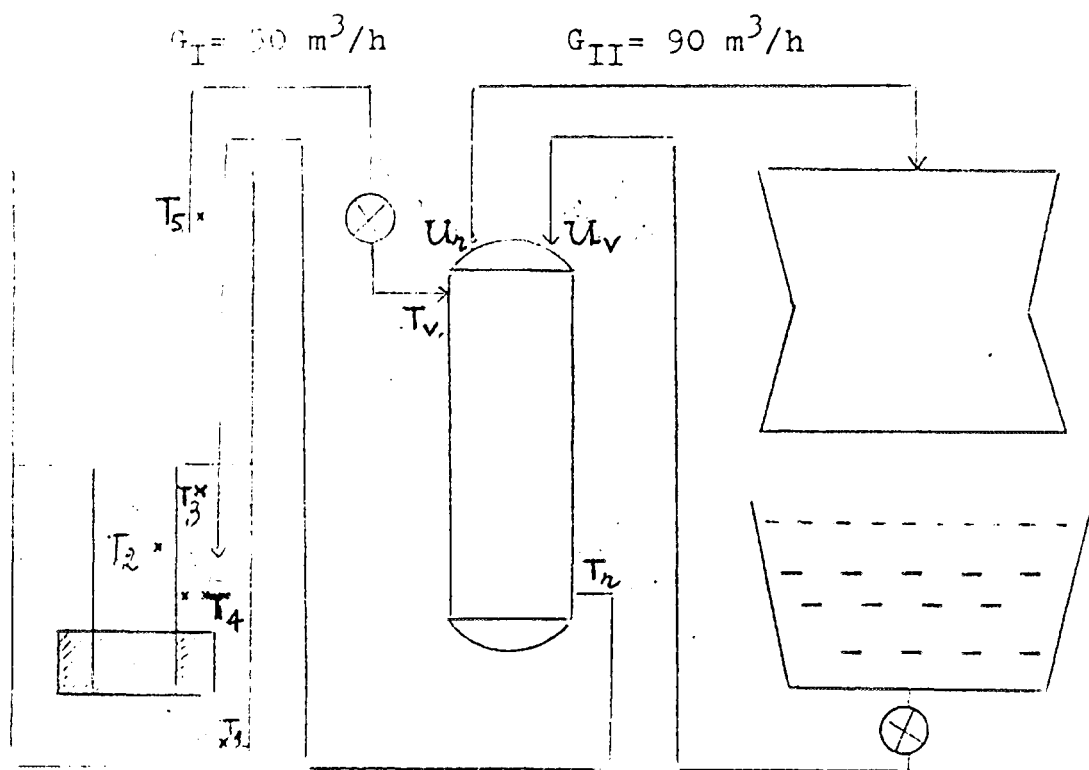
Tính công suất nhiệt của lò khi lò làm việc ở mức công suất 100KW. Hình 1 trình bày các điểm đo nhiệt độ trong bể lò và hệ thống nước tải nhiệt. Công suất nhiệt được tính như sau. Đối với vòng 1 dùng nhiệt độ nước lối vào Tv và nhiệt độ nước lối ra Tr của bình trao đổi nhiệt để tính công suất nhiệt của vòng 1 theo công thức

$$P1 = 1,16 \times G1 \times (Tv - Tr) \quad (KW) \quad (1-1)$$

trong đó G1 là lưu lượng nước vòng 1, m³/h. Đối với vòng 2 ta cũng có công thức tính công suất nhiệt là

$$P2 = 1,16 \times G2 \times (Ur - Uv) \quad (KW) \quad (1-2)$$

trong đó G2 là lưu lượng nước vòng 2, m³/h còn Uv và Ur là nhiệt độ nước lối vào và lối ra của bình trao đổi nhiệt ở vòng 2. Sau đây là các số liệu đo được và tính toán theo các công thức (1-1) và (1-2). Trong thực tế không đo Tv và Tr mà đo trực tiếp DT = Tv - Tr (Bảng 1.3).



Hình 1. Sơ đồ tải nhiệt và các điểm đo nhiệt độ.

Bảng 1.3. Công suất nhiệt của lò.

Thời điểm	DT °C	G1 m3/h	P1 kW	Uv °C	Ur °C	G2 m3/h	P2 kW
14h20	0,92	49	52,3	14,3	14,6	91	31,7
14h45	1,4	49,5	80,4	14,0	14,5	91	52,8
15h30	1,50	49,5	86,1	13,5	14,2	91	73,9
16h15	1,56	49,5	89,6	13,2	14,0	91	84,4
17h00	1,58	49,5	90,7	13,0	13,7	91	73,9

Theo bảng 1.3, công suất nhiệt của nước vòng 1 và vòng 2 tăng dần theo thời gian và đạt $P1 = 90,7 \text{ kW}$, $P2 = 84,4 \text{ kW}$. Do sai số đo nhiệt độ vào cỡ $0,5^\circ\text{C}$ nên các giá trị công suất tính trên có sai số lớn cỡ 30% đối với P1 và 50% đối với P2. Mặt khác do chế độ nhiệt trong lò chưa ổn định nên có thể công suất nhiệt chưa đạt giá trị cân bằng.

- Ngày 8/2/1984 - Đưa lò lên đến công suất 300 KW. Đưa lò lên tới hạn và đưa lên công suất 200KW ($P_{AR} = 40\%$, $ED1 = 37,8\%$, $ED2 = 46\%$, $ED3 = 36\%$, $P_{TB} = 39,5\%$). Vị trí các thanh điều khiển là $4KC = 445 \text{ mm}$, $AR = 325 \text{ mm}$.

Sau 30 phút các thông số nhiệt là

$$\begin{aligned} G1 &= 49,3 \text{ m}^3/\text{h} , T_v - T_r = 1,88^\circ\text{C} , P1 = 107,5 \text{ KW} \\ G2 &= 94,2 \text{ m}^3/\text{h} , U_r - U_v = 0,8^\circ\text{C} , P2 = 87,4 \text{ KW} \end{aligned}$$

Đưa công suất lên 300 KW ($P_{AR} = 60\%$, $ED1 = 58\%$, $ED2 = 70,5\%$, $ED3 = 55,1\%$) Vị trí các thanh điều khiển là $4KC = 448 \text{ mm}$, $AR = 175 \text{ mm}$.

Công suất nhiệt của các vòng tuần hoàn tăng theo thời gian như trên bảng 1.4.

Từ bảng 1.4 thấy rằng công suất nhiệt vòng 1 đạt giá trị 300KW còn công suất nhiệt vòng 2 thấp hơn đạt 253KW.

Bảng 1.4. Công suất nhiệt tăng theo thời gian.

Thời điểm	DT °C	G1 m3/h	P1 kW	Ur-Uv °C	G2 m3/h	P2 kW
11h20	2,7	48,3	151	1,0	94,5	110
11h50	3,63	49,5	210	1,4	94,8	154
12h20	4,18	49,4	240	1,6	94,8	176
12h50	4,32	49,5	248	1,5	94,8	165
13h20	4,46	49,4	256	1,7	95,0	187
13h50	4,70	49,5	270	1,8	95,0	198
14h20	4,82	49,2	275	1,8	95,0	198
14h46	Lò bị dập, sau đó lên lại công suất 300KW lúc 15h					
15h15	3,83	49,4	1,8	1,8	95,0	198
16h00	4,56	50,6	2,0	2,0	95,0	220
16h30	4,78	50,6	2,2	2,2	95,0	242
17h00	4,98	50,6	2,1	2,1	95,0	231
17h30	5,08	50,6	2,3	2,3	95,0	253

- Ngày 9/2/1984 - Đưa lò lên công suất 500KW. Kiểm tra hệ thống dập lò theo tín hiệu AZ.

Đưa lò lên tới hạn và đạt công suất 20KW ($P_{AR} = 4\%$). Dập lò bằng cách bấm nút AZ, các thanh AZ, KC và AR rơi xuống tận cùng.

Đưa lò lên công suất 300kW ($P_{AR} = 60\%$). Đặt mức sự cố theo công suất là 70%. Dập lò theo tín hiệu giảm lưu lượng nước vòng 1. Tất cả các thanh điều khiển đều rơi xuống tận cùng.

Đưa lò lên công suất 400KW ($P_{AR} = 80\%$). Đưa tiếp lên 500kW ($P_{AR} = 99,9\%$). Đặt mức sự cố theo công suất là 110%. Dập lò theo tín hiệu vượt mức công suất. Tất cả các thanh điều khiển đều rơi xuống tận cùng.

- Ngày 10/2/1984 - Đưa công suất lên 500KW và xác định công suất nhiệt của vòng 1 và vòng 2. Công suất 500 KW đạt lúc 10h10 (Bảng 1.5).

- Ngày 11/2/1984 - Lúc 19h06 cho lò bắt đầu hoạt động ở công suất danh định 500KW và kéo dài trong 72 giờ liên cho đến 19h06 ngày 14/2/1984. Công suất nhiệt được tính theo các giá trị đo được của các thông số nhiệt kỹ thuật vòng 1 và vòng 2.

Bảng 1.5. Công suất nhiệt tăng theo thời gian.

Thời điểm	DT °C	G1 m3/h	P1 kW	Ur-Uv °C	G2 m3/h	P2 kW
10h20	5,16	50	299	2,2	93,5	239
10h50	7,00	49,8	404	3,0	94,0	327
11h20	7,45	49,4	427	3,1	94,0	338
11h50	7,78	49,4	446	3,2	94,0	349
12h30	8,00	49,4	458	3,2	94,0	349
13h00	8,20	49,4	470	3,3	94,0	360
13h30	8,20	49,5	471	3,4	93,5	369
14h00	8,25	49,5	474	3,3	93,5	358
14h30	9,22	49,5	529	4,0	93,5	434
15h00	9,70	49,5	557	3,9	93,5	423
15h30	9,56	50,0	554	3,9	93,5	423
16h00	9,33	49,5	536	3,6	93,0	390
16h30	9,20	50,0	534	3,7	93,5	401
17h00	9,15	49,5	525	3,7	93,5	401

Chú ý : lúc 14h00 bật các quạt 1-1 và 1-2 ở tháp làm nguội.

Công suất nhiệt vòng 1 tăng dần và đạt 500KW lúc 20h30 ngày 11/2/1984. Sau đó tăng đến 550KW lúc 2h00 ngày 12/2/1984, lúc bấy giờ $T_v - T_r = 9,5^{\circ}\text{C}$. Sau đó hiệu nhiệt độ này tăng lên đến 10°C (13h36), công suất đạt 580 KW. Lúc 8h40 ngày 12/2/1984 (giờ thứ 14 kể từ thời điểm ban đầu) giảm công suất xuống còn 90%, tức còn 520 KW.

- Ngày 13/2/1984- Lúc 6h00 sáng tiến hành đo nhiệt độ vòng 1 T_v và T_r riêng biệt để tính hiệu $T_v - T_r$ và so sánh với kết quả do DT trực tiếp. Thấy rằng $T_v - T_r = 28,76 - 22,57 = 6,19^{\circ}\text{C}$ thấp hơn nhiều so với giá trị đo trực tiếp $DT = 9^{\circ}\text{C}$. Như vậy công suất thực tế ứng với $DT = 6,19^{\circ}\text{C}$ là 360 KW, chỉ đạt 72% công suất danh định. Do đó cần phải tăng công suất lò lên đến công suất danh định. Muốn vậy, lúc 13h21 ngày 13/2/1984 đưa lại công suất thiết lập $P_{AR} = 99,9\%$. Lúc 14h25 (giờ thứ 43 kể từ thời điểm ban đầu) điều khiển công suất theo ED1 còn các mức chỉ thị công suất của ED2 và ED3 đặt lại là 70%. Lúc 14h30 đặt lại công suất thiết lập $P_{AR} = 70\%$ và điều khiển công suất theo ED2 (lúc đó $ED2 = 70\%$), chuyển ED1 chỉ thị 70%. Như vậy công suất mới 70% ứng với công suất cũ 100%. Sau đó tăng dần mức công suất thiết lập P_{AR} lên 80%, 90% rồi 99,9% lúc 17h06 (giờ thứ 47). Công suất lò đạt mức 100% danh định, so với trước khi điều chỉnh tăng $100/70 = 1,43$ lần. Sau khi điều chỉnh, tiếp tục theo dõi công suất của hệ vòng

1 bằng cách đo nhiệt độ riêng biệt T_v và T_r . Kết quả cho thấy hiệu số $T_v - T_r$ dao động trong khoảng $8,7\text{ }^{\circ}\text{C}$ đến $9,3\text{ }^{\circ}\text{C}$, nghĩa là công suất dao động trong khoảng 505 KW đến 540 KW. Công suất tính theo vòng 2 dao động trong khoảng 470 KW đến 522 KW do hiệu số nhiệt độ $U_r - U_v$ dao động trong khoảng $4,5\text{ }^{\circ}\text{C}$ đến $5\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Như vậy, sau đợt chạy lò 72 giờ liên công suất lò được chuẩn lại để công suất chỉ thị trên bàn điều khiển, công suất thiết lập theo AR và công suất nhiệt trùng nhau.

II. CÁC THÔNG SỐ CÔNG NGHỆ VÀ AN TOÀN BỨC XẠ

2.1. Nhiệt độ nước trong bể lò và các vòng 1, 2

Trên hình 1 trình bày sơ đồ tải nhiệt và các điểm đo nhiệt độ. Nhiệt độ lối vào và lối ra bình trao đổi nhiệt của các vòng nước tuần hoàn được đo bằng các nhiệt kế điện trở TCM-5071 còn nhiệt độ tại các điểm trong bể lò từ T1 đến T5 đo nhờ các nhiệt kế điện trở TCP-5076. Các giá trị nhiệt độ được xác định trong đợt 72 giờ làm việc liên tục ở công suất 500 KW. Nhiệt độ tại các điểm đo thay đổi theo nhiệt độ môi trường, thường cao vào ban ngày. Sau đây là các dải nhiệt độ đo được

Nhiệt độ lối vào vùng hoạt T1 = $27 - 30\text{ }^{\circ}\text{C}$

Nhiệt độ lối ra vùng hoạt T2 = $39 - 41\text{ }^{\circ}\text{C}$

Nhiệt độ ở phần trên bể lò T5 = $34 - 36\text{ }^{\circ}\text{C}$

Nhiệt độ ở phần giữa bể lò T3 = T4 = $26 - 28\text{ }^{\circ}\text{C}$

Nhiệt độ nước vòng 1 lối vào bình trao đổi nhiệt $T_v = 34 - 37\text{ }^{\circ}\text{C}$

Nhiệt độ nước vòng 1 lối ra bình trao đổi nhiệt $T_r = 25 - 28\text{ }^{\circ}\text{C}$

Hiệu số nhiệt độ vòng 1 = $8,7 - 9,3\text{ }^{\circ}\text{C}$

Nhiệt độ nước vòng 2 lối vào bình trao đổi nhiệt $U_v = 16,5 - 20\text{ }^{\circ}\text{C}$

Nhiệt độ nước vòng 2 lối ra bình trao đổi nhiệt $U_r = 21,5 - 24,5\text{ }^{\circ}\text{C}$

Hiệu số nhiệt độ vòng 2 = $4,5 - 5\text{ }^{\circ}\text{C}$

2.2. Các thông số của nước vòng 1

Độ dẫn điện riêng trước phin lọc $0,33 - 0,71\text{ micro Siemens/cm}$.

Độ dẫn điện riêng sau phin lọc $0,24 - 0,45\text{ micro Siemens/cm}$.

Độ pH của nước vòng 1 trước và sau phin lọc $5,5 - 6,2$.

Lưu lượng nước trong hệ thống lọc nước vòng 1 là $2 - 2,2\text{ m}^3/\text{h}$.

2.3. Tình hình phóng xạ

Tình hình phóng xạ gamma và nơtron trong gian nhà lò được đo trong thời gian lò làm việc 72 giờ. Sau đây là các mức liều gamma, mật độ thông lượng nơtron nhiệt và nơtron trên nhiệt tại một số vị trí (Bảng 2.1).

Bảng 2.1. Các mức liều gamma, mật độ thông lượng neutron nhiệt và neutron trên nhiệt tại một số vị trí

Vị trí đo	Suất liều Gamma (micro R/s)	Mật độ thông lượng, Nhiệt	$n/cm^2.s$ Trên nhiệt
Gần thành bê tông bảo vệ	0,08 - 0,24	0,05 - 1,53	0,05 - 3,50
Trên bể chứa nhiên liệu	0,1 - 0,32		
Trên nắp lò	0,03 - 0,3	0,05 - 0,2	0,05 - 1,3
Tại lỗ ở tâm nắp lò	8		
Sát mặt nước ở tâm nắp lò	25	26	6,9
Trong phòng 148	0,1 - 1,2		
Sát cột trao đổi ion	400		
Trong phòng điều khiển	0,01 - 0,04		

Hoạt độ phóng xạ beta tổng của cặn nước lò đo 2 giờ sau khi lấy mẫu nước lò là (3,5 - 6,5) E-7 Ci/l.

Thành phần đồng vị của nước lò tại thời điểm lấy mẫu thể hiện trên bảng 2.2.

Bảng 2.2. Thành phần đồng vị của nước lò tại thời điểm lấy mẫu.

Đồng vị	Hoạt độ , micro Ci/l	
	Trước phin lọc	Sau phin lọc
Al - 28	0,1 - 0,6	-
Mg - 27	4 - 6	-
Cl - 38	0,03 - 0,14	-
Mn - 56	0,12 - 0,19	-
Na - 24	0,42 - 0,86	-
Ar - 41	1,6 - 4,4	1,8 - 3
Xe - 135	-	(5,6 - 13) E-3

Hoạt độ phóng xạ của khí phóng xạ Ar-41 tại ống thải khí là (2,5 - 4,2) E-2 Ci / h.

Tổng hoạt độ beta của khí thải từ ống xả là 1,1E-8 Ci / h hay 3,5 E-15 Ci/l.

Trong thời kỳ khởi động vật lý và khởi động năng lượng đã kiểm tra liều cá nhân cho 44 người trong thời gian 3,5 tháng. Liều hấp thu phân bố theo nhóm người như trên bảng 2.3.

Bảng 2.3. Liều hấp thu phân bố theo nhóm người.

Liều hấp thu, mR	0 - 20	20 - 40	40 - 60	60 - 80	80 - 100
Số người	6	12	16	7	3

III. MẬT ĐỘ THÔNG LƯỢNG NƠTRON

Trong báo cáo khởi động vật lý lò phần 2 đã trình bày phân bố tương đối của mật độ thông lượng nơtron nhiệt theo chiều cao và theo bán kính vùng hoạt. Trong bảng 3-1 trình bày các kết quả đo mật độ thông lượng nơtron nhiệt và nơtron nhanh tại một số vị trí đo với các mức công suất khác nhau cùng với hệ số Cadmi Rcd và loại detector dùng.

Mật độ thông lượng nơtron nhiệt tại bẫy nơtron ở công suất 500 KW là 2,1 E13 n/cm².s.

IV. HỆ SỐ NHIỆT ĐỘ CỦA ĐỘ PHẢN ỨNG

Hệ số nhiệt độ của độ phản ứng được xác định ngày 21/1/1984 trong thời gian khởi động vật lý. Các kết quả được viết trong báo cáo này để thuận tiện cho việc trình bày hiệu chỉnh các phép đo độ nhiễm độc xenôn.

Trước khi tiến hành thí nghiệm, nâng nhiệt độ nước trong bể lò từ 20°C lên 30°C bằng cách cho chạy bơm vòng 1 khoảng 20 giờ và không cho chạy bơm vòng 2. Năng lượng sinh ra trong phần thủy động của bơm, cỡ 10KW, được biến thành nhiệt năng và theo hệ thống nước vòng 1 làm nóng nước lò.

Để đo hệ số nhiệt độ, đưa lò lên trạng thái tới hạn ở mức công suất cỡ 7,9 E-3 %N = 40 W. Sau đó cho hoạt động bơm vòng 2 để hạ nhiệt độ trong bể lò. Xác định thay đổi nhiệt độ T1 của lõi vào vùng hoạt theo vị trí thanh AR. Bảng 4.1 đây trình bày các kết quả đo và độ phản ứng dựa trên đặc trưng tích phân của thanh AR.

Hình 2 trình bày sự phụ thuộc độ phản ứng vào nhiệt độ T1. Sự phụ thuộc này có dạng tuyến tính

$$\rho = aT + b \quad (4.1)$$

trong đó a là hệ số nhiệt độ của độ phản ứng.

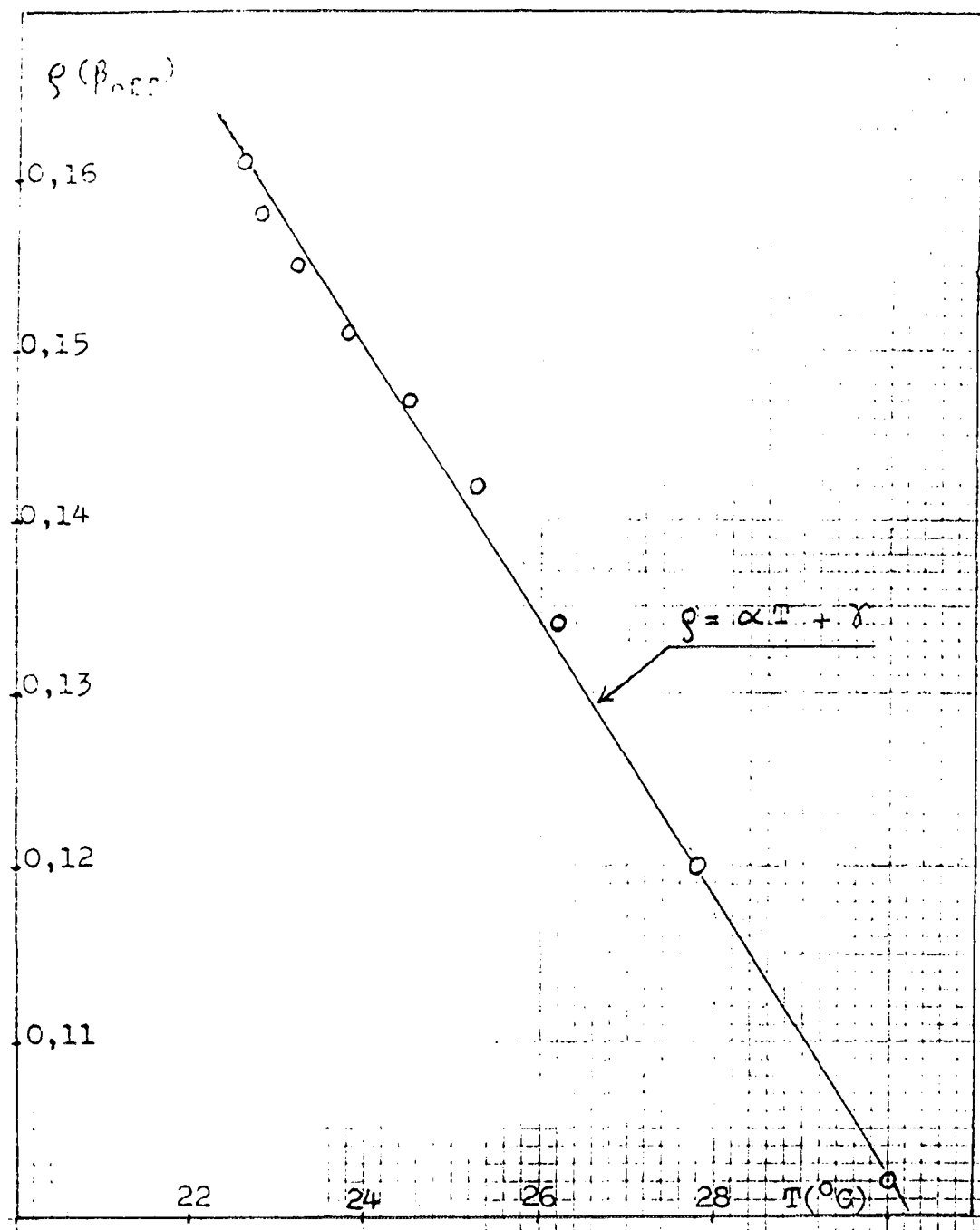
Từ hình 2 tính được hệ số nhiệt độ của độ phản ứng bằng

$$a = -8E-3 \text{ } ^\circ\text{C}$$

Bảng 3-1: Mật độ thông lượng neutron tại các vị trí trong lò

Vị trí đo	Thông lượng, n/cm ² .s		Rcd	Công suất W (*)	Detector	Ngày đo
	Nhiệt	Nhanh				
Bẫy neutron	8,18 E7		3,6	2	Au	26/12/83
	2,3 E8		2,6	10	Au	17/1/84
	2 E9		2,5	100	Au	19/1/84
Kênh số 3		1,48 E8		100	S	25/1/84
	4,19 E10		2,7	1000	Au	21/1/84
	5 E11	6,7 E10	2,52	20000	Au/S	9/2/84
	1,64 E11	5 E10	2,46	5000	Au/S	15/2/84
	1,22 E7		6,7	10	Au	17/1/84
	1,6 E8		5,5	100	Au	19/1/84
	2,08 E10		3,6	15350	Au	6/2/84
			39	15350	Cu	6/2/84
		1,8 E8		15350	S	6/2/84
		(5,7 E8 kết quả đo trên máy PSO-2-4)				
Kênh số 1	2,77 E10	2,9 E8	4,27	15350	Au/S	6/2/84
			43	15350	Cu	6/2/84
Kênh số 2	1,26 E10	5,25 E7	6,6	15350	Au/S	6/2/84
		(1,5 E8 kết quả đo trên máy PSO-2-4)				
Kênh số 4			82	15350	Cu	6/2/84
	7,14 E10	1,88 E9	2,2	15350	Au/S	6/2/84
		(1,135 E10 kết quả đo trên máy PSO-2-4)				
Kênh 7-1			15	15350	Cu	6/2/84
	8,95 E8		2,0	100	Au	19/1/84
		1,37 E8		100	S	25/1/84
Kênh 13-2	2,51 E11	4,9 E10	2,5	20000	Au/S	9/2/84
	1,21 E9		2,9	100	Au	19/1/84
Mâm quay	3,58 E9		3,4	1000	Au	21/1/84
Cột nhiệt	9,76 E10	2,98 E9	4,6	20000	Au/S	9/2/84
	1,98 E 9	1,15 E6	29,6	15350	Au/S	6/2/84
		(3,5 E6 kết quả đo trên máy PSO-2-4)				
Cột nhiệt, hộp Cd dày 1mm			250	15350	Cu	6/2/84
	2,63 E8	2,37 E8		500000	Mn/In	11/2/84

(*) Giá trị công suất cho ở đây chưa được chuẩn lại , xem phần I.2



Hình 2. Sự phụ thuộc độ phản ứng vào nhiệt độ
lối vào vùng hoạt.

Bảng 4.1. Các thông số khi đo hệ số nhiệt độ.

Thời điểm	T1, °C	AR, mm	Độ phản ứng, \$
9h32	30,0	203	0,102
9h36		cho chạy bơm vòng 2	
9h41	27,8	225	0,120
9h46	26,2	238	0,134
9h51	25,3	246	0,142
9h56	24,5	250	0,147
10h01	23,8	254	0,151
10h06	23,2	257	0,155
10h11	22,8	260	0,158
10h16	22,6	263	0,161

V- ĐỘ NHIỄM ĐỘC XÊNÔN

Trong quá trình làm việc của lò phản ứng, Xe-135 được sinh ra từ sản phẩm phân hạch, nó hấp thụ mạnh neutron nhiệt và do đó đưa vào độ phản ứng âm. Để giữ lò làm việc ở mức công suất cố định cần phải rút các thanh điều khiển lên để bù trừ độ phản ứng âm này.

Từ hệ phương trình vi phân mô tả quá trình động học của hiệu ứng nhiễm độc Xênon suy ra biểu thức sau đây của nồng độ hạt nhân Xe theo thời gian và thông lượng neutron trung bình ϕ .

$$X(t) = \exp[-\lambda_x^*(\phi)t] \left\{ \int_0^t [p_x \Sigma_u^f \phi + p_l \Sigma_u^f \phi (1 - \exp(-\lambda_l t))] + \right. \\ \left. + I_0 \lambda_l \exp(-\lambda_l t) \right\} \exp(\lambda_x^*(\phi)t) dt + X_0 \quad (5.1)$$

trong đó X_0 và I_0 là nồng độ hạt nhân Xe và lít ở thời điểm ban đầu; hằng số phân rã tương đương

$$\lambda_x^*(\phi) = \lambda_x + \sigma_x \phi. \quad (5.2)$$

Độ nhiễm độc Xênon phụ thuộc vào thời gian làm việc của lò và mật độ thông lượng neutron trung bình như sau:

$$\rho_x(t) = -f \cdot \frac{\sigma_x X(t)}{\Sigma_u} = -\rho_x N(t) \quad (5.3)$$

Với độ nhiễm độc Xe cân bằng

$$\rho_x^0 = \rho_x^0(\phi) = -f \cdot (p_x + p_l) \cdot \frac{\Sigma_u^f}{\Sigma_u} \cdot \frac{\sigma_x \phi}{\lambda_x^*(\phi)} \quad (5.4)$$

Các số liệu hạt nhân sử dụng trong các biểu thức trên như sau:

$$\begin{aligned} p_1 &= 0,056 \\ p_x &= 0,003 \\ \lambda_1 &= 2,8E-5/\text{sec} = 0,1008/\text{h}, \\ \lambda_x &= 2,09E-5/\text{sec} = 0,0752/\text{h}, \\ \sigma_x &= 2,75E6 \text{ barn (ở nhiệt độ của vùng hoạt)} \\ \Sigma_u^f / \Sigma_u &= 0,85 \text{ đối với U-235 } 36\%. \\ f &= 0,853 \text{ (hệ số sử dụng nơtron nhiệt)} \\ \phi &= x.1E12 \text{ n/cm}^2.\text{s} \end{aligned}$$

Trong trường hợp nồng độ Xe và I ở thời điểm ban đầu bằng không và với giả thiết thông lượng ϕ trong (5.1) không phụ thuộc t , tích phân (5.1) cho biểu thức đơn giản sau đây của hàm $N(t)$ trong (5.3)

$$N(t) = \{1 - \exp[-\lambda_x^*(\phi_0) t]\} - p k(\phi_0) \{ \exp(-\lambda_1 t) - \exp[-\lambda_x^*(\phi_0) t] \} \quad (5.5a)$$

trong đó

$$\begin{aligned} p &= p_1 / (p_1 + p_x) \\ k &= k(\phi_0) = \lambda_x^*(\phi) / [\lambda_x^*(\phi) - \lambda_1] \end{aligned}$$

Trong trường hợp nồng độ Xe và I ở thời điểm ban đầu khác không, hàm $N(t)$ được cho bởi :

$$\begin{aligned} N(t) = & [1 - e^{-\lambda_x^*(\phi_1) t}] + \\ & - \phi_0 \\ & + p k(\phi_1) [\frac{\phi_1}{\phi_0} (1 - e^{-\lambda_1 t_0}) - 1] [e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_x^*(\phi_1) t}] + \\ & + \frac{\phi_0}{\phi_1} \frac{\lambda_x^*(\phi_1)}{\lambda_x^*(\phi_0)} [\frac{\phi_1}{\phi_0} (1 - e^{-\lambda_x^*(\phi_0) t_0}) - \\ & - p.k(\phi_0) (e^{-\lambda_1 t_0} - e^{-\lambda_x^*(\phi_0) t_0})] e^{-\lambda_x^*(\phi_1) t} \end{aligned} \quad (5.5b)$$

với t tính từ thời điểm t_0 khi thay đổi thông lượng nơtron từ ϕ_0 lên ϕ_1 và X_0 và I_0 là nồng độ Xe và I ở thời điểm t_0 :

$$I_0 = \frac{p_1 \Sigma_u^f \phi_0}{\lambda_1} (1 - e^{-\lambda_1 t_0}) \quad (5.6a)$$

$$X_0 = \frac{(p_1 + p_x) \Sigma_u^f \phi_0}{\lambda_x^*(\phi_0)} (1 - e^{-\lambda_x^*(\phi_0) t_0}) -$$

$$\rho_I = \frac{\sum_U^f \phi_0}{\lambda_{X^*}(\phi_0) - \lambda_I} (e^{-\lambda_I t_0} - e^{-\lambda_{X^*}(\phi_0) t_0}) \quad (5.6b)$$

Thí nghiệm xác định đường cong thay đổi độ nhiễm độc Xenôn và từ đó tính độ nhiễm độc Xenôn cân bằng được tiến hành trong đợt lò hoạt động 72 giờ ở công suất danh định. Việc xác định độ nhiễm độc Xenôn được tiến hành bằng phương pháp bù trừ.

Trong thời gian lò hoạt động, ngoài độ phản ứng âm do độ nhiễm độc Xenôn các hiệu ứng khác như nhiễm độc samari, hiệu ứng tăng nhiệt độ cũng đưa vào độ phản ứng âm. Do đó sự thay đổi tổng cộng của độ phản ứng là:

$$\rho = \rho_X + \rho_S + \rho_T \quad (5.7)$$

từ đó xác định được độ phản ứng do nhiễm độc xenôn.

Độ phản ứng ρ_T do hiệu ứng nhiệt độ bằng

$$\rho_T = a (T - T_0) \quad (5.8)$$

trong đó $a = -8E-3 \text{ } \$ / \text{ } ^\circ\text{C}$,

T_0 và T là nhiệt độ ban đầu và nhiệt độ đang đo.

Độ phản ứng ρ_S được tính theo biểu thức sau :

$$\rho_S(t) = \rho_S^0 [(1 - e^{-\sigma_S \phi_0 t}) + \frac{\sigma_S \phi_0}{\lambda_p - \sigma_S \phi_0} (e^{-\lambda_p t} - e^{-\sigma_S \phi_0 t})]$$

$$\rho_S^0 = -f P_p \frac{\sum_U^f}{\sum_U}$$

các hằng số sử dụng trong biểu thức trên như sau:

$$P_p = 0,011, \quad \sigma_S = 5E4 \text{ barn}, \quad \lambda_p = 4,1E-6/\text{sec.}$$

Suy ra độ nhiễm độc samari cân bằng:

$$\rho_S^0 = -8,1E-3 = -1 \text{ } \$.$$

Bảng 5.1 trình bày các kết quả đo độ nhiễm độc xenôn theo thời gian trong đợt làm việc 72 giờ từ 11/1/1984 đến 14/2/1984. Cột đầu cho thời gian lò ở công suất, cột 2 công suất lò. Ở đây có sự thay đổi lại giá trị công suất lò so với giá trị ghi trong nhật ký vận hành lò. Trong nhật ký, vào lúc 19h06 lò đạt công suất 100%, đến giờ thứ 14 chuyển xuống 90%, đến giờ thứ 43 chuyển lên lại 100% và vào giờ thứ 47 nâng lên đến 143%. Công suất 143% cuối cùng được sử dụng từ đây về sau, coi như mức 100%, do đó các mức công suất trước đây, thực tế thấp

Bảng 5.1. Kết quả xác định độ nhiễm độc Xênon

t (h)	P (%)	KC1 (mm)	KC2 (mm)	KC3 (mm)	KC4 (mm)	AR (mm)	ρ (\$)	T_1 ($^{\circ}\text{C}$)	ρ_T (\$)	ρ_s (\$)	ρ_x (\$)
1	70	420	420	420	420	450	0.000	25.2	0.000	0.000	0.000
5	70	-	-	-	-	335	-0.130	31.5	-0.050	-2 E-4	-0.125
10	70	-	-	-	-	200	-0.280	27.2	-0.016	-4 E-4	-0.264
14	63	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
15	63	410	410	410	410	314	-0.437	25.8	-0.005	-7 E-4	-0.431
20	63	400	405	400	405	400	-0.575	26.4	-0.010	-1 5E-4	-0.564
25	63	-	-	-	-	300	-0.695	26.0	-0.006	-0.002	-0.687
30	63	-	-	-	-	250	-0.750	24.6	+0.005	-0.003	-0.752
35	63	-	-	-	-	195	-0.805	23.0	+0.017	-0.004	-0.818
40	63	390	395	390	395	400	-0.904	25.3	0.000	-0.005	-0.899
44	70	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
45	70	-	-	-	-	335	-0.971	27.3	-0.017	-0.006	-0.948
47	100	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
50	100	-	-	-	-	270	-1.039	28.6	-0.027	-0.008	-1.004
55	100	385	385	385	385	400	-1.154	27.8	-0.021	-0.009	-1.124
60	-	-	-	-	-	310	-1.259	27.6	-0.019	-0.011	-1.229
65	-	-	-	-	-	220	-1.354	29.3	-0.033	-0.012	-1.309
70	-	380	375	380	375	357	-1.397	28.5	-0.026	-0.014	-1.357
72	-	-	-	-	-	349	-1.402	27.5	-0.018	-0.015	-1.369

hơn 100%. Cụ thể là trong khoảng thời gian từ đầu đến giờ thứ 14, công suất lò là 70%, từ giờ thứ 14 đến giờ thứ 44, công suất là 63% , từ giờ thứ 44 đến giờ thứ 47 công suất là 70% và giờ thứ 47 trở đi công suất là 100%. Trên các cột tiếp theo ghi vị trí các thanh KC và AR . Để tính độ phản ứng tổng cộng ρ ta sử dụng các đường cong đặc trưng tích phân của các thanh KC và AR trong báo cáo phần 2 và hệ số giao thoa giữa các thanh KC là 0,88. Qui ước $\rho = 0$ tại giờ thứ nhất để tính ρ ở thời gian tiếp theo. Độ phản ứng ρ_T được tính theo biểu thức (5.8) với nhiệt độ lỗi vào vùng hoạt T1. Độ phản ứng âm do nhiễm độc Samari được tính theo biểu thức (5.9). Cột cuối cùng của bảng 5.1 là độ phản ứng do độ nhiễm độc xenon được tính theo biểu thức (5.7)

Kết quả xác định độ nhiễm độc xenon được trình bày trên hình 3. Ta thấy rằng trong 47 giờ đầu, độ nhiễm độc xenon tăng dần theo thời gian. Từ giờ thứ 47, công suất lò tăng từ 70% lên 100%, độ nhiễm độc xenon tiếp tục tăng mà chưa đạt đến trạng thái cân bằng.

Ta hãy tìm đường cong nhiễm độc xenon theo biểu thức (5.3) và (5.5) và so sánh với đường cong thực nghiệm. Từ đó, có thể xác định được mật độ thông lượng nơtron trung bình trong vùng hoạt ứng với độ nhiễm độc xenon đo được.

Ta chú ý rằng công thức (5.5a) đúng trong trường hợp nồng độ Iốt và Xenon ở thời điểm ban đầu bằng 0. Do đó công thức này đúng với phần đường cong từ đầu đến thời điểm 47 giờ. Trong khoảng thời gian này mật độ thông lượng nơtron là ϕ_0 ứng với công suất 63%. Từ thời điểm $t_0 = 47$ giờ trở đi công suất tăng lên 100%, do đó mật độ thông lượng nơtron là $\phi_1 = 1,59 \cdot \phi_0$. Khi đó

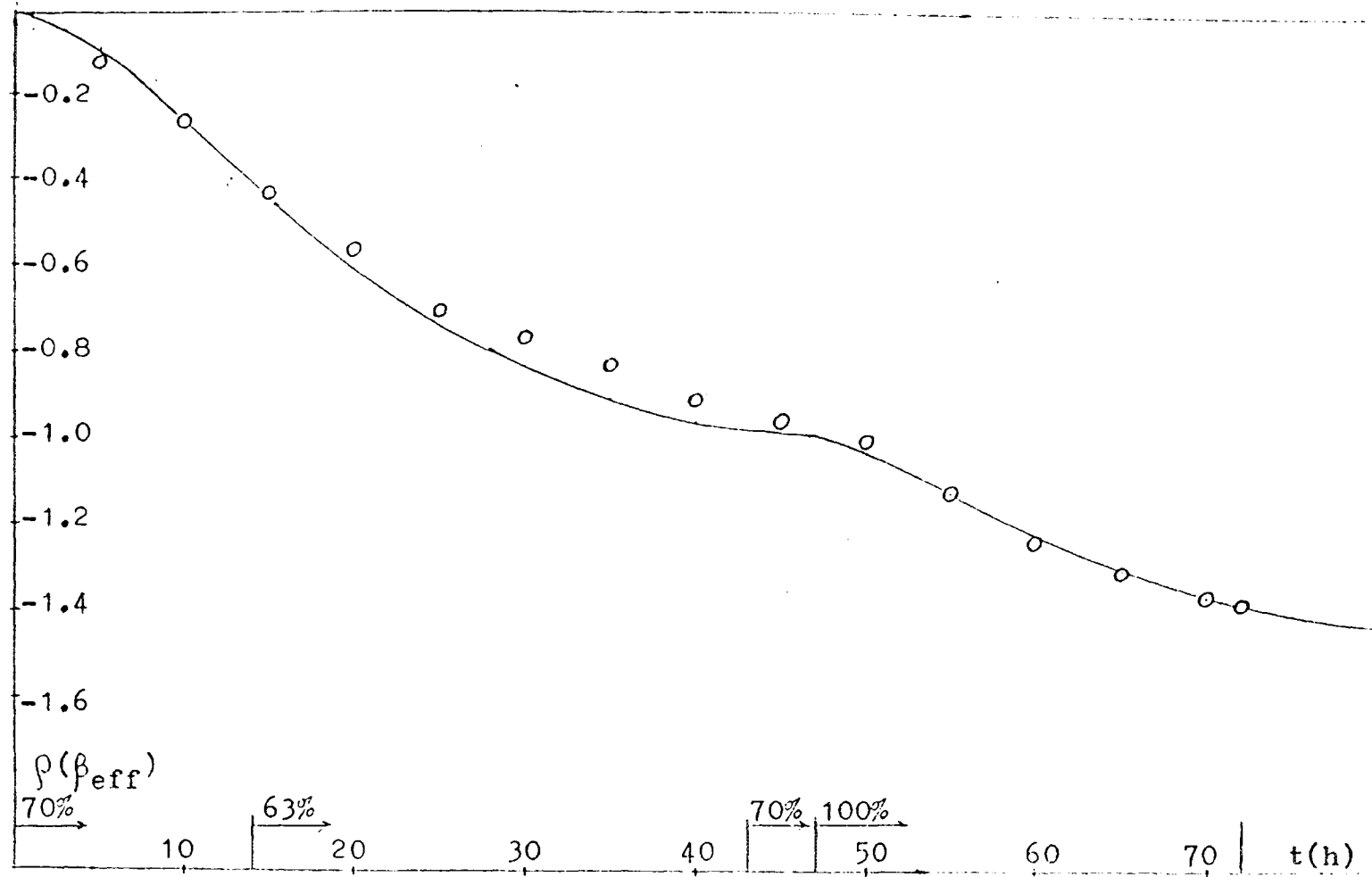
$$\begin{aligned}\sigma_x \phi_0 &= 0,0099 \cdot x/h & \sigma_x \phi_1 &= 0,0157 \cdot x/h \\ \lambda_x \cdot (\phi_0) &= (0,0752 + 0,0099 \cdot x)/h & \lambda_x \cdot (\phi_1) &= (0,0752 + 0,0157 \cdot x)/h\end{aligned}$$

Tiến hành tính các biểu thức (5.5a) trong khoảng thời gian từ 0 đến 47 giờ (5.5b) từ 47 giờ đến 72 giờ với một số giá trị của x , xác định được giá trị $x = 1,9$ cho kết quả tính toán phù hợp với các điểm thực nghiệm, xem đường cong vẽ trên hình 3. Mật độ thông lượng nơtron trung bình trong vùng hoạt ứng với công suất danh định là:

$$\phi_1 = 1,59 \cdot 1E12 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s} = 3E12 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$$

Với giá trị này, suy ra độ nhiễm độc xenon cân bằng là:

$$\rho_x^0(\phi_1) = -0,01214 = -1,5 \text{ \$}$$



Hình 3. Độ nhiễm độc Xênon trong 72 giờ lò hoạt động ở công suất danh định.

VI. KẾT LUẬN

Trong đợt khởi động năng lượng đã đưa công suất lò lên dần dần và đạt mức công suất danh định 500 KW. Công suất lò được chuẩn theo công suất nhiệt của hệ thống nước vòng 1 và 2. Ở mức công suất danh định, mật độ thông lượng nơtron nhiệt đạt giá trị cao nhất là $2,1 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2.\text{s}$ tại bể nơtron.

Lò phản ứng đã hoạt động liên tục ở mức công suất danh định trong 72 giờ. Trong đợt chạy lò này đã khảo sát các thông số công nghệ lò như nhiệt độ tại các vị trí trong bể lò, nhiệt độ nước vòng 1 và vòng 2, các thông số nước bể lò. Đồng thời cũng khảo sát tình hình phóng xạ tại các nơi làm việc, độ phóng xạ của nước lò và khí thải. Nói chung, các thông số nằm trong giới hạn cho phép lò hoạt động an toàn.

Kết quả khởi động vật lý và khởi động năng lượng cho kết luận rằng Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt có thể được khai thác an toàn ở công suất danh định 500KW.

**CÁC CÔNG TRÌNH KHOA HỌC
NGHIÊN CỨU CÁC ĐẶC TRƯNG VẬT LÝ Lò
CỦA Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT**

PRELIMINARY EXPERIMENTS PERFORMED ON THE NEWLY RECONSTRUCTED 500 KW NUCLEAR RESEARCH REACTOR OF DALAT

**Pham Duy Hien and Ngo Quang Huy
Nuclear Research Institute,
DALAT, VIETNAM**

I. INTRODUCTION

In 1975, all the fuel elements of the former nuclear reactor TRIGA MARK II in DALAT had been dismantled and taken away, which effectively caused this atomic research center to stop its activities for some time. Fortunately, in 1978 a plan for reconstruction of the reactor with a higher operating power of 500 Kw, twice that of the previous one, was officially approved through technological assistance from the Soviet Union. According to this project, the undismountable components of the former reactor such as the reactor tank and concrete shielding, the graphite reflector, the beam tubes, the thermal column etc. are to be retained, while new design work must be carried out for such new components and systems as the reactor core using Soviet made fuel elements type VVR-M2, the control system, the cooling system and the whole radio-protection and safety systems of the nuclear center. The former bulk shielding tank has been redesigned into a storage tank for burnt-up fuel elements. The reconstruction work was started in March 1982, and after two years, the new reactor reached its planned nominal power of 500 Kw for the first time in February 1984.

II. SOME FUNDAMENTAL CHARACTERISTICS OF THE REACTOR

A view of the nuclear reactor and a top view of the active core are presented in Fig. 1,2. At the center of the core is situated the neutron trap which has a diameter of 65 mm and the wall of which is made of Be. The region between the active core and the old graphite reflector is also lined with beryllium.

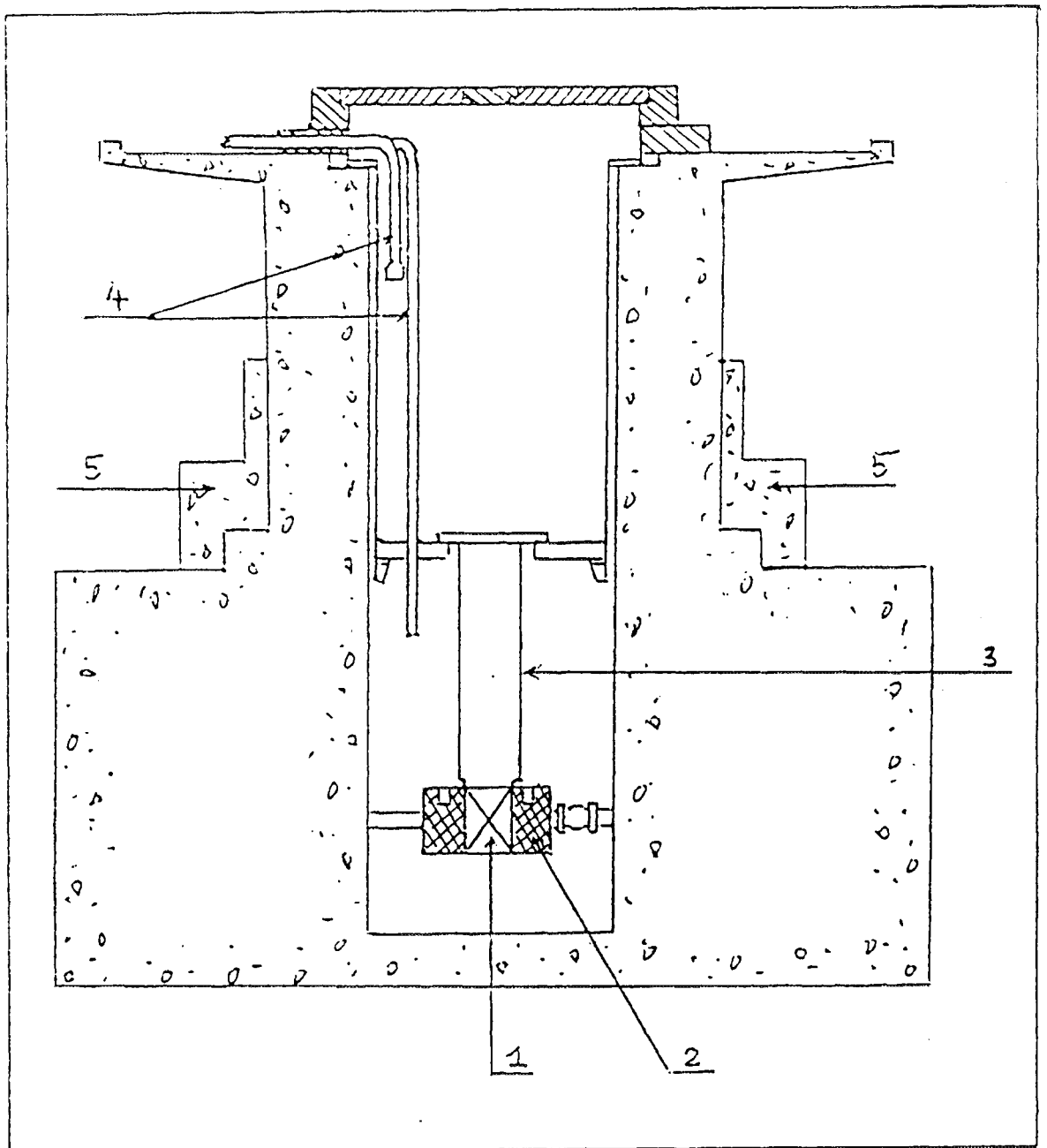


Fig. 1 Elevation of reactor system

1. Core
2. Graphite Reflector
3. Sucking Tube
4. Primary Cooling System
5. Additional Shielding

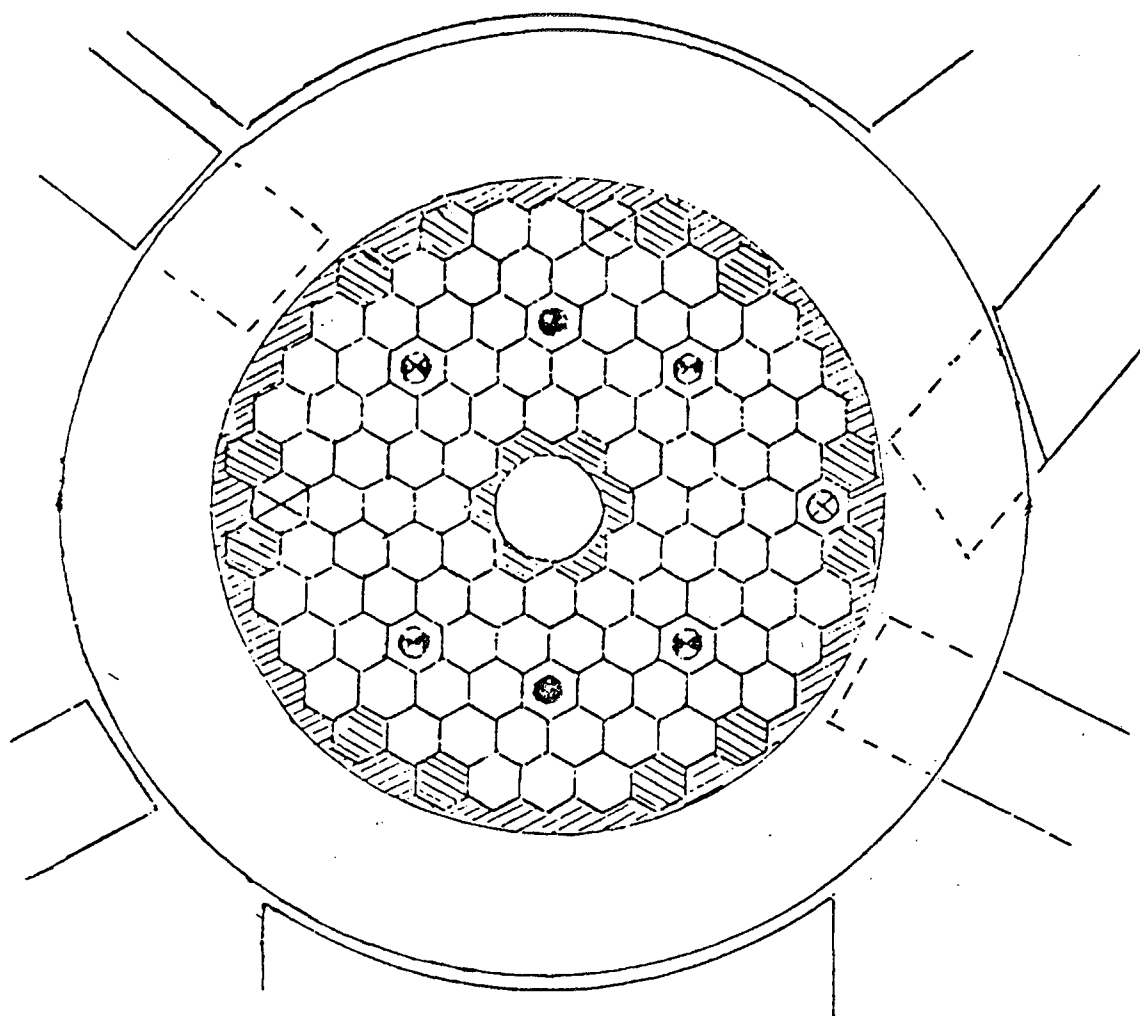


Fig 2 Reactor Core arrangement



Fuel element



Beryllium



Irradiation channel



Pneumatic transfer tube



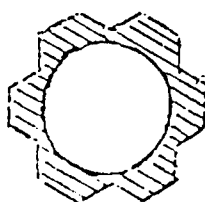
Safety rod



Shim rod



Regulating rod



Neutron trap

The reactor control system consists of 2 safety and 4 shim rods of boron carbide and 1 stainless-steel regulating rod. For the active core configuration of 92 fuel elements and neutron trap the excess reactivity is $10 \beta_{eff}$ while the total reactivity worth of the shim rods is $12 \beta_{eff}$.

The main reactor parameters are presented in table 1. The maximum thermal neutron flux in the center of the neutron trap reached $2.1 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$; a value which shows the high quality of the reconstructed reactor. The core cooling mechanism is basically natural convection as in the former TRIGA reactor but the driving effect is enhanced by a 2 meters long sucking tube placed directly above the active core. The whole active core-sucking tube assembly is suspended from the top of the reactor tank. In table 1 are presented also the typical heat transfer parameters. Due to the large heat transfer surface of the VVR-M2 fuel element the average heat flux in the active core is rather low as compared to the TRIGA reactor. The temperature of the fuel element cladding has not yet been measured, but it can be estimated from the parameters given in table 1 and its maximum value will remain below 95°C .

From the measurement of power versus time after insertion of an excess reactivity (fig. 3) the negative temperature coefficient of the reactivity can be estimated as:

$$\frac{d\beta}{dT} \sim -1.5 \times 10^{-4} \delta \text{ K/K } ^\circ\text{C}$$

However, this rather high negative temperature coefficient is associated with the coolant-moderator, while in the case of the former TRIGA reactor the negative temperature coefficient ($-1.7 \cdot 10^{-4} \delta \text{ k/k}^\circ\text{C}$) is prompt and associated with the homogeneous fuel-moderator element. As can be seen in Fig. 3 a normal steady state of operation can be safely established with an accidental excess reactivity of $\sim 0.5 \beta_{eff}$

III. SPATIAL AND ENERGY DISTRIBUTION OF NEUTRON FLUX

The neutron flux and energy spectrum are determined by the use of detector foils Dy, Au, Lu, Mn, Co, Cu, Al etc. together with a gamma spectrometer using HP Ge detector. The experiments are usually carried out at a reactor power of 50Kw. The corresponding maximum neutron flux at the center of the neutron trap is obtained as $2.1 \cdot 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$. The coefficient of non-uniformity in flux distribution ϕ_{max}/ϕ is 1.24 axially (as measured along the neutron trap axis) and 1.84 radially.

TABLE 1

Typical parameters of the 500 KW Dalat Reactor	
Fuel element type	VVR-M2
Uranium enrichment	36% U-235
Cold, clean critical loading	
Uranium	72 elements
Beryllium	2.781 Kg U-235
	26.25 Kg
Operational loading	92 elements
	3.695 Kg U-235
Active core volume	64.9 l
Excess reactivity	$10 \beta_{\text{eff}}$
Maximum thermal neutron flux	$2,1 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$
Number of control rods	
safety	2
shim	4
Regulating	1
Total reactivity worth of shim rods	$12 \beta_{\text{eff}}$
Reactivity worth of regulating rod	$0.5 \beta_{\text{eff}}$
Temperature coefficient of reactivity (associated with the coolant-moderator)	$-2 \cdot 10^{-2} \beta_{\text{eff}}$
Primary cooling system	
Flow area of active core	550 cm ²
Heat transfer surface	22 m ²
Average heat flux	2,3 W/cm ²
Maximum heat flux	5,2 W/cm ²
Inlet coolant temp.	28°C
Exit coolant temp. (Average)	50°C
Coolant mass flow	22,300 Kg/h
Mass flow rate in primary circuit	50,000 Kg/h
Secondary cooling system	
Mass flow rate	90,000 Kg/h
Heat exchanger inlet temp.	19°C
Heat exchanger exit temp.	24°C

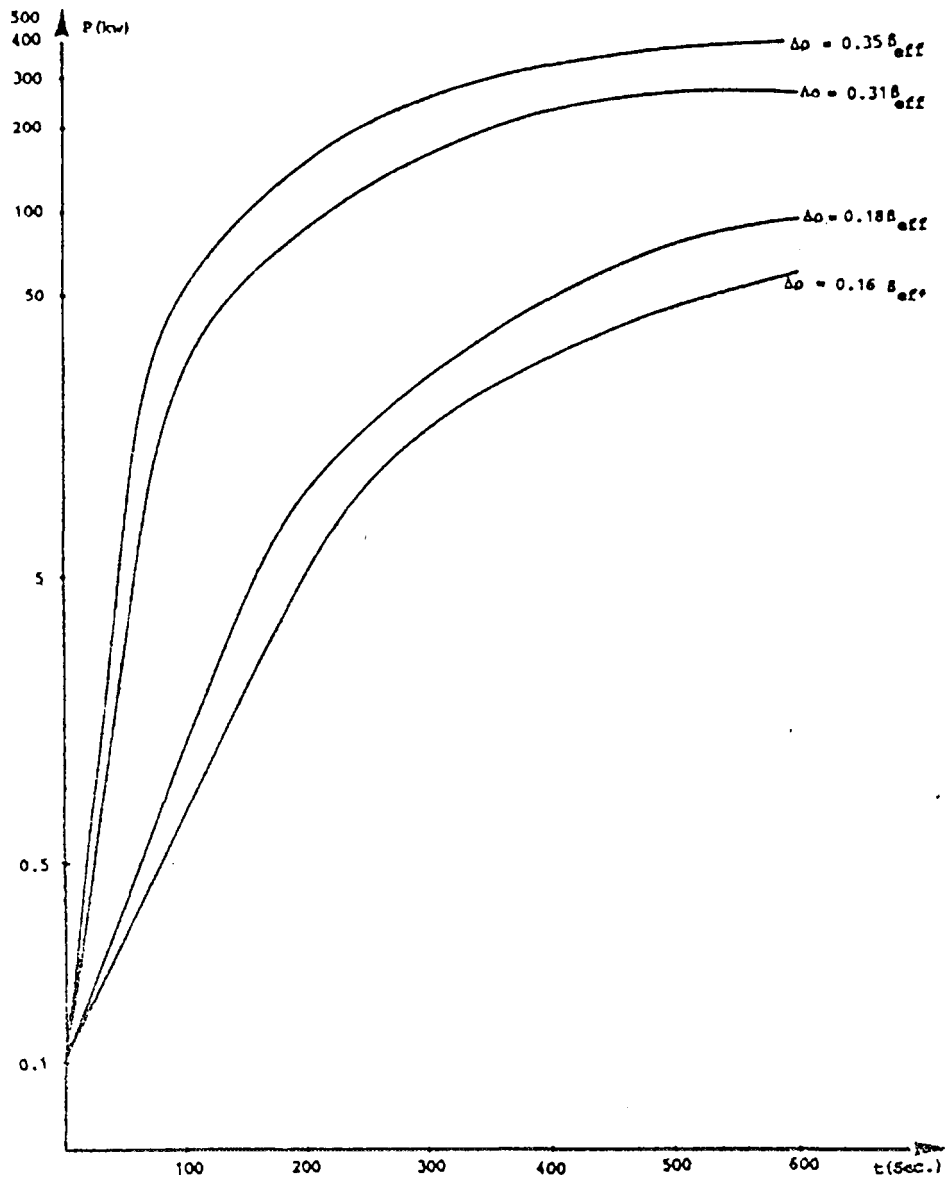


Fig. 3 The power level, as a function of time, achieved when the excess reactivity is suddenly inserted.

The measured thermal and epithermal neutron spectra were fitted on the formula:

$$\phi(E) = \phi_1 \frac{E}{(KT)^2} e^{-E/KT} + \phi_{epi} \frac{\Delta(E/KT)}{E^{1-\beta}} \quad (1)$$

Where E is neutron energy, T -temperature of neutron field, $\Delta(E/KT)$ — junction function. The epithermal neutron spectra in the neutron trap and in the active core are presented in Fig. 4. The Maxwell-

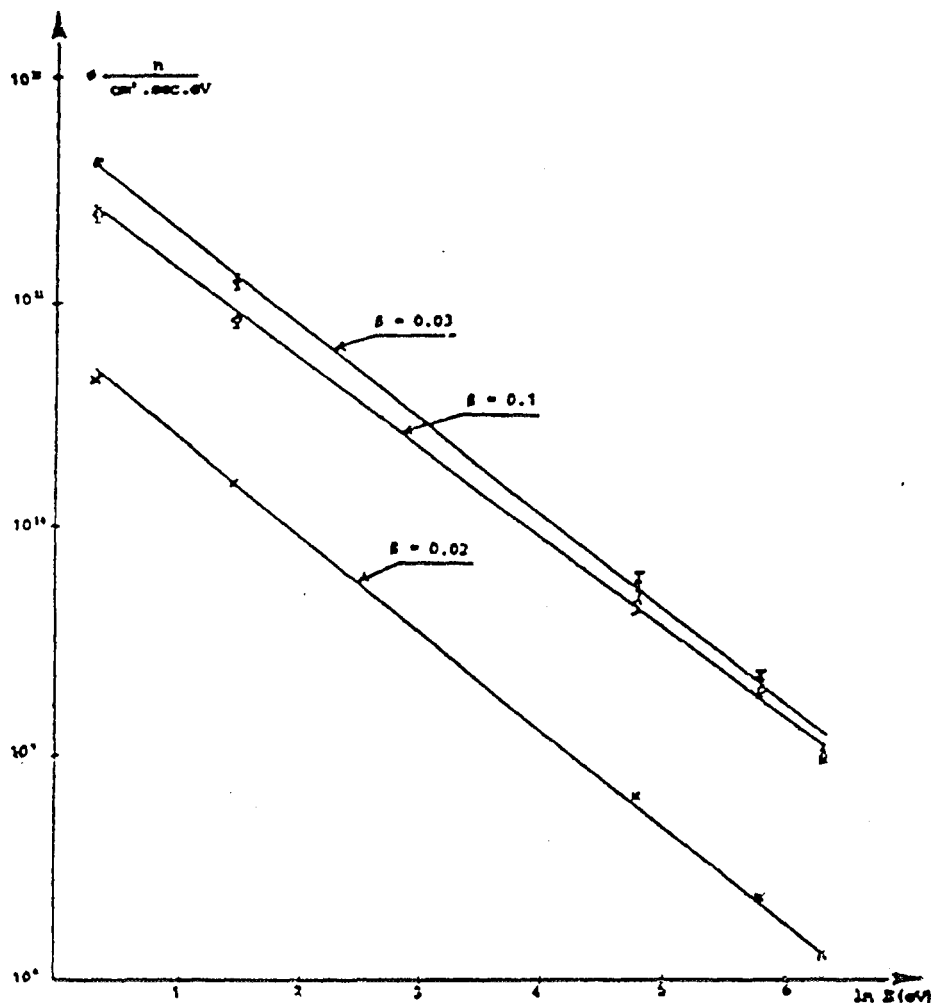


Fig. 4 Epithermal neutron spectra in the neutron trap (o), active core (o) and rotary specimen rack (x).

lian part of formula (1) can be deduced after having determined temperature T (using Lu foil). If the effective neutron temperature can be expressed as function of the temperature of the coolant-moderator T_0 according to:

$$T = \alpha T_0 \quad (2)$$

then the coefficient α can have the value 1,08 for the active core. The values for parameter β are 0,03; 0,02 and 0,10 corresponding to the neutron trap, graphite reflector and active core.

The results obtained as reported in this part are currently used for the evaluation of possibilities for different activation analysis purposes.

IV. ACTIVITY OF THE PRIMARY LOOP WATER

The former Dalat TRIGA MARK-II reactor became operational in 1963 but in reality it has been kept idle for many years before its reconstruction. As a consequence, many old components in the reactor tank are suspectedly under the attack of surface corrosion. In addition, the pollution of the reactor components in the tank during the process of installing cannot be removed completely. In these circumstances, although the primary loop water was carefully treated and its main characteristics (PH, conductivity etc.) kept at the nominal values, the content of various radionuclides in water must be accurately determined. In table 2 are given the specific activities of various radionuclides in primary loop water after a 72 h of continuous operation of the reactor at 500 Kw. Most of the radionuclides presented in table 2. resulted from the activation of the corrosion products of aluminum alloy and stainless-steel. The presence of Xe-135 indicate the probable release of the noble gas fission product. through the microdefects of the fuel element cladding.

TABLE 2 .
Specific Activity of radionuclides in primary loop water after
a 72-h continuous operation of reactor at 500KW

Radio-nuclide	$T_{1/2}$	Activity (Ci/l)
^{28}Al	2.25 m	$6 \cdot 10^{-7}$
^{27}Mg	9.46 m	$5 \cdot 10^{-6}$
^{24}Na	15.00 h	$5 \cdot 10^{-7}$
^{56}Mn	2.58 h	$1.5 \cdot 10^{-7}$
^{51}Cr	27.7 d	$1 \cdot 10^{-8}$
^{187}W	23.8 h	$1 \cdot 10^{-8}$
^{38}Cl	37.18 m	$1 \cdot 10^{-7}$
^{41}Ar	1.83 h	$2 \cdot 10^{-6}$
^{135}Xe	9.17 h	$2 \cdot 10^{-9}$



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

SEMINAR ON APPLIED RESEARCH AND SERVICE ACTIVITIES
FOR RESEARCH REACTOR OPERATIONS

Copenhagen, Denmark, 9-13 September 1985

IAEA-SR-119/20

NEUTRON SPECTRA OF THE NEWLY RECONSTRUCTED
500 kW NUCLEAR REACTOR OF DALAT, VIETNAM
APPLICATION IN ACTIVATION ANALYSIS

Pham Zuy Hien, Tran Khanh Mai, Ngo Quang Huy,
Nguyen Tac Anh

Dalat Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam.

ABSTRACT

The neutron spectra in different irradiation positions in the newly reconstructed 500kW nuclear research reactor of Dalat, Vietnam, have been measured. The results obtained are used for evaluating the advantages of each irradiation position in activation analysis and for the absolute determination of the concentration of elements through the k_0 -standardization technique. More than three thousands samples have been analysed and the results show the high performance of the newly reconstructed reactor.

This is a preprint of a paper intended for presentation at a scientific meeting. Because of the provisional nature of its content and since changes of substance or detail may have to be made before publication, the preprint is made available on the understanding that it will not be cited in the literature or in any way be reproduced in its present form. The views expressed and the statements made remain the responsibility of the named author(s). The views do not necessarily reflect those of the government of the designating Member State(s) or of the designating organization(s). In particular, neither the IAEA nor any other organization or body sponsoring this meeting can be held responsible for any material reproduced in this preprint.

I. Introduction:

The newly reconstructed 500kW nuclear research reactor of Dalat, brought to its nominal operating power in February 1984, is unique of its kind in the world: Soviet designed core and control system harmoniously installed in the left-over infrastructure of the old American made 250kW TRIGA MARK-II reactor. The undismountable components of the former reactor, such as the reactor tank and concrete shielding, the graphite reflector, the beam tubes and thermal column are to be retained, while new design work has been carried out for such new components and systems as the reactor core using Soviet fuel elements VVR-M2, the control system, the cooling system and the whole radio-protection and safety systems of the nuclear center. The former bulk shielding tank has been reconstructed into a storage tank for burnt-up fuel elements.

II. Some fundamental characteristics of the reconstructed reactor:

The fuel element VVR-M2 is made of uranium-aluminium alloy with 36% ^{235}U enrichment. It consists of three coaxial tubes with the thickness of 0.5mm as shown in fig.1. The core configuration is presented in fig.2. Seven unit cells in the center of the core are occupied by a water-beryllium neutron trap, which has inside diameter $\phi 65\text{mm}$. The wall of the neutron trap is made of beryllium. The region between the fuel element part of the core and the old graphite reflector is also lined with beryllium. The reactor control system consists of 2 safety and 4 shim rods of boron carbide, 1 stainless-steel regulating rod. For the core loading of 92 fuel elements the excess reactivity is $10\beta_{\text{eff}}$, while the reactivity worth of each safety and shim rod is $3\beta_{\text{eff}}$.

The core cooling mechanism is basically natural convection as in the former TRIGA reactor, but the driving effect is enhanced by a 2-meter long sucking tube placed directly above the core. The whole core-sucking tube assembly is suspended from the top of the reactor tank (fig.3). Due to the large heat transfer surface of the VVR-M2 fuel element the average heat flux in the core is rather low as compared to the former TRIGA reactor. The heat transfer and hydraulic parameters of the reconstructed reactor are given in Table 1.

Experimental and calculational works are in progress in order to investigate an interesting and important problem; whether the nominal power of the new reactor may be upgraded to more than 500kW without significant change in the construction and reactor components.

III. Spatial and energy distribution of the neutron flux:

The neutron flux and energy spectrum are determined by the use of detector foils Dy, Au, In, Mn, Cu, Co, In, W, Al (for thermal and epithermal neutrons) and In, S, Mn, Co, Rh, Al (for fast neutrons). The activated foils are measured on the gam-

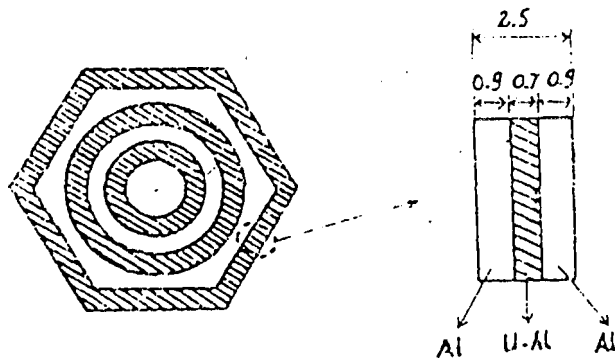


Fig. 1 Cross section of the fuel element
(Unit in mm)

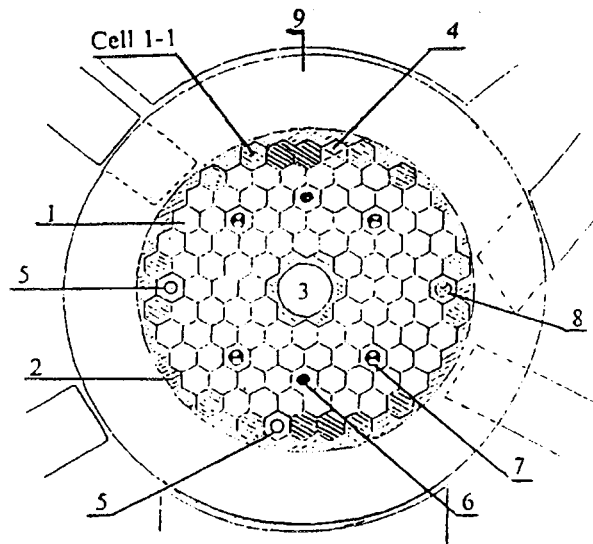


Fig. 2 Reactor core arrangement

1. Fuel element ; 2. Beryllium reflector ; 3. Neutron trap ; 4. Wet channel ; 5. Pneumatic transfer tube ; 6. Safety rod ; 7. Shim rod ; 8. Regulating rod ; 9. Graphite reflector ; Cell 1-1 : The first cell of the core, cell $i-j$ denotes the cell at i^{th} row and j^{th} column.

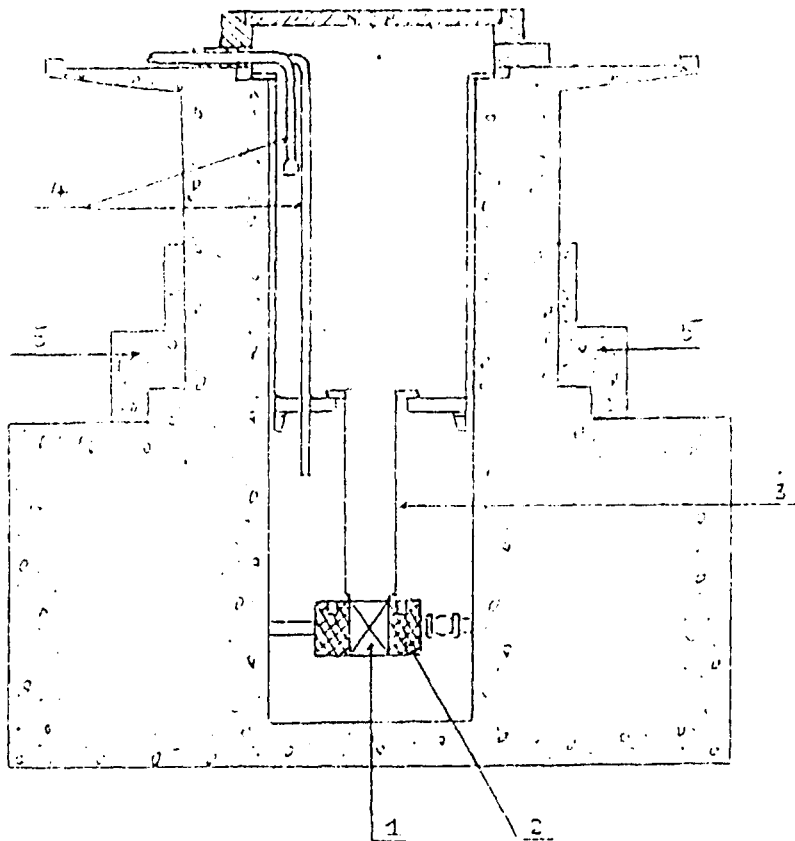


Fig. 3 Vertical section of the reconstructed reactor

1. Core
2. Graphite Reflector
3. Sucking Tube
4. Primary Cooling System
5. Additional Shielding.

ma spectrometer using HPGe detector. The maximum thermal neutron flux at the center of the neutron trap is 2.1×10^{13} n/cm².s. The coefficient of non-uniformity in flux distribution is:

$$\frac{\phi_{\text{max.}}}{\phi_{\text{aver.}}} = 1.84 \quad \text{radially, and} \\ = 1.24 \quad \text{axially (as measured along the neutron trap axis)}$$

The flux distribution in the neutron trap has been measured in detail in order to investigate the possibility of using irradiation channel for neutron doping in silicon. The results show that the flux ^{non}uniformity of $\pm 5\%$ is observed in the region of 5cm in diameter and 20cm in height around the center of the neutron trap.

The measured thermal and epithermal neutron spectra were fitted on the well-known formula^{/1/}:

$$\phi(E) = \phi_{\text{th}} \frac{E}{(kT)^2} e^{-E/kT} + \phi_{\text{epi}} \frac{\Delta(E/kT)}{E^{1+\alpha}} \quad (1)$$

where: E - neutron energy,

T - effective neutron temperature,

$\Delta(E/kT)$ - junction function.

The effective neutron temperature is measured by using a non- $\frac{1}{v}$ Lu-detector. The calibration experiment has been done by irradiating the Au and Lu foils in thermal column, where the effective neutron temperature is obviously equal to the temperature of graphite (300°K at 500kW).

The parameters ϕ_{epi} and α are determined by irradiation of Cd-covered resonance detectors. In this case the reaction rate per nucleus of the irradiated foil can be calculated by using the formula^{/2/}:

$$\Lambda = \phi_{\text{epi}} \cdot I_0(\alpha) \cdot F_{\text{Cd}} \quad (2)$$

where F_{Cd} is the epithermal neutron transmission factor for Cd-filter ($F_{\text{Cd}} \leq 1$) and $I_0(\alpha)$ is the resonance integral modified by the deviation of the epithermal neutron spectrum from the $\frac{1}{E}$ - law:

$$I_0(\alpha) = \frac{I_0 - 0.429\sigma_0}{(\bar{E}_R)^\alpha} + \frac{0.429\sigma_0}{0.95 \times (2\alpha + 1)} \quad (3)$$

where: I_0 - conventional resonance integral ($\alpha = 0$),

σ_0 - thermal neutron (n,γ) cross-section,

$\bar{E}_R$ - effective resonance energy (eV), as defined and tabulated in Ref^{/2/}

In Table 2 are presented the experimental values of the neutron spectra parameters in four typical irradiation sites. The parameter $\phi_{\text{th}} / \phi_{\text{epi}}$ increases significantly from the irradiation channel (13-2) in the core to the rotary specimen rack in the graphite reflector. In the thermal column $\phi_{\text{th}} \gg \phi_{\text{epi}}$, and

therefore the epithermal neutron spectrum can be neglected in activation technique. The deviation of the epithermal neutron spectrum from the ideal $\frac{1}{E}$ - law is evident, especially for the irradiation channel (13-2). As can be seen later, it is very important to take into account this situation in the multielement activation analysis.

Table 1

Typical parameters of the 500kW Dalat reactor.

Fuel element type	VVR-M2
Uranium enrichment	36% U^{235}
Cold, clean critical loading Uranium	72 elements, $2.897 \text{ kg } U^{235}$
Beryllium	26.25kg
Operational loading	92 elements, $3.605 \text{ kg } U^{235}$
Active core volume	64.91
Excess reactivity	10%
Maximum thermal neutron flux	$2.1 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$
Number of control rods	7
Total reactivity worth of shim rods	$12 \beta_{\text{eff}}$
Reactivity worth of regulating rod	$0.5 \beta_{\text{eff}}$
Temperature coefficient of reactivity (associated with the coolant-moderator)	$-2 \times 10^{-2} \beta_{\text{eff}}$
Primary cooling system	
Heat transfer surface	22 m^2
Inlet coolant temperature	28°C
Exit coolant temperature (average)	50°C
Mass flow rate in primary circuit	50,000 kg/h
Secondary cooling system	
Mass flow rate	90,000 kg/h
Heat exchanger inlet temperature	19°C
Heat exchanger exit temperature	24°C

Table 2

Typical characteristics neutron spectra in some irradiation sites (at 50kW).

	Neutron trap	Core (Unit cell (13-2))	Rotary Specimen Rack	Thermal column
$\phi_{\text{th}} (\text{n/cm}^2 \cdot \text{s})$	2.1×10^{13}	4.2×10^{11}	3.2×10^{11}	1.5×10^9
$\phi_{\text{th}} / \phi_{\text{epi}}$	37.5	25.3	100	3574
$T(^{\circ} \text{K})$	323	331	310	300
α	-0.027	-0.11	-0.028	

IV. Application in Activation Analysis

The irradiation facilities for activation analysis at the nuclear research reactor of Dalat consist of:

- one neutron trap at the center of the core;
 - a pneumatic transfer system installed at the perimeter of the core (unit cell (13-2));
 - a rotary specimen rack with 40 irradiation positions in the graphite reflector;
 - an automatic pneumatic transfer system installed in the thermal column for thermal neutron activation analysis of short-lived isotopes.
- A neutron counting unit with six ^3He -neutron counters is also coupled to this system for analysis of uranium by delayed-neutron technique.

In the near future two automatic pneumatic system will be installed, one in the core and the other in one of the horizontal tubes.

The experimental results given in Table 2 have been used to evaluate the advantages of each irradiation sites for different analytical tasks.

For this purpose the sensitivity of activation analysis of various elements has been calculated for different irradiation positions. The results show that a rather large variation in the absolute and relative sensitivities can be found by changing the positions and conditions of irradiation (without and with Cd cover). This can be seen from the example of INAA of gold in ores containing antimony as a major component. In this case the presence of the very intensive photopeaks of Sb^{122} and Sb^{124} (564keV and 604keV) in the gamma spectrum of the irradiated sample creates a high Compton background and disturbs the determination of the 412keV photopeak area of Au^{198} . It is shown that if the irradiation is carried out in the rotary specimen rack instead of in unit cell (13-2) one can reduce about 40% the relative activity of both antimony isotopes with respect to Au^{198} . The important role of the condition of irradiation can be demonstrated in activation analysis of uranium in the ores containing rare earth elements. In this case the interference of the isotopes Ba^{139} , Ce^{141} and La^{140} can be ~~be~~ 50 times reduced if the sample is irradiated in the rotary specimen rack under Cd cover.

Another example is the activation analysis of uranium by irradiating the sample in the thermal column and counting the delayed neutrons. Although the sensitivity in this case is not so high (at the ppm level) due to the rather low thermal neutron flux in the thermal column, the interference from thorium can be completely neglected. This situation is very important when determining the uranium content in monazite sand, where the thorium content is of some orders of magnitude higher than uranium.

The parameters of the reactor neutron spectra given in Table 2 are also used for absolute determination in multielemental activation analysis through k_0 -standardization technique. Gold has been chosen as standard and the k_0 -data

are taken from Ref. 3. A reference material with known concentration of element has been analysed to prove the worth of application of the k_0 -standardization technique.

It should be mentioned that very high accuracy is obtained when using the k_0 -standardization technique in thermal neutron activation analysis. In this case the accuracy of the experimental results is practically not affected by the errors of the measured neutron spectra parameters. This is confirmed by the experiments carried out in the thermal column.

References

- 1/K.H.Beckurts, K.Wirtz Neutron Physics Springer Verlag 1964
- 2/F.De corte et al. J. Radioanal.Chem. 62, (1981) ,209
- 3/A.Ahmad et al. J.Radioanal.Chem. 72, (1982) ,335.



INVESTIGATION OF THE BASIC REACTOR PHYSICS CHARACTERISTICS OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

NGO QUANG HUY

Center of Nuclear Techniques, Hochiminh city, Vietnam

HA VAN THONG and NGO PHU KHANG

Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam

SUMMARY The Dalat nuclear research reactor was reconstructed from the TRIGA Mark II reactor, built in 1963 with a nominal power of 250 kW, and reached its planned nominal power of 500 kW for the first time in February 1984. The Dalat reactor has some characteristics distinct from the former TRIGA reactor. Investigation of its characteristics is carried out by the determination of the reactor physics parameters. This paper represents the experimental results obtained for the effective fraction of the delayed photoneutrons, the extraneous neutron source left after the reactor is shut down, the lowest power levels of reactor critical states, the relative axial and radial distributions of thermal neutrons, the safe positive reactivity inserted into the reactor at a deep subcritical state, the reactivity temperature coefficient of water, the temperature on the surface of the fuel elements, etc.

1 INTRODUCTION.

The Dalat nuclear research reactor was reconstructed from the TRIGA Mark II reactor built in 1963 with a nominal power of 250 kW. In 1975 all the fuel elements of the TRIGA reactor were dismantled and taken away, which effectively caused the reactor to stop its operation. Reconstruction of the reactor with a high operating power of 500 kW was accomplished with a Russian technological assistance. The new reactor reached its planned nominal power of 500 kW for the first time in February 1984.

The Dalat reactor is unique of its kind in the world : The Russian designed core is harmoniously integrated into the left-over infrastructure of the American-made TRIGA research reactor. The undismounted components of the former reactor are the reactor tank, the concrete shielding, the graphite reflector, the beam tubes and the thermal column. The new components consist of the reactor core, the cooling system and the reactor control system. The reactor core is loaded with the Russian-made VVR-M2 fuel elements of uranium-aluminum alloy. An amount of beryllium material is placed at the center of the core, forming a neutron trap, and at the periphery of the core, forming a supplementary reflector.

The Dalat reactor has three characteristics distinct from the former TRIGA reactor :

- i. The VVR-M2 fuel elements of uranium-aluminum alloy have been substituted for the former TRIGA U-ZrH_n fuel elements. It means that the low inherently safe reactor core took place instead of the high inherently safe one.
- ii. The introduction of a neutron trap in the center of the core and an additional beryllium reflector beside the old graphite reflector enhances the neutron flux at the center and makes the neutron field distribution more complicated.
- iii. A delayed photoneutron source induced by the interaction of gamma rays of energy greater than 1.66 MeV on beryllium material may have influence on the reactor's kinetic behavior and the reactor operation.

Investigation of the characteristics of the Dalat reactor is carried out by the determination of the reactor physics parameters. The experimental results were obtained for the effective fraction of the delayed photoneutrons, the extraneous neutron source left after the reactor is shut down, the lowest power levels of reactor critical states, the relative axial and radial

distributions of thermal neutrons, the safe positive reactivity inserted into the reactor at a deep subcritical state, the reactivity temperature coefficient of water, the temperature on the surface of the fuel elements, etc.

2 REACTOR DESCRIPTION

A view of the Dalat reactor is presented in Fig 1, in which the new components consist of the reactor core, the extracting well and the cooling system. The reactor core in the cylindrical shape of 43.6 cm diameter (Fig 2) is surrounded by the old graphite reflector of 34.6 cm thickness. The reactor is loaded with 89 fuel elements of VVR-M2 type. A fuel element has an overall height of 86.5 cm including 60 cm uranium-

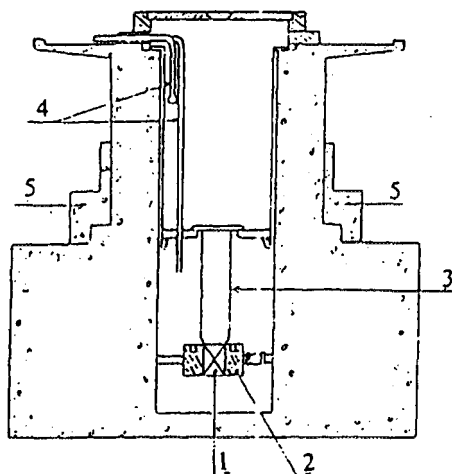


Fig. 1 Elevation of reactor system

1. Core ; 2. Graphite reflector ; 3. Extracting well
4. Primary cooling system ; 5. Additional shielding

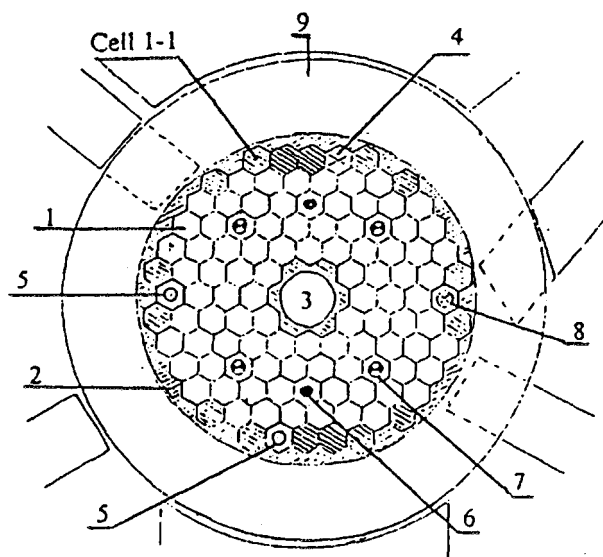


Fig. 2 Reactor core arrangement

1. Fuel element ; 2. Beryllium reflector 3. Neutron trap ; 4. Wet channel ; 5. Pneumatic transfer tube ; 6. Safety rod ; 7. Shim rod ; 8. Regulating rod ; 9. Graphite reflector ; Cell 1-1 : The first cell of the core, cell i-j denotes the cell at i^{th} row and j^{th} column.

aluminum fuel part (36% enriched U^{235}) that consists of three coaxial tubes of 2.5 mm thickness. A tube is made of a 0.7 mm fuel layer wrapped in two aluminum cladding layers of 0.9 mm thickness. The average mass of U^{235} in each fresh fuel element is 40.3 g.

Irradiation facilities inside the reactor core consist of a neutron trap, a wet channel and two vertical pneumatic transfer tubes. The reactor is controlled by six boron carbide rods (two safety rods AZ_1 , AZ_2 and four shim rods $KC_1 \div KC_4$) and an automatic regulating stainless steel rod AR. An additional beryllium reflector layer of 2.9 cm average thickness is inserted between the active core (the fuel region) and the graphite reflector. The equivalent radius of the active core is 18.9 cm.

3 DELAYED PHOTONEUTRONS

Delayed neutrons in the Dalat reactor come from the two contributions : the delayed neutrons from U^{235} fission and the delayed photoneutrons from (γ, n) reactions induced by the interaction of gamma rays of energy greater than 1.66 MeV on beryllium material. Determination of the delayed photoneutrons plays an important role in studying the reactor kinetic property and estimating the neutron source left after the reactor is shut down.

The time spectrum of the delayed neutrons is measured when the reactor is shut down after continuously 100 hours operation at 500 kW (Fig 3). Fig 3 shows that the delayed U^{235} fission neutron counts decrease rapidly and they may be neglected from 5th minute after reactor shut-down. The delayed photoneutron counts decrease slowly and remain about $10^{-4} \div 10^{-7}$ of the nominal power during 64 hours. So the photoneutron source left after reactor shut-down gives the neutron flux of about $(10^5 \div 10^8) \text{ n/cm}^2/\text{s}$ during 64 hours. This extraneous neutron source is used for starting-up the reactor.

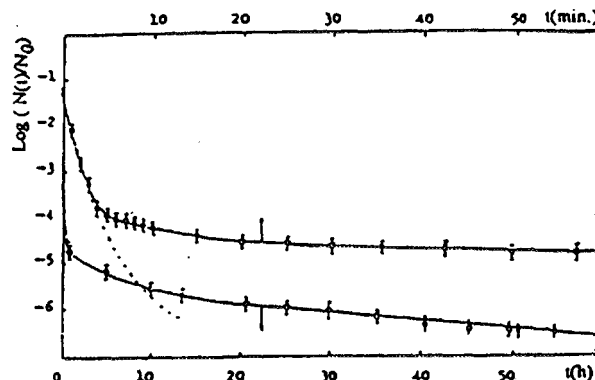


Fig. 3 Time spectrum of the delayed neutrons after reactor shut - down.

o Experiment

— Fitting curve for 6 fission neutron components and 10 photoneutron components

- - - Calculation curve for 6 fission neutron components

The delayed neutron spectrum is analyzed in 16 components comprising of 6 components of delayed U^{235} fission neutrons and 10 photoneutron components. The total effective fraction of the delayed neutrons β_{eff} consists then of two parts: β_{eff}^U , effective fraction of the delayed fission neutrons, and β_{eff}^{Be} , effective fraction of the delayed photoneutrons.

A global estimation from the time spectrum gives :

$$\beta_{Be_{eff}} = (0.49 \pm 0.02) \% \beta_{eff}$$

$$\beta_{U_{eff}} = 1 - \beta_{Be_{eff}} = 99.51 \% \beta_{eff}$$

Table 1 presents the $\beta_{Be_{eff}}/\beta_{eff}$ ratio as a function of the m_{Be}/m_U mass ratio for several various media. It is obvious that the $\beta_{Be_{eff}}/\beta_{eff}$ ratio increases with the m_{Be}/m_U mass ratio.

Table 1. $\beta_{Be_{eff}}/\beta_{eff}$ ratio as a function of m_{Be}/m_U mass ratio.

m_{Be}/m_U	$\beta_{Be_{eff}}/\beta_{eff}$	Reference
8.5	0.49 %	This work
$1777 \div 3112$	2.26 %	Krasin, et al, (2)
Pure beryllium	2.31 %	Keepin, (1)

4 LOWEST CRITICAL POWER LEVELS

The determination of lowest critical power levels of the Dalat reactor containing an extraneous source is interesting from the safety view-point in the reactor start-up process and from the requirement of finding possible low powers for the reactor experiments.

The experiment is carried out at 10th day after the reactor is shut down followed continuously 100 hours operation at 500 kW. The two safety rods are withdrawn completely, the four shim rods are placed at 29.5 cm in depth and the regulating rod at 35 cm. The reactor power is $6.7 \cdot 10^{-6} P_n$, where P_n is 500 kW nominal power. The reactor power is increased by shooting a cadmium sample from the reactor core using a pneumatic transfer system. It is equivalent to an insertion of a positive reactivity of $\rho = 4.67 \% \beta_{eff}$. Neutron densities in subcritical states increase and attain the stable values. They are well described by the subcritical reactor kinetics theory (Loren C Schmid, (3)).

The critical state of the reactor is observed when the four shim rods are located at 28.4 cm in depth and the regulating rod is withdrawn continuously from the depth of 40 cm to the depth of 20 cm. The lowest critical power depends on the beginning depth of the regulating rod. The values obtained are from $1.6 \cdot 10^{-5}$

P_n to $4.2 \cdot 10^{-5} P_n$ for the beginning depths from 40 cm to 60 cm of the regulating rod.

The range of the lowest critical powers depends again on the time after the reactor is shut down (Fig. 4). They have the values from $(0.5 \div 1.2) \cdot 10^{-4} P_n$, i.e. 25 W $\div$ 60 W, to $(1.1 \div 1.6) \cdot 10^{-5} P_n$, i.e. 5.5 W $\div$ 8 W, from 4th day to 13th day after reactor shut-down.

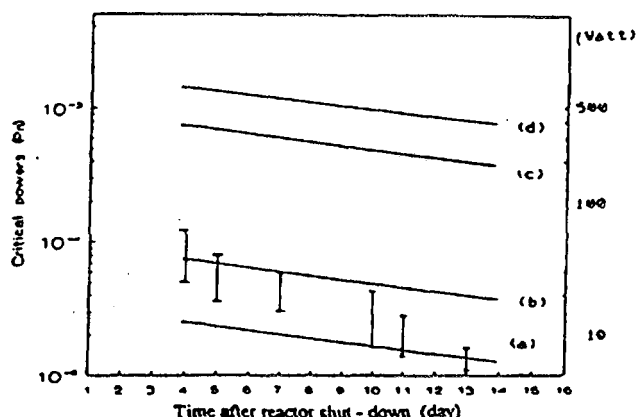


Fig. 4 Lowest critical power levels as functions of time after the reactor is shut down

I Experiment

Calculation value of P_c so that the first term on the right hand of the formula (2) equals 300% (a), 100% (b), 10% (c) and 5% (d) of the second one during 1000 sec.

In the just critical situation, $k = 1$, the neutron density or power level will rise at a linear rate, as shown by Loren C Schmid (3), :

$$P(t) = \frac{P_s}{1 + \sum_{m=1}^6 \beta_m / \lambda_m} t + P_c \quad (1)$$

where $P_s = (1.93 \pm 0.01) \cdot 10^{-8} P_n$ is extraneous source power, P_c is critical power without extraneous source, l is prompt neutron lifetime, β_m and λ_m are delayed neutron fraction and decay constant for the i th precursor.

10 days after reactor shut-down the reactor power can be expressed as follows :

$$P(t) = 5 \cdot 10^{-8} P_n t + P_c \quad (2)$$

This formula shows that during the first 1000 sec in the critical state the first term on the right hand is greater than 300% of the second one, which is about $1.6 \cdot 10^{-5} P_n$. It means that the reactor power is not just constant but rapidly increases. In order to decrease the power variation to the value of less than 10% it is necessary to take critical power of $5 \cdot 10^{-5} P_n$.

In Fig. 4 the critical power is plotted against the time after the reactor is shut down so that the first term on the right hand of formula (2) equals 300% (curve a), 100% (curve b), 10% (curve c) and 5% (curve d) of the second one during 1000 sec. From Fig. 4 it is obvious that the lowest critical power measured varies in the range of $(100 \div 300)\%$ during 1000 sec. These variation limits are too large for practical use of the reactor. They have to be reduced to the values of about $(5 \div 10)\%$ to sustain the stable criticality of the reactor. Therefore critical power must be chosen greater than $10^{-3} P_n$ or 500 W.

5 SPATIAL DISTRIBUTION OF THE THERMAL NEUTRON FIELD

The replacement of the former TRIGA reactor core by the new core with the neutron trap at center and the beryllium additional reflector layer at periphery makes the active core in a rim shape with 4.3 cm inner radius, 18.9 cm outer radius and 60 cm height. So the thickness of the active core is 14.6 cm that is equal to $4 \div 5$ fuel element sizes. The active core is surrounded by the beryllium and graphite reflectors. The material above and under the active core consists of aluminum and water. This narrow active core contains 89 fuel elements, 7 control rods and 3 irradiation facilities. Therefore the spatial distribution of the neutron field will be complicated.

Measurement of thermal neutron field distributions is usually carried out at few watts power by activation of the foils put on the fuel element surface. It is difficult to apply this method for the Dalat reactor because of high

critical power as mentioned in Section 4. Therefore measurement is carried out by foil activation in water columns or on surface of a dummy element made of plexiglass instead of fuel element. In the experiment the Cu foils are irradiated at 2.5 kW in 15 minutes.

In Fig. 5 are presented the axial distributions of the thermal neutrons measured in water columns at cells 7-3, 7-9 and 1-4 for some combinations of the control rods depths. Fig. 5 shows that almost of the curves are in dissymmetrical shapes which can be expressed analytically by Tong and Weiman (4) as follows:

$$\Phi(z) = [A + C(z-30)] \cos B_z(z-30) \quad (3)$$

where A, C, B_z are constants, C = 0 for symmetrical curve and B_z is the axial buckling.

The radial distribution of the thermal neutrons measured on surface of a plexiglass rod placed at cells 4-1, 4-10, 5-2, 5-3, 5-10, 6-3, 6-4, 6-5, 6-8, 6-9, 6-10 is shown in Fig. 6. It is obvious that the curve has maximum value at close by the neutron trap, decreases rapidly within the first fuel element, after that decreases slower and finally raises at close by the beryllium reflector. This distribution can be expressed by the two-group neutron diffusion theory for a bare reactor, as shown by Murray (5):

$$\Phi(r) = a_1 J_0[a_2(r-a_3)] + a_4 I_0[a_5(r-a_3)] \quad (4)$$

where J_0 and I_0 are Bessel functions, $a_1 \div a_5$ are constants.

The constants in expressions (3) and (4) are determined from experimental data by the least square fitting

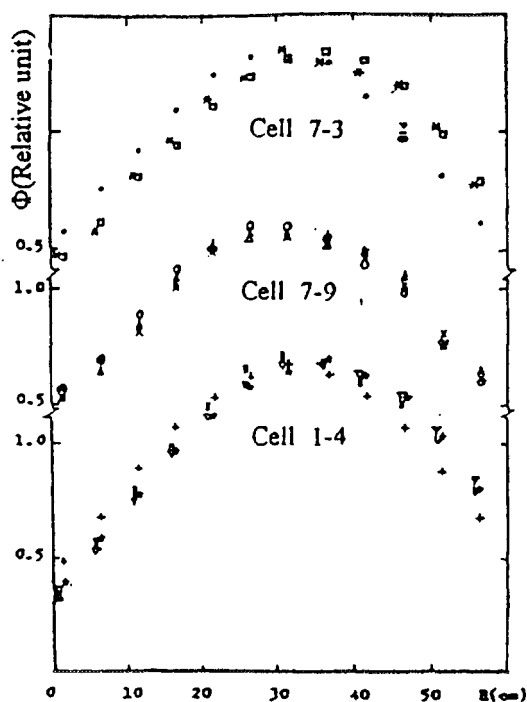


Fig. 5 Axial distributions of the thermal neutrons at the cells 7-3, 7-9 and 1-4 with different depths of control rods

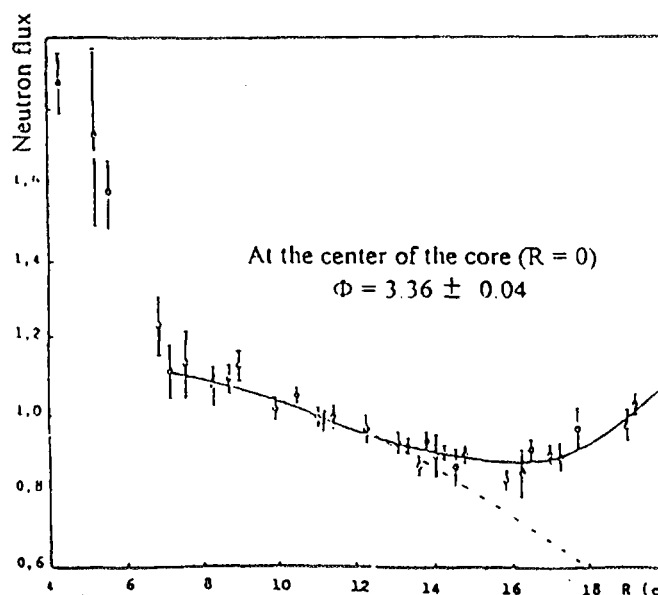


Fig. 6 Radial distribution of the thermal neutrons in the reactor core

- o Experiment
- Calculation, expression (4)
- Calculation, function $a_1 J_0[a_2(r-a_3)]$ in (4)

method. So geometrical parameters of the core such as inhomogeneous coefficients of neutron field in axial and radial directions, axial and radial bucklings, effective height and effective radius, axial and radial extrapolated distances are obtained (Table 2). In Table 2 are also presented the calculation values (Technical design (6) and Nguyen Phuoc Lan , et al , (7)) of the above-mentioned parameters which are well agreed with the experimental results.

Table 2 Geometrical parameters of the core

Parameters	Radial	Axial
Inhomogeneous coefficient	1.77 ± 0.11 1.71(a); 1.74(b)	1.32 ± 0.01 1.35 (a,b)
Buckling, m^{-2}	84.6 ± 5.5 84.6 (b)	16.6 ± 0.6 16.4 (b)
Effective size, cm	27.6 ± 1.0 26.2 (b)	77.0 ± 0.9 77.7 (b)
Extrapolated distance, cm	8.7 ± 1.5 8.8 (b)	8.5 ± 0.5 8.8 (b)

Note : (a) Calculation result from Technical design,(6)
(b) Calculation result from Nguyen Phuoc Lan, et al, (7).

6 TEMPERATURE COEFFICIENT OF REACTIVITY

For the light water moderated reactor, temperature coefficient of reactivity is defined as the ratio $\alpha_T = dp / dT$, where dp is reactivity variation corresponding to the water temperature variation dT in the core.

For the Dalat reactor α_T is measured at 0.25 kW in the temperature range of $(20 \div 40)^\circ\text{C}$ by compensation method using the regulating rod. The result is as follows:

$$\alpha_T = - (0.8 \pm 0.1) 10^{-4}/^\circ\text{C} \text{ for } T = (20 \div 30)^\circ\text{C}$$

$$\alpha_T = - (1.2 \pm 0.1) 10^{-4}/^\circ\text{C} \text{ for } T = (30 \div 40)^\circ\text{C}$$

This experimental value is not in contradiction with the designed value $\alpha_T = -1 10^{-4}/^\circ\text{C}$ (Technical design (6)), and falls within the range of reactivity temperature coefficient for research reactors moderated and cooled by water, as indicated in Directories of Nuclear Reactors (8).

Although α_T is relatively large for water moderator, its temperature effect does take place with some delay, whereas reactivity coefficient due to variation of temperature inside fuel elements gives rise to a more instantaneous effect. For VVR-M2 type fuel of the Dalat reactor, as shown by Technical design (6), this value is $-0.02 10^{-4}/^\circ\text{C}$, while for TRIGA type fuel,

Technical Foundation of TRIGA (9) shows that it equals $-1.3 10^{-4}/^\circ\text{C}$. Therefore TRIGA reactors possess intrinsic stability much greater than the present reactor.

7 POSITIVE REACTIVITY INSERTION BEHAVIOR

Nuclear reactor is a controlled system with feedback. From the dynamics point of view, it is then important to study stability property of the reactor under modification of dynamic parameters.

For its behavior studied during a short time after a rapid insertion of positive reactivity, Xenon poisoning effect can be neglected, reactor stability is then assured only by negative feedback of moderator and fuel temperature effects.

For the Dalat reactor, stability has been studied at 0.1 kW for different values of reactivity inserted by withdrawing control rods. A positive reactivity insertion makes reactor power to increase versus time and after about 10 minutes to attain the stable power level due to negative feedback of water and fuel temperature effects. The dependence of attained stable power levels on inserted positive reactivity is shown in Fig 7.

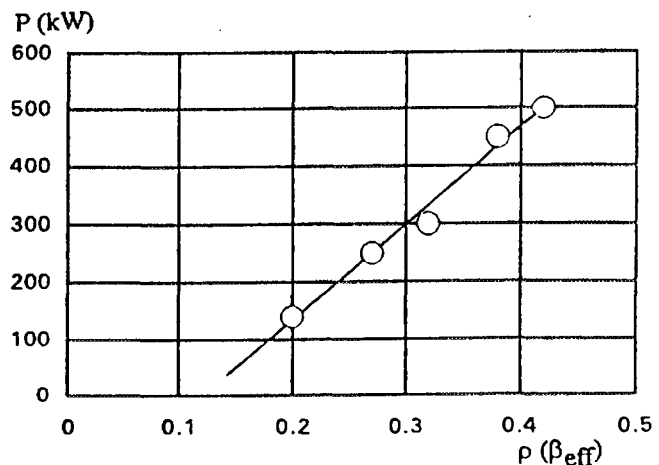


Fig. 7 Dependence of stable power levels attained on positive reactivity inserted.

From this study the safe operation specification is confirmed, i.e. in order to avoid reactor shut-down by over-power condition it is necessary to limit positive reactivity inserted to value of less than $0.4 \beta_{eff}$.

Furthermore, as already mentioned in Section 6, the TRIGA reactor has a stability behavior better than the Dalat reactor because of TRIGA's higher negative instantaneous temperature coefficient. Indeed, it was shown by Technical Foundation of TRIGA (9) that the TRIGA reactor can support inserted positive reactivity of $1 \beta_{eff}$ resulting in reactor period of 1 sec and reaching only 120 kW stable power level after having attained several hundred MW.

8 SURFACE TEMPERATURES OF FUEL ELEMENTS

Dalat reactor is a pool reactor cooled by natural convection. On the thermal hydraulic point of view, 500 kW is a relatively high power for natural convection cooling. However, cooling was enhanced by the addition of an extracting well during the reconstruction work (Fig 1). Water boiling at a fuel element surface is harmful and can lead to a dangerous situation. Consequently, the surface temperature of a fuel element must be maintained well below the temperature at which surface boiling occurs. Therefore, careful measurement of fuel surface temperature can assist both nuclear safety and prospective power upgrading studies.

The device used to measure the fuel surface temperatures consists of an instrumented fuel element (IFE) together with an electronic measuring system. The IFE is of the same VVR-M2 type. Nine Chromel - Coppel thermocouples ($T_1 \div T_9$) are incorporated in the aluminum cladding of the hexagonal outer tube with the different depths in the core (T_1 : 7 cm; T_2 : 12 cm; T_3 : 17 cm; T_4 : 30 cm; T_5 : 45 cm), two are incorporated in the aluminum cladding of the two cylindrical inner tubes (T_6 : 9 cm, in the middle tube and T_7 : 9 cm, in the innermost tube) and the remaining two others are in direct contact with water to measure the core coolant inlet and outlet temperatures (T_8 : -4.5 cm and T_9 : 65.5 cm).

Temperatures are measured at selected locations in the reactor core. At each of these locations, the normal fuel element is replaced by the IFE and the thermocouple temperatures monitored. At each location, 6 different measurement sets could be obtained by revolving the hexagonal IFE around its axis by angle of 60° .

The axial fuel surface temperature distribution is determined for the outer hexagonal tube of the fuel element at cells 9-6, 6-5 and 5-1. The measured temperatures $T_1 \div T_5$ along the core height are shown in Fig 8 for various reactor power levels between 50 kW and 500 kW. All curves have the same shape with the maximum temperature position near the center of the core. The effect of shim rods is shown in Fig 8, where both the temperature distributions and maximum temperatures vary slightly with shim rod depths.

The radial distribution of surface temperatures over the reactor core is obtained from measurements carried out at cells 5-1, 6-3, 5-6 and 9-6. Fig 9 shows the T_4 data (i.e. maximum temperature at each fuel element location) for a reactor power of 500 kW. It can be seen that the highest T_4 temperature is reached at one of the hottest positions in the core (cell 5-6) close to the neutron trap. The radial temperature distribution within the fuel element is obtained from data from thermocouples T_2 , T_6 and T_7 which are located on the three separate fueled sections of the IFE (Fig 9 for cell

5-6). This figure indicates that the highest temperature is on the outer surface near the neutron trap.

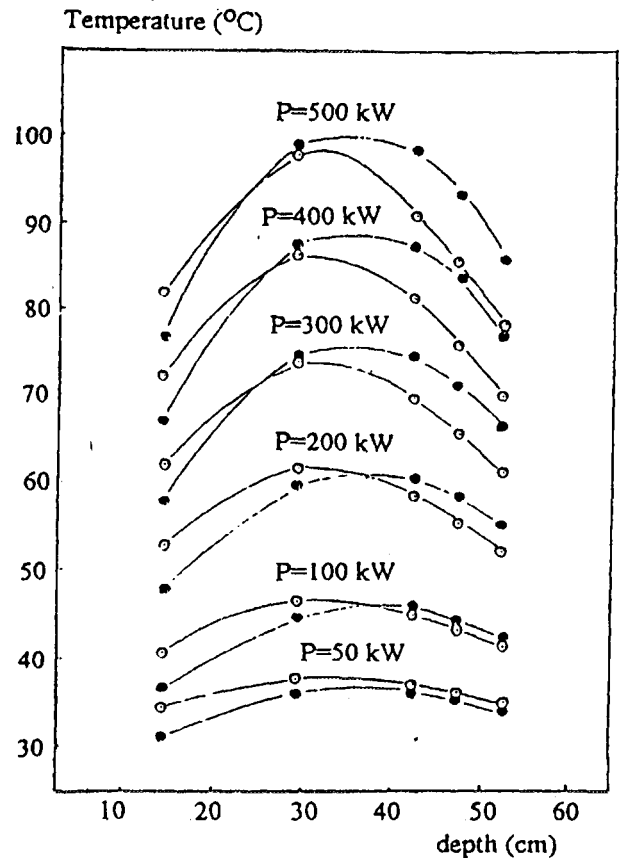


Fig. 8 Axial distribution of fuel surface temperature at cell 9-6 for various values of reactor power.

- 4 shim rods at the same depth
- 4 shim rods at difference depths

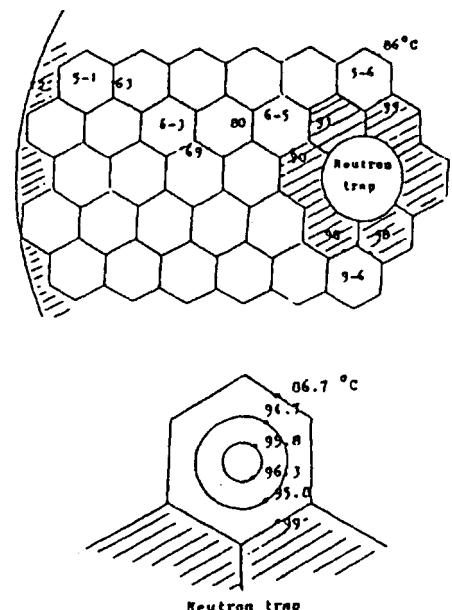


Fig. 9 Radial distribution of fuel surface temperature a. Variation of temperature T_4 with position at reactor power of 500 kW. b. Temperatures T_2 , T_6 , T_7 at cell 5-4 at reactor power of 500 kW.

The data obtained at different locations in the core indicate that cells 5-6 and 9-6 are at the hottest positions, and the surface temperature at these positions reaches a maximum of about 99°C on the hexagonal outer tube for the reactor operating at nominal power. This surface temperature coincides with the calculation value of 98.7°C, as shown by Ngo Phu Khang (10), and is much less than the value of 220°C of the TRIGA reactor (Technical Foundation of TRIGA, (9)).

Fig 10 shows the dependence on power level of fuel surface temperature T_4 and water temperature T_8 at cells 5-6 and 6-3. It is clear that these temperatures increase proportionally with the reactor power at lower power levels and change more slowly at larger power levels.

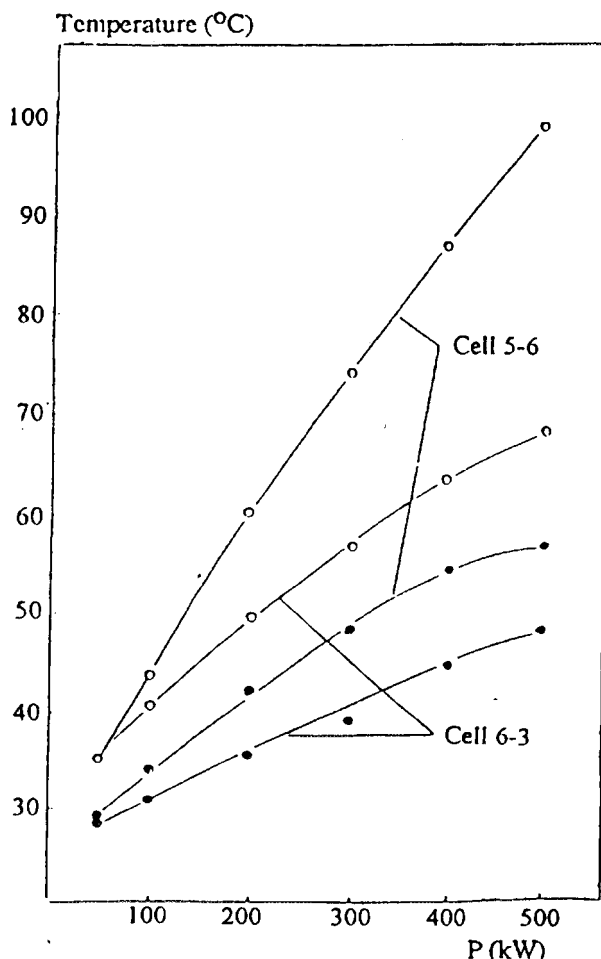


Fig. 10 Distribution of fuel surface temperature T_4 and water temperature T_8 at cells 5-6 and 6-3 versus reactor power levels.

- Fuel surface temperature
- Water temperature.

9 CONCLUSION

The main results of the investigation of the basic reactor physics characteristics of the Dalat nuclear research reactor are as follows :

- a. The effective fraction of the delayed photoneutrons

induced by $\text{Be}(\gamma, n)$ reactions is 0.49 % β_{eff} and the extraneous neutron source left after the reactor is shut down gives the neutron flux of about $(10^5 \div 10^8)$ n/cm²/sec.

- b. Lowest critical power levels of the reactor must be chosen greater than about 500 W due to the existence of the extraneous neutron source.

- c. The relative axial and radial distributions of the thermal neutrons are measured. The geometrical parameters of the core are well agreed with the calculation results.

- d. The Dalat reactor possesses an intrinsic stability much less than the TRIGA reactor because the instantaneous temperature coefficient of reactivity and the safe positive reactivity inserted of the Dalat reactor ($-0.02 \cdot 10^{-4}/^\circ\text{C}$ and $0.4 \beta_{\text{eff}}$) are much less than those of the TRIGA reactor ($-1.3 \cdot 10^{-4}/^\circ\text{C}$ and $1 \beta_{\text{eff}}$).

- e. The maximum fuel surface temperature at the hottest cell in the core can reach nearly 100°C which is the safe limit for the Dalat reactor operating at 500 kW nominal power. This surface temperature is less than that of the TRIGA reactor (220°C).

10 ACKNOWLEDGEMENTS

The authors are indebted to Prof. Pham Duy Hien, Dr. Tran Ha Anh, Dr. Vu Hai Long, Dr. Nguyen Tac Anh and Dr. Nguyen Phuoc Lan for useful discussions. It is a pleasure to acknowledge the efforts of the reactor staff and the equipment assistance from the Nuclear Physics Department and Radiation Protection Department.

11 REFERENCES

- 1 Keepin S R, 1965, Physics of Nuclear Kinetics, Add Son-Wesley Publishing Company, Inc.
- 2 Krasin A K et al, 1958, Proceedings of 2nd Geneva Conference, Vol 12, p 571.
- 3 Loren C Schmid, 1971, Critical assemblies and reactor research, John Wiley & Sons, Inc.
- 4 Tong L S and Weiman J, 1970, Thermal Analysis of PWR, ANS.
- 5 Murray R I, 1957, Nuclear Reactor Physics, Englewood Cliffs, N.J. Prentice-Hall, Inc.
- 6 Technical design for reconstruction and expansion of the Dalat research reactor, 1979, Vol 3 (in Russian).
- 7 Nguyen Phuoc Lan, Ha Van Thong, Ngo Quang Huy, Do Quang Binh, 1992, Calculation of fuel burn-

up and fuel reloading for the Dalat nuclear research reactor. To be published.

8 Directory of Nuclear Reactors, 1959, Vol 2, IAEA, Vienna.

Directory of Nuclear Reactors, 1960, Vol 3, IAEA, Vienna.

9 Technical Foundation of TRIGA, 1958, GA-471.

10 Ngo Phu Khang, 1987, Study of thermal hydraulic characteristics and possibility of power upgrading of the Dalat nuclear research reactor. Int. Rep., Dalat, Vietnam.

ABSTRACT The Dalat nuclear research reactor was reconstructed from the TRIGA Mark II reactor built in 1963 with a nominal power of 250 kW. The new reactor reached its planned nominal power of 500 kW for the first time in February 1984. The undismounted components of the former reactor are the reactor tank, the concrete shielding, the graphite reflector, the beam tubes and the thermal column. The new components consist of the reactor core, the cooling system and the reactor control system. The new reactor core is loaded with the Russian-made VVR-M2 fuel elements of uranium-aluminum alloy. An amount of beryllium material is placed at the center of the core, forming a neutron trap, and at the periphery of the core, forming a supplementary reflector.

The Dalat reactor has some characteristics distinct from the former TRIGA reactor. Investigation of its characteristics is carried out by the determination of the reactor physics parameters. The experimental results were obtained for the effective fraction of the delayed photoneutrons, the extraneous neutron source left after the reactor is shut down, the lowest power levels of reactor critical states, the relative axial and radial distributions of thermal neutrons, the safe positive reactivity inserted into the reactor at a deep subcritical state, the reactivity temperature coefficient of water, the temperature on the surface of the fuel elements, etc.

KEYWORDS Triga type reactor, reactor physics, characteristics, neutron flux, thermal neutrons, distribution, reactivity, delayed neutrons, criticality, cooling system, temperature, fuel elements, control rods, reflector.



DELAYED PHOTONEUTRONS OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

Ngo Quang Huy

Center of Nuclear Techniques, Ho Chi Minh City, Vietnam.

Ha Van Thong, Vu Hai Long, Ngo Phu Khang, Nguyen Nhi Dien,
Pham Van Lam, Huynh Dong Phuong, Luong Ba Vien, Le Vinh Vinh.
Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam.

ABSTRACT

Time spectrum of delayed neutrons of the Dalat nuclear research reactor is measured and analyzed. It corresponds to a shut-down neutron fluxes of about $10^5 \div 10^8$ n/cm²/sec after 100 hours continuous reactor operation at steady power level of 500 kW. Data processing of experimental time neutron spectrum gives 16 exponents, of which 10, resulting from photoneutrons due to (γ, n) reactions on beryllium used inside the reactor core, are obtained by using successive exponential stripping fitting method. For the Dalat reactor, the effective delayed photoneutron fraction relative to the total effective delayed neutron fraction is $\beta_{\text{Be}}^{\text{eff}} = 0.49 \% \beta_{\text{eff}}$ for a beryllium weight relative to U²³⁵ fuel of $m_{\text{Be}}/m_{\text{U}} = 8.5$. This result is acceptable in comparison to those obtained for other Be-U²³⁵ media [1],[5].

1. INTRODUCTION.

The delayed neutrons in a reactor come from the two contributions : the delayed fission neutrons and the delayed photoneutrons. The delayed photoneutrons are usually induced by (γ, n) reactions due to the interaction of the gamma rays, emitted from the fission products, with heavy water or beryllium contained in the core. The life-times of the delayed photoneutron precursors are generally greater than the life-times of the delayed fission neutrons. Therefore the dynamic property in region of the low frequency for the reactor moderated by heavy water or beryllium may have the higher inertial property in comparison to that of the reactor without photoneutrons [1].

The Dalat reactor belongs to reactors using U²³⁵ fuel, moderated and cooled by water. The core contains an amount of beryllium in a neutron trap and an additional beryllium reflector. Therefore the determination of the photoneutron contribution is useful in the study of the reactor kinetics and helps to estimate the intensity of the neutron source left after the reactor is shut down.

2. REACTOR CORE DESCRIPTION

The reactor core has a cylinder shape of 60 cm height and 43.6 cm radius and is surrounded by the old graphite reflector of 34.6 cm thickness. The core is loaded with 89 fuel elements of VVR-M2 36% enriched U^{235} type, 6 boron carbide control rods (two safety rods and 4 shim rods), a stainless steel regulating rod, 3 irradiation channels, a neutron trap and an additional beryllium reflector (Fig. 1). The neutron trap is placed at an area of 7 central fuel elements and is made of a beryllium block having a water column of 65 mm diameter inside. The U^{235} weight in the core is 3.55 kg and the beryllium weight is 30.2 kg, therefore the mass ratio is $m_{Be}/m_U = 8.5$.

3. EXPERIMENTAL METHOD

Parameters of the delayed photoneutrons are determined by the reactor shut-down method [2]. It is proposed that the reactor is operating at N_0 power and a δk negative reactivity is inserted at T moment. So the power immediately decreases to the N_1 value according to the following expression:

$$\frac{N_1}{N_0} = \frac{\beta_{eff}}{\beta_{eff} + \delta k} \quad (1)$$

where β_{eff} is the effective delayed neutron fraction, and after that it decreases with time.

The time spectrum of the delayed neutrons may be analyzed by a sum of exponential functions :

$$\frac{N(t)}{N_0} = \sum_{i=1}^6 a'_i e^{-\lambda'_i t} + \sum_{j=1}^n a'_j e^{-\lambda'_j t} \quad (2)$$

where a'_i and λ'_i ($i=1, \dots, 6$) are expansion constants for 6 groups of the delayed fission neutrons and a'_j and λ'_j ($j=1, \dots, n$) are constants for the n photoneutron groups. These constants are related to the partial effective fractions $\beta_{eff,i}$ and $\beta_{eff,j}$ and decay constants λ_i and λ_j ($i=1, \dots, 6$ and $j=1, \dots, n$) by the following formulas [5] :

$$a'_{i(j)} = \frac{\beta_{eff,i(j)}}{\beta_{eff} + \delta k} (1 - e^{-\lambda_{i(j)} T}) \quad (3)$$

$$\lambda'_{i(j)} = \lambda_{i(j)} \left(1 - \frac{\beta_{eff,i(j)}}{\beta_{eff} + \delta k} \right) \quad (4)$$

where

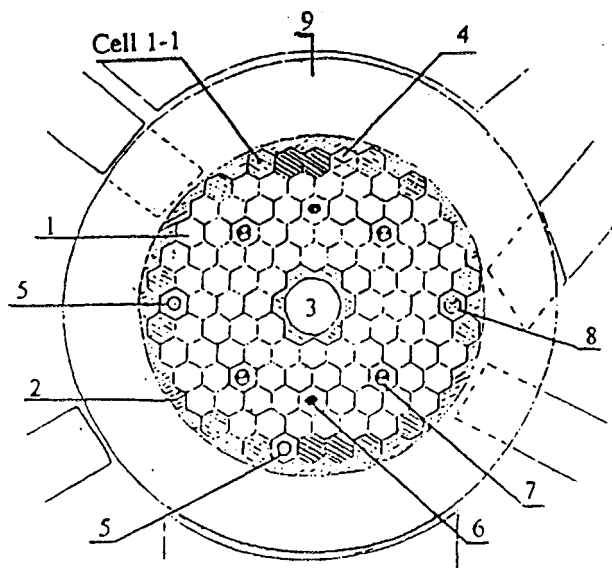


Fig. 1 Reactor core arrangement

1. Fuel element ; 2. Beryllium reflector 3. Neutron trap ; 4. Wet channel ; 5. Pneumatic transfer tube ; 6. Safety rod ; 7. Shim rod ; 8. Regulating rod ; 9. Graphite reflector ; Cell 1-1 : The first cell of the core, cell i - j denotes the cell at i^{th} row and j^{th} column.

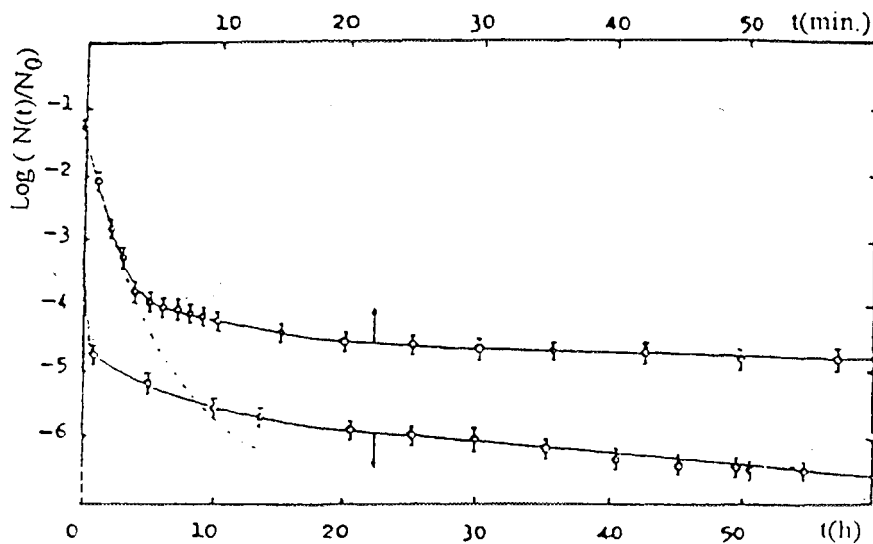


Fig. 2 : Time spectrum of the delayed neutrons after reactor shut down.

o : Experimental data.
 — : Fitting curve for 6 fission neutron components and 10 photoneutron components.
 - - - : Calculation curve for 6 fission neutron components.

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_{i=1}^6 \beta_{\text{eff},i} + \sum_{j=1}^n \beta_{\text{eff},j} \quad (5)$$

So using the experimental time spectrum and the least square fitting method one may determine the parameters $\beta_{\text{eff},i}$, $\beta_{\text{eff},j}$, λ_i and λ_j . The well known [1] parameters $\beta_{\text{eff},i}$ and λ_i can be used for checking the calculation method. Therefore in this work $\beta_{\text{eff},j}$ and λ_j are parameters to be determined.

4. EXPERIMENTAL RESULTS

The reactor shut-down experiment is carried out by a simultaneous insertion of the 4 control rods after 100 hours of continuous operation of the reactor at 500 kW power. Then a negative reactivity of $\delta k = 11\beta_{\text{eff}}$ is inserted.

The time spectrum of the delayed neutrons is measured by using the control system, AKNP, of the reactor. The input information to the AKNP is given by the 9 ionization chambers arranged in distances of about (60 ÷ 77) cm from the core center. These 9 ionization chambers are composed of 3 groups responsible for 3 ranges of the reactor power as follows :

Group	Symbol	Number of Ionization chambers	Power range	Ionization chamber
Source	ID	3	$10^{-8} \% N_0 \div 10^{-2} \% N_0$	KNK-15
Middle	PD	3	$10^{-3} \% N_0 \div 10 \% N_0$	KNK-15
Energy	ED	3	$1 \% N_0 \div 120 \% N_0$	KNK-3

The measurement of the delayed neutron fluxes is carried out in a large range of 7 orders, so all the three types of ionization chambers are used. The time spectrum is registered into IN-90 MCA which has two inputs working in a multiscale regime. The first input collects information from a ID ionization chamber in the first 30 sec up to $1\% N_0$ power level and after that information from a PD ionization chamber. The second input collects information from a PD ionization chamber started from 0.5 sec after the reactor shut-down and stops its collection at the power of $10^{-3} \% N_0$. This procedure allows to combine information from three ionization chambers and gives a continuous time spectrum in 64 hours duration (Fig. 2).

Table 1. Experimental data on the delayed neutrons measured by different methods (relative to the power level before reactor shut down).

Time after reactor shut-down	Data obtained by various measurement methods		
	From ionization chambers	Activation of indium foils	activation of copper foils
35.7 min.	$(3.9 \pm 0.2) 10^{-5}$	$(3.5 \pm 0.2) 10^{-5}$	-
42.4 min.	$(3.6 \pm 0.2) 10^{-5}$	$(3.4 \pm 0.2) 10^{-5}$	-
49.75 min.	$(3.3 \pm 0.2) 10^{-5}$	$(3.0 \pm 0.2) 10^{-5}$	-
57.25 min.	$(3.1 \pm 0.2) 10^{-5}$	$(2.9 \pm 0.1) 10^{-5}$	-
1.09 h	$(2.9 \pm 0.2) 10^{-5}$	$(2.7 \pm 0.1) 10^{-5}$	-
1.83 h	$(2.2 \pm 0.2) 10^{-5}$	-	$(2.3 \pm 0.2) 10^{-5}$
10.03 h	$(4.5 \pm 0.3) 10^{-6}$	$(4.4 \pm 0.2) 10^{-6}$	-
13.27 h	$(3.1 \pm 0.2) 10^{-6}$	-	$(3.2 \pm 0.3) 10^{-6}$
20.49 h	$(1.8 \pm 0.1) 10^{-6}$	$(1.8 \pm 0.2) 10^{-6}$	-
28.95 h	$(1.1 \pm 0.1) 10^{-6}$	-	$(1.2 \pm 0.1) 10^{-6}$
30.5 h	$(1.00 \pm 0.08) 10^{-6}$	$(0.95 \pm 0.05) 10^{-6}$	-
40.48 h	$(5.9 \pm 0.5) 10^{-7}$	$(6.2 \pm 0.4) 10^{-7}$	-
40.58 h	$(6.0 \pm 0.5) 10^{-7}$	-	$(6.1 \pm 0.4) 10^{-7}$
49.56 h	$(4.8 \pm 0.4) 10^{-7}$	$(5.0 \pm 0.3) 10^{-7}$	-
50.2 h	$(4.7 \pm 0.4) 10^{-7}$	-	$(4.6 \pm 0.3) 10^{-7}$
59.98 h	$(4.1 \pm 0.4) 10^{-7}$	$(4.3 \pm 0.2) 10^{-7}$	-
60.93 h	$(4.0 \pm 0.4) 10^{-7}$	-	$(4.2 \pm 0.3) 10^{-7}$

The ionization chambers work in a gamma compensation regime for registering neutrons in the field of high density gamma rays, mainly in the very low power levels after reactor shut-down. In order to check the gamma compensation level of ionization chambers, it is useful to measure the delayed neutron spectra by indium and copper foils activation on the base of $\text{In}^{115}(\text{n},\gamma)\text{In}^{116\text{m}}$ and $\text{Cu}^{63}(\text{n},\gamma)\text{Cu}^{64}$ reactions respectively. $\text{In}^{116\text{m}}$ has two important picks of 1097.2 keV and 1293.5 keV with the branch coefficients of 57.3 % and 84.4 % respectively. Cu^{64} has the picks of 511 keV and 1345 keV with the branch coefficients of 37 % and 0.5 % respectively. Indium foils are irradiated at dry 7-1 channel by using a pneumatic transfer system. Copper foils are irradiated at the neutron trap. Equipment for measuring gamma spectra is GeHP detector of 70 cm³ volume in connection to CANBERRA MCA. Table 1 presents the results obtained by using the ionization chambers and by activating the indium and copper foils.

From Table 1 it is seen that the experimental data from the 3 different measurements are well agreed with each other within error ranges, that means a good compensation of ionization chambers.

5. ANALYSIS OF EXPERIMENTAL DATA

From Fig. 2 it is obvious that the delayed neutron spectrum decreases rapidly in the first 10 minutes and after that slower decreases and remains about $10^{-4} \div 10^{-7}$

of nominal power during 60 hours. Calculation curve of delayed U^{235} fission neutrons (Fig.2) shows that at 10 minutes after reactor shut-down the counts of delayed fission neutrons may be neglected in comparison to those of photoneutrons. In consequence, the neutron source left after reactor shut-down is practically composed of the only delayed photoneutrons and has neutron flux densities of about $(10^5 \div 10^8) \text{ n/cm}^2/\text{sec}$.

Parameters in the expression (2) for the delayed neutron groups are determined from the experimental time spectrum by using the least square fitting method [3]. In reference [1] the time spectrum of the delayed neutrons composed of 15 exponents, of which 6 exponents correspond to the delayed fission neutrons and 9 - the delayed photoneutrons. The life times of the precursors of the delayed neutrons lie in the range from 0.2 sec to 12.8 days, therefore it is difficult to fit all of the parameters at the same time. This difficulty is overcome by using a successive exponential stripping method, in which the time spectrum of the delayed neutrons is divided into the sections having the equal approximation values of precursor's life times. Data processing is carried out section by section started from the right end of the spectrum to the left.

Table 2 shows the parameters of 6 groups of the delayed fission neutrons and table 3 presents 10 groups of the delayed photoneutrons obtained by the above mentioned method of the spectrum analysis. From table 2 it is obvious that if $\beta_{\text{eff}} = \beta = 0.66 \% (= 0.64 \% \pm 15.17 \cdot 10^{-5})$ then partial fractions $\beta_{\text{eff},i}$ ($i=1,2,\dots,6$) of this work well agree with those of G. R. Keepin's data [1] within error ranges. It means that the used procedure of analysis is available. The spectrum analysis allows to obtain 10 delayed photoneutron groups, 8 of which have the life times coincided with those of Keepin's data (Table 3). The 2 groups of 6.8 hours and 2.8 hours life times of this work (see reference [4]) correspond to the group of 3.11 hours life time in reference [1].

Table 2. Parameters of 6 delayed fission neutron groups.

No	E (KeV)	$T_{1/2}$ (sec)	$\beta_{\text{eff},i} \times 10^3$ (β_{eff})	$\beta_{\text{eff},i} \times 10^5$	$\beta_i \times 10^5$
1	250	55.7	33 ± 3	22 ± 2	21
2	560	22.7	219 ± 18	143 ± 12	140
3	430	6.2	198 ± 13	130 ± 9	125
4	620	2.3	385 ± 20	252 ± 13	253
5	420	0.6	117 ± 8	77 ± 5	74
6	-	0.2	42 ± 2	28 ± 1	27
Total			(99.5 ± 3) % β_{eff}	(0.65 ± 0.02) %	0.64 %

Table 3. Parameters of 10 delayed photoneutron groups.

N o	Precursors	$T_{1/2,j}$	$\beta_{\text{Be eff},j} 10^5$ (β_{eff})	$T_{1/2}$ Keepin [1]	$\beta_j * 10^5$ Keepin [1]
1	Ba-140	12.8 d	1.54 ± 0.12	12.8 d	0.057
2	Te-132	77.7 h	0.62 ± 0.04	77.7 h	0.038
3	Te-131 and others	12.1 h	1.95 ± 0.13	12.1 h	0.260
4	I-135	6.8 h	9.81 ± 0.76	3.11 h	3.20
5	Kr-88, La-142, Kr-87	2.8 h	18.6 ± 1.0	3.11 h	3.20
6	Te-134, I-134, Br-84	43.2 min	46.5 ± 2.0	43.2 min	0.36
7	Xe-138, Rb-89, Mo-101	15.5 min	20.6 ± 1.2	15.5 min	3.68
8	Sb-133, Kr-89, Rb-90	3.2 min	112 ± 9	3.2 min	1.85
9	I-136, Br-87	1.3 min	146 ± 11	1.3 min	3.66
10	Kr-90, Se-87	0.51 min	136 ± 11	0.51 min	2.07

Total effective delayed neutron fraction β_{eff} consists of two parts: $\beta_{\text{eff}}^{\text{U}}$, effective delayed fission neutron fraction and $\beta_{\text{eff}}^{\text{Be}}$, effective delayed photoneutron fraction. Experimental data of delayed neutron spectra have been time analyzed [1] into 15 groups, of which 6 groups are U^{235} fission and 9 others from (γ, n) reaction on beryllium. It resulted that in media composed only of beryllium, delayed photoneutron fraction is $15.175 \cdot 10^{-5}$, i.e. with known delayed neutron fraction from U^{235} fission $\beta^{\text{U}} = 0.0064$, one has

$$\beta_{\text{Be}} = 2.31 \% ; \beta^{\text{U}} = 97.69 \%$$

In an experiment on rapid shutdown realized on a critical assembly with cylindrical core composed of enriched uranium (10% U^{235}) and beryllium reflector, ($m_{\text{Be}}/m_{\text{U}} = 1777 \div 3112$) [2], one obtained delayed photoneutron fraction = $14.808 \cdot 10^{-5}$, so

$$\beta_{\text{Be}} = 2.26 \% ; \beta^{\text{U}} = 99.74 \%$$

These data show that the effective fraction of delayed photoneutrons increases with $m_{\text{Be}}/m_{\text{U}}$ ratio as illustrated in Table 4.

Table 4. Dependence of $\beta_{\text{Be eff}}/\beta_{\text{eff}}$ on $m_{\text{Be}}/m_{\text{U}}$ ratio.

$m_{\text{Be}}/m_{\text{U}}$	$\beta_{\text{Be eff}}/\beta_{\text{eff}}$	Reference
8.5	0.49 %	This work
$1777 \div 3112$	2.26 %	[5]
Pure beryllium	2.31 %	[1]

6. CONCLUSION

The main result of the investigation of the delayed photoneutrons in the Dalat reactor is as follows :

1. The time spectrum of the delayed neutrons is determined in 64 hours duration after the reactor is shut down following 100 hours of its continuous operation.
2. For about 10 minutes after reactor shut-down, the delayed neutrons are composed of the only delayed photoneutrons induced by the interaction of the gamma rays, emitted from the fission products, with beryllium contained in the core. The flux densities of the delayed photoneutron source are about $(10^5 \div 10^8) \text{ n/cm}^2/\text{sec}$.
3. The time spectrum of the delayed photoneutrons is analyzed into 16 components including 6 components of the delayed fission neutrons and 10 components of the delayed photoneutrons.
4. The total effective fraction of the delayed photoneutrons is $\beta_{\text{Be}}^{\text{eff}} = 0.49 \%$ β_{eff} . This result is acceptable in comparison to those obtained for other Be - U²³⁵ media.

7. ACKNOWLEDGMENTS

The authors are indebted to Prof. Pham Duy Hien, Dr. Tran Ha Anh, Dr. Nguyen Tac Anh, Dr. Pham Ngoc Chuong, Dr. Tran Khanh Mai for useful discussions. It is a pleasure to acknowledge the efforts of the reactor staff, and the equipment assistance from the Nuclear Physics Department and Radiation Protection Department.

8. REFERENCES

1. G.R. Keepin. Physics of nuclear kinetics. Addison-Wesley Publishing Company, Inc., 1965.
2. F.G. La Violette. Naval reactor physics handbook. Vol. III, Chapter 25. USAEC, 1959.
3. Z.Szatmary. Data evaluation problems in reactor physics. Theory of program RFIT. Report KFKI - 1977 - 43, Budapest.
4. D.L. Hetrick and W.W. Bwown. Trans. Amer. Soc. 3, N 2, 435, 1960.
5. A.K. Krasin et al. Proceeding of 2nd Geneva Conference. Vol. 12, 571, 1958.



VN9700007

Proceedings of the 4th National Conference on Physics
Hanoi, Vietnam, 5 - 8 October 1993.

DETERMINATION OF THE LOWEST CRITICAL POWER LEVELS OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

Ngo Quang Huy

Center of Nuclear Techniques, Ho Chi Minh City, Vietnam.

Ha Van Thong, Vu Hai Long, Do Quang Binh, Huynh Ton Nghiem,

Nguyen Minh Tuan, Luong Ba Vien, Le Vinh Vinh.

Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam.

ABSTRACT

This paper presents the experimental methods for determining critical states of the Dalat nuclear research reactor containing an extraneous neutron source induced by gamma ray reactions on beryllium in the reactor. The lowest critical power levels are measured at various moments after the reactor is shut down following 100 hours of its continuous operation. The power levels vary from $(0.5 - 1.2) \times 10^{-4} P_n$, i.e. (25 - 60) W to $(1.1 - 1.6) \times 10^{-5} P_n$, i.e. (5.5 - 8) W at corresponding times of 4 days to 13 days after the reactor is shut down. However the critical power must be chosen greater than 500 W to sustain the steady criticality of the reactor for a long time.

1. INTRODUCTION

The Dalat nuclear research reactor was reconstructed from the former TRIGA MARK II reactor. In the new core is placed about 30 kg of beryllium material that induces an extraneous neutron source via $\text{Be}(\gamma, n)$ reaction [1]. The presence of this extraneous neutron source increases the lowest critical power levels of the reactor. Determination of the lowest critical power levels is interesting from the view-point of safety in the reactor start-up process and from the requirement of finding possible low critical powers for the reactor physics experiments.

In this paper are presented the method for determining the reactor criticality and the lowest critical power levels of the Dalat nuclear research reactor.

2. EXPERIMENTAL METHOD

It is assumed that the reactor should be kept at a subcritical state with a multiplication factor $k_0 < 1$. Then the asymptotic neutron density N_0 is related to

the neutron density of the extraneous neutron source N_s by the following formula :

$$N_0 = N_s / \delta k_0 \quad (1)$$

$$\text{where } \delta k_0 = 1 - k_0 \quad (2)$$

δk_0 is the excess multiplication factor of the subcritical reactor.

After the insertion of a positive reactivity ρ , the neutron density increases and reaches a new asymptotic value. The i^{th} and $(i+1)^{\text{th}}$ insertions of a positive reactivity give the following asymptotic subcritical neutron densities :

$$N_i = N_s / \delta k_i \quad (3)$$

$$N_{i+1} = N_s / \delta k_{i+1} \quad (4)$$

$$\text{where } \delta k_i = 1 - (k_0 + i\rho) = \delta k_0 - i\rho \quad (5)$$

$$\delta k_{i+1} = \delta k_0 - (i+1)\rho \quad (6)$$

The $(i+2)^{\text{th}}$ insertion of positive reactivity gives the new state of the reactor with the new density N_{i+2} . This new state is subcritical if $N_{i+1} < 2N_i$, critical if $N_{i+1} = 2N_i$, and supercritical if $N_{i+1} > 2N_i$ [2]. In the case of $N_{i+1} > 2N_i$, the neutron density N_{i+2} at first slowly increases in subcritical state and after passing the criticality. It has an exponential form in the supercritical state :

$$\text{Log } N(t) = \text{const} + t/T \quad (7)$$

where T is the reactor period. So in semilog plot, the beginning moment of the linear function (7) is the moment of reactor criticality.

3. SUBCRITICAL STATES OF REACTOR

The experiments are carried out in March, 1992 at 10 days after the reactor was shut down following 100 hours of its continuous operation. The two safety rods are withdrawn completely, the four shim rods are placed at 295 mm in depth and the regulating rod is at 350 mm. The reactor power is $6.7 \times 10^{-6} P_n$, where P_n is the 500 kW nominal power. The reactor power is increased by shooting a cadmium sample from the reactor core using a pneumatic transfer system. It is equivalent to the insertion of a positive reactivity of $\rho = 4.67\% \beta_{\text{eff}}$, where β_{eff} is the total effective delayed neutron fraction.

Fig. 1 shows the neutron density response to the positive step changes in reactivity. The density curves in subcritical states increase and reach the asymptotic values. They are well described by the subcritical reactor kinetics theory [3] with the positive step changes in reactivity of $\rho = 4.67\% \beta_{\text{eff}}$.

Table 1 presents the asymptotic neutron densities N_i , the ratios N_i/N_{i-1} and the reactor powers P_i for 6 reactivity insertions. From Table 1, it is obvious that $N_6/N_5 > 2$, so in the 7th insertion of the $4.67\% \beta_{\text{eff}}$ positive reactivity, the reactor will reach the supercritical state.

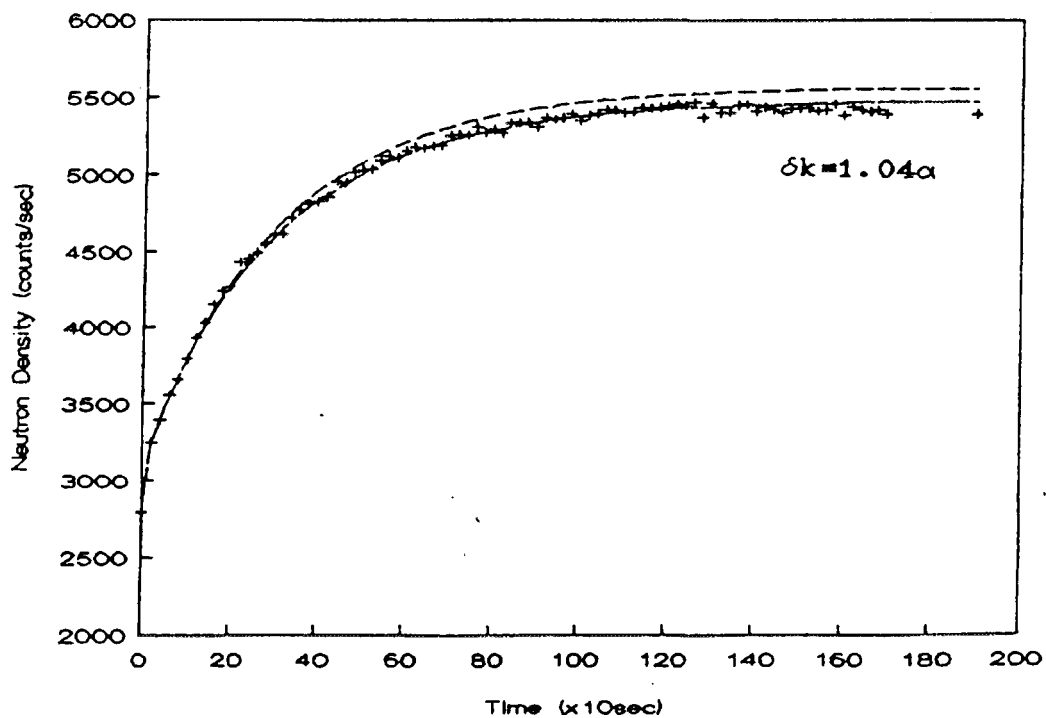
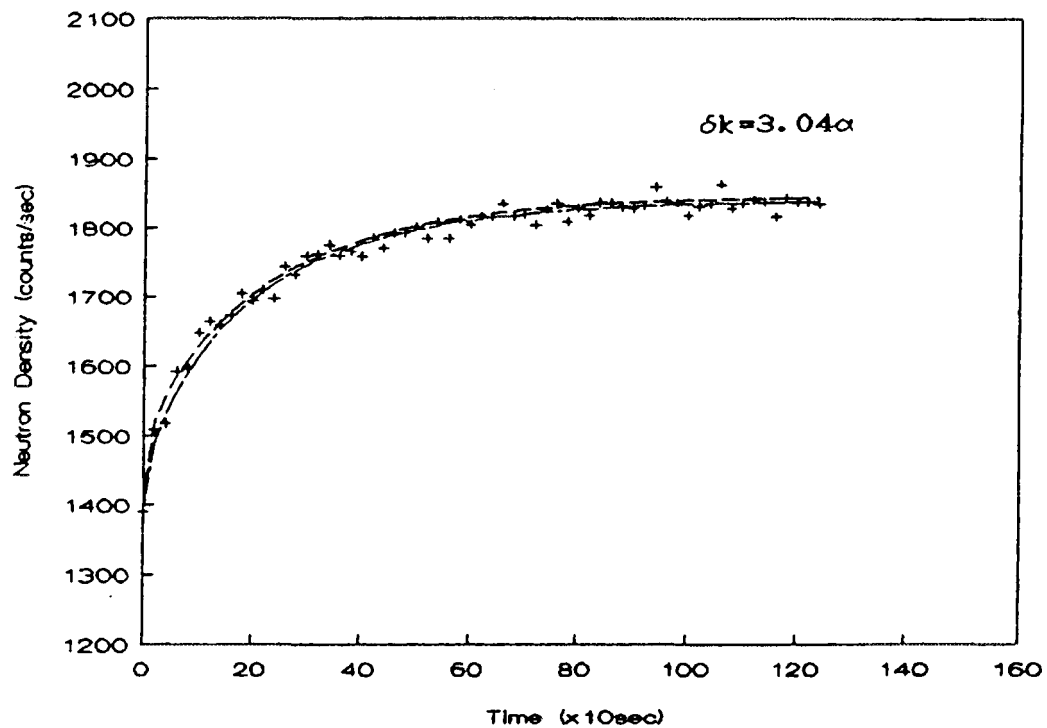


Fig. 1. Subcritical neutron density response to the positive step changes in reactivity ($\alpha = 4.67\%/ \beta_{eff}$)

- + : Experimental data (March 16th, 1992),
- - - : Calculation with 6 delayed neutron groups,
- . - . : Calculation with 16 delayed neutron groups.

The subcritical excess multiplication factor δk_0 and the neutron density of extraneous source N_s are determined by the least square fit method for the function :

$$N_i = \frac{N_s/\rho}{\delta k_0/\rho - i} \quad (8)$$

$$i=1,2,3,4,5,6.$$

The obtained results are as follows :

$$\begin{aligned} \delta k_0 &= (6.041 \pm 0.018) \rho \\ P_s &= (1.93 \pm 0.01) \times 10^{-8} P_n \end{aligned}$$

where P_s is the power corresponding to the extraneous neutron source N_s .

Table 1. Neutron densities and reactor powers in subcritical states.

i	N_i (cps)	N_i/N_{i+1}	$P_i(10^{-5}P_n)$
0	945 ± 5		0.850 ± 0.001
1	1120 ± 10	1.185 ± 0.002	1.01 ± 0.01
2	1400 ± 10	1.250 ± 0.002	1.26 ± 0.01
3	1840 ± 10	1.314 ± 0.002	1.66 ± 0.01
4	2792 ± 10	1.517 ± 0.002	2.52 ± 0.01
5	5426 ± 20	1.193 ± 0.003	4.88 ± 0.02
6	Nonasymptotic value	$>>2$	

4. DETERMINATION OF THE LOWEST CRITICAL POWER LEVELS

The criticality of the reactor is determined by withdrawing continuously the regulating rod at a speed of 2.8 mm/sec from the depth of 400 mm to 200 mm while the four shim rods are located at the depth of 284 mm. The criticality is obtained in semilog $\text{Log}N(t)$ function (Fig. 2) by determining the starting point of the linear part of the curve.

The lowest critical powers depend on the beginning positions of the regulating rod. The obtained values are in the range $1.6 \times 10^{-5} P_n$ to $4.2 \times 10^{-5} P_n$ for the beginning positions of the regulating rod from 400 mm to 600 mm.

The range of the lowest critical powers depends on the measurement moment after the reactor is shut down. Fig. 3 shows the ranges of the lowest critical power levels as a function of time. They have the values from $(0.5 - 1.2) \times 10^{-4} P_n$, i.e. (25 - 60)W to $(1.1 - 1.6) \times 10^{-5} P_n$, i.e. (5.5 - 8)W at corresponding times of 4 days to 13 days after the reactor is shut down.

In the just critical situation, when the multiplication factor of the reactor $k = 1$, the neutron density or power level will rise at a linear rate [3] :

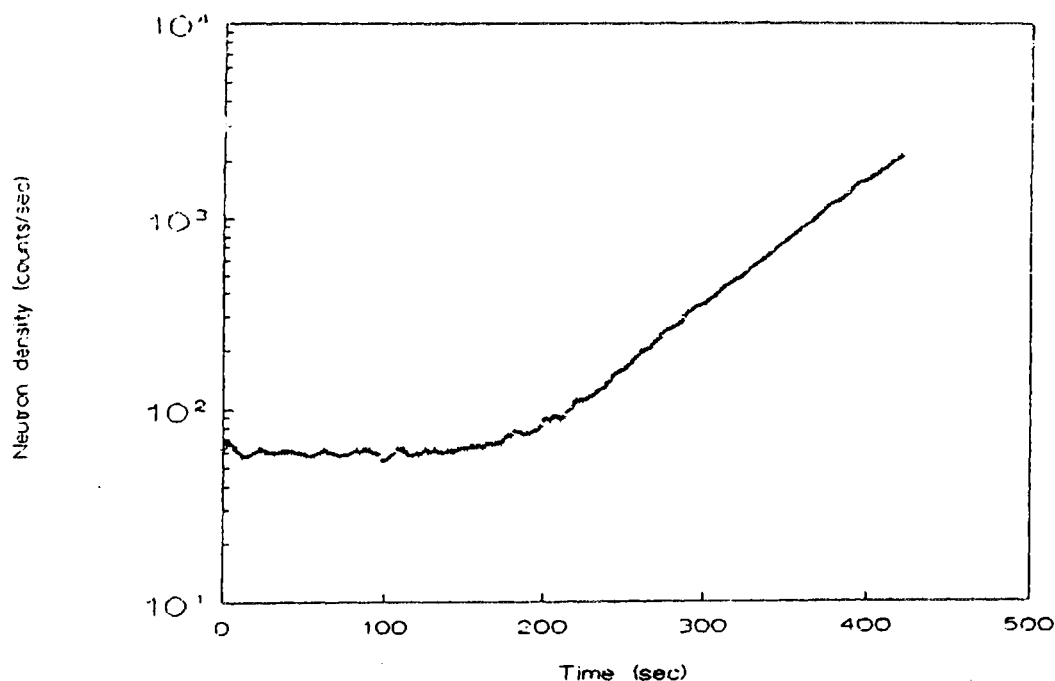


Fig 2. Neutron density response to the passing of the reactor from the subcritical state to the supercritical state.

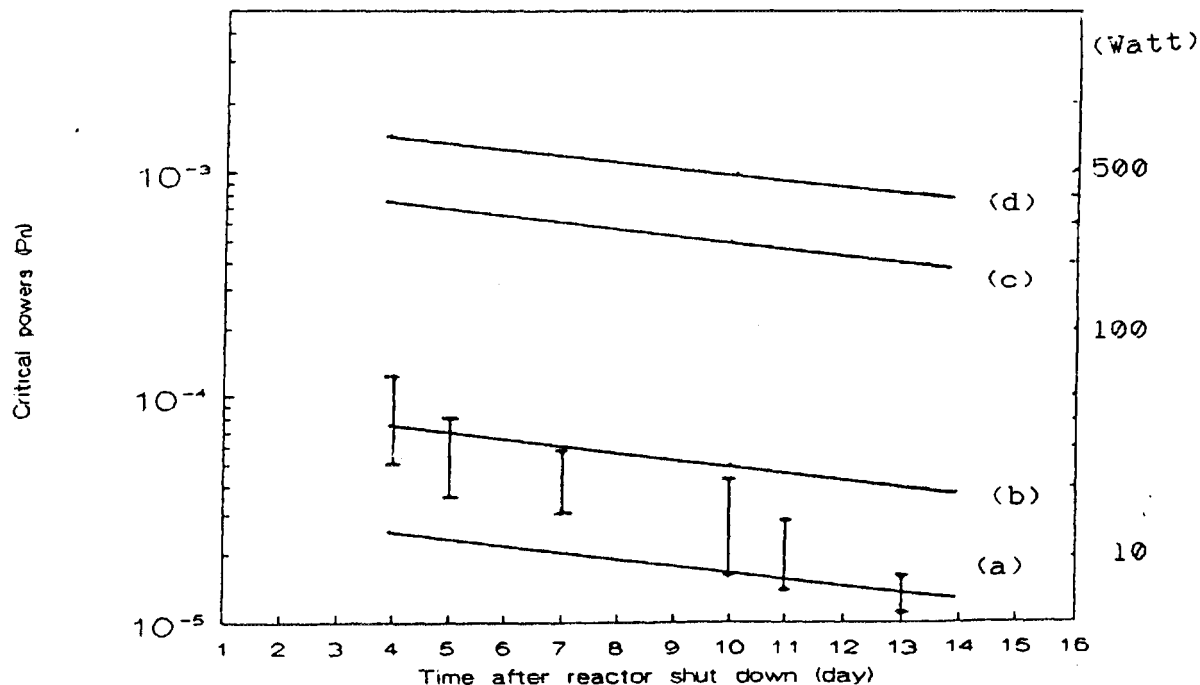


Fig 3. Lowest critical power levels as function of time after the reactor is shut down.

I : Experiment,
 — : Calculated value of P_c so that the first term on the right hand of the formula (9) equals 300% (a), 100% (b), 10% (c) and 5% (d) of the second one during 1000 sec.

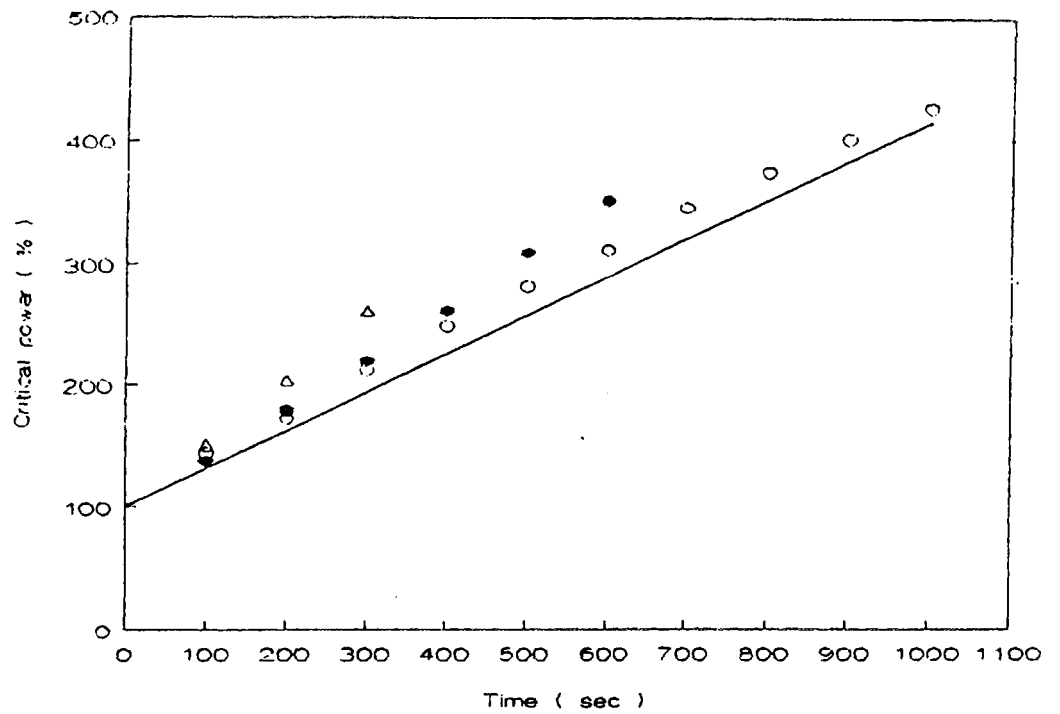


Fig 4. Linear increase of the reactor power at the critical state due to the existence of an extraneous neutron source.

Δ : AR = 310 mm
 ● : AR = 320 mm
 ○ : AR = 330 mm
 — : Calculation

$$P(t) = \frac{P_s}{1 + \frac{\beta_m}{\lambda_m}} t + P_c \quad (9)$$

where λ : prompt neutron lifetime, β_m, λ_m : effective delayed neutron fraction and decay constant of the m^{th} neutron group, P_c : critical power of reactor without extraneous source.

At the moment of 10 days after the reactor is shut down, the formula (9) can be expressed as follows:

$$P(t) = 5 \times 10^{-8} P_n t + P_c \quad (10)$$

In Fig.4 is illustrated the expression (10) together with the experimental data, where $P_c = 1.6 \times 10^{-5} P_n$ is considered as 100% at the starting moment $t=0$. From Fig. 4 it is seen that during 10^3 sec the first term on the right hand of the formula (10) is greater than the second one by 300%. It means that the reactor power is not just constant but rapidly increases. In order to decrease the power variation smaller than 10%, it is necessary to choose the critical power level of $5 \times 10^{-4} P_n$.

In Fig. 3, the critical powers are plotted versus the time T after the reactor is shut down so that the first term on the right hand of the formula (9) equals 300% (curve a), 100% (curve b), 10% (curve c) and 5% (curve d) respectively of the second one during the 10^3 sec. From Fig. 3 it is obvious that the lowest critical power levels measured vary in the range of (100 - 300)% during the first 10^3 sec.

The power variation of (100 - 300)% are too large for practical use of reactor. They must be reduced to the values of about (5 - 10)% to sustain the steady criticality of the reactor. Therefore, the critical powers must be chosen greater than $10^{-3} P_n$ or 500 W.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors are indebted to Prof. Pham Duy Hien and Dr. Tran Ha Anh for interest in the work and discussion. It is a pleasure to acknowledge the reactor staff for help in experiment and the Nuclear Physics Department for the use of pneumatic transfer system.

REFERENCES

1. Nguyen Nhi Dien, et al. 'Delayed photoneutron components of the Dalat nuclear research reactor', Preprint DNRI, Dalat, V 034-89, 1989.
2. V. I. Vladimirov. 'Practice exercises on exploitation of nuclear reactors', Moscow, Energoizdat, 1981 (in Russian).
3. Loren C. Schmid. 'Critical Assemblies and Reactor Research', John Wiley and Sons, Inc., 1971.

THE NEUTRON FIELD PERTURBATION EFFECT IN THE DALAT REACTOR

Ngo Quang Huy

Center of Nuclear Techniques, Ho Chi Minh City, Vietnam.

**Ha Van Thong, Vu Hai Long, Ngo Phu Khang,
Nguyen Duc Binh, Nguyen Minh Tuan, Le Vinh Vinh.**

Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam.

ABSTRACT

The perturbation effect of the thermal neutron field of the Dalat nuclear research reactor is investigated when a fuel element is replaced by a water column or a plexiglass rod. In consequence, it is possible to replace the measurement of the relative distribution of the thermal neutron field on the surface of fuel element by that in the water column or in the plexiglass rod.

1. INTRODUCTION

The relative distribution of the thermal neutron field in the reactor core is often measured by the method of neutron activation of foils placed on the surface of fuel elements. This method of the measurement was carried out at power levels of a few watts in the physical start-up stage of the Dalat reactor but can not be applied in the course of operation of the reactor because the existence of the delayed photoneutron source [1] keeps the minimum critical power level at about 500 watts [2]. Therefore, finding another condition for measuring the distribution of the thermal neutron field in the core of Dalat reactor is necessary.

According to [3], in a heterogeneous reactor a replacement of the fuel element by another material causes a perturbation which creates a change of the distribution of the thermal neutron field in the core in general, and at the location of the fuel element, in particular. However, the relative change of both the thermal neutron density N_0 on the surface of fuel element and the thermal neutron density N in the replaced material

$$A = (N_0 - N) / N_0 \quad (1)$$

is constant, that does not depend on the position of the fuel element in the core but depends only on the type of replaced material. This conclusion will be right if the size of the fuel element is very small compared with the size of the core and if the perturbation causes a small change of the multiplication factor k of the reactor.

Constancy of A reflects a similarity of the relative distribution curves of the thermal neutron field on the surface of fuel element and in the replaced material. In

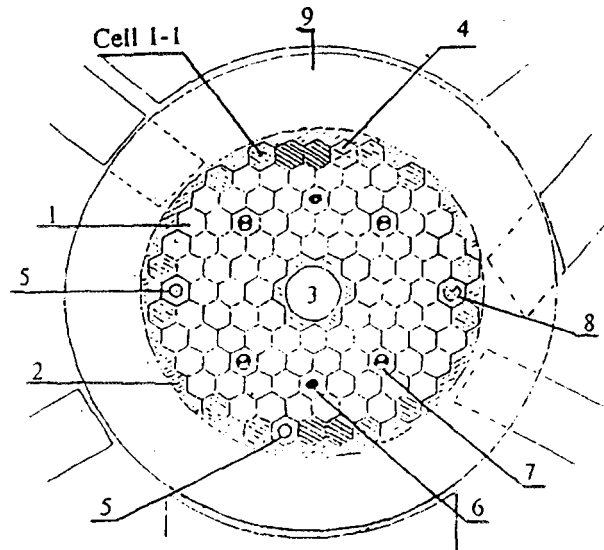


Fig. 1 Reactor core arrangement

1. Fuel element ; 2. Beryllium reflector 3. Neutron trap ; 4. Wet channel ; 5. Pneumatic transfer tube ; 6. Safety rod ; 7. Shim rod ; 8. Regulating rod ; 9. Graphite reflector ; Cell 1-1 : The first cell of the core, cell i-j denotes the cell at i^{th} row and j^{th} column.

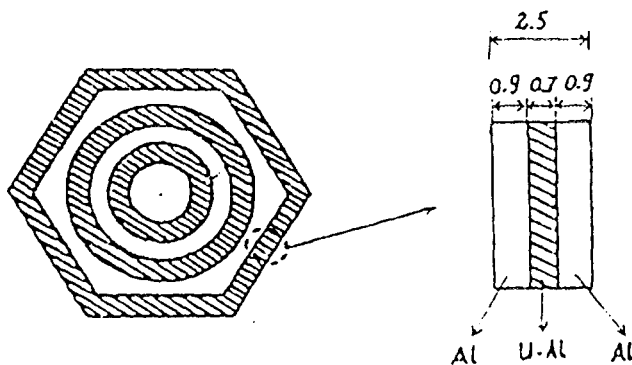


Fig. 2 Cross section of the fuel element
(Unit in mm)

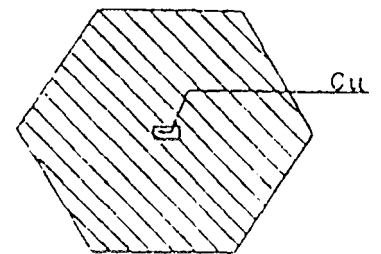


Fig. 3 Cross section of the plexiglass rc

consequence, it is possible to replace the measurement of the relative distribution of the thermal neutron field on the fuel element surface by that in the replaced material.

For the Dalat reactor, the size of the fuel element, about 3.2 cm, can not be considered very small compared with the size of the fuel area of the core with 18.9 cm outer diameter and about 9 cm inner diameter (the central neutron trap). Therefore, an experimental check of the neutron field perturbation and the constancy of the coefficient A is necessary for using the above mentioned method of measuring the relative distribution of thermal neutron field.

2. PERTURBATION EFFECT WHEN THE WATER COLUMN IS REPLACED BY THE PLEXIGLASS ROD.

2.1 Experimental method.

The Dalat reactor was reconstructed from the former reactor TRIGA Mark II, in which the new core was installed inside the old graphite reflector. The core (Fig. 1) contains 89 fuel elements, 7 control rods (2 safety rods AZ₁, AZ₂, 4 shim rods KC₁ ÷ KC₄ and 1 automatic regulating rod AR), 1 neutron trap, 2 pneumatic transfer channels (at cells 7-1 and 13-2) and 1 "wet" irradiation channel (at cell 1-4). A beryllium reflector layer was installed between the core and the graphite reflector. Each fuel element consists of three coaxial tubes, in which the outside tube has a hexagonal cross section and the other tubes have circular cross sections (Fig. 2). The fuel element has an overall height of 86.5 cm, in which the fuel part is 60 cm high with 36 % uranium enrichment.

The coefficient A is determined for the core configuration of 85 fuel elements after taking away the fuel elements at cells 4-1, 7-3, 6-8, and 9-5. Hence, together with "wet" irradiation channel 1-4 we have five water columns. Determination of the axial distributions of the thermal neutron field at the five water columns in the core is carried out by neutron activation of Cu foils at power level of 2.5 kW for 15 minutes. The Cu foils are equally spaced 5 cm apart on one side of a thin plexiglass plate situated in the center of the water column. After that, at each cell the water column is replaced by a solid plexiglass rod of 80 cm high with the same outside size as the fuel element (Fig. 3). Determination of the axial distribution of the thermal neutron field along the plexiglass rod is also carried out by neutron activation of Cu foils placed along the center line of the rod. Activity of the Cu foils is measured by beta counters. Reactor powers for different measurements are calibrated by neutron activation of Cu foils in the rotary specimen rack and the total counts of the three ionization chambers of the reactor control system.

The axial distributions of the thermal neutron field in the water column and in the plexiglass rod are described by the following expression [4]:

$$\Phi(z) = [C + D(z-30)] \cos B(z-30) \quad (2)$$

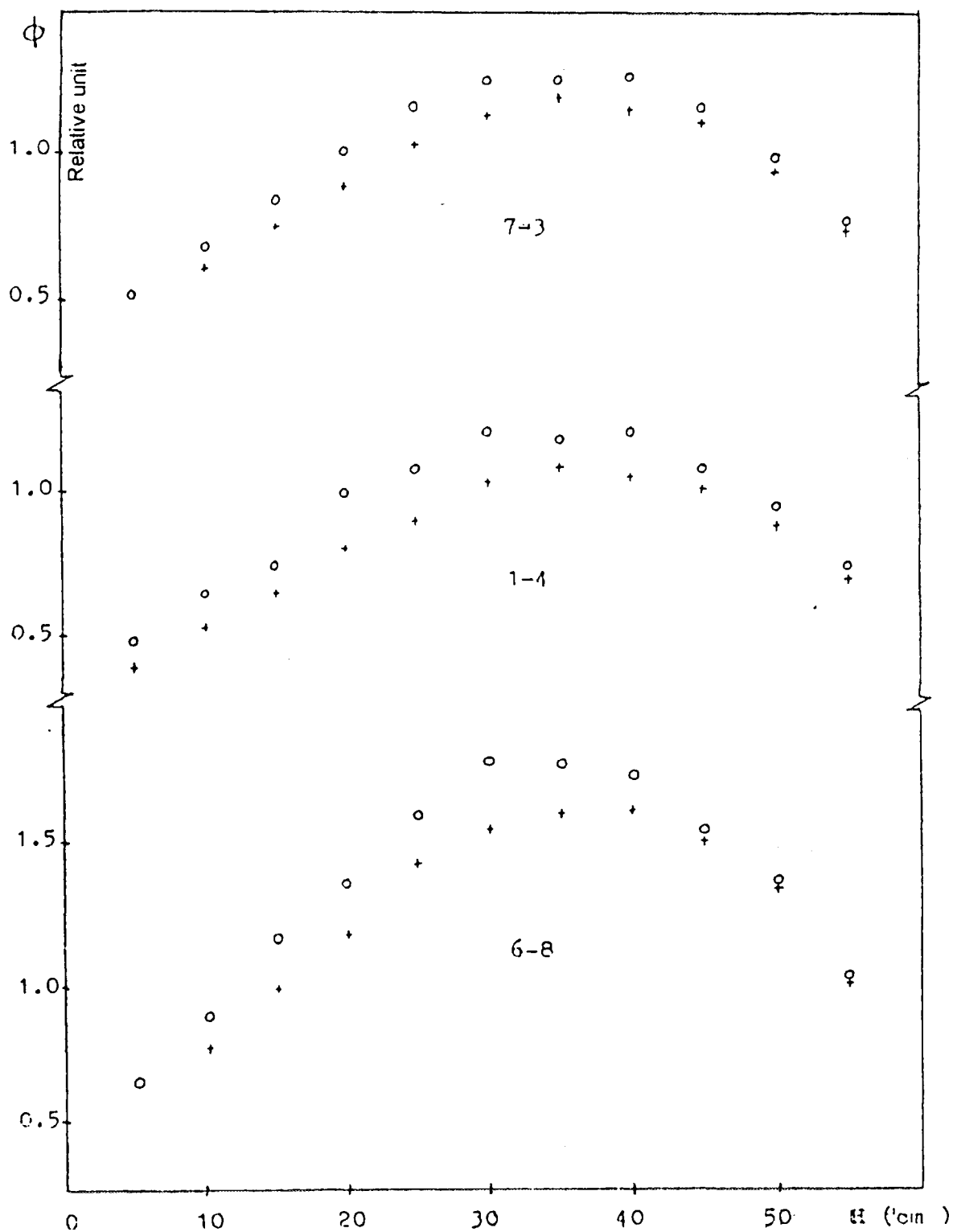


Fig. 4. Axial distributions of the thermal neutron field at the cells 1-4, 7-3 and 6-8.
 o : In water column
 + : In plexiglass rod

where C, B, D are constants, z (cm) presents the reactor height counted from the top of the reactor.

When the reactor operates at power level of 2.5 kW, the depth of the shim rods $KC_1 \div KC_4$ remains unchanged, while the depth of the regulating rod AR is at 34.5 cm for the water column and changes from 36 cm to 38 cm for the plexiglass rod. So, the shapes of the thermal neutron distribution curves are different. The coefficient A is calculated at the depth of $z = 30$ cm so that it does not depend on z. Then

$$A = (N_0 - N)/N_0 = (C_0 - C)/C_0 \quad (3)$$

where N_0 , C_0 and N , C are the constants for the water column and the plexiglass rod respectively.

2.2 Similarity of the thermal neutron distribution curves for the water column and the plexiglass rod.

The similarity is verified at cell 6-4 in the core configuration of 88 fuel elements. The depths of the shim rods $KC_1 \div KC_4$ and the regulating rod AR have the same values in the two measurements for the water column and the plexiglass rod. The two thermal neutron distribution curves are described by the expression (2). The constants C, B, D for the plexiglass rod and C_0 , B_0 , D_0 for the water column are determined with $\pm 5\%$ error and equal

$$\begin{array}{lll} C = 1.485 & D = 1.934 \cdot 10^{-2} & B = 3.95 \cdot 10^{-2} \\ C_0 = 0.910 & D_0 = 1.198 \cdot 10^{-2} & B_0 = 4.02 \cdot 10^{-2} \end{array}$$

From the above data it is obvious that the coefficients B and B_0 are coincident in error range, while the ratio $C/C_0 = 1.63 \pm 0.11$ equals ratio $D/D_0 = 1.61 \pm 0.11$ in error range. So the two thermal neutron distribution curves for the water column and the plexiglass rod are similar.

2.3 Coefficient A for cells 1-4, 4-1, 7-3, 6-8 and 9-5 when the water column is replaced by the plexiglass rod.

Figure 4 presents the experimental results and calculation curves according to the expression (2) for the axial distribution of the thermal neutron field at cells 1-4, 7-3 and 6-8. From this figure we find that the thermal neutron field in the plexiglass rod is lower than in the water column. On the other hand, the shapes of the pairs of the distribution curves are not coincident because the depths of the regulating rod AR are different for different measurements. The coefficient A is calculated at the depth of $z = 30$ cm according to the expression (3). Table 1 presents the calculated results of the constants C, C_0 together with the coefficient A.

Table 1. Measured values of the constants C, C₀ and A (in relative unit).

Cell	C ₀ (Water)	C (Plexiglass)	A
1-4	1.142 ± 0.011	1.038 ± 0.011	0.091 ± 0.013
4-1	1.116 ± 0.022	1.021 ± 0.004	0.085 ± 0.018
6-8	1.715 ± 0.016	1.561 ± 0.014	0.090 ± 0.012
7-3	1.247 ± 0.015	1.133 ± 0.007	0.091 ± 0.012
9-5	1.490 ± 0.016	1.362 ± 0.015	0.086 ± 0.011

From Table 1, it is seen that the coefficients A for the five investigated cells have the same values in error range. In the five cells, two cells 1-4 and 4-1 lie next to the beryllium reflector, two cells 6-8 and 9-5 lie next to the beryllium block of the neutron trap and cell 7-3 lies in the middle of the core. Therefore, the coefficient A is constant, not depending on the position of the cells in the core. For the Dalat reactor, this conclusion is of great significance because the size of a fuel cell cannot be considered very small compared with the size of the core.

2.4 Neutron field perturbation effect when the water column is replaced by the plexiglass rod.

According to [3], the coefficient A is constant only when the replacement of the water column by the plexiglass rod creates a perturbation. To perform this, in measurements we must keep power levels unchanged, that is, to ensure a small change of the multiplication factor k of the reactor. In this work, the perturbation is verified by using the two following methods. Because the two methods are independent, it is possible to verify the perturbation effect by one of them.

1. The first method: Replacement of the water column by the plexiglass rod introduces a small positive reactivity ρ into the reactor and according to the perturbation theory [5], this reactivity is proportional to the neutron density square at the perturbed center. This proportion has the form

$$\rho \sim F = \int_0^H \Phi^2(z) dz \quad (4)$$

Table 2 presents the reactivity ρ , measured by using the regulating rod AR, the value F and the ratio F/ ρ for the cells 4-1, 6-8 and 7-3. From Table 2 it is seen that the ratios F/ ρ have the same values in error range, that is, the proportion in the expression (4) is satisfactory.

Table 2. The experimental data for ρ , F and F/ ρ .

Cell	4-1	6-8	7-3
$\rho (\beta_{eff}) \pm 10 \%$	$1.9 \cdot 10^{-2}$	$4.5 \cdot 10^{-2}$	$2.5 \cdot 10^{-2}$
F $\pm 5\%$	23.6	56.0	29.1
F/ $\rho \pm 12\%$	$12.4 \cdot 10^2$	$12.4 \cdot 10^2$	$11.6 \cdot 10^2$

2) The second method: In [3], it is found that perturbation might cause a strong change of the neutron field at the position of the replaced material, but no significant change in the neutron field at the other places in the core. This is performed in this work. Indeed, when the water column is replaced by the plexiglass rod at the five investigated cells, the thermal neutron density changes fairly greatly, about 10%, see Table 1, but the thermal neutron densities at the neutron trap and the cell 1-4 almost do not change with a such replacement at the cells 4-1, 7-3, 9-3, Table 3.

Table 3. Neutron densities at the neutron trap and the cell 1-4.

Experiment	Neutron density (relative unit)	
	At the neutron trap	At the cell 1-4
Water column at cells 4-1, 7-3 and 9-5	2.31 ± 0.09	1.35 ± 0.06
Plexiglass rod at cell 4-1	2.26 ± 0.09	1.35 ± 0.06
Plexiglass rod at cell 7-3	2.11 ± 0.08	1.30 ± 0.05
Plexiglass rod at cell 9-5	2.43 ± 0.10	1.36 ± 0.05

3. PERTURBATION WHEN THE FUEL ELEMENT IS REPLACED BY THE PLEXIGLASS ROD.

The measurement of the neutron field distribution on the surface of the fuel elements by neutron activation of foils is impossible because of the high critical power levels of the reactor as indicated in [2]. Therefore the constancy of the coefficient A is unable to be directly verified when the fuel element is replaced by other material. However, according to [3], this constancy is right if the replacement of the fuel element by another material creates perturbation of the neutron field. Then the perturbation can be verified by the second method presented in 2.4. In the experiment, the thermal neutron densities at the neutron trap, the cell 1-4 and some positions of the rotary specimen rack are determined when replacing the fuel element by the plexiglass rod at cells 4-10, 5-10, 6-10, 6-9 and 6-8 (Table 4). From Table 4 it is seen that the thermal neutron densities at the considered positions are coincident in error range.

Table 4. The thermal neutron densities at the neutron trap, the cell 1-4 and some positions in the rotary specimen rack (R. S. R) when replacing the fuel element by the plexiglass rod .

Positions of plexiglass rod	Number of fuel elements	Thermal neutron density (relative unit)		
		Neutron trap	Cell 1 - 4	R. S. R.
4-10	88	3.72 ± 0.04	1.19 ± 0.04	1.05 ± 0.03
5-10	88	3.71 ± 0.09	1.20 ± 0.04	1.08 ± 0.04
6-10	88	3.72 ± 0.10	1.23 ± 0.04	1.08 ± 0.04
6-9	88	3.68 ± 0.08	1.21 ± 0.04	1.09 ± 0.04
6-8	88	3.66 ± 0.08	1.19 ± 0.04	1.07 ± 0.04
-	89	-	1.24 ± 0.04	1.07 ± 0.04

4. CONCLUSION.

In the paper, the perturbation of the thermal neutron field is investigated when the fuel element is replaced by the water column or the plexiglass rod . The results are as follows:

1- The axial distributions of the thermal neutron field both in the water column and in the plexiglass rod are determined at the cells 1-4, 4-1, 7-3, 6-8, and 9-5. A similarity of the distribution curves of the thermal neutron field between the water column and the plexiglass rod is obtained. The coefficients A for the five considered cells are coincident in error range.

2- The replacement of the water column by the plexiglass rod or the replacement of the fuel element by the plexiglass rod cause the perturbations of the neutron field in the core. In consequence the measurement of the relative distribution of the thermal neutron field in the core may be carried out by the neutron activation of foils in the water column or plexiglass rod instead of on the surface of the fuel element.

5. ACKNOWLEDGMENTS.

The authors are grateful to Professor Pham Duy Hien, Dr. Tran Ha Anh, Dr. Nguyen Tac Anh, Professor Cao Chi, Dr. Pham Ngoc Chuong, Dr. Nguyen Phuoc Lan, Dr. Tran Khanh Mai, Dr. Nguyen Tien Nguyen for their helpful comments. The authors also thank the reactor operation shifts for helping to perform the experiments and thank Nuclear Physics Department , Radiation Safety Department for making conditions comfortable to use experimental equipment.

6. REFERENCES

- 1 Nguyen Nhi Dien, Ngo Quang Huy et al ,
Delayed photoneutrons of the Dalat nuclear research reactor,
Preprint of the Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam, V 034-89, 1989.
- 2 Ngo Quang Huy, Ha Van Thong et al,
Determination of the lowest power levels of the Dalat nuclear research reactor,
National Conference on Physics, Hanoi, Vietnam, October 1993.
- 3 A. D. Galanin, Theory of heterogeneous reactors,
Moscow, Atomizdat, 1971 (in Russian).
4. L. S. Tong and J. Weiman, Thermal analysis of Pressurized Water Reactor.
American Nuclear Society, 1970, chapter 1.
5. R. I. Murray, Nuclear Reactor Physics,
Englewood Cliff, N. J. Prentice-Hall, Inc. 1957.

EFFECTIVE HEIGHT OF THE CORE OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

Ngo Quang Huy
Center of Nuclear Techniques, Ho Chi Minh City, Vietnam.

Ha Van Thong, Vu Hai Long, Nguyen Duc Binh,
Nguyen Minh Tuan, Luong Ba Vien, Le Vinh Vinh
Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam.

David Perez Martin, Fernando Garcia Yip
High Institute of Nuclear Sciences and Technology, Cuba.

SUMMARY

Measurements of thermal neutron relative distributions in axial direction at different positions in the reactor core and for various control rod configurations have been carried out, and axial buckling and effective height of the core deduced.

1. INTRODUCTION

The Dalat nuclear research reactor, renovated from the TRIGA MARK II reator, has a modified core structure designed to run with Russian fuel element of VVR-M2 type. The net height of fuel element containing uranium is 60cm, while the effective height depends on material structure of the upper and lower parts of the core. The measurement of the core effective height is significant from experimental as well as theoretical viewpoints for the reason that the buckling of the reactor, an important parameter for reactor computation, can also be deduced. For this determination, the relative distribution of thermal neutron versus vertical distance is to be measured. However, the form of this distribution strongly depends on control rod configuration inside the core, therefore a precise measurement of effective height requires a set of such distributions. The experimental data set, in turn, can contribute significantly to the optimization of sample irradiation, as well as permit the comparison with theoretical neutron flux calculation.

In the following are presented experimental results on axial neutron distributions together with deduced values of axial buckling and effective height of the core.

2. CORE CONFIGURATION

The reactor core has cylindrical form with 43.6cm diameter surrounded by a 34.6cm thick graphite reflector (Fig. 1). The present loading is composed of 89 fuel elements. The uranium-aluminum alloy fuel element with 86.5cm total length is made

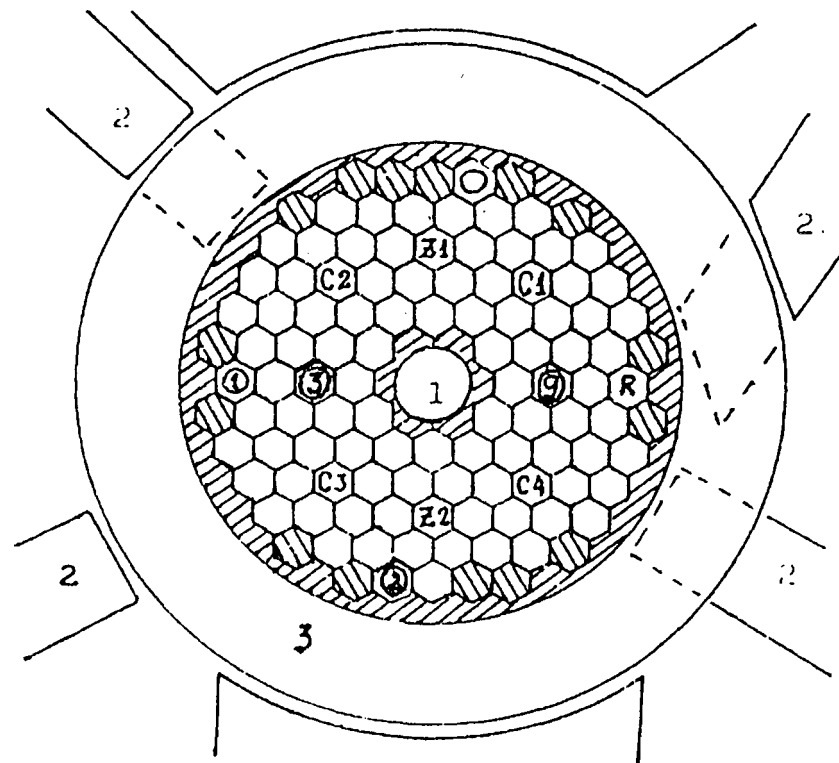


Fig.1- Horizontal section of reactor core

1- neutron trap, 2- beam tube, 3- graphite reflector
 ⬡ fuel element, ⬢ Be shim element and reflector
 Irradiation channels: 1-4, 7-1, 13-2
 Cell positions measured: 7-3, 7-9
 Control rods: Z1, Z2- safety; C1, C2, C3, C4- compensation;
 R- regulation.

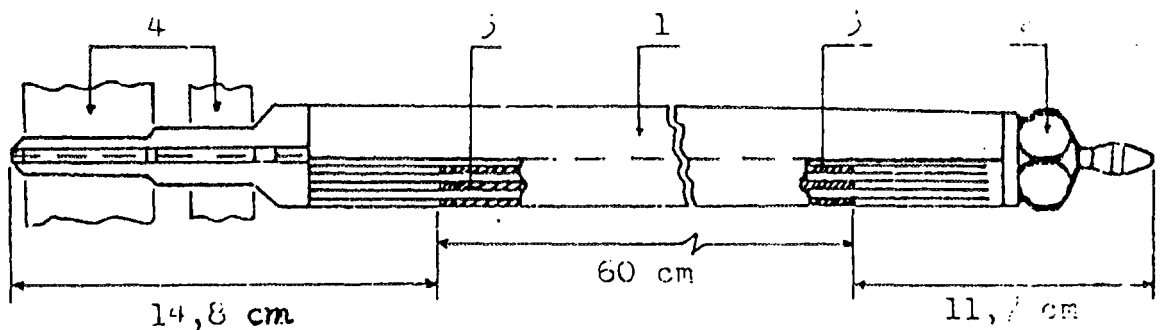


Fig.2- Fuel element and ending structures

1- fuel element, 2- upper end,
 3- Uranium in 3 concentric layers,
 4- lower end and 2 support plates.

of 3 concentric layers with uranium of 36% enrichment having 60cm length and 0.7mm thickness, clad with 0.9 mm thick aluminum tubings of hexagonal external form and circular inner forms. Uranium average weight in each fuel element is 40.2g. In the core there are also :

- An additional reflector made of beryllium juxtaposed to the old graphite reflector,
- A central neutron trap with beryllium surrounding and full of water,
- Two pneumatic irradiation channels (dry channels) at positions 7-1 and 13-2 and one "wet" irradiation channel at position 1-4,
- 7 control rods, all moving in water filled aluminium guide tubes (2 safety rods AZ and 4 compensation rods KC, 65cm long and 27mm outer diameter, made of boron carbide, together with one regulation rod AR of stainless steel).

Fuel elements are inserted into 2 support plates of 2cm and 4cm thickness respectively at their lower ends. At their upper ends they are juxtaposed by their hexagonal heads (Fig. 2). The upper and lower parts of the core are then composed of water and aluminum of 11.7cm and 14.8cm thickness respectively.

3. AXIAL DISTRIBUTION OF THERMAL NEUTRON

Thermal neutron relative distributions in the z-direction of the core are measured by foil activation method at different positions, particularly at the position 1-4 of the already existing wet channel. Other positions are selected for their marked influence of control rods on the neutron distribution. For these positions, the corresponding fuel element must be withdrawn in order to insert activation foils. In these cases it was shown [1] that thermal neutron distribution at the water column created by fuel element withdrawal coincided with the one at the surface of fuel element at the same coordinate.

For experimental realization, 9mm x 2mm x 0.1mm copper foils of 8 mg weight are irradiated along plexiglass plate put in the center of the created water column. This practice of average approximation is justified by the small thickness of uranium concentric layers separated by relatively large water interstices; it is also justified by experimental data obtained from microflux measurement carried out inside the fuel assembly at the first start-up of the reactor. The foil irradiation time is 15 minutes at 2.5 kW and the cooling time is about 24 h. The gamma activity of the foil (511 KeV and 1346 KeV peaks) is determined by using 70cm³ high purity Ge detector connected to a Canberra MCA, the beta activity is also measured by beta counter.

During irradiation, the two safety rods AZ are completely withdrawn. A number of thermal neutron distributions at 3 representative positions, i.e 7-3 and 7-9 (cells inside the core) and 1-4 (wet channel at the core limit), has been measured for different configurations of remaining KC and AR rods in order to show the influence of nearby inserted control rods. (Dominant reactivity worth is from the 4 KC rods, about 3\$ each, while the 0.5\$ AR rod is of less influence).

Fig. 3 represents some experimental data on thermal neutron distributions, origin of the z-axis being taken at the upper limit of the core as already used for indication of control rod position. One can see that not all the experimental curves are symmetrical, the neutron distributions are deviated toward the lower part of the core, depending on the inserted depth of control rods. This nonsymmetrical feature appears clearly from the values z_{max} of the ordinate at which the distribution attains the maximum value. It can be seen for each core position there can exist a control

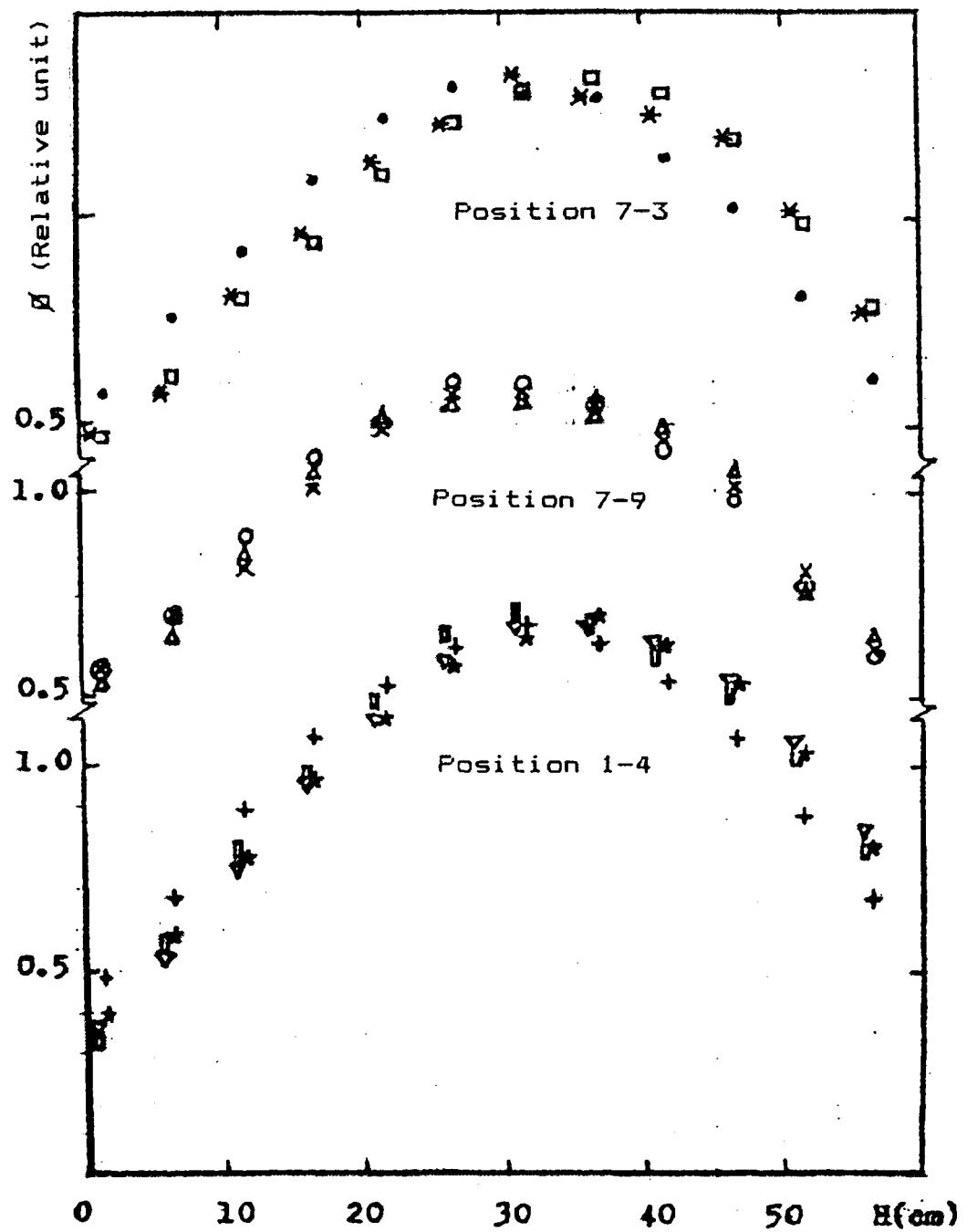


Fig. 3 - Axial distributions of the thermal neutrons
at the positions 7-3, 7-9 and 1-4 (error $\pm 3\%$)

• No 1,	* No 2,	□ No 3,
○ No 4,	x No 5,	△ No 6,
+ No 7,	◻ No 8,	▽ No 9,
		★ No 10.

rod configuration that gives almost symmetrical distribution curve about the middle plane of the core ($z_{\max} = 30\text{cm}$). For different distributions, $z_{\max}$ values are given in Table 1 together with other parameters deduced from experimental data.

Table 1. Parameters obtained from neutron distribution measurement at core positions 7-3, 7-9 and 1-4.

Core pos.	No.	Inserted depth of control rod					$z_{\max}$ (cm)	$k \pm 0.01$	B_z^2 (m^{-2})	H_{eff} (cm)
		KC1	KC2	KC3	KC4	AR				
7-3	1	13.2	65.0	65.0	13.2	65.0	30.0	1.30	$16.7 \pm .4$	$76.8 \pm .9$
	2	42.0	00.0	65.0	42.0	36.5	33.4	1.32	$16.6 \pm .4$	$77.1 \pm .9$
	3	35.0	35.0	35.0	35.0	31.5	35.6	1.32	$15.8 \pm .3$	$79.1 \pm .9$
7-9	4	65.0	19.5	19.5	65.0	00.0	30.0	1.30	$16.8 \pm .4$	$76.6 \pm .8$
	5	00.0	39.0	39.0	65.0	00.0	30.8	1.30	$16.6 \pm .2$	$77.2 \pm .5$
	6	00.0	39.0	39.0	65.0	31.0	31.8	1.31	$16.7 \pm .3$	$76.9 \pm .6$
1-4	7	65.0	65.0	11.5	11.5	65.0	31.8	1.32	$17.1 \pm .2$	$75.9 \pm .4$
	8	00.0	65.0	43.0	43.0	33.0	34.3	1.33	$17.0 \pm .3$	$76.2 \pm .7$
	9	00.0	00.0	48.5	48.0	21.5	35.3	1.33	$16.8 \pm .2$	$76.6 \pm .5$
	10	35.0	35.0	35.0	35.0	31.5	35.7	1.33	$16.3 \pm .2$	$77.8 \pm .4$

Note: Control rod position in cm, 65 - fully inserted, 0 - completely withdrawn.

From Table 1, there are only two symmetrical distributions associated with positions 7-3 and 7-9, i.e cases No 1 and No 4 respectively. These symmetrical cases correspond to the configurations where the 2 nearest KC rods (KC2, KC3 and KC1 KC4 respectively) are fully inserted while the two other KC rods are almost completely withdrawn. But for the external position 1-4, an analogous configuration of KC rods does not give rise to symmetrical distribution (case No 7: the nearest KC1, KC2 rods fully inserted, $z_{\max} = 31.8\text{cm}$). For the other cases, the dissymmetry is increased ($z_{\max}$ higher) when the rods rearest to the studied position are either completely withdrawn or completely inserted (except cases Nos 3 and 10), and this feature is accentuated with increasing inserted depth of the remaining rods. For cases No 3 and No 10 with all 4 KC rods inserted at intermediate depth of 35cm, the dissymmetry is particularly the greatest.

The dissymmetry of axial distribution curves can be best expressed analytically by [2]

$$\Phi(z) = [A + C(z-30)] \cos B_z(z-30) \quad (1)$$

where A, C, B_z are constants, and $C = 0$ for symmetrical distributions, B_z is the axial buckling.

The parameters A, C, B_z are determined from experimental data by least square fit [3]. From (1) it is deduced the inhomogeneous coefficient of neutron field on the z-direction defined by

$$k_z = \Phi_{\max} / \Phi_{\text{av}} \quad (2)$$

where $\Phi_{\max} = \Phi(z_{\max})$, maximum value of Φ , and Φ_{av} its average given by

$$\Phi_{av} = (1/H) \int_0^H \Phi(z) dz \quad (3)$$

with $H = 60\text{cm}$.

The mean value of k_z at position 1-4 is 1.33 ± 0.01 , and at positions 7-3 and 7-9 it is 1.31 ± 0.01 . The global mean value of k_z calculated from these experimental data is

$$k_z = 1.32 \pm 0.01$$

Values of $z_{\max}$ and k_z are also used as parameters guiding the choice of sample irradiation position inside the reactor core (for example, irradiation of silicon bar).

4. CORE EFFECTIVE HEIGHT

The distribution function does not equal zero at physical limits of the core. By defining the effective height H_{eff} of the core as the distance between the positions where $\Phi(z)=0$, i.e by putting

$$H_{\text{eff}} = H + \Lambda_u + \Lambda_l \quad (4)$$

where Λ_u and Λ_l are respectively the extrapolated distances at the upper and lower boundary of the core determined by the conditions

$$\Phi(-\Lambda_u) = \Phi(H + \Lambda_l) = 0 \quad (5)$$

The conditions (5) applied to function (1) give rise to two solutions, i.e the zeros of the two factors $\Phi_1 = A + C(z-30)$ and $\Phi_2 = \cos B_z (z-30)$. From the fitted values of A , C , B_z , it is seen that $A > 0$, $C < 0$ and the zero of Φ_1 is much greater than that of Φ_2 for all the cases studied. In consequence, one must take the conditions (5) as

$$\Phi_2(-\Lambda_u) = \Phi_2(H + \Lambda_l) = 0 \quad (6)$$

As Φ_2 is symmetrical function, then $\Lambda_u = \Lambda_l = \Lambda$ for all symmetrical or non symmetrical distributions, and (6) becomes

$$\cos(\pm B_z \times H_{\text{eff}} / 2) = 0 \quad (7)$$

where $H_{\text{eff}} = H + 2\Lambda$. It turns out from (7) that B_z is the buckling of the reactor in the z -direction as already noted [4]. Experimental values of B_z are shown in Table 1 for each core configuration. The deduced average is

$$B_z^2 = (16.6 \pm 0.6) \text{ m}^{-2}$$

The expression of H_{eff} calculated from (7) is

$$H_{\text{eff}} = \pi / B_z \quad (8)$$

Experimental values of H_{eff} are given in Table 1. The resulted average values of effective height and extrapolated distance are

$$H_{\text{eff}} = (77.0 \pm 0.9) \text{ cm}$$

and $\Lambda = (8.5 \pm 0.5) \text{ cm}$.

The precisions involved in the above results are given by least square fit.

5. CONCLUSION

From the measurement of thermal neutron relative distributions on vertical direction at different positions and control rod configurations in the core of the Dalat nuclear research reactor, it has been deduced several core parameters:

- The inhomogeneous coefficient of neutron field in the vertical direction, $k_z = 1.32 \pm 0.01$,
- The axial buckling, $B_z^2 = (16.6 \pm 0.6) \text{ m}^{-2}$,
- The axial extrapolated distance, $\Lambda = (8.5 \pm 0.5) \text{ cm}$,
- The effective height of the core, $H_{\text{eff}} = (77.0 \pm 0.9) \text{ cm}$.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors are indebted to Prof. Pham Duy Hien, Drs. Tran Ha Anh, Nguyen Tac Anh, Pham Ngoc Chuong, Tran Khanh Mai, Engineers Ngo Phu Khang, Pham Van Lam, Huynh Dong Phuong for discussion, correction and manuscript reading. It is pleasure to acknowledge the efforts of the reactor staff, and the equipment assistance from Nuclear Physics Department and Radoprotection Department.

REFERENCES

1. Galanin A.D. - Theory of heterogeneous reactor, Moskow, Atomizdat, 1971 (in Russian).
2. Tong L.S. and Weiman J. - Thermal analysis of PWR, ANS 1970.
3. Szatmary Z. - Data evaluation problems in reactor physics. Theory of program RFIT. Rep. KFKI-1977-43, Budapest.
4. Murray R.L. - Nuclear reactor physics, Prentice Hall, 1959.

THE RADIAL DISTRIBUTION OF THE NEUTRON FIELD IN THE CORE OF THE DALAT REACTOR

Ngo Quang Huy

Center of Nuclear Techniques, Hochiminh City, Vietnam

**Ha Van Thong, Vu Hai Long, Ngo Phu Khang,
Nguyen Duc Binh, Nguyen Minh Tuan, Le Vinh Vinh**
Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam

ABSTRACT

Determination of the radial distribution of the thermal neutron field in the core of the Dalat reactor is done by the Cu foil activation method. The measured data are fitted by the least square method to determine several physical parameters of the reactor, as follows :

1. Buckling $B_r^2 = (84.6 \pm 5.5) 10^{-4}/\text{cm}^2$
2. The effective radius $R_{\text{eff}} = (27.6 \pm 1.0) \text{ cm}$
3. The extrapolation distance $\lambda = (8.7 \pm 1.0) \text{ cm}$
4. The unequal coefficient of the effective multiplication $K_r = 1.77 \pm 0.11$

I. INTRODUCTION.

The Dalat reactor was reconstructed from the former reactor TRIGA Mark II, in which the new core was surrounded by the old graphite reflector and an additional beryllium reflector layer. The complicated structure of the core with a small size leads to a strong variation of the radial distribution of the neutron field. Determination of this distribution is necessary to exploit the reactor as well as supply data for calculating parameters : the buckling, the extrapolation distance, the unequal coefficient of the radial neutron field and the effective radius of the core.

II. STRUCTURE OF THE CORE.

The reactor core in the cylindrical shape of 43.6 cm diameter (including the beryllium reflector layer) is surrounded by the graphite reflector of 34.6 cm thickness (Fig.1). The core is loaded with 89 fuel elements of Russian-made VVR-M2 type . A fuel element has an overall height of 86.5 cm including 60 cm aluminum-uranium fuel part of 36% uranium enrichment. The fuel element consists of three coaxial tubes, each of which contains an 0.7 mm fuel layer wrapped in two aluminum layers of 0.9 mm thickness (Fig.2). The average weight of U^{235} in each fresh fuel element is 40.3 g.

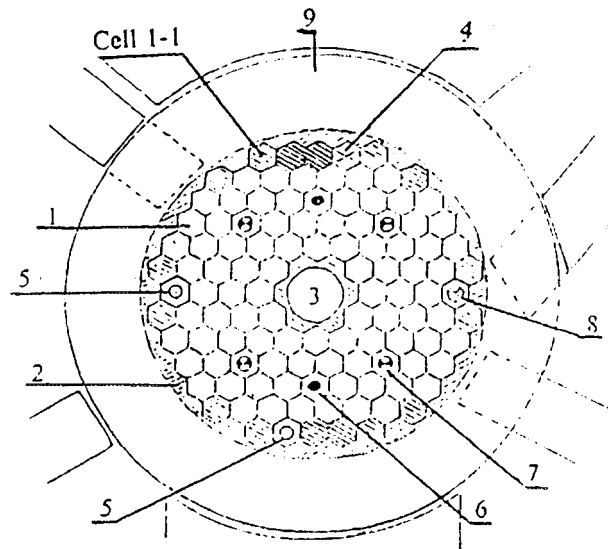


Fig. 1 Reactor core arrangement

1. Fuel element ; 2. Beryllium reflector 3. Neutron trap ; 4. Wet channel ; 5. Pneumatic transfer tube ; 6. Safety rod ; 7. Shim rod ; 8. Regulating rod ; 9. Graphite reflector ; Cell 1-1 : The first cell of the core, cell i - j denotes the cell at i^{th} row and j^{th} column.

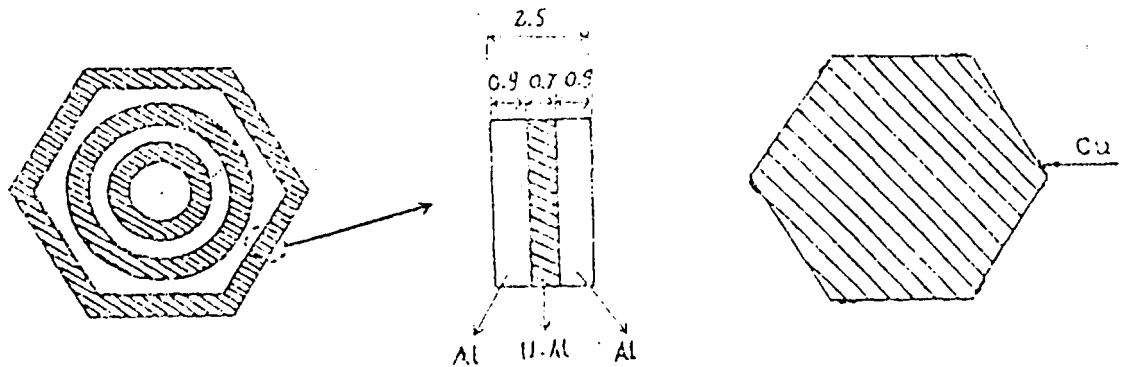


Fig. 2. Cross section of the fuel element
(Unit in mm)

Fig. 3. Cross section of the plexiglass rod

In addition, in the core there are a neutron trap, six boron-carbide absorption rods (two safety rods AZ_1 , AZ_2 and four shim rods $KC_1 \div KC_4$), an automatic regulating rod AR of stainless steel, a "wet" irradiation channel at cell 1-4, two pneumatic transfer channels at cells 7-1 and 13-2. The neutron trap is a beryllium block occupying 7 central cells and having a water column inside of 65 mm diameter. Cross section area of the active core (composing of 89 fuel elements, seven control rods, three irradiation channels, a neutron trap, exclusive of the beryllium reflector layer) is 1124.7 cm^2 . So the equivalent radius of the active core is $R = 18.9 \text{ cm}$.

The reactor has a thermal column and four horizontal tubes. The 1st, 3rd, 4th tubes have the void extension parts in the graphite reflector.

III. THE RADIAL DISTRIBUTION OF THE THERMAL NEUTRON FIELD.

The thermal neutron field is determined by activating Cu foils of $9 \text{ mm} \times 2 \text{ mm} \times 0.1 \text{ mm}$ size and $(5 \div 8) \text{ mg}$ weight at 2.5 kW in 15 minutes. A solid plexiglass rod of the same size as a fuel element is made to allocate foils (Fig.3) and is placed in the measured position instead of the fuel element. Measured positions are composed of two groups of cells in the core and are chosen far from the absorption rods and the irradiation channels. The first group is of cells 4-1, 5-2, 5-3, 6-3, 6-4, 6-5 and the second - cells 6-8, 6-9, 6-10, 5-10, 4-10 (Fig.1). These groups of cells have radial directions through the solid parts of the graphite reflector. It allows the radial distribution of the neutron field to be characteristic, not being affected by the strong absorption or diffusion materials. Calibration of the reactor power is carried out by beta counts of a Cu foil placed at an irradiation water hole in the rotary specimen rack of the graphite reflector.

Table 1 presents the results obtained. For the considered positions of equal approximation radii the presented experimental values are averaged. The measured values at several positions close to the boron-carbide rod KC_2 are not used either. From Table 1 it is evident that the experimental results in the two groups of cells coincide in error range (exclusive of point number 2 with radius $R = 5.2 \text{ cm}$, the two results are greatly different).

Figure 4 illustrates the radial distribution of the thermal neutron field for average values of the two measuring groups. It is seen from Figure 4 that the thermal neutron field has maximal value at close to the neutron trap, primarily decreases quickly and finally increases at the fuel elements near the beryllium reflector. The unequal coefficient of the radial distribution of the thermal neutron field is :

$$K_r = \Phi_{\max} / \langle \Phi \rangle = 1.77 \pm 0.11$$

where the maximal value of the thermal neutron field is $\Phi_{\max} = 1.87 \pm 0.10$ and the average value is $\langle \Phi \rangle = 1.05 \pm 0.03$.

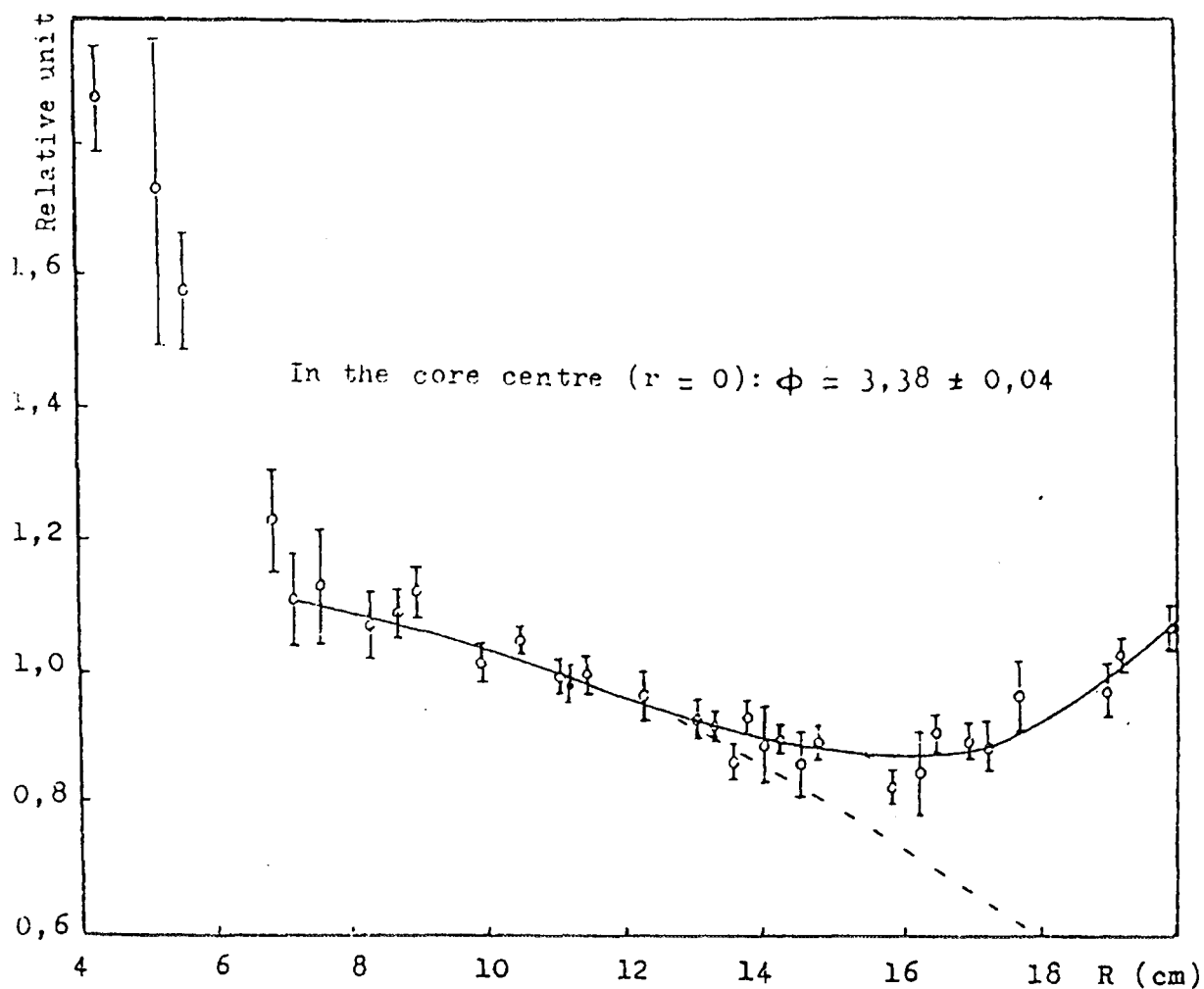


Figure 4. The radial distribution of the thermal neutron field.

————— according to expression (1)
 - - - - - extension part of function :
 $a_1 J_0(a_2(r - a_3))$

Table 1. The radial distribution of the thermal neutron field .

No	R (± .05) cm	The neutron flux (relative unit)		
		The 1st group	The 2nd group	Average
01	4.3	1.93 ± 0.05	1.80 ± 0.06	1.87 ± 0.10
02	5.2	1.56 ± 0.04	1.90 ± 0.05	1.73 ± 0.24
03	5.55	1.47 ± 0.05	1.60 ± 0.07	1.54 ± 0.10
04	6.9	1.19 ± 0.06	1.31 ± 0.07	1.25 ± 0.10
05	7.2	1.06 ± 0.05	1.16 ± 0.05	1.11 ± 0.08
06	7.6	1.18 ± 0.17	1.09 ± 0.04	1.13 ± 0.09
07	8.25	1.11 ± 0.04	1.04 ± 0.05	1.08 ± 0.06
08	8.7		1.10 ± 0.04	1.10 ± 0.04
09	9.0	1.13 ± 0.04		1.13 ± 0.04
10	9.9	0.99 ± 0.02	1.04 ± 0.03	1.01 ± 0.04
11	10.45	1.04 ± 0.02	1.07 ± 0.04	1.06 ± 0.03
12	11.05	1.00 ± 0.02	0.98 ± 0.02	0.99 ± 0.02
13	11.45	1.01 ± 0.02	0.97 ± 0.03	0.99 ± 0.03
14	12.3	0.94 ± 0.03	0.99 ± 0.03	0.97 ± 0.04
15	13.1	0.93 ± 0.03		0.93 ± 0.03
16	13.3		0.92 ± 0.02	0.92 ± 0.02
17	13.6		0.87 ± 0.03	0.87 ± 0.03
18	13.8	0.93 ± 0.03	0.93 ± 0.03	0.93 ± 0.04
19	14.1	0.89 ± 0.06		0.89 ± 0.06
20	14.3		0.91 ± 0.02	0.91 ± 0.02
21	15.55		0.86 ± 0.05	0.86 ± 0.05
22	15.9	0.83 ± 0.02		0.83 ± 0.02
23	16.25		0.85 ± 0.07	0.85 ± 0.07
24	16.55	0.93 ± 0.02	0.92 ± 0.02	0.92 ± 0.02
25	17.0	0.92 ± 0.04	0.88 ± 0.03	0.90 ± 0.03
26	17.25	0.87 ± 0.03	0.92 ± 0.03	0.90 ± 0.04
27	17.65	0.94 ± 0.04	1.01 ± 0.04	0.98 ± 0.06
28	19.0	0.95 ± 0.04	1.01 ± 0.01	0.98 ± 0.05
29	19.3	1.06 ± 0.04	1.04 ± 0.02	1.04 ± 0.02
30	19.9	1.08 ± 0.04	1.05 ± 0.02	1.07 ± 0.03

IV. DETERMINATION OF THE PHYSICAL PARAMETERS OF THE CORE.

The radial distribution of the thermal neutron field may be described by the two-group neutron diffusion theory for the reactor with reflector. To avoid the influence of the neutron trap, the radial distribution function is calculated from the radius in a diffusion length $L = 2.8$ cm far from the neutron trap . Then, according to [1] :

$$\Phi(r) = a_1 J_0[a_2 (r - a_3)] + a_4 I_0[a_5(r - a_3)] \quad (1)$$

where spherical Bessel function J_0 describes the thermal neutron field distribution in the core in a diffusion length far from the beryllium reflector, Bessel function I_0

describes the influence of the beryllium reflector on the neutron field near the reflector. Constants a_1 , a_2 , a_3 , a_4 and a_5 are determined from experimental data by the least square fitting method [2].

The calculation results give :

$$\begin{aligned} a_1 &= 1.18 \pm 0.02, & a_2 &= 0.092 \pm 0.003, & a_3 &= 1.4 \pm 0.5 \\ a_4 &= 0.0035 \pm 0.0002, & a_5 &= 0.39 \pm 0.03 \end{aligned}$$

The fitting curve in Figure 4 describes well the experimental data.

Function J_0 describes the neutron field distribution in framework of the one-group neutron diffusion theory for the bare reactor. So radial buckling of the core equals

$$B_r^2 = a_2^2 = (84.6 \pm 5.5) \cdot 10^{-4}/\text{cm}^2 \quad (2)$$

The effective radius of the core is determined from boundary condition:

$$J_0 [B_r (R_{\text{eff}} - a_3)] = 0 \quad (3)$$

Hence,

$$R_{\text{eff}} = 2.405/B_r + a_3 = (27.6 \pm 1.0) \text{ cm} \quad (4)$$

Because the equivalent radius of the core is $R = 18.9$ cm, the radial extrapolation distance is :

$$\lambda_r = R_{\text{eff}} - R = (8.7 \pm 1.0) \text{ cm} \quad (5)$$

V. ACKNOWLEDGMENTS.

The authors are grateful to Professor Pham Duy Hien, Dr. Tran Ha Anh, Dr. Nguyen Tac Anh, Professor Cao Chi, Dr. Pham Ngoc Chuong, Dr. Nguyen Phuoc Lan, Dr. Tran Khanh Mai, Dr. Nguyen Tien Nguyen for their helpful comments. The authors also thank the reactor operation shifts for helping perform the experiments and thank Nuclear Physics Department, Radiation Safety Department for making conditions comfortable to use experiment equipment.

VI. REFERENCES

1. R. L. MURRAY,
Nuclear Reactor Physics, Prentice-Hall, 1957.
2. Z. SZATMARY,
Data Evaluation Problems in Reactor Physics, Theory of Program RFIT
Rep. KFKI - 1977-43, Central Research Institute for Physics, Budapest.

DISTRIBUTION OF THE THERMAL NEUTRON FIELD AROUND THE GRAPHITE REFLECTOR OF THE DALAT NEUCLEAR RESEARCH REACTOR

Ngo Quang Huy

Center of Nuclear Techniques, Ho Chi Minh City, Vietnam.

Ha Van Thong, Vu Hai Long, Ngo Phu Khang,

Nguyen Duc Binh, Nguyen Minh Tuan, Le Vinh Vinh.

Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam.

ABSTRACT

Thermal neutron flux distributions around the graphite reflector of the Dalat nuclear research reactor are determined by the method for neutron activating Cu foils. The major results are as follows:

- a. The axial distributions at the inner and outer margins of the graphite reflector have dissymmetrical shapes, similar to axial distributions in the core. There is a dissimilarity between the distribution curves at the inner margin and those at the outer margin of the reflector.
- b. The radial distribution on the upper surface of the graphite reflector is measured and is described by the two-group neutron diffusion theory. The maximal value of the curve lies at the position of $R_{\max} = 22.5$ cm.
- c. The distribution in the twenty water irradiation holes around the rotary specimen rack is obtained.

1. INTRODUCTION

The Dalat nuclear research reactor was reconstructed from the former TRIGA MARK II reactor. The new core is surrounded by the old graphite reflector and a new additional beryllium layer. The radial distribution of the thermal neutrons in the narrow active core is strongly varied with radius [1] and the axial distributions are dissymmetrical relative to the center of the core [2]. The determination of the neutron flux distributions on the surface of the graphite reflector and around the rotary specimen rack is useful for reactor exploitation and reactor calculation.

2. REACTOR CORE AND GRAPHITE REFLECTOR

The reactor core of a cylinder shape with 60 cm height and 43.6 cm diameter including beryllium layer is surrounded by the old graphite reflector (Fig. 1). The reactor is loaded with 89 fuel elements of VVR-M2 type, a neutron trap, 7 control rods and 3 irradiation facilities. A fuel element has an overall height of 86.5

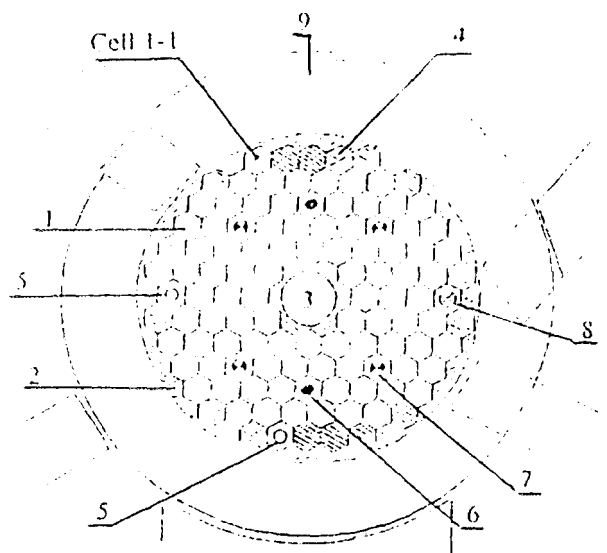


Fig. 1 Reactor core arrangement

1. Fuel element ; 2. Beryllium reflector ; 3. Neutron trap ; 4. Wet channel ; 5. Pneumatic transfer tube ; 6. Safety rod ; 7. Shim rod ; 8. Regulating rod ; 9. Graphite reflector ; Cell 1-1 : The first cell of the core, cell i - j denotes the cell at i^{th} row and j^{th} column.

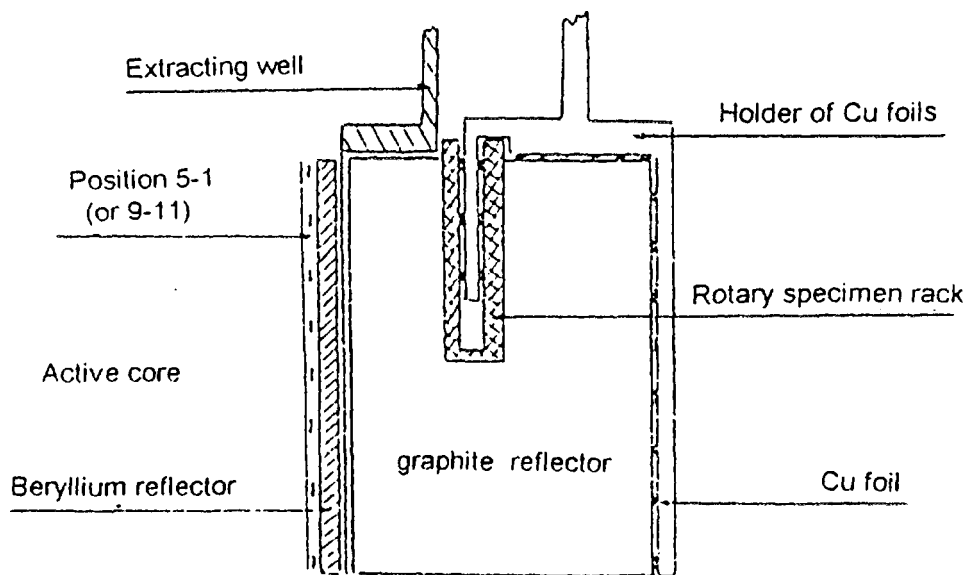


Fig. 2 Elevation of the graphite reflector and positions of activating foils.

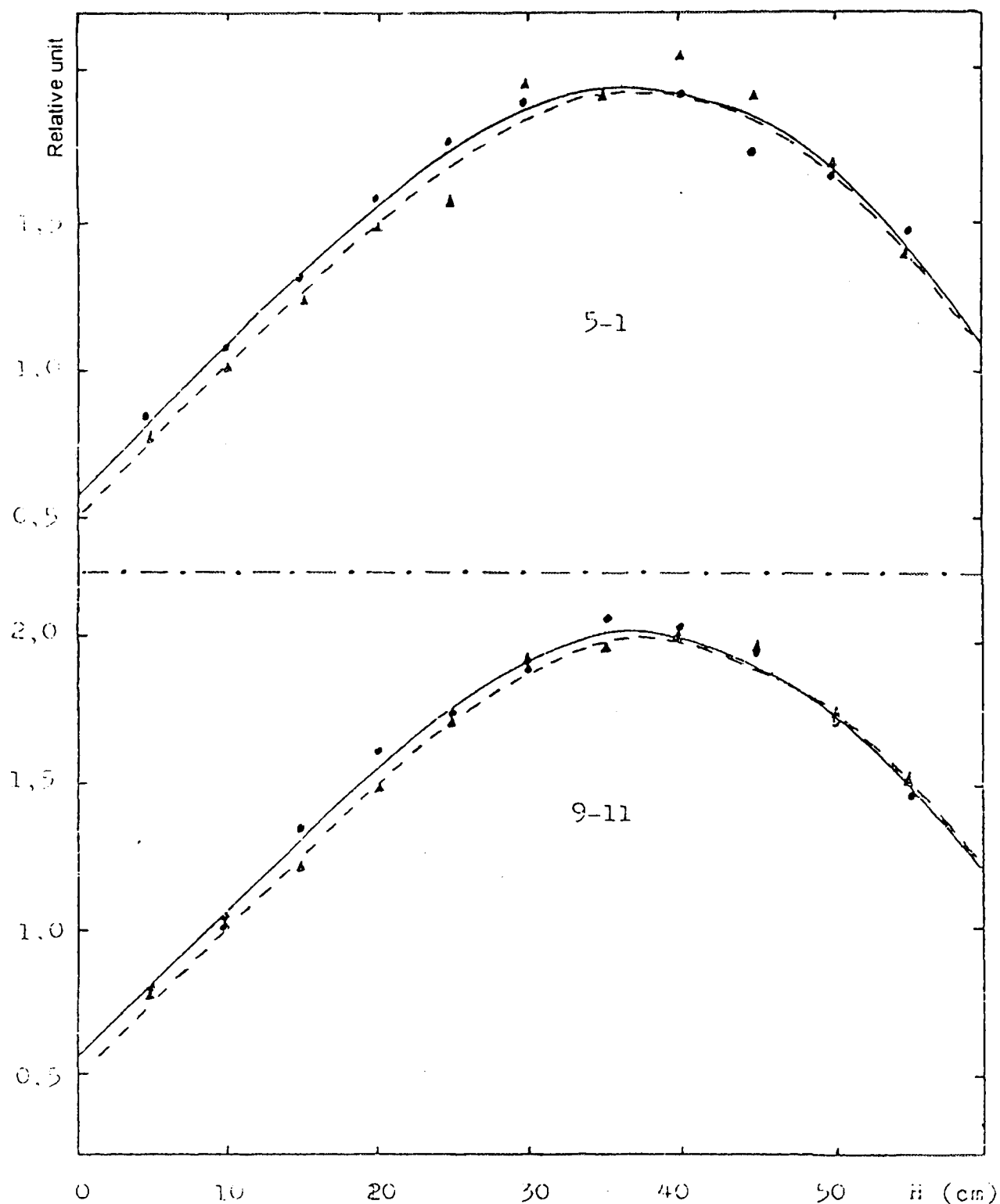


Fig. 3 Axial distributions of the thermal neutrons at the inner (●) and outer (▲) margins of the graphite reflector (error of 5%).

cm including 60 cm uranium-aluminum fuel part (36% enriched U235). The equivalent radius of the active core (fuel part of the core) is 18.9 cm.

The old graphite reflector is a rim block, having 34.6 cm thickness (35.5 cm with aluminum cladding) and 45.2 cm inner diameter. Inside the graphite block there are three big holes coaxial with three horizontal beam tubes. A deep drain of 30 cm depth and 7 cm width is made on the upper part of the graphite reflector for installing the rotary specimen rack which has 40 irradiation holes with diameter of 3 cm and depth of 28 cm in distance of 35 cm from the active core center. The rotary specimen rack operates completely in water.

The beryllium reflector of an average thickness of 2.9 cm consists of the rods having the same outer shape as a fuel element and the beryllium rings formed by some serrated blocks and placed just inside the graphite reflector.

3. AXIAL DISTRIBUTIONS OF THERMAL NEUTRONS AT INNER AND OUTER MARGINS OF THE GRAPHITE REFLECTOR

Determination of the neutron flux distributions inside the graphite reflector is unable because of its solid structure. Therefore measurements are carried out at the inner and outer margins of the reflector (Fig.2). The Cu foils of 9 mm x 2 mm x 0.1mm size and of about 5 mg mass are irradiated in 15 minutes at 2.5 kW power. Fig. 3 presents the axial distributions of the thermal neutrons at the positions 5-1 and 9-11 at the inner margin and corresponding positions at the outer margin of the reflector. It is obvious from Fig. 3 that the axial distribution curves have dissymmetrical shapes, similar to those in the active core [2], and are expressed by the following formula :

$$\Phi(z) = [A + C(z-30)] \cos[B(z-30)] \quad (1)$$

where A, B, C are constants. The constants A_{in} , B_{in} , C_{in} and A_{out} , B_{out} , C_{out} are determined by the least square fitting method for the inner and outer margins respectively. Calculation results are presented in Table 1.

Table 1. Fitting data for B_{in} , B_{out} , A_{in}/A_{out} and C_{in}/C_{out} .

Parameters	5 - 1 cell	9 - 11 cell
B_{in}	0.038 ± 0.001	
B_{out}	0.037 ± 0.001	
A_{in}/A_{out}	2.43 ± 0.05	2.54 ± 0.04
C_{in}/C_{out}	2.06 ± 0.02	2.28 ± 0.01

Table 1 shows that B_{in} equals B_{out} while A_{in}/A_{out} ratio is not equal to C_{in}/C_{out} ratio. It means that the curves at the inner margin are not similar to those at the outer margin. This dissimilarity may be explained by the influence of the rotary specimen rack and irradiation holes placed on the upper part of the graphite reflector. However the dissimilarity is not significant because the difference of A_{in}/A_{out} and C_{in}/C_{out} is only 12.5%.

4. THERMAL NEUTRON FIELD DISTRIBUTION ON THE UPPER SURFACE OF THE GRAPHITE REFLECTOR

The thermal neutron field distribution on the upper surface of the graphite reflector is only measured from the irradiation hole position to the outer margin because of the existence of the extracting well over the reflector (Fig. 2). The experimental result (Fig. 4) shows a rapid decrease of the neutron fluxes with radius.

The experimental data on the thermal neutron fluxes are expressed by the two-group diffusion neutron theory as follows [3]:

$$F(r) = a_1 K_0(x_1 r) + a_2 I_0(x_1 r) + a_3 K_0(x_2 r) + a_4 I_0(x_2 r) \quad (2)$$

where $a_1 - a_4$ are constants,

$$x_1^2 = 1/\tau + (\pi/H_{eff})^2 \quad ; \quad x_2^2 = (1/L)^2 + (\pi/H_{eff})^2 \quad (3)$$

τ : neutron age,

L : diffusion length of thermal neutrons,

$H_{eff} = (77.0 + 0.9) \text{ cm}$: effective height of the core [2]

The constants $a_1 - a_4$ are determined from experimental data by the least square fitting method with τ and L parameters chosen for the two media : graphite and water. Calculation results indicate that the graphite medium ($\chi^2 = 0.9$) is more suitable than the water medium ($\chi^2 = 367$).

Fig. 4 presents the calculation curve that increases with radius, attains maximum value at the position of $R_{max} = 22.5 \text{ cm}$ and after that decreases. So the maximum of the neutron flux distribution is not lain at the irradiation water hole. It may be explained by the existence of the additional beryllium reflector.

5. THERMAL NEUTRON FIELD DISTRIBUTION AROUND THE ROTARY SPECIMEN RACK.

Distribution of the thermal neutrons around the rotary specimen rack is determined by activation of 20 Cu foils placed in 20 irradiation water holes at the depth of 15 cm. Fig. 5 shows the experimental result of the relative neutron fluxes $\Phi/\langle\Phi\rangle$, where $\langle\Phi\rangle$ is the average value of 20 measured data. From Fig. 5 it is seen that $\Phi/\langle\Phi\rangle$ is greater than 1 at the 3rd and 4th horizontal beam tubes and is less than 1 at the 1st and 2nd beam tubes. The maximum and minimum values are 1.13 ± 0.04 and 0.89 ± 0.03 respectively. Dissymmetry of the distribution is 1.27.

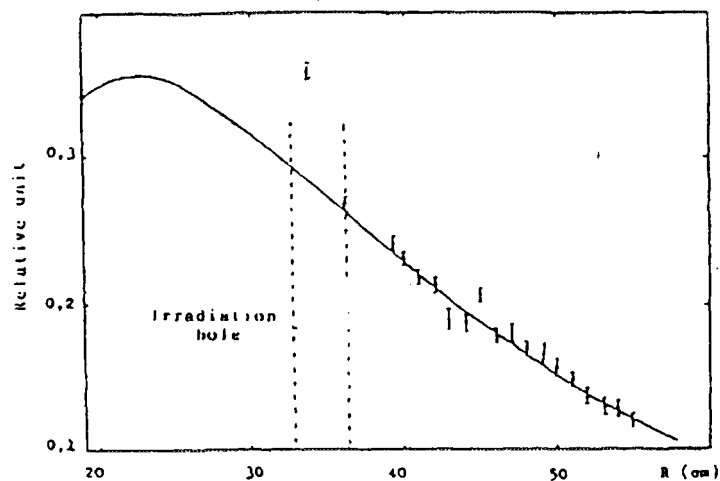


Fig. 4. Radial distribution of the thermal neutrons on the upper surface of the graphite reflector.

● : Experimental data.
 ---- : Function (2).

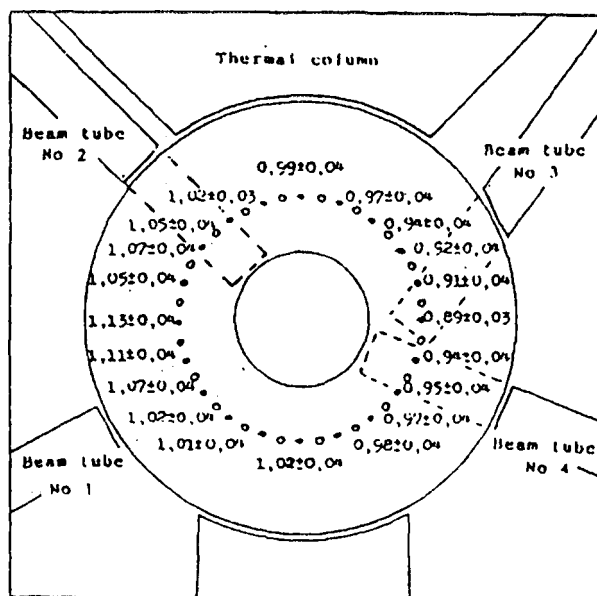


Fig. 5. Thermal neutron fluxes around the 20 irradiation holes of the rotary specimen rack.

● 1.02 ± 0.03 : Irradiation hole with Cu foil and relative flux value at the hole.
 ○ : Irradiation hole without any Cu foil.

6. ACKNOWLEDGMENTS

The authors are indebted to Prof. Pham Duy Hien, Dr. Tran Ha Anh, Dr. Nguyen Tac Anh, Prof. Cao Chi, Dr. Pham Ngoc Chuong, Dr. Nguyen Phuoc Lan, Dr. Tran Khanh Mai, Dr. Nguyen Tien Nguyen for interest in the work and discussion. It is a pleasure to thank the efforts of the reactor staff and the equipment assistance from Nuclear Physics Department and Radiation Protection Department.

7. REFERENCES

1. Nguyen Duc Binh, Ngo Quang Huy, Ngo Phu Khang, Vu Hai Long, Ha Van Thong, Nguyen Minh Tuan, Le Vinh Vinh.

"The radial distribution of the thermal neutron field in the core of the Dalat nuclear research reactor".

Preprint of the Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam, E 091 - 91, 1991.

2. Nguyen Duc Binh, Ngo Quang Huy, Vu Hai Long, Ha Van Thong, Nguyen Minh Tuan, Le Ba Vien, Le Vinh Vinh, Perez Martin David, Garcia Yip Fernando.

"Effective height of the core of the Dalat nuclear research reactor".

Preprint of the Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam, E 035 - 89, 1989.

3. R.L. Murray. "Nuclear reactor physics".

Englewood Cliffs, N.J. Prentice Hall, Inc, 1957.



CALCULATION OF FUEL BURN-UP AND FUEL RELOADING FOR THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR.

Nguyen Phuoc Lan ,Ngo Quang Huy.
Center of Nuclear Techniques, Ho Chi Minh City, Vietnam.

Ha Van Thong , Do Quang Binh.
Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam.

ABSTRACT

Calculation of fuel burnup and fuel reloading for the Dalat nuclear research reactor was carried out by using a new programme named HEXA-BURNUP, realized in a PC computer. The programme is a modification of the HEXA programme, based on the two-dimensional three-group neutron diffusion theory, with the introduction of the effects of control rods inserted at different depths and nuclide concentration variations. The HEXA-BURNUP programme is used to calculate the following parameters of the Dalat reactor:

- a. Critical configurations of the core loaded with 69, 72, 74, 86, 88, 89 and 92 fuel elements. The effective multiplication coefficients equal 1 within the error ranges of less than 0.38%.
- b. The thermal neutron flux distribution in the reactor. The calculated results agree with the experimental data measured at 11 typical positions.
- c. The average fuel burn-up for the period from February 1984 to September 1992. The difference between calculation and experiment is only about 1.9%.
- d. 10 fuel reloading versions are calculated, from which an optimal version is proposed.

1.INTRODUCTION

The Dalat nuclear research reactor was reconstructed from the former TRIGA MARK II reactor built in 1963 with the nominal power of 250 kW. The newly reconstructed reactor reached the first criticality on the 1st of November 1983 and its planned nominal power of 500 kW in February 1984.

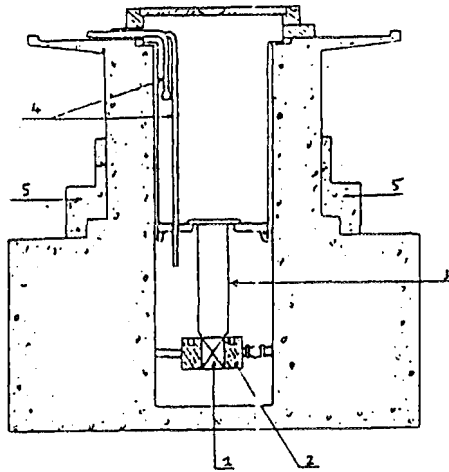


Fig. 1 Elevation of reactor system.

1. Core
2. Graphite Reflector
3. Sucking Tube
4. Primary Cooling System
5. Additional Shielding.

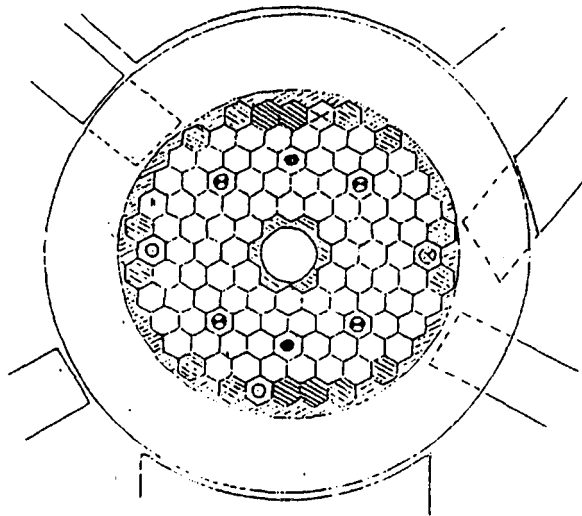


Fig. 2 Reactor Core arrangement



The Dalat reactor is of swimming pool type loaded with hexagonal fuel elements of Russian-made VVR-M2 type. The design calculation for the reactor was carried out by using the two-group neutron diffusion theory and the multi-group approximation [1]. In the HEXA programme [2] the two-dimensional three-group neutron diffusion theory is used to calculate the neutron flux distribution for reactors similar to the Dalat reactor. However the calculation models presented in [1] and [2] do not include the effect of intermediate depth of the control rods in the real arrangement of the reactor core. This important effect is introduced into the programme modified from the HEXA programme. A combination of this modified programme and the programme calculating the nuclide concentration variations [3] leads to a new programme named HEXA-BURNUP. The HEXA-BURNUP programme, realized in a PC computer, is used to calculate the parameters of the critical core configuration, the neutron flux distribution, the average fuel burn-up, the fuel burn-up distribution and the fuel reloading version for the Dalat reactor.

2.REACTOR DESCRIPTION

Fig. 1 presents a view of the Dalat reactor, of which the new components consist of the reactor core, the extracting well and the cooling system. The undismounted components of the former reactor are the reactor tank, the concrete shielding, the graphite reflector, the beam tubes and the thermal column.

The reactor core has a cylinder shape, 60cm in height, 43.6cm in diameter and volume of about 100 litres. Inside the core are placed 89 fuel elements, 7 control rods (6 boron carbide rods and 1 stainless steel rod), a neutron trap, 3 irradiation channels (1 wet channel and 2 pneumatic transfer channels) and an additional beryllium reflector (Fig.2). All the elements are fixed by two perforated plates at the bottom of the core.

The fuel elements used in the new reactor belong to the Russian-made VVR-M2 type (Fig.3). They are made of uranium-aluminum alloy with aluminum cladding. On average each fuel element contains about 40.2g of U^{235} distributed on three coaxial fuel shells, the outermost shell has the shape of hexagonal cylinder with a size of 32mm, the two inner shells have cylinder shape with diameter of 22mm and 11mm respectively. Each shell consists of three layers, the fuel layer with a thickness of 0.7mm is wrapped between two aluminum alloy cladding layers of 0.9mm thickness. The gaps of (2.5-3.0)mm between the shells of a fuel element are used as the passages for water circulation. The total length of the fuel element is 86.5cm, of which the fuel containing part is 60cm, the remainder parts are made of aluminum.

The old graphite reflector surrounding the core is a rim block with a thickness of 34.6cm and an inner diameter of 45.2cm. Inside the graphite block there are three big holes coaxial with three horizontal beam tubes. A deep drain of 30cm in depth and 7cm in width is made on the upper part of the graphite reflector for installing the rotary specimen rack which has 40 irradiation holes with 3cm diameter and operates completely in water. The reflection material above and under the core consists of aluminum and water.

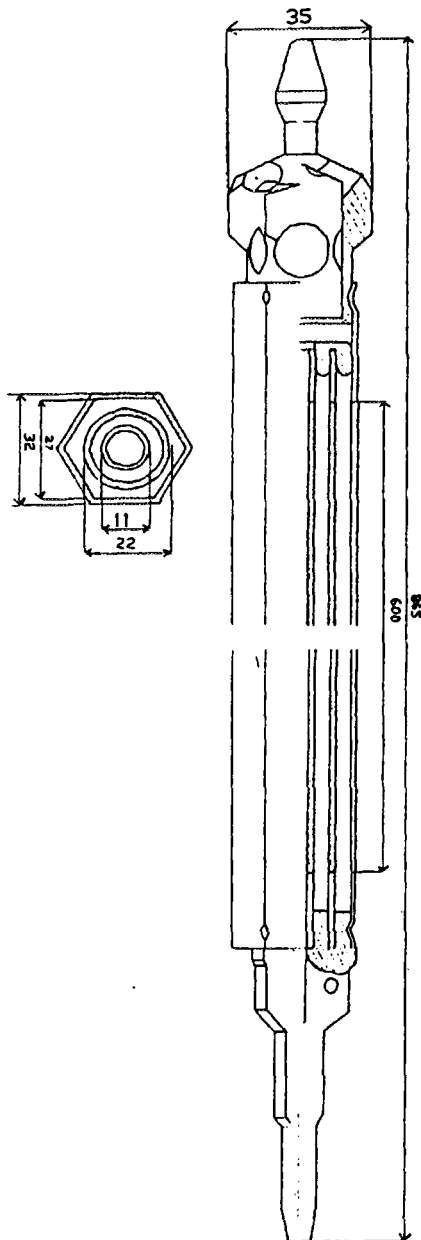


Fig. 3. Fuel element of VVR-M2 type

Beryllium material consists of the rods having the same outer shape as fuel elements and beryllium rings formed by some serrated blocks and placed just inside the graphite reflector.

3. HEXA-BURNUP PROGRAMME

3.1 Calculation model

The structure of the reactor core and the fuel elements as described in Section 2 allows the core to be composed of the homogeneous hexagonal cells with characteristics averaged over a cell [4]. The effect of the close arrangement of the fuel elements will be taken into account by introducing the mass effect in the thermal energy range [4] and the resonance escape probability in the resonance energy range [5].

All the cells in the core, except the control rods, have the same length. Therefore the neutron physics characteristics of the reactor may be determined for a horizontal cross-section of the core. It allows the use of two-dimensional geometry with the hexagonal cells in the calculation model. For this model a three-group neutron diffusion theory is available because the metal/total material ratio in a cell is 0.448 falling within (0.3-0.66) ratio range [6]. The first group consists of the fission neutrons with (5KeV - 10MeV) energy, the second group - the resonance neutrons with (0.2eV - 5KeV) energy and the third one - the (0 - 0.2)eV thermal neutrons.

Neutron fluxes in the reactor core are determined by the system of 3 equations:

$$\begin{aligned} -\nabla(D_1 \nabla \phi_1) + \Sigma_1 \phi_1 &= (1/k_{eff}) \sum_{i=1}^3 \nu \Sigma_{fi} \phi_i \\ \nabla(D_2 \nabla \phi_2) + \Sigma_2 \phi_2 &= \Sigma_{s11} \phi_1 \\ \nabla(D_3 \nabla \phi_3) + \Sigma_3 \phi_3 &= \varphi \Sigma_{s12} \phi_2 \end{aligned} \quad (1)$$

where i-index indicates the ith group (i=1,2,3), ϕ_i is the neutron flux, D_i is the diffusion coefficient, Σ_i is the cross-section of releasing neutron, Σ_{fi} is the fission cross-section, Σ_{s1i} is the slowing-down cross-section, ν is the number of neutrons produced by a fission, φ is the resonance absorption escape probability, k_{eff} is the effective multiplication coefficient.

3.2 The control rod effect.

The presence of the control rods inside the reactor core has a significant influence on the neutron flux distribution. Furthermore this distribution depends on the number and the depths of the inserted control rods. In order to use the calculation model of two-dimensional geometry it is necessary to take into account the control rod effect for the practical working conditions of the reactor core.

It is proposed that in the case of the reactor core with control rods withdrawn completely from the core or inserted fully inside the core, the axial neutron flux distribution should belong to the cosine form. When the control rods are inserted at intermediate depths, the axial distribution has a modified cosine form, of which the parameters are determined from the continuous condition of the neutron flux distribution. This modified cosine function is used to average the boundary condition at the control rod surface. So an effective boundary condition is obtained for the two-dimensional geometry model.

Neutron fluxes belong to the following conditions at the outer boundary of the reactor :

$$2 D_i (\vec{n} \cdot \vec{\nabla}) \Phi_i + \Phi_i = 0 \quad (2)$$

and at the surface of the control rod cell :

$$\gamma_i (\vec{n} \cdot \vec{\nabla}) \Phi_i + \Phi_i = 0 \quad (3)$$

where γ_i are effective values averaged over the axial distribution of neutron fluxes :

$$\gamma_i = \frac{\int_0^H \gamma_i(z) \Phi_i(z) dz}{\int_0^H \Phi_i(z) dz} \quad (4)$$

3.3. HEXA-BURNUP programme

The system of 3 equations (1) is solved with the boundary conditions (2) and (3) for the Dalat reactor by using a programme modified from the HEXA programme.

A combination of the modified HEXA programme calculating the neutron fluxes for all the cells and the programme calculating the nuclide concentration variation for each cell [3] leads to a complete programme named HEXA-BURNUP. This programme, realized on a PC computer, permits the calculation of the reactor physics parameters for the real core configurations.

4. CALCULATION RESULTS

4.1. Parameters of the critical core configurations

Table 1 shows the results calculated for the parameters of the critical core configurations in physics start-up, energy start-up and working conditions. From Table 1 it is obvious that for all the critical situations, in which the depths of the control rods are given from experimental data, the effective multiplication coefficients k_{eff} calculated equal 1 within the error range of less than 0.38%.

Table 1. Parameters of the critical core configurations.

Number of fuel elements [7]	Critical U^{235} mass (g)		Depth of shim rods (mm) [7]	k_{eff}	Excess reactivity (%)
	Experiment [7]	Calculation			
69	2781.8	2775.11	KC4 = 6	0.9978	-
72	2897.4	2895.77	KC4 = 195	1.0007	0.24
74	2977.1	2976.21	KC2 = 442	1.0028	1.84
86	3461.8	3458.83	4KC = 363	1.0000	6.04
88	3537.0	3539.27	4KC = 462	1.0002	7.58
89	-	3548.88	4KC = 400	1.0038	7.14
92	-	3690.50	4KC = 470	1.0015	7.90

4.2. Thermal neutron fluxes

Table 2 presents the calculation values and experimental data [8] for the thermal neutron fluxes at several positions in the core. Theoretical results well agree with experimental data at 10 from 11 measured positions. In the 11th position, i.e. in boundary of the core the difference between theory and experiment is 5%.

Table 2. Thermal neutron fluxes in June 1989.

Fuel element	Thermal neutron fluxes		
	Calculation		Experiment [8] (Relative)
	(10^{13} n/cm ² /s)	Relative	
6-5	0.52	1.50	1.33 ± 0.32
6-4	0.37	1.05	1.06 ± 0.11
6-3	0.33	0.96	0.92 ± 0.04
5-3	0.28	0.80	0.89 ± 0.10
5-2	0.29	0.84	0.87 ± 0.06
4-1	0.30	0.85	0.94 ± 0.08
6-8	0.51	1.48	1.39 ± 0.32
6-9	0.35	1.02	0.99 ± 0.03
6-10	0.31	0.90	0.89 ± 0.03
5-10	0.27	0.79	0.80 ± 0.04
4-10	0.28	0.80	0.93 ± 0.06

4.3. Fuel burn-up

The calculation of fuel burn-up is carried out for the period from energy start-up (6 February 1984) to September 1992. In Table 3 calculation results are presented for the effective multiplication coefficient, the running time at 500 kW power, the average fuel burn-up, the maximum fuel burn-up and the U^{235} mass burn-up corresponding to the given experimental parameters of the reactor [9]: the number

of fuel elements, the running time and the depth of the control rods. Table 3 shows that the difference between calculation and experiment on U^{235} mass fuel burn-up is only about 1.9%.

Fig.4 shows the fuel burn-up values calculated for all the fuel elements in September 1992. From Fig.4 it is evident that the fuel elements surrounding the neutron trap have the largest values of fuel burn-up, from 10.93% to 12.52%. The elements near the safety rods have a smaller fuel burn-up and the lowest fuel burn-up values belong to the elements near the shim rods and at the periphery of the core. The minimum fuel burn-up is 5.97%.

Table 3. Calculation results of fuel burn-up.

Operation time	Running time at 500kW (hours) [9]	Depth of 4KC (mm) [9]	K_{eff}	Average burn-up (%)	Maximum burn-up (%)	Spent U^{235} mass (g)	
						Calculation [9]	Experiment [9]
06/02/84 - 10/8/84 a	360.5	447	1.0026	0.27	0.41	9.435	9.238
10/8/84 - 15/11/84 b	323.2	470	1.0042	0.48	0.76	8.460	8.280
15/11/84 - 09/3/85 a	470.2	425	1.0013	0.84	1.29	12.300	12.049
09/3/85 - c	400.0	410	1.0038	1.13	1.74	10.471	10.250
-	400.0	405	1.0030	1.42	2.18	10.464	10.250
- 31/12/85	461.8	405	1.0015	1.76	2.70	12.077	11.834
31/12/85 - 21/02/86	101.5	390	1.0003	1.83	2.82	2.658	2.601
21/02/86 -	350.0	385	1.0009	2.09	-	9.155	8.969
-	350.0	380	1.0007	2.34	-	9.152	8.969
- 31/12/86	487.3	370	1.0015	2.70	-	12.736	12.487
01/01/87 -	400.0	365	1.0011	2.99	-	10.456	10.250
- 31/12/87	460.0	360	1.0010	3.33	-	12.043	11.811
01/01/88 -	400.0	358	1.0003	3.62	-	10.451	10.250
-	400.0	354	1.0000	3.91	-	10.451	10.250
- 31/12/88	407.0	350	1.0000	4.21	-	10.647	10.429
01/01/89 - 6/89	600.0	340	1.0010	4.65	7.06	15.659	15.375
6/89 - 31/12/89	662.8	330	1.0017	5.13	-	17.289	16.984
01/01/90 -	500.0	325	1.0013	5.49	-	13.049	12.812
-	500.0	320	1.0013	5.86	-	13.044	12.812
- 31/12/90	459.6	315	1.0013	6.19	-	11.991	11.777
01/01/91 -	500.0	310	1.0014	6.56	-	13.040	12.812
-	500.0	305	1.0014	6.92	-	13.038	12.812
-31/12/91	553.6	300	1.0015	7.33	-	14.430	14.186
01/01/92 - 6/92	660.0	290	1.0026	7.81	11.76	17.190	16.913
6/92 - 9/92	400.0	279	1.0030	8.02	12.52	10.456	10.250
Total	11109			8.02	12.52	290.14	284.67

Note: a : 88 fuel elements, b : 92 fuel elements;
c : 89 fuel elements from 9th of March 1985

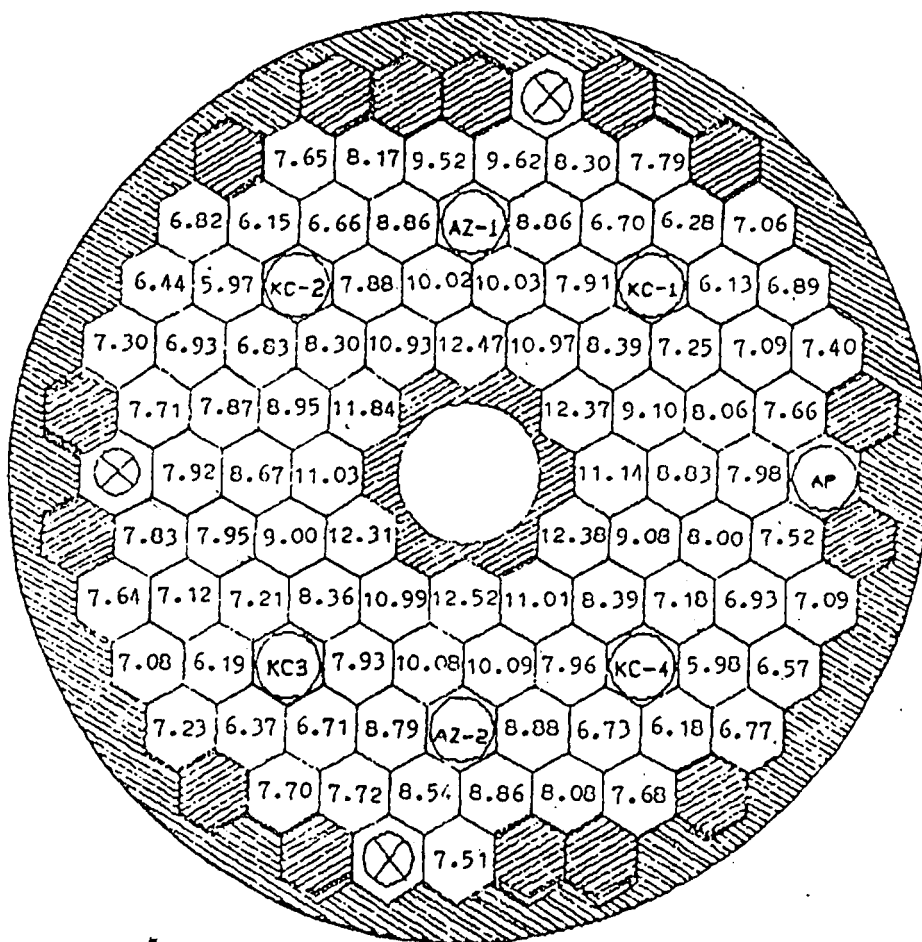


Fig. 4. Calculated fuel burn-up distribution in September, 1992.

4.4. Fuel reloading versions

The calculation of fuel reloading versions is based on the last core configuration in September 1992 of which the fuel burn-up distribution is shown in Fig.4. This configuration has the following parameters : the depth of the shim rods of 276mm, the excess reactivity of 3.97% (4.9 beff), the average fuel burn-up of 8.28%, the thermal neutron flux at the neutron trap of 2.29×10^{13} n/cm²/s and the unequal coefficient of 1.65.

10 fuel reloading versions are suggested and calculated (Table 4). From Table 4 it is obvious that :

i. Thermal neutron flux at the neutron trap depends mainly on the number of fuel elements and equals 2.2×10^{13} n/cm²/s, 2.1×10^{13} n/cm²/s and 2×10^{13} n/cm²/s for the core loaded with 96, 100 and 104 fuel elements respectively. So the neutron flux decreases with the number of fuel elements.

ii. Unequal coefficient depends mainly on the fuel burn-up levels of the fuel elements placed around the neutron trap.

Table 4. 10 calculation versions of fuel reloading.

Parameter	Version									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
I	96	100	96	100	104	96	96	96	100	104
II	65	65	77	77	77	77	89	89	89	89
III	31	35	19	23	27	19	7	7	11	15
IV	5.05	4.85	6.22	5.97	5.74	6.22	7.67	7.67	7.36	7.08
V	9.10	9.10	10.1	10.1	10.1	10.1	12.5	12.5	12.5	12.5
VI	2.16	2.11	2.17	2.11	2.05	2.16	2.17	2.16	2.11	2.04
VII	1.82	1.84	1.84	1.86	1.88	1.85	1.69	1.73	1.72	1.73
VIII	427	486	403	443	494	379	365	348	388	428
IX	8.66	9.27	8.20	8.81	9.52	7.88	7.54	7.33	7.98	8.72
X	10.0	12.5	8.5	11.0	13.5	7.0	6.0	5.0	7.5	10.0
XI	282	283	277	278	277	279	280	278	279	277
XII	12.0	13.2	12.1	13.3	14.4	11.1	11.8	11.1	12.4	13.5
XIII	16.6	18.2	17.1	19.0	20.6	17.3	15.6	17.6	20.0	22.0

Note: I : Number of fuel elements
 II : Number of old fuel elements
 III : Number of new fuel elements
 IV : Initial average fuel burn-up, %
 V : Initial maximum fuel burn-up, %
 VI : Thermal neutron flux at neutron trap, n/cm²/s
 VII : Unequal coefficient
 VIII: Initial depth of shim rods, mm
 IX : Excess reactivity, β_{eff}

- X : Burn-up time, 1000 hours
 XI : Final depth of shim rods, mm
 XII : Final average fuel burn-up, %
 XIII: Final maximum fuel burn-up, %

From these 10 versions of fuel reloading it is interesting to choose an optimal version. The main criteria for choosing the optimal version are as follows :

- a. *The thermal neutron flux at the neutron trap is as high as possible, about 2.1×10^{13} n/cm²/s.*
- b. *The unequal coefficient is as low as possible, about 1.7.*
- c. *The fuel burn-up of the withdrawn fuel element is as high as possible, about 30%.*
- d. *The fuel burn-up time of the reactor is as long as possible, about 3 - 5 years.*
- e. *The excess reactivity is about $7 \beta_{eff}$.*

On the basis of these criteria the two 7th and 8th versions have been chosen. The parameters of the reactor core for the 8th version, in which 7 new fuel elements are inserted at the periphery of the core after having withdrawn 7 beryllium rods, are shown in Table 5 together with the parameters of the present core loaded with 89 fuel elements. From Table 5 it is obvious that the new core has the maximum thermal neutron flux of less than 5%, and the excess reactivity of less than 20% in comparison with the corresponding parameters of the present core. The new arrangement has a burn-up time of about 5000 hours, i.e. the next fuel reloading will be carried out in 3 years.

Table 5. Parameters of the new core after fuel reloading (8th version) and the present core.

Parameter	New core	Present core
Total number of fuel elements	96	89
Number of old fuel elements	89	0
Number of new fuel elements	7	89
Initial average burn-up (%)	7.67	0
Initial maximum burn-up (%)	12.52	0
Maximum thermal neutron flux (n/cm ² /s)	2.16×10^{13}	2.28×10^{13}
Unequal coefficient	1.73	1.74
Initial depth of shim rods (mm)	348	490
Excess reactivity (β_{eff})	7.33	9.57
Burn-up time (hours)	5000	11109
Final depth of shim rods (mm)	278	276
Final average burn-up (%)	11.13	8.28
Final maximum burn-up (%)	17.62	12.52

REFERENCES

1. Technical design for reconstruction and expansion of the Dalat research reactor, Vol.3, 1979 (in Russian).
2. I.E. Isakas and V.A. Shustov, HEXA-1 programme for reactor calculation with two-dimensional diffusion approximation, LIYAF preprint, No 490, 1979 (in Russian).
3. H. Siewers, A FORTRAN program for solving depletion chain equations by analytical methods, Atomkernergie, Vol.31, 238, 1978.
4. Yu.V. Petrov, A.N. Erykalov, Nguyen Phuoc Lan, G.R. Dik, L.M. Katova, Calculation of critical masses of the Dalat reactor in its physics start-up, LIYAF Report, No 87 ER, 1984 (in Russian).
5. Yu.V. Petrov, Resonance absorption in close arranged small blocks, Atomic Energy, Vol.2, 357, 1957 (in Russian).
6. E.A. Garusov, Yu.V. Petrov, Few-group calculation model of slowing-down for the water-aluminum cores, Atomic Energy, Vol.32, 225, 1972 (in Russian).
7. Pham Duy Hien, Ngo Quang Huy, Vu Hai Long, Tran Khanh Mai, Report on physics start-up of the Dalat nuclear research reactor, Preprint, Dalat NRI, V031-89, 1989.
8. Ha Van Thong. Ph.D. Thesis, Dalat, 1990.
9. Data from Dalat reactor logbooks.

KINETIC CHARACTERISTICS OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

Tran Khac An, Nguyen Nhi Dien, Pham Duy Hien, Ngo Quang Huy,
Ngo Phu Khang, Pham Van Lam, Vu Hai Long, Huynh Dong Phuong,
Ha Van Thong, Luong Ba Vien, Le Vinh Vinh

Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam

ABSTRACT

Kinetic characteristics of the reconstructed nuclear reactor in Dalat is investigated. Experimental parameters measured consist of : Temperature coefficient of reactivity for water-moderator, Xenon poisoning , contribution of delayed photoneutrons induced by $\text{Be}(\gamma, n)$ reactions and positive reactivity insertion behavior.

I. INTRODUCTION

The Dalat nuclear research reactor was rebuilt from the TRIGA Mark II reactor. The fundamental change in the reconstruction is the replacement of U-Al alloy type fuel instead of the well known TRIGA HZr-U fuel with a high negative temperature coefficient. Furthermore, in order to increase neutron density, an additional beryllium reflector was introduced beside the old graphite reflector. By (γ, n) reaction this material constitutes an internal photoneutron source that may have influence on the reactor behavior and operation. For the above reasons, it is worthwhile investigating kinetic and dynamic characteristics of the rebuilt reactor. In this paper are presented experimental results concerning some kinetic parameters of the reactor.

II. REACTIVITY COEFFICIENT

For light water moderated reactor, temperature coefficient of reactivity is defined as the ratio

$$\alpha_T = d\rho / dT ,$$

where $d\rho$ is reactivity variation corresponding to water temperature variation dT in the core.

For the Dalat reactor, α_T has been measured at 0.25 kW in the temperature range of (20 ÷ 40) °C by compensation method using automatic regulating rod. The result is as follows:

$$\alpha_T = - (1.0 \pm 0.1) 10^{-2} \beta_{\text{eff}} / ^\circ\text{C} \text{ for } T = (20 \div 30)^\circ\text{C}$$

$$\alpha_T = - (1.5 \pm 0.1) 10^{-2} \beta_{\text{eff}} / ^\circ\text{C} \text{ for } T = (30 \div 40)^\circ\text{C}$$

With the effective delayed neutron fraction of $\beta_{\text{eff}} = 0.0081$ [1] we have :

$$\alpha_T = - (0.8 \pm 0.1) 10^{-4} / ^\circ\text{C} \text{ for } T = (20 \div 30)^\circ\text{C}$$

$$\alpha_T = - (1.2 \pm 0.1) 10^{-4} / ^\circ\text{C} \text{ for } T = (30 \div 40)^\circ\text{C}$$

This experimental value is not in contradiction with the design value calculated in [1], $\alpha_T^{\text{cal}} = -1 \cdot 10^{-4} / ^\circ\text{C}$, and falls within the range of reactivity temperature coefficient for research reactors moderated and cooled by water [2].

Although α_T is relatively large for water moderator, its temperature effect does take place with some delay, whereas reactivity coefficient due to variation of temperature inside fuel elements gives rise to a more instantaneous effect. For VVR-M2 type fuel of the Dalat reactor, this value is $-0.02 \cdot 10^{-4} / ^\circ\text{C}$ [1], and for TRIGA type fuel, it is $-1.3 \cdot 10^{-4} / ^\circ\text{C}$, [3]. Therefore TRIGA reactors possess intrinsic stability much greater than the present reactor.

III. XENON POISONING

Xenon poisoning is a negative reactivity effect due to Xe^{135} , a U^{235} fission product having very strong thermal neutron absorption. At 500 kW nominal power, corresponding to average neutron flux of $3.4 \cdot 10^{12} \text{ n/cm}^2/\text{sec}$, Xenon poisoning effect in the Dalat reactor has been measured by control rod compensation method. In Fig. 1 is shown variation of Xenon reactivity versus working time at 500 kW compared with theoretical calculation [4].

It is seen that Xenon reactivity is negative with absolute value increasing with time and attaining equilibrium value

$$\rho_{\text{Xe}} = - (1.61 \pm 0.06) \beta_{\text{eff}} = -1.3 \%$$

after about 60 hours at 500 kW.

From calculation it is also found that maximum reactivity worth after reactor shut-down, the so called Iodine pit effect, is :

$$-0.06 \beta_{\text{eff}} = -0.05 \%,$$

and the total maximum Xenon poisoning of the Dalat reactor at nominal power is -1.35% .

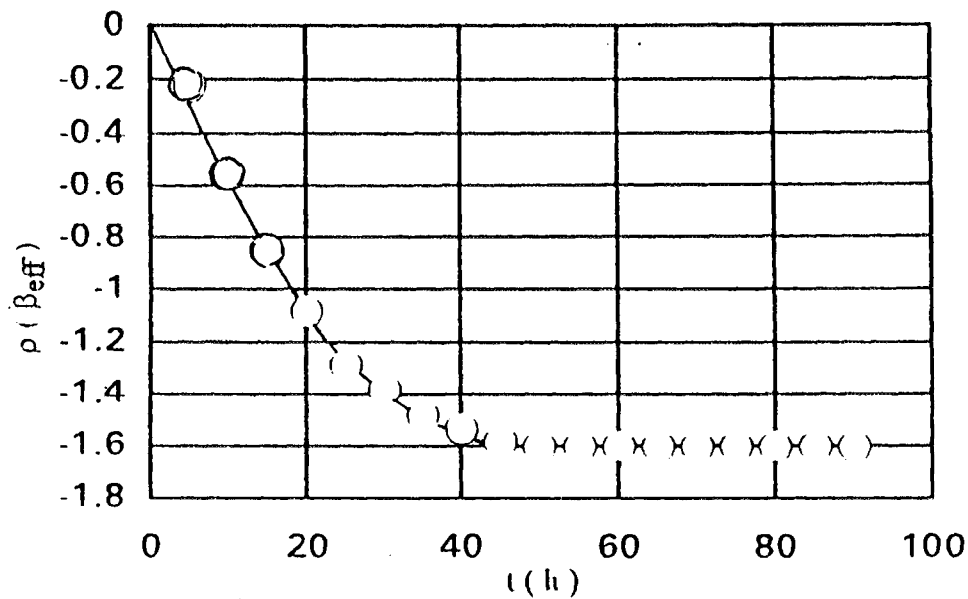


Fig. 1. Variation of reactivity due to Xenon poisoning versus working time of reactor at 500 kW, corresponding to neutron flux of $3.4 \cdot 10^{12}$ n/cm²/sec.

○ : Experiment
 — : Computation

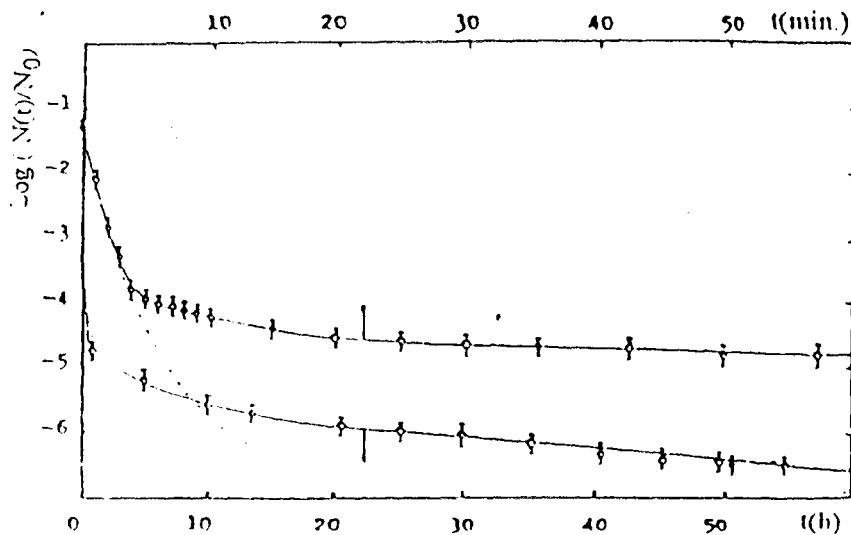


Fig. 2 : Time spectrum of the delayed neutrons after reactor shut down.

○ : Experimental data.
 — : Fitting curve for 6 fission neutron components and 10 photoneutron components.
 - - - : Calculation curve for 6 fission neutron components.

IV. PHOTONEUTRON CONTRIBUTION

In the Dalat reactor, delayed neutrons come from two contributions : neutron disintegration of U^{235} thermal fission products and neutron emission of beryllium material inside reactor core by capture of gamma rays having energy higher than 1.67 MeV. The problem of determining the latter contribution, i.e. delayed photoneutron contribution, is needed in studying reactor dynamics and in assessing neutron source remained after shut-down.

Total effective delayed neutron fraction, β_{eff} , consists then of two parts : β_U , effective delayed fission neutron fraction from U^{235} , and β_{Be} , effective delayed photoneutron fraction from $Be(\gamma,n)$ reactions. Experimental data of delayed neutron spectra have been time analyzed, see [5], into 15 components, of which 6 components are from U^{235} fission and 9 others from (γ,n) reactions on beryllium. It resulted that in media composed of only beryllium, delayed photoneutron fraction is $15.175 \cdot 10^{-5}$, i.e. with known delayed neutron fraction from U^{235} fission $\beta_U = 0.0064$, one has :

$$\beta_{Be} = 2.31 \% \text{ and } \beta_U = 97.69 \%$$

In the experiment on rapid shut-down realized on a critical assembly with cylindrical core composed of enriched uranium (10 % U^{235}) and beryllium reflector; $Be/U^{235} = 1777 \div 3112$, [6], one obtained delayed photoneutron fraction of $14.808 \cdot 10^{-5}$, so

$$\beta_{Be} = 2.26 \% \text{ and } \beta_U = 99.74 \%$$

In the Dalat reactor, time spectra of delayed neutron were measured after reactor shut-down following a continuous run of 100 hours at 500 kW. Neutron spectra, measured by fission detector KNK-15 of the reactor control system AKNP and by IN-90 acquisition computer, are compared with indium foil activation data. In Fig. 2 time spectrum of delayed neutrons during 64 hours after reactor shut-down, normalized to unit at the moment of shut-down, presents sharp variation at the beginning. This rapid part is mainly contributed by delayed neutrons from U^{235} fission products, after about 10 minutes this contribution can be neglected in comparison with delayed photoneutrons, slowly varying neutron source of intensity about $10^{-4} \div 10^{-7}$ times the neutron source level at the moment of shut-down. So the photoneutron source left after reactor shut-down gives the neutron flux of about $(10^5 \div 10^8) \text{ n/cm}^2/\text{sec}$. This extraneous neutron source is used for starting-up the reactor.

A global estimation from time spectrum gives

$$\beta_{Be} = 0.46 \% \text{ and } \beta_U = 99.54 \%$$

These data show that β_{Be}/β_U ratio is smallest for the Dalat reactor (0.46 %), whereas it is the biggest for reactor moderated only by beryllium (2.31 %). This can be explained by the fact that beryllium reflector of the Dalat reactor is only a supplementary

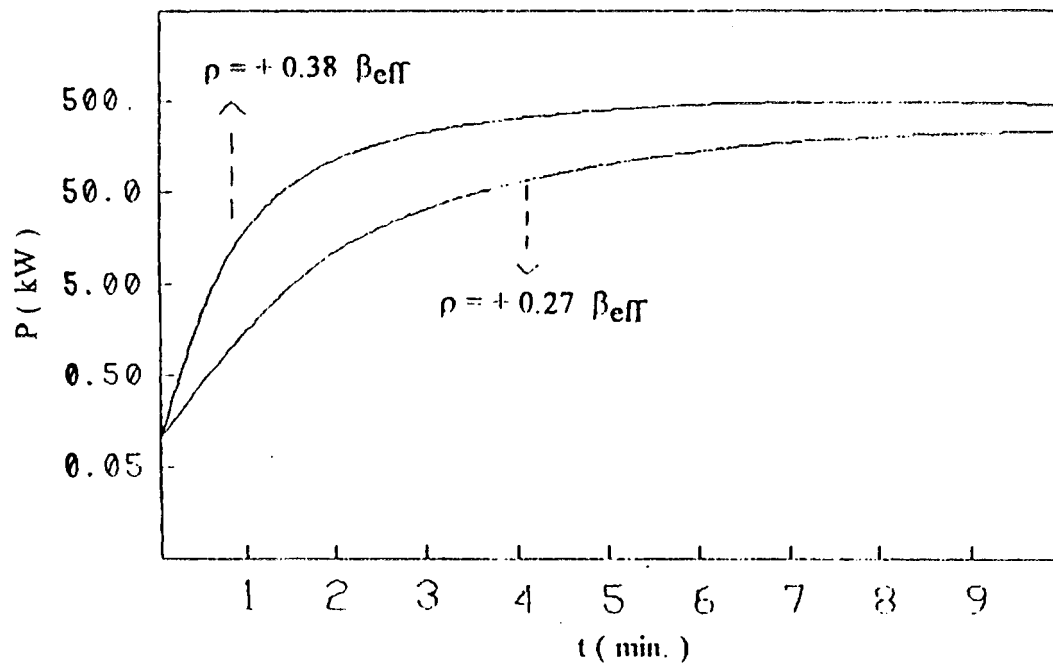


Fig. 3. Dependence of reactor power on time after insertion of positive reactivities.

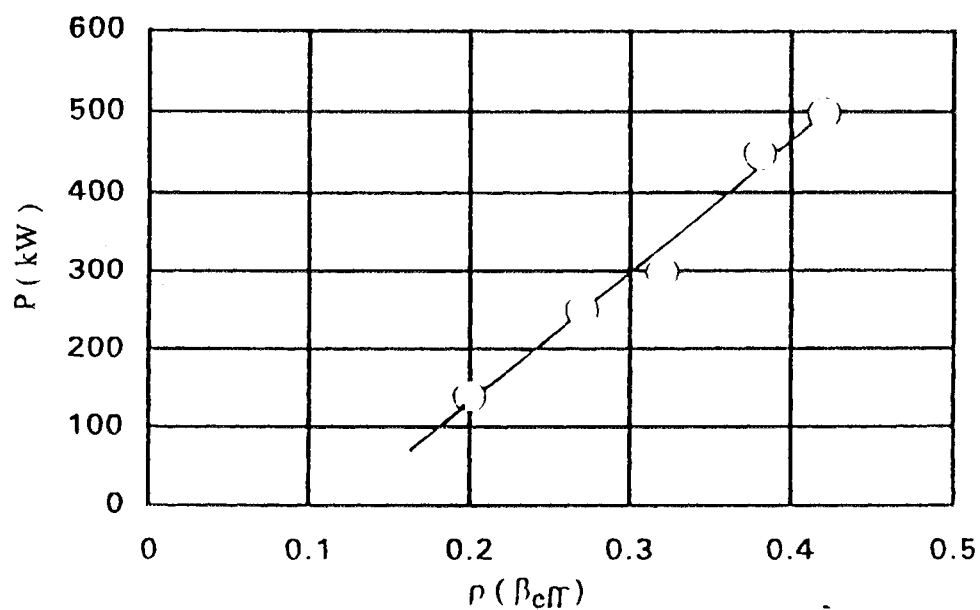


Fig. 4. Dependence of stable power levels attained on positive reactivity inserted.

reflector composed of some Be-plates and Be-rods disposed separately on the circumference of the graphite reflector (weight ratio Be/U²³⁵ = 8.7).

V. POSITIVE REACTIVITY INSERTION BEHAVIOR

A nuclear reactor is a controlled system with feedback. From the dynamics point of view, it is then important to study stability property of the reactor under modification of dynamic parameters.

For its behavior studied during the short time after a rapid insertion of positive reactivity, Xenon poisoning effect can be neglected, reactor stability is then assured only by negative feedback of moderator and temperature effects.

For the Dalat reactor, stability has been studied at 0.1 kW for different values of reactivity inserted by withdrawing control rod. In Fig. 3 is shown the increase of reactor power versus time for inserted reactivity of $+0.27 \beta_{\text{eff}}$ and $+0.38 \beta_{\text{eff}}$ and the power levels attained after 10 minutes due to negative feedback of water and fuel temperature effects. In Fig. 4 is shown the dependence of attained stable power levels on inserted positive reactivity.

From this study it is confirmed the safe operation specification, i.e. in order to avoid reactor shut-down by over-power condition it is necessary to limit positive reactivity inserted to value of less than $0.4 \beta_{\text{eff}}$.

Furthermore, as already mentioned in Section II, TRIGA reactor has a stability behavior better than the Dalat reactor because of TRIGA's higher negative instantaneous temperature coefficient. Indeed, TRIGA reactor can support inserted positive reactivity of $1 \beta_{\text{eff}}$ resulting in reactor period of 1 sec and reaching only 120 kW stable power level after having attained several hundred MW [4].

VI. CONCLUSION

The main results of the investigation of the kinetic characteristics of the Dalat reactor are as follows:

1. The temperature coefficient of reactivity for water-moderator is about - ($0.8 \div 1.2$) $10^{-4} / ^\circ\text{C}$ for temperature range of ($20 \div 40$) $^\circ\text{C}$.
2. The reactivity coefficient of Xenon poisoning effect is -1.3 % .
3. The effective delayed photoneutron fraction from Be(γ ,n) reactions is 0.46 %.
4. The safe positive reactivity inserted is of less than $0.4 \beta_{\text{eff}}$.

5. The Dalat reactor possesses an intrinsic stability much less than the TRIGA reactor because the instantaneous temperature coefficient of reactivity and safe positive reactivity inserted of the Dalat reactor ($-0.02 \cdot 10^{-4} / ^\circ\text{C}$ and $0.4 \beta_{\text{eff}}$) are much less than those of the TRIGA reactor ($-1.3 \cdot 10^{-4} / ^\circ\text{C}$ and $1 \beta_{\text{eff}}$).

VII. REFERENCES

1. Technical design for reconstruction and expansion of the Dalat research reactor, Vol. 3, 1979 (in Russian).
2. Directory of Nuclear Reactors, Vol. 2, IAEA, Vienna, 1959.
Directory of Nuclear Reactors, Vol. 3, IAEA, Vienna, 1960.
3. Technical Foundation of TRIGA, General Atomic Co. , GA-471, 1958.
4. I. X. Ganev.
Physics and calculation of reactors, Energoizdat, Moscow, 1965 (in Russian).
5. G. R. Keepin.
Physics of Nuclear Kinetics, Addison Wesley, 1965.
6. A. K. Krasin at al.
Proceedings of 2nd UN Conference on PUAE, Vol. 2, p. 571, Geneva 1958.

EXPERIMENTAL DETERMINATION OF FUEL SURFACE
TEMPERATURES IN THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

- + Ngo Phu Khang, Ngo Quang Huy, Tran Khac An,
Pham Van Lam, (Nuclear Research Institute,
Dalat - Vietnam)
- + P.A. Diakov, A.F. Sacsanov, (The USSR State
Committee on the Utilization of Atomic Energy)

ABSTRACT

Measured fuel surface temperatures, obtained at various locations of the core of the Dalat nuclear research reactor under normal operating conditions, are presented, and some thermal characteristics of the reactor are discussed.

1. INTRODUCTION

The Dalat nuclear research reactor is a 500 kW pool reactor with Soviet VVR-M2 fuel bundles cooled by natural convection. The reactor core, designed in the Soviet Union, is installed in a 2.0 meter diameter, 6.2 meter deep aluminum tank.

The core consists of 89 fuel bundles, a central neutron trap, and three experimental channels. Each fuel bundle is composed of three concentric layers (see Fig.1): 2 cylindrical inner tubes and a hexagonal outer tube. The cladding material is 0.9 mm thick aluminum. The weight of U-235 in each fuel bundle is approximately 40 gram.

On the thermal hydraulic point of view, 500 kW is a relatively high power for natural convection cooling. However, cooling was enhanced by the addition of an extracting well in 1982 during the reconstruction (see Fig.2). Water boiling at a fuel element surface is harmful and can lead to a dangerous situation. Consequently, the surface temperature of a fuel element must be maintained well below the temperature at which surface boiling occurs. Therefore, careful measurement of fuel surface temperature can assist with both nuclear safety and prospective power upgrading studies.

In this paper, an apparatus for measuring fuel surface temperature is described. Some vertical and radial fuel surface temperature distributions, obtained under various reactor conditions (power level, relative positions of the shim rods, etc.), are presented. Experimental and calculated fuel surface temperature at one of the hottest positions of the core are compared. Finally, some general assessments of the thermal characteristics of the reactor are presented.

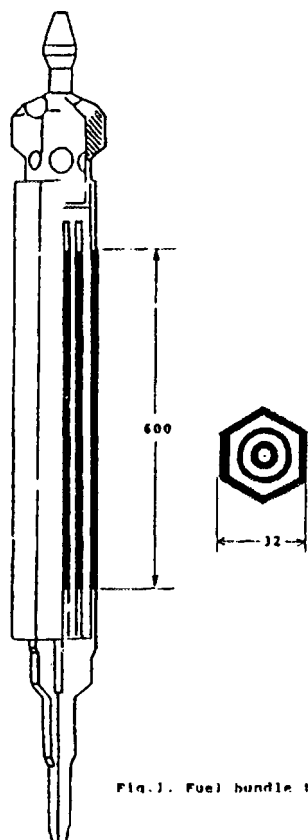


Fig. 1. Fuel bundle type VVR-M2

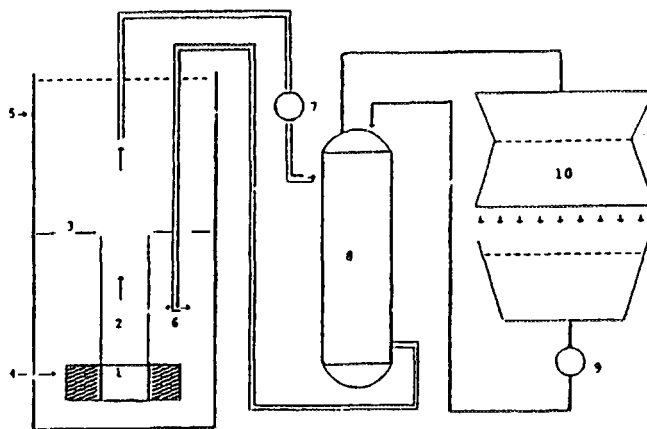


Fig. 2. Schematic diagram of the Dnipro reactor cooling system

1- Reactor core, 2- Extracting well, 3- Support plate of extracting well, 4- Graphite reflector, 5- Reactor tank, 6- Position of inlet primary loop pipe in the tank, 7- Primary pump, 8- Heat exchanger, 9- Secondary pump, 10- Cooling tower.

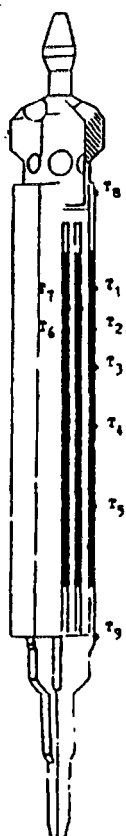
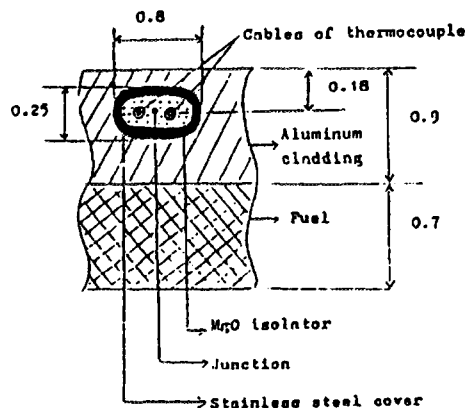


Fig. 3. Instrumented fuel bundle with thermocouples for measurement of fuel surface temperature

Fig. 4. Incorporation scheme of thermocouple in aluminum cladding of instrumented fuel bundle



2. EXPERIMENTAL INSTRUMENT

The device used to measure the fuel surface temperatures consisted of an instrumented fuel bundle (IFB) together with an electronic measuring system (see Figs. 3-5). The IFB is of the same VVR-M2 type as normally used in the Dalat reactor. Nine Chromel-Coppel thermocouples were incorporated into the IFB. Of these, five were incorporated in the aluminum cladding of the hexagonal outer tube; two were incorporated in the aluminum cladding of the two cylindrical inner tubes and the remaining two were in direct contact with water to measure the core coolant inlet and outlet temperatures.

The location of the 9 thermocouple junctions along the IFB is as follows:

Junction notation	Temperature notation	Distance from IFB centreline (mm)	Remark
J ₁	T ₁	230	-Hexagonal outer tube
J ₂	T ₂	180	"
J ₃	T ₃	130	"
J ₄	T ₄	0	"
J ₅	T ₅	-150	"
J ₆	T ₆	210	-Middle cylindrical tube
J ₇	T ₇	210	-Innermost cylindrical tube
J ₈	T ₈	345	-Measurement of the core outlet water temperature
J ₉	T ₉	-355	-Measurement of the core inlet water temperature

The junction of each thermocouple (other than J₈ and J₉, which measure the water temperature) was buried 0.3 mm inside the 0.9 mm thick aluminum cladding of the IFB. The presence of thermocouples in the IFB did not affect its thermal hydraulic performance thanks to careful measures during construction [1].

The supporting electronic system consisted of an analog processing unit (amplifier plus analogue-to-digital converter) interfaced with an AT personal computer. A block schematic of the system is shown in Fig. 5.

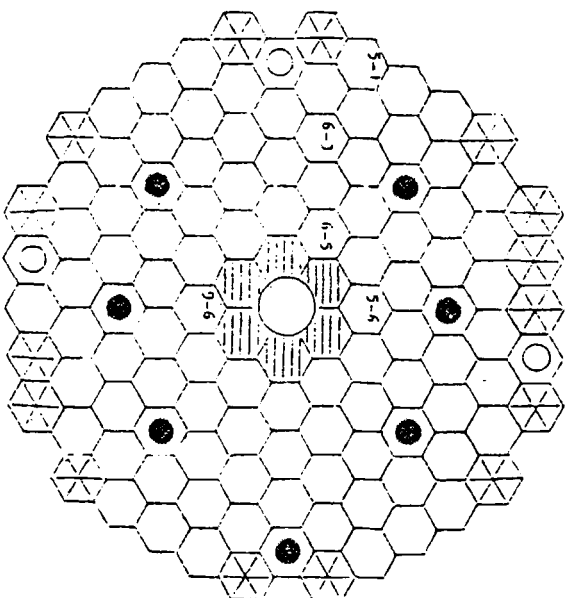
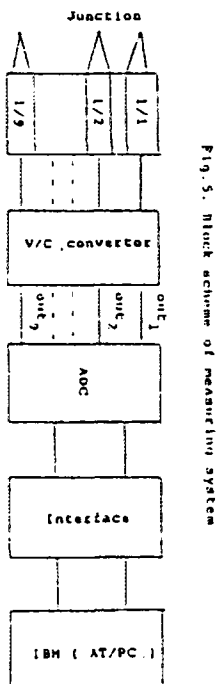
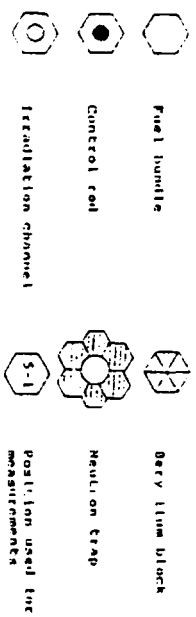


Fig. 6. Layout of the Dainat reactor core.



3. RESULTS

Temperatures were measured at selected locations in the reactor core. At each of these locations, the normal fuel element was replaced by the IFB and thermocouple temperatures monitored. At each location, 6 different measurement sets could be obtained by revolving the hexagonal IFB around its axis by angles of 60° . After the IFB was placed in the core, the reactor was operated at a fixed power level. Temperatures $T_1 - T_9$ were monitored and recorded by computer. Fig.6 shows the layout of the reactor core, and the positions where measurements were made.

3.1. Axial fuel surface temperature distribution

This distribution was determined for the outer hexagonal tube of the fuel element at cells 9-6, 6-5 and 5-1 (see Fig.6). The measured temperatures $T_1 - T_5$ along the core height are shown in Figs.7, 8 and 9 for various reactor power levels between 50 and 500 kW. All curves have the same shape with the maximum temperature position near the center of the core.

The effect of shim rods is shown in figure 7. Both the temperature distribution and maximum temperatures vary slightly with shim rod position.

3.2. Radial fuel surface temperature distribution

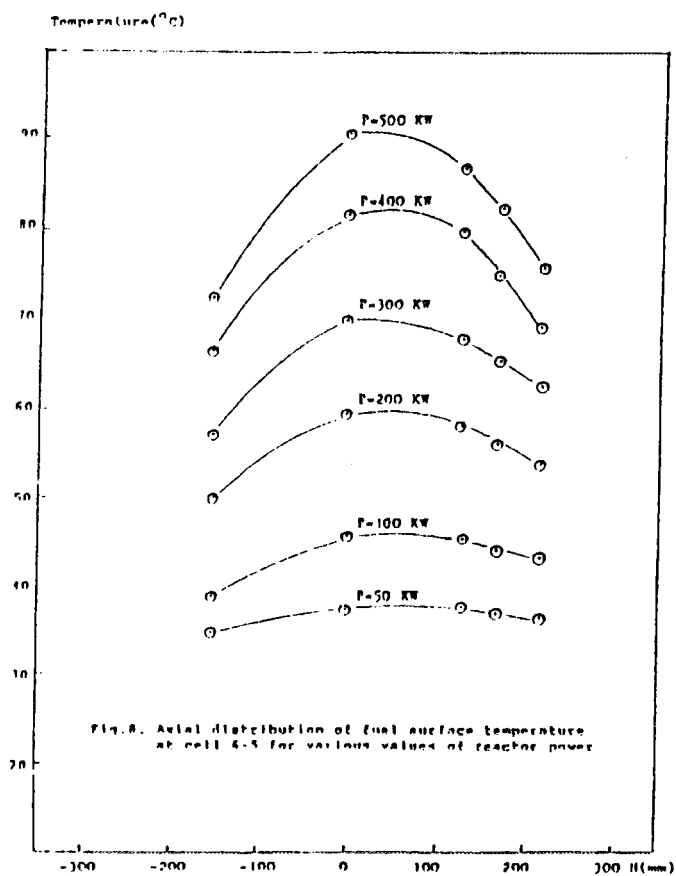
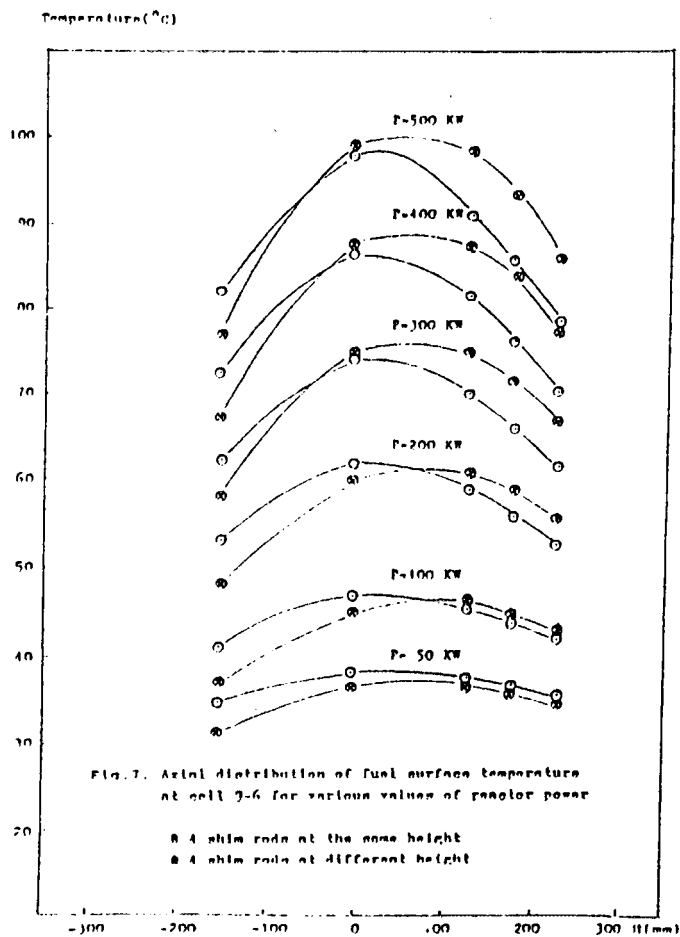
The radial distribution of surface temperatures over the reactor core was obtained from measurements carried out at cells 5-1, 6-3, 6-5, 5-6 and 9-6. Fig.10 shows the T_4 data (i.e. maximum temperature at each fuel element location) for a reactor power of 500 kW. It can be seen that the highest T_4 temperature is reached at one of the hottest positions in the core (cell 5-6) close to the neutron trap.

The radial temperature distribution within a fuel element was obtained from data from thermocouples T_2 , T_6 and T_7 which are located on the three separate fueled sections of the IFB. This data, as obtained at cell 5-6, is shown in figure 11. This figure indicates that the highest temperature is on the outer surface near the neutron trap.

The data obtained at different locations in the core indicate that cells 5-6 and 9-6 are at the hottest positions, and the surface temperature at these positions reaches a maximum of about 99°C on the hexagonal outer tube for the reactor operating at nominal power.

3.3. Variation of maximum water and fuel surface temperatures with reactor power levels

Fig.12 shows the dependence on power level of fuel surface



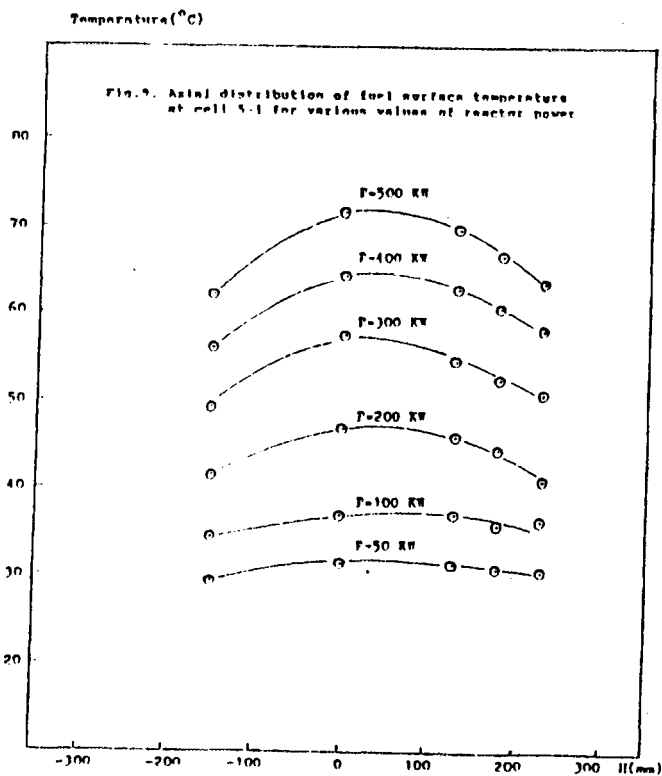


Fig. 10. Variation of temperature T_1 with position at reactor power of 500 kW

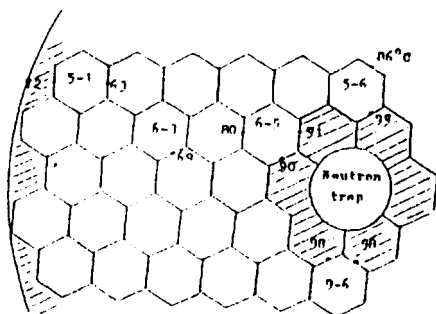
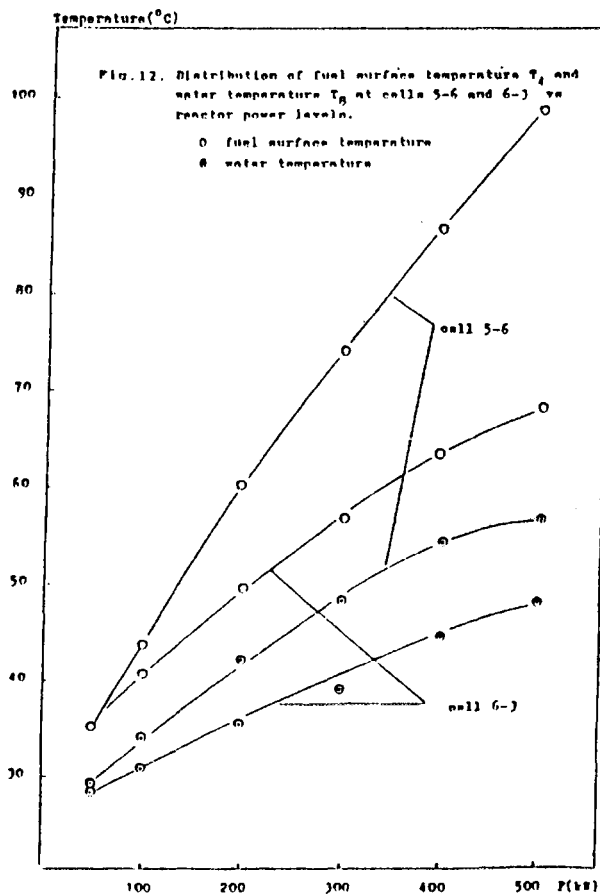
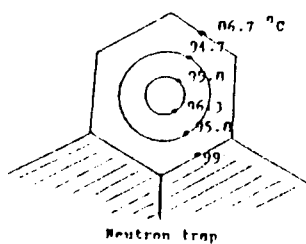


Fig. 11. Temperature T_2 , T_6 and T_7 at cell 5-6 at reactor power of 500 kW



temperature T_4 and water temperature T_8 at cells 5-6 and 6-3. It is clear ⁴ that these temperatures increase proportionally with the reactor power at lower power levels and change more slowly at larger power levels.

4. COMPARISON OF PREDICTED AND MEASURED TEMPERATURES

The method of predicting thermal hydraulic characteristics of the Dalat reactor can be found in [2]. The following table gives predicted and experimental maximum fuel surface temperature for various power levels.

Reactor power(kW)	Maximum fuel surface temperature(C)	
	Theoretical	Experimental
50	39.56	41.0
100	48.34	47.0
200	62.62	62.0
300	74.76	74.0
400	86.37	86.5
500	98.71	99.0

While IFB measurements could only made at some restricted locations, theoretical calculation can give temperature values at any position in the reactor core height. The good agreement of measured and predicted temperatures at locations where the IFB could be placed adds confidence to the validity of predicted temperature at any location in the core. Since the IFB was placed at locations of particular interest, the agreement of predicted and measured temperatures here indicates that we can be particularly confident that the prediction method is reliable at these locations.

5. CONCLUDING DISCUSSION

Experimental temperature measurements show that maximum fuel surface temperature at the hottest cell of the Dalat reactor can reach nearly 100°C when the primary water temperature at the

reactor tank inlet has attained its highest permitted value of 30°C . Although 100°C is slightly larger than the upper limit, it is far below temperature T_k at which surface boiling occurs. However, 100°C should not be exceeded since during the reactor start-up, measured fuel surface temperatures reached a peak approximately 2°C higher than the steady state peak. According to the designer's documents, the scram limit is set at 110% of nominal power. In this case, the fuel surface temperature would reach a value of about 108°C , which coincides with the saturated water temperature in the reactor core (but is still well below the temperature T_k at which surface boiling would occur $T_s=116^{\circ}\text{C}$ [2]).

The experiments also indicate that the temperature of water and fuel surface quickly become stable during start-up. This is a desirable feature of the Dalat reactor.

REFERENCES

- [1]. Technical documents of the experimental apparatus for fuel surface temperature measurement of the Dalat nuclear research reactor, The USSR state committee on the utilization of atomic energy, Moscow 1989.
- [2]. Ngo Phu Khang : Study of thermal hydraulic characteristics and possibility of power upgrading of the Dalat nuclear research reactor, Int.Rep., Dalat 1987.

THERMOHYDRAULIC CHARACTERISTICS UNDER SOME TRANSIENT
CONDITIONS OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

Ngo Quang Huy, Ngo Phu Khang
Tran Khac An, Huynh Ton Nghiem

ABSTRACT

Some experimental and theoretical thermal hydraulic characteristics of the Dalat nuclear research reactor are presented, together with some general assessments, from a thermal hydraulic point of view, of its safety under transient conditions.

1. INTRODUCTION

The experimental device used for measuring in-core temperatures of the Dalat nuclear research reactor has been operating since 1990 to achieve its objectives, namely, the experimental determination of water and fuel surface temperature under normal and transient conditions of the reactor, required as part of thermal hydraulic study of some nuclear safety aspects of the reactor view. Some recent experimental data were obtained from this device [1], allowing some significant conclusions about the safe operation of the reactor under normal working condition to be drawn.

Further assessment of the Dalat reactor safety requires a study of transient processes. Nearly all reactor dynamic behavior is closely coupled to the water and fuel surface temperature distributions in the core. The technical design documentation [2], and theoretical thermal hydraulic calculations performed after reactor inauguration [3], give some results of various hypothetical accidents (reactivity accident, loss of coolant flow accident, etc). However, using the instrumented fuel bundle (IFB) into which 9 Chromel-Coppel thermocouples have been inserted, we can obtain time-dependent temperature data not only for rapid insertion of a significant positive reactivity in the core but also during transient processes such as changes of reactor power, water flow rate in the primary loop, and temperature at reactor tank inlet. In the following, some experimental thermal hydraulic characteristics are presented for the Dalat reactor under transient conditions. The paper outlines a method used to calculate transients which occur if the reactor runs without its cooling system. Finally, experimental and predicted transient temperature data are compared, and some assessments are made of the Dalat reactor's safety during transient conditions.

2. EXPERIMENTAL RESULTS

A description of the instrumented fuel bundle together with an electronic measuring system can be found in [1]. The transient cases considered in this paper are :

- Manual step by step reactor start-up
- Automatic reactor start-up
- Planned reactor shut-down
- Reactor scram due to primary pump failure
- Reactor operation at 300 kW power with no cooling system
- Reactor operation at 200 kW power with no cooling system
- Reactor operation at 200 kW power following the reintroduction of the cooling system after its non-operation for a few hours.

Figures 2 - 8 show experimental temperatures and power as a function of time at cell 9-6 [see Fig.1] of the core for all the above cases. The notation of these curves is as follows:

i ($i=1,2,\dots,7$)	: fuel surface temperature T_i ($^{\circ}\text{C}$)
i ($i=8,9$)	: water outlet and inlet temperature ($^{\circ}\text{C}$)
P	: reactor power (% of nominal value)
t	: time

Figs.2 and 3 show that during reactor start-up, water and fuel surface temperatures quickly become stable. Therefore, as described in the reactor operating instructions [4], automatic instead of manual start-up is completely acceptable. Figs.4 and 5 show rapid decreases in power and temperatures, except for the temperature at the inlet of the IFB, after reactor shut-down. Experimental results obtained when the reactor ran without its cooling system at 200 and 300 kW are shown in Figs.6 and 7. In this case, temperatures T_i ($i=1,2,\dots,9$) increase almost linearly with time. Fig.8 presents data obtained when positive reactivity was rapidly inserted in the core when operating at 200 kW. This event was achieved by turning on the cooling system, i.e. inserting cool water in the core, following a period when the cooling system was not used. This abnormal situation has a significant effect on the safety of the reactor and it must be considered seriously during operation.

3. CALCULATION RESULTS

3.1. Model

In order to obtain an estimate of the maximum water and fuel element surface temperatures for the case of the reactor running without its cooling system, a simple thermal hydraulic model was developed. The model considers reactor core cooling by natural convection, and makes the following assumptions :

- Hydraulic processes in the reactor tank are quasi-stationary.

- Heat transfer from the tank into the surrounding air is mainly through the open surface of the reactor tank water.
- The temperature of the surrounding air T_{kk} is assumed to be constant ($T_{kk} = 20^{\circ}\text{C}$)

According to this model, the water flow rate through the reactor core is given by :

$$9.81 [\gamma_5 H_1 + \gamma_4 H_2 - \gamma_1 H_1 - \gamma_2 H_2] = p_1 + p_2 + p_4 + p_4 \quad (1)$$

$$\text{With : } p_1 = (\lambda_1 H_1 / D_1 + \xi_1) (G/S_1)^2 / 2\gamma_1 \quad (2)$$

$$p_2 = (\lambda_2 H_2 / D_2 + \xi_2) (G/S_2)^2 / 2\gamma_2 \quad (3)$$

$$p_4 = (\lambda_4 H_2 / D_4 + \xi_4) (G/S_4)^2 / 2\gamma_4 \quad (4)$$

$$p_5 = (\lambda_5 H_1 / D_5 + \xi_5) (G/S_5)^2 / 2\gamma_5 \quad (5)$$

In the above,

- p_i : hydraulic loss in space i
- G : water flow rate through the core
- H_1 : reactor core height
- H_2 : extracting well height
- γ_i : water density at temperature T_i
- D_i : equivalent hydraulic diameter of space i
- S_i : flow area through space i
- λ_i : friction coefficient of space i
- ξ_i : local hydraulic resistance of space i

The heat balance in the reactor tank can be written as:

$$\alpha_b F_b (T_b - T_{kk}) + c_p (T_b) m_b dT_b/dt = P \quad (6)$$

Where α_b : heat transfer coefficient through open surface of the reactor tank water

F_b : area of open surface of the reactor tank water

T_b : average temperature of the reactor tank water

T_{kk} : temperature of the surrounding air

c_p : water specific heat at constant pressure

m_b : mass of water in the reactor tank

P : reactor power

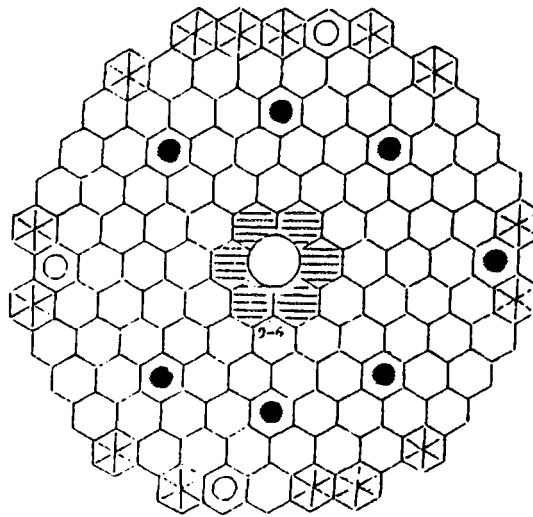


Fig. 1. Layout of the Daisa reactor core

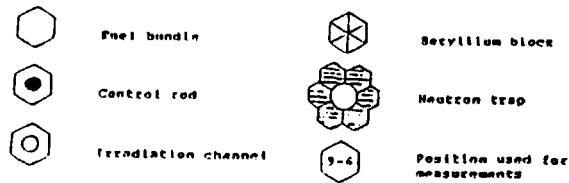


Fig. 2. Manual step by step reactor start-up

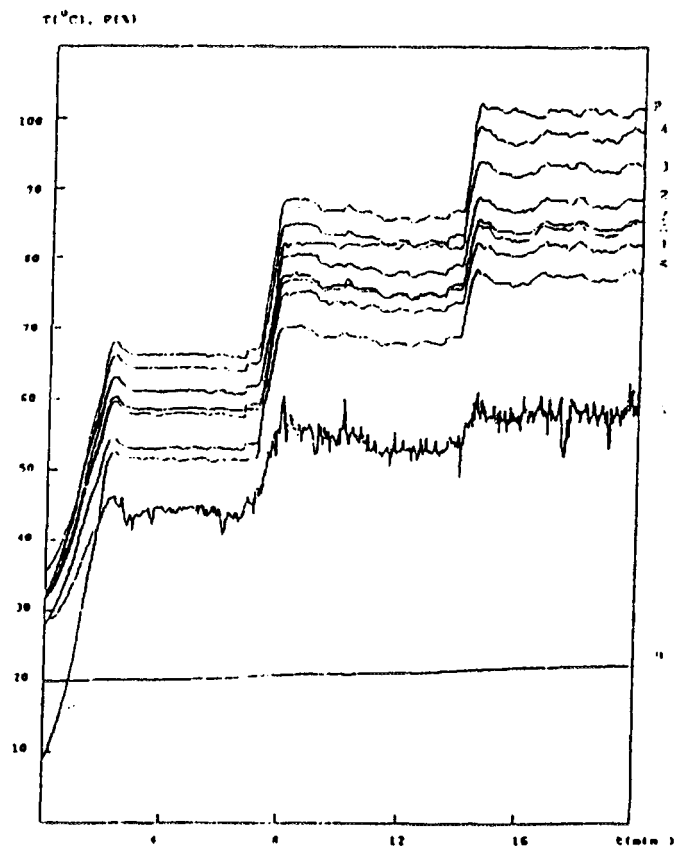


Fig.3. Automatic reactor start-up

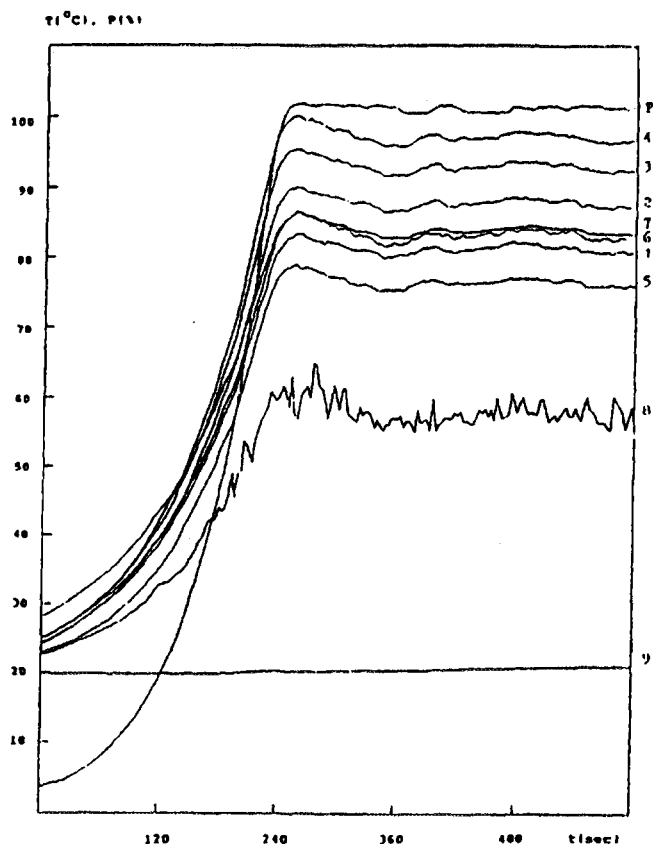


Fig.4. Planned reactor shut-down

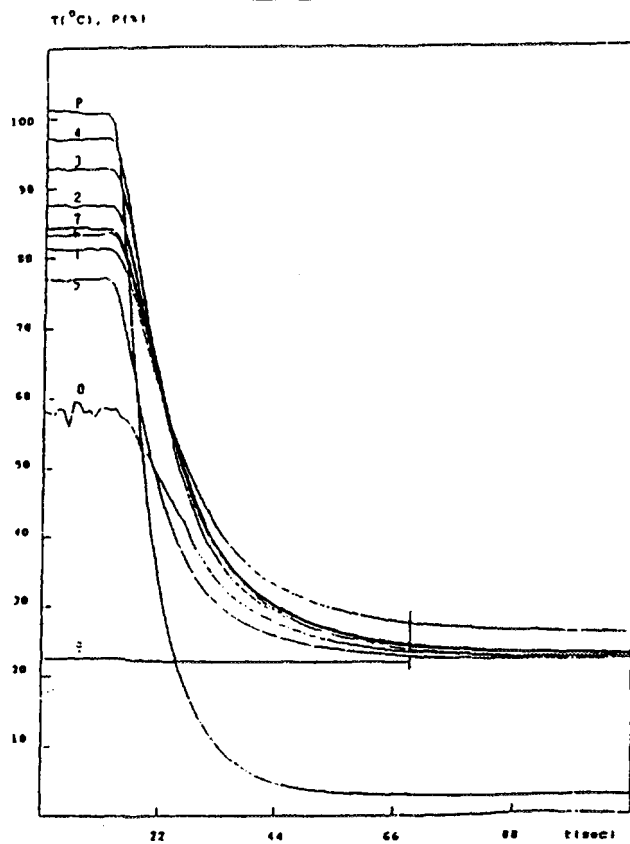


Fig.5. Reactor scram due to primary pump failure

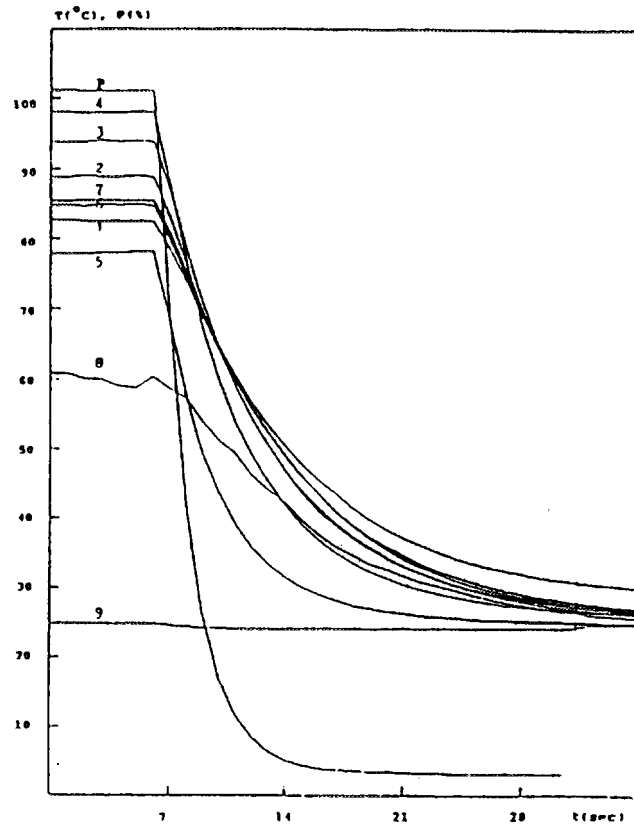


Fig.6. Reactor operation at 300 kW power with no cooling system

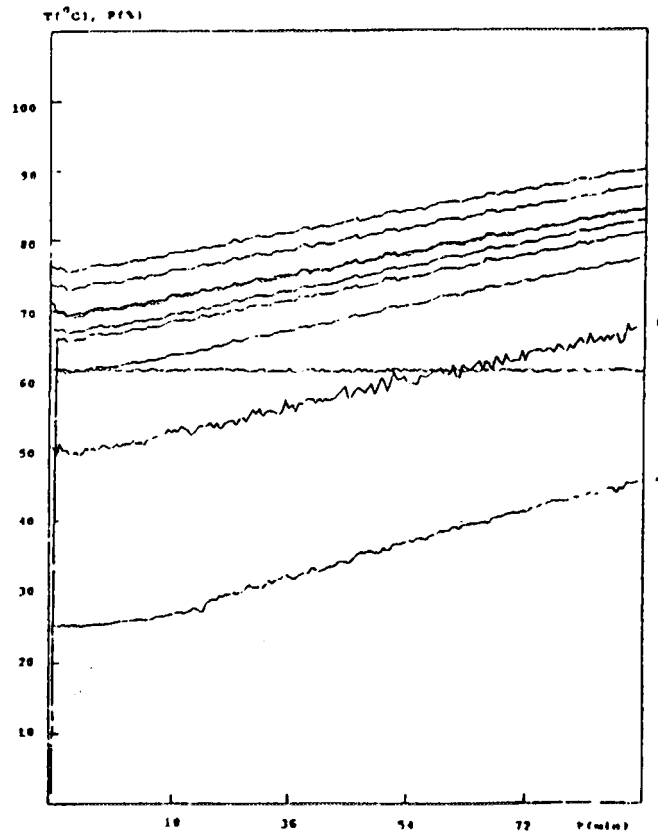


Fig. 7. Reactor operation at 100 kW power with
no cooling system

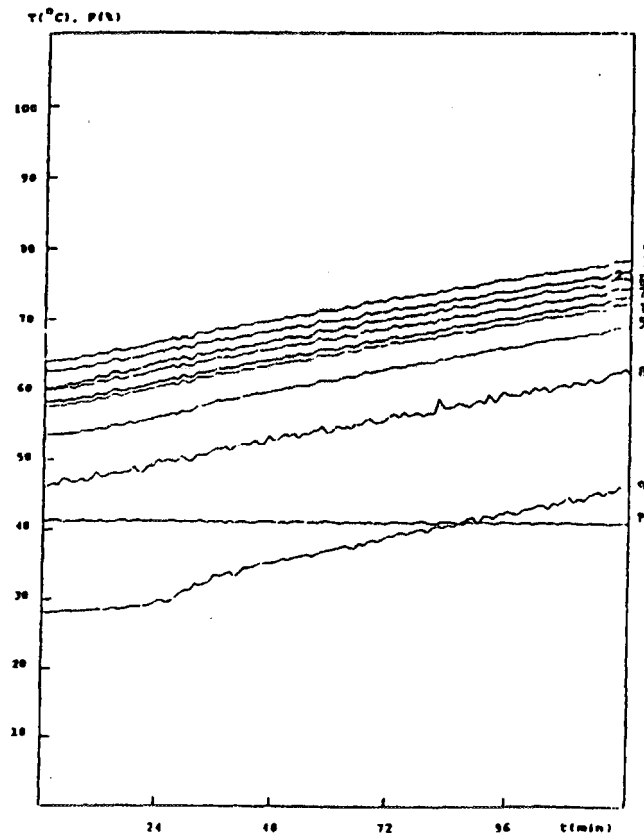
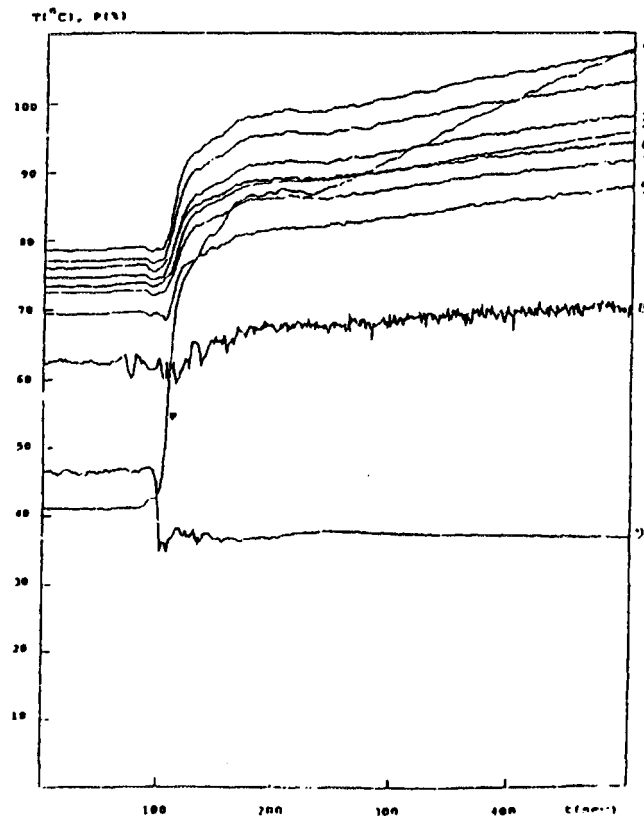


Fig. 8. Reactor operation at 100 kW power following
the reintroduction of the cooling system
after its non-operation for a few hours



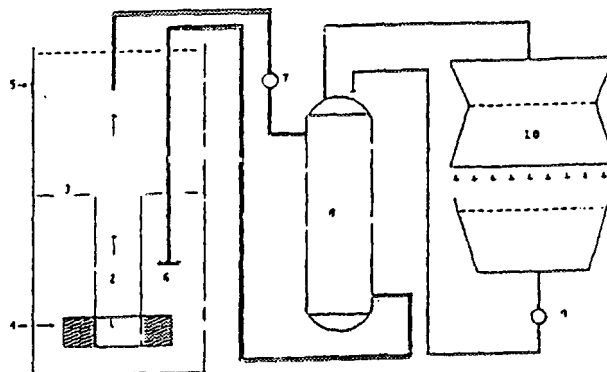


Fig. 9. Schematic diagram of the Osilat reactor cooling system

1- Reactor core, 2- Retracting well, 3- Support plate of retracting well, 4- Granite reflector, 5- Reactor tank, 6- Position of inlet primary loop pipe in the tank, 7- Primary pump, 8- Heat exchanger, 9- Secondary pump, 10- Cooling tower.

The axial coolant and surface temperatures for the hottest fuel element at any moment t can be given by :

- Water temperature : $dT(z)/dz = 4q_s(z)/c_p \gamma w D_1$ (7)

- Fuel surface temperature : $T_s(z) = T(z) + q_s(z)/h$ (8)

Where $q_s(z)$: surface heat flux
 γw : mass rate
 h : heat transfer coefficient

3.2. Results

Tables 1 - 5 give the predictions for the reactor running at various power levels without its cooling system. The tank water temperature at the beginning of each run is assumed to be 25°C. Tables 6 and 7 compare the predicted and experimental temperatures for those data illustrated on Figs.6 and 7.

Table 1. Predicted temperatures for reactor operation at 500 kW without cooling system

Time(min.)	Maximum temperature of water in the core [°C]	Maximum fuel surface temperature [°C]
0	50.5	96.7
10	52.9	98.6
20	55.5	100.7
30	58.2	103.1
40	61.1	105.6
50	64.1	107.7

Table 2. Predicted temperatures for reactor operation at 400 kW without cooling system

Time(min.)	Maximum temperature of water in the core [°C]	Maximum fuel surface temperature [°C]
0	47.9	86.3
20	51.9	89.7
40	56.4	93.6
60	61.2	97.9
80	66.3	101.9
100	71.9	105.4

Table 3. Predicted temperatures for reactor operation at 300 kW without cooling system

Time(min.)	Maximum temperature of water in the core (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)
0	44.9	75.1
45	52.2	81.6
90	60.6	89.1
135	69.6	97.1
180	79.5	104.4

Table 4. Predicted temperatures for reactor operation at 200 kW without cooling system

Time(min.)	Maximum temperature of water in the core (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)
0	41.3	62.6
60	48.1	68.9
120	55.7	75.9
180	63.7	83.5
240	72.1	91.5
300	81.1	99.2

Table 5. Predicted temperatures for reactor operation at 100 kW without cooling system

Time(min.)	Maximum temperature of water in the core (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)
0	36.7	48.4
120	43.9	55.2
240	51.9	62.8
360	60.2	71.0
480	68.8	79.3
600	77.6	87.9

Table 6. Comparison of theoretical and experimental temperatures for the case of the reactor running at 300 kW without cooling system

Time(min.)	Maximum temperature of water in the core ($^{\circ}\text{C}$)		Maximum fuel surface temperature ($^{\circ}\text{C}$)	
	Theoretical	Experimental	Theoretical	Experimental
7	46.1	50.0	76.1	75.6
14	47.2	50.8	77.1	77.1
21	48.3	52.4	78.0	78.5
28	49.5	53.6	79.1	79.9
35	50.7	55.6	80.1	80.9
42	51.9	57.2	81.2	81.9
49	53.1	58.0	82.3	83.3
56	54.4	60.8	83.5	84.4
63	55.7	61.8	84.6	85.7
70	56.9	62.2	85.8	86.6
77	58.2	65.2	87.0	88.0
84	59.6	65.4	88.2	89.2

Table 7. Comparison of theoretical and experimental temperatures for the case of the reactor running at 200 kW without cooling system

Time(min.)	Maximum temperature of water in the core ($^{\circ}\text{C}$)		Maximum fuel surface temperature ($^{\circ}\text{C}$)	
	Theoretical	Experimental	Theoretical	Experimental
10	44.7	47.3	65.7	64.8
20	45.8	48.2	66.7	66.2
30	47.0	50.0	67.8	67.4
40	48.2	52.1	68.9	69.0
50	49.4	53.9	70.0	70.5
60	50.6	54.2	71.2	71.4
70	51.9	55.4	72.4	72.8
80	53.1	56.8	73.6	73.9
90	54.4	58.7	74.7	75.1
100	55.7	59.6	75.9	76.3
110	57.0	61.1	77.2	77.4
120	58.3	62.4	78.4	78.5

4. CONCLUSIONS

Significant experimental and theoretical transient thermal hydraulic data have been obtained for the Dalat reactor. As a result of natural convection cooling, water and fuel equilibrium temperatures are quickly reached during reactor start-up and shut-down. In the absence of the primary coolant pump, natural convection cooling by the tank water is sufficient by itself to assure good cooling of the core after shut-down. Moreover, this cooling mechanism is sufficient to allow the reactor to be operated without the heat exchange system for some considerable time. This time depends on reactor power, and may be several hours at lower power level.

REFERENCES

- [1] Ngo Phu Khang et al. : Experimental determination of fuel surface temperature of the Dalat nuclear research reactor, Int. Rept., Dalat, 1990.
- [2]. The USSR state committee on the utilization of atomic energy: Technical design documents of the Dalat reconstructed reactor, Moscow 1979.
- [3]. Nuclear research institute (Dalat) : Safety analysis report of the Dalat reactor, Dalat 1989.

**EXPERIMENTAL INVESTIGATION
OF THE NEUTRON PHYSICS CHARACTERISTICS
OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR**

Ngo Quang Huy

Center of Nuclear Techniques, Ho Chi Minh, Vietnam

Ha Van Thong

Nuclear Research Institute, Dalat, Vietnam

ABSTRACT

The Dalat nuclear research reactor was reconstructed from the TRIGA MARK II reactor installed in 1963 with a nominal power of 250 kW. The new reactor reached its planned nominal power of 500 kW for the first time in February 1984. Investigation of the neutron physics characteristics of the Dalat reactor has been carried out in the course of its operation. The main result obtained is as follows:

- The effective fraction of delayed photon neutrons and the extraneous neutron source left after reactor shut down are measured.
- The lowest power levels of critical states of the reactor are determined.
- The perturbation effect is investigated when a water column or a plexiglass rod is substituted for a fuel element.
- The relative axial and radial distributions of the thermal neutrons measured and the geometrical parameters of the core such as the inhomogeneous coefficients, the bucklings, the effective height and radius, the extrapolated distances are obtained.
- The thermal neutron distributions are measured around the old graphite reflector.

1. INTRODUCTION

The Dalat nuclear research reactor was reconstructed from the TRIGA MARK II reactor installed in 1963 with a nominal power of 250 kW. In 1975 all the fuel elements of the TRIGA reactor had been dismantled and taken away, which effectively caused the reactor to stop its operation. Reconstruction of the reactor with a higher operation power of 500 kW was accomplished with a Russian technological assistance. The new reactor reached its planned nominal power of 500 kW for the first time in February 1984.

The Dalat reactor is unique of its kind in the world: The Russian-designed core is harmoniously integrated into the left-over infrastructure of the

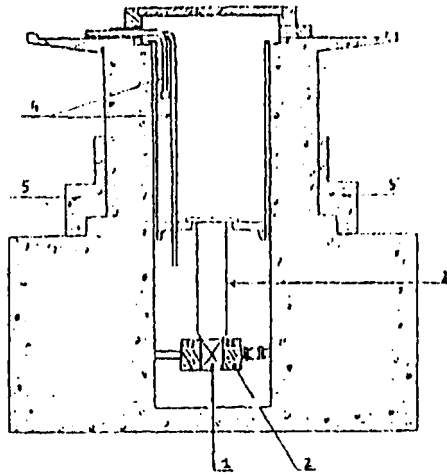


Fig. 1 Elevation of reactor system.

1. Core
2. Graphite Reflector
3. Sucking Tube
4. Primary Cooling System
5. Additional Shielding.

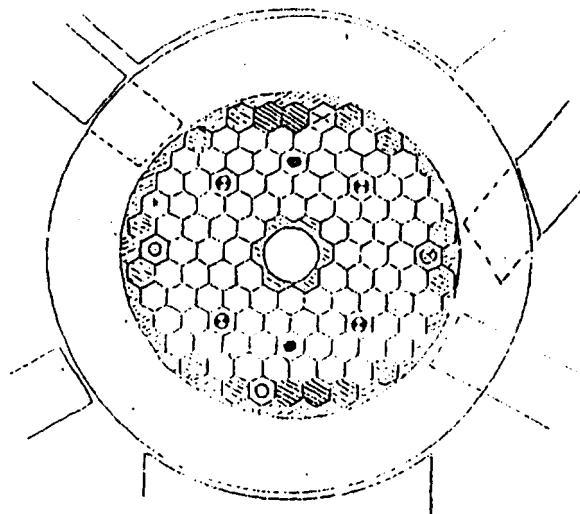
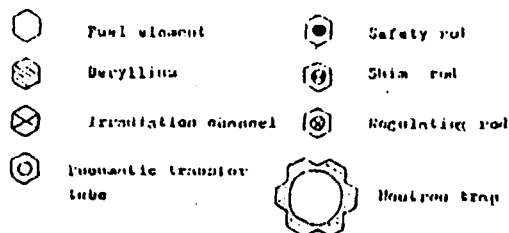


Fig. 2 Reactor Core Arrangement



American-made TRIGA research reactor. The undismounted components of the former reactor are the reactor tank, the concrete shielding, the graphite reflector, the beam tubes and the thermal column.

The new core is loaded with the Russian-made VVR-M2 fuel elements of uranium-aluminum alloy. An amount of beryllium material is placed at the center of the core, forming a neutron trap, and at the periphery of the core, forming a supplementary reflector. The existence of beryllium material introduces an extraneous neutron source induced by $\text{Be}(\gamma, n)$ reactions.

The extraneous neutron source enhances power levels of critical states of the reactor in neutron physics experiments of up to several hundreds watts. It leads to the fact that the measurement of neutron physics parameters in this reactor is more difficult than in a critical assembly or a "pure" reactor in its physics start-up stage, where experiments are carried out at power levels of a few watt.

The paper presents the investigation result of the neutron physics characteristics of the Dalat reactor: The effective fraction of the delayed photoneutrons, the extraneous neutron source left after the reactor is shut down, the lowest power levels of reactor critical states, the neutron field perturbation effect, the relative axial and radial distributions of thermal neutrons in the core and around the graphite reflector.

2. REACTOR DESCRIPTION

A view of the Dalat reactor is presented in Fig.1, in which new components consist of the reactor core, the extracting well and the cooling system. The reactor core of a cylindrical shape with 43.6 cm diameter (Fig.2) is surrounded by the old graphite reflector of 34.6 cm thickness. The reactor is loaded with 89 fuel elements of VVR-M2 type. A fuel element has an overall height of 86.5 cm including 60 cm uranium-aluminum fuel part (36% enriched U^{235}) that consists of three coaxial tubes of 2.5 mm thickness. A tube is made of a 0.7 mm fuel layer sandwiched in by two aluminum cladding layers of 0.9 mm thickness (Fig.3). The average mass of U^{235} in each fresh fuel element is 40.3 g.

Irradiation facilities inside the reactor core consist of a neutron trap, a wet channel and two vertical pneumatic transfer tubes. The reactor is controlled by six boron carbide rods (two safety rods AZ1-AZ2 and four shim rods KC1-KC4) and an automatic regulating stainless steel rod AR.

An additional beryllium reflector layer is inserted between the active core (the fuel region) and the graphite reflector. The equivalent radius of the active core is 18.9 cm and the average thickness of the beryllium layer is 2.9 cm.

3. DELAYED PHOTONEUTRONS

Delayed neutrons in the Dalat reactor come from two contributions: the delayed neutrons from U^{235} fission and the delayed photoneutrons^{from} γ, n reactions induced by gamma rays of energy greater than 1.66 MeV on beryllium material. Determination of the delayed photoneutrons plays an important role in studying

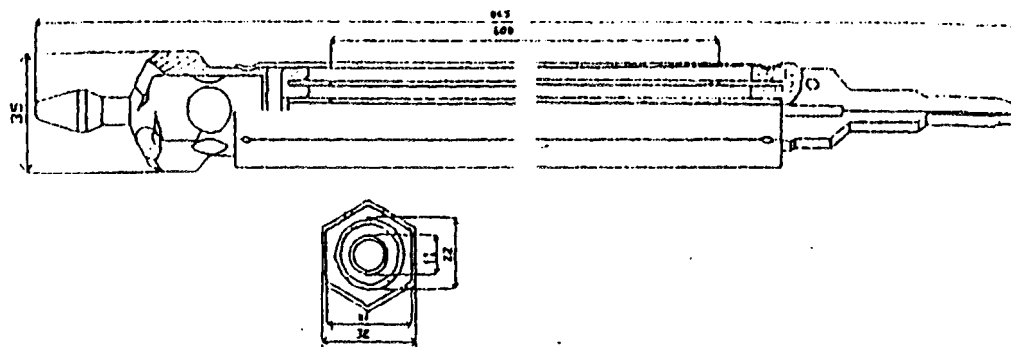


Fig. 3. : Fuel element of VVR-M2 type.

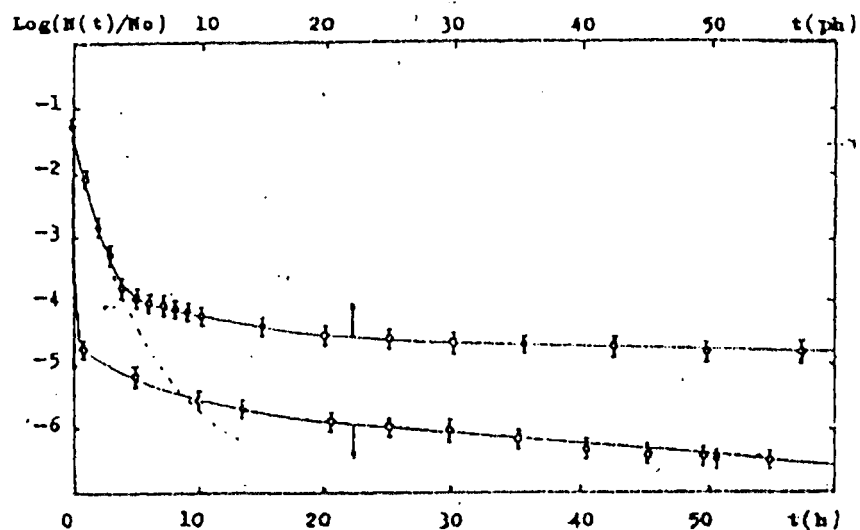


Fig.4. : Time spectrum of the delayed neutrons after reactor shut down.
 o : Experimental data.
 — : Fitting curve for 6 fission neutron components and 10 photoneutron components.
 ---- : Calculation curve for 6 fission neutron components.

the reactor kinetic property and estimating the neutron source left after the reactor is shut down.

The time spectrum of the delayed neutrons is measured when the reactor is shut down after 100 hours of continuous operation at 500 kW power (Fig.4). Fig.4 shows that the delayed U^{235} fission neutron counts decrease rapidly and they may be neglected at 10 minutes after reactor shut down. The delayed photoneutron counts decrease more slowly and remain about $10^{-4} \div 10^{-7}$ of nominal power during 60 hours. So the photoneutron source left after reactor shut down gives the neutron flux of about $10^5 \div 10^8$ n/cm²/s during 60 hours.

The delayed neutron spectrum is analysed into 16 components that consist of 6 components of the delayed U^{235} fission neutrons and 10 photoneutron components. The total effective fraction of the delayed neutrons β_{eff} consists then of two parts: β_{eff}^U , effective fraction of the delayed fission neutrons and β_{eff}^{Be} , effective fraction of the delayed photoneutrons. A global estimation from the time spectrum gives:

$$\beta_{eff}^{Be} = (0.49 \pm 0.02)\% \beta_{eff}$$

$$\beta_{eff}^U = 1 - \beta_{eff}^{Be} = 99.51\% \beta_{eff}$$

Table 1 presents the $\beta_{eff}^{Be}/\beta_{eff}$ ratio function of the m_{Be}/m_U mass ratio for several various media. It is obvious that the $\beta_{eff}^{Be}/\beta_{eff}$ ratio increases with the m_{Be}/m_U mass ratio.

Table 1. $\beta_{eff}^{Be}/\beta_{eff}$ ratio as function of m_{Be}/m_U mass ratio

m_{Be}/m_U	$\beta_{eff}^{Be}/\beta_{eff}$	Reference
8.5	0.49%	This work
1777-3112	2.26%	[1]
Pure beryllium	2.31%	[2]

4. LOWEST CRITICAL POWER LEVELS

The determination of lowest critical power levels of the Dulat reactor containing an extraneous source is interesting from the view-point of safety in the reactor start-up process and from the requirement of finding possible low powers for neutron physics experiments.

The experiment was carried out in March 1992 at 10 days after the reactor was shut down following 100 hours of its continuous operation at 500 kW power. The two safety rods were withdrawn completely, the four shim rods were placed at 29.5 cm in depth and the regulating rod at the 35 cm. The reactor power was $6.7 \cdot 10^{-6} P_n$, where P_n is 500 kW nominal power. The reactor power was increased by shooting a cadmium sample from the reactor core using a pneumatic transfer system. It is equivalent to an insertion of a positive reactivity of $\rho = 4.67\% \beta_{eff}$.

Fig.5 shows the neutron density response to the positive step changes in reactivity. The density curves in subcritical states increase and attain the stable values. They are well described by the subcritical reactor kinetics theory [3] with

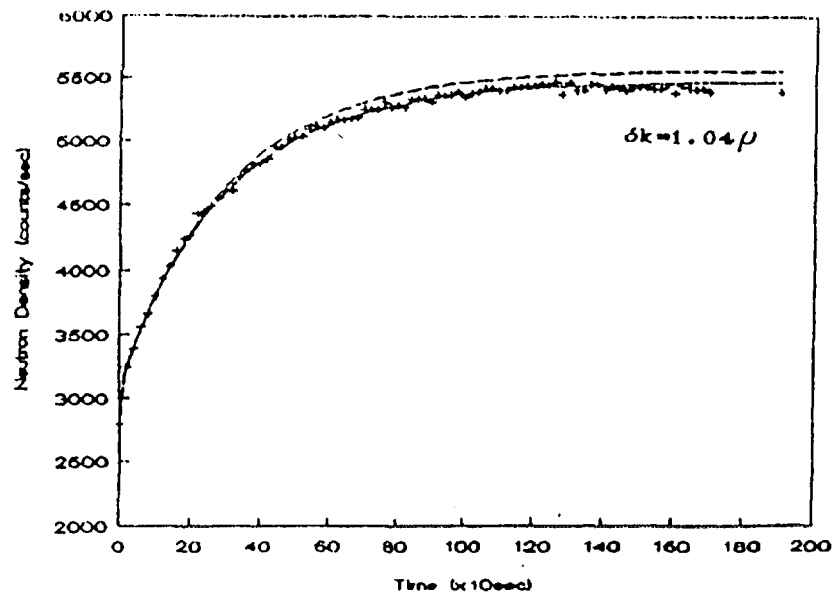


Fig. 5. Subcritical neutron density response to the positive step changes in reactivity ($\rho = 4.57\% \beta_{eff}$)

+ : Experimental data (March 10th, 1962),
 - - - : Calculation with 6 delayed neutron groups,
 - · - · : Calculation with 10 delayed neutron groups.

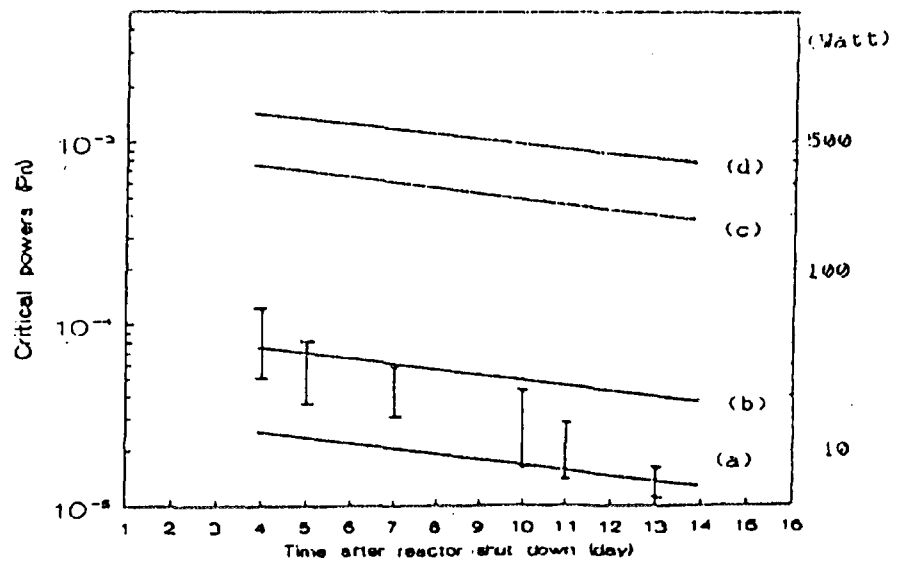


Fig 6. Lowest critical power levels as function of time after the reactor is shut down.

I : Experiment,
 — : Calculated value of P_c so that the first term on the right hand of the formula (2) equals 300% (a), 100% (b), 10% (c) and 5% (d) of the second one during 1000 sec.

the positive step changes in reactivity of $\rho = 4.67\% \beta_{\text{off}}$.

The critical state of the reactor is observed when the four shim rods are located at 28.4 cm in depth and the regulating rod is withdrawn continuously from the depth of 40 cm to the depth of 20 cm. The lowest critical power depends on the beginning depth of the regulating rod. The values obtained are from $1.6 \cdot 10^{-6} P_n$ to $4.2 \cdot 10^{-5} P_n$ for the beginning depth from 40 cm to 60 cm of the regulating rod.

The range of the lowest critical powers depends again on the time after the reactor is shut down (Fig.6). They have the values from $(0.5 \div 1.2) \cdot 10^{-4} P_n$, i.e. 25 W $\div$ 60 W, to $(1.1 \div 1.6) \cdot 10^{-5} P_n$, i.e. 5.5 W $\div$ 8 W, at 4 days to 13 days after reactor shut down.

In the just critical situation, $k=1$, the neutron density or power level will rise at a linear rate [3]:

$$P(t) = \frac{P_s}{1 + \frac{\beta_m}{\lambda_m}} t + P_c \quad (1)$$

where $P_s = (1.93 \pm 0.01) \cdot 10^{-8} P_n$ is extraneous source power, P_c is critical power without extraneous source, l is prompt neutron lifetime, β_m and λ_m are delayed neutron fraction and decay constant for the i^{th} precursor.

10 days after reactor shut down the reactor power can be expressed as follows:

$$P(t) = 5 \cdot 10^{-8} P_n t + P_c \quad (2)$$

This formula shows that during the first 1000 sec in the critical situation the first term on the right hand is greater than 300% of the second one of $1.6 \cdot 10^{-5} P_n$. It means that the reactor power is not just constant but rapidly increases. In order to decrease the power variation to the value of less than 10% it is necessary to take critical power of $5 \cdot 10^{-4} P_n$.

In Fig.6 the critical power is plotted against the time after the reactor is shut down so that the first term on the right hand of formula (2) equals 300% (curve a), 100% (curve b), 10% (curve c) and 5% (curve d) of the second one during 1000 sec. From Fig.6 it is obvious that the lowest critical power measured varies in the range of $(100 \div 300)\%$ during 1000 sec. These variation limits are too large for practical use of the reactor. They have to be reduced to the values of about $(5 \div 10)\%$ to sustain the stable criticality of the reactor. Therefore critical power must be chosen greater than $1 \cdot 10^{-3} P_n$ or 500 W.

5. NEUTRON FIELD PERTURBATION EFFECT

The measurement of the distribution of neutron field in the Dalat reactor is unable to be carried out by activation of foils placed on the surface of fuel element because of high power levels of the reactor as mentioned in Section 4. It is possible to replace the measurement of the relative distribution of neutron field on the surface of fuel element by the measurement in a replaced material if one proves that the replacement induces a perturbation of the neutron field.

The perturbation of neutron field leads to the fact that the relative change of both the neutron density N_0 on the surface of fuel element and the neutron density in replaced material, $A = (N_0 - N) / N_0$, is constant, depending only on the type of the replaced material and non depending on the position of the fuel element [4]. For the Dalat reactor it is necessary to check the perturbation effect of the replacement of the fuel element by another material, for example, by a water column or a plexiglass rod.

The experiment is carried out for the reactor core loaded with 85 fuel elements. The axial distribution of the thermal neutrons is measured at 5 water columns by the activation of Cu foils at 2.5 kW power. After that a solid plexiglass rod having the same outer size of a fuel element is placed in a water column. The measurement of the axial distribution of thermal neutrons inside the center line of the plexiglass rod is carried out for these 5 water columns. Experimental result shows a similarity of each pair of relative distribution curves of thermal neutrons for each water column and replaced plexiglass rod.

The coefficient A is constant in the error range for these 5 measured positions and equals about 10%. This result is of great importance because the size of fuel element can not be considered very small in comparison with the size of the core. Furthermore, investigated water columns are distributed at different locations of the core: two close by the neutron trap, two close by the beryllium reflector and one at the middle of the active core.

The perturbation effect induced by the replacement of the plexiglass rod for the water column is verified by two independent methods.

The first method: The replacement of the water column by the plexiglass rod introduces a small positive reactivity which is proportional to the square of neutron density at the perturbed center according to the perturbation theory [5]. The constancy of the proportional coefficient is obtained for all the investigated positions.

The second method: The perturbation may cause a strong change of the neutron density at the replaced position but no significant change at the other places in the core [4]. This effect is also verified for the considered positions.

The perturbation of the neutron field is checked for the replacement of the fuel element by the plexiglass rod using the second method.

From the experimental result it is concluded that the replacement of the measurement of relative distribution of neutron field on the surface of fuel element by that in the water column or the plexiglass rod is acceptable. This experimental method will be used for the measurement of the spatial distribution of the thermal neutrons presented in Section 6.

6. SPATIAL DISTRIBUTION OF THE THERMAL NEUTRON FIELD

The replacement of the former TRIGA reactor core by the new core with the neutron trap at the center and the supplementary beryllium reflector layer at the periphery makes the active core to have a rim shape with 4.3 cm inner radius,

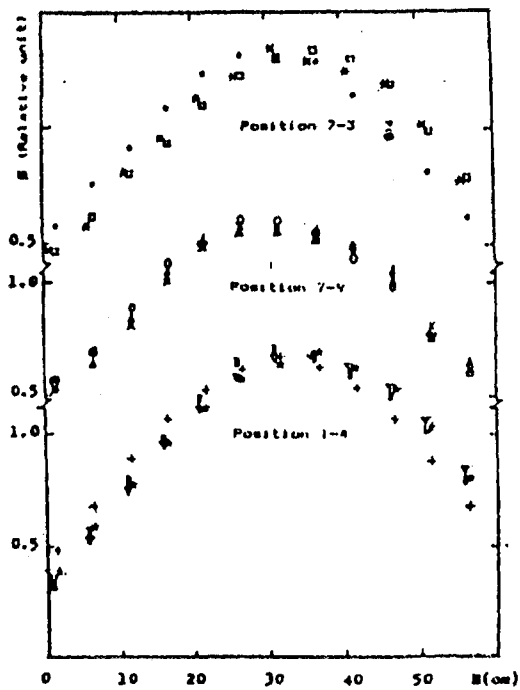


Fig. 7 - Axial distribution of the thermal neutrons at the positions 7-3, 7-V and 1-4 (error 13%)
 • No 1, * No 2, △ No 3,
 ○ No 4, × No 5, ▽ No 6,
 † No 7, ‡ No 8, ∇ No 9, + No 10.

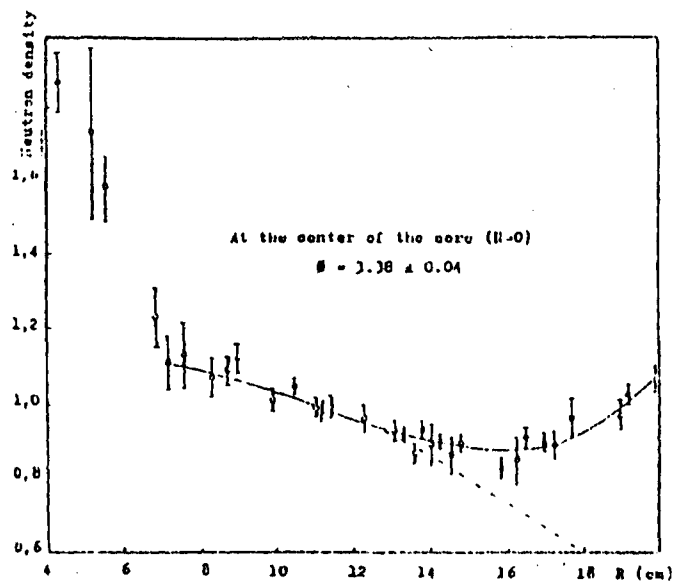


Fig. 8. Radial distribution of the thermal neutrons in the active core.
 ○ Experiment
 — Calculation of the two-group neutron diffusion theory, expression (4)
 --- function $n_1 J_0(u_2(r-a_2))$

18.9 cm outer radius and 60 cm height. So the thickness of the active core is 14.6 cm that is equal to $4 \div 5$ times of the fuel element size. The active core is surrounded by the beryllium and graphite reflectors. The material above and under the active core consists of aluminum and water. This narrow active core contains 89 fuel elements, 7 control rods and 3 irradiation facilities. Therefore the spatial distribution of the neutron field will be complicated.

The measurement of thermal neutron field distributions is usually carried out at few watts power by activation of foils placed on the fuel element surface. This is difficult to apply for the Dalat reactor because of its high critical powers as mentioned in Section 4. As analysed in Section 5, the measurement may be carried out by foil activation in a water column or on the surface of a dummy element made of plexiglass instead of the fuel element. In the experiment the Cu foils are irradiated at 2.5 kW in 15 minutes.

In Fig.7 are presented the axial distributions of the thermal neutrons at the positions 7-3, 7-9 and 1-4 for some combinations of the control rods' depths. Fig.8 shows that almost all the curves have nonsymmetrical shape which can be expressed analytically as follows [6]:

$$\Phi(z) = [A + C(z-30)] \cos B_z(z-30) \quad (3)$$

where A, C, B_z are constants, C = 0 for symmetrical curve and B_z is an axial buckling.

Table 2. Neutron physics parameters of the Dalat reactor.

Parameters	Experimental data	Calculated & TRIGA data
Power	500kW	TRIGA: 250kW
Fuel element type	VVR-M2	TRIGA: U-ZrH _n
Critical core loading		
- without neutron trap	69 fuel elements	77-80 [8], 69 [10]
- with neutron trap	72 fuel elements	77-80 [8], 72 [10]
- operational core loading	89 fuel elements	94 [4] ^a , 89 [10]
Maximum thermal neutron flux, n/cm ² /s	$2.1 \cdot 10^{13}$	$2.28 \cdot 10^{13}$ [10] $1.8 \cdot 10^{13}$ [8] $0.81 \cdot 10^{-2}$ [8]
Effective delayed neutron fraction, β_{eff}		
β_{eff}^{Be}	$(0.49 \pm 0.02) \beta_{eff}$	
β_{eff}^{U}	99.51% β_{eff}	
Inhomogeneous coefficients		
- radial	1.77 ± 0.11	1.71 [8], 1.74 [10]
- axial	1.32 ± 0.01	1.35 [8, 10]
Buckling, m ⁻²		
- radial	84.6 ± 5.6	84.6 [9]
- axial	16.6 ± 0.6	16.4 [9]
Effective size, cm		
- radial	27.6 ± 1.0	26.2 [9]
- axial	77.0 ± 0.9	77.7 [9]
Extrapolated distance, cm		
- radial	8.7 ± 1.6	8.8 [9]
- axial	8.5 ± 0.5	8.8 [9]

a: Calculation in Ref.[8] is carried out for the core loaded with 94 fuel elements.

The radial distribution of the thermal neutrons in the active core is shown in Fig.8. It is obvious that the curve has maximum value nearby the neutron trap,

decreases rapidly within the first fuel element, after that decreases slowly and finally raises nearby the beryllium reflector. This distribution can be expressed by the two-group neutron diffusion theory [7]:

$$\Phi(r) = a_1 J_0[a_2(r-a_3)] + a_4 I_0[a_5(r-a_3)] \quad (4)$$

where J_0 and I_0 are the Bessel functions, $a_1 \div a_5$ are constants.

The constants in the expressions (3) and (4) are determined from experimental data by the last square fitting method. So the geometrical parameters of the core such as inhomogeneous coefficients of neutron field in axial and radial directions k_z and k_r , axial and radial bucklings B_z^2 and B_r^2 , effective height H_{eff} and effective radius R_{eff} , axial and radial extrapolated distances λ_z and λ_r are obtained (Table 2). In Table 2 are also presented calculated values of the above - mentioned parameters [8, 9, 10] which agree well with the experimental result.

7. DISTRIBUTION OF THE THERMAL NEUTRON AROUND THE GRAPHITE REFLECTOR

The active core of an equivalent radius of 18.9 cm is surrounded by the beryllium layer of 2.9 cm average thickness and the graphite reflector of a rim shape with 45.2 cm inner diameter and 34.6 cm thickness. Inside the graphite block there are three big holes coaxial with three horizontal beam tubes. A deep drain of 30 cm depth and 7 cm width is made on the upper part of the graphite reflector for installing the rotary specimen rack which has 40 irradiation holes with diameter of 3 cm and depth of 20 cm in distance of 35 cm from the active core center and operates completely in water.

The deformation of the thermal neutron field distribution inside the graphite reflector is unable because of its solid structure. Therefore the measurement is carried out by the irradiation of Cu foils at the inner and outer surfaces and on the upper surface of the reflector. The axial distribution curves at the inner and outer surfaces have nonsymmetrical shapes. There is a difference between these curves but not significant. The radius distribution of the thermal neutrons on the upper surface decreases with radius and has a great value at the position of the irradiation water hole (Fig.9). The experimental data may be described by the two-group diffusion neutron theory [7]. The calculation shows that the curve has a maximum value at the position of about 22.5 cm in the boundary of the beryllium layer and the graphite reflector.

The distribution of the thermal neutrons around the rotary specimen rack is determined by the activation of Cu foils placed at 20 irradiation holes. Fig.10 shows the experimental result of $\Phi/\langle\Phi\rangle$, where $\langle\Phi\rangle$ is the average value of the 20 measured data. From Fig.10 it is seen that there is a nonsymmetry of the distribution: the holes at the direction of the 1 and 2 horizontal tubes have values greater than the holes at the 3 and 4 horizontal tubes direction. The nonsymmetrical value is 1.27

8. CONCLUSION

The main result of the investigation of the neutron physics characteristics of the Dalat reactor is as follows:

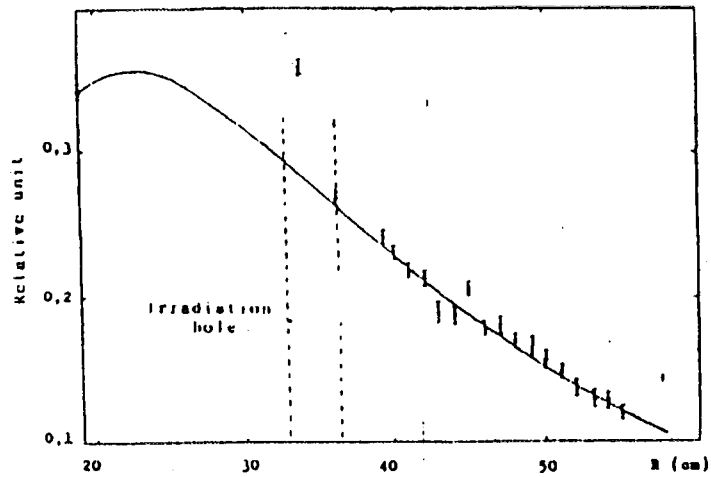


Fig. 2. Radial distribution of the thermal neutrons on the upper surface of the graphite reflector.
 • : Experimental data.
 — : Function (4).

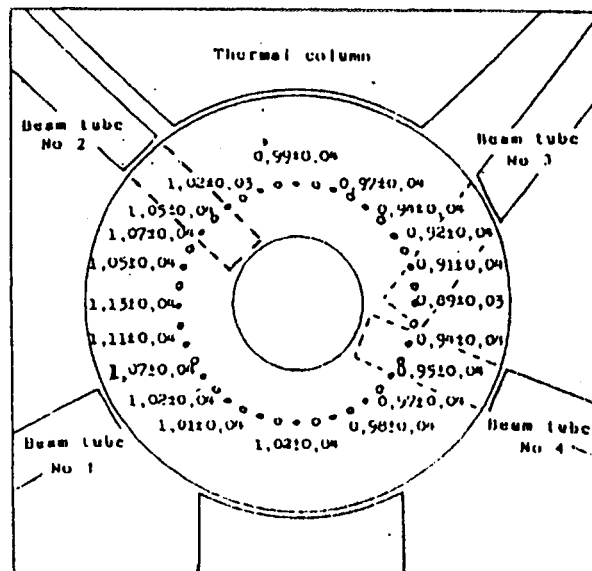


Fig. 19. Thermal neutron fluxes around the 20 irradiation holes of the rotary specimen rack.
 • 1.02 ± 0.03 : Irradiation hole with Cu foil and relative flux value at the hole.
 o : Irradiation hole without any Cu foil.

- The effective fraction of delayed photoneutrons induced by $\text{Be}(\gamma, n)$ reactions is 0.49% β_{eff} and the extraneous neutron source left after reactor shut down gives the neutron flux of $10^5 \div 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$.

- The lowest power levels of critical states of the reactor are about 5 W $\div$ 60 W due to the existence of the extraneous source, but power level must be chosen greater 500 W for neutron physics experiments to sustain the stable criticality of the reactor.

- The perturbation effect is obtained when a water column or a plexiglass rod is substituted for a fuel element. In consequence, the measurement of the relative distribution of thermal neutrons in the reactor may be carried out by the activation of foils placed in a water column or on the surface of a solid plexiglass rod instead of on the surface of a fuel element.

- The relative axial and radial distributions of the thermal neutrons are measured and the geometrical parameters of the core such as the inhomogeneous coefficients, the bucklings, the effective height and radius, the extrapolated distances are obtained.

- The thermal neutron distributions are measured around the old graphite reflector.

9. ACKNOWLEDGEMENTS

The authors are indebted to Prof. Pham Duy Hien, Drs. Vu Hai Long, Tran Ha Anh, Nguyen Tac Anh, Pham Ngoc Chuong and Engineers Ngo Phu Khang, Pham Van Lam for useful discussions. It is a pleasure to acknowledge the efforts of the reactor staff, and the equipment assistance from the Nuclear Physics Department and Radioprotection Department.

REFERENCES

1. S.R. Keepin. Physics of Nuclear Kinetics.
Addison - Wesley Publishing Company, Inc., 1965.
2. A.K. Krasin et al.
Proceedings of 2nd Geneva Conference, 12,5/71, 1958.
3. Loren C. Schmid. Critical assemblies and reactor research.
John Wiley & Sons, Inc., 1971.
4. A.D. Galanin. Theory of heterogeneous reactor.
Moscow, Atomizdat, 1971 (in Russian).
5. X.N. Feinberg, X.B. Sichov, V.B. Troiansky. Theory of nuclear reactors.
Moscow, Atomizdat, 1978 (in Russian)
6. L.S. Tong and J. Weiman. Thermal Analysis of PWR. ANS 1970.
7. R.I. Murray. Nuclear Reactor Physics.
Englewood Cliffs, N.J. Prentice-Hall, Inc., 1957.
8. Technical design for reconstruction and expansion of the Dalat research reactor.
Vol.3, 1979 (in Russian).
9. Nguyen Phuoc Lan. Calculation of the reactor physics parameters of the Dalat nuclear research reactor. To be published.
10. Nguyen Phuoc Lan, Ha Van Thong, Ngo Quang Huy, Do Quang Binh.
Calculation of fuel burn-up and fuel reloading for the Dalat nuclear research reactor. To be published.