

JAERI-M

5025

研究炉・ホットラボの運転と技術管理
(昭和46年度)

1972年11月

研究炉管理部

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

研究炉・ホットラボの運転と技術管理（昭和46年度）

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

（1972年10月16日受理）

研究炉管理部では、JRR-2、JRR-3、JRR-4の各研究炉および原子炉燃料、材料の照射後試験のためホットラボを管理している。

各研究炉においては、利用に係る、運転、保守整備、燃料および水・ガスの管理を含む技術管理、放射線管理等の幅広い業務が行なわれ、また、研究炉に関連した各種の開発試験のほか、TLG-1ガスループによるFP沈着の研究が進められている。

ホットラボでは、東海炉燃料、材料のモニタリングのほか、各種燃料の照射後試験およびこれらの技術開発が行なわれ、順当な成果をあげた。

本報告書は、昭和46年度におけるこれらの業務全般について記録し、問題点とその解明の経過、方法についてまとめたものである。

Report on the Operation, Utilization and Technical
Development of Research Reactors and Hot Laboratory
(April 1, 1971 to March 31, 1972)

Division of Research Reactor Operation, Tokai, JAERI
(Received October 16, 1972)

The Division of Research Reactor Operation is engaged in the operation, maintenance, etc. of JRR-2, JRR-3 and JRR-4 (Japan Research reactors), and of the Hot Laboratory for post-irradiation tests of reactor fuels and materials.

In the division, besides the operation and maintenance, other works are also performed, including the control of water and gas, radiation control and irradiation. Further, research and development are made on the technology of research reactor, etc. facilities. Research is then in progress on the deposition of FPs, with a TLG-1 gas loop. In the Hot Laboratory, works performed include the tests in monitoring of fuel and materials of the JAPCO's power reactor and post-irradiation tests of various fuels being developed.

In this report are described the works made in fiscal 1971 (April to March) in the division; and problems encountered and the procedures applied to solve them.

目 次

ま え が き	1
1 概 要	3
1.1 研究炉管理部の組織と業務	3
1.2 昭和46年度事業概要	3
1.2.1 研究炉の運転管理	3
1.2.2 研究炉の利用	5
1.2.3 ホットラボの運転管理	6
1.2.4 研究および技術開発	7
2 研究炉の運転管理	9
2.1 運 転	9
2.1.1 総 括	9
2.1.2 JRR-2	9
2.1.3 JRR-3	9
2.1.4 JRR-4	13
2.2 保守整備	14
2.2.1 JRR-2	14
2.2.2 JRR-3	15
2.2.3 JRR-4	17
2.3 燃 料	20
2.3.1 JRR-2	20
2.3.2 JRR-3	21
2.3.3 JRR-4	23
2.4 技 術	25
2.4.1 JRR-2	25
2.4.2 JRR-3	25
2.4.3 JRR-4	27
2.5 重水・ヘリウム管理	30
2.5.1 研究炉の重水管理	30
2.5.2 JRR-2の重水・ヘリウム管理	30
2.5.3 JRR-3の重水・ヘリウム管理	32
2.6 放射線管理	37
2.6.1 JRR-2	37
2.6.2 JRR-3	37
2.6.3 JRR-4	39
3 研究炉による照射	41

3.1	JRR-2による照射	41
3.2	JRR-3による照射	42
3.3	JRR-4による照射	43
4	ホットラボの運転管理	45
4.1	運転管理	45
4.1.1	運転状況	45
4.1.2	主な試験	48
4.2	保守整備	51
4.3	放射線管理	51
4.4	汚染除去	53
5	JRR-2下段プラグ燃料孔の腐食と補修	57
6	JRR-3UO ₂ 燃料特性試験	65
7	主な技術的事項	75
7.1	原子炉施設	75
7.1.1	JRR-2の重水損失, トリチウム排気, 重水濃度低下に関する 試験および検討	75
7.1.2	JRR-2熱遮蔽軽水の炉壁からの漏洩とその対策	77
7.2	原子炉機器	80
7.2.1	JRR-2主重水ポンプの製作	80
7.2.2	JRR-3主重水ポンプの分解点検	83
7.2.3	JRR-4制御板スティック問題	85
7.3	原子炉の特性試験	87
7.3.1	JRR-4出力上昇計画	87
7.3.2	JRR-4 20本炉心特性	90
7.3.3	JRR-4照射孔(Tパイプ)における高速中性子スペクトルの測定	92
7.4	原子炉の化学	96
7.4.1	JRR-2における重水の放射線分解	96
7.4.2	JRR-2における熱遮蔽水系への重水の漏洩	98
7.4.3	JRR-2新熱交換器における付着物の分析	98
7.4.4	二次冷却水系用腐食防止剤に関する試験	100
7.4.5	重水中の放射性核種の除去	101
7.4.6	イオン交換樹脂の完全再生	101
7.4.7	JRR-2, 3, 4イオン交換樹脂再生時排水のP ^H 測定	102
7.5	燃料	109
7.5.1	使用済燃料の検査	109
7.5.2	使用済燃料輸送容器における中性子増倍率の測定	109

7.6	計測制御	112
7.6.1	JRR-3燃料棒温度検出装置の改修	112
7.6.2	JRR-4コンタクタ盤の改修	112
7.7	照射技術	114
7.7.1	JRR-2による計装カプセル照射	114
7.7.2	JRR-2インコア照射孔による硫黄の照射	117
7.7.3	JRR-2インコア・カプセル・カッタの改良	119
7.7.4	JRR-2時間照射装置の改良	123
7.7.5	JRR-3気送管ラビット転送機	126
7.7.6	JRR-3時間照射試料詰替セル	128
7.7.7	JRR-3垂直照射孔の腐食	128
7.8	ホットラボの技術	134
7.8.1	マイクロドリリング装置およびマイクロガンマースキャンナの開発	134
7.8.2	小型カッタ類の開発(その2)	135
7.8.3	スチールセルの放射線漏洩試験と部分的遮蔽体の追加工事	136
7.8.4	ホット排水管の汚染状況とその対策	138
8	研究開発	141
8.1	JRR-2燃料非破壊検査装置(その1)	141
8.2	ホウ素添加燃料の試作	143
8.3	中性子ラジオグラフィの実用化試験	146
8.4	ウランモニタによる中性子束の測定法	150
8.5	γ 線スペクトルの解析プログラム“DEPOSIT”	152
8.6	高温ガス配管におけるFP沈着	156
8.7	非破壊測定法による核燃料の燃焼度測定法の開発	160
8.8	照射後鉄鋼の内部摩擦測定技術の確立	160
8.9	高温ガス炉燃料試験法の開発	162
8.10	α - γ セルの試験施設としての検討	166
9	安全管理	169
10	付 録	173
10.1	研究炉管理部の組織と業務	173
10.2	外部投稿論文	174
10.3	研究所刊行物	174
10.4	口頭発表	175
10.5	特 許	177
10.6	受託調査	178
10.7	受託研究	178
10.8	共同研究	178
10.9	協力研究	179

10.10	外国出張	179
10.11	委員会	179
10.12	教育訓練講師	180
10.13	官庁許認可申請等一覧	180
あ	と	
が	き	183

Preface

1 General Description

1.1 Organization and Works

1.2 Activities in Fiscal 1971

1.2.1 Operation and Maintenance of Research Reactors

1.2.2 Utilizations

1.2.3 Operation and Maintenance of Hot Laboratory

1.2.4 Research and Development

2 Operation and Maintenance of Research Reactors

2.1 Operation

2.1.1 General Description

2.1.2 JRR-2

2.1.3 JRR-3

2.1.4 JRR-4

2.2 Maintenance

2.2.1 JRR-2

2.2.2 JRR-3

2.2.3 JRR-4

2.3 Reactor Fuel

2.3.1 JRR-2

2.3.2 JRR-3

2.3.3 JRR-4

2.4 Reactor Techniques

2.4.1 JRR-2

2.4.2 JRR-3

2.4.3 JRR-4

2.5 Heavy Water and Helium

2.5.1 Heavy Water

2.5.2 JRR-2

- 2.5.3 JRR-3
- 2.6 Radiation Control
 - 2.6.1 JRR-2
 - 2.6.2 JRR-3
 - 2.6.3 JRR-4
- 3 Irradiation in Research Reactors
 - 3.1 JRR-2
 - 3.2 JRR-3
 - 3.3 JRR-4
- 4 Operation and Maintenance of Hot Laboratory
 - 4.1 Operation
 - 4.1.1 Operation
 - 4.1.2 Post-Irradiation Test etc.
 - 4.2 Maintenance of Equipments etc.
 - 4.3 Radiation Control
 - 4.4 Decontamination
- 5 Corrosion of JRR-2 Lower Shielding Plug and Repair
- 6 Performance Test of UO_2 Fuel for JRR-3
- 7 Reactor Techniques
 - 7.1 Facility
 - 7.1.1 Test and Survey of Heavy-water Loss, Exhaust Tritium Gas and Degradation of Heavy-water in JRR-2
 - 7.1.2 Leakage of Thermal-Shielding Water in JRR-2
 - 7.2 Reactor Instrumentation
 - 7.2.1 Non-Seal Pump in JRR-2 Heavy-water System
 - 7.2.2 Overhaul of Main Pumps in JRR-3
 - 7.2.3 Trouble with JRR-4 Control Rods
 - 7.3 Reactor Performance Test

- 7.3.1 JRR-4 Power-up
- 7.3.2 JRR-4 20-Fuel Element Core and Performance
- 7.3.3 Measurement of Fast Neutron Spectrum in JRR-4 Irradiation Hole
- 7.4 Reactor Chemistry
 - 7.4.1 Radiolysis of Heavy Water in JRR-4
 - 7.4.2 Heavy Water Leakage into Thermal Shielding System in JRR-2
 - 7.4.3 Analysis of Deposit in JRR-2 Heat Exchanger
 - 7.4.4 Test on Corrosion Inhibiter for Secondary Cooling System in JRR-2
 - 7.4.5 Removal of Radioactive Nuclides from Heavy Water
 - 7.4.6 Regeneration of Ion Exchange Resin
 - 7.4.7 Measurement of Drainage Water PH in Ion Exchange Resin
- 7.5 Fuel
 - 7.5.1 Inspection of Spent Fuel
 - 7.5.2 Measurement of Multiplication Factor in JRR-2 Spent Fuel Cask
- 7.6 Measurement and Control
 - 7.6.1 Improvement of Fuel Element Thermomenters in JRR-3
 - 7.6.2 Remodeling of JRR-4 Contactor Pannel
- 7.7 Irradiation Techniques
 - 7.7.1 Irradiation Test of Instrumentated Capsule in JRR-2
 - 7.7.2 In-Core Irradiation of Sulfer in JRR-2
 - 7.7.3 Improvement of In-Core Capsule Cutter
 - 7.7.4 Improvement of Irradiation Facility in JRR-2
 - 7.7.5 Relay Station for Pneumatic Rabbit in JRR-3
 - 7.7.6 Handling-Cell for Sample Irradiated in JRR-3
 - 7.7.7 Corrosion of Vertical Thimble in JRR-3
- 7.8 Hot Laboratory Techniques
 - 7.8.1 Micro-Drilling Machine and Micro-Gamma Scanner
 - 7.8.2 Sample Cutters
 - 7.8.3 Radiation Leakage Test and Alteration of Shielding in Steel Cell
 - 7.8.4 Contamination of Hot Drain Pipe and Countermeasure

8 Research and Development

- 8.1 Non-Destructive Test of JRR-2 Reactor Fuel
- 8.2 Trial Fabrication of Boron Containing Fuel
- 8.3 Feasibility Study of Neutron Radiography
- 8.4 Neutron Flux Measurement in Reactor by Uranium Flux-Monitor
- 8.5 A Computer Program for the Analysis of Gamma Ray Spectrum
- 8.6 Deposition of Fission Products in High-Temperature Gas Piping
- 8.7 Fuel Burn-up Measurement by Non-Destructive Method
- 8.8 Measuring Technique for Internal Friction in Irradiated Iron and Steels
- 8.9 Testing Method for HTGR Fuel
- 8.10 Post-Irradiation Test of Pu-Fuel in Alpha-Gamma Cell

9 Safety Control

10 Appendix

- 10.1 Organization of the Division
- 10.2 Papers
- 10.3 JAERI Reports
- 10.4 Oral Presentation
- 10.5 Patents
- 10.6 Entrusted Works
- 10.7 Entrusted Research
- 10.8 Joint Research Works
- 10.9 CO-operative Works
- 10.10 Overseas Inspection
- 10.11 Activities of Committees
- 10.12 Lecturers for School
- 10.13 Permission etc.

ま え が き

研究炉管理部は、JRR-2、JRR-3、JRR-4の三つの原子炉を中心として、その運転管理、保守整備、利用、技術管理を行なう個所が有機的に組織されており、さらに照射後試験施設としてのホットラボが付置されている。これらを担当する個所の業務は、大型施設を対象とするだけにその範囲は極めて広く、また、施設自体は我が国の原子力産業の揺らん期に建設されたもので、すでに10年余を経過しており、保守管理面上一層の留意が要求されているが、当部の大きな柱である研究炉の安定運転、効率的な利用の向上などを達成するために、これらの業務がその特質を生かしながら円滑に行なわれた。また、これらの業務を通じて得られた技術や研究成果を、研究炉やホットラボの運転や管理技術に反映させることも活発に行なわれた。

46年度は、JRR-2では下段プラグ燃料孔の腐食および熱遮蔽軽水の漏洩などが発生し、応急措置をとるとともに恒久対策について検討がなされた。JRR-3では炉心変更の第1年度にあたり、制御棒の増設、制御系の改造工事のうち、4分の1炉心の燃料を天然金属ウランから二酸化ウランに交換することなどが行なわれたが、各研究炉はいずれも効率的に利用された。ホットラボの原子炉燃料・材料の照射後試験も順調にすすめられた。

このような当部の活動の全様子を前年度と同様に技術的事項に重点をおいてまとめた。本報告は第2章から第4章までに各炉の運転管理状況、利用状況、ホットラボの運転管理状況など、施設の運転・保守をまとめてあり、第5章から第7章までにこれらの運転・保守にあたって生じた技術的問題と、その解明の経過および方法について述べた。さらに第8章では当部で行なった研究の成果についてふれた。なお管理データは昨年度と同様別冊にまとめることにした。

本報告については、まだ不十分な点もあり、次年度以降、さらに改善を続けていきたいと考えている。

1 概 要

General Description

1.1 研究炉管理部の組織と業務

研究炉管理部は、JRR-2, JRR-3, JRR-4の各管理課, 研究炉技術課, 研究炉利用課および研究炉業務課のほか, 付置されているホットラボ管理室の6課1室からなっている。

研究炉の効率的な利用をはかるために, 研究炉の安定運転や技術の開発を行ない, また, 照射試料の照射後試験を行なうため, それぞれ有機的な組織機構のもとに活動を続けている。また, より有効な研究炉の利用とより安定な研究炉の運転を実現するために, 技術, 研究開発の努力も, 各課室で行なわれている。

JRR-2, JRR-3の各管理課は, 大型研究炉として10MWの定格出力による連続運転を行なっているが, 一部計画を変更したほかは, 当初研究炉使用計画どおり行なうよう努めた。

JRR-4管理課は, JRR-4の中型炉としての特色を生かし, 利用者の要求に応じた出力で運転を行なうことに努めた。また, JRR-4は原子炉研修所研修生の実習訓練用としても利用されている。原子炉の安定運転をはかるためには, これらの施設の保守整備が順調に行なわれなければならないが, 本体施設の一部に支障を生じたほかは, 技術部による特定施設, 利用施設管理者による実験施設, 照射施設の整備はほぼ順調に行なわれた。

研究炉技術課では, JRR-2, JRR-3の水, ガスおよび使用済燃料の管理を行なうとともに, 部内全体にわたる技術的業務について総括的業務を行なって, 研究炉の効率的運転に寄与した。また, 照射中の燃料から放出されるFPの沈着に関する研究をすすめた。

研究炉利用課では, JRR-2, JRR-3, JRR-4を通じてより効率的な利用照射を行ない, また, 照射技術の開発を行なった。

ホットラボ管理室は, 燃料の解体から顕微鏡観察, 化学処理等を含む幅広い要求に対処できるように, 原子炉燃料, 材料の照射後試験とそれに必要な施設, 機器の整備および試験技術の確立に努めた。

研究炉業務課は, 部内業務の調整, 研究炉の使用に関する所内外への手続きに関する業務を行なった。

そのほか, 研究炉の利用に関して基本的事項について「研究炉利用協議会」を通じて, 所外の学識者, 経験者の意見をきいたほか, 所内, 大学開放研等の利用者の意見は, 所内利用者懇談会を開催してとりまとめた。

1.2 昭和46年度事業概要

1.2.1 研究炉の運転管理

(1) JRR-2

前年度に継続し, 炉物理実験, 材料, 燃料等の照射およびR-I生産などの共同利用に供された。46年度の利用運転は, 10MW, 13日間の連続運転を14サイクル行なう計画であつた。

たが、47年度はじめに下段プラグ燃料孔壁に腐食が認められ、その補修工事のため第13、14サイクルを中止したほかは順調に稼動した。

整備関係では、下段プラグの補修作業以外に通常の保守整備において特に大きな事項はなかった。主な項目としては、トリチウムによる被曝予防と保守上の利点から小型ポンプ(DP-3, PP-1, EP-1)等を従来のメカニカルシール型から新型キャンドポンプに交換した。主循環重水ポンプは47年度に交換するようポンプの製作および電源工事の準備を進めた。また、重水系大型バルブ、エキスパンション・ジョイントボルト部からの漏洩対策や大型バルブの一部(DV-6)の交換を実施した。熱交換器および二次系配管について防食材の使用効果および主熱交換器の洗浄試験を試み、保守管理上好ましい見通しを得た。また、制御棒の交換、被照射空気系ブロー、地震計、制御系、電源回路および冷却塔ファンシャフトの交換整備など劣化機器の更新を行なった。

下段プラグ燃料孔の腐食は47年1月の燃料交換時に4B孔で確認された。炉上部の遮蔽体を解体し、下段プラグ上面で腐食状態を調べた結果、他の燃料孔にも腐食が認められ、非破壊検査ならびに部分削除によるサンプル採取などを行なって調査した。これら腐食孔には樹脂(エポコート828)を充填して応急補修を終えた。なお、この下段プラグは長期の使用に耐えられないと判断し、48年度に上部遮蔽体の改修を行なう方針で検討を開始した。

第6サイクルの利用運転中、2インチ気送管の設置してある炉壁(611面)付近に漏水が発見され、これが熱遮蔽系水であることがわかった。放射線上の問題がないことを確かめ漏洩状況を調べた。さらに、漏洩水位の点検を実施した結果2インチ気送管スリーブと推定された。漏洩量は46年10月、11月の間は平均で3.5ℓ/週程度であったが、次第に減少し、第12サイクル以降は被照射空気系を用いて乾燥を行なった効果もあってほとんどなくなった。各種の試験結果から、この漏洩によって今後急激な劣化は考えられず、原子炉使用を制限するクリティカル・ポイントにはならないと判断された。

その他、

- (i) 重水の熱遮蔽水への漏洩、重水の損失およびトリチウムの排気に関する試験
- (ii) JRR-2燃料非破壊検査装置の製作
- (iii) ホウ素入り燃料の試作

などがあげられる。

(2) JRR-3

JRR-3は、従来の天然金属ウラン燃料を二酸化ウラン燃料に交換する第1年度にあたり、酸化物燃料体の製作立会検査、炉心変更に伴う制御棒の増設、制御系の改造工事、炉心変更第1ステップの燃料交換作業、特性測定など二酸化ウラン燃料炉心への移行に関する業務が主体になった。このため利用運転は当初年間12サイクルが計画されたが、改造工事などの遅れのため特性測定が第9サイクルにおよんだ。また前年度故障し、新たに製作した主重水ポンプ(DP-1)の据付けを5月に行なったが、据付工事に支障が生じて工場に持ち帰って再加工を行なったため、第1、2サイクルの運転時間が短縮され、この間は前年度に引続き出力7MWで運転された。

整備関係では、DP-1据付工事のほかDP-2の分解点検、ベアリング交換などを行な

った。また施設老朽化対策の一環として、重水系大型弁、FFD流量計および流調弁、水ガス計装機器の改修ならびに運転用放射線モニタの整備などを行なった。上述のほか運転期間中の整備としては、ヘリウム系ブロー（DB-7）の吐出流量低下に伴う補修、FFD系A、B型ベローズの交換および制御棒関係のトラブルなどがあつたが、特に運転に大きな支障を与えるものはなかつた。

(3) JRR-4

JRR-4は、例年どおり利用者の要望に応じた出力（最高2.5 MW）の利用運転を43週（週4日、1日7時間運転）実施した。

年間の運転時間はほぼ昨年なみであり、積算出力は40%の増で、高出力運転が多いことを示している。この間粗調整制御板C₁、C₂のスティックに対する調査と復旧のため2回、計5日間運転を休止した。

本年度の主な整備項目は、6月と11月に定期自主検査を、6月には官庁検査を受けたほか、制御板の交換、主ポンプの増設、リレー盤の改修、制御板駆動装置の予備品の整備等である。

利用の主なものは原子炉研修所研修生による運転実習（専用6週間）、プール、リドタンク、散乱実験室での遮蔽実験、炉物理実験、線量計測実験および照射筒によるラジオアイソトープの製造、各種試料の照射、測定実験等である。

特殊なものとしては、金の製造のための長時間照射、動燃団から受託した特殊照射筒によるケミカルシム実験、名古屋大学との協力研究であるニュートロン・ラジオグラフィの実験、東京大学との協力研究である中性子ノイズの実験を行なった。

運転に関する技術的事項としては反応度補充のため燃料を2本追加し、20本標準炉心としたこと、および出力上昇計画の予備試験として一次系冷却流量を増大し、各種調査を行ない、良い結果を得たことなどがあげられる。

1.2.2 研究炉の利用

研究炉の利用は、大別して、研究炉利用課が担当する共同利用照射と、利用者が装置やループを実験孔に設置して実験を行なう実験利用とに分けられる。

装置やループの運転管理は、利用者がこれにあたり、実験利用の実態は、年度ごとに使用計画を、各サイクルごとに実験利用の内容を研究炉の管理課長に提出することにより把握されている。共同利用照射については、研究炉利用課が申込書の受付から照射試料の検討、照射試料受付、照射、詰替、照射試料引渡し、その他付属作業にいたる一貫業務を行なっている。

46年度は、JRR-2、JRR-3、JRR-4とも前年度とほぼ同様な利用方式で業務が進められた。JRR-2では下段プラグ、JRR-3では重水ポンプおよび特性試験などの業務により、JRR-2では第13、14の2サイクル、JRR-3では第1、2、9サイクルはそれぞれ1週間づつ共同利用を停止せざるをえなかつた。

JRR-2では、垂直実験孔、気送管、RIトレインを共同利用照射に利用し、水平実験孔はループ、ビーム実験装置による各種の実験に使用された。昨年度EFTL-IIを撤去したHT-1には東北大理学部の中性子回折装置が設置され、本年度第1サイクルから利用されている。HT-15にはNaループ（SIL）が47年度に設置されるので、これに関する業務が

進められた。照射については新設時間照射装置の整備，調整を行ない第11サイクルから所内に公開し，47年度では一般にも公開する。

JRR-3では，垂直実験孔，時間照射装置，気送管を共同利用照射に利用し，水平実験孔はJRR-2と同様の実験に使用された。水平実験孔H-8には45年度に東北大学金属材料研究所の中性子回折装置が設置され，本年度第1サイクルから利用されている。

JRR-4の利用はJRR-2，JRR-3のような実験孔占有型と異なる形態で，任意出力による1日7時間の運転を行ない，主として遮蔽実験，炉物理実験，RIの生産，その他実験や照射に利用され，特定期間を設け原子炉研究所の研修生の運転実習に利用された。なおJRR-4はJRR-2，JRR-3の支援炉としてのRI生産用金の照射のため1回14～16時間の長時間運転を年4回行なった。

1.2.3 ホットラボの運転管理

ホットラボにおける業務は原子炉燃料，材料の照射後試験と，それに必要な施設，機器類の整備および試験技術の確立にある。

現在行なっている照射後試験は，燃料集合体，カプセル照射用リグなどの解体を始めとして，試料の顕微鏡観察，化学処理などにいたるまで多項目にわたっている。しかも，研究開発の動向に関連して種々特性（物理的，化学的）の異なった燃料，材料の試験ができるように技術的，施設的に対処する必要がある。一方，照射後試験は研究開発の進歩とあいまって急増する傾向にあるので，できるだけ多くの試験を実施して各方面に有用な試験データを提供することがホットラボの当面の課題でもある。

46年度における主な業務は

- (i) JAPCO東海炉モニタリング
- (ii) UO_2 照射共同研究試料の照射後試験
- (iii) JPDR燃料集合体のモニタリング
- (iv) JRR-3燃料モニタリング
- (v) JAPCO敦賀炉圧力容器鋼材モニタリング
- (vi) JMTR, JRR-2照射カプセルの照射後試験

などであり，(vi)のうちには多目的炉用被覆粒子燃料なども含まれている。これらの業務状況については第4章を参照されたい。

保守整備に関しては，ホットラボの稼動開始から7ないし10年を経ているため，主として内装機器の老朽化がすすみ，そのための故障の頻発が目立つ。特にD_Tケーブル内の燃料要素切断装置，油圧プレスは長期間使用と高放射線下という条件による劣化で故障し，要員のケーブル内立入修理を必要としたため，D_Tケーブルの作業が約1カ月づつ2回中断され，運転に大きく影響した。また，マニプレータの故障が年間61件発生し，その修理に延べ136人の人員を費やした。このような老朽機器の更新と保守は次年度以降の重要課題となろう。

長尺燃料γスキャン専用セルの設計とスキャン装置の製作，多目的炉用被覆粒子燃料照射後試験のためのJ_rセルの改造整備，長尺燃料集合体解体装置の製作，マイクロドリル，マイクロγスキャン装置の整備，セルの改造，Oケーブルアゲート取付けなどは大きく進展した。これ

らは第4章、第7章、第8章にそれぞれ記述されているので参照されたい。

運転によって不可避免的に発生する問題として、廃棄物の処理、ケーブ・セルなどの汚染除去がある。液体廃棄物は年間で $138m^3$ (1.2 Ci) 平均濃度 $8.8 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、固体廃棄物はカートンボックスで5,614個を数えた。汚染除去は年間62日、人員延べ350名をこれにあてた。これらは長期間の汚染の蓄積による α 放射能： β γ 放射能の比率の接近 $\{ \alpha/\beta\gamma \approx 1/200$ (最大値) $\}$ とあいまって技術の改良に力をそそぐ必要を感じざるを得ない。

1.2.4 研究および技術開発

各研究炉の安定運転、ホットラボ施設の有効利用をはかるためには、施設の効率的な保守整備が必要であり、さらに利用効率の向上には積極的に技術の開発・研究が望まれるが、これらに関しては部外の協力も得て、広範囲にわたる技術の検討・実験などが行なわれ貴重な経験をj得ている。

JRR-2では、保守管理面から主重水ポンプ2台をキャンドモータ型に変更するため、これの製作を行なった。また燃料孔の腐食、熱遮蔽軽水の漏洩などの発生について、原因調査、腐食試験などが精力的に行なわれた。JRR-3では炉心変更に伴う技術的検討、模擬燃料体により炉外試験および第1ステップにおける各種特性測定などが終了し、第2ステップ以降の炉心変更に関する貴重な資料が得られた。JRR-4では制御板のトラブルを解決し、実験関係では、動燃団から受託したケミカルシム実験、名古屋大学との協力研究のニュートロンラジオグラフィの実験を行なった。また出力上昇計画について検討するとともに一次系冷却水の流量試験を行ない良好な結果を得た。

研究炉の利用面では、各種の試料について試験照射を行ない照射技術を向上させるとともに、利用・照射設備の増設が行なわれた。ホットラボを利用しての照射後試験を円滑に進めるために必要な施設、機器の改良を行ない、測定技術の開発に努めた。水・ガス管理については、回収重水の精製、樹脂の活性化などで貴重な経験が得られた。TLG-1・ガス・ループを利用したFP沈着の研究は昨年度に引続いて行なわれた。

このようにして得られた技術や研究成果は、各個所に有効に反映させていく必要がある。現在進められている研究、開発のうち、46年度に明確な結果の得られたものを第8章にあげた。

2 研究炉の運転管理

Operation and Maintenance of
Research Reactors

2.1 運 転

2.1.1 総 括

昭和46年度の研究炉の運転は、昭和46年度事業の大綱ならびに実行予算等に基づき、

- (1) 原子炉の安定運転と利用サービスの充実
- (2) JRR-3 UO₂ 燃料移行計画の促進

等を主要な目標とし、実施した。

JRR-2は前年より1サイクル多い14サイクルの利用運転を予定していたが、下段プラグ燃料孔に腐食が発生し、その修復などのため、第13、14サイクルの運転を休止したほかは、定期自主検査、各系の整備などを行なって、第1~12サイクルを順調に運転することができた。

JRR-3はUO₂燃料移行計画に伴う制御盤の改造、制御卓、安全棒の新設、第1ステップの燃料装荷試験・特性試験などを順調に実施した。第1、2サイクルは、主重水ポンプ(DP-1)の据付工事などの関係から、熱出力7MWで運転したが、第3~8、10~12サイクルは定常の10MWで安定した利用運転を行なった。

JRR-4は、定期自主検査、各系の整備などを行ない¹⁹⁸Au製造のため4回の長時間運転を含めた安定した利用運転を計画より2週間多い43週間行なった。

昭和46年度における研究炉の使用計画と実績をFig. 2.1.1に示す。

2.1.2 JRR-2

46年度の利用運転は、10MW、13日連続運転を14サイクル行なり計画であった。

47年はじめに下段プラグの燃料孔に腐食が発生していることが認められ、第13、14サイクルの利用運転を中止したほかは順調に運転された。利用運転の準備期間には、燃料交換、試料反応度測定およびインコア試料の反応度測定のための運転を行なった。

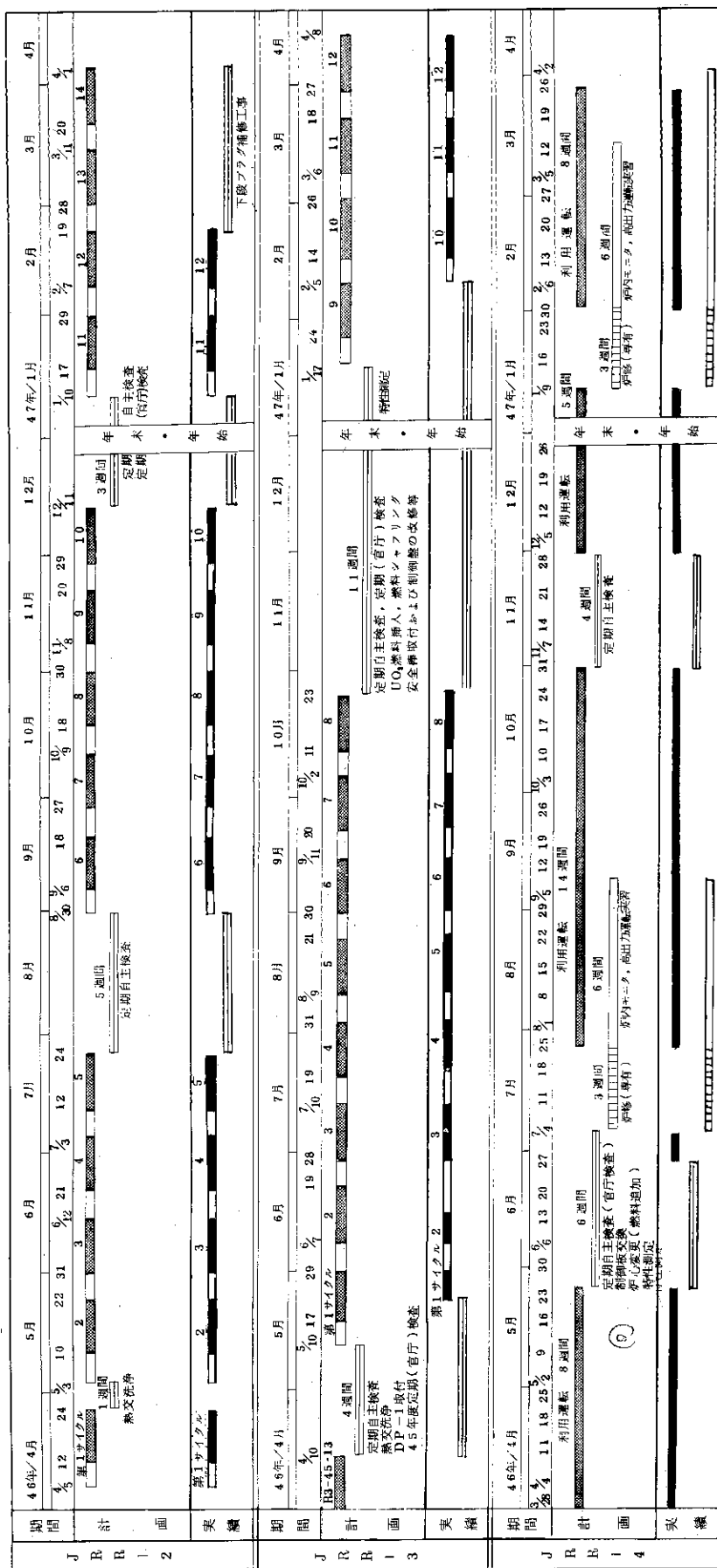
今期間の運転実績表をTable 2.1.1に、計画外停止原因の分類表をTable 2.1.2に示す。

2.1.3 JRR-3

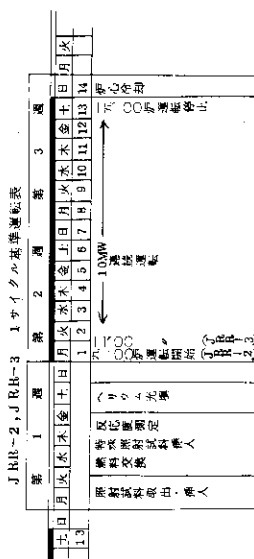
46年度の共同利用運転は、3週間1サイクル、10MW13日間連続運転で前年度に比べ、1サイクル少ない12サイクルを実施する計画であった。この1サイクル少ない理由は、UO₂燃料計画の第1ステップ燃料装荷試験および特性試験が実施されるためである。第1、2サイクルは主重水ポンプDP-1の据付工事が遅れたため、最高熱出力7MWで、運転時間も予定より短縮された。第8サイクル終了後、定期自主検査期間中を利用してUO₂燃料計画の一環である制御盤の改造、制御卓の新設等の工事を実施した。しかしこの工事等が遅れたため、46年12月から行なり予定の第1ステップの燃料装荷試験および特性試験(第6章参照)が延期され第9サイクルに食い込んで実施された。

JRR-3の運転実績をTable 2.1.3に、計画外停止原因の分類表をTable 2.1.4に示す。なお、運転時間には試験運転時間を、運転出力量および累計出力量には試験運転時の出力量を含んでいる。

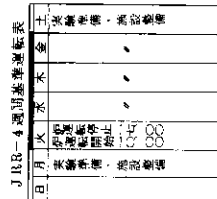
研究炉管理部



注1



注2



注3

年度週間朝計画

JRR-2	共同利用運転 42週間 定期自主検査 9週間 年末年始休 1週間
JRR-3	共同利用運転 36週間 定期自主検査 15週間 年末年始休 1週間
JRR-4	利用運転 35週間 伊勢(東京)運転 5週間 定期自主検査 10週間 年末年始休 1週間

注4

JRR-3共同利用運転中、生産用Aの取出のため
第5-第8サイクル 各3週間利用
JRR-2, 3の日付は運転開始日、停止日を示す
JRR-4の日付は日曜日を示す

Fig.2.1.2 昭和46年度研究炉使用計画と実績 (運転および共同利用)
(Operation schedule and results of reactors
in fiscal '71)

Table 2.1.1. JRR-2 reactor operation results
(From Apr., '71 to Mar., '72)

Cycle No	Date	Operation time (hr)	Power (MWh)	Integrated power (MWh)	Unscheduled shut down
Beginning		22,014:15		151,737.7	
R2-46-1	4/6/71~4/8/71	13:09	0	151,737.7	0
	4/12~4/24	293:52	2,929.3	154,667.0	
-2	4/27~5/7	18:57	0.2	154,667.2	1
	5/10~5/22	266:13	2,643.1	157,310.3	1
-3	5/25~5/26	10:14	0	157,310.3	1
	5/31~6/12	292:23	2,909.4	160,219.7	1
-4	6/17~6/18	9:27	0	160,219.7	0
	6/21~7/3	290:35	2,868.8	163,088.5	0
-5	7/6~7/7	14:26	0	163,088.5	0
	7/12~7/24	294:00	2,925.9	166,014.4	1
Periodical inspection	7/27~9/2	19:35	1.13	166,025.7	4
R2-46-6	9/6~9/18	292:25	2,912.1	168,937.8	0
-7	9/21~9/22	7:36	0	168,937.8	0
	9/27~10/9	294:03	2,932.3	171,870.1	0
-8	10/13~10/14	7:52	0	171,870.1	1
	10/18~10/30	265:39	2,624.2	174,494.3	1
-9	11/4~	8:17	0	174,494.3	0
	11/8~11/20	264:44	2,621.4	177,115.7	0
-10	11/24~11/26	16:18	0.7	177,116.4	8
	11/29~12/10	269:05	2,676.4	179,792.8	1
-11	1/11/72~1/12/72	18:01	0	179,792.8	5
	1/17~1/29	268:55	2,662.4	182,455.2	1
-12	2/2~2/3	10:09	0	182,455.2	0
	2/7~2/19	292:30	2,916.9	185,372.1	0
-13	2/23~2/24	9:57	0.4	185,372.5	5
	2/28~3/11	0	0	185,372.5	
-14	3/13~3/18	0	0	185,372.5	0
	3/20~4/2	0	0	185,372.5	0
Total		3,548:22	33,634.8		31
Ending		23,562:37		185,372.5	

Table 2.1.2 List of unscheduled shutdown

Cause of Trouble	
Short Period	25 (25 [*])
Rod off Magnet	2 (1 [*])
Other troubles	4 (3 [*])
Total	31 (29 [*])
* Marks show scrams during sub-critical operation before 10 KW thermal out-put	

Table 2.1.3 JRR-3 reactor operation results

(From Apr/71 to Mar/72)

Cycle No	Date	Operation time (hr:min)	Full power op. time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
R3-46-1	'71 5/10~ 5/30	79:02	* 71:15	5206	127,008.4	1
-2	5/31~ 6/20	133:44	*124:18	893.0	127,901.4	0
-3	6/21~ 7/11	298:53	286:53	2775.8	130,677.2	0
-4	7/12~ 8/1	294:19	281:23	2,693.3	133,370.5	3
-5	8/2~ 8/22	296:39	284:30	2,790.0	136,160.5	0
-6	8/23~ 9/12	295:25	277:50	2,710.4	138,870.9	2
-7	9/13~10/3	294:59	274:19	2,676.5	141,547.4	1
-8	10/4~10/24	284:35	258:48	2,564.7	144,112.1	4
Periodical inspection	'71 '72 10/25~ 1/2	1:09	0	0	144,112.1	0
Charac. test (UO ₂ fuel) & R3-46-9	1/3~ 2/7	163:06	48:21	534.7	144,646.8	0
R3-46-10	2/8~ 2/27	262:20	256:27	2,563.8	147,210.6	3
-11	2/28~ 3/19	295:45	280:32	2,833.0	150,043.6	2
-12	3/20~ 4/9	291:22	274:28	2,767.0	152,810.6	2
Total		2991:18	2719:04	26322.8		18
* Full power : 7MW						

Table 2.1.4 List of unscheduled shutdown

Cause of trouble	
Neutron measurement system	2
Measuring instruments in cooling system	4
Trouble of electricity	1
Miss operation	0
Earthquake	3
Other troubles	8
Total	18

2.1.4 JRR-4

本年度は、プールリドタンク、散乱実験室でのしゃへい実験、炉物理実験、線量計測実験、および各種照射筒によるRIの製造、原子炉研修所研修生による運転実習、各種実験（研修所の専有6週間）のための利用運転を43週実施した。

特殊な運転としては、 ^{198}Au の製造のため長時間運転（15~16時間）を4回、出力上昇計画に関する測定運転などを行なった。

この間、粗調整制御棒 C_1 、 C_3 のステックに対する調査と復旧のため、5日間運転を休止した。

なお46年度運転実績はTable 2.1.5のとおりである。

Table 2.1.5 JRR-4 reactor operation results
(From Apr. '71 to Mar. '72)

Month	Operation days	Operation time (hr:min)	Power (KWh)	Trouble shutdown
Apr. 1971	16	96:15	186745	0
May	10	59:25	119,172	0
Jun.	6	34:38	21,512	2
Jul.	18	95:38	58,455	1
Aug.	18	119:27	232,256	4
Sep.	16	101:11	84,589	1
Oct.	17	106:25	120,950	0
Nov.	2	12:51	0	0
Dec.	15	97:37	192,316	0
Jan. 1972	15	75:13	25,122	0
Feb.	14	89:51	133,969	0
Mar.	20	128:58	229,500	5
Total	167	1017:29	1,404,586	13

Integrated Power 5,982,514 kWh

Integrated Operation Time. 5,455^{hr}:29^{min}

Remarks: Two more trouble shutdown caused by
Sticking of control rod will be added in
total number.

2.2 保守整備

2.2.1 JRR-2

(1) 概況

昭和46年度の原子炉利用運転は、第12サイクルまでは運転を変更するような故障もなく、当初の計画のとおり行なった。47年1月、燃料交換作業時に、下段プラグの燃料孔角チューブに腐食が認められたので、第13、14サイクルの利用運転を中止して補修作業を行なった。

定期自主検査は、機器の交換工事を含めて46年7月26日から8月30日までの期間、また定期官庁検査は、12月20、21日、および47年1月26日に実施した。

利用施設の整備では、HT-5水平実験孔へ設置を予定しているSIL (Sodium Inpile Loop)の製作を完了し、炉外試験を行なった。(伝熱流動第2研究室)

利用運転中および運転前の異常分類をTable 2.2.1に示した。

(2) 主な保守整備事項

(a) 主熱交換器：前年度から主熱交換器の熱貫流率が低下して重水温度が上昇していたので、46年4月末、主熱交換器の化学洗浄を実施した。その結果、熱貫流率は $750 \text{ Kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot \text{C}$ から $1,500 \text{ Kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot \text{C}$ まで回復した。その後主熱交換器の性能劣化の速さを改善するため、二次冷却系に使用している腐食防止剤を従来の有機アミン系剤から無公害無機磷酸系剤に変更した。

また核加熱による乾燥剝離洗浄作業を11月末に、原子炉出力300KWで実施した結果、熱貫流率は $870 \text{ Kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot \text{C}$ から $1270 \text{ Kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot \text{C}$ まで回復した。

(b) 制御棒：制御棒CR-6および7を製作し、それぞれC₆およびC₇(位置)のものと交換した。C₆はマグネット回路の絶縁低下が認められたので、電気配線を直接炉壁まで引出すように改良したが絶縁低下は回復できず新制御棒と交換したものである。マグネットおよびスイッチ回路の絶縁、接触不良が目立った。

(c) ポンプ・バルブ：5月に非常用ポンプ(EP-1)の交換をし、定期自主検査の期間に主重水ポンプ(DP-1, 2)を交換した。

運転の経過に伴って重水中のトリチウム濃度が増加し、漏洩重水の取扱い作業中の被曝防止が困難な状態である。

このため、46年12月に重水循環補助ポンプ(DP-3)および熱遮蔽系循環ポンプ(PP-1)をこれまでのメカニカルシールタイプから新型キャンドタイプに交換した。主重水ポンプは47年度に交換するようキャンドポンプの製作および電源工事の準備を進めた

Table 2.2.1 List of troubles in JRR-2

	Before start up	On power		
		shut down	power down	others
Control system		2		12
Cooling system	2		1	22
Others			2	1
Total	2	2	3	35

(7.2.1参照)。

自然循環用大型空気作動バルブ(DV-6)および被照射空気系ブロー(A P-1)を部品劣化のため交換した。

(d) フィルター：重水フィルター(DF-1)と並列に同型のフィルター容器を設置し、原子炉運転中エレメントが目詰りを起した場合でも遠隔操作によって切替ができる方式に改良した(1月)。

(e) 漏洩現象：

(i) 炉心出入口両配管のエキパンションジョイント部から熱遮蔽軽水が漏洩した。漏洩防止措置としてボルト、ナット部にスレットシールを挿入し良好な結果を得た(7月)。

(ii) 重水樹脂塔(DD-2)の下部フランジ面からパッキンの劣化による重水漏洩が発生した。

(f) 冷却塔：ファン#5, 6の2台について異音が認められたので、分解点検した結果シャフトが摩耗していた。シャフトを至急に製作し交換した。

(g) 地震計：既設地震計(スクラム, アラーム各1台)は構造上感度の調整ができず、運転中しばしばミスアラームが発生した。このため今回調整可能な国産品と交換した。なお設定値は従来どおりである(100 gal, 20 gal)。

(h) 高圧電源：Log-N, Lin-Nおよび安全増巾器の直流電源を従来の直空管を用いたものからトランジスタを用いたピンモジュールタイプに変更して、ノイズ対策とともに保守の簡素化に努めた。

2.2.2 JRR-3

(1) 概況

46年度は前年度故障した主重水ポンプ(DP-1)の納入、据付けが遅延したため、第1, 2サイクルの運転を一部変更して据付作業を行なった。これ以外の機器の故障は運転に大きな影響を与えるものはなかった。

(2) 運転期間中の故障および保守

試験運転および共同利用運転期間中の異常分類をTable 2.2.2に示す。また運転期間中の主な故障および保守について次に述べる。

(a) ヘリウム系ブロワ(DB-7)の故障

第4サイクルにDB-7のヘリウム流量が出なくなったため分解点検を行なった。分解したところ、吸入および吐出弁に相当量のカーボン粉末が附着し、またシリンダ内面にもカーボン粉

Table 2.2.2 List of troubles in JRR-3

Items	
Equipments in cooling system	8
Measuring instruments in cooling system	13
Neutron measurement system	25
F.F.D & FT	16
Conventional equipments & health Physics	5
Utilization & experiments	4
Others	2
Total	73

末が附着していた。カーボンリングは摩耗がひどく5.9mm厚のものが1.6mm(最大)にまで摩耗していたので交換した。カーボンリングの使用時間は約5,500時間である。

(b) FFD系A, B型ベローズ弁の交換

第8サイクルにch-4(A型), ch-9(B型)のベローズ弁のベローズ部が破損し重水漏洩が生じた。またその後の定期自主検査中にch-13, 22のベローズが破損した。このように破損が頻発したので調査を行なった結果, ベローズ製作上の不良で山数が多かったため割れたものと判明し, 第10サイクルの停止期間にベローズを全数交換した。

(c) 地震計の点検

第4, 6および7サイクルに各1回震度Ⅱから震度Ⅲの地震で原子炉がスクラムした。設定値は25ガルであるので震度Ⅱでは作動しないはずである。そこで地震計を点検したところ, 地震計の水平動および上下動検出器の針先が曲がり, また水平動は振動部が偏心していたので, これらの部分の分解点検および調整を行なった。

(d) 粗調整棒の故障

第7サイクル起動前点検時, 粗調整棒S-7およびS-9が突然作動しなくなった。点検したところ, 制御棒駆動用電源コネクタが損傷していた。この損傷の原因を調査したところ, 起動前点検の制御棒作動テストと並行して制御棒用ヘリウム系のヘリウム置換を行なったため, ヘリウムガスの圧力がさがって放電しやすい状態になり, コネクタピン間で放電し焼損したものと分かった。損傷した制御棒は予備のものと交換した。

また UO_2 燃料特性試験中, S-1が作動しなくなり, 第12サイクル運転開始後にはS-8が作動しなくなった。これらの原因は駆動電動機の巻線断線であった。電動機は製作後10年以上経過しており, 絶縁劣化等が発生する時期にきているものと思われるので, 制御棒の定期分解修理の際電動機巻線の巻換えを行なうようにする。

(e) 制御棒挿入孔(S-2)の補修

第8サイクル終了後, 試料交換時にRIキャスクの案内管がS-2の駆動装置部にぶつかり, 亀裂が生じ, 制御棒用ヘリウムガスの漏洩が生じたため, チャンネル部の交換を行なおうとしたところチャンネル部(アルミニウム製)が制御棒挿入孔とかじり, なかなか抜けなかった。

抜いた後で挿入孔を検査したところ, 図面上73mmφであるS-2孔の下段遮蔽体スカート部(アルミニウム製)が変形して最少のところでは69.5mmになっていた。そこで切粉および治具等が炉心内に落ちないように設計した切削工具を製作し, 71mmφまで切削した。

(3) 整備事項

今年度整備した主な事項について次に述べる。

(a) 熱交換器(DE-1, DE-2)の化学洗浄

熱交換器の汚れ係数が前年度末で0.57と低下したので, 4月に化学洗浄を行なった。その結果, 第1サイクルの汚れ係数は1.27と良くなった(第2.4.2項参照)。

(b) 主重水ポンプ(DP-1)の据付け

前年度故障したDP-1の製作が5月初旬に完了し, 据付けを行なった。詳細は第7.2.2項で述べる。

(c) 重水系大型弁のダイヤフラム交換

配管系にある弁類は製作されてから10年になり、この間幾度か増締めなどして重水漏洩の防止を行ってきたが、耐用限度にきていると判断されたので本年度計画分として、11月に主重水系大型弁(DDV-1, 3, 5, 6, 7)のダイヤフラムを交換した。古いダイヤフラムの接液面は劣化が著しく、アバタ状にふくれている、ほとんど寿命に近い状態と推定された。

(d) FFD吹付けヘリウム系の改修

重水温度が高くなると、FFD吹付けヘリウム配管に重水が凝縮してヘリウムガスの流れを悪くしていた。そこでこの配管に勾配をつけ凝縮した重水が簡単にドレンできるように改修した。またヘリウム貯槽(DT-8)の取出口を変更した。なおヘリウムガスの流調弁は安定性の悪かったダイヤフラム弁からニードル型のベローズ弁に交換した。この結果重水によるつまりなどがなくなり、流量の安定性も増した。

(e) 主重水ポンプ(DP-2)の分解点検

DP-1の分解の結果ベアリング類の摩耗が著しかったので、DP-2のベアリング類の検査のため分解点検を第2回定期自主検査期間に行なった。詳細は第7.2.2項で述べる。

(f) エキスパンションジョイントの遮蔽

冷却機器室における作業が増えるにつれ、熱交換器入口にあるエキスパンションジョイントに蓄積された放射性物質による空間線量が問題となり、第2回定期自主検査の最初に約5cmの鉛遮蔽を取り付けた。配管が複雑であるので十分にはできなかったが、これにより遮蔽表面では約1桁、周辺部でも半分以下の空間線量にすることができた。

(g) その他

その他の整備項目としては、昨年度に引続き行なった次のような改修がある。

- ① 水ガス計装機器の改修
- ② 運転用放射線モニターの整備
- ③ 制御棒の分解点検
- ④ FFD重水流量計の整備

2.2.3 JRR-4

(1) 概況

46年度中の主な保守作業は4月および6月に発生した制御板(C₁およびC₃)のスティック事故の処理と11月のオーバーホール期間に実施した制御板(C₁~C₄)の交換作業であった。また、整備作業の主なものとしては予備メインポンプ(MP-3)の増設、コンタクター盤の改修、一斉指令装置の改修およびレベル計の改修があげられる。

(2) 運転期間中の保守

試験運転、利用運転および起動、停止時の故障および異常現象を含んだ異常分類をTable 2.2.3に示す。

本年度中特に目立った事項としては、制御棒用保持電磁石電源のトラブルおよびレコーダーの摺動抵抗の摩耗による接触不良があげられる。

保守整備の主要項目について次に述べる。

Table 2.2.3 List of troubles in JRB-4

Items		Note
Reactor	1	
Cooling system	2	
Nuclear instrumentation	61	Measurement ; 25 Control ; 36
Process instrumentation	13	TRA-2 Rec.; 9
Experimental facilities	2	
Structure & building	1	
Others	1	
Total	81	

① 制御板ステイック

4月13日の炉起動時に粗調整安全板(C₁)が上げ下げが不能になり、運転を中止して原因調査を行なった。原因として、C₁に隣接して挿入した照射筒による圧迫が考えられたので、照射筒の挿入状態を集中的に調査したが明らかにはならなかった。その後、6月29日にC₃のステイックが再発したので、燃料を全数取り出し反射体も含めて調査した結果、微調整板

(C₅)用反射体が膨張し、燃料要素が押されて制御板がステイックしたことがわかった。このため原子炉は計5日間休止した。詳細については事故報告書を参照されたい。

② 制御板用保持電磁石電源の不調

本電源は真空管式のもので常時400mA以上の電流を流しているために出力管のいたみも早く、また、回路も複雑であるために接触不良の現象が年度を通じて頻発した。47年度早々にモジュール化したものに変更する予定である。

③ レコーダーの不調

核計装系には同一タイプのレコーダーが5台使用されており、いずれも8年間の使用で摺動抵抗の摩耗が激しく、トラブルが頻発しているが、そのつど、抵抗体を回転させて新接触面を用いたり、清掃したりで今日に至っている。

(3) オーバーホール期間中の保守整備

定期的に行なわれる計器類の点検・較正以外の主要項目を次に述べる。

① 制御板交換

粗調整安全板(C₁~C₄)4枚を11月に新品に交換した。

② 主ポンプ増設

一次冷却系の主ポンプ(MP-3)を1台増設し、予備品とすると同時に出力上昇にそなえた。

③ コンタクター盤の改修

リレーが寿命に近づいたので、保守の容易なプラグインタイプの物に全数交換した。

④ 一斉指令装置の改修

アンプ類をトランジスタ化して居室受付に移設した。

⑤ レベル計の改修

プロセス計装改修の一環として、現在まで炉心タンク、炉1および炉2プール、レベル計に使用してきた浮子式発信器を、変位、電気変換要素にストレンゲージを用いた保守点検の容易なフロート式液面伝送器に交換し、あわせて指示計も新型のものに改修した。

⑥ その他

制御板駆動部直線変換部解体スケッチ

制御板駆動部オーバーホール (C₁ ~ C₅)

サンプリング用配管新設

レベル計用作業台設置

(4) 定期自主検査

本年度の定期自主検査は春期と秋期の2回に分けて実施した。

前期は官庁検査のためのデータ収集および官庁検査に主眼を置き、後期は長期間を要する工事を主力とし、その間に実施可能な自主検査を平行して行なった。

実施期間は次のとおりである。

春期 46年5月23日～6月19日

特性試験運転 6月20日～6月26日

官庁立会 6月21日, 25日

秋期 46年10月31日～11月30日

2.3 燃 料

2.3.1 JRR-2

(1) 概 況

195 gr 燃料による燃料使用計画は、46年度に方法が確立された。今年度は、この方針に沿って計画が立てられ、ほぼ完全に実行された。計画と実行との比較を Table 2.3.1 に示す。

Table 2.3.1 Comparison between fuel schedule and accomplishment 平均交換本数が

	Scheduled value	Accomplished value
Mean burn-up percent of discharged fuel	23.4	22.8
Mean number of refueling in a cycle	3.5	3.7
Total number of fuels used in fiscal '71 (12 cycle)	42	44
Reactivity prepared for irradiation	1.5% ΔK/K	mean, 1.4% ΔK/K max, 2.05% ΔK/K min, 1.02% ΔK/K
Reactivity before start of operation	over 7% ΔK/K	mean, 7.3% ΔK/K max, 7.97% ΔK/K min, 6.37% ΔK/K

わずかに多く、取出し時燃料燃焼度平均値がわずかに低くなっているのは、使用済 175 gr 燃料をま

とめて対米送還するため、燃焼度の低いまま交換した影響である。46年度に購入した燃料は2炉心分52本、対米送還は1回で総数は20本であった。

(2) JRR-2 使用済燃料の管理

今年度は第10回の米国への送還を行なった。送還した燃料は20本で、このうち15本は円筒燃料である。その詳細を Table 2.3.2 に示す。

Table 2.3.2 Description of shipped fuel

Shipment No.	Cask	Total activity (Ci)	Average burnup percent (%)	Cooling time (days)
10th	No. 1	7.1×10^3	14.0	943
	No. 2	2.0×10^4	17.6	467

Table 2.3.3 Change of specific activity of a coolant in a shipping cask

Cask	JAERI (started)	YOKOHAMA (arrived at)	ICPP (arrived at)	ICPP standard
No. 1	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-3}	7.9×10^{-5} *	5.0×10^{-2}
No. 2	4.2×10^{-5}	1.5×10^{-4}	8.8×10^{-4}	

* this number was described in the shipping record, but it seems 7.9×10^{-3} is correct.

この送還において、両輸送容器とも冷却水が白濁し、放射能濃度が上昇する現象が起った。冷却水の交換を繰返した結果、放射能濃度は Table 2.3.3 に示すように比較的低くすることができたが、白濁現象は ICPP*に到着するまで止まらなかった。JRR-2 使用済燃料貯槽において再現実験をした結果、白濁の主因はアルミニウムであり、他の円筒燃料でも同じ現象が生ずることがわかった。

今年度の使用済燃料貯槽への燃料の受入れは 54 本、再挿入のため取出しは 6 本、米国への送還 20 本で、年度末の貯蔵数は 82 本である。貯槽水の PH、電気伝導度、放射能濃度はいずれも規定値以内 (PH: 5.5~7.5, 電気伝導度: 1.0×10^{-5} $\Omega \cdot cm$ 以下, 放射能濃度: 1.0×10^{-4} $\mu Ci/cc$ 以下) に維持できているが、トリチウム濃度が年度末で 2.6×10^{-2} $\mu Ci/cc$ と徐々に高くなっている。これは燃料交換時、燃料に付着している重水によるもので、濃度は今後ますます上昇する可能性があり、対策を考える必要がある。

2.3.2 JRR-3

(1) 概況

46年度は JRR-3 の UO_2 燃料計画に基づく燃料体の製作・納入および交換等の作業が非常に多かった。まず前年度に引続き補充用天然ウラン金属燃料体 (以下補充用燃料体)⁽¹⁾ が 9 月末に納入された。さらに UO_2 燃料体の製作が行なわれ、 UO_2 燃料移行炉心の約 3/4 に相当する 190 体が年度末までに納入された。

一方燃料使用計画に関しては、 UO_2 燃料移行計画に基づいて検討を重ね、天然ウラン金属 (MNU) 燃料体と UO_2 燃料体 (1.5% 濃縮および天然 UO_2) の混合炉心の燃焼度計算方法の基本を確立するとともに、年度内の各運転サイクルにおける燃料交換および UO_2 燃料第 1 ステップの燃料交換を行なった。

Table 2.3.4 に年度内の燃料体受入れ状況を示す。なお室外払い出しはなかった。

Table 2.3.4 Fuel assemblies received in JRR-3

	Numbers	U weight	Maker	Date
Metallic natural uranium fuel	100	2514.209kg	Furukawa	46. 9. 30
#1 1.5% Enriched UO_2 fuel	70	481.905	Furukawa	46. 11. 30
#2 1.5% Enriched UO_2 fuel	55	381.257	Sumitomo	47. 3. 15
#3 Natural UO_2 fuel	65	448.849	Sumitomo	47. 4. 30

(2) 燃料使用計画

(a) 共同利用運転中の使用計画

SH (MNU) 燃料体の交換基準燃焼度が 200 MWD/T と低いため、燃料体を効果的に使用できるように多数の炉心内シャフリングを実施してきた。一方 UO_2 燃料計画と関連して、

* ICPP ; IDAHO Chemical Processing Plant

炉心内のSH燃料体は補充燃料体と交換していったが、補充燃料体の納入日・納入本数に合わせて、そのつど各運転サイクルにおける燃料交換計画を検討した。

(b) UO₂燃料第1ステップ

UO₂燃料移行途中では炉心内の中性子束分布・出力分布が、移行ステップ毎に大きく変動するので、この点を考慮して移行完了時点までの炉心内燃料の使用計画を検討した。ここで使用計画検討における燃焼度計算の方法はいろいろ考えられるが、過渡炉心では移行ステップごとに一定の炉心内出力分布を持つものとして243本の燃料体について計算した。これに基づいて移行ステップごとに燃焼度の進む割合を求めるとFig. 2.3.1に示すとおりである。これに基づいて第1ステップのUO₂燃料装荷前に、炉心の約3分の1にあたる72炉心

孔についてシャフリングを行ない、移行期間途中での燃料交換をしなくても済むようにした。

(c) UO₂燃料第2ステップ以降の使用計画

前項に記したように、炉心の出力分布がUO₂燃料移行ステップごとに大きく変動するが、移行の完了する約2年先までの使用計画を立てるため、前に述べた方法で計算した。また運転計画の変更によって第3、第4ステップの燃料交換時期を、48年4月、49年4月に延期することになったが、その線に沿った使用計画を検討した。

(3) 燃焼度計算コードの作成

本年度後半から炉心内はMNU燃料体と1.5%濃縮UO₂燃料体の混合炉心となり、燃焼度計算、および計量管理方式を新しく策定す

る必要が生じ、昨年度に引続き検討を続けた。年度当初に計算方法

の基本を作成し、コード化する作業を続けた。前項に述べた使用計画の作成が急がれたことから、「使用計画用コード」を完成し、定常の計量管理を含めた燃焼度計算コードについては、47年度上期報告時まで使用できる見通しである。

(4) JRR-3使用済燃料の管理

今年度は181体の燃料交換を行なった。炉から取出した使用済燃料の内訳は、1次燃料89体、2次S-H燃料92体である。このうち2次S-H燃料2体をホットラボにおいて検査し

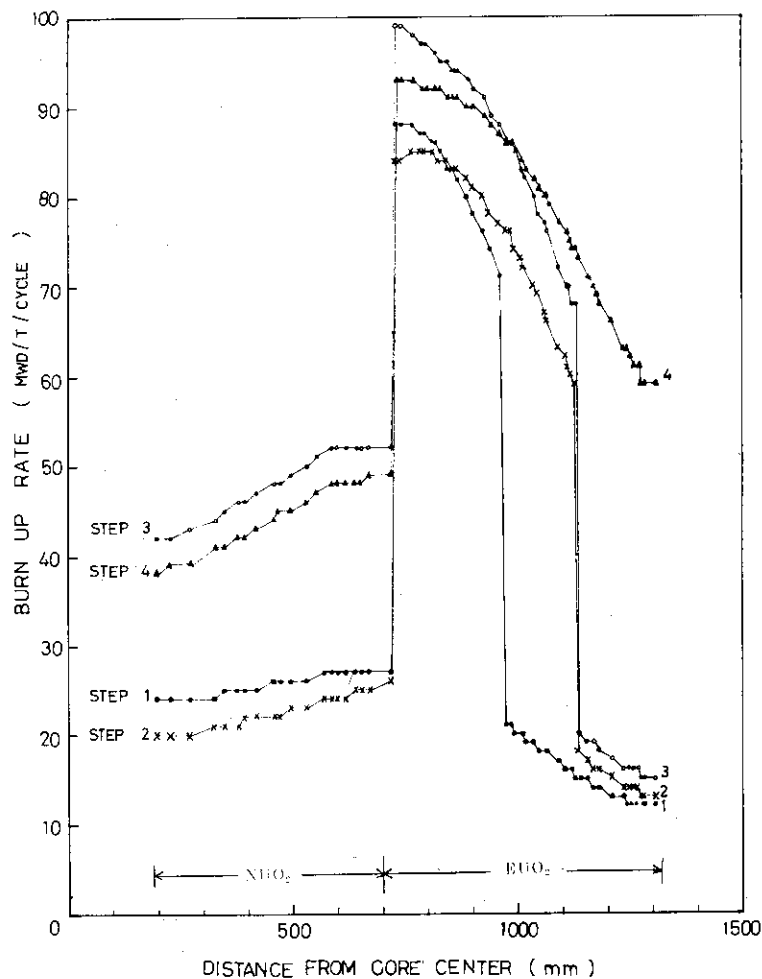


Fig. 2.3.1 Burn Up Rate in Reactor Operation Cycle

た後廃棄処分した。年度末現在の貯蔵数は、燃料259体、燃料要素503本である。

使用済燃料貯槽水の水質は、いずれも規定値（JRR-2と同じ）以内に管理しているが、燃料交換回数の増加に伴い、JRR-2同様、トリチウムの濃度が、年度末で 1.5×10^{-3} $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ と上昇しつつある。

UO_2 燃料のホットラボ試験にはJPDRの輸送容器を借用することを決め、使用済燃料貯槽室のクレーンの改造（15 t \rightarrow 18 t）を行なった。

(5) その他

(a) 7月12日と12月8日の2回、IAEAの査察が実施され、記録および在庫状況が確認された。

(b) UO_2 燃料第1ステップの炉心状態で第10サイクルから第12サイクルまでの3サイクルの運転が終了したが、炉心の約1/4が UO_2 燃料体が変わったことによって従来のMNU燃料炉心ではほとんど変化しなかった燃焼による反応度減少が約0.1% $4\text{K}/\text{K}/\text{サイクル}$ あり、今後交換が進むことによりさらにこの変化量が多くなると予想される。この反応度変化の追跡を燃焼度計算と結びつけていくことは、今後の課題である。

参考文献

- (1) 研究炉管理部編，JAERI-M-4752, 108 (1972)

2.3.3 JRR-4

(1) 炉心装荷燃料の追加

45年度まで18本炉心で運転してきたが本年度に入り炉の余剰反応度が4%に減少した。そこで、燃料を2本追加することによって余剰反応度を補充することにし、6月17日20本炉心に変更した。炉心変更前後における燃料の平均燃焼度は18本炉心で8.2%、20本炉心で7.4%である。

(2) 燃料計画の検討

JRR-4は燃料要素20本で標準炉心を構成することを目的に設計、製作された原子炉である。6月に炉心装荷燃料が20本になったので今後は燃焼による余剰反応度の減少は新燃料との交換によって補なっていくことになる。

後述の20本炉心特性測定結果等をもとに今後の燃料計画の検討を行なった。その結果によれば、運転形態に変更がないかぎり、年間5本程度の補充で運転は維持できるものと考えられる。

(3) 燃焼計算コードの変更

JRR-4の燃焼計算は、水平断面に関しては燃料要素ごとに区分し、上下方向については燃料要素内を13区分して1領域とし、それぞれの領域に応じた平均熱中性子束を用いて行なう方式をとっている。炉心変更の結果、旧プログラムのままでは使用できなくなったので、20本炉心で計算できるよう修正した。

(4) 使用燃料のウラン濃縮度変更の検討

JRR-4の燃料はJRR-2と同様、通称90%濃縮 (^{235}U 濃縮度89.85w/o)ウラン

を使用している。最近、濃縮ウランの供給元であるUSAECでは高濃縮ウランの濃縮度93.15 w/o を標準としている。

燃料の安定供給を維持するには使用ウランの濃縮度を標準品の仕様に変更することが望ましい。

濃縮度変更に関する炉物理的な検討を行なった結果、一要素あたりの ^{235}U 含有量を同一にしておくかぎり特別な配慮は必要ないことが判明した。この結果をもとに監督官庁の許可を受け93.15 w/o 濃縮ウランの使用が可能になった。

(5) 2次燃料仕様の検討

JRR-4の1次燃料は米国B & W社製である。本年度末の予備燃料が5本になったので次年度燃料を購入することになった。

現在、原研でMTR, ETR型燃料を使用しているJRR-2, JMTRはすべて国産燃料である。本年度JRR-2, JMTRでは購入仕様および検査基準をできるだけ統一する作業が進められた。

JRR-4の燃料もJRR-2, JMTRと本質的に同型であるため統一仕様にそう方針で仕様および検査基準の作成を行なった。

2.4 技 術

2.4.1 JRR-2

前年度に引き続いて、46年度も3週間を単位とした利用運転が実施された。当初の計画では14サイクルであったが、47年2月に発生が認められた燃料孔角チューブの補修のため、今年度は12利用運転サイクルが実施されて、その運転積算量は約33600MWhであった。

燃料要素の交換数は44本で平均交換本数は3.7本と計画値3.5本にほぼ近いものであった。補正（熱出力、燃焼度）後の余剰反応度は±0.4%ΔK/K程度の変動範囲で平均7.3%ΔK/Kを計画どおり維持している。

下段プラグ燃料孔の腐食は、最初47年1月11日に4B孔で確認された。補修の準備が整った後、上段プラグを炉体から取出し、下段プラグ上面で腐食状態をみたところ、他の燃料孔にも腐食孔がみられた。これらの腐食孔には、樹脂（エピコート828）を充填して応急補修を終わった。

この下段プラグは、燃料孔角チューブの交換補修工事を43年にも実施しており再度の交換作業が困難なこと、下段プラグ内の重コンクリートとアルミニウム外壁とに間隙が生じておりこれが腐食の原因となっている、などの理由で長期の使用に供することは不可能であると考えられる。このため、現在の下段プラグに上述の応急補修を実施し、一方、下段プラグを含めた炉上部遮蔽体の改修を49年度に行なうための検討を行なった。

第6サイクルの利用運転中、2インチ気送管プラグが設備されている炉壁（No.11面）付近に漏水があることが認められた。これは気送管スリーブまたは熱遮蔽水タンクの溶接部などから漏洩した熱遮蔽水が、生体遮蔽コンクリートの境界面に浸透して炉壁面に出て来たものと推定されている。当面の運転には支障がないものと考えられるが、今後漏洩量が増大した場合について補修対策を検討する（詳細は第7.1.2項参照）

燃料非破壊検査装置は、中性子源、燃料測定移動装置の整備が整い測定器の調整を進めた。また、ホウ素添加燃料要素については、ホウ素添加アルミニウムの照射後試験の結果に基づき、要素当たり天然ホウ素1grを均質分布させる仕様で発注した。この燃料は47年度に炉内照射試験を行なう予定である。

2.4.2 JRR-3

(1) 概 要

通常技術管理としては、余剰反応度および重水熱交換器の熱貫流率の測定を行なった。今年度はUO₂燃料計画の第1ステップとして47年1月に61体の1.5%濃縮UO₂燃料体を装荷した。この結果余剰反応度が4.0%ΔK/K増加した。第1ステップ実施以前は、垂直実験孔（VC-2）内試料の有無によるもの以外には顕著な反応度変化は見られなかったが、第1ステップ実施後は3サイクルの10MW共同利用運転により約0.29%ΔK/Kの余剰反応度減少が測定された。これは燃料の燃焼によるものと考えられるが、積算出力量当りの反応度減少率は $3.3 \times 10^{-5} \% \Delta K/K / MWh$ に相当する。

また熱貫流率に関しては“汚れ係数”の変化をFig. 2.4.1に示す。第1サイクル前に熱交換器の化学洗浄を行なったところ，“汚れ係数”が1.0以上になった。これは設計値が妥当でないか温度計の指示が狂ったためと考えられるが、過去にはなかったので詳細な原因は不明で今後調査する予定である。公害問題に関連して投入を中止していた防錆防食材に関しては、第6サイクル以後非クロム系の新しい防錆防食材（ポリクリンI-131）の投入を開始した。第10サイクル以後“汚れ係数”が基準値0.65より低下したが、冬期であるため熱交換器の洗浄は次回の定期自主検査時に行なうこととした。

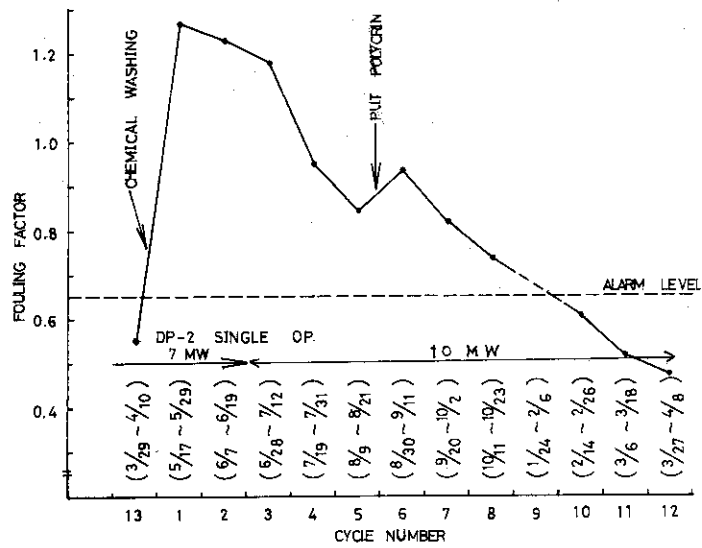


Fig. 2.4.1 Fouling Factor of Main Heat Exchanger in JRR-3

その他の主な技術管理事項としては UO_2 燃料体の製作および検査、ならびに使用済燃料貯槽の貯蔵能力増加の検討を行なった。 UO_2 燃料体に関しては第6章で述べるので、ここでは後者について簡単にまとめる。

(2) 使用済燃料貯槽の貯蔵能力増加

UO_2 燃料への移行に伴い天然ウラン金属燃料体が大量に取り出される。さらに当面使用済燃料の処理が遅れる見通しである。これらの理由から使用済燃料貯槽の貯蔵能力を350体から650体に変更することになり、それに伴う安全性の検討を行なった。

(a) 貯槽の熱的安全性

JRR-3が定常状態で運転されたとして、取出される使用済燃料の最大発熱量は650体で8KW以下である。一方、貯槽水の蒸発および構造材からの伝熱による除熱能力は約12KWで、これは非常時、すなわち原子炉に異常が生じ、10体の使用済燃料を緊急に取出す事態となっても安全上十分に余裕がある値である。

(b) 使用済燃料の保管に伴う臨界性

既設の冷却架台に未照射の1.5%濃縮 UO_2 燃料体を満載して、最も接近させておいた場合でも K_{eff} は約0.52であり、臨界管理上十分に安全である。

(c) 貯槽水の遮蔽能力

通常保管状態における貯槽水面上の線量率は最もきびしい状態でも0.2mR/hr以下となる。また燃料体を下部切断作業のため水面下2m程度まで引き上げても、水面上の線量率は3.2mR/hr以下で、注意すれば作業員への被曝を避けることができる。

なおこの件に関しては46年9月に原子炉設置変更許可申請書を内閣総理大臣に提出し許可された。

2.4.3 JRR-4

技術管理上の主要事項は次のとおりである。

(1) 特殊反射体要素の膨張

JRR-4では4月にC₁, 6月にC₂, の粗調整板が運転中に動かなくなる事態が発生し原因調査および対策を行なった(詳細は第7.2.4項でのべる)。

6月の調査時に、微調整板C₂のガイドを兼ねた特殊反射体要素が膨れていることが判明、予備品と交換した。膨張原因を調査するため、次年度ホットラボで解体する予定である。

(2) 炉心変更

第2.3.3項でのべたように6月、炉心装荷燃料を20本にした。燃料追加を機会に他の炉心要素の配置も再検討を行ない下記の事項を主に炉心構成の再編成を行なった。

(a) プール側(格子番地1列のBCDEFGの位置)に特殊反射体要素を置く : 同一出力でプール実験時の中性子束増大のため、中性子減衰の早い水領域をグラファイトに置きかえる。

(b) 炉修専用照射筒の設定 : エポキシ樹脂の照射専用で作成されていた照射筒④は実験が終了して廃棄する計画であった。一方原子炉研修所で炉内モニタ実験に照射筒⑤を使用していたがこの間照射筒⑤は他の試料照射に使用できなかった。そこで利用効率を上げるため照射筒④を原子炉研修所炉内モニタ実験専用を使用することにし、位置変更を行なった。

(c) 格子栓の撤去 : 近来、オープンタンクタイプの手軽さから、照射筒を設置して炉心上部で測定を行ない実験が増す傾向にある。そこで照射筒の設置余裕を大きくするため、炉心番地H行にあった格子栓を全部撤去し反射体要素に変更した。

本年度は照射筒の設置、撤去も多く、上述の事項も含めて5回、炉心の変更があった。本年度におけるJRR-4炉心構成の推移をFig. 2.4.2にしめす。

(3) ケミカル・シム照射実験

動力炉・核燃料開発事業団で建設中の新型転換炉(ATR)は初期炉心の反応度を、重水減速材中に添加した¹⁰Bの濃度で制御させる、ケミカル・シム方式を並用することになっている。この場合重水上部のカバーガス系に放射線分解した水素、酸素ガスがどの程度放出されてくるか不明であり、ガス再結合器の容量の決定ができなかった。

これらの解明のため、炉化学研究室とJRR-4管理課が共同で受託研究を行なった。

その結果、ATRで使用する程度の濃度¹⁰Bが約10ppm)では純重水との差はほとんどなくG値でほぼ 10^{-3} 程度であること、軽水と重水との差ははっきりとは認められない程度であることなどが判明した。

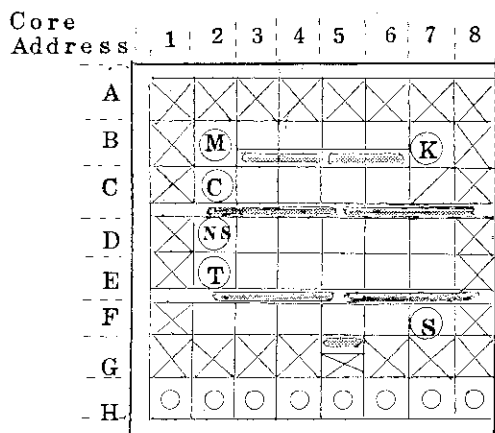
(4) 熱出力の変動に関する調査

JRR-4は最高出力2.5MW運転を行なっている間炉心冷却水の流量および温度差から算出した熱出力にかなりの変動があることが以前から認められていた。本年度に入って炉心構成の大巾な変更を行なったのを機会にその後の運転記録をもとに検討した。

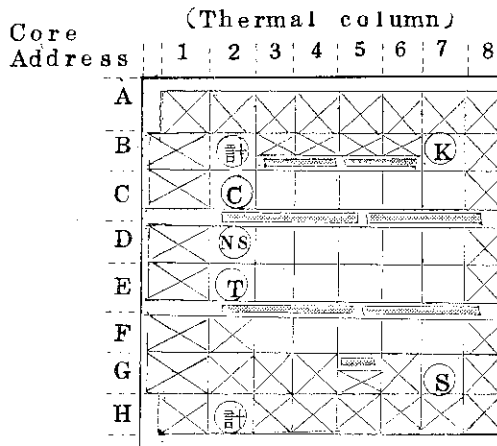
その結果、現在の運転形態(週4日、7時間/日運転)では10%程度の変動があること、変動の主たる原因は制御板位置の変化にあることが判明した。

また出力変動を大きくさせている要因としては、出力計用検出器の配置が悪いことが考えら

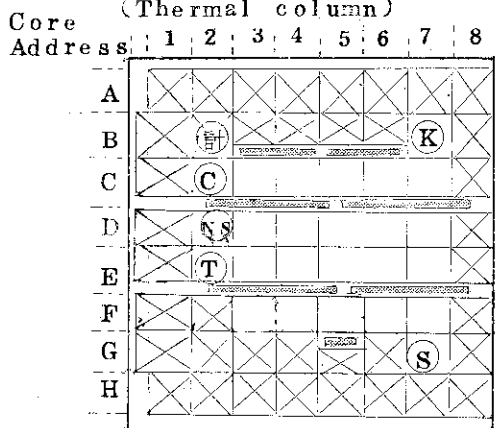
1. To June 17(18 fuel element)
(Thermal column)



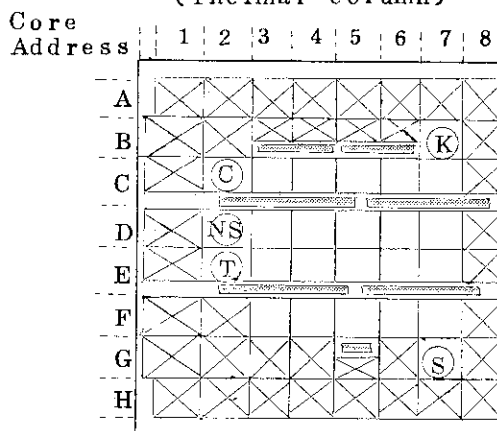
2. From June 17 to Nov. 13(20 fuel element)
(Thermal column)



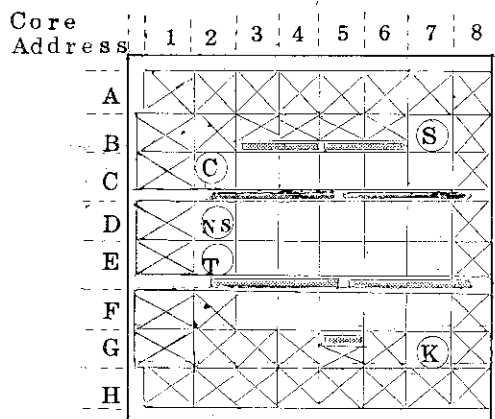
3. From Nov. 13 to Nov. 26
(Removal of irradiation pipe H-2)
(Thermal column)



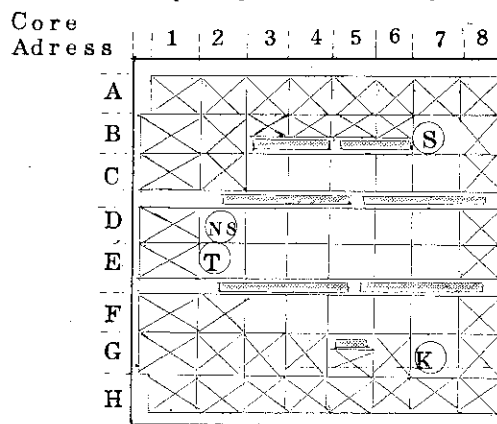
4. From Nov. 26 to Jan. 10, '72
(Removal of irradiation pipe B-2)
(Thermal column)



5. From Jan. 10 to Jan. 17
(Exchange of irradiation pipe ② ③)
(Thermal column)



6. From Jan. 17 (Removal of chemical shim irradiation pipe ①)
(Thermal column)



Note; □ ;Fuel element, ⊠ ;Reflector element, NS ;Reflector element with Neutron source, ⊙ Plug, ⊠ Irradiation pipe, ⊠ Control rod
Irradiation pipe; ①, ②, ③ : For general irradiation ④ : For reactor school use, ⑤ :Chemical shim experiment, ⑥ :In-Core monitor test pipe

Fig. 2.4.2 Change of JRR-4 core-construction in the current year

れた。次年度は検出器位置の最適化の検討を続ける予定である。

(5) ボラル・シャッタの点検

昨年度、アルミ被覆が発泡したため新品と交換して使用してきたサーマルコラム用ボラル・シャッタを点検した。その結果、被覆表面に発泡はみられなかったが周辺部に数ヶ所Pittingが生じていた。使用に支障はないとの判断を行なったが次年度も点検を継続することにした。

2.5 重水・ヘリウム管理

2.5.1 研究炉の重水管理

JRR-2およびJRR-3の昭和46年度末の装荷重水量は、8,808 kg, 27,659 kgで前年度と比較してそれぞれ約100 kg増および約100 kg減である。重水の補給量は、JRR-2で785 kg (直接補給581 kg, イオン交換樹脂の重水化による間接補給204 kg), JRR-3で467 kg (直接補給330 kg, 重水化による間接補給137 kg)である。

JRR-2, JRR-3両原子炉による昭和46年1月~12月における重水の消費量は949 kgであり、装荷重水に対する比率は2.6%である。

本年度は重水1,132 kgを購入し、重水274 kgを再生した。回収重水の再生は、本年からは重水中に含まれる放射性核種を除去してからでなければ依頼できなくなった。このため回収重水中の放射性核種の除去に関する予備試験、装置の開発を昭和電工と協力して進め、精製装置を製作し、JRR-3炉室地下に設置した。この装置の詳細および除去性能などについては第7.4.5項で述べる。

在庫重水量は47年3月末現在で806 kgである。重水の手持量、補給重水量をTable 2.5.1, 2.5.2に示す。

2.5.2 JRR-2の重水・ヘリウム管理

(i) 重水

(a) 重水濃度

重水濃度は、46年3月の97.05 mol%から47年3月の96.70 mol%まで、0.35 mol%濃度低下している。濃度低下は45年度と同じである。

(b) pH

重水のpHは、年度内の大半は6.5 ± 1であったが、後半8にせまり、アルカリ性の傾向を示している。この原因としては、燃料孔の腐食で孔があき、その孔を通じて重コンクリートのアルカリ成分が重水に溶出したことが推定される。腐食孔の補修工事(46年度第13, 14サイクル)後は正常値に戻っている。Fig 2.5.1参照。

(c) 電気伝導度

重水の電気伝導度は、精製(イオン交換樹脂塔)系の機能が十分に作用し、おおむね正常に維持された。原子炉始動日に一時的に高い値を示すことが年間通じて10回あった。これは燃料・試料交換時に重水に空気中の可溶性ガスが溶解しイオン化することと、アルミニウム腐食生成物および重コンクリートの可溶性成分がポンプ始動で重水系に溶けだすためと考えられている。精製系の流量がフィルター目詰りで低下すると主重水の電気伝導度が上昇するので、精製系の流量は一定に維持する必要がある。

(d) アルミニウムの定量分析

重水中のアルミニウム濃度は、検出感度(0.02 μg/ml)以下は2回だけで、それ以外は0.13 ~ 2.44 μg/mlの範囲内で検出されている。これは燃料孔アルミニウム材の腐食

が主な原因と推定される。45年度の重水微白濁時にはアルミニウムが3~4 $\mu\text{g}/\text{ml}$ 検出されているが、本年度は1回だけではあるが最大244 $\mu\text{g}/\text{ml}$ を記録し、またフィルター
の白濁水からは591 $\mu\text{g}/\text{ml}$ のアルミニウムが検出されているので、今後、重水系アルミ
ニウムの腐食監視体制を強力にすることが必要であろう。

(e) β , γ 線放射能

原子炉出力10 MW時サンプリング1時間後の値で、 β 線放射能0.013~0.77 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$,
 γ 線放射能0.009~0.063 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。 γ 線放射能は45年度に比較してわずかに大
きな値を示している。

(f) γ 線スペクトル

重水中に検出される核種は、 ^{24}Na , ^{27}Mg , ^{56}Mn , ^{41}Ar などである。異常は認められない。

(g) トリチウム

重水中のトリチウム濃度は47年7月11日現在862 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。今回はチャン
ネル比法で測定した。

(2) ヘリウム

ヘリウム・チャージは、各サイクル毎に1回、燃料・試料交換完了後実施し、通算12回行
なった。ヘリウム濃度は、12サイクルの平均値で、原子炉始動時が97.22%、原子炉停止時
で94.69%である。1サイクル当りのヘリウム濃度低下は2.53%である。Fig 2.5.2参照。

ヘリウムの年間使用量は464 m^3 である。内訳は燃料試料交換、チャージ、運転時リークな
どが422 m^3 , 分析用42 m^3 である。ヘリウムの平均消費率は3.3 $\text{m}^3/10\text{ MWD}$ である。

ヘリウムからの γ 線スペクトルは正常であった。

ヘリウム系の酸素は原子炉運転で徐々に消費される。これはアルミニウムの腐食で生成され
る重水素が原因している。酸素が次第に少なくなり、ついには再結合が行なわれなくなり、重
水素が蓄積する。Fig 2.5.1からわかるように、ヘリウム中重水素濃度は4~6%にも達す
る。そこで再結合器が100%機能し、重水素濃度を小さくする目的で酸素補給を10回実施
した。酸素の平均補給量は366 $\ell/\text{回}$ である。

(3) 熱遮蔽軽水

熱遮蔽軽水中の重水濃度変化をデータ資料編5章Fig 5.4に示す。重水系から熱遮蔽水系への
重水漏洩量は152 kg(46年4月~47年2月)である。熱遮蔽軽水中のトリチウム濃度は
0.3~2.6 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ であり、希釈放流のためにイオン交換水 約29 m^3 の補給(8回)を実
施した。熱遮蔽軽水のpHは5.1~7.7、電気伝導度は0.74~1.48 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。イ
オン交換樹脂が正常であり、その状態で精製しても電気伝導度があまりよくならなかった。熱
遮蔽軽水中の不純物分析結果(Table 2.5.3)からも分るように、炉壁漏洩腐食箇所を通じて
重コンクリートのアルカリ性成分の溶出が原因しているものと推定される。アルミニウムの顕
著な腐食は起きていないものと思われる。

(4) 二次冷却水

腐食防止剤の検討を行ない、ポリクリンI・131の使用を始め、10 ppm 相当量の注入
をして補給水量を400~450 t/d に抑え、濃縮度を約2となるよう二次冷却水の維持管
理をした。

(6) イオン交換樹脂

重水系イオン交換樹脂には100%活性化したものを使用し重水系2回、熱遮蔽水系4回のイオン交換樹脂の交換を実施した。

2.5.3 JRR-3の重水・ヘリウム管理

(1) 重水

(a) 重水濃度

47年3月現在99.66mol%である。濃度低下は0.09mol%である。

(b) pH

重水のpHは、ほぼ7±1の範囲内である。第1,2サイクルは重水系への炭酸ガス漏洩があってpHはわずかに小さい。第3,4,5サイクルはpH=8附近を示しているが原因は不明である。Fig 2.5.2参照。

(c) 電気伝導度

第1,2サイクルは炭酸ガス漏洩があり、精製系イオン交換樹脂の無駄使用を防ぐため第1, 2, 4サイクルは使用を中止している。したがって第1~4サイクルにおける重水の電気伝導度は大きな値を示している。炭酸ガス漏洩防止の補修が完了し、精製系を稼働させることにより重水の電気伝導度は正常に戻っている。Fig 2.5.2参照。第1次 UO_2 燃料挿入(61体)交換後もpH、電気伝導度は変化なく正常である。

(d) アルミニウム、ウランなどの定量分析

重水中のアルミニウム濃度は0.17~0.34 $\mu\text{g}/\text{ml}$ であり、正常値である。

重水中にウランは4~24 ng/ml 検出されている。第1次 UO_2 燃料への交換作業で取り出された天然ウラン燃料棒の表面付着ウランは、44年2月(燃料破損事故直後)に挿入したもので10~30 $\mu\text{g}/\text{cm}^2$ 、45年10~11月(燃料破損事故1.7年経過後)に挿入したもので0.40~1.25 $\mu\text{g}/\text{cm}^2$ であった。以前に行なった分析データと比較して、燃料棒の表面付着ウランはほとんど経時変化がないことがわかる。

第1次 UO_2 燃料、61体交換後は、重水中のウランは4~7 ng/ml に低下している。

(e) β , γ 線放射能

原子炉出力10MW時サンプリング1時間後の値で β 線放射能0.13~0.41 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ 、 γ 線放射能0.045~0.25 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。重水中に超微量ながらウランが含まれているので、 β 線、 γ 線の放射能ともに平均してJRR-2のそれに比較して数倍大きい。

(f) γ 線スペクトル

Ge(Li) γ 線検出器による重水からの γ 線スペクトルはJRR-2重水の γ 線スペクトルとは異なり、核分裂生成核種が大部分である。

(g) トリチウム

重水中のトリチウム濃度は47年7月6日現在422 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。今回の測定はチャンネル比法で行なった。

(2) ヘリウム

ヘリウム精製は各サイクル毎に1回、原子炉始動時に実施し、通算13回行なった。ヘリウ

ム精製に液体窒素を 4015ℓ消費した。ヘリウム濃度は、13サイクルの平均値で、原子炉始動時が94.46%、原子炉停止時で89.44%である。1サイクル当りのヘリウム濃度低下は5.02%である。Fig 2.5.2参照。

ヘリウムの年間使用量は448m³である。内訳は、燃料試料交換、精製、運転時リークなどが406m³、分析用42m³である。ヘリウムの平均消費率は3.80m³/1.0MWDである。JRR-3では、重水の放射線分解量が少なく、ヘリウム中に重水素蓄積がほとんどないので、JRR-2のような酸素補給は行っていない。

(3) 熱遮蔽軽水

熱遮蔽軽水のpHは6.4~7.95、電気伝導度0.12~0.63μS/cmで正常である。

(4) 二次冷却水

非クロム系の腐食防止剤による腐食試験を実施し、よい結果がえられたので、ポリクリンI-131の使用を開始した。10ppm相当量の注入を行なっている。

(5) イオン交換樹脂

重水系のイオン交換樹脂は、炭酸ガス漏洩が完全に止まるまではその使用を見合わせたので寿命が長持ちし、イオン交換樹脂の交換は1回だけで済んだ。一方熱遮蔽軽水系のイオン交換樹脂は、カバーガスがヘリウムで、JRR-2のような空気吸込みがないので寿命が長く、本年度は1回の交換も行なわないうで精製性能が維持されている。

Table 2.5.1 Heavy water holdings

	Mar. 31, 1971			Mar. 31, 1972		
	JRR-2	JRR-3	Total	JRR-2	JRR-3	Total
Heavy water in cooling system	8685kg	27755kg	36440kg	8808kg	27659kg	36467kg
New heavy water	165	499	664	38	768	806
Recovered heavy water	133	428	561	138	508	646
Total			37665			37919

Table 2.5.2 Heavy water supplied for reactors

	Supply		Deuterization		Total
	Date	Weight(kg)	Date	Weight(kg)	supply (kg)
JRR-2	Apr. 27	207	Apr. 23	102	
	Sep. 1	147	Mar. 16	102	
	Nov. 24	227			
	Total	581	Total	204	785
JRR-3	May. 7	104	Dec. 24	137	
	Dec. 6	226			
	Total	330	Total	137	467
Total		911		341	1252

Table 2.5.3 Impurities in JRR-2 thermal shield cooling water

Sampling	Jan. 7, 1972	Apr. 14, 1972
Analysis	Jan. 7, 1972	Apr. 17, 1972
Method	Atomic absorption	Atomic absorption
Aluminium	0.5 $\mu\text{g/ml}$ >	0.5 $\mu\text{g/ml}$ >
Magnesium	0.08	0.06 >
Iron	0.59	0.05 >
Calcium	0.13	0.07 >
Potassium	0.42	0.04 >
Sodium	2.22	0.30

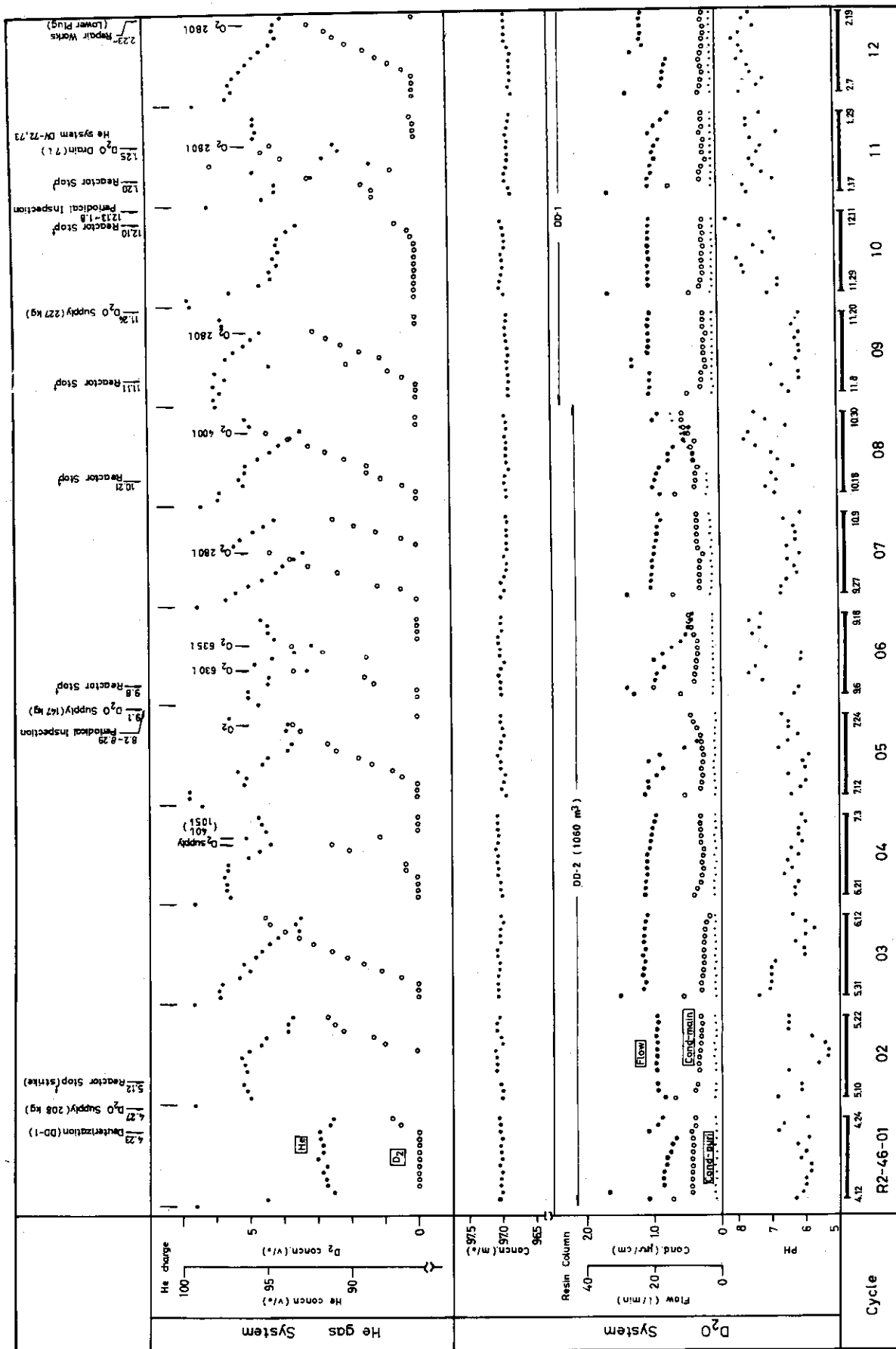


Fig. 2.5.1 Results of analyses of heavy water and helium gas in JRR-2

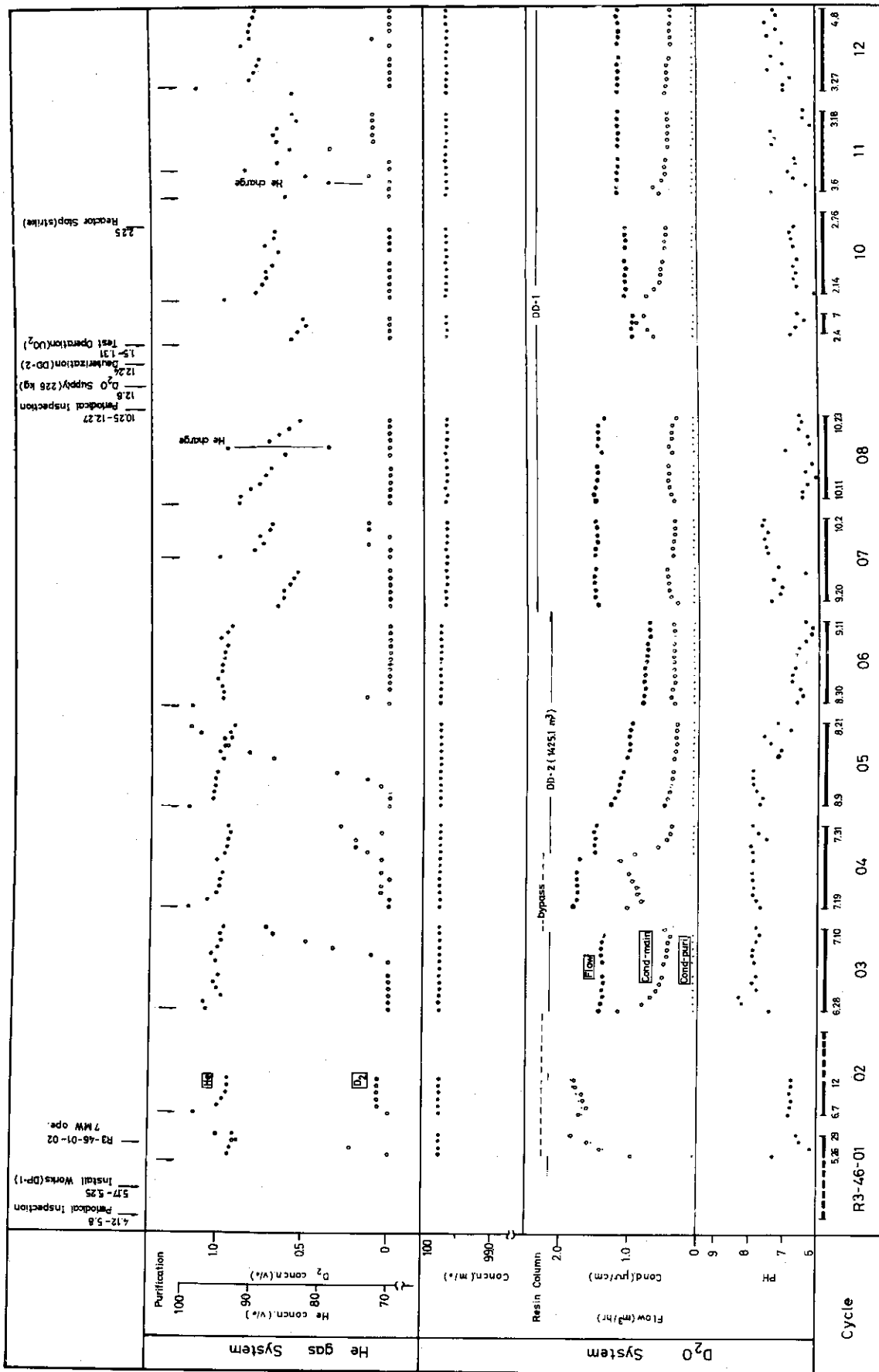


Fig. 2.5.2 Results of analyses of heavy water and helium gas in JRR-3

2.6 放射線管理

2.6.1 JRR-2

(1) 概要

共同利用運転(10MW)時における原子炉施設内での放射線レベルは、炉室内の通路、実験者が常時立ち入る場所では概して前年度と同様であり、特に大きな変化はなかったが、HT-1に中性子分光器(東北大)を設置したことにより付近の放射線量率が若干増加した。

JRR-2から排出された放射性物質のうち、放射性塵埃、放射性ガスについては、ほぼ前年度と同じであるが、一般排水した放射性廃液中の放射エネルギーは大巾に増加した。この大部分は熱遮蔽軽水中のトリチウムであるが、この熱遮蔽軽水を系を閉回路化することなどにより、トリチウムを排出しない方向で検討が進められた。なお、このほか熱遮蔽軽水中のトリチウムは、実験孔付近からの漏水調査、イオン交換樹脂の交換時などに排出された。

本年度に実施した主な放射線作業としては、主重水ポンプ(DP-1, DP-2)の交換作業(8月)、燃料孔補修作業(3月)などがあるが、特筆すべきトラブルもなく終了することができた。

(2) 炉室内の放射線レベル

10MW運転中における放射線量率は、HT-1に東北大の中性子分光器の設置により付近の放射線量率が若干増加した。柵、遮蔽強化などにより常時立ち入る場所については2mR/h以下になっている。表面汚染、空気汚染についても通常立ち入る場所では特に異状は認められなかった。

(3) 排出放射性物質濃度と排出量

排出塵埃については、ほとんどが短半減期核種(^{80}Br , ^{38}Cl など)であり、年間0.1Ci排出された。排出ガスは ^{41}Ar であり、年間 1.0×10^4 Ci排出された。いずれも被照射空気系からのものである。排水については年間120Ci放出したが大部分トリチウムである。トリチウム以外の核種は ^{51}Cr , ^{65}Zn , ^{60}Co などで合計1.8mCiである。

(4) JRR-2における被曝線量

JRR-2管理課員の46年度における全身被曝線量は、最大450mrem、平均194mremであり、昨年度(257mrem)より減少した。

(5) 主な放射線作業

DP-1, DP-2などの交換工事を46年8月に行なったが、最大240mremの被曝で作業を終了することができた。局部被曝では、9月21日の燃料交換作業中、落下した燃料を炉心にもどす際に、手に最大11.3rem被曝した。47年3月に実施した下段プラグ燃料孔補修作業は約1か月間の長期となったが、十分に遮蔽したため最大被曝量は全身で40mrem、局部(手)で210mremであった。その他特筆すべき局部被曝はなかった。

2.6.2 JRR-3

(1) 概要

定格出力運転時における原子炉施設内での放射線レベルは、実験者などが常時立ち入る場所では、概して前年度と同様でありとくに大きな変動はなかった。一方、原子炉停止時には、冷却機器室における高放射線レベル下での作業頻度が依然多く、ここでの被曝線量は全被曝線量の過半を占めている。

本年度に実施した特殊な作業としては、定期自主検査時に行なった主重水ポンプ（DP-1, 2）の分解・点検、主重水系大型弁ダイヤフラムの交換、FFD吹付けヘリウム系の改修、エキスパンション・ジョイントの遮蔽工事など高線量率下での作業があげられるが、いずれも周到な作業計画と放射線管理によって計画被曝線量の範囲で所期の目的を達することができた。

一方、 UO_2 燃料計画（第1ステップ）にもとづいて、燃料体装荷試験、制御棒校正、中性子束測定など一連の作業が実施されたが、放射線管理上はとくに問題はなかった。また、出力上昇試験（第1ステップ）時の放射線レベルについても、これまでの運転時のデータと比較し、とくに有意な変動はみられなかった。なお、本年度、放射線管理用モニタは、AEC・NIM規格に準拠したモジュールで整備され、更新が完了した。

(2) 排出放射性物質濃度と排出量

放射性ガス（核種： ^{41}Ar ）は、本年度、スタックから 1.4×10^8 Ci排出された。月間の放射性ガス平均濃度は $4.9 \times 10^{-7} \sim 3.3 \times 10^{-8} \mu Ci/cm^3$ でありほぼ前年度と同様な値であった。放射性塵埃は年間 $9.3 \mu Ci$ 排出されたがほとんどが検出限界濃度（ $3 \sim 6 \times 10^{-13} \mu Ci/cm^3$ ）程度のものであった。排水中の放射性物質濃度は使用済燃料プール水の排水によって最大 $3.6 \times 10^{-3} \mu Ci/cm^3$ （ 3H ）に達したが、この廃液は第2排水溝で雑水により希釈し排出した。なお、その他の排水については検出限界濃度（ $2.0 \times 10^{-6} \mu Ci/cm^3$ ）程度であった。

(3) 特殊作業時の放射線管理

定期自主検査時に行なわれたDP-1, 2の分解・点検など先に述べた一連の作業では、作業環境の線量率が、 $30 \sim 200$ mR/hに及び、また、一次系配管等の開放時にはトリチウムによる空気汚染が発生し最大 $3 \times 10^{-4} \mu Ci/cm^3$ （大型弁ダイヤフラム交換時）に達した。またこれらの作業では配管内に付着した放射性腐食物の脱離・飛散による表面汚染が生じたが、床面では最大 7×10^4 dpm/100 cm^2 （大型弁ダイヤフラム交換時）であった。なお、これらの作業時にはエアラインマスクなどの防護具を着用したほか局所排風機を有効に利用し被曝や汚染に対する防護処置をほどこした。この定期検査時における一連の特殊作業でJRR-3課員の被曝線量は最大 300 m rem*（FFD吹付けヘリウム系の改修）で、合計 2.6 man-rem*であった。

(4) JRR-3における被曝線量

本年度におけるJRR-3管理課員の四半期別被曝線量をTable 2.6.1に示す。年間の平均被曝線量は 575 m remであり、前年度（ 674 m rem）の値を若干下回った。個人の年間最大被曝線量は $1,820$ （前年度 $1,830$ ）m remであった。トリチウムによる内部被曝（大

* 直読式ポケット線量計の値

Table 2.6.1 Statistics of accumulated dose in JRR-3

	The first quarter	The second quarter	The third quarter	The fourth quarter
Maximum dose (mrem)	350	280	1,060	290
Average dose (mrem)	116	97	274	85
Accumulated dose (man-mrem)	4,410	3,400	9,800	2,980

型弁ダイヤフラム交換時、DP-2の盲板から重水漏洩)は最大60mremで10mrem以上の被曝者は7名であった。ちな

みに東海研究所の放射線作業従事者の46年度平均被曝線量は68mremである。

2.6.3 JRR-4

(1) 概況

2.5MW利用運転時における原子炉施設内の放射線レベルは前年度と同程度であり大きな変動はなかった。

すなわち原子炉運転中に出入する場所では、FFD室(4mR/h)、1階南側通路(2mR/h)、リドタンク周辺(1mR/h)、供試体置場(1mR/h)、および炉心ブリッジ上の炉心タンク周辺(1mR/h)でありその他の場所は0.1mR/h以下であった。

なお、本年度は、ケミカルシム照射装置による本格的な実験が行なわれたが、この実験による放射線管理上の問題は特に認められなかった。

(2) 定常時の放射線管理データ

JRR-4から排出された放射性塵埃、放射性ガスはいずれも検出感度以下(放射性塵埃 $5.0 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、放射性ガス $1.0 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)であった。

JRR-4からの排水はすべて一般排水した。排水中の放射能濃度は47年2月に排水したNo.2プール水以外はすべて $1.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下であった。このNo.2プール水は $2.8 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であったが遮蔽実験用コリメータ落下により緊急排水の必要があったために、核種分析を行ない ^{24}Na であることを確認したのち一般排水した。(^{24}Na の排水許容濃度は $3.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。)

(3) 特殊作業時における放射線管理

今年度実施された特殊作業としては、炉心タンク内照射パイプの交換、一次冷却系主ポンプのオーバーホールなどがあげられるが、放射線管理上特に問題となるものはなかった。

外部被曝の起る可能性のある作業としては、照射試料、供試体の取出し作業がある。照射試料の取出しは、十分冷却されたのちに行なわれたり、水中コンテナを用いてプール内の水中で行なわれるので特に問題は認められなかった。供試体の取出しでは表面線量率が最大2R/h程度になることもあるが、作業時間の制限などにより十分外部被曝をおさえることができた。

JRR-4関係者の被曝線量は、年間最大200mrem、平均20mremであった。

3 研究炉による照射

Irradiation in Research Reactors

3.1 JRR-2による照射

(1) 照射実績

JRR-2による共同利用照射は、個数の上では44年以来ほとんど一定している。Table 3.1.1に所内課室別、所外機関別の利用状況を示す。しかし、46年度は最終の第13、14サイクルが下段プラグ燃料孔の腐食による調査・補修のため停止したにもかかわらず前年度と同程度であった。

垂直中央実験孔VT-1および円筒燃料6C孔と6D孔による照射は、45年度とほぼ同様の利用状況であるが、従来は特定の利用者に限定していたのを多数の利用者の混載方式に改め照射を開始した。

(2) 照射の目的と内容

照射の目的別に分類した各分野の割合を Fig 3.1.1に示す。46年度の特徴は生産用と実験用のRI製造が前年度の50%に対して28%に減少し、(照射個数45年度501、46年度326)放射化分析が前年度24%から34%へ、FPの研究が前年度9%から17%へ増加したことである。これはRI生産が定常化すると同時に生産量より品質の向上に移行していることの結果であろうと考えられること、放射化分析が公害調査に多く利用されたことに示されるように研究室規模から産業規模に変わってきたこと、などによるものと推定される。また、FPの研究が増加したことは

Table 3.1.1 昭和46年度JRR-2利用状況(共同利用照射)

所内・外および機関・課室名		照射個数
所内	材料工学研究室	3
	材料物性研究室	38
	燃料照射研究室	73
	燃料物性研究室	11
	FP研究室	270
	高温融体材料研究室	1
	核物理第1研究室	15
	物性研究室	4
	放射化学研究室	73
	フッ素化学研究室	7
	燃焼率測定開発室	1
	分析センター	131
	製造課	257
	製造技術課	66
	検査課	3
	放射線管理課	26
	放射性汚染処理課	1
	原子炉研修所	1
	研究炉利用課	12
	研究炉技術課	5
	JRR-2管理課	2
ホットラボ管理室	11	
ラジオ・アイソトープ研修所	19	
利用開発室(大洗)	214	
高崎研第4開発室	14	
JPDR-II	1	
小計	1,259	
所外	大学関係	612
	民間会社関係	63
	国・公立研究機関	308
小計	983	
合計	2,242	

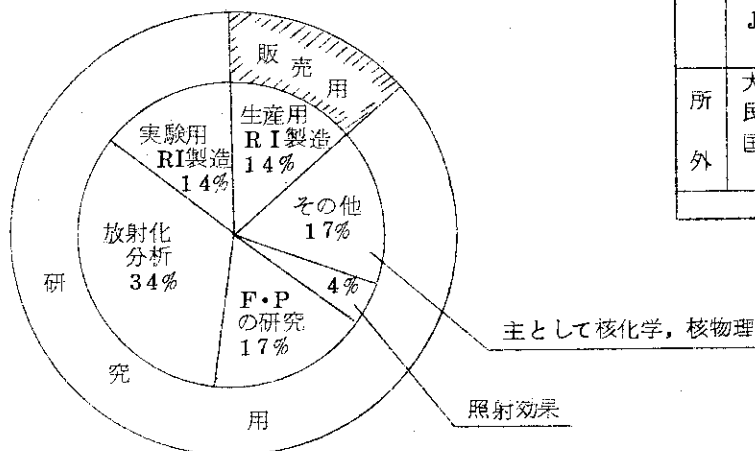


Fig 3.1.1 JRR-2における照射目的別分野の比率

研究室のテーマ設定などにも関係するので、即断は避けたいが全体として研究関係の需要も増加しているように見られる。

3.2 JRR-3 による照射

(1) 照射実績

46年度の共同利用照射の状況を Table 3.2.1 に示す。前年度にくらべると3割程度伸びてはいるが、JRR-2 とくらべると利用度は低い。この主な理由として、中性子束の低いことがあげられる。垂直照射孔 (VR) は、JRR-2 のごく一部の高い所を除いた垂直照射孔 (VT) に匹敵するが、RI生産専用として確保しているため、一般の利用者が使える垂直照射孔は反射体領域の照射孔 (VG) のみで、中性子束はJRR-2 の約10分の1であり、気送管照射孔も約3分の1である。

(2) 照射の目的と内容

JRR-3 における照射目的別分野の比率を Fig 3.2.1 に示す。この図から、おもにRI生産用に利用されていることがわかる。RI生産用以外の主な照射としては、短寿命核種の放射化分析、FP放出実験のためのUO₂、Cu-64製造のためのCu-Al合金の照射などが多くみられた。

特殊な照射としてはカドミウム比の高い場所での照射を希望した「月の岩石」(Mn 酸化物) をVG孔で照射した。

Table 3.2.1 昭和46年度JRR-3 利用状況 (共同利用照射)

所内、外および機関・課室名	照射個数
原子炉計測研究室	1
材料物性研究室	3
燃料照射研究室	24
燃料物性研究室	4
FP研究室	98
核物理第1研究室	8
放射化学研究室	13
フッ素化学研究室	8
燃焼率測定開発室	2
分析センター	2
製造課	150
製造技術課	124
放射線管理課	20
放射性汚染処理課	1
研究炉利用課	45
ラジオ・アイソトープ研修所	10
利用開発室(大洗)	3
小計	516
大学関係	170
民間会社関係	32
国・公立研究機関	54
小計	256
合計	772

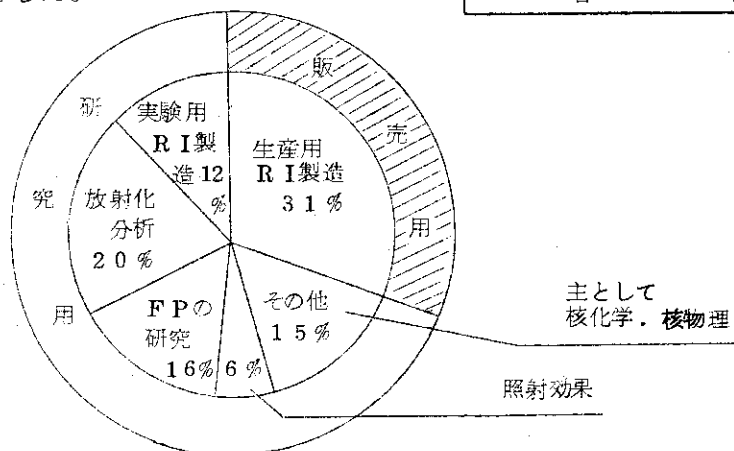


Fig 3.2.1 JRR-3 における照射目的別分野の比率

3.3 JRR-4による照射

(1) 照射実績

年間を通じての照射個数は Table 3.3.1 に示すように 565 個で前年度の 465 個に対し約 20% 程度多かった。

(2) 照射の目的と内容

JRR-4における照射目的別分野の比率を Fig 3.3.1 に示す。

この図から、半数以上をしめるホットアトムの研究では、臭素、臭素とエタン、臭素とメタン、および臭素とマイクロブタンなどを、試料の重量および照射時間を種々変えて照射した。

ケミカルシムの研究は、ケミカルシムとしてホウ酸水溶液を用いた場合の放射線による分解量を調べるために行なったもので、ホウ酸水溶液を石英アンプルに減圧封入し、そのホウ酸濃度および照射時間を種々変えて照射した。

熱中性子束測定は、原子炉研修所が研修生の実験も兼ねて JRR-4 炉心内照射装置の S パイプ、K パイプで行なったもので、金・銅・ルテシウム-アルミニウム合金などのワイヤを照射して測定した。

RI 試験製造用としてはクロム酸カリ、フタロシアニン銅、塩化カリウム、二酸化テルル、窒化アルミニウムおよびクロム酸カリの温度計測付きの照射などを行なった。

RI 生産用ターゲットは炭酸ナトリウム、炭酸カリウム、銅、金などで、いずれも JRR-2, 3 の休止期の補充として照射したものであり、その中で金の長時間照射は 4 回行ない、いずれも 14 ~ 16 時間照射した。

Table 3.3.1

昭和 46 年度 JRR-4 照射個数

所 属	計
製造課	14
製造技術課	12
放射化学研究室	299
炉化学研究室	92
遮蔽研究室	7
研究炉技術課	16
研究炉利用課	3
材料物性研究室	38
フッ素化学研究室	3
炉物理実験研究室	6
分析センター	2
原子炉研修所	40
大洗研・原子炉第1課	4
高崎研(東海駐在)	29
合 計	565

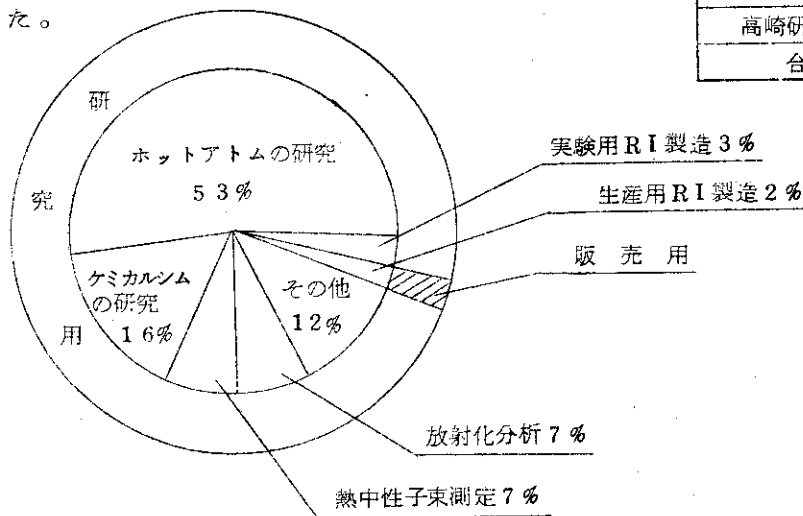


Fig 3.3.1 JRR-4における照射目的別分野の比率

4 ホットラボの運転管理

Operation and Maintenance of
Hot Laboratory

4.1 運 転 管 理

4.1.1 運 転 状 況

(1) 運 転 計 画

46年度は前年度から繰越された国外炉照射後試験に加えて、JPDR, JRR-3の燃料モニタリング, 敦賀発電炉鋼材モニタリング(第2回), JMTR試用期間中の照射後試験など全体的に長期間を要する試験要求が予想された。

試験内容についても多目的炉燃料開発を目的とした被覆粒子燃料の照射後試験は対象が極めて微少なものであるため技術的な難かしさが予想された。これらの試験要求に対処するため46年度の運転計画を定め、Table 4.1.1のように実施した。

Table 4.1.1 46年度運転実績

	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4
JRR-3の燃料モニタリング														
JAPCO燃料モニタリング														
DFR照射試料のPIE														
GETR照射試料のPIE														
JAPCO-I (敦賀発電炉)鉄鋼鋼材モニタリング														
JMTR照射試料のPIE														
東海研究炉照射試料のPIE														

(2) 運 転 実 績

46年度の利用申込件数は前年度からの繰越し51件と新規151件の計202件で45年度とほぼ同じであった。一方処理件数については夏期オーバーホール期の7月～9月を除きほぼ一定しているが、試験項目の増加による長期間利用が多かったため利用申込件数202件(前年度繰越分を含む)に対し処理件数

が105件で、処理率は52%であった。これを45年度と比較してみると、45年度利用申込203件、処理したもの152件で75%の処理率に対し、本年度は処理件数で47件、処理率で23%の低下であった。

月別申込件数と処理件数をFig. 4.1.1に、申込別比率をFig. 4.1.2に示す。申込件数202件について、さらに試験内容および利用原子炉別にみるとFig. 4.1.3 Fig. 4.1.4のようになる。

(3) 作 業 状 況

ホットラボにおける45年度、46年度の運転担当者の作業状態図をFig. 4.1.5に示す。これを見ると作業内容の割合はほぼ一定している。わずかであるが、準備および機器調整の時間の増加、その他の時間の減少がみられる。前者については、試験項目および試験数量の増加、後者については、作業日報の集計方法の改善によるものである。

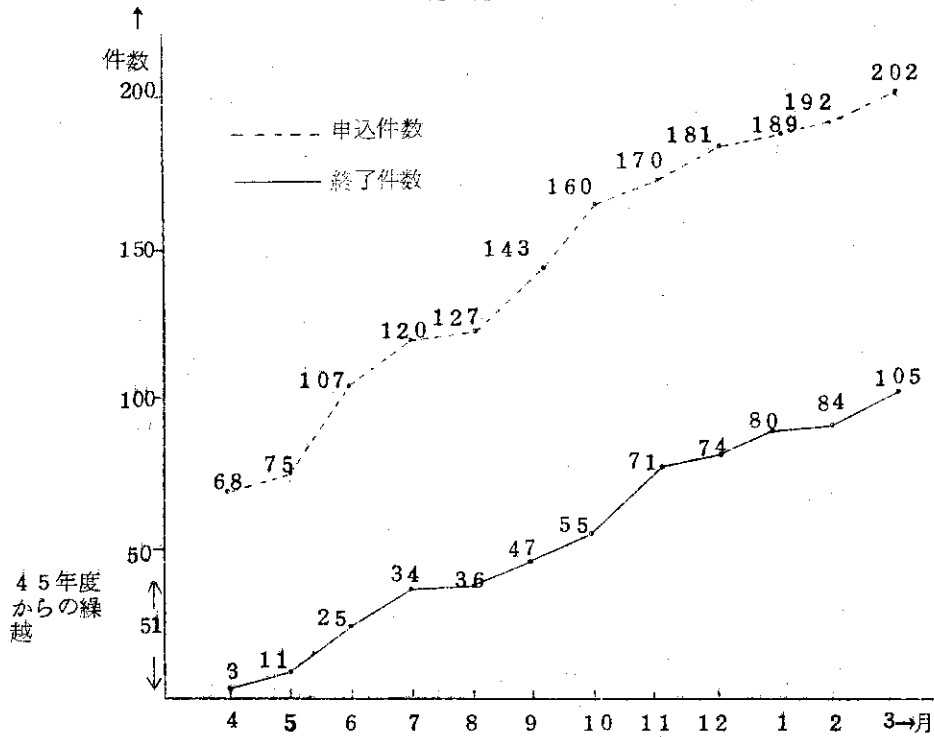


Fig. 4.1.1 46年度ホットラボ申込みと処理状況

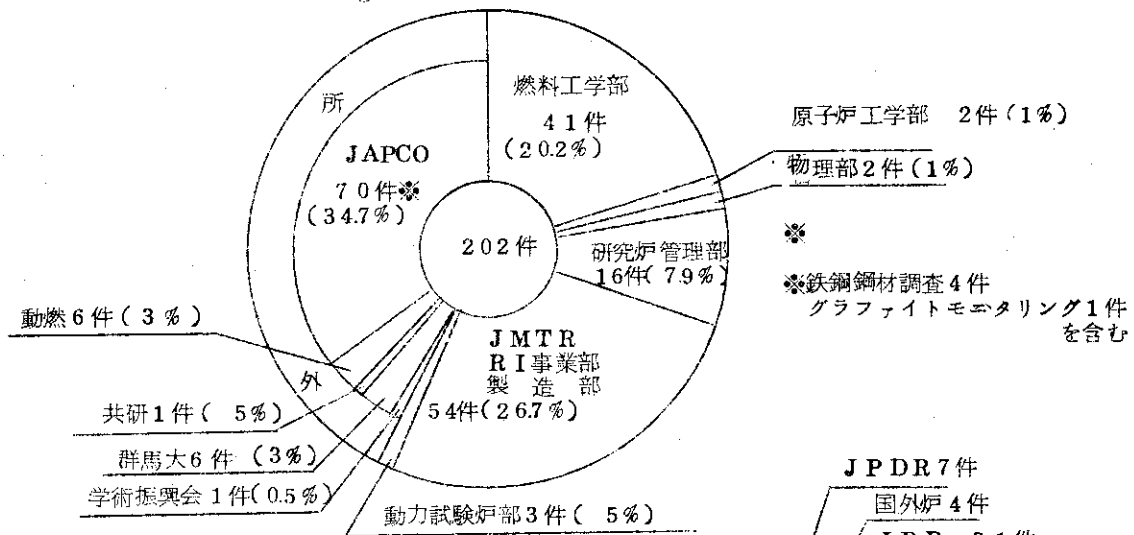


Fig. 4.1.2 46年度申込別比率

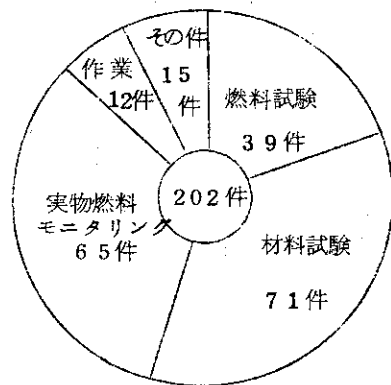


Fig.4.1.3 試験内容

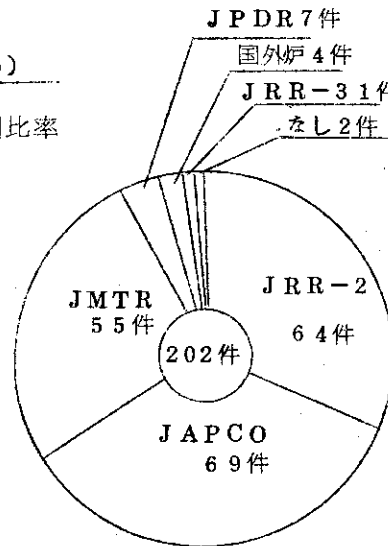
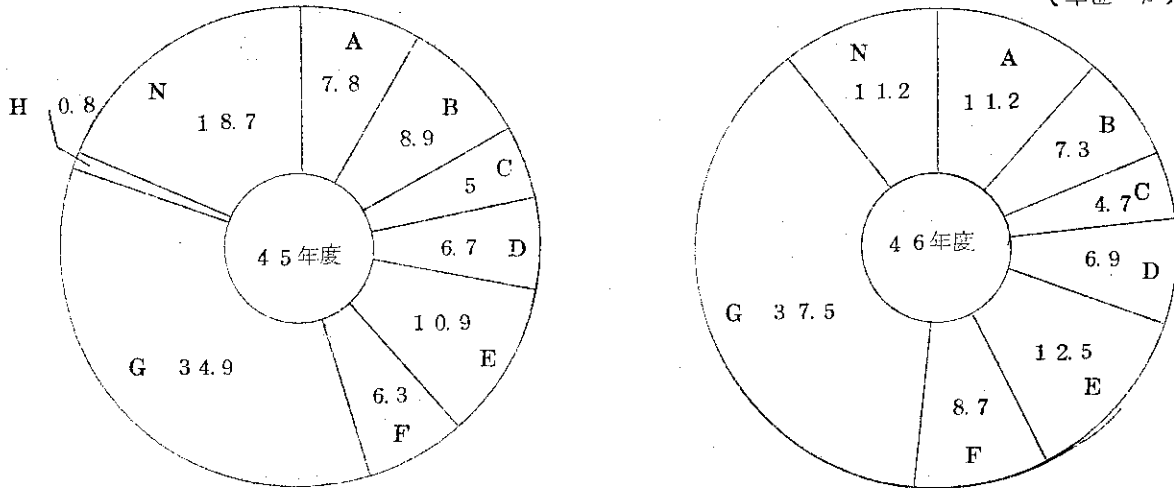


Fig. 4.1.3 利用原子炉

(単位 %)



- A 機器点検調整, ケーブ外コールドテスト
治具作製準備
- B ケーブ内準備, ケーブ内テスト
機器搬入調整
- C キャスタ搬入, 試料治具待ち
試料受渡し, 移動
- D 廃棄物搬出
ケーブ機器, 汚染除去
- E 暗室作業, データ整理
報告書作成, 会議打合せ
- F 故障, 修理
- G 本実験
- H 開発関係
- N その他

Fig 4.1.5 ホットラボ作業状態図

(4) ケーブデー

ホットラボにおける部別ケーブデー使用実績の推移は Table 4.1.2 Table 4.1.3 のとおりである。総ケーブデーが約 12% 減少しているのは、試験項目の増加に伴う打合わせ、治具作製などに時間を費したためである。

本年度は J M T R 試用期間中における材料試験炉部からの使用と民間、勲燃との共同研究による二酸化ウランの照射後試験に多くのケーブデーを使用した。

Table 4.1.4 にセル別ケーブデーを示す。

予定以上のケーブ稼働率をあげたセルは S_T-2 (シャルピー試験) セル、目標値の 80~100% のセルは UM-5~12 (金相試験) の 90% をはじめ 6 セル、60~80% のセルは D_T-4 (デ・キャン) の 79% をはじめ 8 セルとなっている。さらに 46 年度における年

Table 4.1.2 部別ケーブデー使用実績の経緯 (百分率)

(単位 %)

年度	燃料 工学部	原子炉 工学部	研究炉 管理部	所外	所外 (JAPCO)	その他	計
43	31.8	0.2	33.4	5.5	25.3	3.8	100
44	27	0.9	14	12	17	29.1	100
45	19.9	3.7	37	10.9	21.4	7.1	100
46	11.5	—	33.7	19.3	18.5	17	100

(含ホットラボ)

間稼働予定日数 200 日以上のもので平均値 (64%) 以上の稼働をあげたものは冶金 D (金相試験)、UM-5~12 (金相試験)、冶金 B (引張試験) ケーブである。

Table 4.1.3 部別ケーブル使用実績

(単位 ケーデー)

部 課 室 年 度	燃 料 工 学 部	原 子 炉 工 学 部	原 子 炉 化 学 部	研 究 炉 管 理 部	J P D R	所 外	J A P C O	ホ ッ ト ラ ボ			J M T R	所 内 そ の 他	計
								故 障 修 理 整 備	開 発 業 務	そ の 他			
45	540	1014	41.5	384.7	98.5	297.4	581.1	376.4	84.6	158.9	52.5	—	2,717
46	275.6	0.4	—	59.6	57.6	463.5	445.9	274.8	—	475.9	351.4	1.0	2,405.7

Table 4.1.4 セル別ケーブル使用実績

(単位 日)

項 目	ケープ	化	B	Hot	SH	治	B	C	D	M _T	Sto-	C _L -	2	3	C _T -	2
		A		実験室		A					rage	1			1	
年 平 均 ケープデー(A)		270	81	108	135	270	270	135	270	—	—	270	81	81	108	54
実 績 (B)		146.2	59.1	72.8	59.5	165.6	188.9	108.3	227.4	112.9	38.7	152.6	55.7	50.2	72.1	47.5
$\frac{B}{A}$ (%)		54.1	73	67.4	44.1	61.3	70	80.2	84.2	—	—	56.5	68.8	62	66.8	88
項 目	ケープ	D _T -		UM-		5~12	9	S _T -	2	4	5	α ₇	その他	開発	計	
		3	4	3	4			1						業務		
年 平 均 ケープデー(A)		108	108	54	54	243	27	108	81	54	27	270	—	—	3,267	
実 績 (B)		92.4	85.3	25.1	19.6	217.8	11.1	95.4	80.7	30.5	8.9	97.1	84.3	—	2,405.7	
$\frac{B}{A}$ (%)		85.6	79	46.5	36.3	89.6	41.1	88.3	100	56.5	33	36	—	—	73.6	

4.1.2 主な試験

(1) 40 UO₂共研試料の照射後試験

この共同研究は「38 UO₂共研」および「39 UO₂共研」に引続く民間5社（日立、東芝、古河、三菱、住友）と動燃および原研との共同研究である。照射試料は高燃焼度、高熱定格で米国のGETRで照射されたものである。

照射後試験は金相試験ほか10数項目にわたる大規模なものであり、46年1月から着手し、本年度末に全試験を完了した。

今回の試料は前2回のものに比べ高燃焼（最高31,500 MWd/T）のもので、試料5本のうちには破損燃料が2本含まれていた。これらの試験結果は前述の二つの共同研究とともにUO₂燃料の照射挙動の解析や燃料開発に少なからず寄与するものと考えられる。また、ホットラボとしても試験方法の改善などのほか高燃焼試料の取扱いに伴うケープ汚染の飛躍的な増大など貴重な経験を得た。

(2) JPD R燃料体のモニタリング

本年度初めに燃料3体を解体し、216本の燃料棒（108本のロッドを各2本のセグメントに中央部分を切断したもの）について軸方向のγスキャンニングを行なった。これらの燃料

のうち、化学的に燃焼度を測定する計画のあるものについては、ホットラボで4本切断し、試料の採取を行なった後、測定を行なうことになっている燃焼率測定開発室に送った。なお引き続き47年度にも20本の燃料棒について化学的燃焼度の測定が予定されている。

(3) JRR-3燃料モニタリング

JRR-3の使用済燃料6要素が46年9月に搬入され、X線検査などの非破壊検査を行なった。これらの結果からは、いずれの要素についても異常は認められなかった。

(4) JRR-2による照射試料の照射後試験

本年度実施した主な試験は

- | | |
|--------------------------|----|
| i) 動燃から受託した低密度ペレットの照射後試験 | 6件 |
| ii) 多目的炉用被覆粒子燃料の照射後試験 | 6件 |
| iii) 原子炉圧力容器鋼材の照射脆化の研究 | 5件 |

などである。

この他30数件の試験および作業を終了したが、ホットラボの年間処理能力をはるかに越える試料数となったために、大半が次年度繰越しとなった。

(5) JMT R試用期間中の試料の照射後試験

JMT R試用期間に照射された試料は46年1月から搬入を開始し、47年1月までに全試料(材料関係29キャプセル、燃料関係18キャプセル)の搬入を終了した。照射後試験については、材料関係では全試料数のうち約60%を処理し、2キャプセルが中止となった。残った試料については、次年度上半期を終了の目標として試験を進める。これらの試料は高放射能のものが多く、当ホットラボにおける取扱上で、遮蔽、廃棄物搬出、汚染処理などについて、多くの問題を提起した。

(6) JRR-2使用済燃料の対米送還(第10次)

本年度における対米送還は1回行なわれた。46年10月に使用済燃料がホットラボへ搬入され、燃料の切断および重量測定を行なったのち、輸送用キャスクに格納し送還した。

(7) 東海炉モニタリング

46年度における東海炉モニタリングは燃料、黒鉛について実施し、鉄鋼については休止年度であるため実施しなかった。

(a) 燃料モニタリング

非破壊検査(外観検査、X線検査、リーク検査など)は、46年度中に搬入された10チャンネル(035~044チャンネル)55本について行ない、作業は順調に進捗した。ただし、47年3月に搬入された2チャンネル9本の燃料については時間的に無理があつて試験の一部に着手したのみで47年度に繰越した。これらの燃料は破損燃料など4チャンネル9本を除いてはチャンネル平均燃焼度3,600MWD/Tに達したものであり、特に039,041の2チャンネル16本は平均4,000MWD/Tを超えたもので、現在までの最高である。

破壊検査は6チャンネル、11本について解体、切断作業を行ない、年度内に終了した。密度、寸法測定は5チャンネル10本、金相、硬度試験は3チャンネル5本について終了した。これらのチャンネルは平均3,000~3,500MWD/Tまでのものである。破壊検査は初期年度別計画と対照して約1年半程度の遅れがあるが、この原因は解体作業が燃料の変形、被覆とミ

トとのボンディングのため著るしく困難となったこと、燃焼度の上昇による被覆材、ウランの性状の変化のため金相試験に時間をかけているためであり、これにケーブル内装機器の老朽化に起因する故障の頻発が重なり大きな遅れとなったものである。

今年度実施した試験は高燃焼度のチャンネルであり、今後の東海炉の燃料寿命の予測、平均燃焼度上昇に関するデータとして炉の運転に大きく寄与するものである。

(b) 黒鉛モニタリング

今年度は第4回モニタリングを実施した。試験項目は寸法変化、酸化重量変化、ヤング率、電気比抵抗、熱伝導率、蓄積エネルギー、機械的強度などであり、延試験片数950本、全試験点数4500点である。この結果は前回までの測定と同様特に異常な点は認められず、全体として東海炉の設計値とよく一致している。なお、今回からは当モニタリングの担当者全員が、燃料工学部黒鉛材料研究室へ移ったため測定の主体は燃料工学部となった。

(8) 第2回敦賀炉圧力容器鋼材モニタリング

敦賀炉圧力容器鋼材の第2回監視試験は、シャルピー衝撃試験48本、引張試験9本および速中性子照射量測定（Fe, Niワイヤ）24本を行なった。第1回試験では母材、接着鋼、熱影響部のTr30脆性破壊遷移温度が非照射セル内試験におけるTr30に対しそれぞれ22℃、24℃および17℃上昇していることが観察されたが、今回の試験では非照射Tr30に対しそれぞれ7℃、22℃および-12℃の上昇であることが確認された。母材で7℃のTr30の上昇は第1回試験における22℃に比較すると見掛上非照射のTr30のレベルに戻ったといふことができ、今回の試験結果からは、少なくとも照射脆化は認められない。第1回試験における遷移温度上昇の値を従来のデータに対比すると速中性子照射量で 10^{18} n/cm^2 程度に匹敵するソフト量であり、このことから第1回、第2回のデータのバラツキは中性子照射量よりもむしろ熱の問題であると考えられる。

モニターワイヤによる今回の速中性子照射量は、 $7.2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2 (>1 \text{ MeV})$ である。

4.2 保守整備

ケーブルやセルの装備機器の大部分は老朽化しており、年間を通じて各種機器の故障が続発した。46年度における保守の主なもの、マニプレータ類、ケーブル内装機器、ケーブル遮蔽ドアの故障修理、ケーブルのオーバーホールなどである。これらの中で、とりわけマニプレータの故障が多く年間61件をかぞえ、修理に延べ77日、136人を要している。また内装機器では、燃料要素切断装置、油圧プレス等の故障は40年から46年の長期にわたる使用のため劣化して起ったもので、これらの修理にそれぞれ約1カ月づつを要した。この間ダーティケーブルの試験はすべて中断しホットラボの運転計画に大きな影響を与えた。オーバーホールは冶金Dケーブル(金相試験用ケーブル)について実施し、約2カ月間をかけ新規に内装機器を入れかえた。研究の多用化に伴い、照射後試験技術の向上と試験範囲の拡大が要求され、整備はとみに重要性を増してきている。今年度は次に述べるように多くの整備を行なった。

- i) ガンマスキヤニング専用セルの設計とスキヤン装置の製作
- ii) 多目的炉用被覆燃料粒子の非破壊検査(X線撮影, 外観検査)のためのジュニアセルの改造整備
- iii) Cケーブルの天井ハッチにガンマゲートの取り付け, 試料の出入れの効率向上
- iv) 47年度のオーバーホール時にケーブルに設置を予定している長尺燃料集合体解体装置の製作
- v) 照射済燃料中のFP挙動を研究するためのマイクロドリリングおよびマイクロガンマスキヤニングを実施するためのジュニアセルの改造, 装置の製作, 組込み調整

また、工作作業は、保守整備にとって不可欠の業務となっているが、本年度だけで106件を処理し、ホットラボの運転を円滑に進める上で大きな力となっている。

4.3 放射線管理

(1) 概要

46年度にホットラボ建家内において行なわれた作業のうち、放射線管理と密接に関連している作業は、セルやケーブル内の機器の補修と塗染、東海炉グラファイトモニタリング、排気フィルタの交換作業、JRR-2使用済燃料アダプタの切断、マニプレータの修理、照射試料の搬出および廃棄物の搬出などの作業であった。これら作業で放射線管理上特に異常は認められず、すべて計画被曝線量以下で行なわれた。

管理区域内の放射線線量率で問題となるところは、地階の排風機室内であり、施設第1課員の被曝増大の原因をともなっている。同室内の放射線線量率を高めている原因は、排気フィルタに捕集された放射性物質とケーブルおよびセルから排出される放射性廃液の排水管内に付着蓄積した放射性物質からの放射線によるものである。特に排水管の表面では、 2R/h に達している。排風機室内の放射線線量率を低減させる措置として、高レベル線量率を与える配管部を切断撤去し更新する計画が進行中である。

本年度は、高燃焼度または高照射量の試料の取扱いが行なわれたため、各ケープおよびセル内の放射性汚染度は、従来の放射性汚染度に比べ数倍から10倍程度増加している。そして、放射性汚染物質における、 γ 、 β 放射能に対する α 放射能の比は、 10^{-3} から 10^{-2} へと近づきつつある。したがって、ケープおよびセル内作業において、放射性汚染の拡大防止に努めたことはもちろんのこと、特に作業者の内部被曝の防止に留意した。また、取扱い線量率も増大し、スチールセルの遮蔽壁からの漏洩線量率が100 mrem/Wを越える部分があったため、急拠遮蔽を補強しなければならないことがあった。

また、ホットラボから研究室などに搬出された試料の取扱いによって、放射性汚染を起す事態が続発したため、ホットラボから搬出する試料とその収納容器の取扱いについて放射線管理課の承認をうけなければ引渡しをしないなど、放射性汚染拡大防止対策を講じた。

(2) 主な放射線管理データ

(a) 排出放射性塵埃およびガス

放射性塵埃の大部分は、メインスタックから排出され、それらの年間総排出量は3.8 mCiであった。また、放射性ガスは、従来ほとんど検出されたことはなかったが、本年度は高燃焼度の燃料切断時に ^{85}Kr の排出が認められ、その年間総排出量は $1.2 \times 10^{-1} \text{Ci}$ であった。放射性塵埃およびガスは、東海炉燃料および五社共研の40UO₂燃料ピン切断時に発生したもので、核種は ^{136}Cs 、 ^{134}Cs 、 ^{125}Sb および ^{85}Kr などであった。前年度における年間総排出放射性塵埃量と比較すると、本年度の値は約1/3程度に減少している。この減少理由は、前年度では照射後酸化ウラン試料の溶解時における放射性ヨウ素の放出があったためである。

(b) 排出放射性廃液

放射性廃液の年間平均放射能濃度は、 $8.8 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (β 、 γ)、年間廃液量は138 m³、年間排出廃液中放射能は1.2 Ciであった。前年度と比較し、年間排出廃液中放射能はあまり変わらないが、年間廃液量は前年度の値の約2/3に減少している。この減少原因は明らかでないが、ケープ除染頻度、ホット排水系への無用な排水、化学的なホット試験などの減少が考えられる。

なお、本年度廃液中の α 放射能濃度が放射性汚染処理課の受入基準濃度 ($5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) に近づきつつあるので、今後ケープおよびセルから排出される高放射能濃度の廃液の排出防止対策とともに、保安規程の改正も含めた、より適正な受入基準値の検討が必要である。

(c) 放射性固体廃棄物

放射性固体廃棄物の年度総数は5,614個であり、前年度の値より若干減少している。

(d) 放射線作業従事者の被曝

ホットラボ建家内の放射線作業従事者（施設第1課員3名、放射線管理課員4名を含む）の外部被曝線量についてTable 4.3.1に示す。本年度は、 α - γ セル内の除染および内装機器の解体撤去作業があったため、前年度の被曝線量と比較し、平均被曝線量で約30%増大している。特に局部被曝は、使用者の平均被曝線量で約6倍も増えている。 α - γ セル内作業時の被曝線量の増大原因および今後の対策などについては、 α - γ セルの汚染除去の項を参照のこと。

なお、内部被曝線量は、測定対象者全員20 mrem以下であった。

Table 4.3.1 放射線作業従事者の年間外部被曝線量

項目	被曝区分	全身被曝関係	局部被曝関係
放射線作業者数		55名(放管4名,施設1課3名含)	
フィルムリング使用者数			31名
使用延回数			113回
総被曝線量		8600 mrem	34,350 mrem
内訳	ホットラボ課員	7130	
	放射線管理課員	820	
	施設1課員	650	
平均被曝線量		160 mrem	1,110 mrem/人 304 mrem/回
最大被曝線量		670 mrem	7,270 mrem

4.4 汚染除去

46年度にホットラボで行なわれた除染作業には、外部委託を必要とした除染と外部委託に
しなかった除染作業とがあり、外部委託にしなかった除染については、もっとも大規模であつ
た α - γ セルの除染をとりあげて述べることにする。

(1) 外部委託をした除染

46年度にホットラボにおいて、外部委託を必要とした除染作業をTable 4.4.1に示した。
ここに示した除染前状況の値は、遠隔除染後の値であり推定値も含まれている。除染方法は、
大部分が湿式方式であり、作業場が高汚染(10^6 dpm/100cm²)している場合は、職員がエア
ラインスーツを着用して一次除染を行ない、ビニールアノラック着用可能まで除染した。全般
を通じて放射線管理上特に問題となるようなことは起らなかったが、顔、頭髪、指などを若干
汚染させたことが数回あった。4月8日の鉛セル除染時と6月9日の化学Bケープの除染時に
は空気汚染から床汚染を生じた。

化学Bケープの場合は、高燃焼の燃料ピンをパンクチャーしたのち装置を除染する際に起つ
たものである。この経験から今後この装置の除染時の空気汚染は防止できるであろう。しかし、
鉛セル除染の場合は、セル内全面にわたって高汚染となったため、今後と同様な空気汚染を
生ずる可能性が考えられるので、次回以降の鉛セル除染については、グリーンハウスを設ける
などして空気汚染の拡大を防止する対策を講ずる必要がある。

(2) α - γ セルの汚染除去

今回 α - γ セルで行なった除染作業は、試料切断機、試料研磨機、NaK処理装置などの内
装機器の交換を目的として始めた。 α - γ セルの汚染の主なもの、試験試料の切断あるいは
研磨などにより生ずる放射性微粉末であるため、はじめにマニプレータによって可能なかぎり
の遠隔除染を行なった。 α - γ セルはホット・ドレイン設備を設けていないため、作業時に水
を使用することができず有機溶剤やウェスあるいはガーゼを用いる、いわゆる乾式法で作業を
進めた。この結果、多量の廃棄物がセル内に残った。さらに乾式法のためマニプレータの操

Table 4.4.1 ホットラボ除染作業一覧表（外部委託分）

実施月日	除染場所	除染目的	除染前状況		所要人員	被曝量
			max 10^4 dpm/100cm ²	max <1mR/h		max <5 mrem
4月 1日	冶金操作室	機器修理			4人	
4~14日	鉛セル	試験終了	10^7	・2,000	40	20
10日	鉛セル サービスエリア	除染時の汚染のため	10^4	・2	7	<5
15日	冶金Bケーブ	試験終了	10^5	・2	12	<5
26日	冶金 サービスエリア	除染時の汚染のため	10^3	・2	7	<5
5月11日	化学Aケーブ	試験終了	10^4	・20	12	<5
13日	メインテナンス ケーブ	機器修理	10^5	・30	9	<5
20日	セミホットセル	試験終了	10^3	・50	5	<5
6月 3日	メインテナンス ケーブ	廃棄物搬出	10^4	・30	8	24
9~10日	化学Bケーブ	試験終了	10^8	・600	16	62
28日	冶金Bケーブ	"	10^6	・30	6	<5
7月22日	鉛セル	廃棄物搬出	10^8	・100	8	58
29日	メインテナンス ケーブ	試験終了	10^6	・30	5	<5
8月 2日	メインテナンス ケーブ	"	10^6	・5	9	<5
9月20~21日	冶金Aケーブ	"	10^5	・30	18	<5
22日	メインテナンス ケーブ	試料搬出	10^5	・10	11	<5
27日	メインテナンス ケーブ	パワーマニプ レータの除染	10^5	・5	9	<5
10月 4日	冶金Aケーブ	試料搬出	10^4	・10	5	<5
20日	メインテナンス ケーブ	試験終了	10^5	・10	8	<5
21日	冶金Aケーブ	試料搬入	10^4	・10	9	<5
11月 8~9日	冶金Bケーブ	試験終了	10^5	・20	20	<5
10~12日	冶金Dケーブ	"	10^5	・150	30	13
16~17日	スチールセル No. 1~6	"	10^5	・10	15	5
15~16日	冶金Dケーブ	機器修理	10^4	・30	12	<5
17日	ジュニアセル	"		・5	5	<5
12月 8日	鉛セル サービスエリア	"	10^4	・<1	4	10
13~14日	化学ケーブ	試験終了	10^3	・15	20	5
20日	メインテナンス ケーブ	照明工事	10^6	・4	6	<5
47年 2月 8日	メインテナンス ケーブ	試料搬出	10^6	・7	6	<5
24,28日	鉛セル No. 11, 12	機器修理	10^5	・<1	6	<5
3月21日	メインテナンス ケーブ	試料搬出	10^6	・10	6	15
22日	冶金Cケーブ	試験終了	10^5	・20	10	40

作範囲しか除染することができず、遠隔除染で目標とした線量値まで下げるのに非常に労力と日数を要した。次に内装機器の解体、搬出作業を行なった。この作業は、内装機器を遠隔で解体できなかったため、セル背面のグローブポートおよびニュートスーツを装着した500mmφポートから作業者が直接解体する方法を用いた。作業は、一つの内装機器を解体するごとに500mmφポートのニュートスーツを取りはずし、ビニールバックを取りつけビニールの中に解体物をいれ高周波ウェルダでバックを二重に溶接しセル外に廃棄物として搬出しなければならぬため約4カ月を費やした。現在内装機器はすべてセル外に搬出し終わっている。

作業時における服装は、作業がニュートスーツの中からあるいはグローブポートからのものが大部分であったため、汚染に十分注意を払いながら半面マスク上下つなぎ作業服程度の比較的動き易い服装とした。放射線管理の面では、外部被曝線量をできるだけ少なくすることに留意した。一回の除染作業での最大被曝線量は、外部全身被曝線量で67mrem、局部被曝線量($\beta + \gamma$)で2,750mremとなっており、 α 線による内部被曝はなかった。Fig.4.4.1とFig.4.4.2に外部全身被曝集積線量と局部被曝集積線量を示した。Fig.4.4.1とFig.4.4.2からわかるように作業者の被曝線量は、ホットラボ室員の平均から見ても非常に高い値となっている。

今回の除染で特に気づいた点は、

- ① α 線源を含む排水の処理が困難であること、このセルは排水系を設けていないことなどから、有機溶剤やウェスおよびガーゼを用いての乾式除染を行なったがこの方法には限界があり一考を要する。
- ② 内装機器が非常に大型であったので解体作業に苦勞した。このことから内装機器はできる限りコンパクトに設計し、遠隔である程度解体できるものにする必要がある。
- ③ 今回の除染は少数の担当者によって行なわれたためこれらの人が相当な外部被曝を受けたが、ホットラボでは今後もこのような作業は増加すると考えられるので、除染作業の外部委託等を含めて被曝の均等化、低減を図る必要がある。
- ④ 汚染源がほとんど試験試料の切断あるいは研磨などにより生ずる放射性微粉末であることから、ダーティな仕事をするセルとクリーンなセルとに区別する必要がある。

などがあげられる。

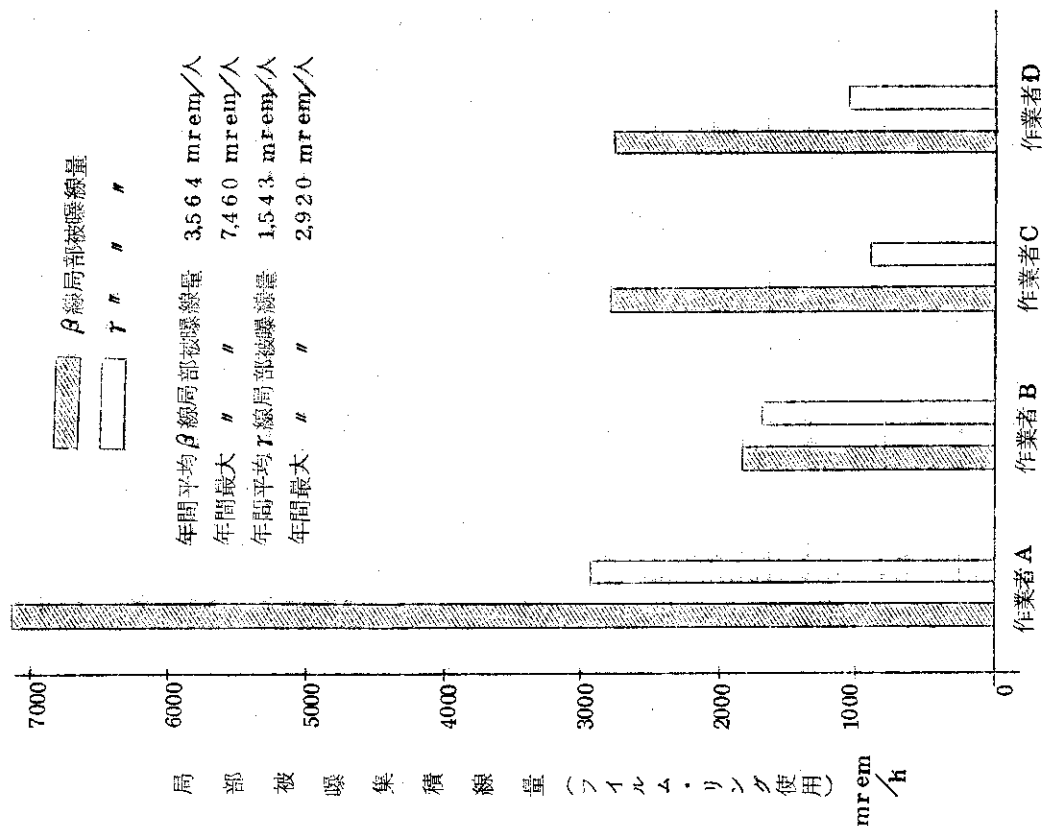


Fig. 4.4.2 ホットラボのα-γセルの汚染除去作業における局部被曝集積線量(フィルムリングによる)

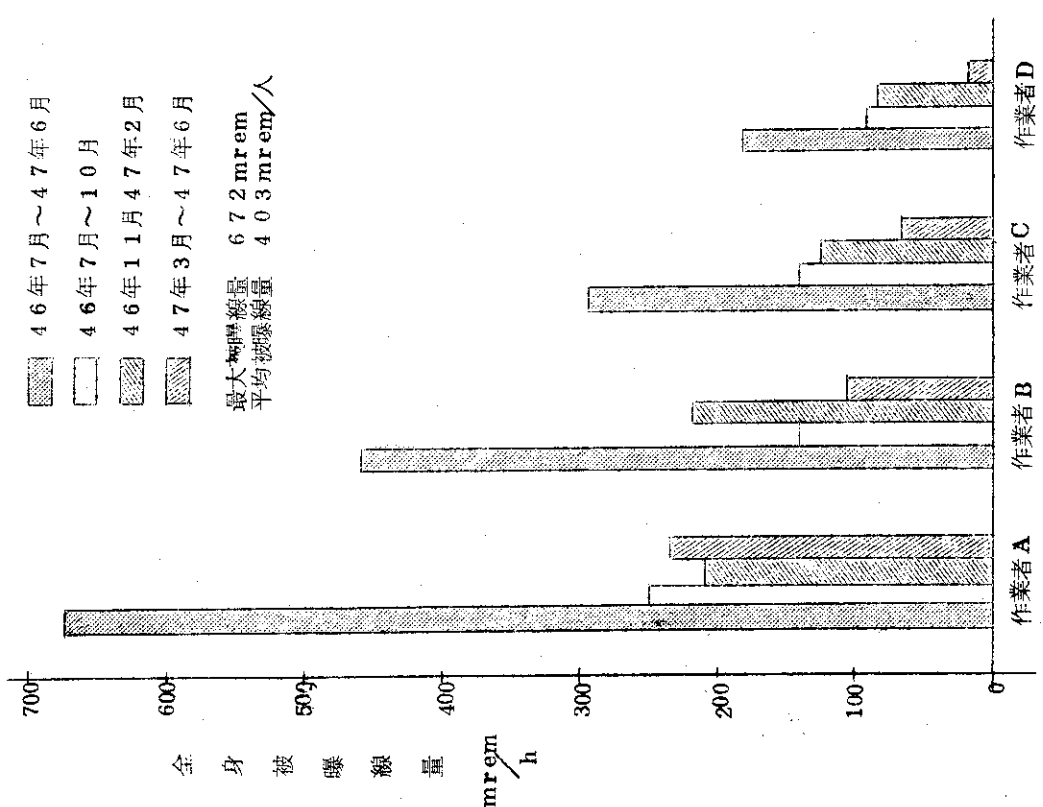


Fig. 4.4.1 ホットラボのα-γセルの汚染除去作業における全身被曝集積線量(ポケットドзимータによる)

5 JRR-2下段プラグ
燃料孔の腐食と補修

Corrosion of JRR-2 Lower Shielding Plug
and Repair

5.1 概 要

昭和47年1月11日、46年度第11サイクル運転開始前の燃料交換時、下段プラグの4 B燃料孔のプラグの引き抜きが通常の操作では不可能だった。このためその燃料プラグをクレーンで引き抜き、観察を行なった結果、下段プラグの炉心方向面の中央部付近に約30 cm²程度にわたって白色のアルミニウム腐食生成物と思われるものが附着しており、プラグ自体にも若干の腐食が認められた。燃料孔を鏡およびボロスコープを用いて観察したところ、腐食生成物がたれ流れた褐色の跡があり、腐食孔のおおよその位置も確認できた。当然他の燃料孔についても腐食が考えられたので、全燃料孔を鏡を用いて点検したところ、2 C、6 D両孔の内壁にアルミニウム腐食物と思われる白いものが附着していた。4 B孔について寸法測定の結果、特に異常がなかったため、第11サイクルは通常どおり運転を行なった。第12サイクル運転前に再度4 B孔を観察したが、腐食に若干の進行がみられたものの安全性の検討の結果第12サイクルの運転は実施できると判断し、その間に腐食孔の補修のための応急対策の準備を行なうこととした。しかし腐食孔の状態、形状、深さ等にも不明な点が多く、腐食孔に近づいてより正確に観察して補修をすることが必要であることから、上段プラグを取りはずすことになった。3月に入ってから全燃料孔の再点検を行なったところ、1 C、1 Dの両孔にも腐食孔が発見され、腐食孔は合計5カ所となった。これらの位置および大きさをFig. 5.1.1, Fig. 5.1.2 Table. 5.1.1 に示す。また、後述のように、応急工事の半ばになったころ、4 B、1 D、1 C孔から、やや褐色を帯びた水がにじみ出てきたため、吸引ポンプを用いて補集した。分析は研究炉技術課が担当し、その結果はTable 5.1.2 に示すとおりである。

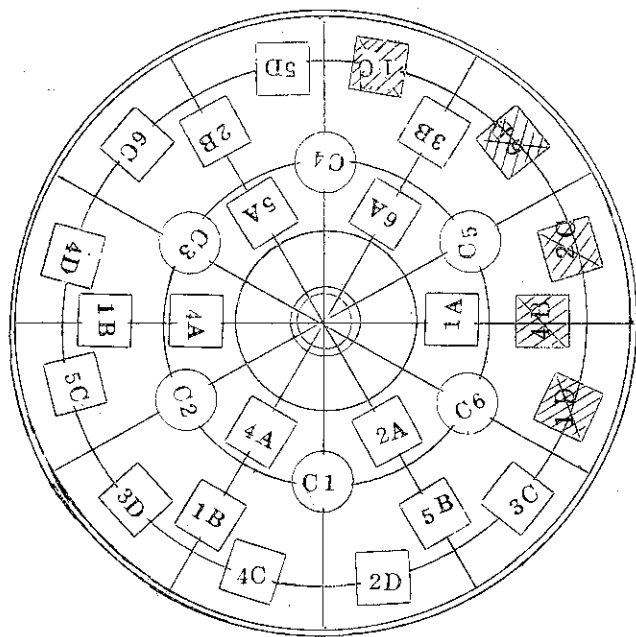
Table 5.1.1 Position, shape and dimension etc. of corrosion hole

Fuel hole	Position of corrosion hole	shape and dimension of corrosion hole
4 B	350 mm below from the top of thimble	a Circle (dia 8 mm)
2 C	315 mm below "	three ellipse (long dia 10 mm, short dia 5 mm)
6 D	230 mm below "	a rectangle (6 mm and 15 mm)
1 C	300 mm below "	a Circle (dia 3 mm)
1 D	240 mm below "	two Circle (dia 3 mm and 10 mm)

Table 5.1.2

Concentration of heavy water in a fuel hole corrosion

Fuel hole	Sampling date	Concentration of heavy water	Tritium	PH
1 D	March 16	78.8 (mol/o)	5.0×10^2 $\mu\text{Ci/mol}$	13.4
1 D	"	77.2	4.8×10^2	
1 D	March 17	70.2	4.0×10^2	
1 C	"	60.6	3.8×10^2	13.6
1 C	March 21	71.8	4.1×10^2	
Ref. Heavy water in the core		96.7	7.6×10^2	7.0




 marks show fuel holes which had grown a corrosion

Fig. 5.1.1 Horizontal cut view of JRR-2 reactor core

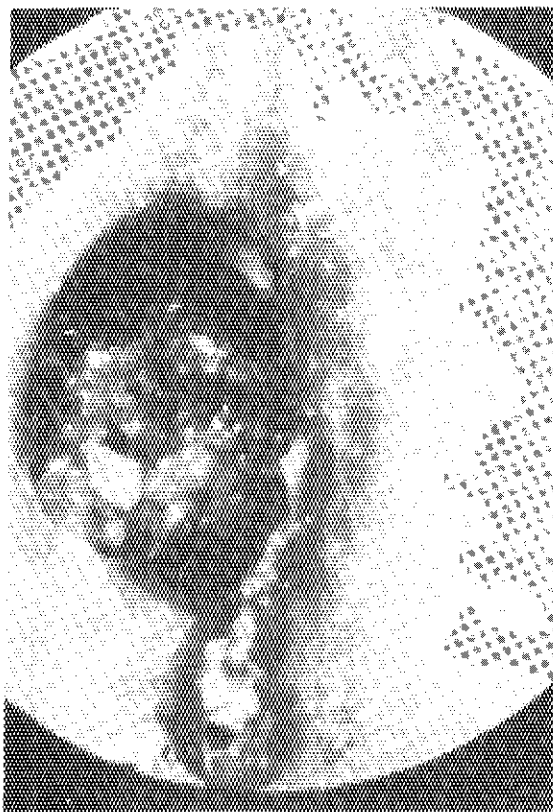


Fig. 5.1.2 Example of corrosion

5.1.1 補修工事

腐食孔が確認されたため、上段プラグを取りはずし、応急処置をほどこすことになった。応急処置としては、最低1年半を保証できる方法を考えることとしたが、それはこの程度の時間的余裕があれば、その間にサポートリング内周の溶接を含め、炉上部遮蔽体交換工事の準備ができると考えられたからである。処置としては

- ①腐食孔を見つけ出しふさぐこと。
- ②下段プラグの中の水を抜くこと。
- ③腐食孔以外の孔を見つけふさぐこと。

の三つが考えられた。

①の腐食孔を見つけ出すことに関しては、工事前に確認されていた、4 B孔以外全燃料孔について点検した結果、2 C, 6 D, 1 C, 1 D孔に腐食孔を発見した。ふさぐことに関しては、アルミハンダ、スポットウエルド、樹脂注入、コーキング等を考え、検討した結果、腐食孔付近の構造、線量率、作業環境、約2年の保証期間などから、樹脂を採用することをきめた。

②, ③に関しては現場的に処理するという方針をたてた。結局②に関しては、燃料孔壁に比較的大きな孔(30 mmφ)を開け、そこに吸盤を押し当てて真空ポンプで吸い出すことで解決し、③に関してはドライアイス水を水に投げ込んだとき発生する水蒸気の霧を下段プラグ上面にたてこめ、下段プラグ内はヘリウムで加圧し、小さな間隙を通して出てくるヘリウムの流れを視覚で捕えて孔の位置を確認する方法をとった。しかし、下段プラグからの完全な水抜き、および下段プラグの完全密封化については不可能であったので、この面からもこの①補修工事は短時間耐用年限を考えた応急処置であるといえる。

放射線管理に関しては、まず腐蝕孔があると見られる燃料孔からあらかじめ燃料を抜き、スベーサの上に鉛ブロックを約20 cm 積んで作業中の線量を下げた。さらに作業環境の線量率を下げるために、炉心部の上は鉄板に鉛レンガを積んだ遮蔽を置き、その周りに鉛球を入れた袋を積みあげて漏洩線量を防いだ。また、重水面を完全密封できなかったため、トリチウムを含む重水蒸気がわずかつつ立ちのぼり、作業環境の空気中トリチウム濃度を常に上昇させた。特に作業を中断した後が著しく、月曜日はほとんどの時間を作業環境の空気置換に費すことになった。

日程的には当初第11サイクルをこの補修作業に予定して、この3週間で完了する予定でいたが、予想以上に腐蝕孔が発見されたこと、樹脂を詰める際、固まる前に樹脂が流動してしまい小孔があき、樹脂を何度も詰め直したこと、水抜きに時間のかかったことなどのため、工事を完了するために6週間という当初予定の約2倍の期間を要した。

5.1.2 燃料孔腐食原因調査

JRR-2下段プラグ燃料孔のアルミニウム角チューブは、43年に下段プラグ補修工事を実施した際、腐食変形していたために24本全部を新品と交換している。当時腐食による変形を起したアルミニウム角チューブの板厚は2.4 mmで、交換したものは4 mm厚、材質も耐食アルミニウム63Sを使用している。コンクリート部との接触の可能性がある外側部には防食塗料ピチュタ

イトCA-50が塗布されている。

以上のような対策をとり、十分注意をほどこしたが4mmの板厚がわずか3年余のうちに腐食貫通したので、その原因を究明することが重要と考え、次のような検査、試験を実施した。

- ① X線検査
- ② 超音波による板厚測定
- ③ アルミチューブの含有元素分析
- ④ 腐蝕生成物の化学分析
- ⑤ 燃料孔から回収した水の分析
- ⑥ アルミニウム角チューブの腐蝕試験
- ⑦ アルミニウム角チューブの金相試験
- ⑧ 下段プラグ全体の洩れ試験

①のX線検査は炉内チューブと同規格のもので当時予備チューブとして作られたものについて実施した。炉外のチューブ11本について検査したが、異常は見い出せなかった。②の超音波による板厚測定では、炉内挿入のアルミニウム角チューブの板厚がどの程度薄くなっているか、また、アルミニウム角チューブと下段プラグとの間に鉄パンチや水の存在が予想できるか、の二つの目的をもって実施した。板厚に関してはほとんどの部分で挿入時そのままの4mm程度であった。腐食孔のまわりは腐食物のためプローブが表面に正しく接触することができず、信用できる値が十分に得られなかったが、ほぼ4mmに近い値を得た。このことは点食の疑を濃くしている。1Cおよび1D孔のサンプリング結果からはアルミニウム角チューブの表面には特に異常は見られず、ピチュタイトも完全であった。③の含有元素の分析は分析センターに依頼して実施したものであるが、アルミニウム角チューブ納入時に提出されたミルシートと一致し、材質も耐食アルミの63Sであることが確認された。④および⑤の分析結果はFig. 5.1.3およびTable 5.1.3のとおりで、コンクリート成分が溶け込んだ強アルカリ液にアルミが溶け込んだものと推定できる。⑥の腐食試験は、材料工学研究室の近藤達男氏および研究炉技術課に依頼して実施したものであるが、ともに重コンクリート、アルカリ水溶液の腐食度は、高純度水に比較して初期値では1.2倍、定常値では1.57倍という高い腐食傾向を示した。⑦の金相試験は、使用したアルミニウム角チューブが角型引抜きという残留応力を多く残し易い加工方法であるために、応力腐食の可能性を探るため調べたものであるが、最も歪集中のある所でも未だ十分に変形余裕を残しており問題がないことが分った。⑧についてはドライアイスの霧を利用し小さな間隙から出てくるヘリウムの流れを視覚で捕えた結果、ガイドピン部分、制御棒ディスコネクト台ボルト部分およびボラルカーテンハウジング貫通部分などからの漏洩が認められた。以上の各種検査・試験の結果、下段プラグ内に重水蒸気が入りこみ、腐食の原因になったと推定されるがその腐食速度については5.2.4に記してある。

Table 5.1.3 Analysis of adsorbed material in 4B fuel hole

◎ Result

(w/o)

sampling date	SiO ₂	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	CaO	MgO	Na ₂ O	K ₂ O	weight loss (heating)	weight loss (dry)	other
1/18 '72	2.40	57.92	0.28	0.04	0.09	1.25	0.13	35.94	1.60	0.35
2/2		55.34	0.16	0.06	0.11	0.51	0.08			43.74
2/3		64.83	0.20	0.04	0.07	0.42	0.06			34.38

◎ Ref. component of cement

(w/o)

Ig Loss	Insol	SiO ₂	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	CaO	MgO	SO ₃	Na ₂ O	K ₂ O
0.4	0.5	22.8	4.9	3.1	64.6	1.6	1.4	0.39	0.57

◎ Ref. Aluminium(6063)

(w/o)

Cu	Si	Fu	Mn	Mg	Zn	Cr	Al
<0.1	0.20~0.6	<0.35	<0.10	0.4~0.90	<0.10	<0.10	residue

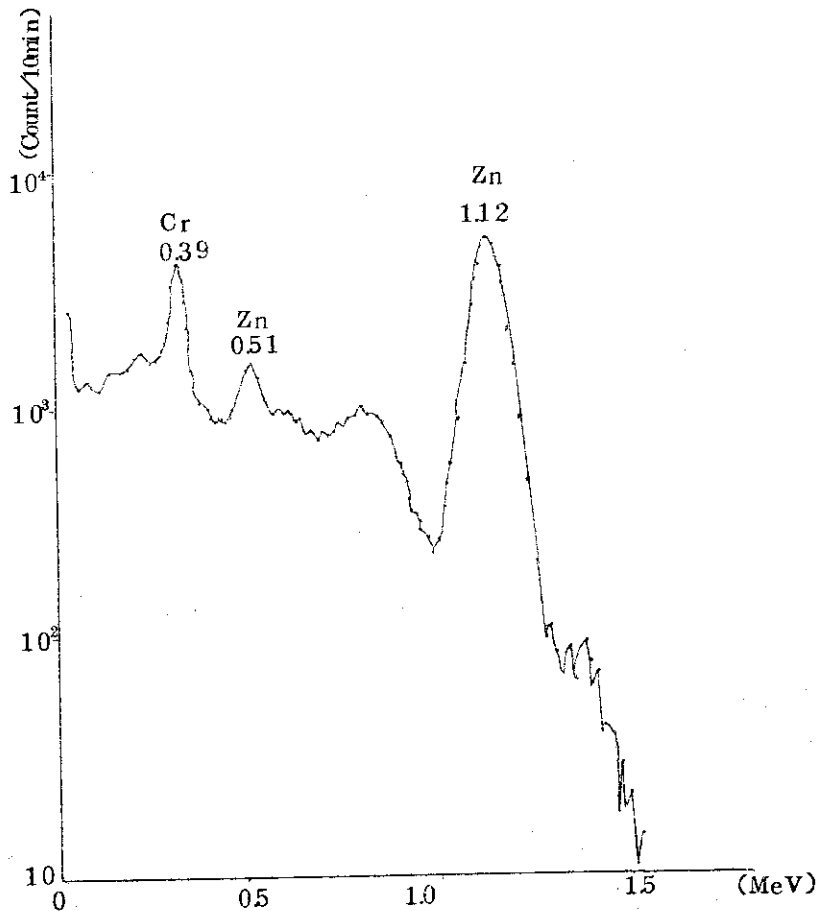


Fig.5.1.3 Gamma spectrum of corrosion products(march 2, 1972) in JRR-2 fuel inserting hole 4B (2MeV/200ch) (count/10min)

5.2 化学分析と腐食試験

5.2.1 燃料孔表面付着物質の分析

燃料孔(4B)下部表面に白色(部分的に褐色)板状の付着物質が見られ剝離し取出したときの大きさは $55 \times 100 \times 2 \text{ mm}$ であった。また燃料孔プラグ表面には白色の腐食生成物の発生がみられ、燃料交換毎に都合3回サンプリングし分析用試料とした。分析は、分離操作の後に原子吸光法などの方法で行なった。分析結果、燃料孔表面付着物質はアルミニウムの腐食生成物バイヤライトが主成分であることが分った。バイヤライトが93.5%と組成の大部分をしめ、このほかに重コンクリート成分が含まれていることも明らかになった。

5.2.2 燃料孔回収水の分析

燃料孔腐食箇所の孔から回収した水につき、重水濃度、トリチウム濃度、pH、元素分析などの測定を行なった。分析の結果、重水濃度は60~78mol%で炉心重水の96.7mol%に比較して著しく低い。これは大気中の水分ならびに回収用汚過瓶中の洗浄残留軽水などが原因しているものと考えられる。トリチウム濃度は380~500 $\mu\text{Ci/ml}$ でほぼ重水濃度に比例している。pHは重コンクリートのアルカリ成分を溶出して強アルカリ性を示し13.4~13.6である。1D孔回収水中の不純物は $\mu\text{g/ml}$ 単位でアルミニウム4840、ナトリウム2580、カリウム306、マグネシウム160、鉄153、カルシウム33などであり、アルミニウムが腐食し大量に溶け込んでいることが分る。

5.2.3 燃料孔角チューブ材の腐食試験

燃料孔腐食の原因究明と今後の検討資料をうる目的で腐食試験を行なった。腐食試験片(70 \times 35 \times 3.7 mm, 50枚)は、下段プラグ燃料孔に使用したのと同じ角チューブ(アルミニウム63S)から切り出し、試験は次の5種類とし、各々10枚の試験片を浸漬し、40 $^{\circ}\text{C}$ の温度で500時間行なった。①イオン交換水576 ml, ②漏洩炉壁水576 ml, ③イオン交換水488 ml, 重コンクリート粉末188 ml(430g), 鉄パンチ60 ml(455g), ⑤, ④に同じで大気オープン。比液量はアルミニウム腐食が最大になると推定される0.1 ℓ/dm^2 とし、100, 200, 300, 400, 500 hrの各時間で試験片2枚を取り出し、水洗、乾燥、重量測定、写真、表面処理、水洗、乾燥、重量測定、写真撮影の後比液量を一定に保つために再びもとに戻した。アルミニウムの腐食曲線をFig 5.2.1に、腐食度と侵食度をTable 5.2.1に、侵食度の比較をTable 5.2.2に示す。腐食箇所における条件をほぼ近似していると思われる鉄パンチ入り重コンクリート水溶液でのアルミニウムの腐食は定常値で腐食度が2.42 $\text{m}^2/\text{dm}^2 \cdot \text{day}$ 、侵食度が0.327 mm/year である。イオン交換水に比較して侵食度は定常値で157倍である。重コンクリート、アルカリ水が高純度水に比較して、アルミニウム材の腐食にいかん悪影響を与えるかが分る。

Table 5.2.1 Corrosion rate of aluminium(63S)

	Corrosion rate				note
	Initial(0~95 hr)		Latter(95~500 hr)		
	mg/dm ² ·day	mm/year	mg/dm ² ·day	mm/year	
Demineralized water	7.79	0.105	0.15	0.02	Temp.40±2 °C
Leak water from reactor	22.06	0.298	5.32	0.072	Static
Heavy concrete, iron pellet and demineralized water	88.73	1.198	22.17	0.299	
Heavy concrete, iron pellet and demineralized water(change)	100.72	1.360	24.20	0.327	
Heavy concrete and demineralized water	86.33	1.166	23.73	0.320	

Table 5.2.2 Comparison of corrosion rate

	Initial(0~95hr)	Latter(95~500hr)
Demineralized water	1	1
Leak water from reactor	2	36
Heavy concrete, iron pellet and demineralized water	11	150
Heavy concrete, iron pellet and demineralized water(change)	13	164
Heavy concrete and demineralized water	11	160

5.2.4 腐食速度の考察

原因調査のための各種試験の結果、重水蒸気が下段プラグに浸入し、角管と重コンクリートの間に滞留し、重コンクリートのアルカリ成分を溶出し、工事などのとき発生したアルミニウムの露出部分で腐食が起ったと推定されるが、腐食試験結果では、侵食度 0.327mm/year で、腐食期間3年として 0.981mm である。ところでアルミニウムの腐食は、空気雰囲気と比較し水素雰囲気では数倍大きな値を示す¹⁾ 腐食箇所はアルミニウムと重コンクリート、鉄パンチとの狭い間隙である。したがって腐食で発生した重水素が重水素雰囲気を作り、腐食が加速されて穴があいたと推定される。加速要因には、この重水素のほかに pH、温度、間隙、密閉などいろいろ考えられるが、これらの加速要因が加わって侵食度が 1.4mm/year 以上になったものと思われる。

(研究炉技術課)

参考資料

- 1) 軽金属協会, 原子炉用アルミニウム合金に関する研究 (p.173, 1960)

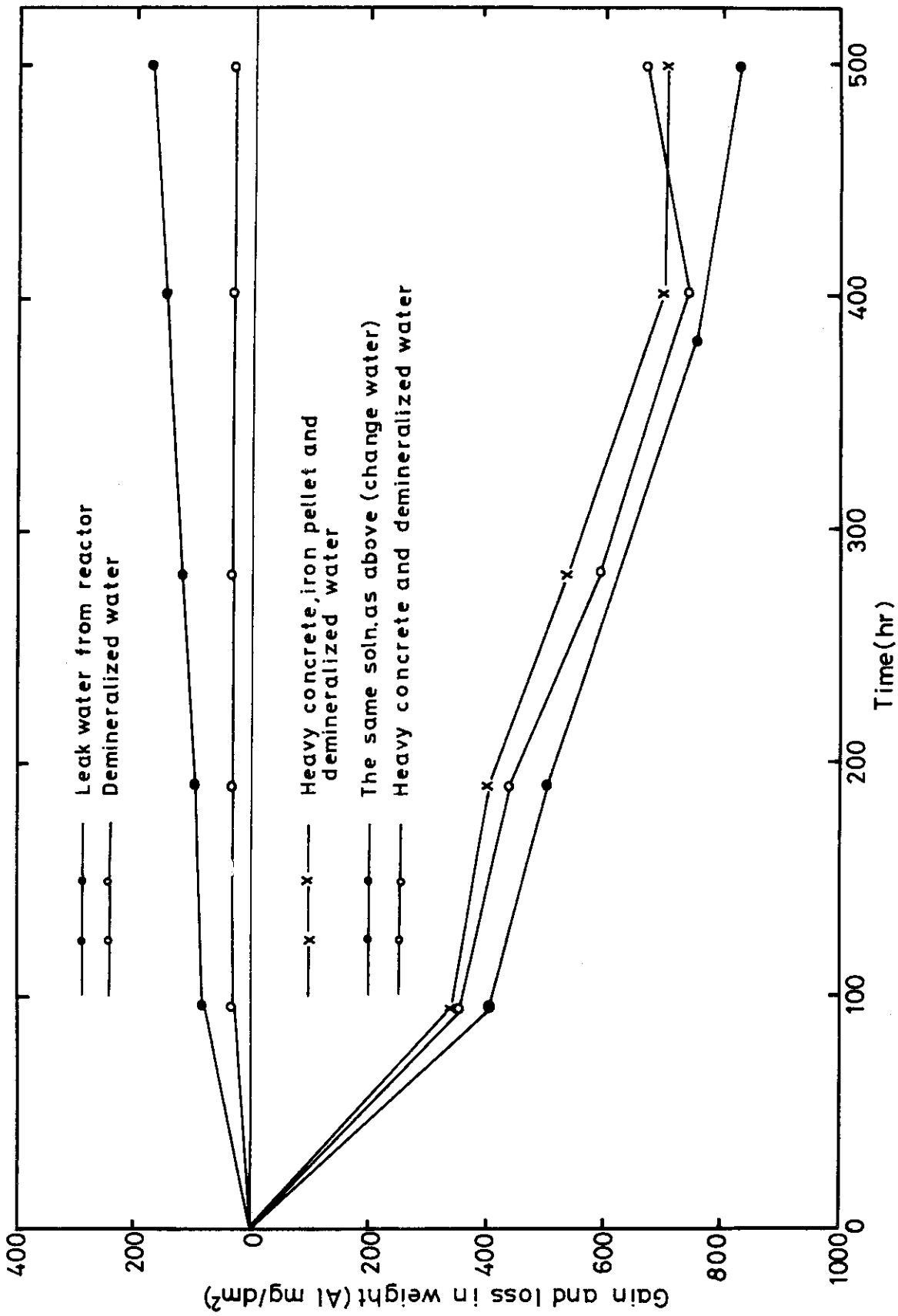


Fig. 5.21 Corrosion curves of aluminum(63S)

6 JRR-3UO₂
燃料特性試験

Performance Test of UO₂ Fuel for JRR-3

6.1 計画の概要

JRR-3は天然ウラン金属(MNU)燃料を使用してきたが、第3次燃料を検討する段階で、MNU燃料はあまり使用されない現状にあり、しかも被覆管の破損による金属ウランと重水の反応等が問題であることを考慮し、JRR-3の利用性能の向上、将来の出力上昇計画などの観点から UO_2 燃料に変更することが決まった。

UO_2 燃料検討グループは44年に発足し UO_2 燃料体の構造、 UO_2 燃料炉心における核特性、熱特性等について本格的な検討を進めた。 UO_2 燃料体は1.5%濃縮と、反応度調節および燃焼度の進んだ燃料体による炉心特性測定用として、一部天然 UO_2 燃料体とを混合した炉心とすることとなった。 UO_2 燃料は燃焼度を高めることが可能であるが、燃焼用の反応度を大きくとる必要がある。このため既設の制御棒では制御容量が不足するので燃料孔を利用して安全棒3本を増設し、また制御棒インタロック回路等の変更に伴い制御盤の改造を行なった。

UO_2 燃料計画に基づく燃料交換はFig.6.1に示すように炉心を半径方向に4領域に分け、ほぼ1/4炉心づつ燃料体を交換していく。この交換計画は余剰反応度の急激な変化が生じないよう核計算の結果等から決めたものである。なお当初の計画に対し、JRR-3の運転計画の変更等により、第3ステップの燃料交換は約半年、第4ステップは約1年延期し、 UO_2 燃料計画の完了は49年4月の予定となった。今年度は UO_2 燃料計画の第1ステップとして安全棒の増設とこれに伴う制御盤の改造を行ない、47年1月6日から UO_2 燃料体の装荷試験を開始し、引き続いて特性試験を実施した。

6.2 UO_2 燃料計画に伴う施設等の改修

6.2.1 UO_2 燃料体の製作

UO_2 燃料体の構造等についてはいろいろと検討し、最終的な設計を行なったが、その詳細は別にまとめている¹⁾のでここでは省略する。なお燃料体の概略構造をFig.6.2に示す。燃料体の製作および検査では、燃料棒まではJPDR-IIの基準を準用し、また燃料体については従来のMNU燃料体と同様にした。

6.2.2 安全棒の製作

(1) 概要

前に述べた UO_2 燃料体炉心における反応度制御用として、炉心中心からほぼ等距離(約103cm)にある $\phi 144$ 、 $\phi 160$ 、 $\phi 184$ の炉心孔に安全棒を増設した(Fig.6.1参照)。

(2) 安全棒の構造

安全棒の駆動機構部は既設の粗調整棒駆動機構部とまったく同じ構造とし、互換性を持たせた。しかし吸収材部(カドミウム)、チャンネル部および遮蔽体部は、燃料孔へ挿入するため

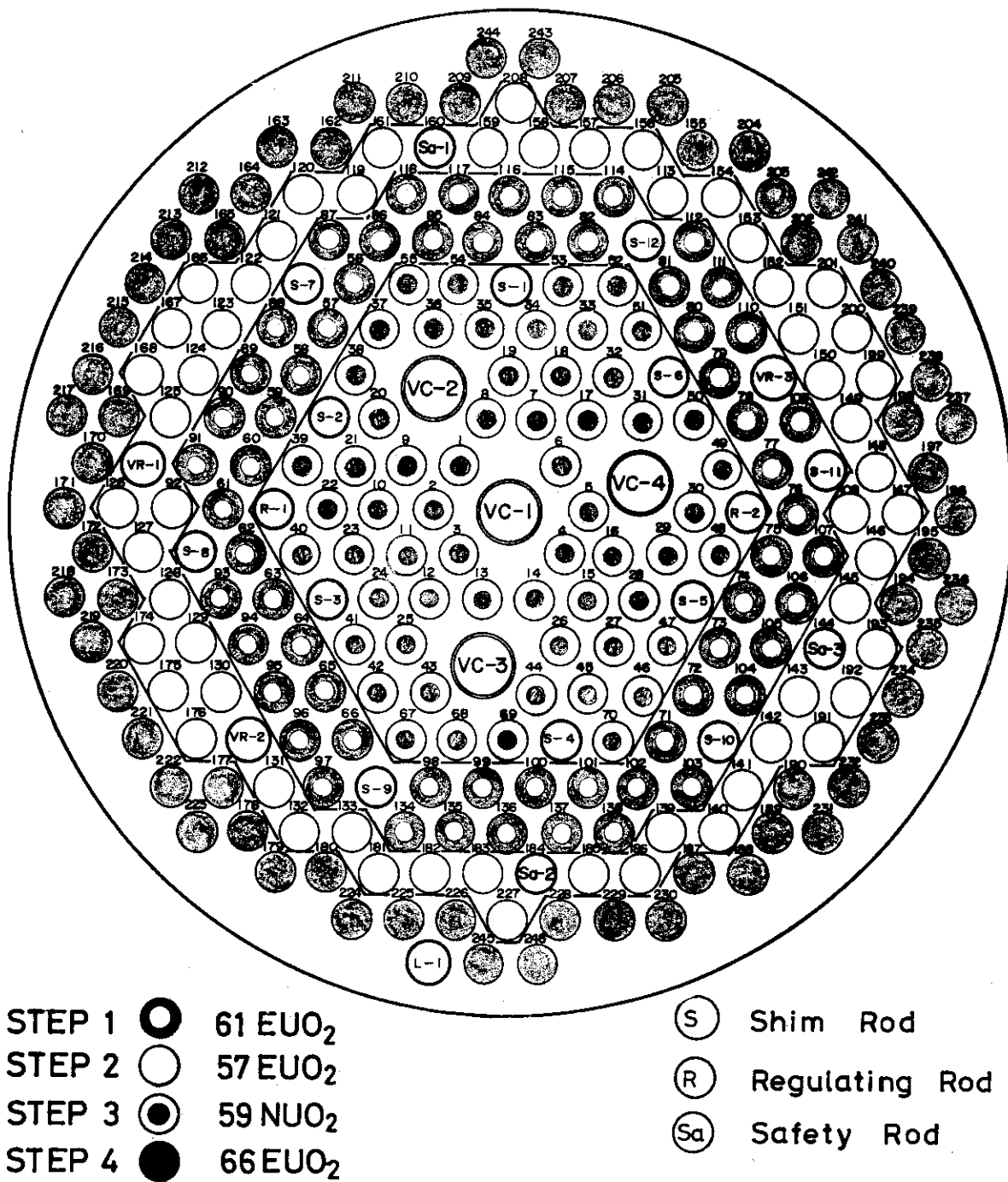


Fig. 6.1 Core configuration of UO₂ fuel in JRR-3

粗調整棒より外径を5 mm づつ小さくした。安全棒はこれら外径が小さくなったほかは、次に述べる点を除き粗調整棒と同じ構造である。

- ① 既存のチャンネルは管板から20 mm 浮いた構造であるが、安全棒の場合は重水冷却孔を塞ぐため、チャンネル先端に盲栓を取り付け、スプリング(最大24 Kg, 通常18 Kg)で管板の孔に栓をする構造とした。
- ② 既存のチャンネルは6本の固定用ボルトで炉上面に取り付けられているが、安全棒では既設配管やFFDサンプリング配管があるため、固定用ボルトは3本とし、炉上面とのあたり面は鋳造構造から不銹鋼の削り出しとした。
- ③ ヘリウムガス漏洩については、炉上面でOリングを用いてシールしていたが、安全棒では燃料体と同様上段遮蔽体のスリーブの所でシールし、さらにチャンネル押え部にもOリングを入れた。

以上のような構造設計をもとに製作し、取り付けた。

6.2.3 制御盤の改修

安全棒の増設により操作回路および位置指示計を新設することと、安全棒および粗調整棒間のインタロック等を変更するため制御盤を改修した。改修にあたっては運転操作を容易にし、また指示計等の監視の点も考慮し、制御盤と制御卓を分離した。

UO₂ 燃料炉心では制御棒の等価反応度が多くなるため粗調整棒は1本づつしか引き抜けないようインタロックした。なお安全棒はスクラム信号によってのみ落下し、リバース信号では作動しない。

6.3 第1ステップ特性試験

6.3.1 特性試験の概要

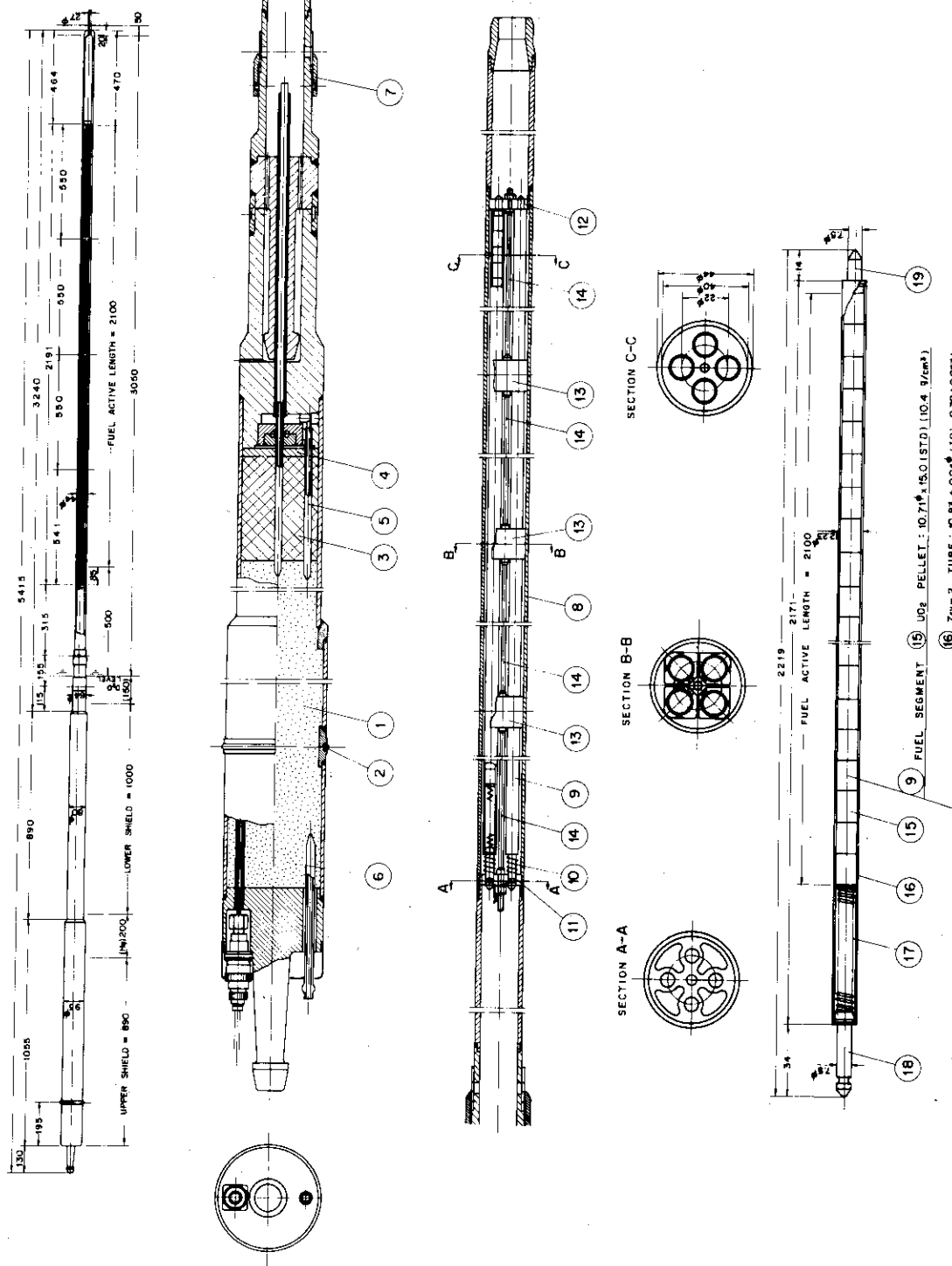
MNU燃料体をUO₂燃料体に交換する第1ステップとして、Fig.6.1に示す第2領域の燃料体61体を、UO₂燃料体(1.5%濃縮)に交換し、交換中の余剰反応度の増加を測定した。燃料変更による炉特性の変化は、制御棒較正により余剰反応度、制御容量、炉停止余裕を求め、また、炉心孔および照射孔の中性子束分布を測定した。低出力における特性測定の結果をもとに、定常運転時の特性および運転の安全性を確認するため、定格出力までの出力上昇と引続いて連続試験運転を実施した。

6.3.2 UO₂燃料体装荷試験

(1) 概 要

第1ステップの燃料体装荷試験では、全数61体を一度にではなく、1回に6~7体を交換し、交換ごとに臨界点を測定し余剰反応度の増加を求めた。余剰反応度の測定は制御棒の位置変化分を、ベリオド法で較正し反応度の変化を求めた。

(2) 結 果



19	Bottom End Plug	Zr-2
18	Top End Plug	Zr-2
17	Spring	Inconel-X
16	Sheath	Zr-2
15	UO ₂ Pellet	Zr-2
14	Tie Rod	Zr-2
13	Spacer	Zr-4 Inconel-X
12	Bottom Tie Plate	Zr-2
11	Top Tie Plate	Zr-2
10	Spring	Inconel-X
9	Fuel Segment	UO ₂ Pellets Zr-2
8	Shroud Tube	Al
7	Over Flow Port	Al
6	Thermocouple	C-C Thermocouple
5	FFD Sampling Tube	Al
4	Base Plate	B
3	Lead Shield	Pb
2	O-Ring	Neoprene
1	Shield Plug	Mo/Trigly
NO.	Name	
JRR-3		
UO ₂ FUEL ASSEMBLY		
SCALE 1/4, 1/1, 1/1		
JRR-3 燃料集束		
日本原子力研究所		

Fig. 6.2 JRR-3 UO₂ Fuel Assembly

燃料体装荷試験における余剰反応度の増加，平行パターン（粗調整棒均等引抜き）における粗調整棒の位置変化等を Fig. 6.3 に示す。第 2 領域を UO_2 燃料体に交換することにより，反応度は $3.92\% \Delta k/k$ 増加し，原子炉の余剰反応度は $6.63\% \Delta k/k$ となった。また UO_2 燃料体の等価反応度は $0.12\% \Delta k/k/体$ （炉心平均半径 869mm ）が得られ，MNU 燃料体の約 2 倍の反応度をもつことがわかった。

6.3.3 制御容量と反応度バランス

(1) 概要

JRR-3 の制御棒は増設した安全棒を含めて 17 本と数が多く，重水炉であるため制御棒の相互干渉が大きい。したがって制御棒パターンにより等価反応度が変わるので，炉特性を求める場合の制御棒較正は平行パターンで行なうこととした。比較的相互干渉の少ない対称位置にある 2 本を 1 対とし，ペリオド法と比較法により較正した。また安全棒は全そう入および全引抜きについて各々臨界点を求め，粗調整棒の位置変化から測定した。

(2) 結果

制御棒較正の結果から求めた原子炉の余剰反応度，炉停止余裕，制御容量の値を Table 6.1 に示す。

Table 6.1 Control rod worth and excess reactivity
(Control rod pattern: F)

Name	Rod worth	Shutdown margin	Excess reactivity
Safety rods (Sa-1~3)	1.66 $\% \Delta k/k$	1.66 $\% \Delta k/k$	0 $\% \Delta k/k$
Inner shim rods (S-1~6)	6.98	3.44	3.54
Outer shim rods (S-7~12)	5.63	2.55	3.08
Regulating rods (R-1, 2)	0.39	0.30	0.09
Total	14.66	7.95	6.71

余剰反応度は $6.71\% \Delta k/k$ となり，反応度増加量は $4.0\% \Delta k/k$ であった。この値は UO_2 燃料体装荷試験で求めた値と良く一致している。制御棒の制御容量は $14.7\% \Delta k/k$ ，炉停止余裕は $7.9\% \Delta k/k$ となり炉停止余裕は制御容量の $1/2$ 以上である。制御棒の等価反応度は UO_2 燃料体に交換することにより，粗調整棒で約 1.2 倍～1.4 倍増加しており，外側粗調整棒の方が内側より増加の傾向にある。

(3) 標準パターンの決定

炉特性を求めた平行パターンは定常運転を行なう場合，制御棒の操作本数が多いこと，自動制御用微調整棒の等価反応度が不足することから不適當であり，定常運転に適した標準パターンを決めた。パターンの決定にあたっては定常運転時の制御性，操作，炉心周辺の中性子束を高めることを考慮し，外側粗調整棒（S-7～12）を全引抜きとし，内側粗調整棒（S-1～6）を均等に引き抜いて臨界保持をするように決めた。

6.3.4 中性子束分布

(1) 概要

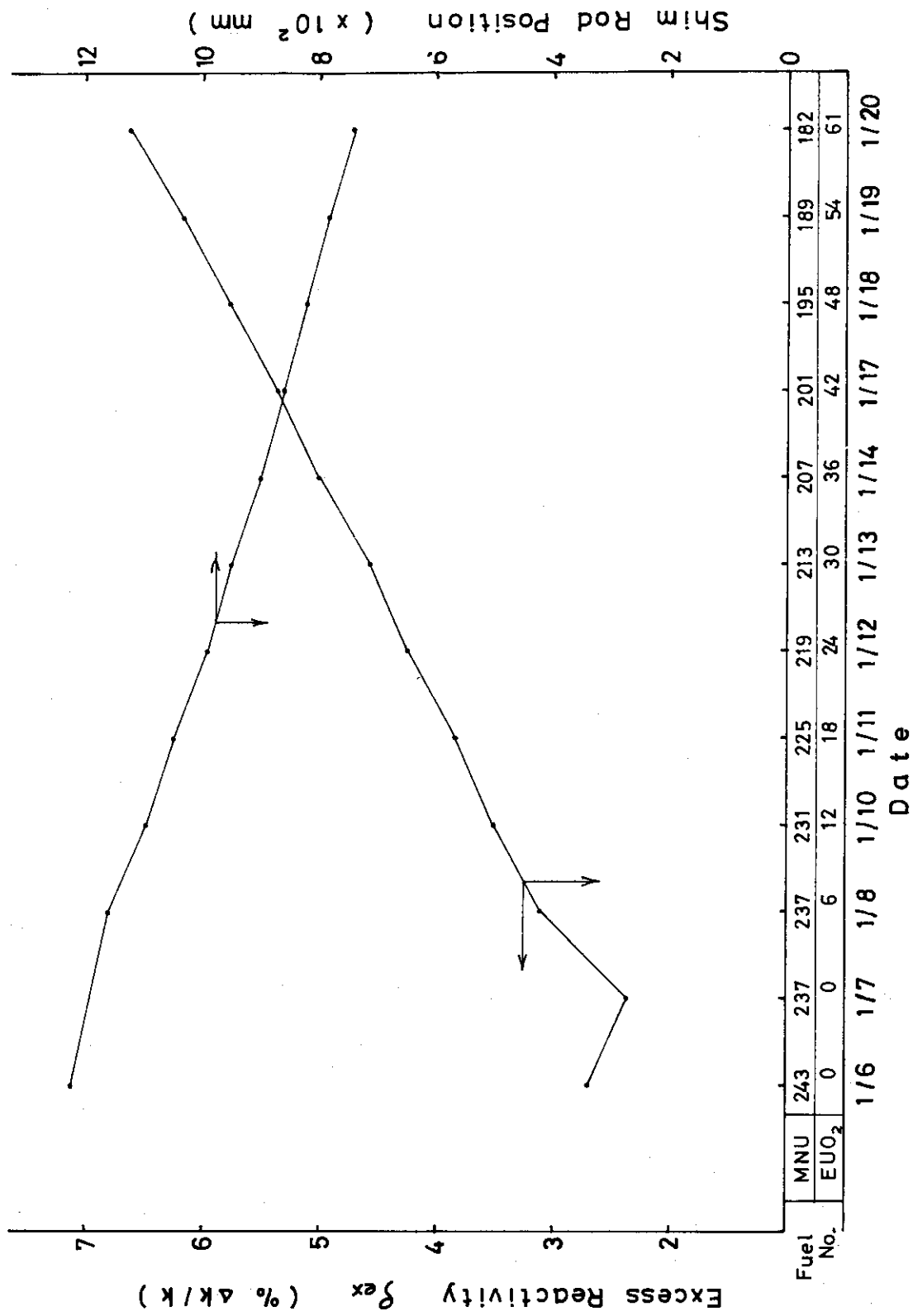


Fig. 6.3 Excess Reactivity Change on UO₂ Fuel Characteristic Experiment

UO₂ 燃料体を装荷したときの炉内熱中性子束分布を測定した。中性子束分布は制御棒パターンにより変わるので、平行パターンと新たに決めた標準パターンについて金箔を用い、放射化法により測定した。測定にあたっては炉心の半径方向の分布も求められるよう、適当な炉心孔、照射孔（水平、垂直孔）を選んだ。

(2) 結 果

熱中性子束の測定結果を全炉心がMNU燃料体の場合（STEP 0）とともにTable 6.2に示す。また代表的な測定孔の熱中性子束分布をFigs. 6.4, 6.5に示す。これらの表と図では、熱出力10MWのときの値に補正してある。

測定条件の関係で定性的にしか検討できないが、炉心の中性子束分布をUO₂燃料体の装荷前後について比較してみると、余剰反応度の増加により、臨界制御棒位置が約460mm下がったため、垂直方向で中性子束が最大となる位置が約100mm炉心底部へ移動した。一方炉心の半径（水平）方向の中性子束分布は炉心周辺が高くなり平坦化されている。中性子束の平坦化については制御棒較正の結果から外側組調整棒の等価反応度が特に大きくなったことおよび原子炉の中性子出力計の指示値が上ったことから定格出力連続試験運転で測定した243体の燃料体の温度分布の解析結果からも明らかである。

6.3.5 出力上昇と定格出力連続試験運転

低出力における特性試験が終了したのち、出力上昇と定格出力連続試験運転を行なった。UO₂燃料体を装荷したことによる原子炉の特性変化が高出力運転に及ぼす影響に注意し、運転中の測定事項も定常運転以外のものを追加した。出力上昇試験では出力上昇のステップを細かくとり、各出力における指示値を測定した。また1MWまでは炉心の冷却を通常の1/10の流量で行ない、原子炉出力の設定に注意した。

試験は計画どおり順調に行なわれ、新たに決めた制御棒の標準パターンも妥当なものであった。また運転時の放射線管理および水ガス管理における測定値も、UO₂燃料体装荷前とほとんど差がなく、UO₂燃料体装荷後の定格出力運転における安全性を確認した。

6.4 む す び

UO₂燃料計画の第1ステップ特性測定を実施した結果、余剰反応度が増加し、反応度バランスが変わり、中性子束の平坦化をもたらした。しかし設計計算と比較すると、制御容量は、予想を相当下まわった。これは計算コード等の制限から、十分な解析ができなかったため、今回の結果を基に今後の交換計画を検討していく予定である。

第1ステップでは243体の燃料体のうち第2領域の61体が交換されたもので、その他の特性では特に顕著な影響はなく、ほぼMNU燃料体炉心と同様と考えられる。UO₂燃料計画は4ステップで完了するが、今後各ステップにおける特性測定を行ない、炉特性の変化を明らかにしていく考えである。

（JRR-3管理課，研究炉利用課，研究炉技術課）

参考文献：1) 研究炉管理部編，JAERI-M 4752, 114(1972)

Table 6.2 Data of thermal neutron flux in JRR-3 (at 10MW)

No.	Distance from core center (mm)	STEP 0			STEP 1			STEP 1		
		ϕ_{max} (n/cm ² s)	Position of max. (mm)	$\bar{\phi}$ (n/cm ² s)	ϕ_{max} (n/cm ² s)	Position of max. (mm)	$\bar{\phi}$ (n/cm ² s)	ϕ_{max} (n/cm ² s)	Position of max. (mm)	$\bar{\phi}$ (n/cm ² s)
1	199	2.39 × 10 ¹³	950	1.28 × 10 ¹³	2.69 × 10 ¹³	910	1.28 × 10 ¹³	× 10 ¹³		
11	327	3.69	1020	1.77	3.30	900	1.42	213	980	1.20
41	596				3.37	910	1.35			
65	739	3.64	950	1.62						
156	1106				1.85	950	0.80			
178	1180				1.86	930	0.93			
VC-2	418	2.67	800		2.78	700	1.77	1.93	1000	1.55
VC-4	389	2.67	800		2.57	700	1.63	1.93	1000	1.42
VR-1	1063	1.87	950		1.93	850	1.00	1.93	1200	1.10
VR-3	845				2.35	900	1.16	1.98	1100	1.11
VG-7	2000	0.19	1000		0.19	1000		0.22	1200	
HP-1	455 (1100)	2.23			2.02			1.82		
HP-2	325 (1500)	1.78			1.44			1.93		
HR-2	(1700)	0.40			0.40			0.70		

() : Distance from floor level

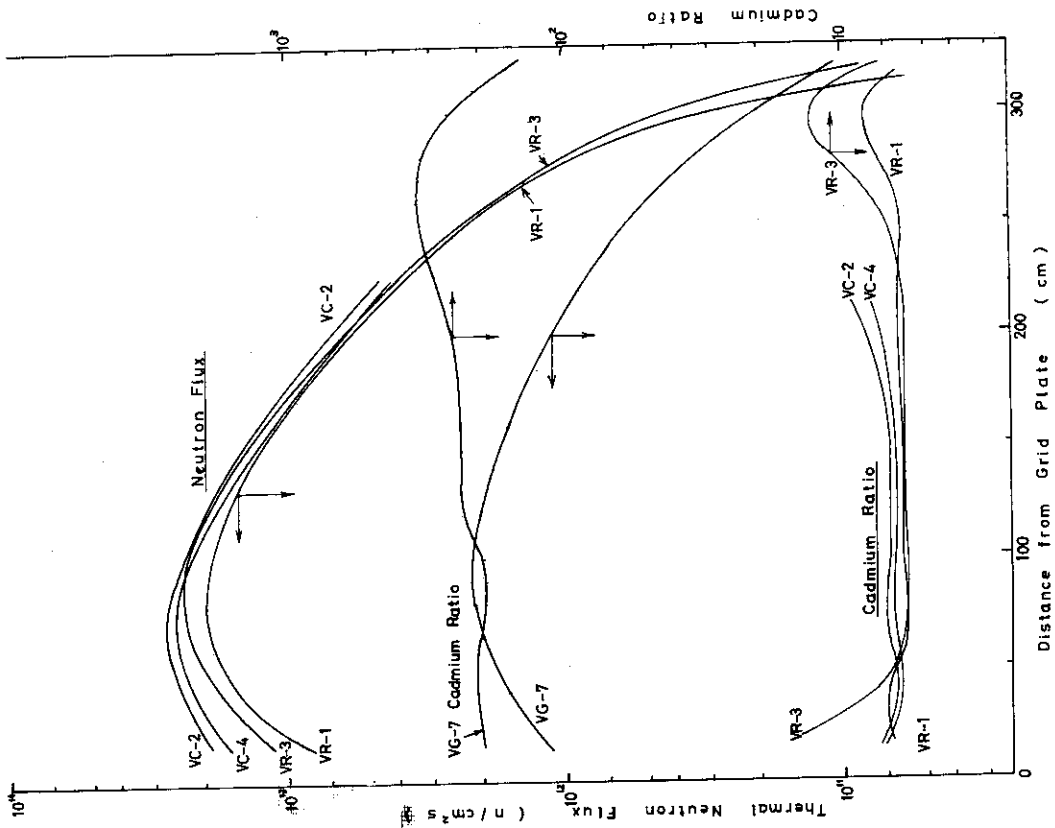


Fig. 6.5 Thermal Neutron Flux Distribution in Vertical Irradiation Holes at 10MW

STEP	Date	Control Rod		Mean Flux
		Pattern	Position	
x 0	46. 9. 17	F	S-1-12 : 1171 R-1, 2 : 450	1.77 x 10 ¹³
o 1	47. 1. 27	F	S-1-12 : 748 R-1, 2 : 450	1.42 x 10 ¹³
• 1	47. 1. 28	S'	S-2-6 : 320 S-7-12 : 2100 R-1, 2 : 450	1.20 x 10 ¹³

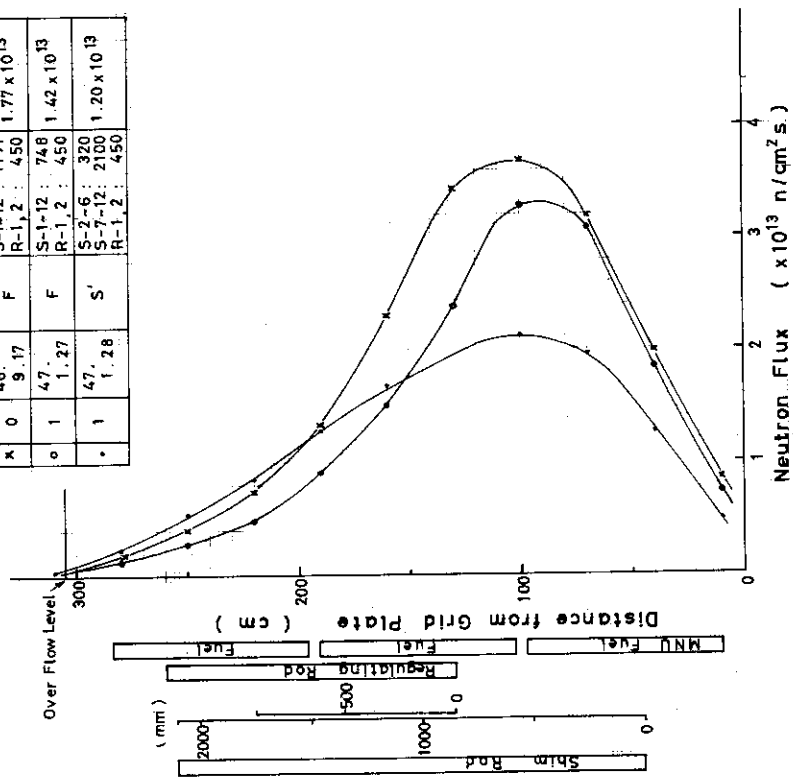


Fig. 6.4 Thermal Neutron Flux Distribution in No.11 Fuel Rod Hole at 10MW

7 主な技術的事項

Reactor Techniques

7.1 原子炉施設

7.1.1 JRR-2の重水損失・トリチウム排気・重水濃度低下に関する試験および検討

(1) 概要

JRR-2は臨界(昭和35年10月)以来、46年12月までに重水損失量約3.5 ton、回収重水(濃度低下重水)約2.7 ton、合計6.2 tonを消費している。

JRR-2全装荷重水に対する損失率は約40%ありきわめて損失率が大きいことが分る。この原因は燃料孔にスカート方式の構造を採用していないこと、熱遮蔽軽水系への重水漏洩などの諸要因による。JRR-2の重水濃度は臨界初期99.8%であった。その後、総量で約6.2 tonの重水を補給したが、現在(47年3月)の濃度は96.7%に低下している。

今回は重水損失量の最も大きい条件である炉頂開放を必要とする燃料交換および照射試料の交換時などにどの程度の重水が損失するか測定するとともに損失防止対策について試験した。

(2) JRR-2損失重水内訳の検討

燃料交換時の重水損失量は従来の方法で1本当たり約1ℓであることが今回の試験によって分った。この値を基に、重水損失の内訳を、特に45年1月から46年12月の期間について検討すると次のとおりである。

重水損失内訳は炉頂開放に関連する作業時の損失約37%、イオン交換樹脂およびフィルタの交換などのポンプルーム内作業に係るもの約25%、熱遮蔽軽水への重水漏洩約17%、不明分約21%である。このうち不明分の多くは炉頂開放時に関係する損失と推定される。その理由は炉頂開放作業以外のデータが比較的正確におさえられているのに反して、炉頂開放時の見積りが過少評価と推定されるためである。

(3) 炉頂開放時のトリチウム排気量の測定と当面の減少対策、燃料交換、試料交換、ヘリウム置換および制御棒などの保守点検作業時は炉頂が開放される。このとき、炉室内のトリチウムによる空気汚染を防止するため、被照射空気系を通してトリチウムは連続的に排出される。

この被照射空気系の排気中のトリチウム濃度を空気捕集型電離箱と振動容量電位計を用いて連続的に測定する一方、バブラー法を用いて排気トリチウム積算量を求めた。46年7月の実験ではFig 7.1.1に示すようにDV-80を通して排気している状態で測定した。

その結果によるとトリチウム濃度は被照射空気系の平均濃度 $0.5 \sim 1.0 \times 10^{-8}$ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ 、スタック平均濃度 $0.5 \sim 1.0 \times 10^{-5}$ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ と相当に高いことが判明した。

燃料孔の風量を低下することによって放出量の減少が予想されたので、第2回の実験(47年1~2月)はFig 7.1.1に示すようにDV-71を通して排気することによって、燃料孔の吸込み風量を約 $30 \text{ m}^3/\text{hr}$ から $7 \text{ m}^3/\text{hr}$ に下げることができた。この場合、ヘリウムガス放出直後かなりの量の重水が配管に溜り、排気風量が不安定になったが、DV-71の後に重水トラップを仮設することによって解決することができた。このようにして排気風量を下げることによって、次の結果が得られた。

① 原子炉停止後の最初の開放時の減少率は約15%で、あまり変化がなかった。

(試料交換時に当る)

- ② 燃料交換時には、燃料1本当りの減少率は約70%で、約1/3の排気量にすることができた。
- ③ 被照射空気系の最大濃度が $1.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ から $4.8 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ に減少した。

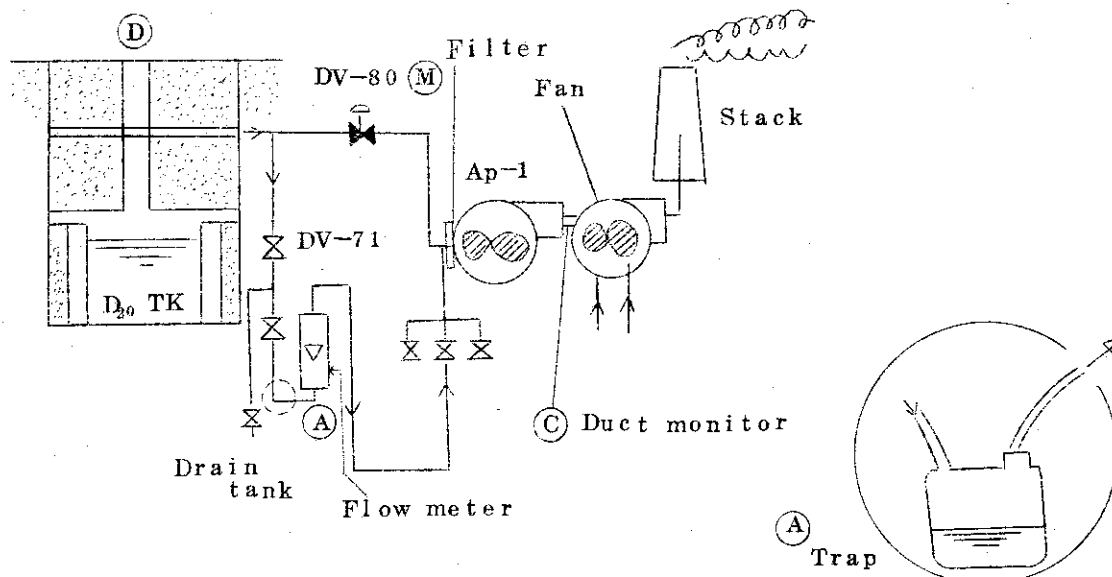


Fig 7.1.1

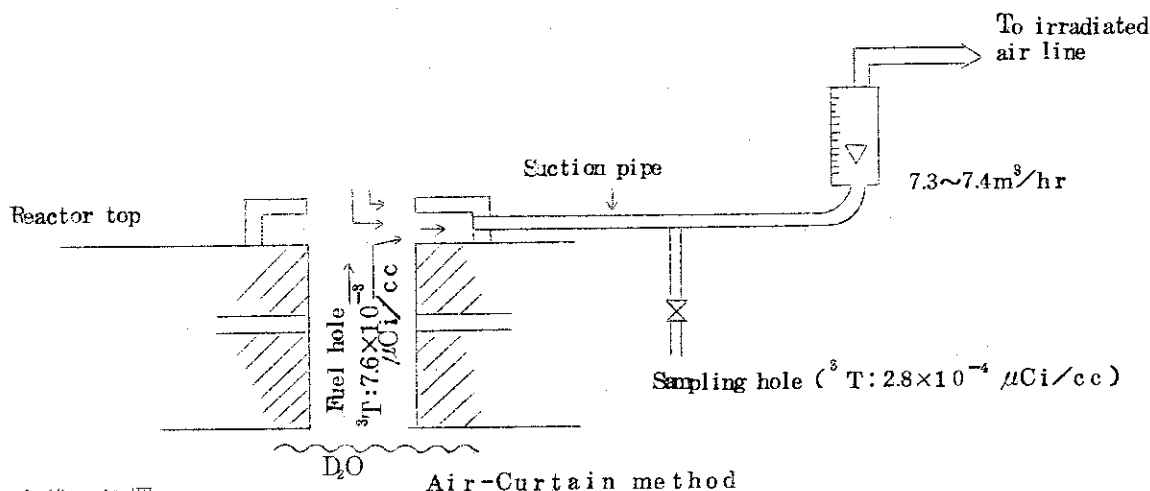
* 風量調整回路 (He系と被照射空気系との接続部)

* 注 ; 47年9月上記仮設回路を整備する予定

(4) エアーカーテン方式によるトリチウム排気方式の実験;

ここで述べるエアーカーテン方式とは、下図のように燃料孔の入口近辺から被照射空気系に排気することで、実験によると燃料孔を上昇する重水蒸気中のトリチウム濃度 $7.6 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ のとき吸引管内の吸引風量約 $7 \text{ m}^3/\text{hr}$ 中のトリチウム濃度は $2.8 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ であった。これは上昇した蒸気が約20倍に希釈されて排気していることになる。したがって大部分の空気は燃料孔入口から吸引したことになり、燃料孔入口での拡散による燃料孔内部への空気混入は1%以下で重水表面と空気の接触も防ぐので重水濃度低下の防止にも有効である。この実験中、炉頂でのトリチウム濃度は $2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ の測定限界以下であった。(測定位置は開放燃料孔の0.5 m上部)

以上のことから燃料孔での吸引風量 $7 \text{ m}^3/\text{hr}$ をヘリウム系内を通して DV-71 から排気した場合とほぼ同じ風量をエアーカーテン方式で行なった場合と比較すると、後者の方法で炉頂開放時の重水損失量を約1/10以下に下げられる可能性を示すものと評価できる。



(5) 今後の処置

当面の処置としては、ヘリウム系の被照射空気系への排気をDV-71手動バルブに変えることによって風量を25%下げることができる。その結果、炉頂開放時の重水損失について平均約50%改善できることが分った。スタックからのトリチウム排気防止としては、ヘリウム系の重水凝縮機(DP-8)を運転し、排気空気を一旦コールドトラップ(冷却温度約10°C)を通すことによって、重水分を除去することができる。この効果は約50%以上の改善率が得られるものと予想している。

以上の処置は重水凝縮機の運転を除いて47年2月から実施し、よい結果を得ている。

次に将来の改善方法について述べる。JRR-2の炉心上部の遮蔽体の交換および熱遮蔽軽水への漏洩防止工事を48年度から49年度にかけて計画しているが、この工事の際に、炉心上部の遮蔽体についている燃料案内管を、開放型からスカート方式に改造することにより、炉頂開放時の外気接触重水表面積は約24%減少する。この方式を採用すると排気系からの重水損失率は80~90%改善することができる。また、重水濃度低下防止策としても空気接触面の減少によってきわめて効果が大きいものと予想される。

トリチウム排気の問題は、スカート方式の採用と、上段遮蔽体の上にトップ・プレートを設置し炉頂面の間にエアーカーテン方式による排気方法(局所排気)を採用し、コールドトラップを通すことによって基本的に解決することができる。

(JRR-2管理課)

7.1.2 JRR-2熱遮蔽軽水の炉壁からの漏洩とその対策

(1) 経過

JRR-2炉壁[#]11面の2インチ気送管近辺から、昭和46年6サイクル中に少量の熱遮蔽軽水の漏洩が見つかった。この全漏洩水回収量は約90ℓで、その経過をFig.7.1.2に示す。これによると、炉壁に回収孔設置直後に全回収量の半分に相当する量を回収し、その後、徐々に減少し、第12サイクル以後ほとんど洩れが認められない。

(2) 熱遮蔽軽水漏洩個所の推定

漏洩水中のトリチウム濃度が熱遮蔽軽水中のトリチウム濃度と一致することから漏洩水が熱

遮蔽軽水であることを確認したので、熱遮蔽水位を徐々に下げ、各々の水位毎にヘリウムガスを熱遮蔽軽水系に約500 mm Aq 加圧し、漏洩水位を調べた。加圧時間30～60分系を締め切り、He 圧を水柱マンメータで測定したところ、床面から62～70 cmの間で、ヘリウムガス圧の降下が著しく、この水位に漏洩個所があることを確認した。

炉壁漏洩個所が2インチ気送管近辺であること、漏洩水位が2インチ気送管の中心部よりやや下であることなどから、気送管の外筒である3インチパイプと熱遮蔽タンクとの現場溶接部（上向き溶接部）が最も可能性の高い漏洩個所であると推定された。

(3) 炉壁水の分析

ピット溜り水については、重水濃度とトリチウム濃度を測定した。重水濃度は赤外分光光度法が0.29 mol%，トリチウム法が0.36 mol%であった。誤差範囲内で一致している。トリチウム濃度は液体シンチレーション・カウンタ法で測定し、2.5 $\mu\text{Ci/ml}$ であった。これらの重水濃度、トリチウム濃度から、熱遮蔽軽水が漏洩し、重コンクリート層を通じて炉壁から漏れ出ていることがわかった。

次に11月25日から12月22日間の炉壁回収水については原子吸光光度法による元素分析を行なった。分析結果の詳細は割愛する。アルミニウム178 $\mu\text{g/ml}$ 、カルシウム31.9 $\mu\text{g/ml}$ 、ナトリウム45.6 $\mu\text{g/ml}$ 、カリウム51.2 $\mu\text{g/ml}$ などである。PHは11.4で強アルカリ性であり、電気伝導度は1020 $\mu\text{V/cm}$ である。これらの分析値から、漏洩水は重コンクリート中のアルカリ成分を溶出して強アルカリとなっており、さらに炉構造材のアルミニウムを腐食し、その一部分が溶出しているものと推定される。

(4) 漏洩に対する考察

熱遮蔽軽水側は、遮蔽体に対して加圧側であるので、熱遮蔽軽水タンク内に遮蔽体側から不純物が多量に混入することは考えられないが、万一混入した場合でも軽水のPH、電気伝導度の測定等により監視が可能である。熱遮蔽軽水の漏洩量に関する推定は困難であるが、漏洩経過、壁面のサンプリング、構造、温度条件などから次のことがいえる。

- ① 第6サイクルに漏洩が見つかったが、第12サイクル以後、漏洩量はほとんど認められない。
- ② 漏洩個所の温度は炉運転中、内部で約45℃、停止中は約30℃である。このように温度が比較的低いのでアルミニウムの腐食に対して有利である。
- ③ 炉体内に重コンクリートが充填されているので大量の漏洩は起り得ないと考えられる。
- ④ 炉体に使用されている材質は、耐食アルミニウム合金であり、しかも防食塗料があるため腐食防止が十分である。このことは次のことからいえる。漏洩している附近の炉壁アルミニウム板2カ所をサンプリングしたが防食塗料が健全であり、腐食等の異状は認められない。また内部であっても熱遮蔽軽水層があるため放射線の効果による防食塗料への影響はほとんどないと推定される。
- ⑤ 漏洩水回収孔付近#1, 10, 12面について超音波探傷法によりアルミニウム板厚を測定したが異常は認められない。
- ⑥ 水中での重コンクリートの温度サイクルによる変形試験によってコンクリートへの影響

は問題がないことを確認している。

- ⑦ 炉体内の空気を被照射空気系へ吸引して排気しているが、このときの流量は約100ℓ/minでトリチウム濃度から概算すると約4 cc/dayの量を蒸気として排気している。この排気装置は、遮蔽体とアルミニウム構造材との間隙を乾燥することができ、漏洩水と遮蔽コンクリートによるアルカリ水の生成を防ぎ、構造材であるアルミニウム合金のスリーブ等の腐食防止策として有効である。
- ⑧ 炉壁からの漏洩回収水のPHは約11であるが、この回収水での500時間のアルミニウム材腐食試験の侵食度は0.07mm/yearである。さらに条件の悪いPH13についての侵食度は0.3mm/yearと得られているので、今後10年間の使用に問題はないと考える。また、遮蔽軽水のPH約7~8、電気伝導度 $< 1 \mu S/cm$ と純度がよいので、漏洩個所の腐食進行速度は遅いものと推定される。

(5) まとめ

以上のことから、次の処置により当面支障はないと考える。

- ① 漏洩量の監視を、点検方式から常時監視系に切り替える。
- ② 漏洩水の除去と炉室内へのトリチウムの排気を封じるため、炉体内を被照射空気系に接続し、コンクリート内部を乾燥させる。
- ③ 熱遮蔽軽水への重水漏洩防止工事を49年度に予定しているので、この工事を行えば、トリチウム排気の問題はなくなる。

しかし、万一漏洩量が増大するような状況の変化が生じた場合について検討を行なうこととする。

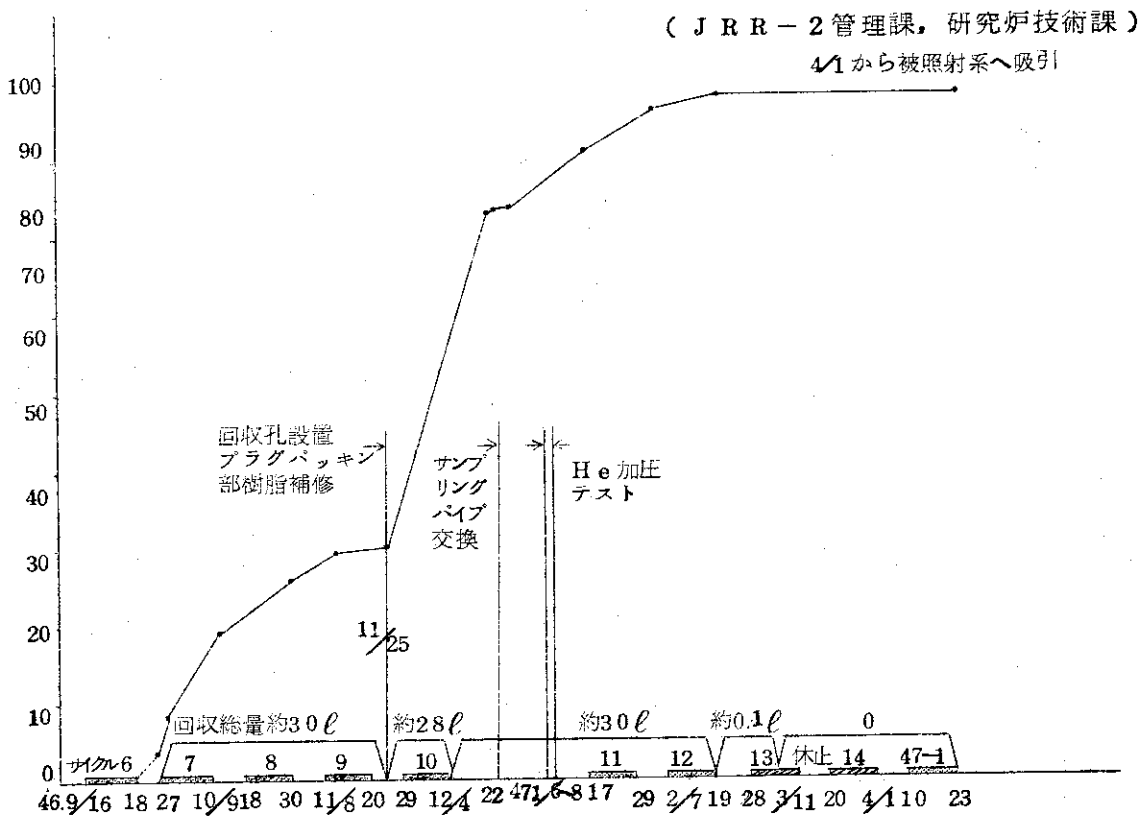


Fig. 7.1.2 Leak amount from reactor wall

7.2 原子炉機器

7.2.1 JRR-2主重水ポンプの製作

(1) キャンドモータポンプに変更するまでの経緯

JRR-2建設時から現在まで主重水ポンプ(DP-1, DP-2)はメカニカル・シールを使用した横置単段型吸込渦巻式ポンプを使用してきた。JRR-2ではW社製M社製、(流量 $680\text{m}^3/\text{h}$, 揚程25m)おのおの2台のポンプを保有しており交互に年1回程度の割合で交換してきた。

交換に至る要因としては、

- i) メカニカル・シール摩耗による重水漏洩
- ii) 熱, 音の異状現象

などであるが, 普通はメカニカル・シールの寿命はかならずしも安定しておらず, JRR-2では平均寿命を3,000~4,000時間前後として年1回の定期交換を行なうことにしている。

交換後のポンプは分解除染後ポンプメーカーで主としてメカニカル・シール, ベアリング交換等の整備を行ない性能検査を実施して納入される。整備に要する期間は最低3カ月を必要とし, また, これに要する費用が1回あたり, ポンプ購入費の約20~40%である。使用期間および整備回数等からポンプの老朽化も進んでおり新しいポンプが必要となってきた。

一般に大型のキャンドモータポンプは縦型であるが, JRR-2の場合スペースの関係で横型のものでなければ設置できない。横型のキャンドモータポンプについて調査検討したところ, 十分信頼性の高いものが入手できることが分かったので, ベアリング試験, 500時間工場運転などを行ない, その機能を確認し, 設置した。

(2) 製作, 試験, 検査など

DP-1およびDP-2用として各1台製作し46年7月に契約し, 47年4月に納入された。

製作したポンプの仕様および構造についてはFig 7.2.1, Fig 7.2.2 に示すとおりである。

キャンドモータポンプは渦巻ポンプであるから, ポンプの機能としては一般の渦巻ポンプと差異はない。したがって機能に関する試験, 検査は通常ポンプおよびモータについて行なう試験, 検査方法によった。

保守管理の面でキャンドモータポンプは洩れに対する保証はあるが, 保守の唯一の対象となるベアリングに対しては製作, 試験, 検査に次の点を留意して行なった。

- ① 電気接点付のベアリング・モニタを装備してベアリング摩耗を検知しロータおよびステータキャンの破損に至る以前にポンプ運転を停止させる。
- ② ベアリング摩耗に対する振動解析を行なった。新しいベアリングと使用限界まで摩耗したベアリングでの振動の比較試験を行ない, 保守管理上の基礎データを得た。この結果の一例としてベアリングの摩耗量が 0.5mm (径)程度で振動解析装置で十分判別すること

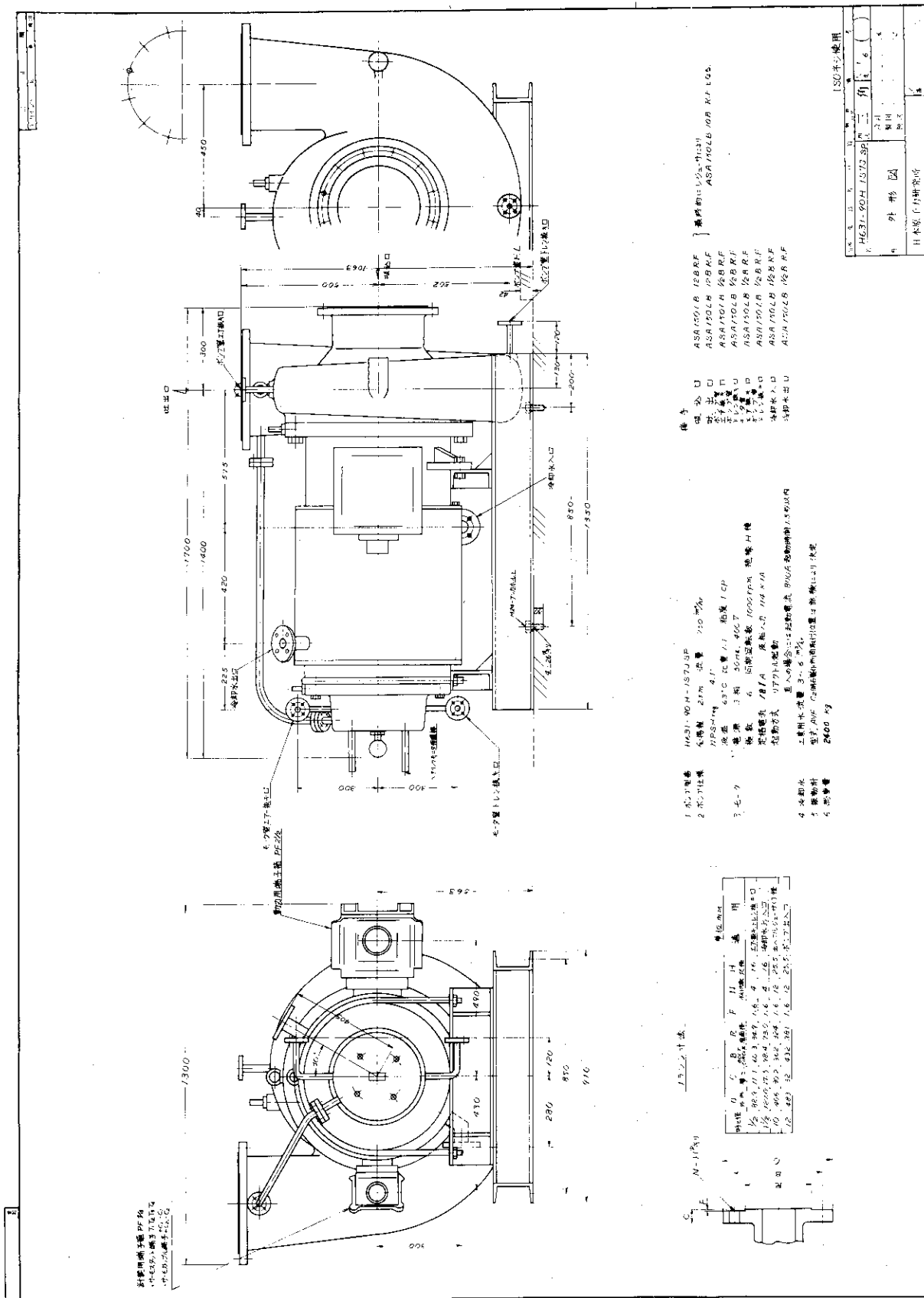
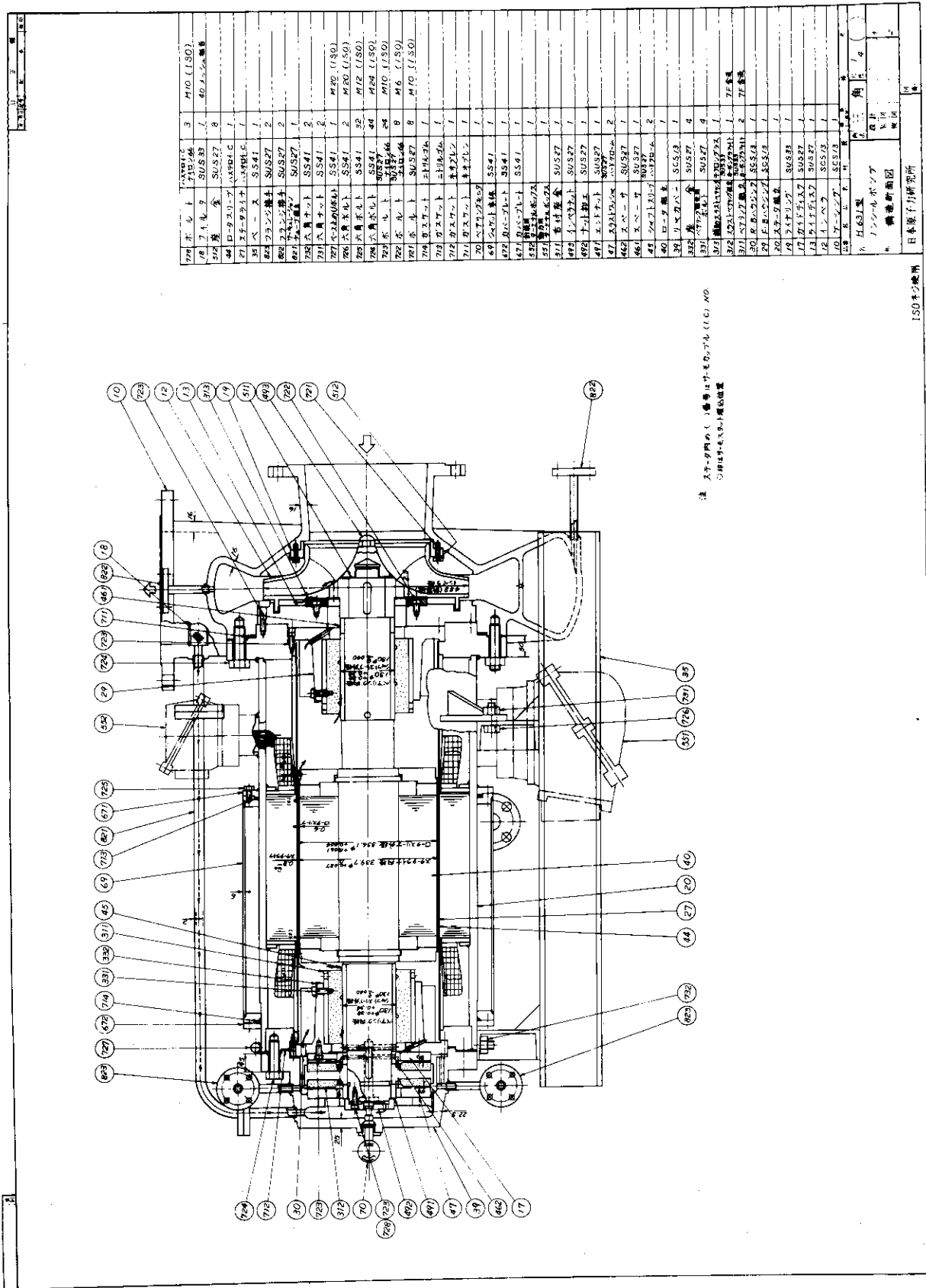


Fig. 7.21 External appearance of non-seal pump



とができた。

- ③ 工場での500時間連続運転を実施しベアリングの摩耗度のチェックを行なった。(この試験は冷却水減少時の温度上昇試験および機能試験も含む。)

(3) 結 び

DP-1, DP-2は47年夏期の定期自主検査時にポンプ・ルーム内据付を予定しており、これによって、JRR-2の重水系およびその他の主要なポンプはすべてキャンドモータポンプになる。これらのポンプの保守管理に対する、①保守の基準、②スペア-の考え方、に対する検討を現在行なっている。

(JRR-2管理課)

参考文献

研究炉管理部

JAERI-memo 4304 (1971)

保健物理安全管理部

7.2.2 JRR-3主重水ポンプの分解点検

(1) DP-1分解点検

(a) 据付けから運転開始までの経過

新規モータの製作が終了したので、その据付けに先立ち5月8日にケーシングリングを交換し、10日からポンプの組立てを開始した。しかしインベラの取付けが締め方式であるためうまくいかず工作工場インベラの内径加工後取り付けた。5月12日に据付けを完了し、13日にテスト運転にはいったが10回目のターニングテストのとき回転しなくなり、ポンプを取り外し点検したところ、下部インベラリングと下部ケーシングリングがかじったことが明らかとなった。15日インベラを取り外し点検した結果、ポンプシャフトの軸方向にかじったあとと上部インベラリングと上部ケーシングリングにもキズがあり、上下ともにかじったことが判明した。寸法測定の結果上部インベラリングが長すぎてケーシングカバーに当たりターニング時円周にきずをつけたことが分かった。再度工作工場インベラの上下部リングの切削を行ない取り付けたが、インベラの振れが最大 $28/100mm$ あり、また切削くずの重量を測定したところ $4.75g$ でリングも浮いていることから、バランスが問題となったため、インベラをメーカーに返送しバランス調整とバランス測定を行なった。

6月15日に再加工後のインベラを取付けを行ない、インベラの振れを測定した結果 $18/100mm$ であったため打撃により修正した。この結果インベラ締め付け後の振れは最大 $6/100mm$ となった。18日ターニングテストの結果異常のないことを確認し、連続試験運転(4hr)による二次冷却水温度、振動値等の測定を行ない完全に復旧した。

(b) 上部ベアリングの点検

第3サイクルから運転を開始したが、騒音、軸受部の安全性(鉛ブロックによる数回の打撃)、インベラの振れ、バランス問題、慣性力の減少(DP-2, 旧DP-1に比較し

て)等種々の問題点が残る; 据付後1年以内に再点検を行なうこととした。各サイクルで振動値、騒音等のデータを取っていたが、振動値が性能試験時の最大 35μ (片振巾)から徐々に増加していく傾向が見られたため第7サイクル終了後上部ベアリングの点検作業を行なった。なおこの時点までのポンプ運転時間は約1500時間、振動値は約 100μ (片振巾)であった。上部ベアリング点検の結果は振動増大の原因と見られるような形跡はなく、カートリッジピン2個を交換して取り付け、10月7日テスト運転を行ない振動値、騒音等を測定した結果振動値は点検前の $1/2$ に減少した。なおこの後ケーシング固定用アンカーボルト(4本)を増し締めしたところ振動値は点検前の $1/10$ に減少し、 10μ (片振巾)以下となった。振動増大の原因はこのアンカーボルトのゆるみが原因であったものと考えられるが、このために上部ベアリング以外の箇所に異常が発生していることも考えられるので11月にオーバーホールを行なうことになった。

(c) オーバーホール

10月28日から作業を開始し12月11日に終了したが、オーバーホールの結果ステータキキャンにキズ(突起変形)があることが判明した。これについてはメーカーから問題ないとの調査結果を得た。インペラの振れについては据付時の最大 $6/100mm$ に対し、据付時 $3/100mm$ のところを最大となり $13/100mm$ に増大していた。これは現地持込後リングを現地加工しているため、バランス的に問題があると考え再度リング交換後バランス測定を行なった。モータ部についてもメーカーによるバランス測定を行なったが、スラストランナについては汚染度が高く工場返送が不可能なため新スラストランナに交換しバランス調整後組み立てた。下部ベアリングはカートリッジ外径が摩耗($10/100mm$)し、カートリッジピンにも摩耗が見られたので、当初ハウジングを修正加工する予定であったが、カートリッジを新品に交換した。その際カートリッジピン(2個)も交換した。なおインペラの取付方法は従来締めばめ方式であったが、前回の組立時数回トラブルを経験しているため今回インペラリング交換に際し遊合方式に変更した。このためボス内径の加工も同時に行なった。12月9日据付けを完了したので、11日ターニングテスト、性能試験、連続運転試験を行ない異常のないことを確認した。なおこの時の振動値は最大 7μ (片振巾)であった。

その後は振動値の測定を適宜行なっているが大きな変化はなく約 10μ 前後で安定している。

(2) DP-2分解点検

DP-2は積算運転時間が約17700時間にも達したので分解点検を行なった。作業は11月12日から12月10日の間に行なったが主な事項を次に示す。

(a) スラストカーボンパットの押え板止めネジ

スラストパットは6枚であるが、このうちの1枚の固定用止めネジが回り止めのためカシメであるにもかかわらずゆるみ、抜けそうになり、隣のパットに当たりかろうじて抜け切れずに付いていた。またカシメであるため分解が困難で、うち2本についてはホット工作工場で取り外した。

(b) スラストランナ

SUS-27にステライト(Co-W合金)を盛金(1mm)したものを軸に焼バメしてあるが、目視点検の結果ステライト盛金部(ランナ面)に円周条痕および細かい斑点模様が確認された。このまゝではスラスト軸受カーボンパットを相当削る可能性があるため一応研磨したが、6~12Sの仕上げであり、次回点検時は材質、構造の改修および交換の必要がある。

(c) 性能について

性能試験の結果分解点検前より全揚程が約10%向上したが、これはポンプスリーブとポンプブッシュ間のギャップが点検前は0.68mm、点検後では0.48mmとなったためポンプ漏洩量が減少したことによるものと考えられる。なお振動値については点検前後でほとんど変化なく約20μであった。

以上のように特別異常な個所は発見されなかったが、今回程度の運転時間で分解点検することが望ましい。

(JRR-3管理課)

7.2.3 JRR-4 制御板スティック問題

(1) 概要

JRR-4は、昭和46年4月13日、通常運転を実施すべく起動を開始した際、制御板C₁がスティックして動かなくなるという故障を経験した。また、昭和46年6月29日には、制御板C₂が炉の通常運転中に前回のC₁と似たスティックを起した。

調査の結果、初回の故障は制御板フォロワーが格子板フォロワー孔に何らかの理由により圧接してカジリを起したためであり、2回目は微調整制御板C₂用特殊反射体にふくらみが生じ、C₂がその圧迫を受けたためであることが分った。

両故障とも、制御板圧迫を起すと思われる要因を除去し、またスティックを起した制御板を旧制御板と交換して、原子炉を正常状態に復帰させた。原因究明および復旧のためにどちらも延べ5日間の日数を要した。

(2) 初回の故障と復旧

昭和46年4月13日、運転前点検がすべて正常であることを確認したあと平常どおりの起動を開始したところ、およそ60mmの引抜き位置で突如C₁の“電磁石断”の信号が生じるとともに、下げによってもすぐに“電磁石接”が動く、いわゆる制御板スティックの症状を呈した。

JRR-4の制御板はかねてから構造上の難点を有していたため、直ちに運転を中止して炉心部の調査をしたところ、炉心部に重大な異常は発見されることはなく、またトングによる若干のショックで容易にスティック状態が解消した。しかし続いて行なった動作確認の際、今度は上限近くで同様なスティックを生じた。

炉心内の目視観察、炉心要素の順次取出しによる相互干渉、制御板の当り、そのほかの調査によって、C₁フォロワーの稜がフォロワー孔内に接触している、C₁が隣接するケミカルシム用照射筒(炉心要素の一つ)がC₁を圧迫するように回転変位している、異物の存在は認められない、などの事実が分った。

さらに制御板 C₁ を取り出して詳細に観察した結果、制御板フォロワーのカジリを起した位置に明瞭に疵跡が認められ、また制御板に若干のまがりが生じていることが明らかになった。

取り出した制御板は保管中の旧制御板と交換し、炉心要素を正常に修正して制御板動作試験を行なったところ特に異常は認められなかったので、原子炉の運転を再開した。旧制御板は定期交換して保管中のものであり、新製作品が完成まで暫定的に使用することとした。

スティックの誘因については、復旧作業時およびその後の再現性テストの調査では、いずれも確証を得るまでには至らなかったが、最も可能性の高い誘因としては、照射筒の回転変位による制御板の圧迫およびその他との重畳と考えられた。

(3) 2回目の故障と修復

2回目のスティックは昭和46年6月29日に、2.5 MWでの運転中に発生した。運転中平常どおりの制御板入替えを行なうため、C₃ を375 mm位置まで降下したところ Rod Jam の信号がでたものであり、再現性テストの結果、この信号は初回の C₁ と同様に制御板がスティックを起したためと判断された。直ちに C₃ を除く全制御板の降下によって炉を停止し、次いで冷却水流を止めたところ C₃ が落下し、18 mm位置で再度スティックが生じた。

以上の事実から、何らかの原因で C₃ がひねられ気味に押され、それに冷却水流によるたわみが加わって C₃ フォロワー稜がフォロワー孔に圧接してカジリを起したとみなされた。また、冷却水流停止時の再度のスティックは、始めのスティックの際に制御板機構の自重が制御板に加わって曲りが生じたためと判断された。

しかし、全燃料要素を取り出して調査を行なった結果、C₃ に燃料要素1本を介して接する微調整制御板 C₃ 用特殊反射体要素に最大約5 mmほどのふくらみがあることが見出された。すなわち、この回のスティックは特殊反射体要素に形状異常が起り、このために隣接する燃料要素が押され、それがさらに C₃ を圧迫したためと考えられるに至った。

以上のように2回目については原因が明瞭になったため、ただちに特殊反射体要素を予備品と交換し、ついで C₃ を保管中の旧制御板と交換して原子炉を復旧させた。

(J R R - 4 管理課)

7.3. 原子炉の特性試験

7.3.1 JRR-4出力上昇計画

(1) はじめに

JRR-4は原子力第1船用モックアップの遮蔽実験を行なうことを主目的に建設された炉で、昭和40年1月に臨界になって以来今日まで、最大熱出力2.5 MWで運転してきた。その間、主目的の原子力船用遮蔽実験は42年6月に一応の終了をみ、その後、遮蔽実験が利用に占める割合は徐々に低下し、反面、炉心部周辺における照射（RI生産、炉物理実験、検出器照射試験、各種試料照射、燃料照射試験など）が増加してきた。これら外部状況の変化に対応して効率の良い利用運転を行なうために、利用領域の熱中性子束を可能な限り増大させることに努めてきたが、その一環として出力上昇を計画した。今回はその計画の概要について述べる。

(2) 計画の骨子

- ①最大熱出力 2.5 → 3.5 MW
- ②一次系流量 5.4 → 7 m³/min
- ③二次系流量 7.2 → 8 m³/min
- ④一次系主ポンプ増設 2 → 3 台
- ⑤バックアップ用制御板に振れ防止対策を施す
- ⑥核計装系の一部を変更する

(3) 一次および二次冷却系の性能

一次冷却系については7.5～8 m³/minの間でサイホンブレーカーから空気を吸い込み、炉心タンク内に多量の気泡が発生する。そのため、一次系の最大流量は7.5 m³/minに限定されるので、常用は7 m³/minとするが、この流量を常用するためには吐出圧力が低下するのでポンプ1台増設する必要がある。二次冷却系については現有設備のままで常用8 m³/minに増大させることが可能である。

(4) 除熱能力および燃料板表面温度の評価

流量増大に対する除熱能力および燃料板表面温度の計算に当っては過去6年間の運転データに基づく実験式を用いることにした。

冷却塔の除熱量 Q_1 (Kcal/hr)および熱交換器の交換熱量 Q_2 (Kcal/hr)は、それぞれ次式で与えられる。

$$Q_1 = KaV(\Delta i)_m \quad Q_2 = KA(\Delta T)_m$$

また、燃料板の表面温度 $T(z)$ は次式で与えられる。

$$T(z) = T_{in} + \beta(z) \frac{Q}{hSN}$$

ここで、 V = 冷却塔の有効熱伝達体積 (m³)、 $(\Delta T)_m$ = 対数平均温度 (°C)、 A = 熱交換器の伝熱面積 (m²)、 $(\Delta i)_m$ = 対数平均エンタルピー (Kcal/Kg)、 T_{in} = 原子炉入口温度 (°C)、 $\beta(z)$ = ホットスポットファクター、 Q = 原子炉の熱出力 (Kcal/hr)、 h = 燃料板の熱伝達係数 (Kcal/m²·hr·°C)、 S = 燃料要素1本当りの伝熱面積 (m²)、 N = 燃料要素数、

上式の中、JRR-4 固有のものとして実験的に求める必要のある値は K_a , K および $\beta(z)$ である。今回の計算に使用した値はエンタルピー基準全熱伝達率 $K_a = 0.773 \times \left(\frac{W}{A_1}\right)^{0.41} \times \left(\frac{G}{A_1}\right)^{0.59}$ ($\text{Kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot \Delta i$), 熱貫流率 $K = K_0 e^{-0.0156\tau}$ ($\text{Kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot \text{C}$), $\beta(z) = 3.00$ とした。ここに、 W = 水の重量流量 (kg/hr), A_1 = 冷却塔の有効伝熱面積 (m^2), K_0 = 化学洗浄直後の熱交換器の熱貫流率 ($\text{Kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot \text{C}$), τ = 洗浄後の時間 (月)。

上式に熱出力 3500KW, 一次系流量 $7 \text{ m}^3/\text{min}$, 二次系流量 $8 \text{ m}^3/\text{min}$, 外気湿球温度 30°C 燃料要素数 20 本の値を入れて計算した結果, ホットスポットにおける燃料板表面温度は約 100°C であり沸点 116°C 以下である。

(5) 放射線レベル

出力および流量を増大した時に放射線レベルが最も問題になる場所は炉心タンク上部である。

設置当初はタンク水上部に温水層を設けて放射性物質の浮上を防止していたが, その後, この設備は不要であることが判明し, 撤去されて今日に至っている。出力上昇に際しては, この場所での線量を算出する事は困難であるため実験による推定を行なった。

一次系流量を $6.5 \text{ m}^3/\text{min}$ にして出力を 0.5 MW 間隔で 4 ステップ, 各 1 時間運転し, 炉心タンク上部の線量率分布を測定した。これらのデータから炉心タンク内床面で最大 $5 \text{ mR}/\text{hr}$ と考えているが, データ不足であるので, 後備安全板支持棒を改修したのち, さらに測定を行なう予定である。炉心ブリッジ以外の場所は仮に線量率が高くなっても運転中, 立ち入り制限または禁止にすることにより問題を回避できる。

(6) セノン毒作用

JRR-4 の標準運転形態は 1 週間をサイクルとし, 火~金曜日まで 1 日 6 時間の高出力運転を繰り返す。この標準サイクルを例にとり, 通常の 1 点炉近似による式を用いてセノン毒作用効果を計算した。この場合, 朝の起動時の反応度が金曜日に最大になり, 翌週の火曜日の朝にはバックグラウンドに減衰しており, 金曜日の最大値で約 $3.1\% \Delta k/k$ になる。長時間運転の場合の平衡値は約 $3.6\% \Delta k/k$ になり, セノンオーバーライドには $7.5\% \Delta k/k$ 程度の反応度が必要になる。

(7) 反応度バランス

変更前後の反応度を Table 7.3.1 に示す。出力上昇により反応度に一番影響を与えるものはセノン効果であり, JRR-4 のように昼間のみ運転を行なう炉では, 前日の残存量に累積されるので, セノンによる反応度減少は出力にほぼ比例する。したがって, この点を考慮し, さらに長時間運転に要する分も見込んでセノン効果として 3.5% を当てている。冷却材の温度係数は $0.015\%/\text{C}$ 程度であり, 従来は 20°C に相当する 0.3% を当てていたが, 今回は, 冷却材入口温度の上昇分も考慮

Table 7.3.1

Reactivity balance

	2.5MW	3.5MW
Xe build up	28	35
Temperature compensation	0.3	0.4
Operation	0.2	0.2
Experiment	0.5	0.5
Burn up	1.3	1.3
total	5.1%	5.9%

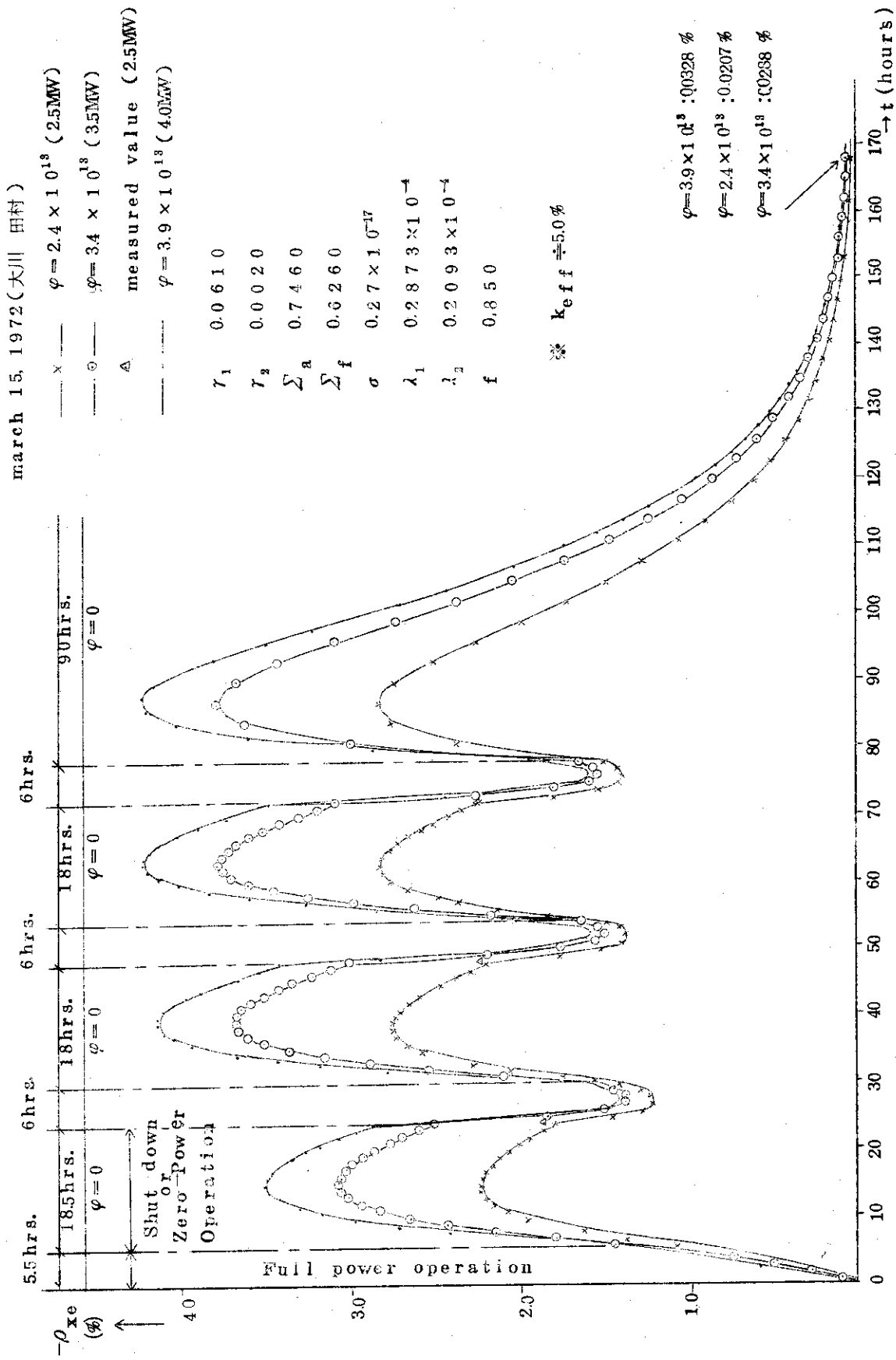


Fig. 7.31 JRR-4 Xenon build up curve

し27℃の上昇に相当する0.4%を充当する。燃焼分としては、燃焼効果が0.026%/MWD程度で、1年間は燃料交換なしに運転が行なえることを考慮し、約5.0MWDに相当する1.3%を確保することにしたが、これは今後の運転計画に依存するのは勿論の事、燃料交換形態にもよるので、今後、20本炉心での経験を積む事により詰めを行なう。実験に要する分は、反射体領域の照射筒設置状況によるが、当面は0.5%を当てる。

(8) 冷却水流による機器の機械的および核的振動

一次系流量の増大により炉心タンクの振動が激しくなるので、これを防止するために、炉心タンク中央部にステンレス製の鋼帯を巻き、ブール壁3方向(うち、1方向のみ水圧シリンダーを使用し0~1500Kgの押付力が発生し得る構造となっている)から支持される振動防止試験装置を設置し試験したが、結果は良好であった。来年度中に試験装置から本装置に変更する予定である。

核的な振動に関しては出力50Wで運転中に一次系流量を0~7.5m³/minにステップ状に変化させて出力計、ペリオド計などの振れを調べたが、認め得るような変化はなかった。また、制御板の落下時間も実測したが、流量による変化は認められなかった。後備安全板については、6m³/min以上になると揺れが大きくなり、その機能を満足できなくなるので、来年度に改修する予定である。

(9) 計器類

プロセス系機器については、現有設備のままで改修の必要はない。

核計装機器については、線型出力計の改修が主なものであり、現在、120%フルスケール100%3MW表示になっているが、これを120%フルスケール100%4MW表示に変更し、それにつれてレンジ抵抗を 3.33×10^X から 2.5×10^X に変更する予定である。その他、対数出力計、カルパー計は調整範囲の変更で済むものと考えている。

(10) 今後の課題

- ① 主ポンプ用電源設備の増設
- ② 後備安全板支持機構の改修
- ③ 炉心タンク振動防止装置の本装置への変更
- ④ 放射線量率のデーター蓄積
- ⑤ 安全対策、障害対策上の計算の再チェック

(JRR-4管理課)

7.3.2 JRR-4, 20本炉心特性

2.4.2および2.4.3で述べたように本年6月JRR-4の炉心構成燃料要素が20本になった。そこで今後の運転管理と必要な20本炉心の炉特性を測定した。

(1) 制御棒較正

粗調整棒の等価反応度は C_1, C_2, C_3 とも $4.0 \pm 0.1 \% \Delta k/k$ でほぼ均一である。 C_1 だけは $4.4 \% \Delta k/k$ と他に比べて大きいのは炉心位置F-6にある燃料が他の対称位置にあるものにくらべ燃焼が進んでいないことに起因しているものと考えられる。18本炉心時には $C_1,$

C_3 が 4.3 ± 0.1 , C_2 , C_4 が 3.4 ± 0.1 % $\Delta k/k$ であったのにくらべると均一化されている。これは炉心構成と粗調整棒位置の対称性が良くなったことによる。微調整棒 C_5 の等価反応度は 0.41 % $\Delta k/k$ で 18 本炉心時の値に対する差は認められなかった。これは測定時における粗調整棒 C_3 , C_4 の相互干渉効果の影響の方が大きいためと考えられる。

制御棒全部の等価反応度は 1.6 % $\Delta k/k$ で 18 本炉心時の値に対して有意の差は認められなかった。

(2) 余剰反応度

炉心変更の結果、余剰反応度は 2.5 % $\Delta k/k$ 回復して 6.6 % $\Delta k/k$ になった。内訳は燃料 2 本追加による分が 2.0 % $\Delta k/k$, 反射体層の増加等燃料要素以外の炉心要素の変更による分が 0.5 % $\Delta k/k$ である。

(3) ^{135}Xe の蓄積による反応度変化の解析

JRR-4 の運転は毎日起動、停止を行なう形態をとっている。このような運転を行なっていると ^{135}Xe の蓄積量が大きく変化し、炉の反応度に大きく影響する。

20 本炉心で 2.5 MW 運転を行なった記録をもとに解析を行なった。結果を Fig 7.3.1 に示す。図は火曜日に運転を開始してから水、木、金と標準運転を続け次週火曜日にいたる一週間の ^{135}Xe による反応度推移を示す。図中 3.5 MW, 4.0 MW とあるものは出力上昇を行なった際の値を、2.5 MW 時の測定値をもとに、求めたものである。

(4) 質量係数の測定

今後の燃料交換に用いる資料を得るため燃料の質量係数を測定した。測定は現在炉心に装荷されている(燃焼の進んだ)燃料を新燃料と入れ換え、入れ換え前後の臨界点の差から求める方法で行なった。

結果を Fig.7.3.2 に示す。

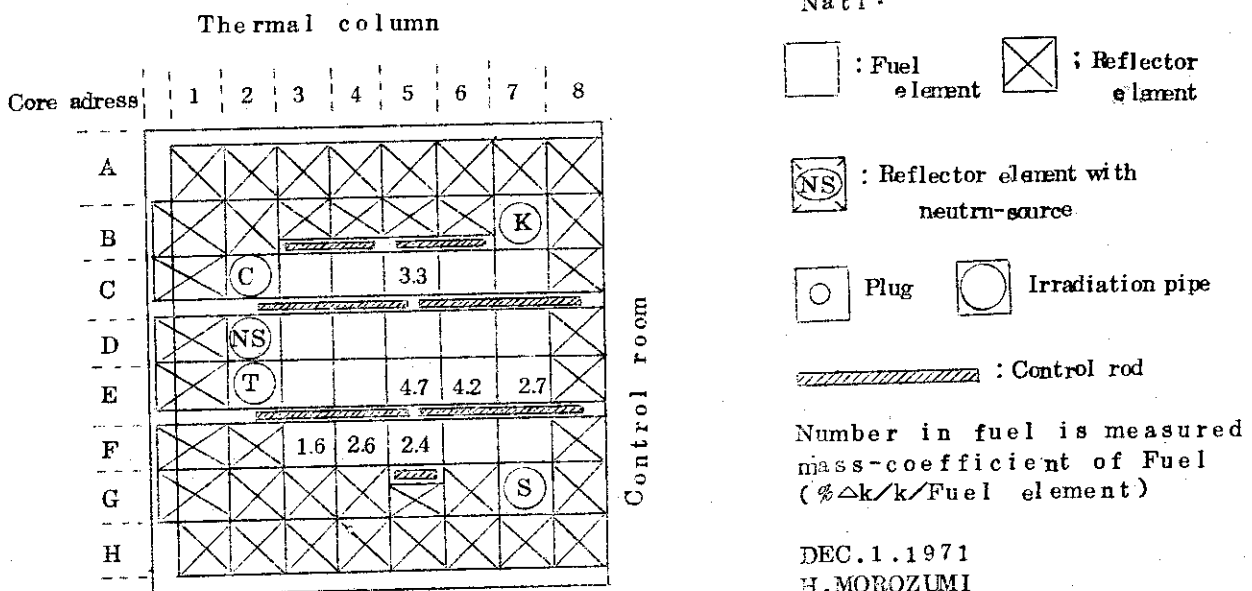


Fig.7.3.2 JRR-4 Mass-coefficient

DEC.1.1971
H.MOROZUMI
H.ONISHI
C.KUTSUKAKE

測定していない位置については炉心の対称性からみて実測位置のひとつと対応させても大きな誤差はないものと考えられる。(図中、格子番地B行にある制御棒はバックアップ用で常時全引抜きの状態にある)

(5) 温度係数の測定

20本炉心における温度係数を測定した。測定は、二次冷却水を蒸気で加熱し、減速材(一次冷却水)を昇温させる方法で行なった。

JRR-4は炉心タンクに隣接してサーマル、コラム用の重水タンクがある。重水を凍結させないため原子炉プール水温は5℃以下にできない。そこで炉心の温度は5℃を最低基準としている。

今回は炉心温度の低い範囲における温度係数の測定を主目的に炉心温度4℃から21℃の範囲について行なった。下限値は外気温度、上限値は加熱能力による制限値である。16本炉心、18本炉心時に測定した結果によれば、JRR-4の温度係数は平常の炉心温度変動範囲内(5℃~40℃)では単一の定数として扱えるものと考えられてきた。しかし、10℃以下に温度補正を行なう場合、補正過多ではないかと考えられることがしばしばあった。

今回の測定結果によると右のように、一定の温度範囲内でのみ定数として扱うよう、分割した温度係数を用いるのが妥当と考えられる。ただし、炉心温度20℃以上については更に測定により確認する必要がある

温度範囲	温度係数
4.5~8.5(℃)	-0.0089% $\Delta k/k/^\circ C$
8.0~16.0(℃)	-0.0101 "
16℃以上	-0.0125 "

(6) 燃焼による余剰反応度の減少。

毎週火曜日、霧出力臨界点の記録をもとにしてJRR-4の余剰反応度が燃焼によりどの程度減少していくかを求めた。

結果は積算出力あたりにして次のようになる。

$$-0.020(\pm 0.003)\% \Delta k/k/MWD$$

JRR-4は前述のように何回も炉心変更を行なったためそのつど余剰反応度が変ったが、本年度通算の燃焼による余剰反応度減少量は1.2% $\Delta k/k$ になる。

(JRR-4管理課)

7.3.3 JRR-4照射孔(Tパイプ)における高速中性子スペクトルの測定

原子炉内の中性子スペクトルを比較的簡単に測定するのに、いわゆるしきい検出器を用いる方法が古くからよく用いられている。しきい反応、 $^{115}\text{In}(n, n')^{115m}\text{In}$, $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$, $^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$, $^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$, $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$, $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$ を用い、JRR-4のTパイプ内の高速中性子スペクトルを測定した。

(1) 測定位置

JRR-4の炉心内で各種試料の照射を行なうため、燃料領域外側の反射体領域にTパイプが垂直に挿入されている(Fig 7.3.3)。このパイプは、全長約7.5m、外径80mm、内径72mmの耐食アルミニウム製で、下部の反射体領域に挿入されている部分は、燃料・反射体要

素とはほぼ同一形状のものである。中性子スペクトルを測定した位置は、Tパイプ内の炉心燃料底面から上方20 cmの中性子束が最も高い領域である。

(2) 照射試料

しきい検出器として照射した試料は、In, Ni, Al, Fe, Mgの箔で、それらの大きさは、 $10\text{ mm} \times 10\text{ mm}$ または 12.7 mm φであった。Fe箔では、その不純物のMnが問題になるため、高純度（不純物：1.5 ppm以下）のものを使用した。他のものの純度はすべて99.99%程度である。

(3) 照射条件

試料は、原子炉出力が200 KWの時にIn箔については20分、他の箔についてはまとめて30分照射した。2回の照射とも1 mmの厚さのCa箔でおおい、照射量の較正のため、Ni箔をモニタとして使用した。多数箔を重ねて照射したときの高速度中性子束の減衰は、計算から、高々数%（実際には1~2%）であり、とくに問題とはならない。

(4) 放射能の測定

照射試料の放射能の測定には、Ge(Li)検出器を使用した。照射試料からのγ線スペクトルを測定し、γ線ピークの面積から、各核種の放射能の値を求めた。検出系の検出効率はIAEAの標準線源を用いて測定した。得られた飽和放射能の値を、しきい反応別にTable 7.3.1に示す。

Table 7.3.1 Threshold reactions used and experimental data

Reaction	Half life	Counted γ-Ray energy (MeV)	Yield of γ-Ray (%)	Saturated activity (disintegration per second nucleus)
$^{115}\text{In}(n,n')^{115m}\text{In}$	4.5h	0.335	55	6.359×10^{-14}
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	71.3d	0.81	99	3.931×10^{-14}
$^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$	9.5m	0.84	70	1.644×10^{-15}
$^{56}\text{Fe}(n,p)^{56}\text{Mn}$	2.58h	0.84	100	3.876×10^{-16}
$^{24}\text{Mg}(n,p)^{24}\text{Na}$	15h	1.37	100	5.266×10^{-16}
$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	15h	1.37	100	3.025×10^{-16}

(5) 中性子スペクトルの算出

各しきい反応についての飽和放射能の実験値の解析から中性子スペクトルを求めた。解析方法としては、step function 近似法^{1)~3)} および Dierckx の指数関数近似法^{4) 5)}を用いた。これらの解析方法の有効性をテストするため、テスト・スペクトルとして、フィッション・スペクトルを用い、各検出器の計算値から、これらの解析方法によりスペクトルの再現性を検討した上で使用した。二つの解析方法からえられたTパイプ内での高速中性子スペクトルは、フィッション・スペクトルとよく一致している。これらの測定、解析の詳細および結果の検討については、別に述べる予定である。

参考文献

- 1) Trice, J.B.; *Nucleonics* 16, 7 (1958)
- 2) Fishev, G.J.; *Nucl. Sci. and Eng.* 7, 355 (1960)
- 3) Delattre, P.; *CEA-1979* (1961)
- 4) Dierckx, R.; *Nucl. Instr. and Meth* 15 355 (1962)
- 5) Dierckx, R.; "Neutron Dosimetry" Vol.1. IAEA Vienna, 325 (1963)

(研究炉技術課：青柳長紀，末武雅晴，淺見哲夫)

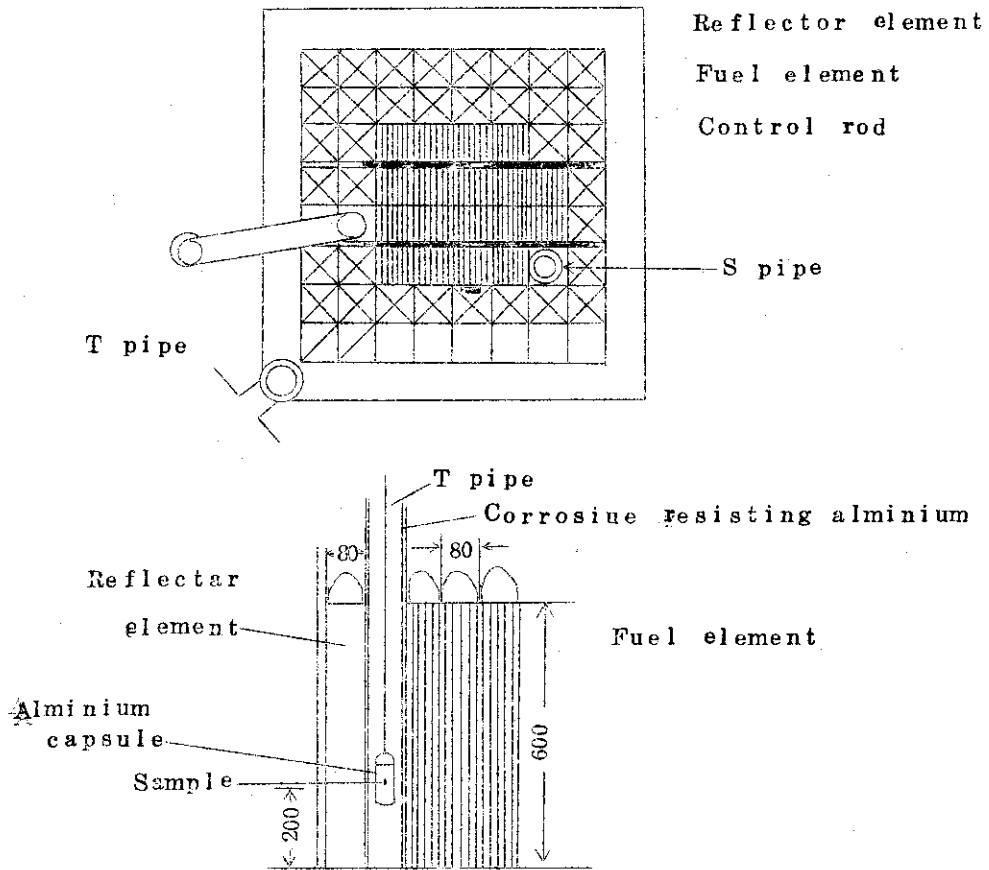


Fig 7.3.3 Core structure and irradiation position

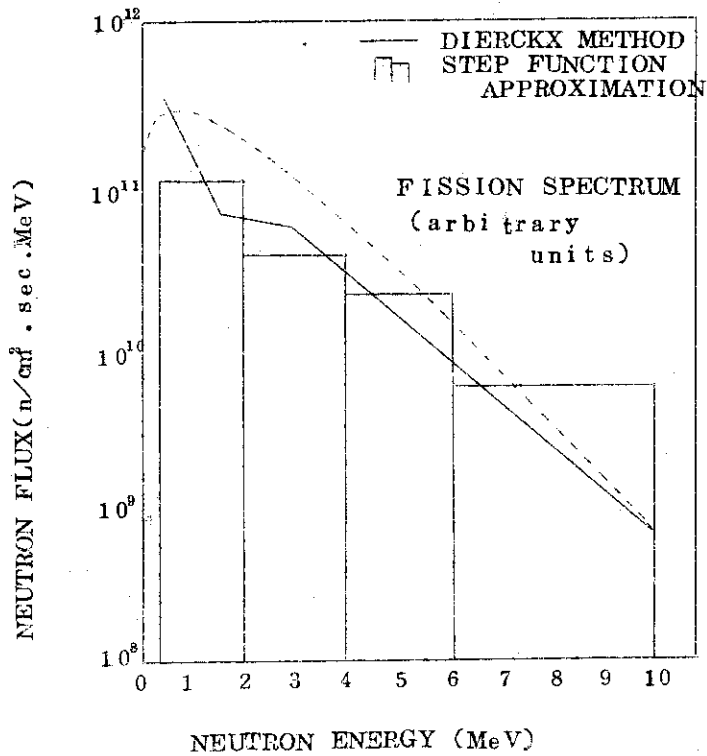


Fig 7.3.4 The Fast neutrm spectrum in the T pipe of JRR-4 reactor.

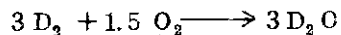
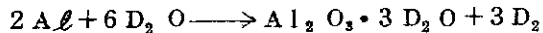
7.4 原子炉の化学

7.4.1 JRR-2における重水の放射線分解

重水の放射線分解重水素ガスの測定を46年1月～4月の原子炉運転時にガスクロマトグラフを用いて実施した。分析結果の1例をFig.7.4.1に示す。原子炉起動時には重水の水質が低下していることもあってカバーガス中の重水素濃度は4.3%にも達する。重水精製系の作用で重水の電気伝導度が一定になるとともに分解量も一定になりカバーガス中の重水素濃度は1.4%でバランスする。ところが系内でのアルミニウム腐食および酸化反応のために酸素が消費され、次第に酸素が少なくなる。Fig.7.4.2に示すように酸素対重水素比が0.35以下になると重水素の100%再結合は起きなくなる。

したがって系の酸素が減少し100%再結合が不能になるとともに系の重水素は直線的に増加する。Fig.7.4.1の場合、原子炉運転最終日にはカバーガス中の重水素濃度は4%にも達している。

カバーガス中の酸素の減少率は今回の測定では1.4～2.0 g/10MWhである。酸素の減少は下記の化学反応に基づくものとする。1時間当たり実に2.2～3.2 gのアルミニウムが腐食していることになる。



年間の原子炉運転時間は、280時間13サイクルとして、3640時間であるから、年間のアルミニウム腐食量はヘリウム系の有効容積を10 m³とした場合で4.0～5.8 Kgと計算される。この一部分は重水系に入ってきて然るべきであるが、重水中のアルミニウム分析ではこれを裏付けるようなデータはえられていない。したがってアルミニウム腐食以外の酸化反応があるものと推定される。

重水の放射線分解量は電気伝導度に比例して大きな値を示す。重水の電気伝導度は極力小さく抑えるべきであり、精製系は正常に働かせる必要がある。

重水の放射線分解量をTable 7.4.1に示す。

重水の放射線分解量は16～22 g D₂O/MWhである。これは1964～65における3～6 g D₂O/MWhと比較して4～5倍大きな値である。なお重水の電気伝導度はほとんど同じ値であり変化がない。なぜ大きな分解量を示すかは不明である。酸素の減少率から、アルミニウムの腐食などによる重水の消費量を計算してみると0.25～0.36 g D₂O/MWhとなる。これは16～22 g D₂O/MWhの1.5～1.6%である。したがって重水の放射線分解量のうちの約1.5%はアルミニウムなどの腐食もしくは重コンクリート成分元素の酸化反応が寄与しているものと考えられる。

重水素の異常な蓄積は危険性であるので重水素濃度を低くおさえるために適時酸素補給を実施している。

(研究炉技術課)

Table 7.4.1 Decomposition rate of heavy water in JRR-2

Cycle	Date	Power (MW)	Cond. ($\mu\text{mho/cm}$)	O ₂ in He (%)	D ₂ in He (%)	Flow (l/min)	pH	Decomposition rate (g/10MWhr)
R2 45-10	1/18 1/30	10	0.36	1.00	1.46	330	6.7	219
R2 45-11	2/8 2/20	10	0.34	0.55	1.07	330	6.5	161
R2 45-12	3/1 3/13	10	0.39	0.36	1.22	310	6.8	175
R2 46-01	4/12 4/24	10	0.43	0.80	1.52	300	6.1	206

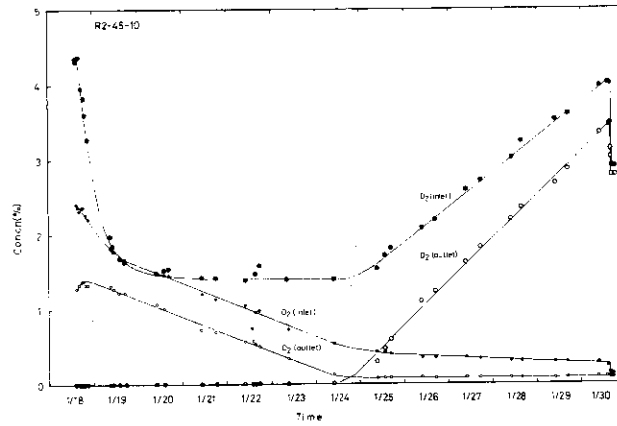


Fig. 7.4.1 The concentration of oxygen and deuterium in the inlet or outlet of recombiner

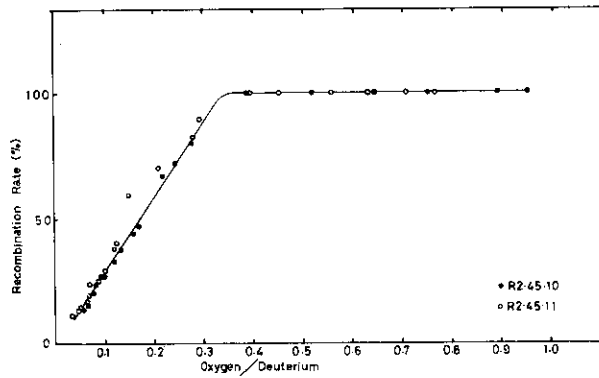


Fig. 7.4.2 Dependence of recombination rate on ratio of oxygen to deuterium

7.4.2 JRR-2における熱遮蔽水系への重水の漏洩

JRR-2炉心重水は支持リングを介して熱遮蔽水系へ漏洩している。この重水漏洩を詳細に調査し、漏洩量を最小限におさえることを目的として測定を行なった。調査は46年度第5サイクルから9サイクルにわたって実施した。熱遮蔽水中の重水濃度測定は赤外分光光度法で行なった。

第5サイクルでは炉心重水の温度変化と重水漏洩の関係を調べた。その結果、次のことがわかった。

- ① 10MW運転時(重水温度55~58℃, 熱遮蔽水温度43℃)には重水漏洩は認められない。
- ② 原子炉停止時(重水温度59℃から27℃に, 熱遮蔽水温度45.5℃から29℃に低下)に重水漏洩が認められる。
- ③ 重水温度25~30℃, 熱遮蔽水温度30℃前後のときに主重水ポンプを作動すると重水漏洩が発生し, 補助ポンプ, 非常用ポンプの作動では重水漏洩は起きない。

第6サイクルでは熱遮蔽水タンクの上部空間を $-80 \sim -100 \text{ mm H}_2\text{O}$ (定常時は $-250 \sim -300 \text{ mm H}_2\text{O}$)にして重水漏洩の変化を調べた。その結果、重水漏洩はこれらの負圧変化には全く影響されずに起きることがわかった。

第7サイクルでは原子炉停止後に主重水ポンプを再起動しない場合の重水漏洩を調べた。ポンプを使用しなければ重水漏洩は起きないことがわかった。

第8, 9サイクルでは以上の現象を再確認し, かつ支持リング上の溜り重水が漏洩することがわかった。

第7, 8サイクルにおけるデータをFig.7.4.3に示す。

以上の検討結果に基づき, 次の改善を行なった。

- i) 原子炉停止後の炉心冷却は, 従来の主重水ポンプによる冷却は中止し, 非常用ポンプ(DP-4)で行なう。
- ii) 室温附近の重水温度での主重水ポンプの使用はさける。

これらの改善により, 熱遮蔽軽水への重水漏洩はほぼ半減された。

7.4.3 JRR-2新熱交換器における付着物の分析

JRR-2の熱交換器(アルミニウム製)は昭和45年8月にステンレス製のものに交換された。二次冷却水への原水補給量は原子炉運転時で約400t/dayに管理している。熱交換器の熱貫流率の低下に伴う第1回目の化学洗浄が46年5月上旬に行なわれた。洗浄に先だち表面付着物をサンプリングした。次に11月には乾燥法による熱交洗浄が行なわれ, その洗浄に先だち同じく表面付着物をサンプリングし, 分析を実施した。

分析操作としては, 試料を110℃で約5時間乾燥し, 0.5458gを正確に秤量し, 濃塩酸10ml, 硝酸(1+1)2mlを加え試料を加熱溶解後濾過する。濾液に純水を加え100mlにする。この濾液を用い原子吸光光度計で, アルミニウム, 鉄, ニッケル, クロム, カルシウム, マグネシウム, ナトリウムを定量する。濾紙上の残渣は強熱してシリカとして求める。

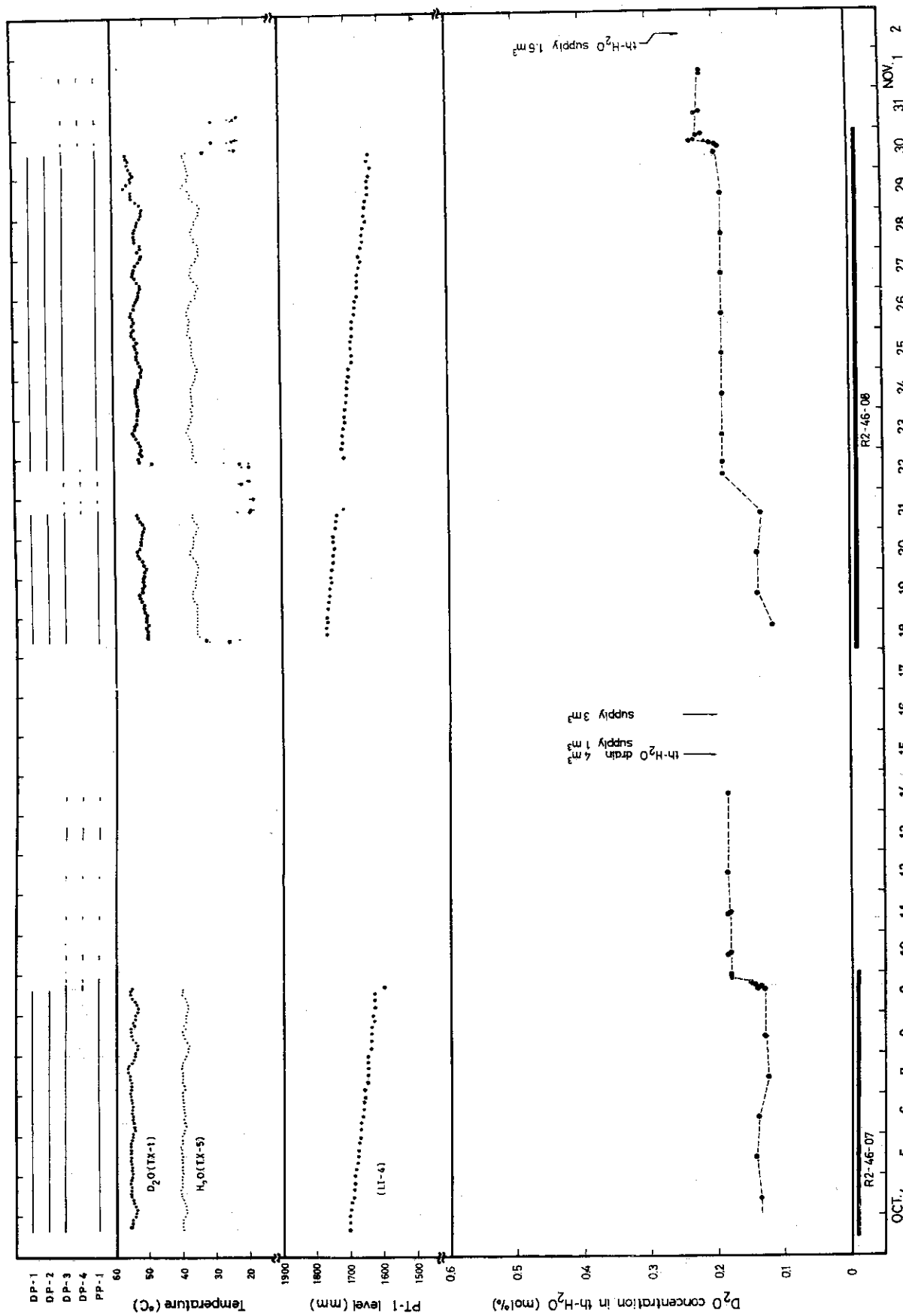


Fig. 7.4.3 The concentration of heavy water in JRR-2 thermal shield cooling water.

分析結果を Table 7.4.2 に示す。

4月29日の試料分析結果は、二次冷却水の管理が適性であったことを示している。一方11月25日の試料の分析結果では腐食防止剤を断続して使用しているため熱交換器シェル面の付着物の主成分は鉄であり、部分的に腐食していることが明らかである。またシェル側チューブ面の付着物中にはカルシウムが検出されているので、夏場の補給水量は450~500 t/day に増量すべきであることがわかる。また腐食防止の観点からは腐食防止剤の適性使用ならびにスライム防止剤の使用が望ましい。

Table 7.4.2 Analytical results of material deposited on the surface of heat exchanger in JRR-2

Sampling point	Tube in shell side	Shell	Tube in shell side
Sampling	Nov. 25, 1971	Nov. 25, 1971	Apr. 29, 1971
Appearance	darkgray, muddy	brown	dark gray, muddy
Loss in weight ^{850°C5hr} *600	28.45%	12.09%	*63.8%
Loss in weight 110°C5hr	34.37	43.17	-
Calcium oxide	7.28	0.10	trace
Magnesium oxide	1.99	1.66	trace
Iron oxide	6.15	38.32	5.0
Aluminium oxide	6.77	0.64	6.6
Silicon oxide	14.80	39.4	18.4
Nickel	trace	trace	-
Chromium	trace	trace	-
Copper oxide	-	-	trace
Sodium	0.17	trace	-
Sulfuric anhydride	-	-	trace
Carbon dioxide	-	-	trace
Phosphorus oxide	-	-	3.2
Zinc oxide	-	-	1.3

(研究炉技術課)

7.4.4 二次冷却水系用腐食防止剤に関する試験

腐食防止剤は、JRR-2ではアルミニウム熱交換器、鉄配管に対してレスコール、JRR-3ではステンレス熱交換器、鉄配管に対してクロム系のポリクリンが従来使用されてきた。レスコールは熱交換器の化学洗浄を行なっても熱貫流率の低下が著しく、また樹脂化による注入装置の目詰まりなどの問題があった。なおJRR-2では45年8月にアルミニウム熱交換器をステンレス熱交換器に取替えている。一方クロム系のポリクリンは、排水溝におけるクロム濃度が茨城県公害防止条令に抵触することが分析結果わかったため使用を中止している。そこでこれらに代るものとして無公害・非クロム系の腐食防止剤を選定し、二次冷却水に実際に使用し、試験片による防食効果試験を行なった。

試験片材料としてはアルミニウム(2S)、鉄(SS-25)ステンレス(SUS-27)のバイ

ブと鉄板 (SS・41) の 4 種類を用い、通常の前処理を行ない、JRR-2 については原水貯槽マンホールと冷却塔メインベーンにアルミニウム、鉄、ステンレスの各々 5 個を、JRR-3 については冷却塔温水槽に SS・41、5 個を吊りさげて試験した。腐食防止剤は原水補給量に対して 10 ppm 相当量を JRR-2 および JRR-3 の二次冷却水に 1 日 1 回の頻度で注入した。ただし原子炉停止期間中は二次冷却水系は停止し原水補給をしないので注入はしてない。また JRR-2 二次冷却水については熱交換器の熱貫流率測定のために前半の 2 サイクルは注入を中止し、後半の 2 サイクルだけ注入を行なった。試験後取り出した試験片は塩酸 (10%)、イビット IL 混合液、イオン交換水などによる処理の後、重量測定、表面観察、写真撮影を行なった。

試験結果の 1 例を Fig. 7.4.4 に示す。

今回試験した腐食防止剤は、鉄材に対しては特に防食効果がよく、アルミニウム材、ステンレス鋼材に対しては有意の差は認められない。二次冷却水系の主材料は鉄材であるので、この腐食防止剤の使用によって防食効果は大いに期待できるものと思われる。

(研究炉技術課)

7.4.5 重水中の放射性核種の除去

原子炉運転に伴って重水中には放射性核種が蓄積するので回収重水中には必然的に放射性核種が含まれる。回収重水の再生は昭和電工川崎工場に依頼して実施しているが、昨今の公害問題があって放射性核種 (トリチウムは除く) を含む回収重水の再生が 46 年度以降できなくなった。回収重水の再生を行わずには JRR-2、JRR-3 の重水管理は不可能である。そこで回収重水中の放射性核種を除去するため、精溜による方法を採用して予備試験を行なった。回収重水には Fig. 7.4.5 のスペクトル図に示すように ^{60}Co 、 ^{137}Cs などの比較的半減期の長い核種が存在する。回収重水 100 ml を精溜し、その溜出液 0 ~ 50 ml、75 ~ 100 ml、残渣の各々の γ 線スペクトルは (D)、(C)、(A) である。精溜によって回収重水中の放射性核種が効果的に除去できることがわかる。

この試験結果に基づいて精製装置の開発を昭和電工と協力して行ない、JRR-3 地下室に設置し、試験運転を実施し所期の成果がえられた。精製装置のフローシートを Fig. 7.4.6 に示す。精溜塔は 4 段の泡鐘段塔で、電気加熱 (5 KW ヒータ) 式、溜出速度 50 kg/8 hr、放射能の除去係数 1/1000、精製中の重水濃度低下零、装置系外への重水損失零などの性能である。

精製装置の試験運転に引き続き回収重水 759 kg の精製を実施した。放射能濃度は、精製前が $2.3 \times 10^{-4} \sim 4.2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/ml}$ に対し、精製後は $3.2 \times 10^{-7} \sim 4.1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/ml}$ に低下し、精製の目的は達成された。

(研究炉技術課)

7.4.6 イオン交換樹脂の完全再生

イオン交換樹脂の再生には、完全再生法と部分再生法がある。工業的には部分再生法が用いられているが、この場合、寿命が短いことと、樹脂層下部に未再生イオンが残留し、脱イオン

工程中にこのイオンが遊離し、種々障害を起こすことがある。JRR-2, 3の重水系、熱遮蔽水系のイオン交換樹脂中には放射性核種が蓄積するので1回だけの使用で廃棄する。重水系イオン交換樹脂には高価な重水を使つての重水化作業が必要である。したがって長寿命なイオン交換樹脂すなわち完全再生のイオン交換樹脂が重水炉にとっては重要な要件である。

完全再生したイオン交換樹脂を購入に頼らず、独自で得るため、完全再生の最適条件を求めべく試験した。多量のイオン交換樹脂の再生には、再生剤として工業用合成塩酸およびカセイソーダを使用するので本実験においてもそれらを使用した。また比較のため、試薬特級の塩酸およびカセイソーダを再生剤として使用してみた。交換容量の測定は、中性塩分解容量測定法により行なつた。

10%, 15%および20%塩酸溶液を再生剤とし流速S.V.5, 10および15で陽イオン交換樹脂を再生したときの再生レベルと再生率との関係をFig 7.4.7に示す。再生率は再生レベルが増加すれば急激に増加するが再生レベル $\gamma = 4$ 以上では再生率は約90%付近で一定の値を示す。また再生率は再生剤の濃度変化および流速の変化の影響をほとんど受けないことがわかる。再生率が約90%で100%活性化されないのは、カラムの長さ、直径およびイオン交換樹脂の粒子の大きさなどが影響しているためであろうと思われる。当初、合成塩酸中の不純物のためであろうと考えられたが、比較のため試薬特級の塩酸を用いて同様の操作により実験したところFig 7.4.8とほとんど同じ結果になつた。

10%, 15%カセイソーダ溶液を再生剤とし、流速S.V.5, 10および15で陰イオン交換樹脂を再生した時の再生レベルと再生率との関係をFig 7.4.9に示す。このときの再生率は再生レベルが増加するとともに漸次増加して再生レベル $\gamma = 10$ においてもまだ75%前後の再生率で増加の傾向にある。この場合にも陽イオン交換樹脂と同じで、再生率は再生剤の流速の変化の影響をほとんど受けないことがわかる。また図にはないが、再生剤の濃度変化によつても影響を受けないことがわかつた。比較のために、試薬特級のカセイソーダを用いて同様の操作によつて再生率を求めたところ、工業用カセイソーダの場合とほとんど同じ結果を得た。

以上の結果から、JRR-2, 3において使用するイオン交換樹脂(陽イオン交換樹脂25ℓ, 陰イオン交換樹脂50ℓ)を完全再生するためには、陽イオン交換樹脂について再生レベル $\gamma = 4$ 以上(合成塩酸4.8Kg以上)、S.V.10の流速で、陰イオン交換樹脂について、再生レベル $\gamma = 10$ 以上(工業用カセイソーダ2.6Kg以上)、S.V.10の流速で行なえば完全再生できることがわかつた。

(研究炉技術課)

7.4.7 JRR-2, 3, 4イオン交換樹脂再生時排水のpH測定

JRR-2, JRR-3, JRR-4には純水製造補給用の純水装置が設置されている。純水装置にはイオン交換樹脂が使用されており、このイオン交換樹脂の再生に多量の塩酸およびカセイソーダが使われる。再生時における第2排水溝排水のpHについては、これまで測定データがない。そこで、JRR-2, JRR-3, JRR-4の各純水装置のイオン交換樹脂を通常の方法で再生し、そのときの排水のpH値が県条例の規制値(水素イオン濃度5.8以上8.6以下)に抵触しないか

どうかを知る目的で測定を実施した。

イオン交換樹脂の再生は JRR-2 で 4 回, JRR-3, JRR-4 が各 1 回実施し, イオン交換樹脂塔出口および第 2 排水溝サンプラー室オーバーフロータンク内の排水の pH を pH メータで測定した。

測定結果を Fig 7.4.10 の (1), (2), (3) に示す。

これらのデータから, 第 2 排水溝における排水の pH 値が規制値に抵触することが明らかになった。これらの対策として 47 年度に中和槽を設置することになっている。

(研究炉技術課)

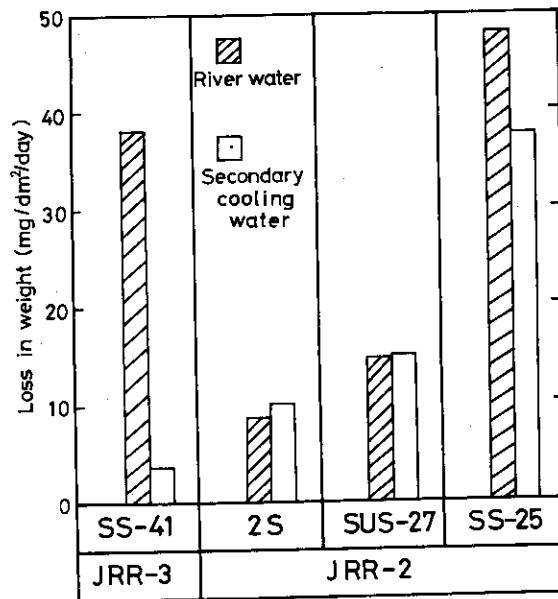


Fig. 7.4.4 Effect of polycrin I.131 on corrosion resistance of aluminium, stainless steel and iron.

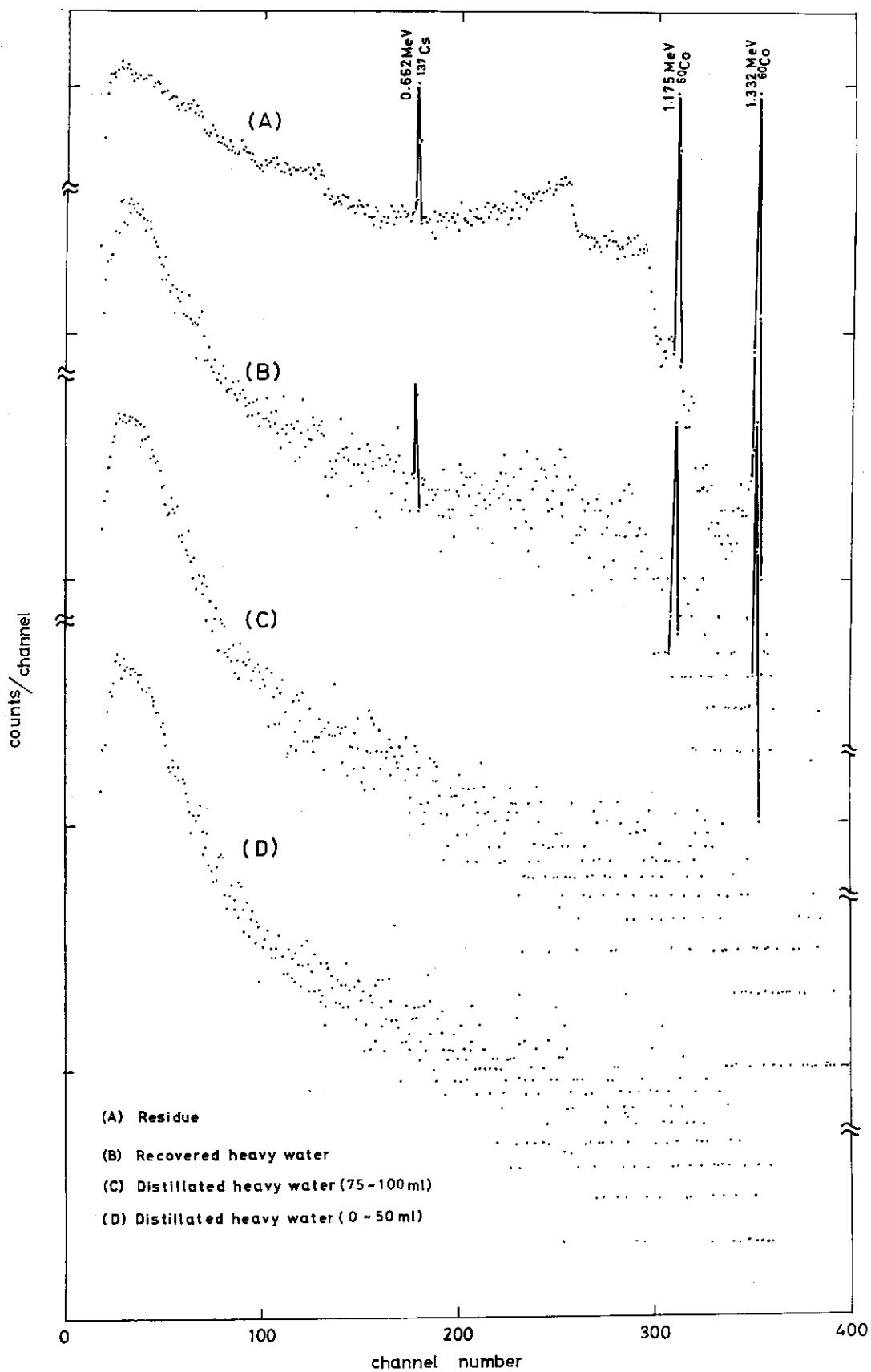


Fig. 7.4.5 Effect of distillation on the removal of radionuclides in recovered heavy water

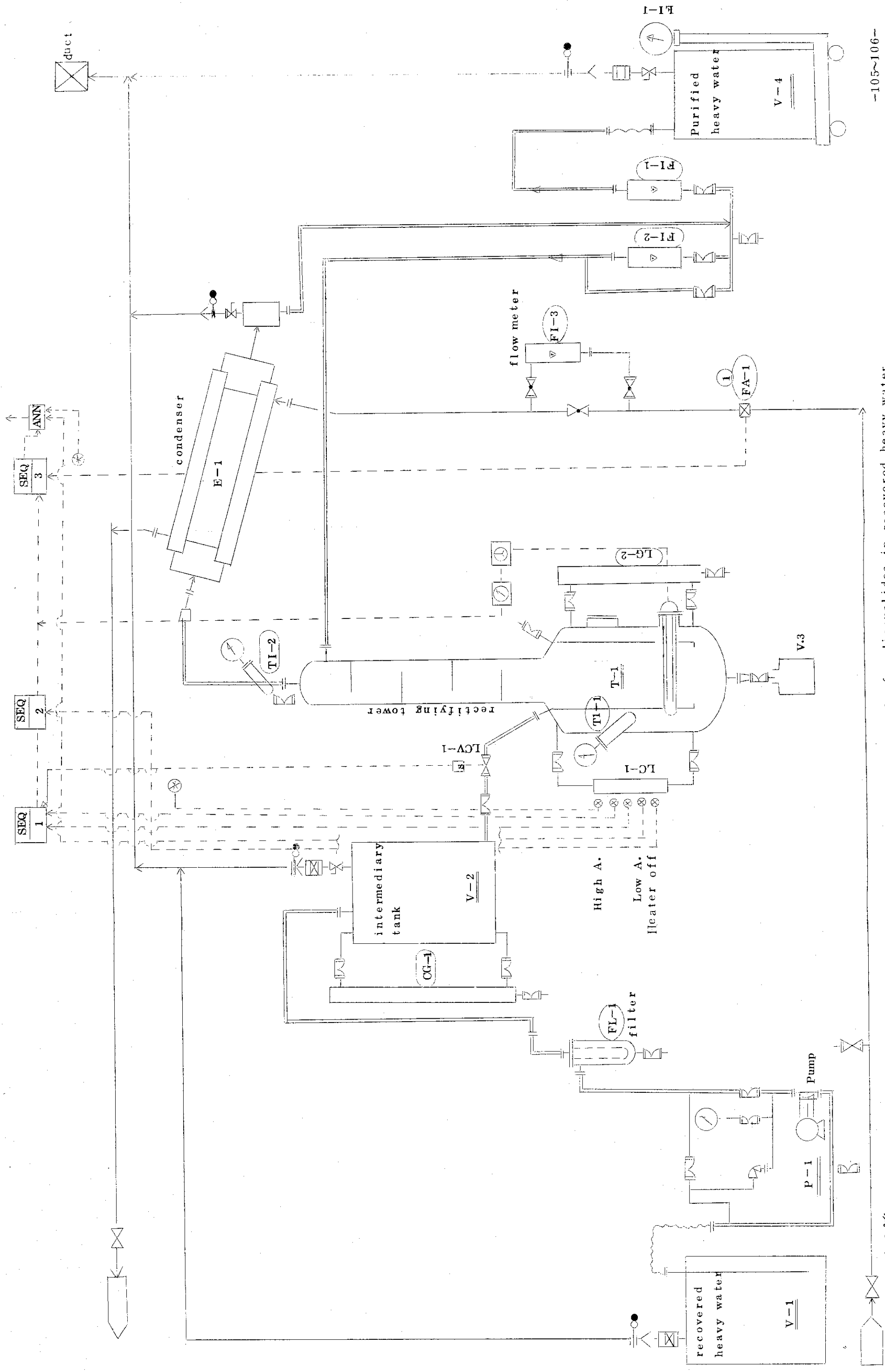


Fig. 7.4.6 Flow diagram for the removal of radionuclides in recovered heavy water

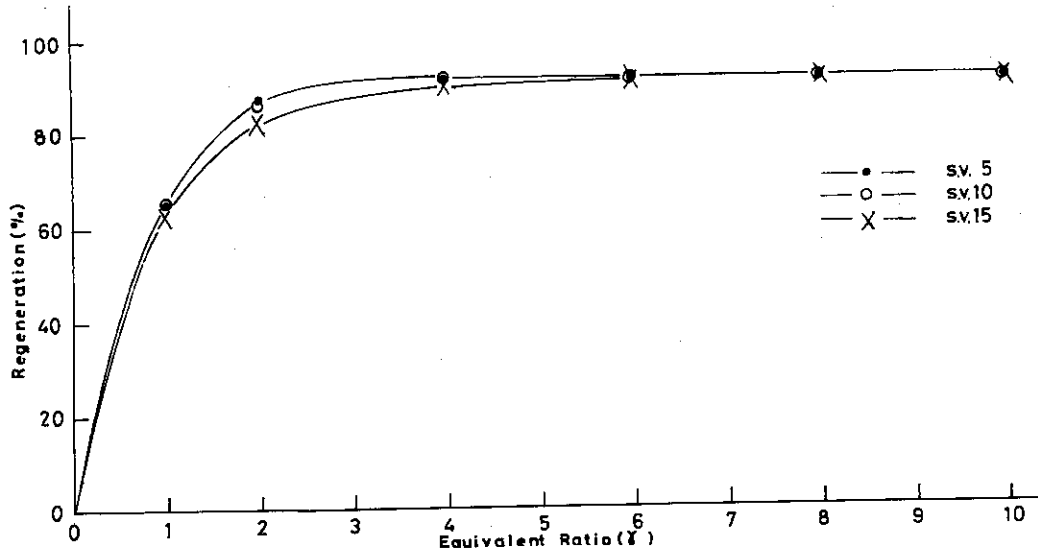


Fig. 7.4.7 Regeneration curves for cation exchange resin on 10% HCl soln.

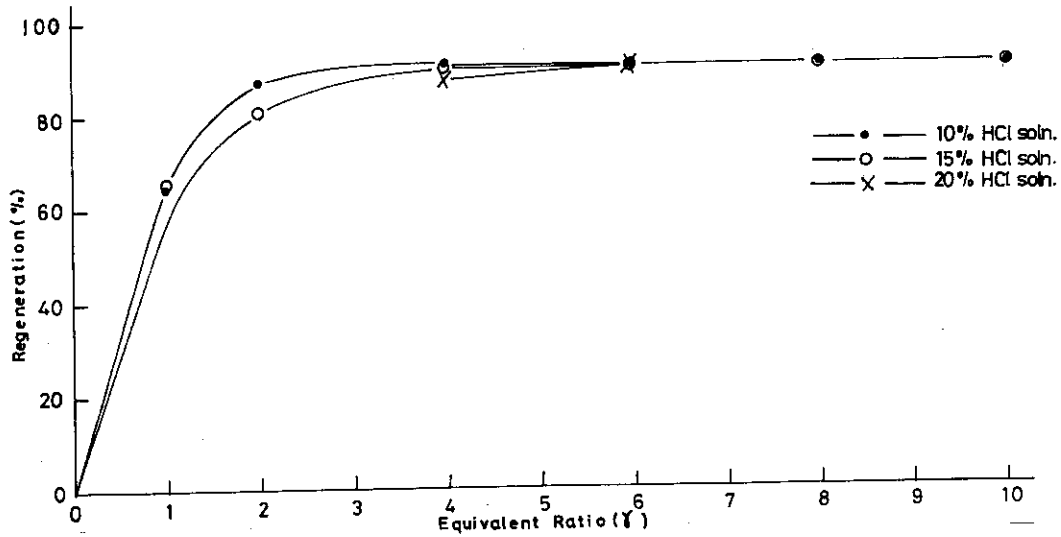


Fig. 7.4.8 Regeneration curves for cation exchange resin on space velocity 5

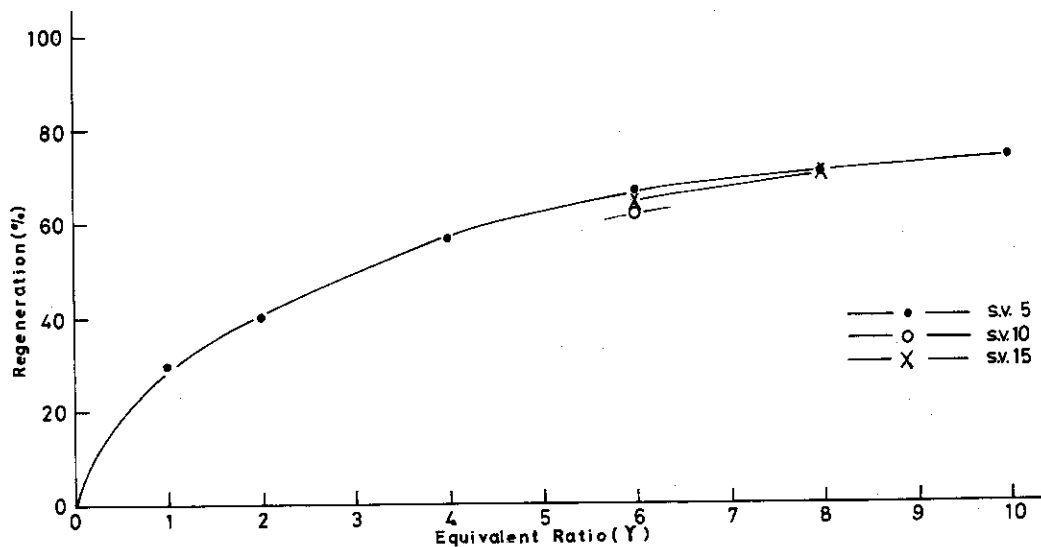


Fig. 7.4.9 Regeneration curve for anion exchange resin 10% NaOH soln.

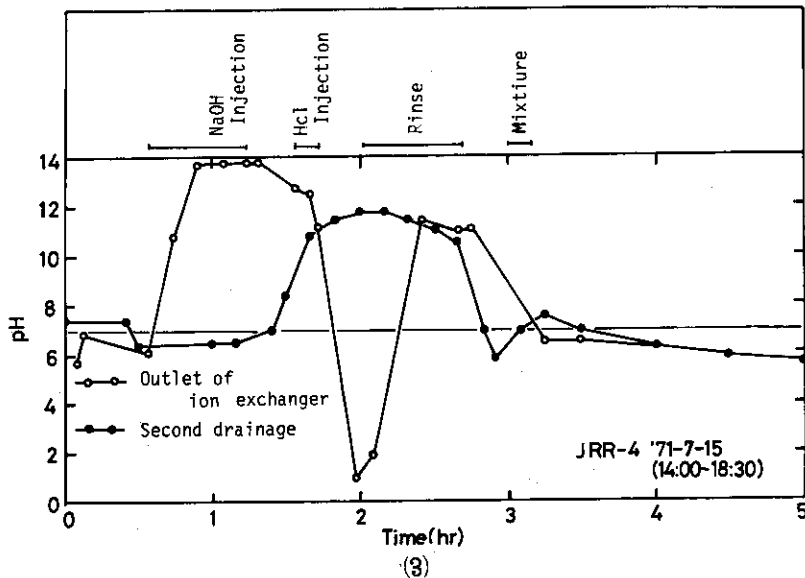
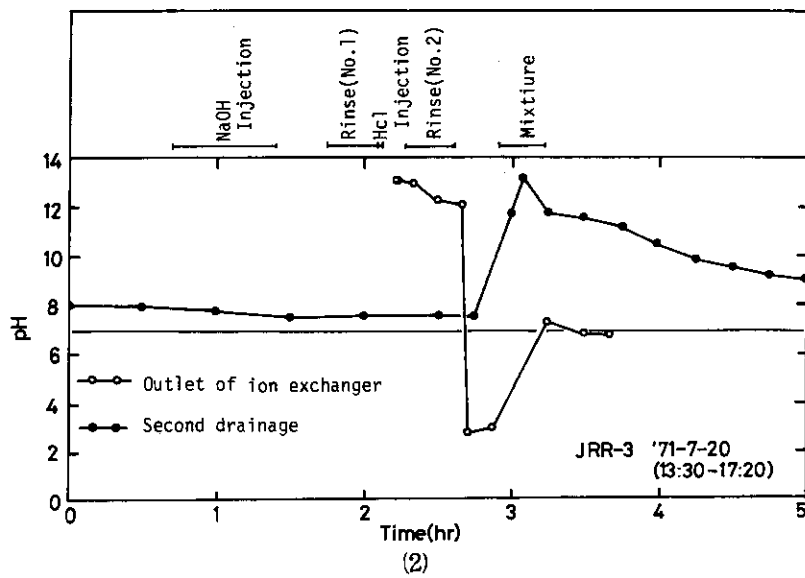
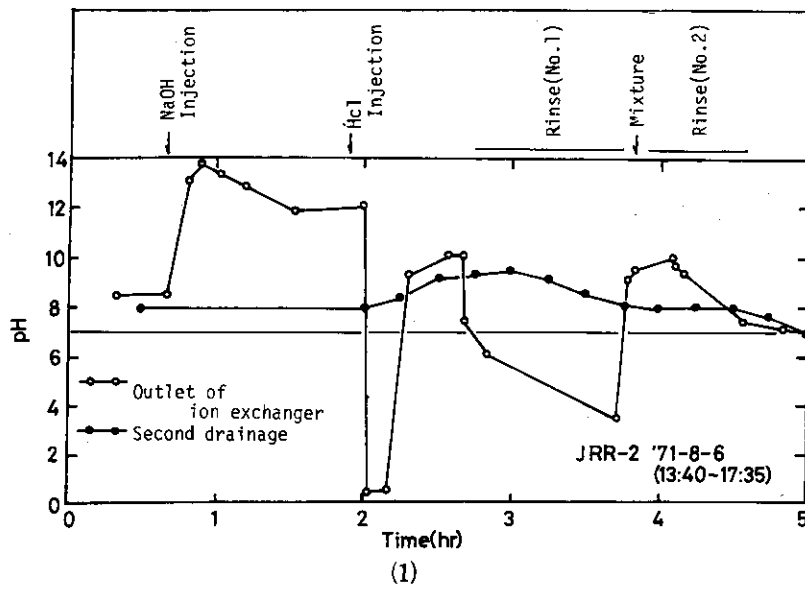


Fig.7.410 Variation of pH in second drain water

7.5 燃 料

7.5.1 使用済燃料の検査

(1) JRR-3

今年度取出した使用済燃料のうち、平均燃焼度が150MWD/T以上の2次S-H燃料73体(219要素)について貯槽内で表面検査を行なった。各燃料ともアルミニウム被覆管表面に凹凸が観察されたが、特に異常はなかった。

これらの燃料のうち、特にアルミニウム被覆管表面の凹凸が著るしいと観察された6要素について、ホットラボで表面検査、X線検査、リークローションを行なった。その結果、特に異常はなかったが、ウラン表面のシワ成長は著るしく、燃焼が限界に近いことがわかった。

(2) JRR-4

前年度に引続き、破損燃料(No.105)についてX線検査、金相試験などにより詳細検査を行なった結果、以下のことが明らかになった。

- ① 破損は1カ所で、端から4枚目の板のミート下端部に位置しており、ミートの欠損容積は $1.4 \times 10^{-2} \text{ cm}^3$ で、JRR-2で起った破損¹⁾の約4倍である。
- ② 同位置には、照射前から約 $6.0 \times 10^{-3} \text{ cm}^3$ 程度の小さなボイドが存在していた。
- ③ アルミニウム被覆の厚さは、破損位置において最小で、0.2mm以下であり(仕様は0.25mm)ミートエンドにはドッグボーン現象があった。

この他、ガンマスキャンニングにより、破損位置は熱中性子束のエンドピークにあたり、燃焼度分布が急激に変化しているところであることがわかった。

以上の結果から、破損は初期ボイドの存在とドッグボーン現象および冷却水流速 1m/sec のダウンフローなどのためによる極部的な温度上昇に、アルミニウム被覆の仕様以下の厚さ、熱中性子束分布の急激な変化などが加わって発生したと推定される。

(研究炉技術課)

参考文献

- 1) : 高柳 弘 : "A Study of the Fuel Cladding Failures in JRR-2",
JAERI-1175 (1969)

7.5.2 使用済燃料輸送容器における中性子増倍率の測定

JRR-2使用済燃料の対米送還において、第11回以降の増量ウラン燃料の送還には、中性子増倍率の測定が必要となった。そのため、JRR-2使用済燃料貯槽において、輸送容器に増量ウラン燃料を装荷した状態で、中性子増倍率の測定を行なった。

中性子増倍率Mは、中性子源のみが発する熱中性子束と、燃料が存在する場合、それに引続いて起こる核分裂によって生ずる熱中性子束の比によって決まる。すなわち、 I_0 および I をおのこの、中性子源だけの場合の熱中性子束、燃料が存在する場合の熱中性子束とすると、

$$M = \frac{I}{I_0}$$

である。こゝで、中性子源の強さを S 、系からの洩れを e 、実効増倍係数を k_{eff} とすると、引続いておこる核分裂数は $S k_{eff}$, $S k_{eff}^2$, $S k_{eff}^3$, ……となる。従って、

$$I \propto S(1-e)(1+k_{eff}+k_{eff}^2+\dots) = \frac{S(1-e)}{1-k_{eff}} \quad k_{eff} < 1$$

$$I \propto S(1-e)$$

となり、 M の値から系の安全性を確かめることができる。

測定は、中性子源をセットした輸送容器を貯槽内に沈め、燃料を装荷して、燃料数に対する中性子数の増加の割合を計測する方法^{1)~4)}により行なった。中性子源は 1 Ci の Am-Be を用いた。中性子の計測は容器の周囲 3 か所に置いた BF₃ 計数管によって行なった。実験に使用した燃料と装荷したパターンを Fig 7.5.1 に示す。図中、燃料番号 TM-16 は中空の円筒型であり（中性子源は円筒内に挿入している）、検出器、中性子源はいずれも燃料のミートゾーン中央部の高さと同一面にある。

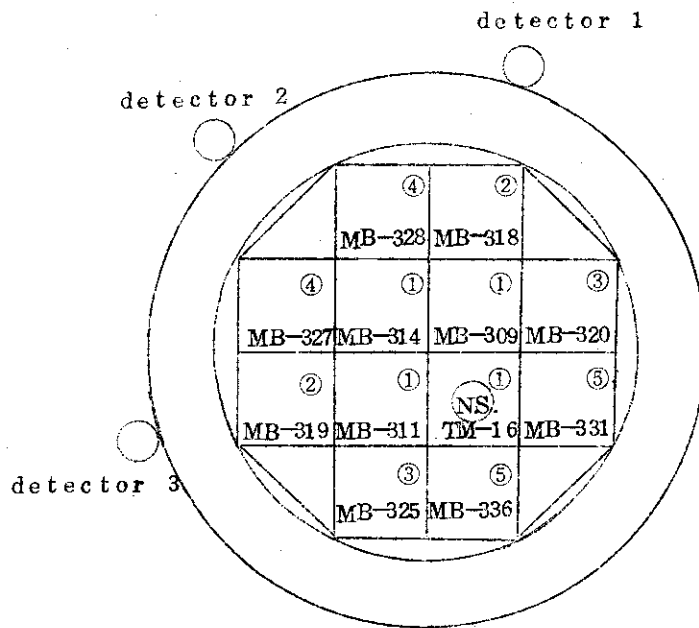
測定結果を Fig 7.5.2 に示す。 M の値は燃料、検出器、中性子源の位置関係に著るしく影響されるが、Fig 7.5.1 は燃料と中性子源を固定したところで、最大の値を得る配置であり、中性子源は位置による影響をできるだけ小さくするため、装荷燃料の中心部近くに置いている。

この結果、本体系における中性子増倍率は 4.5 となった。この値は、USAEC が指定する値 5 以下であり、輸送するうえで問題ないことが確認された。

（研究炉技術課；足立守，松野見爾，内山順三，佐藤博）

参考文献

- 1) Keepin G.R.; "Physics of Nuclear Kinetics", Addison - Wesley, 221 (1965)
- 2) Murray R.L.; "Introduction to Nuclear Engineering", Englewood Cliffs, N.J., Prentice-Hall, 138 (1961)
- 3) Hoag J.B.; "Nuclear Reactor Experiments", D. Van Nostrand, 111 (1958)
- 4) Volente F.A.; "A Manual of Experiments in Reactor Physics, Macmillan, 253 (1963)



N. S. ; neutron source Am-Be 1 Ci

○ Upper ; loading scheme
 □ Lower ; identification number of element

Fig 7.5.1 Cask loading pattern

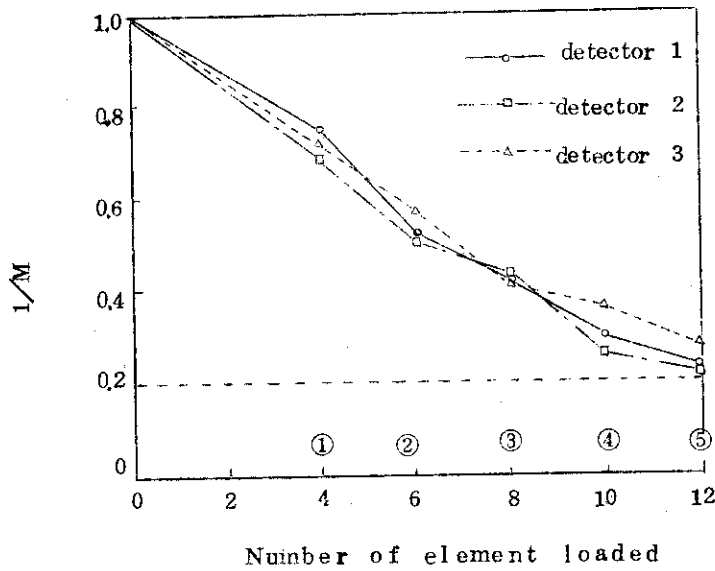


Fig 7.5.2 Experimental reciprocal multiplication curves

(Neutron multiplication, M)

Cask; JRR-2 No.1

Neutron Source; Am-Be 1 Ci

Detector; BF₃ counter

7.6 計測制御

7.6.1 JRR-3 燃料棒温度検出装置の改修

JRR-3では各燃料棒冷却重水の出口、入口温度差を測定し、選択指示、記録するとともに、温度差に異常が生じた場合、警報を発する燃料棒温度検出装置が取り付けられている。この装置は燃料棒破損等によりチャンネル閉塞が生じたとき、冷却水流量が減って出口温度が上昇するため、この検出器として使用できる。また燃料体1体ごとの発熱量を推定し原子炉の出力分布を知る上でも重要である。特に現在進行中である UO_2 燃料炉心への移行(第6章参照)に伴う出力分布の変動を知る上では有用である。

しかしこの装置は製作後10年を越え、入力切換機構(スキャナ)の継電器が劣化し、動作不良および接点の接触不良が多くなった。また従来、検出器には熱起電力のできるだけ大きなものということで特別に製作した $4.43\text{mV}/100^\circ\text{C}$ の熱電対を用いていたが、 UO_2 燃料炉心への移行を機会にこの熱電対をステンレス鋼被覆の標準品($4.27\text{mV}/100^\circ\text{C}$)に変更し、さらに熱電対を交換可能な構造にした。その他、既存の装置はスキャナを通しての相互干渉があり指示値が不安定になることがあった。

これらのことから装置の改修を行なった。改修にあたっては次の点を変更した。

- ① 既設の測定系は燃料棒の出口、入口温度差を測定していたが、今回は燃料棒出口温度および入口温度を別々に測定し表示できるようにした。
- ② 温度の測定には熱起電力特性に合わせるための補正回路とデジタル電圧計を組み合せ、温度表示し、その信号が取り出せるようにした。
- ③ スキャナ機構およびスキャナコントロールを新しいものに交換した。
- ④ 出口、入口温度差の測定は入口温度をスキャンごとに記憶させ、それと出口温度との差を計算して表示させ、またこの計算値が設定値を越えると警報を発するようにした。

これらの測定系のブロックダイアグラムをFig.7.6.1に示す。今年度改修部分は太線のところである。今年度は UO_2 燃料計画に合せ、第2ステップまでの UO_2 燃料体をこの装置で測定できるように改修し、来年度残りを改修して図に示した機能を持つようにする計画である。

7.6.2 JRR-4 コンタクタ盤の改修

(1) 目的

原子炉制御回路の継電器には日立WM-8形接触器を使用していたが接点のいたみが多く、接触不良などで運転にも支障を来たすようになった。この接触器は接点露出形でソレノイドは水平動作であるため異物などによる誤動作や機械的な動作不良もあった。またこの接触器の交換は時間がかかり予備品も無くなったので、これらの点を改良すべく改装工事を行なった。

(2) 概要

既設コンタクタ盤は上部に継電器が取付けてあり、下部にケーブル接続用の端子台がある。この上部継電器とその配線を撤去し、この部分を新装して組込んだ。改装部はシーケンス動作回路の変更はせず既設盤内に組込むために継電器は小型なもので保守などの点からプラグイン

型、カバー付の継電器を使用した。取付場所の寸法は高さ1100、巾1100、奥行700(mm)でこの中に240個の継電器を組込むため、盤枠を2段にし各段に6面の継電器板を挿入し、電線は盤内後面にまとめて下部端子に接続した。通电後の温度測定の結果は室温23度で鉄心部約80度、継電器ケース約32度であった。また動作音も静かであり結果は良好であった。

(3) 問題点

この種の工事では原子炉運転スケジュールとの関連もあって長期間の作業工程が組めない点に問題がある。今回の場合、業者が全回路について理解することが困難であり、工場検査でも動作チェックができないので現場据付の約1カ月前にJRR-4に仮組立の状態で搬入し、業者と共同で全回路の誤配線の修正、動作チェック、端子接続線の確認などの準備を行なってから据付工事を行なったが、この方法ではJRR-4課員の負担が大きく、また作業分担、範囲などにも問題があるので、期間、予算、人員などについて一考を要する。

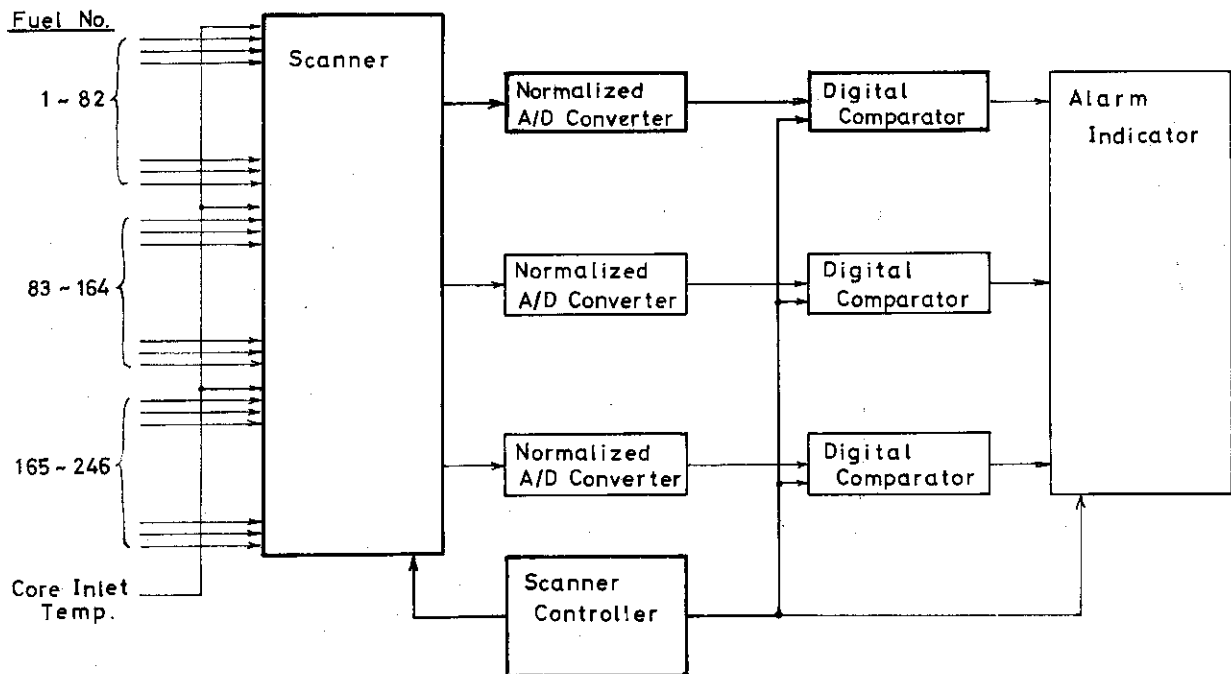


Fig. 7.6.1 Block diagram of fuel element thermometers in JRR-3.

7.7 照射技術

7.7.1 JRR-2による計装カプセル照射

46年度JRR-2VT-1, インコア6C照射孔における計装カプセルの照射実績数は、燃料照射カプセル3本, 材料照射カプセル7本, その他1本合計11本である。各カプセルの特徴をTable 7.7.1に示す。計装パターンを入力型と出力型としたのはカプセルの温度制御方式の違いによって分けたもので、入力型は外部からの温度制御が可能な構造を持ったカプセルを指し、HTM-B, G-3カプセルがこれに属する。出力型はギャップ効果を利用したカプセルで测温用熱電対だけを持ったものを指している。MTシリーズのカプセルは全てこの型に属する。

(1) 燃料照射

(a) LD-4カプセル

動燃受託調査の形でJRR-2管理課が担当し低密度 UO_2 燃料の高温照射を実施した。LDシリーズカプセルはこれまで3本の照射経験があり、LD-4カプセルはこの計画の延長に位置するものである。

今回の照射試験の目的はGC-2燃料ピン(diametral gap=0.05mm)のgap conductance(h)を測定することで $h = 5.1 w/cm^2 \cdot ^\circ C$ の値が得られた。照射後計測パイプの上端部を切断した際開孔部からゼノン、クリプトンの漏洩が観測された。原因はタングステン-レニウム熱電対のシース絶縁体が燃料ピン内で破損したため、この穴を通してFPガスが漏れ出たものと判断した。

(b) VP-1カプセル

高温ガス炉用被覆粒子燃料の照射試験を目的として第4サイクルにVT-1照射孔で高温照射を行なった。照射試料はTRISO型20%濃縮 UC_2 燃料核を70w/o コークスと30w/o ピッチをマトリックスとして混合し、 $100 kg/cm^2$ の圧力で円柱ペレットに成形加工したものを用いた。試料の照射温度を $1000^\circ C$ 以上に上げるためタンタル、アルミニウムの二重カプセル構造とし、内部にはグラファイトとアルミニウム熱媒体を入れ、これら構造物間にはヘリウムガスを充填した。原子炉運転開始第1日目はカプセルの照射位置をまず炉心上方30cmにセットし温度上昇の様子を見た。炉出力が安定した3日目に上方10cmの位置まで下へ移動させた。この時試料中心部の指示温度は最大 $950^\circ C$ となった。

(c) IP-1カプセル

第9サイクルにインコア6C照射孔で被覆粒子燃料70FC6(20%濃縮ウラン), 70NC4B(天然ウラン)を試料とするIP-1カプセルの照射を行なった。IP-1カプセルは黒鉛製の試料コンテナ5体, それを格納するタンタル溶封カプセル, さらにアルミニウム内筒および不銹鋼外筒から構成されている。また計装パイプはFPガスの漏洩防止と照射後パイプの切断が容易なようにアルミニウムパイプをスウェイディロックで結合する構造とした。この構造で試料中心温度は最大 $1280^\circ C$ に達した。

(2) 材料照射

Table 7.7.1 List of instrumented irradiation capsule in JRR-2

Number	Category	Cycle No	Capsule name	Irradiation hole	Instru-mented pattern	Irradiation sample	Structure of capsule	Thermo-couple	Maximum temp. °C	Reactivity $\Delta k/k$ %	Section name
1	Fuel irradiation	01	LD-4	6C	Output type	2.5% E.U 1015g N.U 25g Total 126.5g (U-235 2.23g)	Single containment (Zr Spacer)	W/Re 1 C/A 3	1945	-0.325	JRR-2 (PNC) Trust Investigation
2		04	VP-1	VT-1	Output type	Coated particle fuel UC ₂ -PrC-SiC-PrC 12.16g	Double containment Al Outer can (Fin tube) Ta Inner can	W/Re 2 C/A 6	950	-0.16	Fuel Irradiation and Analysis Lab.
3		09	IP-1	6C	Output type	Coated particle fuel 70FC6(20%E.U) 1.52g 70NC4B(N.U) 6g	IN-CORE Type Triple containment SUS Outer can Al Inner can Ta Inner can	W/Re 2 C/A 3	1280	-0.59	Fuel Irradiation and Analysis Lab.
4	Fuel irradiation	02 03 04	MT-1	6C	Output type	SUS 100g Fe, W, STEEL 300g LiF, MgO 5g	IN-CORE Type Single containment	C/A 4	500	-0.28	Materials Engineering Lab.
5		06	MT-2	6C	Output type	INCOLOY800 245g LiF 1g	IN-CORE Type Single containment	C/A 4	520	-0.22	Materials Engineering Lab. Sofidstate Physics Lab.
6		07 08	MT-3H	6C	Output type	SUS 100g V 20g LOW-ALLOY STEEL 62g	IN-CORE Type Single containment	C/A 4	680	-0.16	Physics Metallurgy Lab. Graphite Research Lab.
7	Material irradiation	10	MT-4H	6C	Output type	SUS AlSi 321 450g AlSi 316 20g	IN-CORE Type Single containment	C/A 4	650	-0.17	Materials Engineering Lab.
8		10	HTM-B	VT-1	Input type	A542 STEEL 2460g	SUS Single containment (Fin tube)	C/A 5	450	-0.76	Materials Engineering Lab.
9		11	MT-5H	6C	Output type	GRAPHITE 61g	IN-CORE Type Triple containment SUS Outer can SUS Inner can Ta Inner can	W/Re 1 C/A 5	960	-0.56	Graphite Research Lab.
10	Other	12	MT-6H	6C	Output type	V SUS 37g Cu 2g AlSi 321 4g 630g	IN-CORE Type Single containment (V specimen) filled with Helium, Al Inner can	C/A 5	480	-0.26	Physics Metallurgy Lab. Materials Engineering Lab.
11		01	G-3	VT-1	Input type	Pressur sensor	Al Single containment (Fin tube)	C/A 2	320	-0.025	JRR-2 (PNC)

(a) MT-1カプセル

燃料被覆材の照射挙動を調べるため連続3サイクル照射を実施した。照射試料は引張試験片とブロック試験片用SUS, Fe, W, LiF, MgOから構成されており各試料は円柱半割状のアルミニウムスペーサにはさみ込みインコア用アルミニウムカプセルに入れ溶封した。

(b) MT-2カプセル

材料の照射挙動を調べるためインコロイ-800および弗化リシウム照射を行なった。カプセルの構造はMT-1と同じである。

(c) MT-3Hカプセル

燃料被覆材の照射挙動を調べるためインコア6C照射孔を使ってアルミニウム箔に包んだ不銹鋼, バナジウム, A543鋼(低合金鋼)の連続2サイクル照射を行なった。照射後カプセルを開封したところA543鋼を包装しているアルミニウム箔が熔融していたが試料に影響はなかった。他の試料のアルミニウム包装箔は熔融していなかったが空気雰囲気下での高温照射のためバナジウム試料の表面酸化が激しく測定試料として使用できなかった。試料温度の最大値はA543鋼で680℃, バナジウム試料が630℃であった。

(d) MT-4Hカプセル

不銹鋼の照射挙動を調べるため不銹鋼A1S1321鋼, A1S1316鋼の照射を行なった。カプセルの構造は引張り試験片70枚を3ブロックに分け各ブロック毎にアルミニウムスペーサを設けた。また500℃の高温を得るため試料の包装を不銹鋼箔とアルミニウム箔の二重断熱構造にしたところ中央の試料ブロックで最大650℃, スペーサ表面で最大120℃を得ることができた。

(e) HTM-Bカプセル

第10サイクルにVT-1上段位置でA542級鋼材を試料とするHTM-Bカプセルの照射を行なった。HTM-Bカプセルは外部からの温度制御が可能な入力型計装カプセルである。チェック運転時にあらかじめ上下方向5か所でのカプセルの反応度測定を行ない、原子炉起動時には炉心上方50cmの位置にカプセルをセットした。運転2日目原子炉出力を一旦360KWまでおとして上方46cmの位置にカプセルを移した。この位置での照射温度は約240℃であった。次にカプセル内部のヘリウムガスを窒素ガスに置換した。この結果照射温度は450℃となり目標温度での照射を実現することができた。

(f) MT-5Hカプセル

多目的高温ガス炉の炉心材料として注目されている黒鉛材の照射挙動を調べるため高温照射を行なった。1000℃以上の高温を得るためガンマ発熱とカプセルのギャップ効果を利用した。カプセルはタンタル試料カプセル, 不銹鋼内筒カプセル, 不銹鋼外筒カプセルの三重構造とした。運転開始当初は試料中心部で最大950℃を示していたが、時間が経過するに従い指示温度が徐々に低下し約750℃になったかホット・ラボでカプセルを解体したところ不銹鋼インナ・カプセルが曲っているのが発見された。この原因としては軸方向に大きな熱応力が加わったものと推定している。

(g) MT-6Hカプセル

バナジウム試料を主体とした耐熱材料の照射挙動を調べるため連続3サイクル照射を始め予定していたが、第13, 14サイクルの運転が休止になったため1サイクル照射しか実施できなかった。前回(MT-3H), 裸の状態ではバナジウム試料を照射したところ表面酸化を起こしたため今回はヘリウムガス充填のアルミニウム溶封インナ・カプセルにした。

(3) その他の照射

(a) G-3カプセル

45年度にVT-1照射孔で2本のGシリーズカプセルを照射したがいずれもFPガス圧測定用の圧力センサが異常を示したため、今回改めて圧力センサだけを組み込んだG-3カプセルを製作し原因調査のための照射を実施した。照射中センサに5Kg/cm²圧のヘリウムガスを加え作動試験を行なった。10MWに到達すると圧力センサの雰囲気温度は約300℃に達しこの温度効果によりセンサ出力の零点がドリフトすることが分った。また運転開始後間もなくリード線の絶縁が破れ圧力センサとしての機能を失うことも分った。このときの中性子照射量は約 2.5×10^{18} nvt(ϕ_{th}), 約 1.8×10^{17} nvt(ϕ_f)であった。

(研究炉利用課)

7.7.2 JRR-2インコア照射孔による硫黄の照射

(1) 経 過

JRR-2におけるP-32生産用硫黄の照射は、垂直中央実験孔VT-1および炉心内照射孔によって数年来実施されており、44年度第6サイクルからは炉心内照射孔6D孔を専有して定常的な照射を行なっていたが、46年度に若干の問題を生じてこれを改善した。

照射カプセルの切断開封は、44年度第10サイクルからJRR-2ホットケープに専用のカッターを設置して切断開封を行なえるようになっていたが、45年度第7サイクルから切断が順調でなくなった。問題点を改善して順調に切断開封が行なえるようになったのは46年度第11サイクルからである。(カッターの改良については7.7.3項に記す。)

JRR-2インコア照射カプセルは当初からFig. 7.7.1に示すIS-1型を使用していたが45年度第12サイクルからIS-2型に変更した。ところが46年度第6, 第7サイクルに最上級の一次試料容器から硫黄が漏出していることが発見され、その原因は照射カプセル溶封時の温度上昇であることが確認された。第8サイクル以後は最上級の試料をアルミニウム管スペーサに置きかえ、第11サイクルからはさらに改良してIS-2型カプセルを完成した。

(2) IS-2型カプセルへの変更

P-32生産用硫黄の照射は、照射中の温度上昇によって硫黄が熔融気化して内圧を上昇させ、照射容器を破損して放射能汚染を生じること、およびこのような温度上昇がP-32の収率低下をもたらすこと、などに留意して照射容器を製作する必要がある。IS-1型カプセルはJRR-2インコアによる硫黄の照射を開始するときから用いられている照射カプセルで、特に問題があったわけではないが、照射温度をさらに低下させてP-32の収率向上と安全性の向上をはかるためにIS-2型への変更を意図した。すなわち、試料の一次容器をRI-生産用CW型からRI-生産用DL型に変更し、アルミニウム管スペーサを入れることによって伝熱を

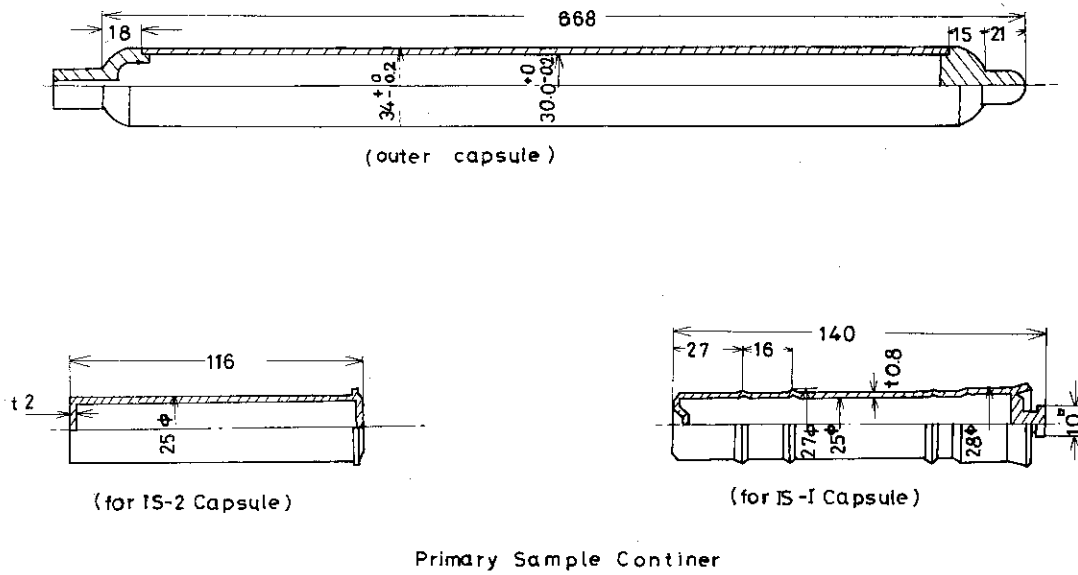


Fig7.71 In-core irradiation

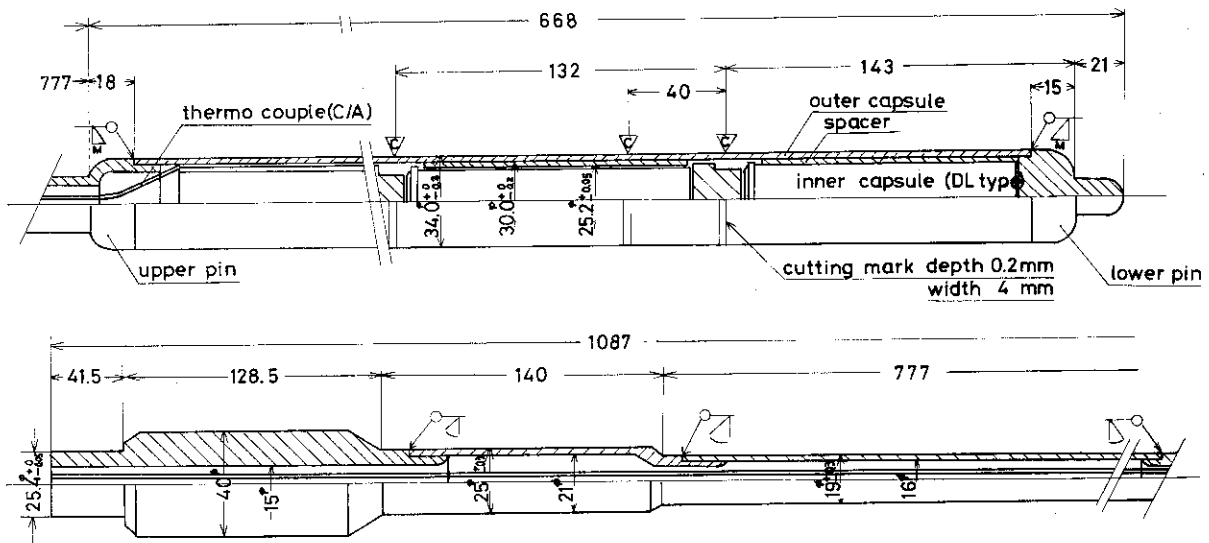


Fig 7.7.2 IS-2 Type In-core irradiation capsule

良くして照射温度を下げることを意図したものがFig 7.7.2 に示すIS-2型である。

(3) IS-2型カプセルからの硫黄の漏洩

46年度第7サイクル第1週にJRR-2ホットケープ前および作業者の黄衣に最大 10^5 dpmのP-32による汚染が発見され、さらにホットケープ床に直径2mm程度の無数の黄色い粒子を発見した。ホットケープは気送管照射作業にも使用していたので、直ちに関連施設の汚染検査を行ない、必要な除染作業を実施した。この汚染は、種々検討した結果、第6サイクルにインコアで照射したP-32の第一次試料容器の破損による硫黄の漏出と結論した。また、第7サイクルで照射中の硫黄も同じように漏出していることを確認した。

また第8サイクルで照射予定の照射カプセルのX線検査の結果、最上段カプセルから硫黄が漏出していることが推定され、切断した結果、かなりの硫黄が漏出していた。すなわち、照射カプセル製作の最終工程である上部端栓の溶接に際して、溶接の熱が最上段の第一次試料容器の温度を上昇させ、内部の硫黄を熔融気化して内圧の上昇をもたらし、軟化したアルミニウム圧着部を破損して漏洩したものと断定した。第一次試料容器は約400℃で破損することが確認されている。

この対策は、5段積み最上段の第一次試料容器をアルミニウム管スペーサに変更し、4段積みで照射することにした。第8サイクル以後、硫黄の漏出はなくなった。

なお、IS-2型カプセルに変更して数サイクル後にこのようなトラブルを生じた理由は、このときから上部端栓溶接時の加熱を十分に行なうようにしたためであった。

(4) IS-2型カプセルの改良

硫黄の漏洩対策は応急的に行なったが、IS-1型より改良した筈のIS-2型の照射温度の低下はあまり実現されておらず、第一次試料容器温度は約200℃であった。したがってアルミニウム管スペーサの肉厚をやや増加し、照射容器内のエアギャップを0.8mmから0.4mmに減じ、さらにDL型容器内の試料重量を60gから50gに減じた。照射結果は第一次試料容器温度は約100℃に低下し、P-32の収率もかなり増加した。また、エアギャップを少なくしたために、切断開封時に第一次試料容器の取出しが困難になることを考慮して、切断箇所を2カ所から4カ所に増加した。このような改良型は第11サイクルから使用し、IS-2型カプセルとして完成した。

なお、カッターの改良も完了し、第11サイクル以降順調に切断できるようになった。

(5) 今後の課題

IS-2型への改良は、カッターの不調や溶接上の問題と重なったこともあって最終決定までかなりの期間を要した。IS-2型カプセルは照射後の切断開封に際して4カ所切断する必要があることは今後の改善課題である。47年度に製作する照射カプセルについてはIS-3型として検討中である。

(研究炉利用課)

7.7.3 JRR-2インコア・カプセル・カッターの改良

(1) 経 過

JRR-2円筒燃料内照射孔で照射したP-32生産用硫黄の照射容器はホットラボにおいて切断開封していたが、照射後のカプセルの開封にホットラボを使用することは、照射後の作業工程を多くして人員および作業時間の点で非能率であることのほか、ホットラボにおける他の作業工程にも影響を与える点でなるべく避ける必要があった。このような理由でJRR-2ホットケーブルに、44年度第10サイクルから専用のカプセルカッタを設置して切断開封を行っていた。

ところが45年度第7サイクルから切断が順調でなくなり、第10サイクルから3枚の切断刃を1枚に変更することによって一時は順調に切断できるかに思えたが、やはり良い結果は得られなかった。このようなことから予備カッタによって切断試験を行なって対策を検討した。

(2) 切断方式

インコアカプセルカッタは、外径34mmφ、肉厚2mmのアルミニウム製のカプセル外筒を垂直に保持し、3枚の片刃の円板がカプセル外筒のまわりを回転し、除々に刃がせり出してくることによって切断する方式で、その方式図をFig. 7.7.3に示す。Fig. 7.7.4に回転刃を示す。この方式では円板が切断するパイプに垂直に当ること、および3枚の円板の刃が同一水平面にあることが切断を円滑にする要件であった。

(3) 1枚刃による切断

Table 7.7.2に1枚刃による切断結果を示す。切断時の負荷電流が一定せず、バリはばらつきながら回を重ねるにつれて大きくなっている。また刃こぼれもかなりあり、切断が押し切り方式であるため、1枚刃の切断力を受ける相手がないため上部に設けた補助固定の効果もあまりないことがわかった。

次に1枚刃の切断力を受けるローラを設ける方式について試験したが、切断刃が喰い込んで生じたバリをローラが埋めもどす働きをするためあまり良好な結果は得られなかった。

(4) 改良型3枚刃による切断

この方式は3枚の回転刃のうち1枚のみに刃をつけ、他の2枚の刃を丸めて切断刃の力を受ける押え車の役割をさせるものである。

切断試験の結果はTable 7.7.3に示すとおり非常に安定しており、切断の状況や切断面の状態も良好であった。寿命試験は替刃がなく実施しなかった。

ホットケーブルに設置して実際に使用を開始したのは第11サイクルからで、順調に切断開封を行なっている。

(5) 今後の課題

3枚の回転刃のうち2枚の刃を丸めて押え車の役割をさせることで問題は一挙に解決したが、刃の寿命を不確定のものとする刃こぼれ、すなわち刃の硬さと形状についてもさらに検討する必要がある。

また、計装カプセルや炉心重水冷却カプセルによる照射の増加に伴って、ホットラボにおける切断開封の手間をはぶき、ホットラボ開封に伴う汚染の問題を解決するために、JRR-2ホットケーブルに汎用カプセルカッタを設置することが望まれており、これを早期に実現する必要があると考えている。

(研究炉利用課)

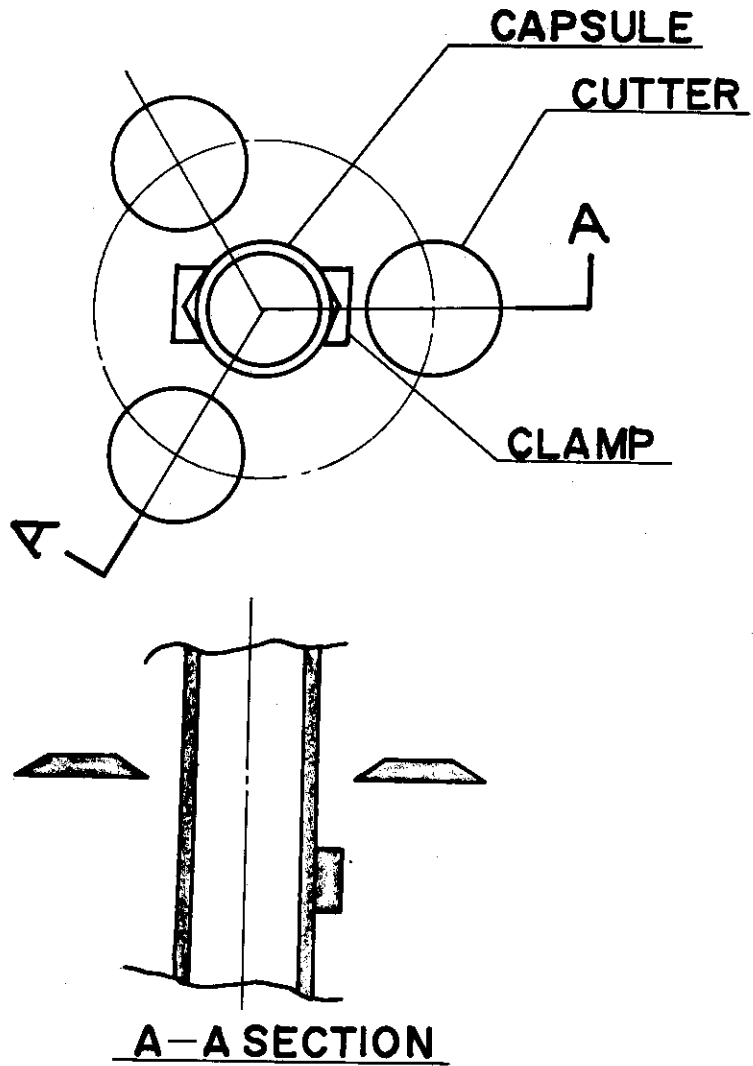


Fig 7.7.3 CUTTING SYSTEM OF IN-CORE CAPSULE

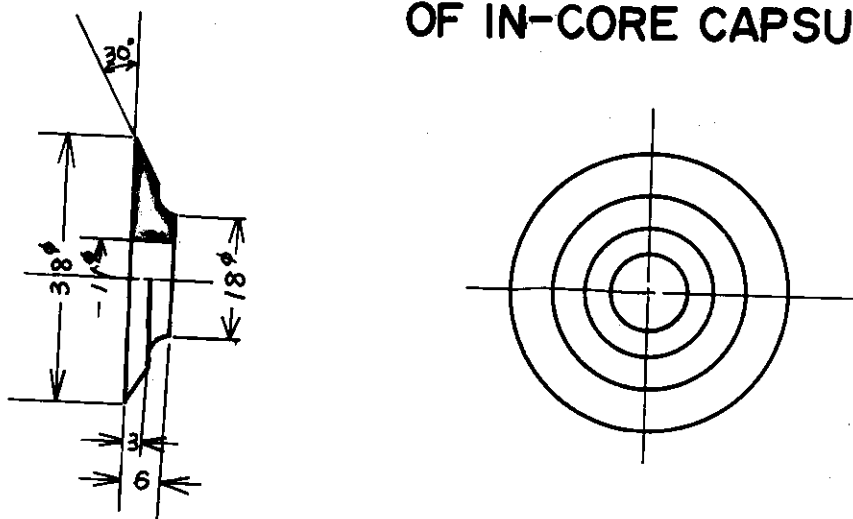
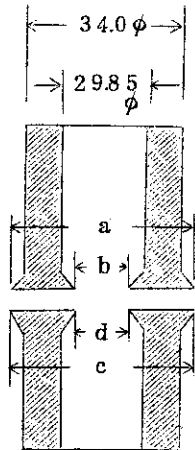


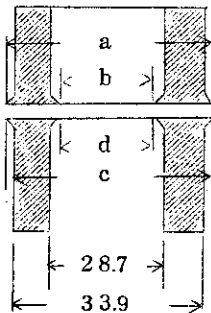
Fig 7.7.4 CUTTER

Table 7.7.2 The result of cutting test when make used of one cutting edge



No.	a	b	c	d	current I _{MAX}
1	34.4	29.6	34.5	29.9	1.2 ^A
	—	—	34.55	29.8	
2	34.3	29.7	34.35	29.6	1.5
	34.4	29.6	34.4	29.6	
3	34.3	29.6	34.5	29.8	0.9
	34.3	29.7	34.5	29.8	
4	34.2	29.5	34.5	29.8	0.9
	34.25	29.65	34.6	29.8	
5	34.3	29.7	34.6	29.7	0.9
	34.3	29.7	34.6	29.8	
6	34.35	29.75	34.6	29.9	0.88
	34.3	29.7	34.6	29.8	
7	34.3	29.8	34.5	29.8	0.88
	34.3	29.7	34.5	29.8	
8	34.25	29.55	34.65	29.7	0.88
	—	—	—	—	
9	34.35	29.75	34.6	29.75	0.92
	—	29.3	—	29.4	
10	34.3	29.6	34.45	29.6	0.94
	—	29.2	34.45	29.5	
11	34.2	29.05	35.0	29.4	1.24
	34.25	28.8	—	29.3	
12	34.3	28.8	35.0	29.55	1.22
	—	28.5	—	29.6	
13	34.4	28.45	—	29.6	1.24
	—	—	35.0	—	
average	34.30	29.42	34.59	29.68	
cut end ledge	0.30	0.43	0.59	0.17	

Table 7.7.3 The result of cutting test when make used of three cutting edge.



No.	a	b	c	d	current (Amp.)
1	35.0	28.5	34.7	28.7	0.8~0.85
	35.2	28.6	34.9	28.7	
2	35.25	28.5	34.8	28.8	0.8~0.85
	35.1	28.5	34.7	28.8	
3	35.1	28.5	34.7	28.8	0.8
	35.2	28.6	34.7	28.9	
4	35.2	28.5	34.6	28.7	0.8
	35.2	28.5	34.7	28.8	
5	35.2	28.6	34.6	28.9	0.8
	35.2	28.6	34.7	28.7	

7.7.4 JRR-2 時間照射装置の改良

(1) 改良の経過

JRR-2 時間照射装置は、気送管用照射孔にアルミニウムワイヤを取付けた時間照射専用カプセルを、負圧空気によって照射位置に挿入し、必要な時間だけ照射したのち、アルミニウムワイヤを巻取り、専用のキャスクにカプセルを取出す方式であった。この装置は、①専用キャスクからカプセルを取出す作業、およびカプセルの開封作業に鉛遮蔽セルが必要であること、②照射カプセルは同時に1個しか挿入できないこと、などの欠点があつて、RI生産用のみに使用されていた。一般の原子炉照射利用者を対象とする照射装置としては、すくなくともこれらの欠点を改善し、さらに照射作業を安全確実に能率よく行なえることが必要であつた。このような観点からJRR-2 時間照射装置の新設案と改造案等について種々検討したが、①予算、②実験孔の利用についての調整、③熱中性子束など特性上の問題などの理由によって、従来の気送管用照射孔を使用することとし、照射装置は新設交換することとした。製作は、45年度予算によって実施し、46年度夏に取付調整を行ない、秋から使用を開始した。

(2) 装置の概要

装置は自動化を進めるといふ考えから、装置の駆動は全て電動化したが、手動による操作もできるようにした。装置はカプセルの原子炉への挿入取出しの機能のほか、カプセルを取出したあと、線量率測定を行なつて利用者のコンテナへ挿入する機能を持たせるために、鉛セルを設置した。Fig 7.7.5 に鉛セルの断面図を示す。

カプセルの挿入取出しは、Fig 7.7.6 に示すような3台連結の運搬枠にカプセルを乗せて挿入する。照射が終了してカプセル取出位置まで引きもどされると、案内管の底が開いてカプセルだけが下方へ落下するようになっている。この場合、カプセル運搬枠を水平に保たせる必要があるため、Fig 7.7.7 に示すような案内管を使用している。案内管の内側には両側に溝があつて、カプセル運搬枠の後端の案内用突起がこの溝によってガイドされ、3台のカプセル運搬枠は水平に保たれるようになっている。またカプセル運搬枠は自在継手によって連結されているので、螺旋形になっている照射管を容易に往復することができる。

ガイド管から落されたカプセルは、変形漏斗型の案内管を通して線量率測定用回転台のカプセル挿入孔に垂直に挿入される。線量率測定用回転台には、6個のカプセル挿入孔があつて、線量率測定の結果によって放射能の減衰を待つて取出す必要がある場合には、一時的に保管できるようになっている。測定に際して他のカプセルからのガンマ線の影響をほとんどなくすように、測定台と線量計には、鉛遮蔽が取付けられている。

測定を終了したカプセルはさらにカプセル落下位置まで測定台を回転し、鉛遮蔽底面から案内管を通して自由落下し、運搬容器に収納されて搬出される。

(3) 制御と安全装置

試料の炉心への挿入は、負圧空気によって吸入される。炉内における試料の位置は、カプセル運搬枠のワイヤ巻取機構に取付けられた位置指示器に示されるほか、マイクロスイッチとパイロットランプによつても指示される。試料をカプセル運搬枠に挿入してから回転台に落下させるまでの行程は電動化されており、マイクロスイッチとステッピングリレーにより自動操作が可能である。回転台から搬出容器への落下は全て手動によって行なう。試料を炉内へ挿入し、または

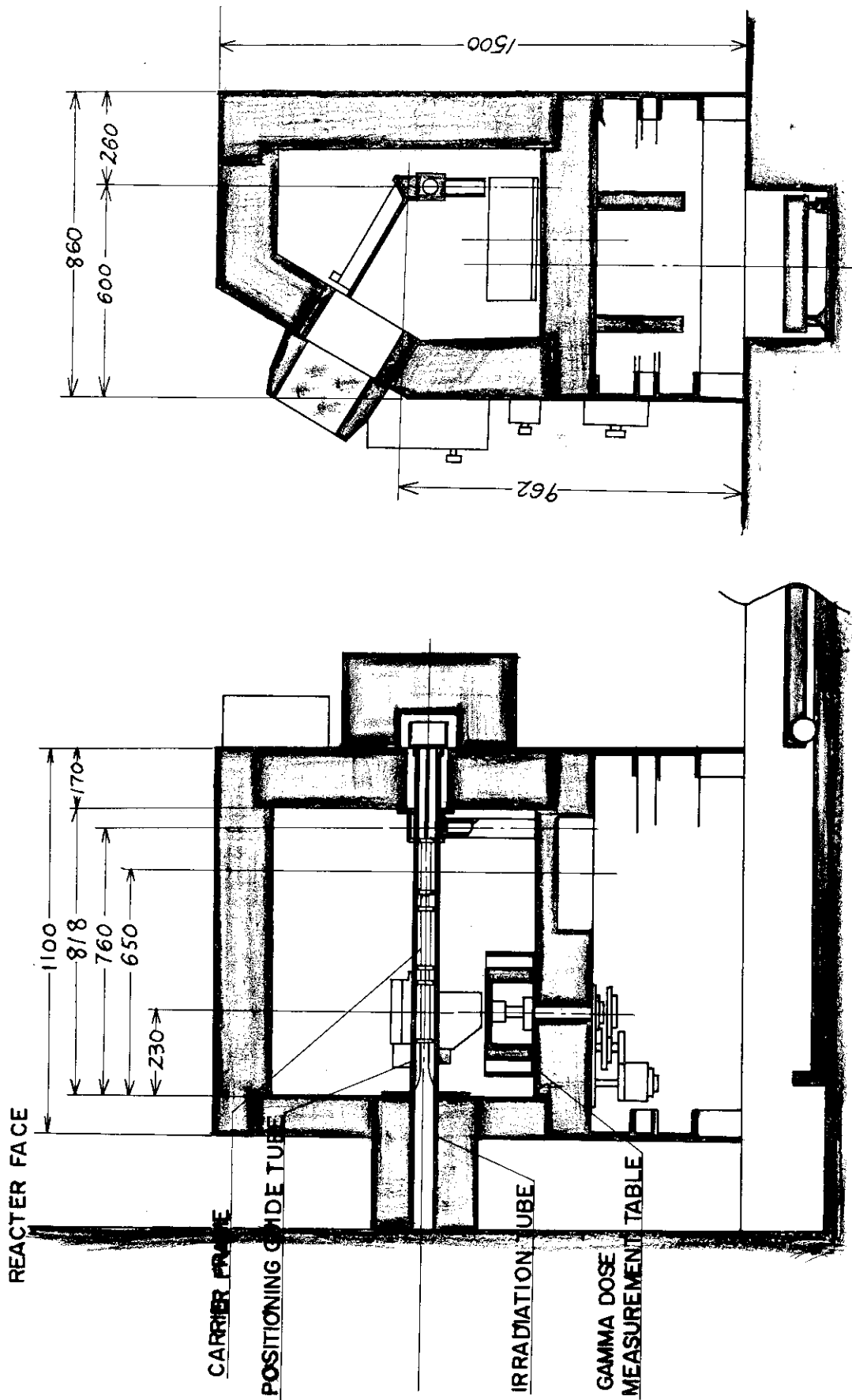


Fig 7.7.5 SECTIONAL VIEW OF ON-POWER LOADING AND UNLOADING FACILITY FOR IRRADIATION SAMPLES

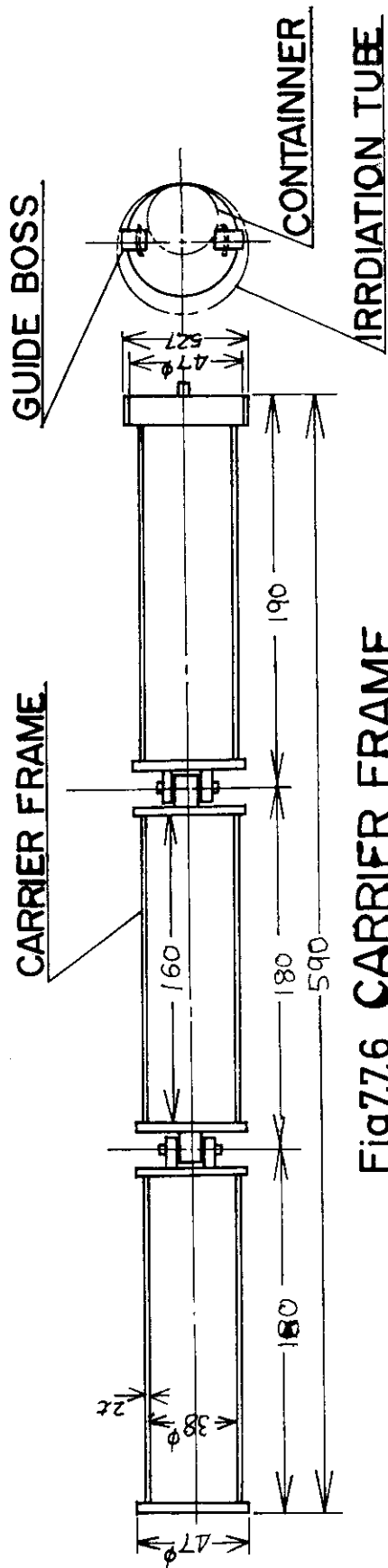


Fig7.7.6 CARRIER FRAME

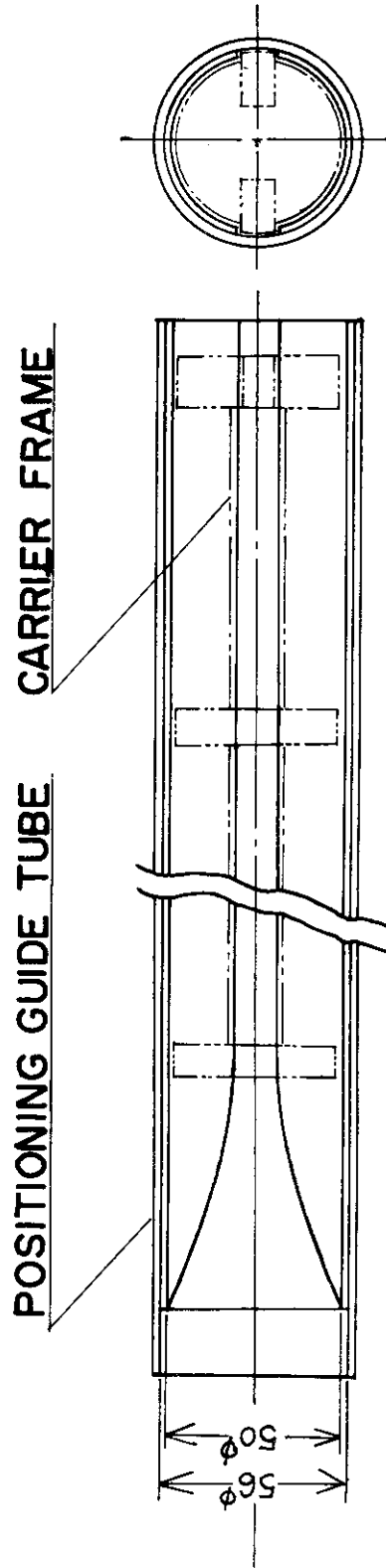


Fig7.7.7 POSITIONING GUID TUBE

取出す際のワイヤの異常な張り弛みを検出するのに張力検出機構があつて、もし何らかの原因でカプセルまたはカプセル運搬車が引掛つた場合には自動的に停止するようになっている。

安全装置としての電氣的インタロックは、試料の挿入と回転台への落下が同時に行なえないこと、試料を回転台から搬出容器へ落下させる場合、搬出容器台車が定位置にあつて案内管が下がつてないと落下させられないことである。

(4) 装置の利用状況と問題点

改造後装置の使用を開始して8サイクルほどになるが、この間大きなトラブルは生じてない。照射申込数は予想より少ないが、旧装置がR I生産専用であつたのに対し、所外利用者も利用できるよつたことは、大きな前進である。しかし、所外の利用者の場合搬出容器が鉛厚5 cm程度なので、照射後1日から2日程度冷却する必要があり搬出容器をより大容量にする必要が生じている。

炉特性に影響する問題としては、炉内管路の近くに炉制御用の安全系の検出器があり、試料カプセルの挿入取出しに際して、上下限それぞれ数パーセントの出力の変化があるので、詳細な特性測定を行なう必要がある。

(研究炉利用課)

7.7.5 JRR-3気送管ラビット転送機

(1) 目的と経過

JRR-3気送管で照射されたラビットカプセルは、JRR-3ホットケーブルに取出したのち、線量率測定、線量率および取出し時間の記録、また線量率による鉛容器への詰替の可否の判定などを行ない、R I製造棟の鉛セルに送られる。P I製造棟では鉛容器に詰替えて利用者に引き渡す。これらは全て手動操作で行なつていたので、作業能率の悪いことが欠点であつた。そこでJRR-3ホットケーブルの作業を機械化する目的でラビット自動転送機を製作した。はじめは一括発注する予定であつたが、機構部と電気系統を別々に発注することになり、総合調整は研究炉利用課が行なうことにした。機構部については部品の詳細までひとつひとつ打合わせながら設計し、電気系統はリレー動作表の作成までを研究炉利用課が行なつた。

(2) 装置の概要

JRR-3気送管照射装置とホットケーブルの関係をFig 7.7.8に、ラビット転送機の機能をFig 7.7.9にそれぞれブロックダイアグラムによつて示す。

照射が終了したラビットカプセルは気送されてホットケーブル内の転送機に到達しここでカプセルの表面線量率を測定する。あらかじめ設定した値を越えた場合は鉛厚3 cmの状態て再び線量率を測定する。ここでは運搬用コンテナの表面許容線量率を想定した線量の値が設定してあり、これを超えるとラビットカプセルは下部の保管庫内にあるカプセルホルダへ落下し収納される。上述の二つの測定値が設定値以下の場合には、「JRR-3～R I製造棟間気送管」の管路にラビットカプセルを落下させ、R I製造棟の鉛セルへ自動的に気送する。それぞれの工程は、操作盤に順次ランプで表示され、一目で現在何が行なわれているかを知ることができる。もちろん手動切換えによつて線量率設定値などに左右されない操作も可能である。線量率測定中のカプセルは、故障した場合を考慮してマニプレータで装置外に引きだせるようになっている。

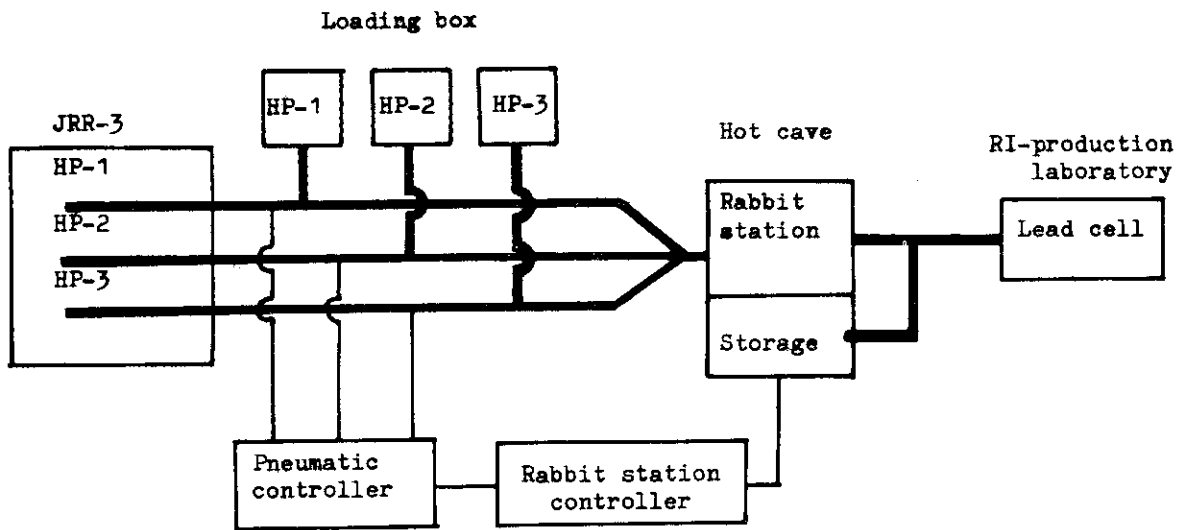


Fig-7.7.8 Flow diagram of Pneumatic rig

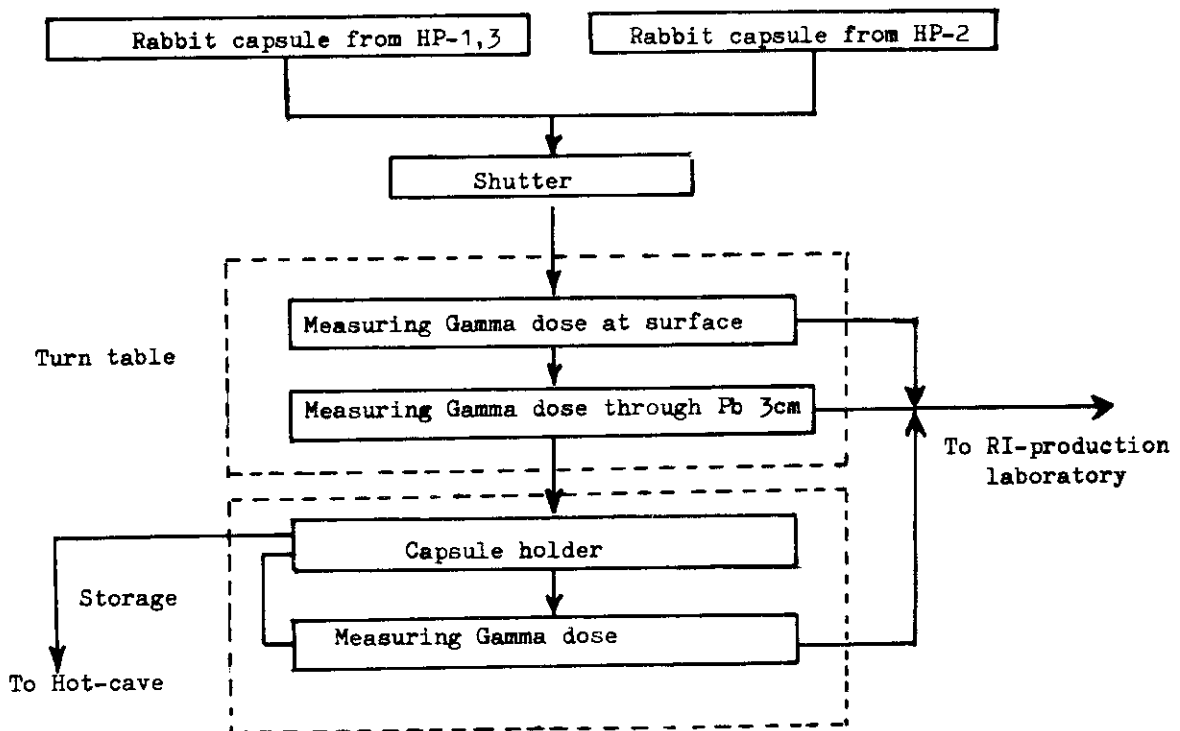


Fig-7.7.9 Flow diagram of Rabbit station

下部の保管庫では、60個のカプセルホルダが連絡されていて平面上をハート型を描いて廻っている。ここに収納されたラビットカプセルは鉛ボックス内で1個ごとの線量率を測定することができ、線量率が設定値以下になれば、ラビットカプセルはR I製造棟への気送管の管路に落下して自動的に気送される。R I製造棟への送りについて、ターンテーブルのラビットカプセルと競合する場合には、保管庫側が停止してターンテーブル側が優先する。シーケンスは、各ホルダおよびホルダのラビットカプセル収納の有無を識別し、記憶する。記憶は電源を切っても消去されない。工程はターンテーブルと同様、操作盤に順次ランプ表示される。Fig 7.7.10に転送機を、Fig 7.7.11.に操作盤面を示す。

(3) 今後の課題

JRR-3気送管装置は、ラビットカプセルの自動押入装置、およびここに説明した気送管ラビット転送機設置によって自動化の目標をかなり達成した。作業場所がJRR-3炉室およびR I製造棟の鉛セルに分散しているので、気送管照射の利用者への便宜および短寿命試料の実験のために、早い時期に集中化施設の建設を実現したいと考えている。

(研究炉利用課)

7.7.6 JRR-3時間照射試料詰替セル

JRR-3における時間照射装置による照射後試料の処理は、従来、炉室内のボール分解セルでボール内のキャプセルを取り出したのち、専用キャスクに収納してR I搬出口からR I製造工場建屋内の試料詰替セルへ搬送し、そこで利用者の一般用コンテナへの詰替を行なっていた。以上のことから問題となっていたことは、作業場所がJRR-3炉室と、R I製造工場建屋とに分かれてしまうため、時間的ロスが多いこと、作業人員が分散してしまうことであった。そこで作業人員と作業場所の集中化をはかるため、

①ボール分解セルと連結した詰替セルを新設する。

②R I搬出用ハッチ上部の電動ホイストを新設したセルにも使えるようにアームの駆動範囲を拡げる。

③炉壁面からボール分解セルへ試料を運ぶ移送容器の容量を増す。

以上の3点について改良し、R I製造工場建屋内での作業をやめて、一連の作業をJRR-3炉室内で行なえるようにした。新設した詰替セルはFig 7.7.12にしめすとおり鉛15cm遮蔽のトングマニプレータ 2基を装備したセルで⁶⁰Co 1キュリー相当の遮蔽能力を持ち、試料取り出し口の位置を専用スペーサで変えることにより、JRR-3用角型コンテナにも、一般用コンテナにも詰替えることができ、詰替えた試料の引渡しは、R I搬出口で行なえるようになっている。また移送容器は、Fig 7.7.13にしめすもので、従来のボール2個収納能力の移送容器にかわり、ボールが10個収納できるものを新設し、作業のスピードアップがより可能となった。

今後の改善点は新設した詰替セルを効果的に使用するために、R I搬出口外側にコンテナ置場と積みおろしを行なう場所を増設することである。

(研究利用課)

7.7.7 JRR-3垂直照射孔の腐食

45年度JRR-3第10サイクルから起った炭酸ガスの漏洩は、VR-3垂直照射孔の平バ

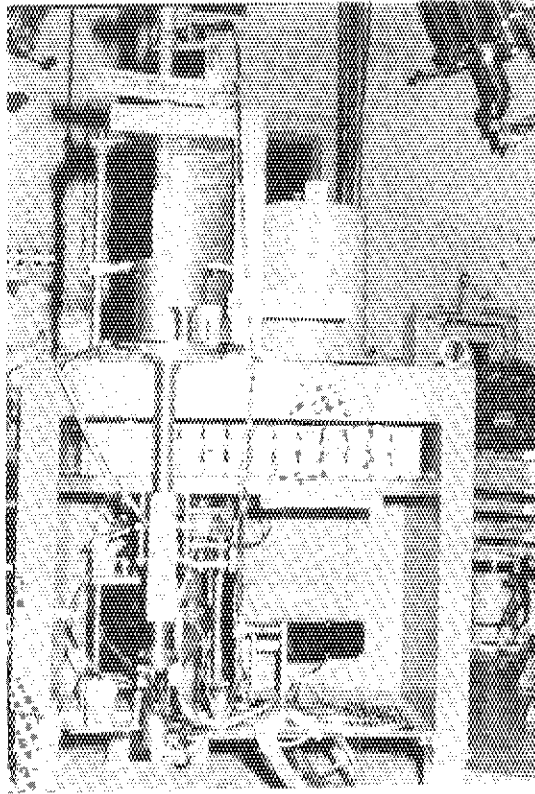


Fig. 7.7.10 The relay station for pneumatic tube in JRR-3

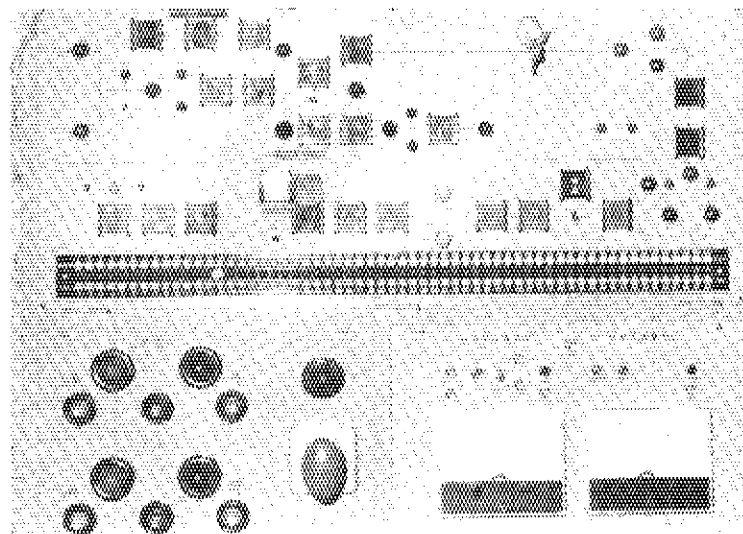


Fig. 7.7.11 Control panel of the relay station

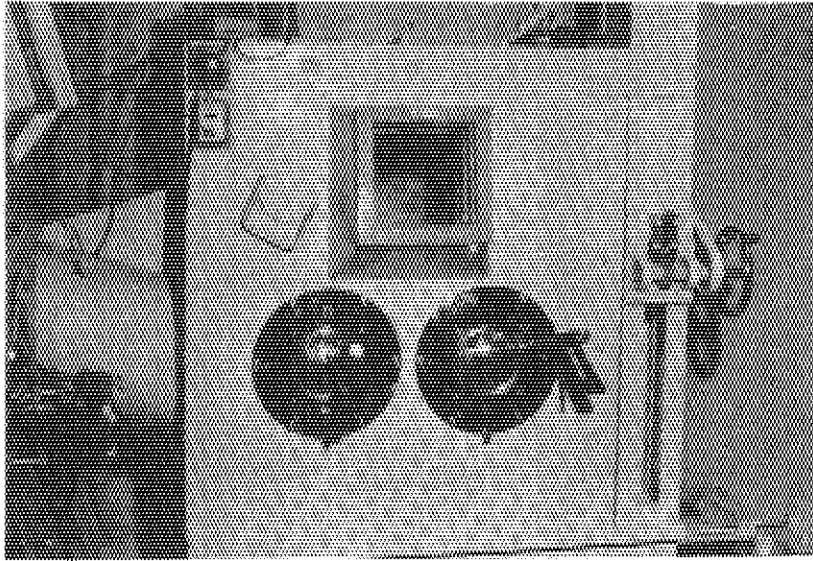


Fig. 7.7.12 Handling cell for hour-requested irradiation sample in JRR-3

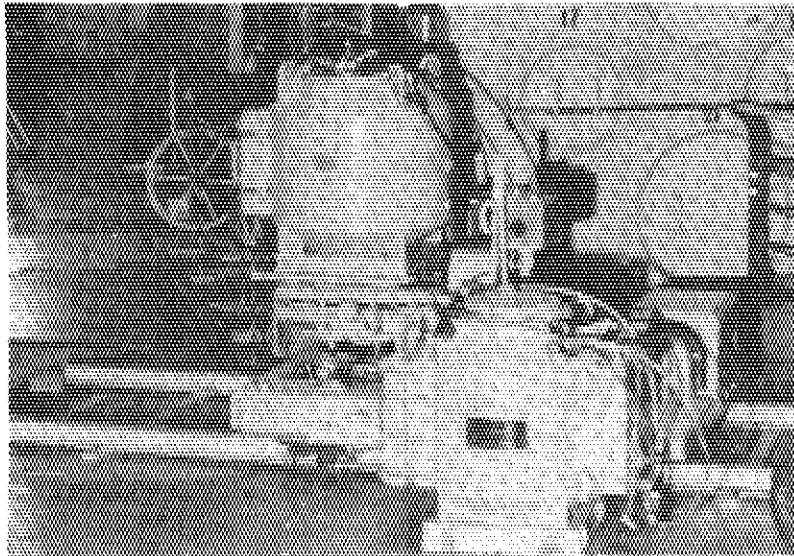


Fig. 7.7.13 Sample container for hour-requested irradiation facility in JRR-3

ッキン部の補修によって一時止まったが、第13サイクルの運転が地震のために一時停止し、そののち再起動した際に再び同様の炭酸ガス漏洩現象が現われた。このため再度垂直照射孔(VR-1, 2, 3)の洩れ検査を実施したが、平パッキン部からの洩れは検出されず、VR-3保護筒全体としての洩れが確認されたため、46年度第2サイクル運転終了後に、同照射孔の保護筒を予備品と交換した。6サイクルに及んだ炭酸ガスの漏洩は、これで止まった。Fig 7.7.14にVR用保護筒の概略形状と、平パッキン部の構造を示す。保護筒は全長5320mm、不銹鋼製のガスシール部が上部につき、その下に厚さ2mmの耐食アルミニウム製3段形の照射筒があり、下方は外径52mmである。

炉内から拔出したVR-3保護筒は、表面約20R/hのため、ホットケープ内で外観検査を行なったのち、保管庫に納め約1カ月冷却後に再検査を実施した。その結果、保護筒の下部から30~40cmの位置に、直径1~4mmのpitting corrosionが数个所見られ、これらはFig 7.7.15~Fig 7.7.17の写真に示すように、ほぼ同じ高さに集中して発生していた。腐食個所は酸化物で被われ、肉眼およびバブルテストでは貫通孔は確認できなかった。アクティブのためそれ以上の検査はできなかった。VR用保護筒は

- ①使用を開始してからは常時重水につかっていた。
- ②腐食の発生した位置は、炉の構造物など接しているものは何もない。
- ③重水温度は原子炉の運転、停止による周期的な変動があり、最高55℃前後である。
- ④重水電気伝導度は通常約0.3~0.4 $\mu\text{S}/\text{cm}$ くらいである。

以上のような条件下で使用し、耐食アルミニウムは腐食しにくいと考えられるので腐食の状態から素材の製作過程で異種金属粒が混入し、重水中で使用中に局部電池を形成して腐食したものである。

(研究炉利用課)

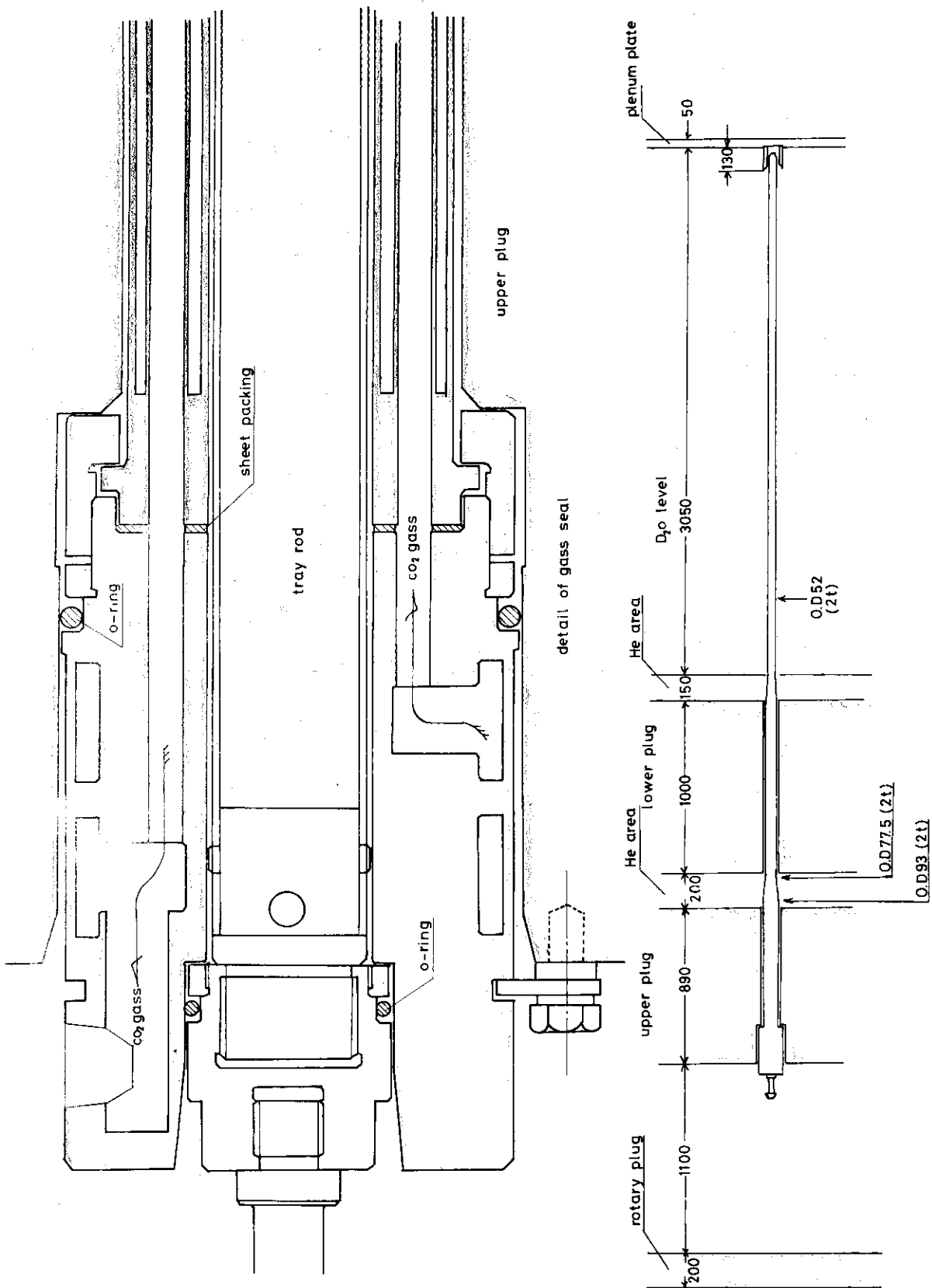


Fig7.7.14 JRR-3 VR Irradiation Hole

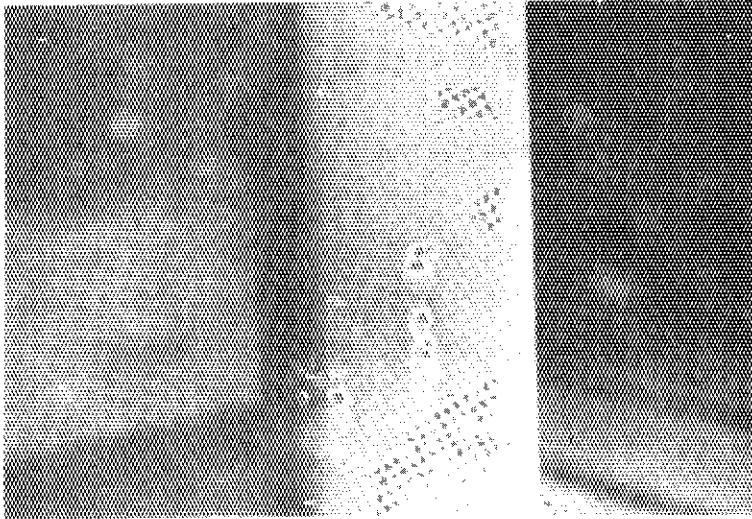


Fig. 7.7.15
Pitting corrosion
on the VR-3 guide tube

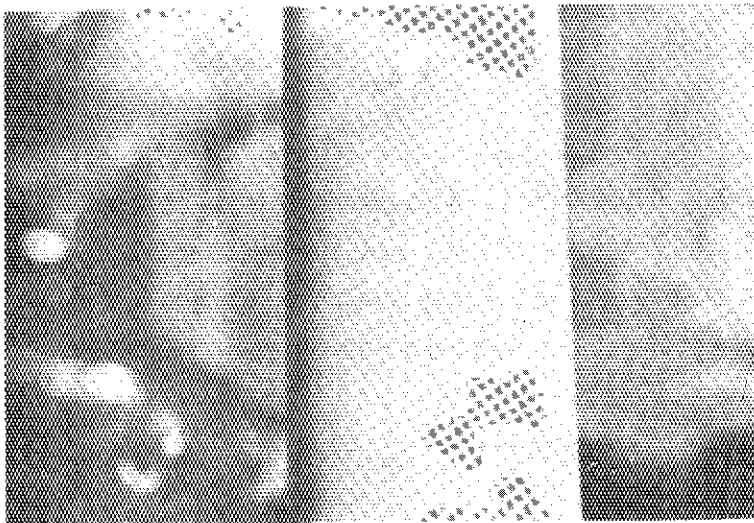


Fig. 7.7.16
Pitting corrosion
on the VR-3 guide tube



Fig. 7.7.17
Pitting corrosion
on the VR-3 guide tube

7.8 ホットラボの技術

7.8.1 マイクロドリリング装置およびマイクロアースキャンナの開発

(1) マイクロドリリング装置

45年度に発注した改造のための購入品が納入されたので、ホットラボ技術4係(工作担当)の協力を得て、ドリリング装置の改造とジュニアセルの整備を行なった。装置の改造は

- ① 試料台をドリルの真下位置、左側90°回転位置の2カ所でロックするためのストッパーの取り付け
- ② 試料台の遠隔駆動のためのマイクロモータの取り付け
- ③ 電磁弁、手動弁の配置替え

等である。改造後、操作の難易性を確かめるため未照射 UO_2 ペレットを用いてセル外試験を行なった。その結果、更に根本的に解決しなければならない次のような問題点が指摘された。

- ① ドリルの“ブレ”によるドリルの破損
- ② ドリルの送り速度の制御法
- ③ ドリルの機械的強度
- ④ ドリルの最適回転数

①はドリルチャックの不良であり、工作課の協力を得て新規に製作した。②は粗調整と微調整の二つのコントローラーを並列に取りつけて、約1mm/minの送り速度を得ることができた。③はドリル形状を変えると共に刃とシャンク部を一体物で製作するよう仕様を変更した。④はこれら①、②、③を調整したあと試験の結果から3,000~3,500rpmが適当であることがわかった。

ドリリング装置を内装するジュニアセルの改造は

- ① 装置を固定する基礎板(鉄板12mm)の取り付け
- ② ベリスコープの取り付け
- ③ M-H型マニプレータの取り付け

等であり、すべて完了した。

(2) マイクロアースキャンナ

45年度に手持ちのキャンナの改造左様を作成し46年度第2四半期に改造を終了した。主な改造点は

- ① X軸オート時間設定用1minタイマーを15~30minタイマーに変更(スピードは30mm/11min)
- ② オートのキャンニング方法をX軸往復測定方式でなくX軸で一方送り方向でのみ測定するように変更
- ③ スキャンニングステージを前後方向に移動させるため移動架台の製作

これらの改造後キャンナのセル組込みを終了し次年度にホットランを予定している。

(ホットラボ管理室)

7.8.2 小型カッター類の開発(その2)

UO₂ 切断機は前年度に送り装置の検討を行ない、自動送りの変速機としてゼロマックス(JK-3)の採用を決め装置の本体取り付け等の工作を行なった。切断機の開発目標はホットケープにおいて照射済燃料を効率良く任意の位置で切断することに置かれるが、この際留意しなければならないのは故障時の措置法である。このため、装置の除染性、解体なども検討しておく必要がある。また切断機本体の性能は次のとおりである。

主軸動力系

モータ 0.4KW 200V 1410 rpm 2.4 A
RINGCONE TYPE SCM-400B

伝達 Vベルト伝達(2連) 増速比218

主軸回転範囲 200~700 rpm

送り装置関係 自動送り可変型

モータ 0.2KW 100V 1440 rpm 5.6 A

変速機 ゼロマックス(JK-3)

ギヤ減速 減速比 1/240

送り速度範囲 1.3~2.8 mm/min

切削油給油方式 オイルバス方式, 着脱可能

照射済燃料の場合未照射燃料に比べて硬度が増加しているため、刃の材質に特に配慮しなければならない。本年度は本切断機用の刃として低粒度ダイヤモンド刃とレジノイド刃の2種類について切断試験を行なった。

本切断機は主として東海炉の天然金属ウラン燃料およびJPDRなどの軽水炉UO₂燃料の切断に使用するが、各種の刃の切断試験は初めにSUS-27で行ない、次いで未照射天然ウラン燃料を用いた。試料は何れも外径40 mmφ、内径24 mmφの中空棒を用いた。低粒度ダイヤモンド刃(210 mmφ、1.2 mm t、ダイヤ層3 mm、粒度100 μ、ボンドMC-33)については試験の結果主軸回転に対する負荷が大きいため切断途中で刃が停止することが多く、良好な結果は得られなかった。このため焦点をレジノイド刃に絞って試験を行なった。レジノイド刃の場合は砥石の摩耗が大きいたことが最大の欠点であるがSUS試料の切断(横断面)では外径の減少は1 mm/one cut以下であり、未照射天然金属ウラン燃料の切断では同様に0.8 mm/one cutであった。東海炉天然金属ウラン燃料はモニタリングのために1要素あたり8~10 cut行なうので、この摩耗量を見込んだ砥石径であれば十分なわけであり、本UO₂切断機の場合これが230 mmφ(1.0 mm t)となる。

なお、本切断機を増設ダーティケープに内装し、燃焼度約6000 MWD/Tの東海炉燃料の切断を行なって良好な結果を得た。ただし、飛散する切粉による汚染を防止する方法など引続き開発を進める必要がある。

また、卓上小型精密切断機を改造した遠隔操作型DW-I型切断機は駆動装置カバー、寸法測定装置、試料チャックストッパーなど機械的改造と寸法測定用リミットスイッチ等の取り付けを行ないコールドテストを実施中である。

(ホットラボ管理室)

7.8.3 スチールセルの放射線漏洩試験と部分的遮蔽体の追加工事

(1) 概要

スチールセルはセル前面が鉛10 cm、セル背面が普通コンクリート70 cm（背面扉は鉄鋼14 cm）、セル天井が鉄10 cm（No.6セルのみ14 cm）の遮蔽体で建設され、その取扱容量は0.5 Ci（1 MeV）である。スチールセルは主として東海炉の圧力容器鋼材監視試験を行なう目的で建設されたものであるが、その他にJRR-2、JPDRおよびJMTRで照射したのも数多く手がけている。取扱い試料の照射がJRR-2、JPDR、JMTRと中性子束の大きな原子炉に移るにつれて照射量が増大し、試料によっては100 mrem/week^{注1)}（2 mrem/hr）を越える放射線量が測定されたため応急措置をし7セル前面のみ一部に鉛5 cmの補強を行なったが、いまだオペレーションおよびサービスエリア作業に支障をきたす例が多い。このためセルの遮蔽能力をチェックし取扱容量を増加するための対策を検討する目的でおよそ0.54 Ciの⁶⁰Co線源を使用して放射線漏洩試験を行ない^{注2)}その対策を講じた。

注1) 「放射線を放出する同位元素の数量を定める件」

（科学技術庁告示第22号）

注2) スチールセルについて過去に遮蔽チェックを実施した記録がない。

(2) 線源強度の決定

線源強度の決定には計算による方法と測定による方法の2方法があるが、測定をスチールセルで行なった場合セル内壁による散乱線の影響で正確な値を求められない恐れがあるので計算値を用いることとし、測定値は参考データとすることにした。線源強度は計算の結果0.54 Ciであった。

線源強度の測定はスチールセルNo.3を使用して行なった。その結果は次のとおりである。

距離 (m)	線量率 (R/h)	線源強度 (Ci)
0.7	1.45	0.54
1.0	0.75	0.56
		平均 0.55

(3) 線源位置

線源位置は各セルともA:コンベア上（前面内壁から35 cm、床面から80 cm）、B:窓の前方（前面内壁から60 cm、床面から140 cm）、C:背面（背面内壁から40 cm、床面から80 cm）の3点について測定を行なった。

(4) 取扱い試料の放射能強度

概要に記したようにこの試験の目的が取扱い試料の放射能増大にともなり対策を検討することにあるので今後取扱い試料の放射能を次のように想定した。

原子炉 : JMTR（出力30 MWの場合）

照射孔 : L-11

照射時間 : 42日

試験片 : シャルビー標準試験片 (ASTM A302 B)

冷却時間 : 30日（標準）

この結果シャルビー試験片1本は照射後1カ月冷却の時点では約55 Ciの放射能を有し、これ

を⁶⁰Coに換算すると約1.8 Ciとなる。さらに照射後4カ月の時点ではシャルピー試験片1本は約1.2 Ci, ⁶⁰Co換算で450 mCiとなる。

すなわち、セルは最低⁶⁰Co 450mCiの遮蔽能力が要求されることになる。

(5) 線量率の計算

東海炉圧力容器にはAlキルド鋼が使用され、JRR-2, JPDR, JMTRでそれぞれ照射された鋼材はASTM-A302B, A533, A542などである。これらの鋼種の化学成分はFe, C, Mn, P, Ni, Cr, Mo, Alであるが、成分含有量, 放射性同位元素の存在比, γ線のエネルギーなどから⁵⁹Fe, ⁵¹Cr, ⁹⁸Moが冷却後において支配的放射能強度を有している。このなかで⁵⁹Feは1.1 MeV(55.6%), 1.29 MeV(4.4%)のγ線を放出し、成分含有量も90%余と大きく、β崩壊により⁶⁰Coになり、⁶⁰Co(n, γ)反応で⁶⁰Coが生成するがこの生成比は非常に小さい。それ故、この反応で生成する⁶⁰Coは考慮外として⁵⁹Feについて考えることにするが、ステールセルの取扱容量を決めるには放出エネルギーが⁵⁹Feより大きく、一崩壊毎に1.17 MeV(100%), 1.33 MeV(100%)のγ線を放出する⁶⁰Coについて遮蔽計算を行えば安全側である。

計算値と測定値による値の比較をTable 7.8.1に示す。ただし、μおよびBはNYO-3075 (Goldstin et al)の教値を使用した。

Table 7.8.1 Comparison of the experimental value with calculated value by ⁶⁰Co

Cell No.	source location	Front shielding		Rear shielding		Roof shielding	
		Experimental	Calculated	Experimental	Calculated	Experimental	Calculated
No. 1	A	32	16.8	1.6	-	10	-
	B	30	-	5.6	-	30	60
	C	2.6	-	7.3	16.1	40	-
※ No. 2 ○	A	0.90	0.846	0.32	-	15	-
	B	3.7	-	0.24	-	30	60
	C	2.3	-	1.5	0.99	23	-
※ No. 3	A	0.16	0.846	4.2	-	16.5	-
	B	3.0	-	7.7	-	30	60
	C	0.75	-	10	16.1	15.5	-
No. 4 ○	A	10	16.8	0.17	-	17.5	-
	B	6.0	-	0.05	-	32	60
	C	5.0	-	0.42	0.99	17.5	-
※ No. 5	A	0.42	0.846	2.9	-	17	-
	B	2.1	-	6.8	-	40	60
	C	3.5	-	9.3	16.1	16.5	-
※ No. 6	A	1.4(20)	0.846	2.2	-	3.4	-
	B	2.5	-	8.5	-	5.0	16.1
	C	0.9	-	9.0	16.1	4.8	-

※ The cells have 15 cm lead shielding in part in front lead wall (others have 10cm lead shielding)

○ The cells have 70 cm ordinary concrete rear shielding (others have 14 cm steel shielding door)

(6) 換算係数

このセルの取扱容量は 0.5 Ci (1 MeV) と規定されているので放射線漏洩試験の結果、この規定を満足しているが対比するための換算係数を求め、次の値を得た。

№. 1	№. 4 セル	0.11
他セル		0.06

(7) 考 察

前面鉛遮蔽厚 10 cm で施工された №. 1 セルの表面線量率 32 mR/h および №. 4 セル 10 mR/h に換算係数を乗じてそれぞれ 3.52 mR/h , 1.10 mR/h を得る。 3.52 mR/h は ICRP 勧告の 100 mrem/week より多く漏洩し、この部分に点状欠陥が存在する可能性が考えられる。№. 4 セルの 1.10 mR/h は問題ない。また内側に補強を行なった №. 2, №. 3, №. 5, №. 6 セルは 0.5 mCi (1 MeV) の線源の場合、換算係数を乗じてそれぞれ 0.054 , 0.01 , 0.03 , 0.08 mR/h を得る。№. 6 セルの 2.0 mR/h はこの部分にコンベア駆動装置があるため補強ができなかった個所であり、これに換算係数を乗ずると 1.2 mR/h となってこの個所もほぼ問題ないといえる。

さて(4)に述べた照射後4カ月を経過したシャルピー試験片1本を取扱うには鉛 15 cm の遮蔽が必要である。試験片2本を同時に取扱うには5カ月余の冷却期間を要する。シャルピー試験の場合同一試験温度で最低3本の試験を行なうので同時に3本取扱うには190日程度の冷却期間が必要となる。照射後6カ月後に試験結果を提出する場合には照射後4カ月で試験を開始するものとすれば取扱い量は試験片3本で 3.6 Ci , ^{60}Co 換算で 1.5 Ci として 17 cm の鉛遮蔽が必要である。

今後建設する機械的性質測定用鉛セルは、余裕をみて6本程度の試験片を同時に取扱えるよう鉛遮蔽厚 $18 \sim 20 \text{ cm}$ で計画されるのが望ましいが、現在のスチールセルを鉛 17 cm 以上となるよう鉛を補強することは遮蔽窓、ポールソケット等を造り替えねばならず、それはほとんどセルの全面的な改造に等しい。

(8) 結 論

スチールセルの取扱い容量は(1)概要で述べたように 0.5 Ci (1 MeV) であるが、本放射線漏洩試験の結果、(7)考察に記したように №. 1 セルの1点を除きこの取扱容量に問題はない。次に(4)の取扱い試料の放射能強度で試算したような試験片2本を同時に取扱う場合は次に述べるような補強等の措置を講ずる必要がある。

- ① №. 1, №. 4 セル前面内側に他セルと同様に鉛 5 cm の補強を行なう。
- ② №. 1, №. 3, №. 5, №. 6 の前面コンクリート部分に鉛 5 cm の遮蔽を追加する。
- ③ №. 6 セルのコンベア駆動装置の個所には前面から鉛 5 cm の補強を行なう。
- ④ №. 1, №. 3, №. 5, №. 6 セルの背面表面線量率が高いので遮蔽扉内側に鉛 3 cm の補強を行なうかセル背面に立入り防止用の移動可能なバリヤーを設ける必要がある。ただし №. 2, №. 4 セル背面にはさしあたって補強の必要はない。
- ⑤ 天井の漏洩、特に M-7 マニプレータホールからの漏洩が大きい。無用な被曝を防止するため、セル内に試料がある場合には天井への立入りを禁止するか M-7 マニプレータの Cone seal assembly^{注3)}を装備すべきである。

注3) M-7 マニプレータのスリーブ側の貫通孔を遮蔽するもの。

(9) 追加工事

上記(8)の結論に伴い46年度は①②③の措置を講じた。

(ホットラボ管理室)

7.8.4 ホット排水管の汚染状況とその対策

ホットラボの高放射性廃液として除染に使用された水、金相試験の試料研磨液その他があり、排水系統は化学ケープ系、旧冶金ケープ系および増設ケープ系の三つの系統に分けられ鉛管および硬質塩化ビニール管が使用され、それぞれに廃液貯槽が設置されている。これら三つの系統のうち今回高放射性汚染が検出されその対策が検討されているのは増設ケープ系であり、ストレージケープ、ダーティケープ、メンテナンスケープ、スチールセル、ウランマグノックスセルおよびグラファイト実験室の排水を行なり系統である。これらストレージケープ等からの排水は地階廃液貯槽室のタンク(4ton×2基)に貯水され放射線管理課の検査ののちホットラボ～処理場間に埋設されている輸送管によって処理場に送られる。

昭和46年11月上記増設ケープ系排水管の外表面における放射能測定(放射線管理課係員が実施した)を行なった結果、5~2500mR/hrの線量率があることが判明した。特にダーティケープとメンテナンスケープからの排水が流入する本管の曲部およびウランマグノックスセルの排水トラップ底部に高線量率が測定された。これらの汚染は酸化ウラン、ジルカロイ、マグノックス、鉄系材料等の微粒子が排水管内面に付着蓄積したものと考えられる。

排水管の線量を低くする方法が検討され次の①および②を実施することにした。

① 増設ケープ系排水管内の洗浄(実験)

② 高汚染部排水管の更新

①は洗浄剤を加えた水1~1.5tonをサービスエリア床排水口から排水管に注入し約10時間管内に放置して除染を行なりもので、洗浄前後の排水管外表面の線量率および廃液タンクの放射能濃度の変化を測定して除染効果を決定する。

②は①の洗浄効果がない場合に実施する方法であり、高汚染部排水管を切断(曲部を含め65VP管約10m)廃棄し新しい管を接続取付けるものである。

47年3月洗浄液としてEDTA-2Na(0.5w/o)+市販固形石けん(0.01w/o)の水溶液(PH=6)を用い洗浄を行なった。洗浄液500ℓを排水管に注入した時排水管点検用盲フランジ部から漏洩があり、急ぎに注入を中止し管内の洗浄液を廃液タンクに落した。

洗浄前後の排水管外表面線量率は変化がみられなかった。一方廃液タンクの廃液を測定した結果は次のとおりであった(3月9日ホットラボ放射線管理係測定)。

$$\beta\gamma \text{放射能濃度: } 1.3 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$$

$$\alpha \text{放射能濃度: } 4.1 \times 10^{-6} \sim 3.6 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$$

上述の α 放射能濃度は処理課受入れ基準を上回り洗浄をこれ以上続けることは排水処分の点から問題があるとの結論を得たのでこれを中止した。ひきつづき②高汚染部排水管の更新の準備を進めており早急に実施する予定である。しかしながら高汚染部排水管の更新は単なる応急措置であり放射性物質の蓄積を防止しない限り根本的解決にはならない。

今後、ホットラボにおける取扱い試料はますます高照射(高燃焼度)となることを考え早急に

根本的対策を行なわなければならない。

なお、排水管の汚染対策として次の①～⑤について検討・究明する必要がある。

- ① 排水管内汚染の原因となる放射性物質の種類、性（形）状と付着、蓄積のメカニズムを調査する。
- ② 放射性物質等汚染源のケーブあるいはセル内での回収方法の改善策。
- ③ 排水管の材質、構成を検討し放射性物質の蓄積しにくいような改善策あるいは蓄積した場合の除去法の開発。
- ④ 廃液タンク内の放射能濃度の上昇対策（処理課の廃液受入れ基準を含む）。
- ⑤ 高い放射能濃度廃液の固形化。

（ホットラボ管理室）

8 研究開発

Research and Development

8.1 JRR-2 燃料非破壊検査装置(その1)

JRR-2では、昭和43年度に、装荷燃料の反応度不足という現象が生じ、原子炉の運転に支障をきたした。そこで原因を調査するために種々の検査が行なわれたが、特に ^{235}U 量の確認は大きな問題としてとり上げられた。

その後、非破壊法により燃料要素の ^{235}U 量を確認できる方法について44年度から調査検討を進めてきた。

45年度に入り、今後の燃料の ^{235}U 量の確認をも含めて非破壊法による燃料検査装置の開発を計画し、46年度に装置の製作を行なった。引続き47年度に、測定実験を行なり予定である。ここでは測定の方法と装置の概要について述べる。

測定方法

(1) Natural gamma Ray による測定

燃料要素を2本のシンチレーション検出器の間をスキヤンさせ、 ^{235}U から出る185 KeVのエネルギーピークを弁別し、計数率を測定し、あらかじめウラン量を求めてある標準燃料要素の計数率と比較することにより、検査燃料のウラン量を求める方法である。標準燃料要素にはウラン量の異なるものを数本計測し、ウラン量と計数率の関係を較正曲線にしておく。ただしこの較正曲線を作るにあたり、計測器のドリフトによる計数誤差や、試料の自己吸収による影響、検出器のジオメトリー等について十分検討しておく必要がある。

検出器 $3'' \times 3''$ NaI
 ^{235}U ピークエネルギー 185 KeV
 スキヤン 90° 回転 2回
 目標計数値 4×10^6 cpm
 γ線フィルター Cd & Wシート

(2) 中性子による測定

中性子計測による方法には、熱中性子による測定法と熱外中性子による方法とがあるが、測定原理は同じである。この方法は燃料中に含まれるウラン量を測定するのに用いられるが、一方可燃性添加物を含む燃料の中性子透過量を計るのにも用いられる。測定は、検査用燃料を中性子源と比例計数管6本との間をスキヤンさせ、透過中性子の計数率を測定し、標準燃料要素の計数率と比較することにより、ウラン量および添加物の量を求める。

検出器 BF_3 6本
 中性子源 ^{252}Cf 10 μg (5.3 mCi)
 Emission Rate 2.34×10^7 n/sec
 目標計数値 10^6 cpm

燃料検査装置

巾50 cm、長さ約240 cmの台座の上を燃料移動台車にのった燃料が左右に動くようになっている。台座を巾方向からみて両側からはさんだ形で、シンチレーション検出器が2本と、一方に BF_3 が6本収納してある検出部と反対側に中性子源の入っているホルダーが位置するよ

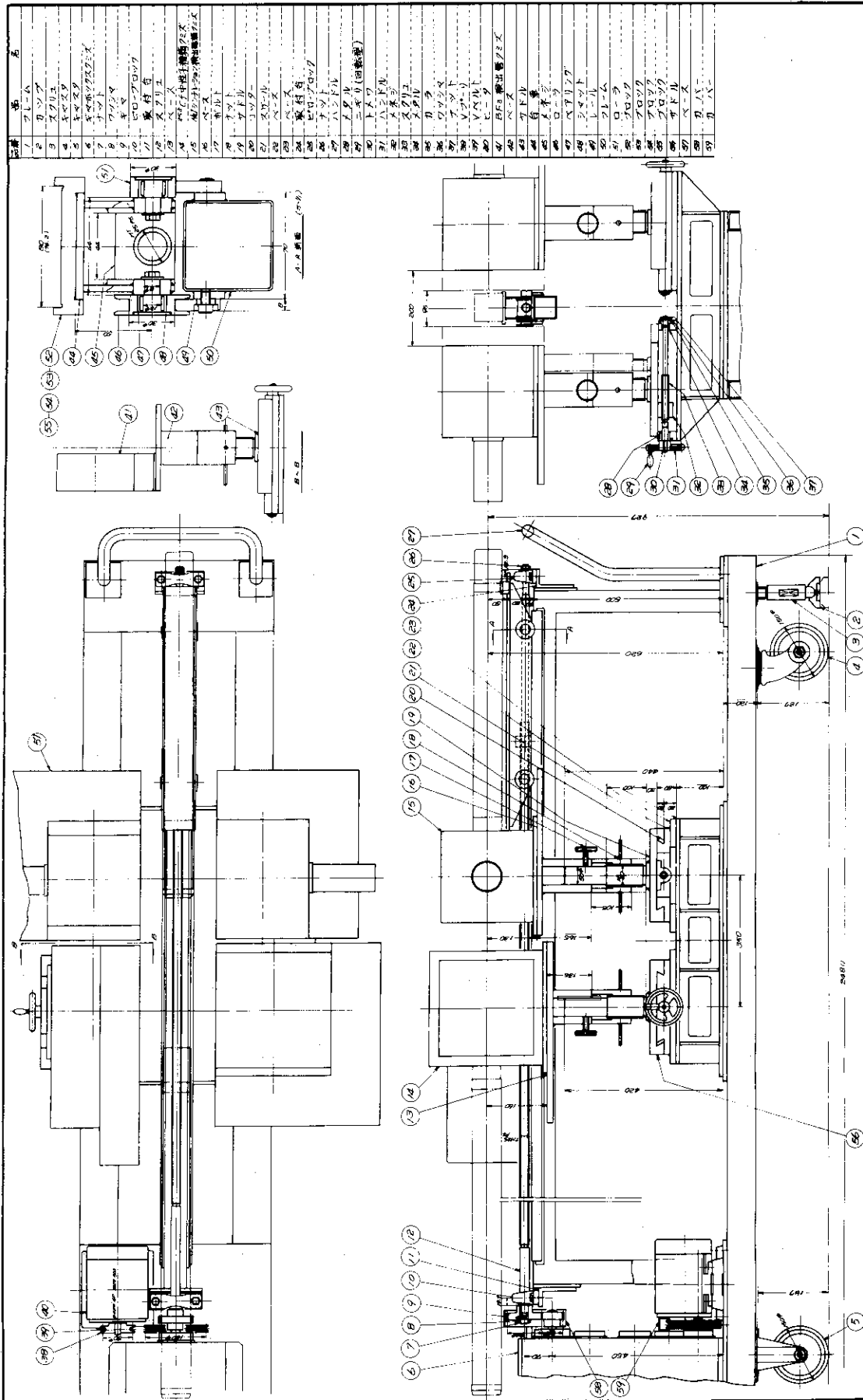


Fig. 8.1.1 JRR-2 Fuel non-destructive test equipment

うになっている。この検出器の部分と中性子源ホルダーは、燃料の移動する方向と直角の方向に移動でき位置の調整ができるようになっている。燃料の移動は、スクリー方式で $\frac{1}{2}$ HPインダクションモータを使用し駆動する機構をとった。完成図をFig. 8.1.1に、本体の写真をFig. 8.1.2に示す。

(JRR-2 管理課)

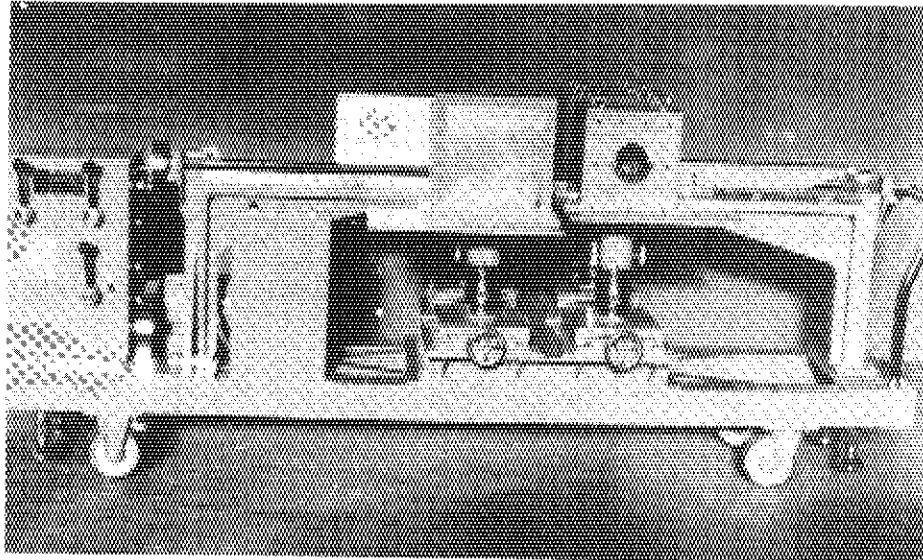


Fig. 8.1.2 Fuel non-destructive test equipment

8.2 ホウ素添加燃料の試作

46年度に、可燃性毒物入り燃料の検討の才1段階として、45年度に試作したホウ素添加燃料板の照射試験について報告した。46年度に入り、引続き燃料要素の試作につき検討し、12月に発注をしたのでこれらについて述べる。

今回のホウ素入り燃料の試作の目的は、炉に挿入したときの燃料の反応度試験をはじめとし、燃焼度、機械的、化学的特性、中性子束分布等を総合的に調査することである。試作本数は、炉に挿入するのが1本であり、 ^{235}U 量は、JRR-2B型燃料要素と同じ195 grで、添加する天然ホウ素量は、1本当り1.0 grとする。

(1) ホウ素添加方法と添加量

燃料板芯合金U-A ℓ 中に一定割合のホウ素を添加する場合の反応度にも与える影響について調べた結果、 ^{235}U とホウ素が同じ領域に分布している場合は、 ^{235}U の燃焼率と ^{10}B の燃焼率の関係はFig. 8.2.1に、 ^{235}U の燃焼率と反応度との関係はFig. 8.2.2に示すようになった。

ホウ素を添加しない場合の燃料では、Aリングで30%燃焼させたとき、1本当り0.8% $\Delta k/k$ の反応度減少を与える。炉内の各要素の平均燃焼率は取出時で約25%であるが、最大燃焼率は30%に制限されている。したがって、約25%の燃焼に対して反応度の変化が0になる量のホウ素を添加しておけば、燃焼による反応度の減少はおさえることができる。

実用燃料で最適な反応度変化を選ぶ他の条件は、 ^{235}U 量であるが、この試作燃料はB型燃料

と同量の²³⁵U量であり、B型燃料と混合して使用するものであるから、反応度については、抑制効果のみが働き、また熱的な条件も問題ない。

以上の点から、試作燃料の製作方法は、燃料芯合金中に一定の割合のホウ素を添加する方法を採用した。添加材は、天然ホウ素を使用することにした。添加量は、²³⁵Uの燃焼度が、約25%になったとき、反応度変化が、0になるように選んだ。燃料板の合金成分比を次の表のようにした。このときの要素当りのホウ素量は1.0 grとなる。

(2) 反応度変化 Table 8.21 Concentration of uranium and natural boron in a fuel plate

²³⁵Uおよび¹⁰Bの燃焼による反応度変化を摂動計算により求めてみた。計算はそれぞれ箇条変化に伴う吸収断面積および分裂断面積の変化をもとにした近似式を用いた。近似式は次に示す。

	Outer fuel plate	Iner fuel plate
Uranium (90% ²³⁵ U)	8.0 w/o	2.24 w/o
Natural boron	0.10 w/o	0.10 w/o

$$\Delta K_B = x_1 \cdot \sigma_f^5 \frac{\Delta N_5}{N_5^0} - x_2 \left\{ \sigma_a^5 \frac{\Delta N_5}{N_5^0} + \sigma_a^{FP} \frac{\Delta N_{FP}}{N_5^0} + \sigma_a^B \frac{\Delta N_B}{N_5^0} \right\}$$

ここで

ΔK_B : 燃料の中性子照射による反応度変化

N_5^0 : 領域内の²³⁵Uの初期装填量

ΔN_5 : ²³⁵Uの燃焼による減少量

ΔN_B : ¹⁰Bの燃焼による減少量

ΔN_{FP} : 燃焼によるFPの増加量

$\sigma_f^5, \sigma_a^5, \sigma_a^{FP}, \sigma_a^B$: 2200 m/sec に対する²³⁵Uの分裂および吸収面積とFPと¹⁰Bの吸収断面積 (barn)

x_1, x_2 : 摂動計算によって求めた巨視的断面積の微小変化に対する定数

上式を²³⁵Uおよび¹⁰Bの燃焼率を用いて書き換えると次式になる。

$$\Delta K_B = \mu \left\{ -x_1 \sigma_f^5 + x_2 (\sigma_a^5 - \sigma_a^{FP}) \right\} + x_2 \cdot \omega \cdot P \cdot \sigma_a^B$$

ここで

μ : ²³⁵Uの燃焼率 $\mu = \frac{\Delta N_5}{N_5^0}$

ω : $1 - (1 - \mu)^n$ ¹⁰Bの燃焼率

n : ¹⁰Bの²³⁵Uに対する断面積変化

P : ¹⁰Bの²³⁵Uに対する添加率 $P = \frac{N_B^0}{N_5^0}$

この式を用いて¹⁰Bと²³⁵Uの燃焼率との関係を示したのがFig. 8.2.1, 燃料要素の反応度変化を、各リングに1本挿入したときについて求めてみたのがFig. 8.2.2である。これによると²³⁵Uの燃焼率が25%までの範囲で反応度の下降はない。またこの燃料要素を各リング

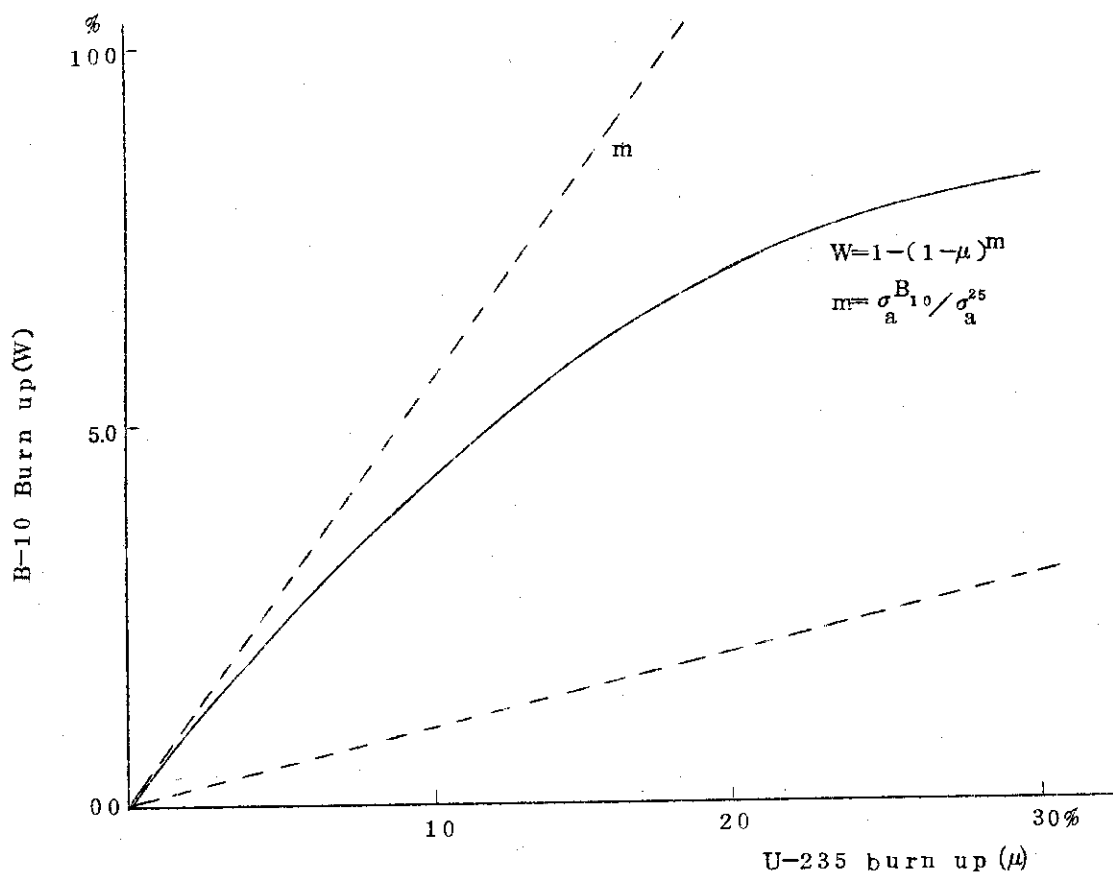


Fig. 8.21 Change of burn up percent of natural boron

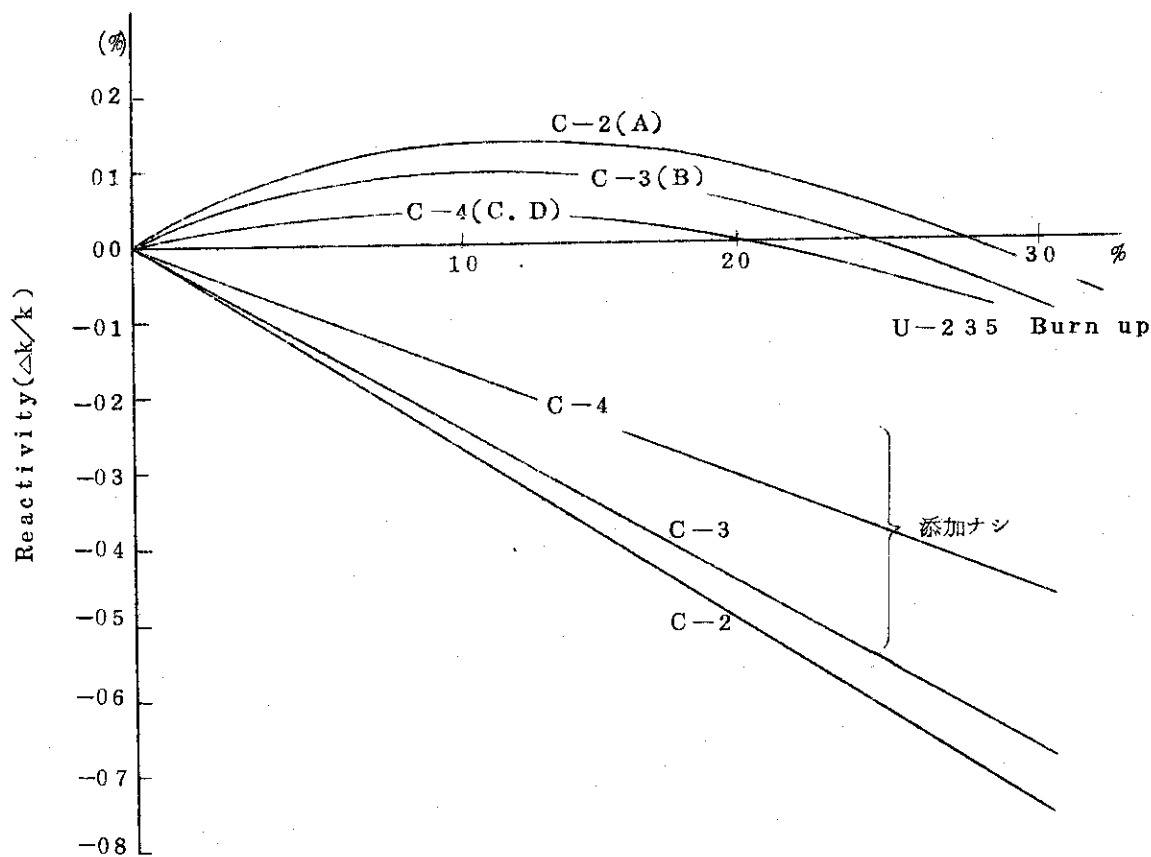


Fig. 8.22 Change of reactivity per a fuel element

に挿入したときと25%燃焼が進んだときの反応度減少値を求めてみたのが次の表で、25%燃焼時で各リング約-0.1% $\Delta k/k$ ぐらいで炉の運転上支障はない。

Table 8.2.2 Reactivity change

Region	at charged	at 25% burned up
C-2 (A ring)	-0.53% $\Delta k/k$	-0.12% $\Delta k/k$
C-3 (B ring)	-0.44	-0.098
C-4 (C, D ring)	-0.28	-0.063

(3) 燃料の使用試験

90%の濃縮ウランホウ素添加燃料は、47年11月に完成予定であるが、完成後現在のB型燃料と混合し、30%まで燃やして、燃焼経過に伴う反応度変化を調べる予定である。また照射後ホットラボで解体検査を行ない、その特性を調べる計画である。

(JRR-2管理課)

8.3 中性子ラジオグラフィの実用化試験

中性子ラジオグラフィは物質の中性子断面積の違いを利用する技法であり、X線ラジオグラフィとは異なった魅力ある特長を有する。この特長に注目してこれまで幾多の試験研究が各国で進められてきており、原子炉からの強い熱中性子ビームを利用する方法についてはほぼ実用の段階に至った。現在、研究炉、試験炉には必ず設備すべき装置であると一般に理解されつつあり、また、 ^{252}Cf が容易に入手できるようになってきたので、中性子源からの弱いビームの利用を可能にする研究が一段と進められている。わが国ではまだTTR、JRR-3で試験的利用が試みられた程度であり、研究開発をより進めて早期に実用化に至らしめる必要がある。

JRR-4はスイミングプール型であるので実験の自由度が大でありまた装置の費用も少なくてすみ、中性子ラジオグラフィの技術開発およびその利用を進めるには最適な炉である。この利点に注目し、JRR-4管理課では名古屋大学工学部との協力研究で、昭和46年度から実用化試験を開始した。

初年度は、まず、中性子ラジオグラフィ技術の全般を把握することに主眼を置き、そのための装置として、中性子ビーム取出し用の簡易照射筒をNo.1プール内炉心タンク壁面に立て、またリドタンクからもビームが取り出せるように工夫を施した。簡易照射筒は内径6cmのAl筒でA、Bと呼称する2種類あり、Aは下端をボロン入りグラファイト角柱に挿入した熱外中性子用、Bは普通グラファイト角柱に挿入した熱中性子用で、内部は空気ポイドである。この程度の簡単な筒で下端 $10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$ 、 γ 線100万R/hr程度、4m上部で100 R/hr、 $10^8 \sim 10^9 \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$ が得られ、コリメーションもかなり良好であった。リドタンクからのビームは強度が低く、またコリメーションもよくないので設備の改良も含めて再検討を要するが、カメラやTV設備を使用するのに最適な設備として期待できそうである。

中性子ラジオグラフィの技法には、①In、Dyなどの箔に物体を透過した中性子ビームによる放射化像を作り、これをフィルムに転写する間接法、②フィルムまたはTVカメラとコンバータ(中性子→電離線、光)を重ねて像を得る直接法がある。初年度にあってはこの両方法に

ついでに性能、技術的限界を知る予備試験を実施し、またその試験結果をとおして次年度以降の本格装置に関する知見を得た。次に試験結果の要約を示す。

間接法には主としてIn箔、直接法にはGd+ZnS(Ag), ⁶LiF+ZnS(Ag)をコンバータとし、X線フィルム、ポラロイド、普通フィルムを用いてTable 8.3.1のような性能を得た。表から感度については直接法がはるかに優れていることが分るが、分解能では⁶LiF系のコンバータと普通フィルムとの組合せが最良で、γカブリもきわめて少く極めて鮮明な像が得られ、直接法でその他の高感度フィルムを用いた場合は写真の粒状性がひどくなり、間接法におとる結果になった。分解能にはコリメータ自体の性能も加わるが、コンバータと被写体間隔を1.0 cmとして約1.5 line/mmが得られ、かなり良好であった。Fig. 8.3.1にこれらの性能を知るジーマンスタターの写真を示す。図の間接法は0.5 mm厚のIn箔、直接法は⁶LiF+ZnSと普通フィルムの組合せの場合で、鮮明な直接法によって従来不可能であった中性子写真による偽解像も確認できた。

実物照射は濃縮度の違う穴あきペレット、マイクロモータ、スウェーシロック、各種欠陥物体、生体などについて試みたが、Fig. 8.3.2にその1例を示すように、ウランペレットについては天然ウランから90%濃縮まで十分に識別が可能であり、マイクロモータなどの複雑な物体ではγ線写真とかなり違った像が得られ、更に動物などの生体では骨の像ができないために骨の陰の欠陥検出が可能となり、加えて熱中性子と熱外中性子とで部分的に違った像が得られるなど、中性子ラジオグラフィの有用性が再認識された。

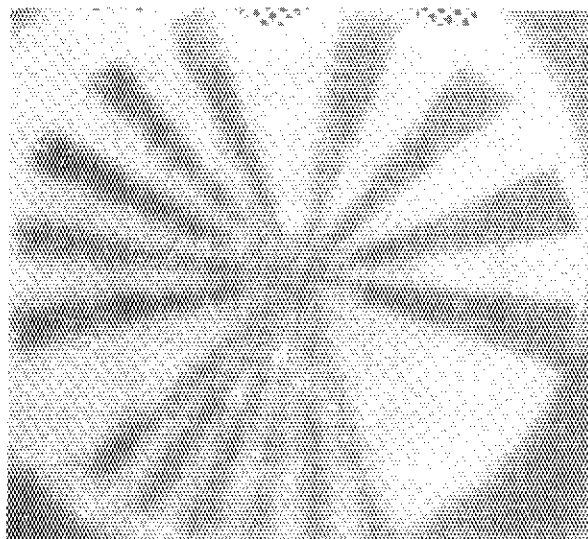
次年度以降は継続して感度、分解能の改善などの基礎技術を追求するとともに、クリスタルモノクロメータ型の簡便なビーム筒をプール水中に沈め、使用済燃料の燃焼量やPu生成量を定量する試みなどを進める予定である。

中性子ラジオグラフィはこのように誠に有用な技法であるため、より関心を高め、広く普及させることが研究炉業務にたずさわる者の使命であろう。今後一段と研究開発が望まれるところである。
(JRR-4管理課)

Table 8.3.1 Neutron exposure necessary to obtain good film density for various methods

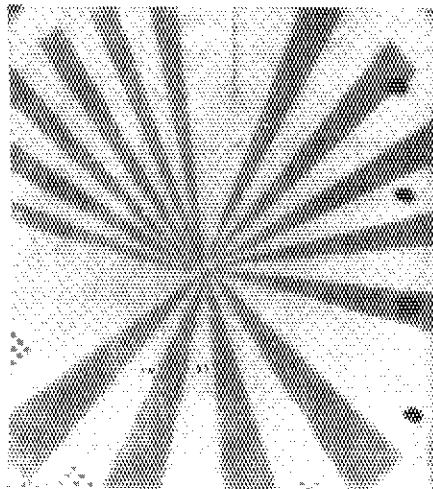
Film	Film sensitivity (ASA)	Converter	Neutron exposure (n/cm ²)								
			10 ⁵	10 ⁶	10 ⁷	10 ⁸	10 ⁹	10 ¹⁰	10 ¹¹	10 ¹²	
Polaroid	3000	I		□							
		II			□						
Loyal X	1250	I		□							
Tri X	400	I				□					
		II						□			
NeopanSSS	200	I				□					
Neopan SS	100	I				□					
Fuji X #100		Gadolinium							□		
		Insium	(Trusfer method film exposure time 1 hr) □								

(Converter I : ZnS(Ag)+⁶LiF II : ZnS(Ag)+Gd)



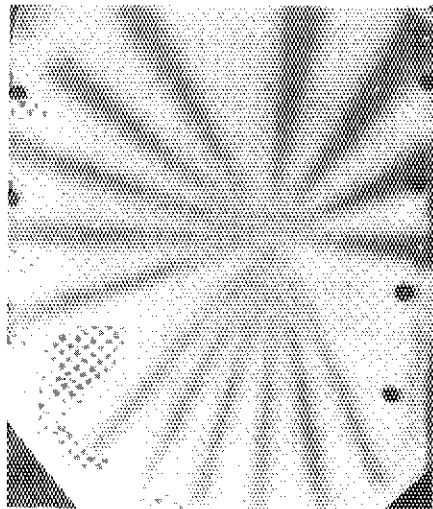
Transfer method·star—
converter tight contact

0.5mm In foil
 $5 \times 10^9 \text{ n/cm}^2$



Direct method·star—
converter tight contact

${}^6\text{LiF+ZnS(Ag), Neopan SS}$
 $5 \times 10^7 \text{ n/cm}^2$

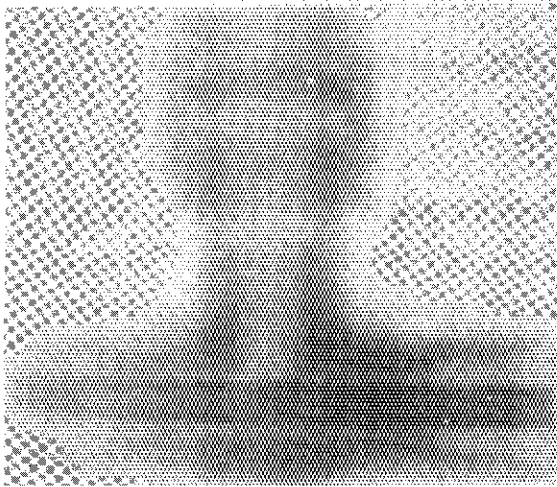


Direct method·star—
converter 10.1cm separated

To be able to see virtual
image in near center

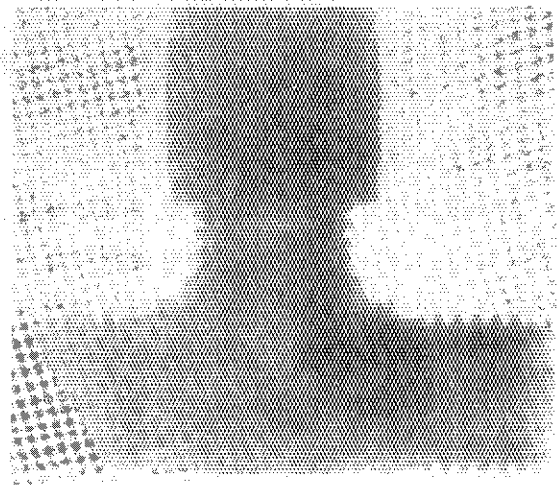
${}^6\text{LiF+ZnS(Ag), Neopan SS}$
 $5 \times 10^7 \text{ n/cm}^2$

Fig. 8.3.1 Siemens stars obtained by transfer and direct methods



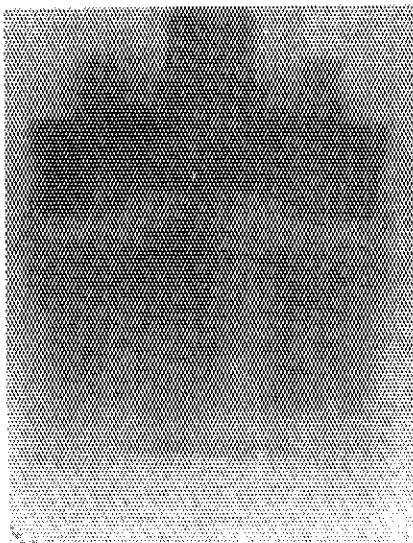
n-Radiography

Swage Lock



γ-Radiography

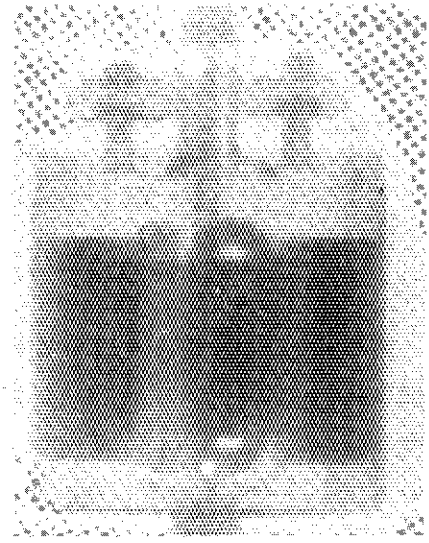
A fine polyethylene pipe with water in its portion and a spring are inserted



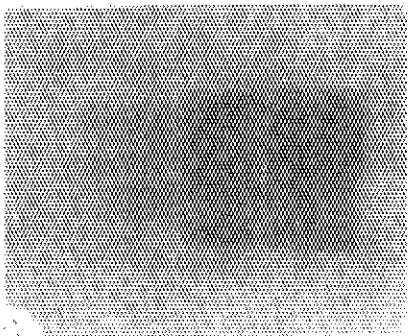
n-Radiography

Micro-Motor

Many organic materials are used in upper portion. Remarkable difference can be seen upper portions.



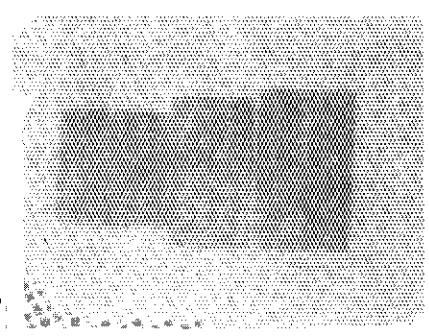
γ-Radiography



n-Radiography

UO₂ Pellet

From left side, natural, 12%ER., 16%ER.



γ-Radiography

Fig. 8.3.2 Difference between n- and γ-radiography for some actual objects

8.4 ウランモニターによる中性子束の測定法

(1) まえがき

箔の放射化による中性子束分布の測定は、比較的簡単な装置で実験できること、測定の目的によって、多種類の各種を選択できること、などから、広く用いられている。 ^{235}U の放射化による方法は、ウランなどの照射試験を行なう場合の実効中性子束や、炉の出力分布を知るのに、適した方法であるにもかかわらず、F・Pの処理などの手数がかかるため、ほとんど行われていない。本実験は、ウランによるモニタリングの定常化の目やすを得るために行なった。

(2) 実験の概要

^{235}U の放射化量の決定には、 ^{140}La の生成量を、1.60 MeVの γ 線を測定して求めた。1.60 MeVの近辺の γ 線を放出する。F・P中の核種は、 ^{91}Sr 、 ^{132}I 、 ^{141}La 、 ^{144}Pr が主なものであるが、照射後、2～4週間については、無視できる量であるため、F・Pの分離操作は必要ない。 ^{140}La の生成過程は $\text{U} \rightarrow ^{140}\text{Xe} \rightarrow ^{140}\text{Cs} \rightarrow ^{140}\text{Ba} \rightarrow ^{140}\text{La} \rightarrow ^{140}\text{Ce}$ となり、 $^{140}\text{Xe} \sim ^{140}\text{Ce}$ をA～Eとすると、冷却時間 t を十分大きくとれば、中性子束 ϕ は次式で表わされる。

$$\phi = \frac{\lambda_D D'}{N_0 Y t} \cdot \frac{\lambda_D - \lambda_0}{\lambda_D} \cdot \frac{e^{-\lambda_0 t}}{1 - e^{-\lambda_D t}} \quad (1)$$

Yt ; 核分裂収率

試料は、U-Al合金線(2.6%濃縮ウラン20 w/o)約5mgと、コバルト線約1mgを1組とし、JRR-3 VG-14およびVR-3で、1サイクル照射後、2～3週間冷却したものを使用した。また、カドミウム比の測定のために、外径0.09インチ、内径0.05インチのカドミウム管を使用した。照射後の処理は比生成量が多いため、簡単な密封系溶解装置により、F・Pガスを捕集しながら、試料を溶解し、1/125、1/250に希釈して、測定試料とした。

(3) 結果

結果を、Fig. 8.4.1に示す。また、計算に使用した定数をTable 8.4.1に示す。

^{140}La の1.60 MeV γ 線は、冷却期間を適切にとれば、測定に妨害となるような核種は、無視できるので、特にF・Pの分離をする必要はないが、本実験は、使用した試料の生成量が多く、シンチレーション検出器の測定範囲を越えるため、試料は溶解希釈して測定した。

^{235}U 量を適当に調整した試料を製作することによって、更に、簡単に測定することができると思われる。(Fig. 8.4.2)

(研究炉利用課：宮内武次郎 富岡秀夫)

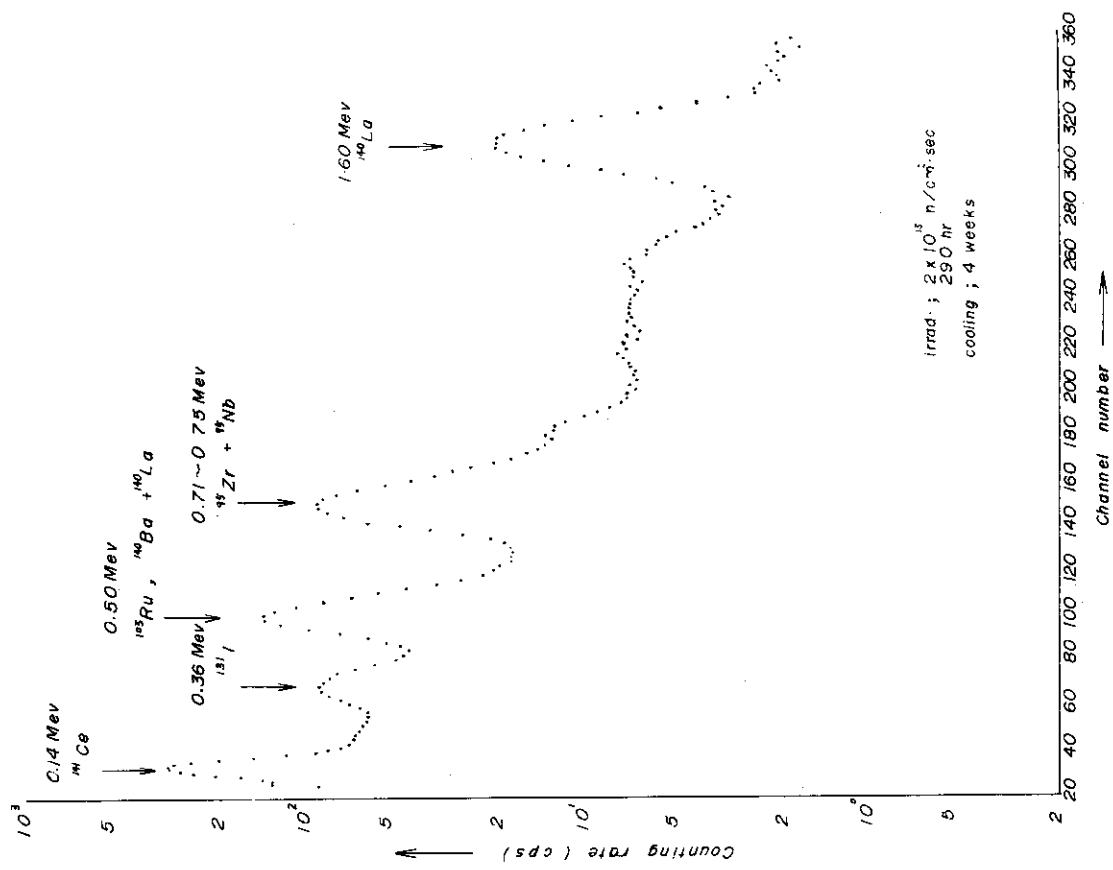


Fig. 8.4.2 Gamma-ray spectra of fission products

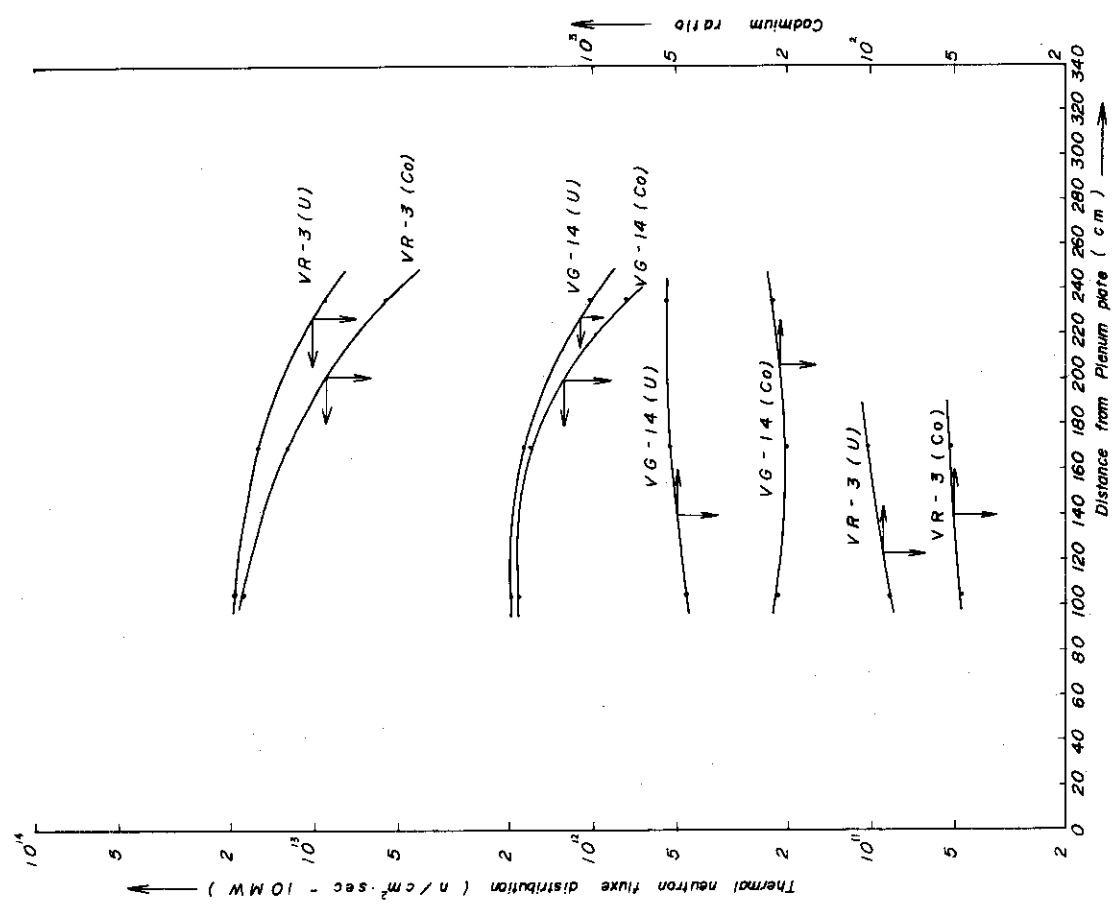


Fig. 8.4.1 Thermal neutron flux distribution in Vertical irradiation hole of JRR-3

Table 8.4.1 Constants used

^{140}Ba	half life	12.8 ± 0.1	d
^{140}La	"	40.2 ± 0.1	h
^{60}Co	"	5.264 ± 0.005	y
$^{59}\text{Co}(\gamma, \gamma)$	cross section	36.0 ± 1.5	barn
$^{235}\text{U}(\gamma, f)$	"	580 ± 8	"
^{140}Ba	yielded	6.32 ± 0.01	%
^{140}La	1.60 MeV gamma ray branching ratio	0.96 ± 0.01	

8.5 γ 線スペクトルの解析プログラム DEPOSIT

(1) まえがき

Ge(Li)検出器により得られる γ 線エネルギースペクトルの解析を電子計算機で行なうことは、これまでもいろいろな方法が試みられている。ピークを認知して、その面積を求めることのできる方法も開発されているが、^{1), 2)}それぞれのピークに対する核種を決定するには人の判断を経る必要があり、最終的な結果(activity)までを得ることはできない。核種の決定と定量のできる方法もあるが、³⁾これは標準線源として入手できる核種についての分析に限られている。

FPの沈着実験から得られるような多数の核種を含む複雑なスペクトルの場合には、核種の決定にはかなりの馴れを必要とするし、全核種のactivityを求めるまでにはかなりの入手を要する。これらの過程を完全に自動化することを主目標にしてFACOM-230-60用に開発したのが本プログラム"DEPOSIT"である。

(2) 構成

DEPOSITは現在1024チャンネル以下のPHAデータの処理を対象としており、主プログラムと9個の副プログラムによって構成されている。記憶容量は約55Kを要する。入力には現在カード方式によっている。

Fig. 8.5.1に概略のフローチャートを示し、以下プログラムの骨子について述べる。

(a)入力として①存在が予想される核種(結果として存在しなくてもよい、以下「同定核種」という。)を20種以下指定すること、②標準線源の測定スペクトルから得られる数点(20以下)のチャンネル対エネルギー、エネルギー対半値巾、エネルギー対計数効率のデータ(以下「測定系の特性データ」という。)を与える。

(b)測定系の特性データを実験式化したものと、プログラムに内蔵された γ 線のエネルギー、強度とを用いて、各同定核種の単位activity当りの全吸収のみのスペクトルを作成する。

(c)解析すべきPHAデータを入力し、Ralstonの方法⁴⁾によってコンプトンレベルを差引いて全吸収のみのスペクトルを作成する。

(d)(b)で作成した同定核種の各スペクトルを適当な割合に混合した合成スペクトルと(c)で作成

した測定スペクトルを最小二乗法で fitting することによって、各核種の存在量を決定する。

(c) 合成スペクトルと測定スペクトルの間で、エネルギー対チャンネルの関係にずれがあっても、そのズレがピークの全巾以内のものであれば自動的にシフト修正し、⁵⁾ fitting が繰り返される。

(f) 計算で得られた存在量は Stevenson の方法⁶⁾ で求められる誤差と比較することによって有意であるかどうかの判定をする。有意でないと判定された核種は存在しないものとして除かれた上で、再び同様の計算が行なわれ、除かれる核種がなくなるまで繰り返される。

(g) 最終的に決定された核種、activity およびその誤差が出力されるほか、計算経過を知る上に必要な途中結果などが出力される。

以上が構成の骨子であるが、このほかに FP の沈着実験データの処理に対する配慮がなされている。

(3) 機能の特徴

(a) 予想される核種が 20 個以内であるような γ 線スペクトルデータから直接に核種の決定と定量を行なうことができる。形の似た多数のスペクトルの処理にはとくに有効であり、大巾に人手を節約できる。

(b) 特定の核種に限定されない。主要な γ 線のエネルギーとその放出強度さえ分っている核種であればよい。

(c) 高エネルギー γ 線による影響を除くことができる。全吸収の計数値のみをもとにして結果を得るので、測定範囲よりも高いエネルギーの γ 線による誤差を少なくすることができる。

(d) 検出-測定系が変わっても、その特性データ ($ch-E$, $E-FWHM$, $E-\eta$) を変更するだけでよい。測定系の特性データは標準線源の測定スペクトルを与えることによっても本プログラム中で求めることができる。

(4) 解析例と今後の課題

沈着 FP の測定データを解析した結果の一例を、手計算による結果との比較で Table 8.5.1 に示す。表中の数字は 8 個の解析サンプルについての平均値であり、標準偏差を土で示している。手計算結果に比べて DEPOSIT による結果の方が小さい傾向が見られるが、これは手計算ではピーク全体がその核種によるものとして計算していることが一因である。例えば ⁹⁰Zr を手計算で求めた 756 keV のピークには ¹⁴⁰La の 752 keV が混っている。

現在絶対量の明らかな標準線源による確認を行なっている。

本プログラムの使用の可能性について、一応の見通しが得られたが、まだ完全なものではなく、今後の改良の余地を残している。とくにコンプトンレベルを求める方法を改良するとともに後方散乱ピーク、エスケープピークなどの二次的ピークの取扱いやピークの形を修正することなどによって一層の精度向上が期待できる。

(研究炉技術課：横尾 宏，小菅征夫，北原種道，海江田圭右，豊島 昇，
福島征夫，熊谷勝昭，山田忠則)

Table 8.5.1 An Example of Analysis
— Comparison with Hand Analysis —

Sample	Nuclide	AD/AH		AD-AH /SD	
		average *	std. dev.*	average *	std. dev.*
A	⁹⁹ Mo	0.984	0.048	0.56	0.36
	¹³¹ I	0.928	0.074	0.32	0.26
	¹³² Te	1.020	0.016	1.08	0.71
B	⁹⁵ Z	0.947	0.090	1.52	0.91
	¹⁰³ Ru	0.911	0.017	2.33	0.51
	^{129m} Te	0.960	0.042	0.30	0.22
	¹³¹ I	0.976	0.063	0.81	0.54
	¹³² Te	0.998	0.017	0.45	0.50
	¹⁴¹ Ce	0.975	0.046	3.25	1.71

AD = Activity from DEPOSIT

AH = Activity from hand analysis

SD = Estimated error from DEPOSIT

* average and standard deviation for eight data

参考文献

- 1) 馬場澄子, 馬場宏, 岡下宏 : JAERI-1216 (1971)
- 2) Routti J. T. and Prussin S. G. : Nucl. Instr. and Meth. , 72, 125 (1969)
- 3) Gavron A. : IA-1165 (1968)
- 4) Ralston H. R. and Wilcox G. E. : UCRL-71210 (1968)
- 5) Schonfeld E. , Kibbey A.H. and Davis W. , Jr. : Nucl. Instr. and Meth. , 45, 1 (1966)
- 6) Stevenson P. C. : NAS-NS-3109 (1965)

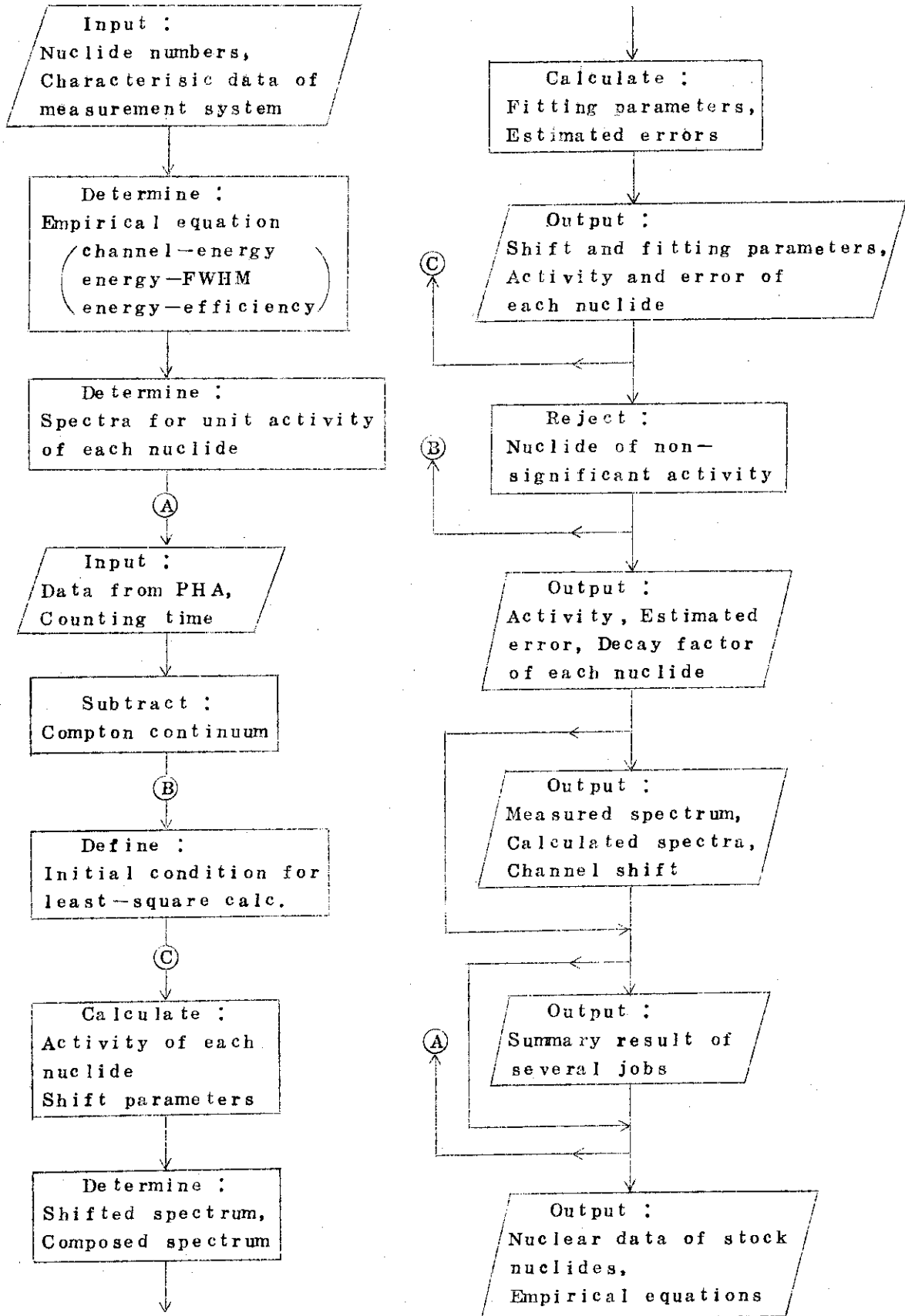


Fig. 8.5.1 Main Flow Chart of DEPOSIT

8.6 高温ガス配管におけるFP沈着

(1) はじめに

高温ガス炉では、平常時においても被覆粒子燃料からFPが放出される。多目的実験炉の予備設計では、20年間の運転により9500 Ciが冷却系内に蓄積することを想定している¹⁾。したがってこれらFPの冷却系内における挙動は、炉の安全上きわめて重要である。固体状FPの多くは配管や機器の内面に沈着するが、この現象はガス流量、温度、沈着物の物理的・化学的状態、配管や機器の材料、形状、表面状態など多くの因子の影響を受けると考えられる。こゝでは原子炉冷却系と同じように高温ガスが流れている配管内におけるFP沈着挙動を調べるために、TLG-1を使ってループ実験を行なった。実験はすでに2回行ない、一部の結果が得られたので報告する。

(2) 実験方法

TLG-1では、これまでもFP沈着に関する二、三の実験を行なってきたが²⁾、それらはループの使用最高温度550℃以下のものであった。そこで1,000℃までの高温ガス中における沈着実験を行なうためFig. 8.6.1に示すような加熱試料HIDEX(Assembly for High-Temperature Fission-Product Deposition Experiment)を製作して、TLG-1に挿入した。冷却ガス(最高70 g/s)の大部分は試料の外側を流れるが、一部(設計2 g/s)は内側に入り、ヒータで加熱され、燃料から放出されたFPとともに沈着管内を通過したのち、外側の流れと合流する。試料は断熱材で囲まれているので、試料の外側の温度は550℃に保つたまま、試料内において約1,000℃の高温が得られる。

これまでに行なったHIDEX-1, 2の実験条件をTable 8.6.1に示す。沈着管として、インコネル-600, インコロイ-800, SUS-27, 32, 42の各配管材のほか、HIDEX-1では、ガス中の固体状FPの濃度を測定するためにステンレス鋼管の内面に40~60メッシュの活性炭を接着したものを挿入した。管はいずれも内径8 mm, 長さ80 cmである。ループ実験終了後、沈着管をとり出して長さ方向の沈着分布をGe(Li)検出器で測定した。

(3) 結果

Table 8.6.1 Conditions of Fission-Product Deposition Experiment

沈着分布の一例をFig.8.6.2に示す。これまでに解析の終わったHIDEX-1における⁹⁵Zr, ¹⁰³Ru, ¹³¹I, ¹⁴⁰Ba, ¹⁴¹CeおよびHIDEX-2における⁹⁹Mo, ¹³¹I, ¹³²Tcの沈着分布から、次の結果を得た。

(a)各材料における各核種の沈着量および分布に相違は認められない。

	HIDEX-1	HIDEX-2
Fuel Surface Temp. (°C)	550	800
Deposition Tube Temp.(°C)	Inlet	550
	Outlet	550
Flow in Deposition Tube	Mass Flow (g/s)	0.25
	Velocity (m/s)	7
	Reynolds Number	1000
Experiment Duration(h)	291	263

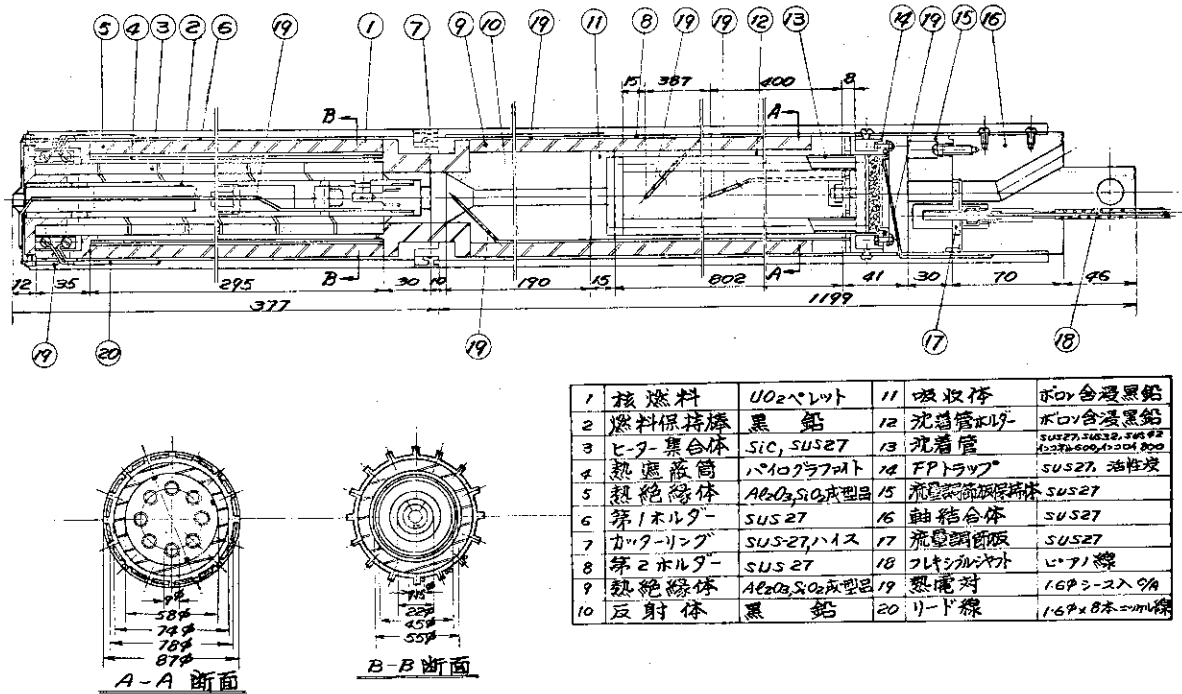


Fig. 8.6.1 Assembly for high-temperature fission-product deposition experiment

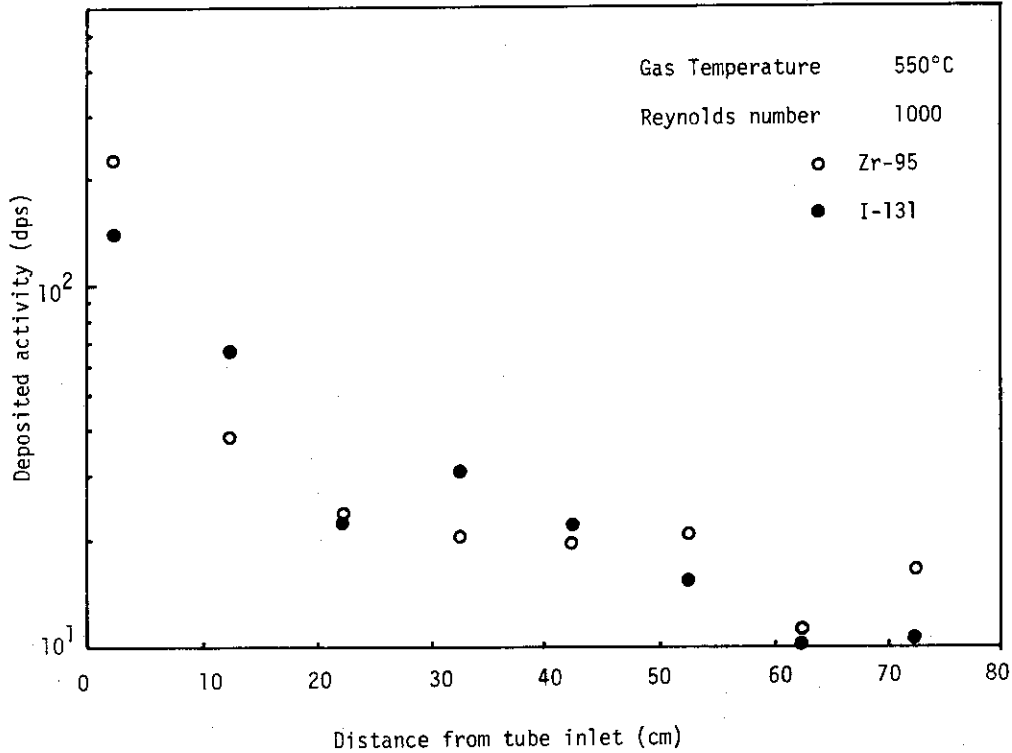


Fig. 8.6.2 Deposition products from gas streams in laminar flow

(b) 入口 860℃, 出口 610℃ の間で温度勾配のある管内の沈着分布はなだらかで, 入口の助走区間を除いて指数関数的に減衰する。

(4) 検討

ガス中の FP 濃度や配管の寸法が異なる場合の沈着割合を比較するため, 沈着係数 k (cm/s) を次式で定義する。

$$k = \frac{De}{C} \quad (8.6.1)$$

ここで, De : 配管内面の単位面積当りの沈着率 ($個/cm^2 \cdot s$)

C : 沈着 FP のガス中の濃度 ($個/cm^3$)

k の値は, 測定した沈着分布における指数関数部分の減衰定数 α (cm^{-1}) から次式により得られる。

$$k = \frac{\alpha Q}{P} \quad (8.6.2)$$

ここで, Q : ガス流量 (cm^3/s)

P : 配管の内周の長さ (cm)

各核種に対して得られた k の値を Table 8.6.2 および Table 8.6.3 に示す。

今回の実験のようにガスの流れが層流の場合, 管は拡散管として働くので, 沈着分布は次式で表わされる⁴⁾。

$$n(x) = \frac{ND}{Q} (9.4106 e^{-11.489 Dx/Q} + 6.8309 e^{-70.06 Dx/Q} + 5.8198 e^{-179.07 Dx/Q} + \dots) \quad (8.6.3)$$

ここで, $n(x)$: 単位長さあたりの沈着 ($個/cm$)

N : 管に流入した全量 ($個$)

D : 沈着 FP のガス中における拡散係数 (cm^2/s)

Q : ガス流量 (cm^3/s)

x : 配管入口からの距離

k を求めたときと同じ α の値を使って (8.6.3) 式から D の値が得られる。結果を Table 8.6.2 および 8.6.3 に示す。

一方, 2 成分系の拡散定数 D_{12} (cm^2/s) は次式で計算される⁵⁾。

$$D_{12} = 0.001858 T^{3/2} \sqrt{\frac{(M_1 + M_2)/M_1 M_2}{p \sigma_{12}^2 \Omega_{12}}} \quad (8.6.4)$$

ここで, p : 圧力 (ata)

T : 温度 ($^{\circ}K$)

M_1, M_2 : 成分 1 および 2 の分子量

Ω_{12} : collision integral

σ_{12} : Lennard Jones force constant (\AA)

質量数が沈着核種に比較的近い Kr, Xe, I₂ と He との 2 成分系の, 550℃ および 740℃

における D_{12} の計算結果をTable 8.6.2および8.6.3に示す。Dの値と D_{12} の値が比較的良好一致していることから、各核種は原子状または分子状で沈着したもので、粒子状で沈着したのではないと推定される。

今後は、いろいろな冷却条件におけるkの値を測定し、kとレイノルズ数の関係から、沈着におよぼす流れの影響を解明したい。

研究炉技術課：北原種道，横尾宏，海江田圭右，豊島昇，
福島征夫，熊谷勝昭，山田忠則，小菅征夫

Table 8.6.2 Deposition coefficient and diffusion coefficient
obtained from HIDEEX-1

	k (cm/s)	D (cm ² /s)	D_{12}^* (cm ² /s)
⁸⁵ Zr	2.6	0.58	1.04 (for Kr-He)
¹⁰³ Ru	2.6	0.57	
¹³¹ I	3.7	0.81	0.76 (for I ₂ -He)
¹⁴⁰ Ba	2.0	0.44	0.94 (for Xe-He)
¹⁴¹ Ce	2.5	0.54	

* calculated from equation (8.6.4)

Table 8.6.3 Deposition coefficient and diffusion coefficient
obtained from HIDEEX-2

	k (cm/s)	D (cm ² /s)	D_{12}^* (cm ² /s)
⁹⁹ Mo	3.5	0.76	1.29 (for Kr-He)
¹³¹ I	5.1	1.11	0.94 (for I ₂ -He)
¹³² Te	4.8	1.04	1.16 (for Xe-He)

* calculated from equation (8.6.4)

参考文献

- 1) 動力炉開発管理室熱中性子炉設計班：JAERI-memo 4419, 321 (1971)
- 2) 北原種道，白井英次，村田秀男，豊島昇，海江田圭右，福島征夫，熊谷勝昭，山田忠則：
JAERI-memo 3642, (1969)
- 3) 北原種道，横尾宏，海江田圭右，豊島昇，福島征夫，熊谷勝昭，山田忠則，白井英次，
村田秀男：JAERI-memo 未刊。
- 4) Browning W. E., Jr. and Ackley R. D. : ORNL-3401 44 (1963)
- 5) Hirshfelder J. O., Curtiss C. F., and Bird R. B. : "Molecular
Theory of Gases and Liquids", John Wiley & Sons, Inc., New York
(1954)

8.7 非破壊測定法による核燃料の燃焼度測定法の開発

J P D R - II や J R R - 3 長尺燃料などの非破壊燃焼度測定を行なうため、測定用セルの概念設計、ガンマスキャンナーの改造の検討および計測器類の整備を行なった。

測定用セルの概念設計に際しては原子炉工学部原子炉計測研究室と数回にわたる検討会を持ち、その意向として

- i) コリメーターをセル前面壁に設置し、操作室に検出器を置いて計測する。
- ii) 燃料棒支持のためスキャンナーのコリメーター側に 3 mm 厚のアルミニウム板を立てる。
- iii) Ge(Li) 検出器は結晶体の場所によって効率が異なるので位置の再現性を正確にする。

などの諸点を測定セルの設計に反映させることになった。

測定用セルは前面鉛 250 mm, 天井鋼板 350 ~ 370 mm, 背面普通コンクリート 1000 mm の遮蔽厚と決定した。鉛遮蔽は従来鉛ブロック積みとは異なり 10 mm 厚の鋼板製ボックスに鑄込む方法をとる。このため、正確な前面遮蔽厚は鉛 230 mm プラス鋼板 20 mm である。

ガンマスキャンニング用測定器として容積約 70 cc の Ge(Li) 検出器を製作し、特性試験を行なった。

また、測定データの解析法の開発では Covell 法による計算をマルチチャンネル波高分析器の各チャンネルに対して順次行ない、得られた光電ピーク強度相対値の偏差に相当する数値が一定値(通常 30%)以下となるチャンネルを選出することにより、光電ピークの存在する部分の目安をつける FORTRAN 語によるプログラムを作成試用し、かなり実用性のある簡便法であることを確かめた。この方法は燃焼率測定開発のために原子炉計測研究室に設置した P D P - 11 / 20 小型計算機用のプログラムとしても利用可能であるが、同機は乗除算を直接行なうオプション機構が未装着のため、1 サイクル当たり約 10 秒を要することが判明し、全 4096 チャンネルの解析には 11 ~ 12 時間を要するものと推定され、実用に際しては計算速度向上のため同オプションの附加が必要であることが判明した。

(ホットラボ管理室)

8.8 照射後鉄鋼の内部摩擦測定技術の確立

鉄鋼材料の照射効果に関する実験データは、現在相当数のほり、したがって現象論的にはかなり明らかになりつつあるが、その損傷機構については未だ十分に解明されていないのが現状である。本件は微視的な立場からこの機構を明らかにすることを目的として行なったものである。用いた試料は Fe - Cu 合金であるが、このことは Cu が原子炉圧力容器用鋼において照射ぜい化を促進することが知られているためである。まず試料の化学組成は 0.2% Cu, 0.007% N である。最終熱処理は 800°C, 1 時間真空中にて均質化焼なまし後、水中急冷したものを測定用試料とした。照射は J R R - 2, V T - 1 実験孔で行ない、照射量は $\sim 3 \times 10^{19}$ nvt (> 1 MeV), 照射温度は ~ 60 °C である。照射後焼なまし温度は 200°C, 300°C, 400°C, 各 15 min である。一方、内部摩擦測定のほか、引張試験および電顕直接観察

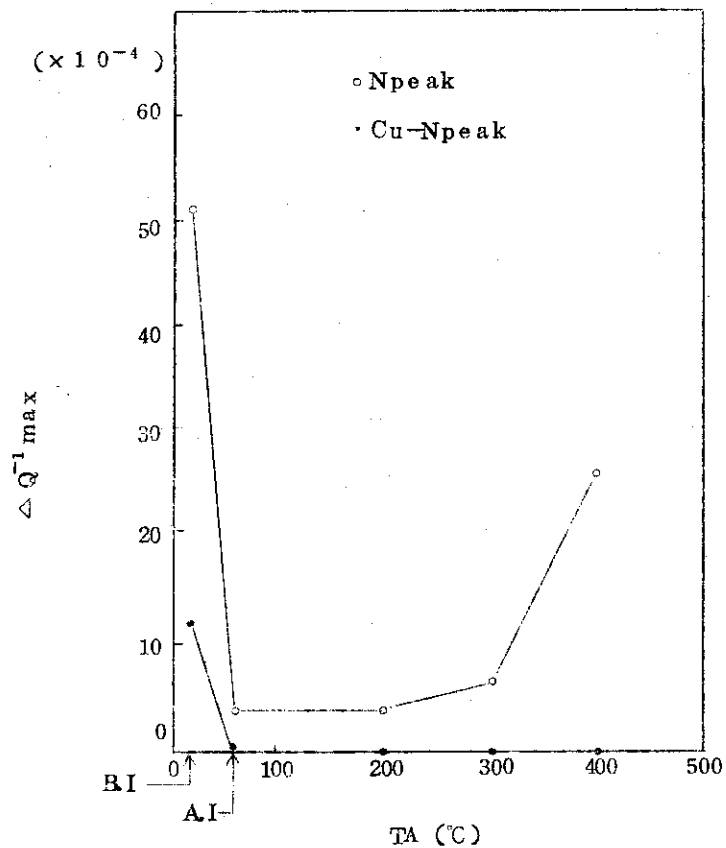


Fig. 8.8.1 Changes of Snoek and the 2nd peak height in irradiated Fe-Cu alloys

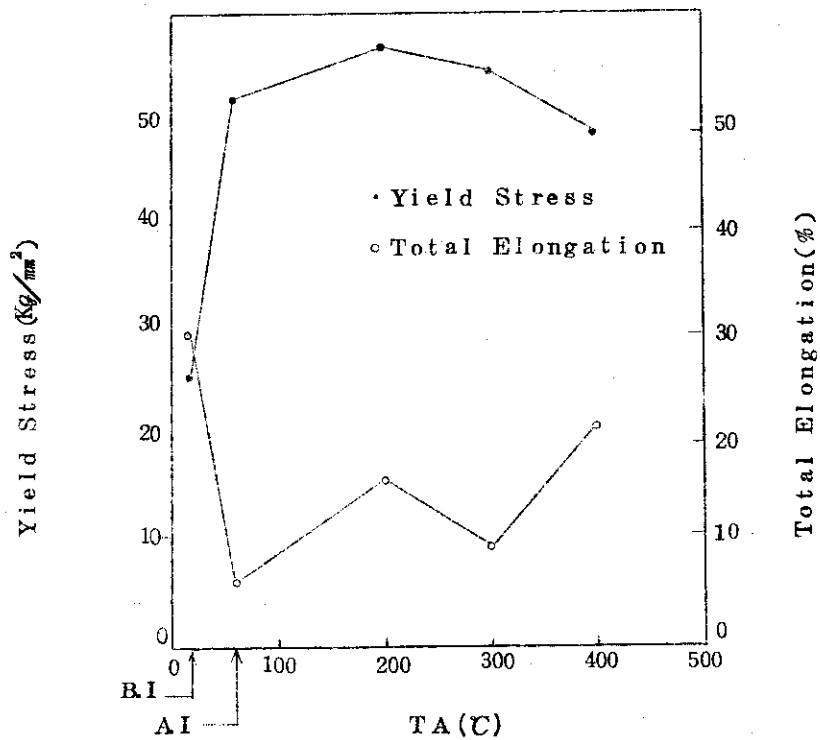


Fig. 8.8.2 Tensile Properties in irradiated Fe-Cu alloys

もあわせて行なった。Fig. 8.8.1に示すように内部摩擦測定では照射前に105℃に固溶N原子に基づくピークと、127℃にCu原子と固溶N原子との相互作用に基づくピークとが観測された。照射後内部摩擦では前者のピークは著しく減少し、後者のピークは殆んど消滅した。照射後の前者のピーク高さは300℃までの照射後焼なましによっては余り変化を示さないが、400℃焼なましでは増加を示している。このことはN原子の復元再固溶に基づくものと考えられる。一方、電顕直接観察の結果によれば照射前室温時効をさせた場合には準安定析出相 $Fe_{16}N_2$ が認められたが、照射後これらの析出相は全く認められなかった。このことは内部摩擦測定結果ともあわせて考えると、N原子が照射点欠陥と複合欠陥を形成していることに基づくものと推定される。次に450℃焼なましによって析出物が認められるが、これは $Fe_4(Cu)N$ であろうと考えられる。一方Fig. 8.8.2に示すように、降伏強度および伸びについては、照射後降伏強度の増加は固溶Nと照射点欠陥とからなる複合欠陥の形成に起因するものであり、この複合欠陥は電顕にかからない程度の大きさのもので、降伏強度の増加および延性の低下の原因をなしていることが明らかである。400℃焼なまし後、内部摩擦測定結果ではN原子の部分的な復元再固溶が認められるが、それに対して降伏強度が殆んど回復を示さないのは、安定析出物 $Fe_4(Cu)N$ に基づくものよりも、むしろ原子空孔とN原子とを伴ったCuクラスターに基づくものと考えられる。以上のことおよび内部摩擦測定結果からCu原子と固溶N原子との相互作用は比較的弱く、したがってこのことは、Cu原子が照射硬化ないしは照射ぜい化を抑制する効果の小さい主たる原因であろうと考えられる。終りに照射後鉄鋼への内部摩擦測定ははじめにも若干述べたように、特に圧力容器用銅において極めて有用である。即ち圧力容器用銅における最も重要な課題である照射ぜい化の解明のための徹視の観点からの手がかりが得られるものと信じる。

(ホットラボ管理室：渡辺勝利)

参考文献

- 1) F. A. Smidt, Jr, and L. E. Steele : NRL-Report 7310
- 2) E. Hornbogen : Acta Metallurgica 10 (1962) 525
- 3) S. B. McRickard and J. G. Y. Chow : Acta Metallurgica 14 (1966) 1195
- 4) E. A. Little and D. R. Harries : ASTM, STP457, (1969) 215

8.9 高温ガス炉燃料試験法の開発

既に昭和45年度において高温ガス炉被覆粒子燃料の照射後試験に伴う取扱い上の性質と主たる項目である燃料カプセルおよび燃料ビンの解体、外観検査、金相試験、酸溶出試験を経験したので、昭和46年度はこの技術経験を生かし内容的により充実を図った。また試料も前年の場合のTRISO型の1種類からTRISO-II型の被覆粒子燃料と、これをペレットに成型したのも照射後試験を行なった。特に昨年度に比較して技術的に向上した点は非破壊検査機器としてX線透過検査装置と外観検査用ベリスコープが完成し、これを用いて試験を行なった

こと、試料分別方法の改善をしたことである^{1), 2)}。

本年度に試験を実施したキャプセル数は4体であるが、うち2体のタンタルコンテナが、照射中推定以上に高温となったためか部分熔融して、粒子燃料と反応したと思われる状態となっており、試料の回収および分別作業で苦勞した。試料の分別作業では各種の区分け器具の試作をしたが、照射により欠損した被覆粒子燃料もありV字型区分け容器が選り分け作業に適していた。金相試験、酸溶出試験では初回の昭和45年度と同様な方法で行なった。

先にも述べたように非破壊検査の充実のためX線透過検査と外観検査の両装置の設置に重点がおかれた。施設としてジュニア鉛セルの有効利用の観点により、同セルライン左列65に両装置を1組の非破壊検査装置として配置した。なおこの鉛セルは従来化学分析用として使用されていたもので幅、奥行がそれぞれ1 m, 高さ1.1 m, 操作室側の鉛遮蔽厚が150 mmである。機器設置のための設計と並行してモックアップ試験を実施し、遠隔操作などに関する検討のうち工作課を通じて発注した。Fig. 8.9.1にこれらの配置を示す。

X線透過試験装置に関しては i) X線発生器の設置方法, ii) 試料皿およびフィルムの選択と装填方法, iii) フィルム-焦点間の最適距離の決定などがあつた。

i) のX線発生器は管電圧; 10 kVp ~ 100 kVp 連続可変, 管電流; 0 ~ 10 mA 連続可変で総重量は約 2.7 kg であり鉛セルの側面壁にフィルム-X線焦点間距離の調整ができるように取付け, X線窓の下にシャッターを設けた。

ii) の使用フィルムはダイレクトX線ラジオグラフィにより直径500 μ に多重被覆層の施された粒子の映像を判別するには更に写真倍率で50 ~ 100倍に引伸ばす必要があるためオートラジオグラフィ乾板(粒子0.1 ~ 0.2 μ)を用いることにした。これに相当するものとしてはフジオートラジオグラフィ乾板もしくはコダック高分解能乾板があるが、性能のよい後者を使用することにした。

フィルムの装填は前面の鉛遮蔽厚150 mmをくり抜いた引出し装置で行なうことにし、試料皿(外観検査と共用)は被覆層の熱分解炭素厚が約50 μ 程度であるため皿の底板は吸収係数の小さいできるかぎり薄く、かつ、強いものでなければならぬので約0.03 mm厚のマイカ膜を採用することにした。

iii) のフィルム, X線焦点, 試料の三者の幾何学的関係は半影像によるボケの大小となって現れる。この場合軟X線装置の焦点が1 mm \times 1 mmであることと、遠隔操作性との関連から距離の決定は、前述のフィルムの粒子および試料からの放射線によるかぶりにも関係するが、モックアップ試験ではX線焦点-フィルム間距離を300 mmとした場合、試料-フィルム間は0.3 mm以内ならば像を写真倍率に拡大してみれば許容されるがそれ以上離れているとボケが大きくなり被覆層ごとの境界が不鮮明になる。これらのテストにより検討した結果得られた照射後試験のX線透過写真をFig. 8.9.2に示した。

外観検査用ペリスコープはX線透過検査装置と並列してセル内に設置し、試料皿を共用して試料位置X線と同一視野となるような状態で連続して撮影するようにした。技術上の要点としては、十分に明るく均一な照明によりできるだけ各被覆粒子燃料についてむらなく鮮明に撮影することである。照明は垂直落射照明と120度間隔毎の3個の斜光照明(各30 W)を併用することで被覆粒子燃料面に均一に照明され、倍率20 ~ 60倍の写真撮影が得られる。モック

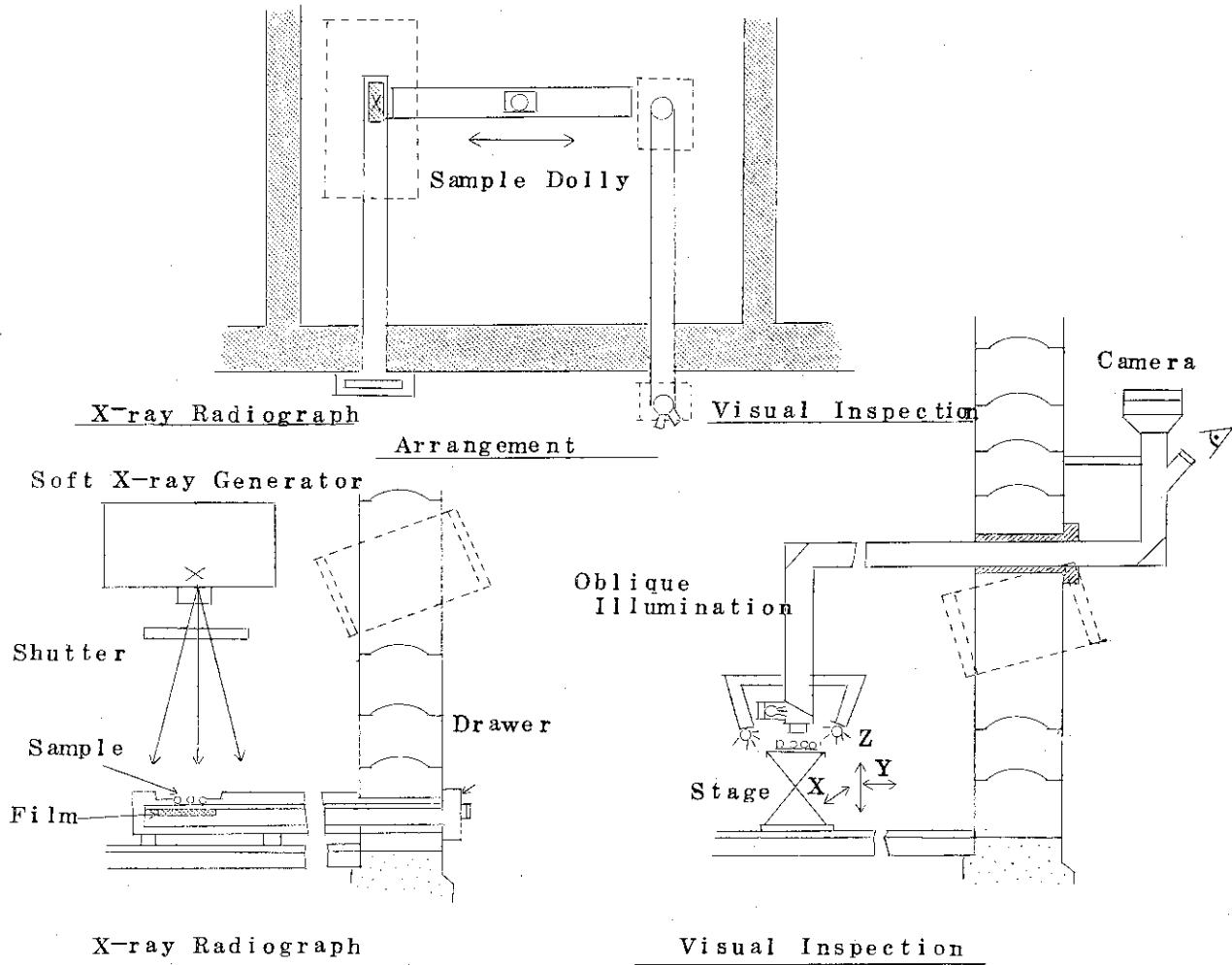
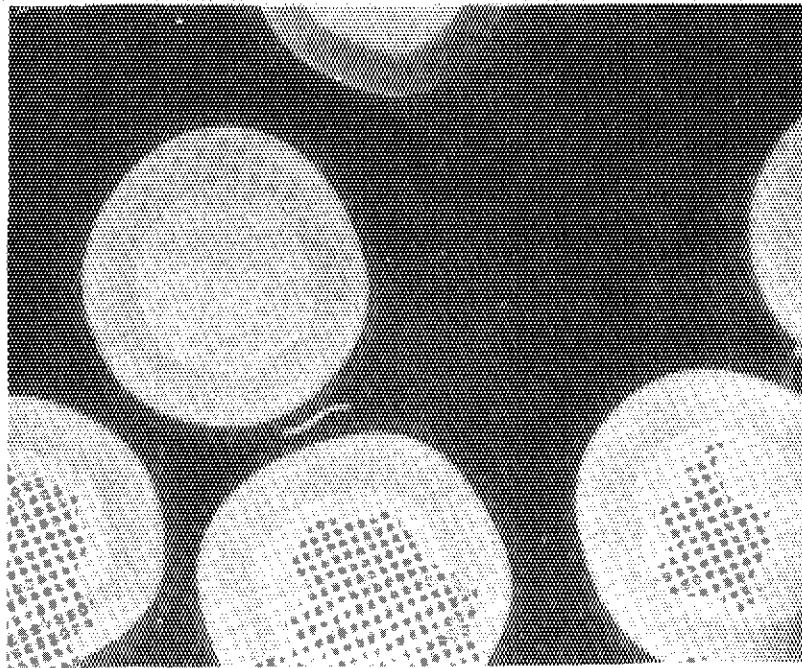
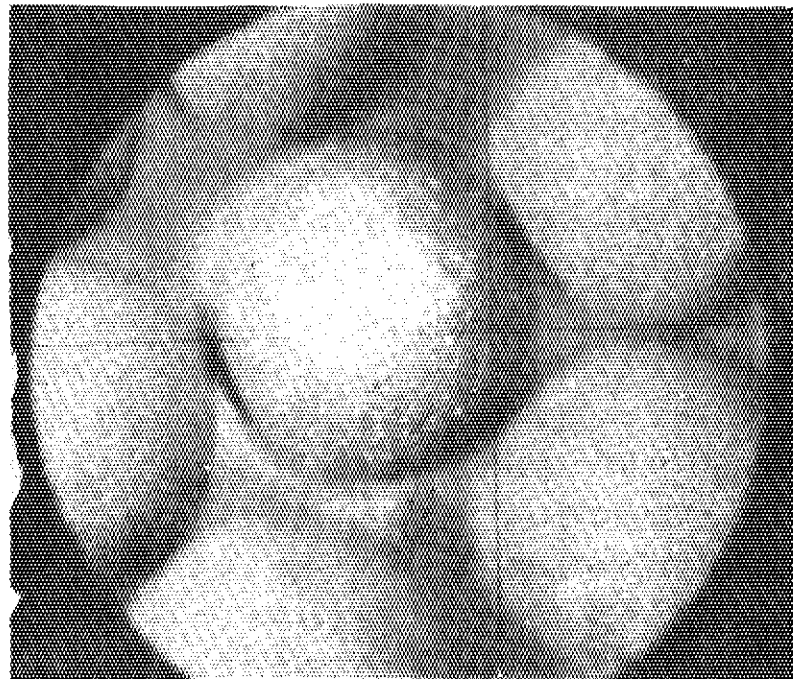


Fig. 8.9.1 Equipments for nondestructive testing in Junior Cell.



0.3 μm

Fig. 8.9.2 X-ray photograph of irradiated coated fuel particles.



0.2 μm

Fig. 8.9.3 Irradiated pyrolytic-carbon-coated fuel particles. (389)

クアッパ試験で照明により生ずる試料の陰を消すため、透明板上に置けばよいので、ガラス板、ポリエチレン膜、マイカ薄板、Be板など用い実験した結果X線透過試験との関連性からマイカ薄板(約0.03mm厚)を使用することで双方を満足することができた。照射後試験で得られた外観写真をFig. 8.9.3に示す。

以上により燃料照射研究室との間で懸案とされていたルーチン的に行なう照射後試験に関する試験法の開発はほぼ完了した。しかし、今後照射量の増加に伴い各試験について新たな問題が提起されてきており、次年度以降はこれらの解決と被覆粒子燃料の破壊試験技術の開発を計画している。

(ホットラボ管理室：松島秀夫)

参考文献

- 1) 動力炉開発管理室，“多目的高温ガス炉プログレスレポート第1号”，JAERI-memo 4687, Feb 1972.
- 2) 松島秀夫，鈴木紘，鶴野晃，関野甫，園部晴美，伊藤忠春，“被覆粒子燃料の照射後試験技術”，日本原子力学会核燃料材料分科会 A26, 1971.

8.10 α - γ セルの試験施設としての検討

本年度は1年半にわたって行なってきたPu系燃料の照射後試験の後のセル内の汚染除去、廃棄物の処理などのほか、運転を通して得られたセルの構造、運転方式および安全管理上の問題点についてまとめ、将来改善されるべき点について検討した。

照射Pu系燃料の試験施設である α - γ セルは気密の保持が必要条件となっているが、このことはセルの運転を非常に困難なものにしている。特に汚染除去、廃棄物処理には約10カ月の期間を要し、その間の被曝量は指先で最高10レム(β 、 γ)に達し、大きな問題となった。本 α - γ セルは我が国では照射Pu系燃料試験施設としては最初のものであり、したがって構造的にもかなり改善される余地はある。 α - γ セルの施設としての良否を決定する因子はいろいろあるが、特に運転に伴ってセル内に発生した廃棄物の処理と内装機器の保守が安全で容易にできるようにすることが最も重要である。廃棄物の搬出はバグアウト方式で行なってきたが、この方式そのものが能率的でないうえ現有のような余裕スペースの全然ないセルでは余りよい方法とはいえない。さらに液体廃棄物はセル内で固化して搬出してきたが、運転の能率の点からは好ましくなく安全上の問題と合わせて検討すべき問題であると思う。内装機器の保守については、セルの設計当初ではセル背面のグローブポートから行なうか、それが不可能な場合はその機器をセル外にバグアウトし、除染用ボックスで除染をしてから行なう方針であった。しかしこの方法は実際行なう段階になって殆ど不可能であることが分り、1台の機器の保守、あるいはその交換にはセル内全体の汚染除去、再整備を行なわざるを得ない状況であった。セルの設計は最悪の条件において考えることがその基本になっていなければならない。そしてこの条件が満足されれば通常の試験のための作業条件は自然に満足されると考えてよい。 α - γ セルが気密性を有していなければならないのはPuの最大許容体内負荷量が極めて少ないからで

あるが、そのために大きな外部被曝を伴う作業が多くなってはならない。 α - γ セルの汚染除去によって受けた被曝量はかなり大きいが、汚染除去について基本的に考え直す必要がある。すなわち現有セルのような小型のセルで、 β - γ セルの汚染除去という観念をそのまま α - γ セルに持ち込んでよいのかどうかあらためて検討すべきである。

(ホットラボ管理室：吉田博夫)

9 安全管理

Safety Control

9.1 総括

当部における業務が、大型施設の中で放射性物質をとり扱うといった状態が主であることから、設備、機器、人身の安全についてもその点をはなれては考えられない。それだけにわが国の原子炉、ホットラボの管理の先達として、専門的見地からの検討と措置が要求されることは当然である。一般災害も含め原子力施設での事故発生がとかく批判の対象となる折から、万一漫然とした態度で安全管理にあたるとすれば、それはわれわれに課せられた社会的使命の放棄であるといわざるを得ないであろう。当部においては、原子炉施設、ホットラボ施設を中心としてその運転や作業の安全の確保に積極的にとりくんできているところであり、46年度においても二、三の例を除き、他に他筆すべき事故等がなかったことは関係職員全員の努力によるところが大きい。

以下、当部における安全関係の手続き、事例について述べる。

9.2 安全審査等

原子炉やホットラボのような使用施設について、あらたに施設を設置しようとするとき、または変更しようとするときは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の定めに従い、内閣総理大臣または科学技術庁長官に対し、設置変更許可申請や使用変更許可申請および設計工事方法の変更認可申請を行ない、その許認可を得なければならない。これらの申請にあたっては、所内の原子炉等安全審査委員会または原子炉運転委員会もしくは使用施設等運転委員会の審議を経ることになるが、事前に部会議において検討を行ない、安全上のチェックを慎重に行なっている。

保守整備等の作業にあたっては、管理区域内の作業であること、または放射性物質をとり扱うことが多いことから、放射線管理課との緊密な連携の下に、設備、作業方法を検討し、必要な改善、措置を行なった上で、作業を進めている。特に外部業者に委嘱して行なう作業は、事前の教育と作業の監督を十分に行なった。万一、安全を欠くようなことがあれば、原子炉や放射線を対象とする作業だけに各方面に大きな影響を与えることになるので、特に事故因子の排除に留意して、計画を設定し、安全の徹底をはかった。

このような事前の措置と同時に、今年度はまた、関係官庁による立入検査、安全点検等も行なわれた。46年7月に発生した廃棄物処理場での火災に伴い7月26日に茨城県防災課および東海村による消防法に基づく立入検査が行なわれた。さらに、科学技術庁からも安全点検の指示が発せられ、8月4日、各施設について総点検を行なったが、いずれも、特に部内各施設について問題はなかった。また、46年10月、科学技術庁が川崎市で行なった土砂くずれに関する実験中多くの死傷者を出したことに伴い、研究計画および施設に対する安全総点検の指示もあり、JRR-2に附設されているインパイルループTLG-1、JRR-3に附設されているLHTLについて、所内で点検を行なったが、これらについて特に指摘をうける事項はなかった。

9.3 安全点検と措置

46年度中に発生した事例とそれに対し、とった措置を次に述べる。

(1) 6月の部内安全パトロール時において、JRR-2地下ポンプルームの騒音とJRR-3SF室の湿度が多いことが指摘された。

(a) JRR-2地下ポンプルームでは研究炉技術課が重水のサンプリング測定を行なうための装置がおかれているが、その作業中、ポンプ室の騒音がはげしく、改善措置を提起されていた。そこで、所内安全行事の一つとして行なわれた騒音診断の対象と測定を行なったところ、ポンプ特有の音が高く約85dB(125~250Hz)を示した。装置を移した方がよいとの指示を得たので、JRR-2管理課と協議し、他の装置とのとり合いを検討した上、ポンプ室外に測定装置を移設することとした。

(b) JRR-3SF地下室は、SFプール水の浄化と補給を行なうための装置や配電盤が置かれているが、室内環境が悪く、とくにつゆ時には、露結が生じ、床、機器がぬれるような状態が起っていた。もちろん、床には絶縁マットをしき、感電防止等の措置はとったが、それでも不安全なので、電気工作物管理主任(技術部長)に対し、電気工作物保安規程に基づく保安上の指示を求めた。技術部においては再三にわたる調査と技術部内の検討を行なった結果、室内を乾燥させるために、除湿機の設置と換気回数の調整を行なうことが、解決策であると回答があった。

この回答に基づき、予算措置を検討し、次年度に措置することにした。

(2) 46年9月、JRR-2の燃料交換時に、燃料要素が交換キャスク内にある状態で、つかみ棒をきり離す際燃料要素がはずれて落下し、上段遮蔽プラグの燃料孔内にひっかかった。その状態では、緊急に燃料要素を炉心に戻すことが最適の方法と判断したが、その際、作業時の手の位置で100R/hの線量率が推定されたため、放射線管理課と協議し、その立合の下に作業を行なった。被曝は最高、手に11.3レム、全身で80ミリレム(いずれも作業以前の作業による被曝を含む。)であった。

これに伴い、燃料キャスクのつかみ部先端の改善を行なうこととしたほか、被曝した者のうち要警戒線量(6レム/1か月)を越えた2名については、その後の放射線作業について特に注意することとした。

(3) 46年10月、JRR-3で使用する制御棒がトラックで搬入され、荷下し後のトラックが炉室から退出するとき、トラックの荷台にひっかかった移動式ポンペが移動したことで、固定式ポンペ架台と移動式ポンペの台車の間に立っていた職員が両者の間にはさまれ、腹部を強圧ないし、強打して脾臓を破裂した。この事故ののち、現場の床においてあったクレーン用ワイヤーを別な場所にあらたに設置場所を設けポンペ立ても一部屋外に移設するなどして、作業場所の拡大確保を行ない、事故の再発防止を措置した。

9.4 安全訓練等

(1) 各課室で定期的に、課内会議、安全会議等を開催して問題点の摘出、改善についての検討を行ない、事故因子の排除に努力した。特に放射線作業に平行して、高所作業、重量物運搬、高圧ガスの取扱いなどが行なわれるので、これらによる人身傷害の発生防止についても十分注意を払った。これらについての知識を習得するため、安全カードや放射線取扱い手引の見直しも行なった。

また、各施設ごとに行なり安全パトロールの結果や、部長の行なり安全パトロールにおいての指摘事項も、それぞれ、安全会議等に提起して改善を推進した。

(2) 原子炉施設等における想定事故訓練を行なった。原子炉やホットラボでは、勤務時間外に溢水、火災、放射線異常が発生したとき、各施設に設置してある警報器が作動して中央警備詰所に通報され、安全当直者とともに応急措置を行なうとともに、必要に応じて担当職員の呼出しが行なわれる態勢となっている。また、非常体制の設定があれば相当数の呼出しを必要とするので、各施設でこれらに対応できるよう、夜間の呼出し訓練を行なった。

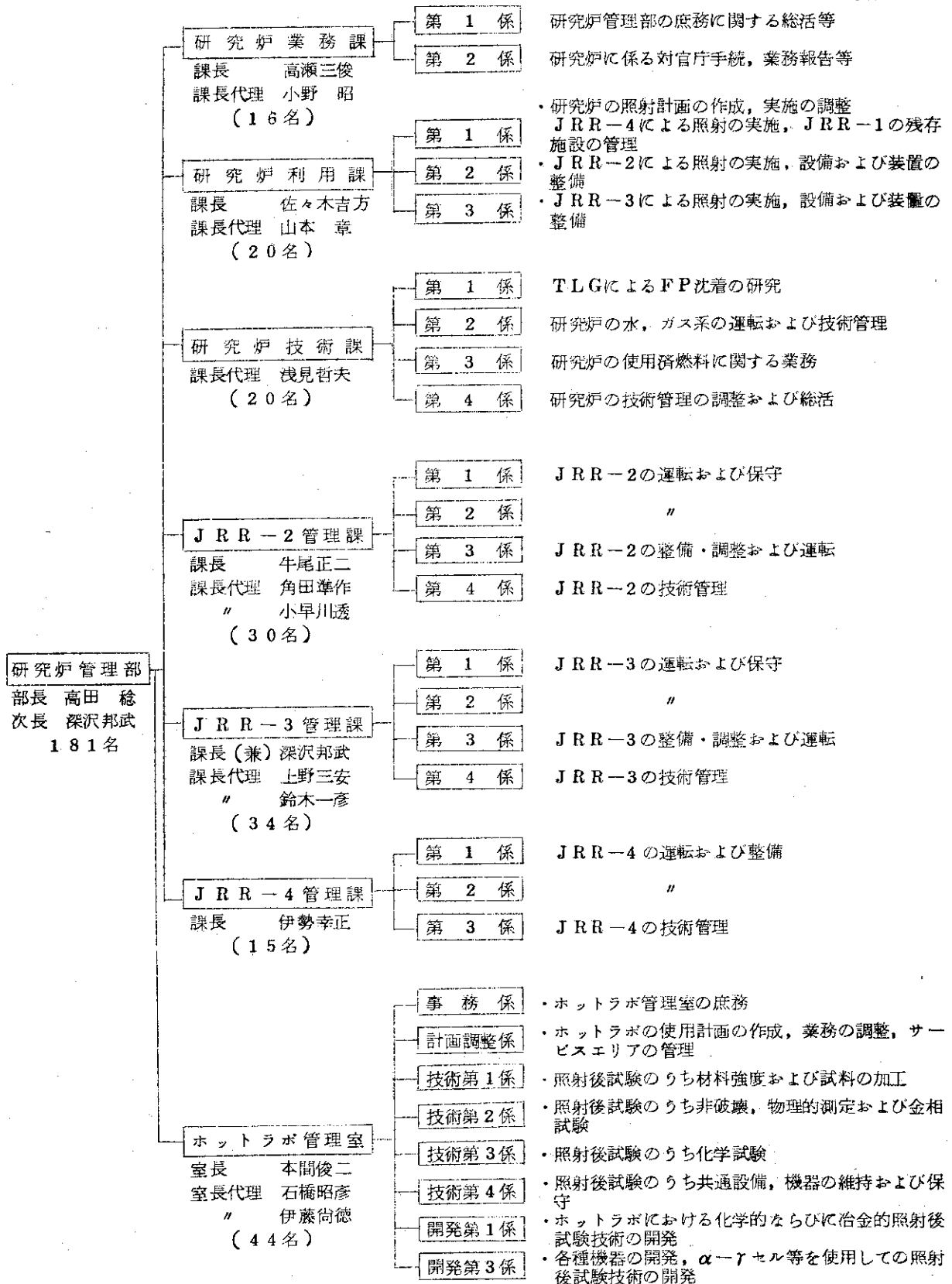
火災に対する応急措置の一つとして、手持消火器による措置を習得するため、構内課の指導をうけて消火器の性能、取扱いについて訓練を行なった。

10 付 録

Appendix

10.1 研究炉管理部の組織と業務

47・3・31現在



10.2 外部投稿論文

氏名	題目	投稿誌名
本多敏雄 (福田, 松尾)	新らしい炭素, カルビン同素体	炭素
松尾秀人	Thermal Annealing Effects on Electrical Resistivity of Reactor Grade Graphite Inadiated with Neutrons at 250°C and 350°C	Journal of Nuclear Materials
松尾秀人	Relation between Electrical Resistivity and Thermal Conductivity of Reactor Grade Graphite Inadiated with Neutrons at 300°C-400°C	Journal of Nuclear Materials
本多敏雄 (福田)	The Effect of Oxidation on Elastic Modulus of Graphite	J. Nucl. Sci. Tech.
鈴木義雄	トリチウム研究専門委員会報告書 第3章発生源 第3節重水炉	トリチウム研究専門 委員会報告書

10.3 研究所刊行物

氏名	題目	レポート番号
鈴木一彦 (大森, 山本, 池沢)	JRR-1の運転と利用	JAERI-memo 4506
石本清 (園部, 松島, 三村)	遠隔操作型試料研磨機 —ホットラボ鉛セル用研磨機の開発—	JAERI-memo 4565
鈴木一彦 (青柳, 伊藤, 池沢)	JRR-1の解体	JAERI-memo 4699
宮永一郎	研究炉, ホットラボの運転と技術管理	JAERI-M 4752
鈴木義雄 (根本, 吉島, 鎌田, 重本)	JRR-2の重水中の放射性核種	JAERI-M 4771

10.4 口頭発表

氏名	題目	発表学会名
斎藤 保 (本多)	中性子照射黒鉛のX線定数	日本原子力学会年会 4 6. 4
松尾 秀人 (本間・本多・福田)	東海炉グラフィットモニタリング(11) —蓄積エネルギー—	日本原子力学会年会 4 6. 4
本多 敏雄 (福田)	各種黒鉛材の酸化による機械的性質の変化	日本原子力学会年会 4 6. 4
金井塚 文雄 (阿部)	熱中性子炉用(U・Pu)O ₂ 燃料のGETRに よる照射試験2 —照射後金相試験—	日本原子力学会年会 4 6. 4
大西 信秋 (軽水炉安全性 解析コード専門部会)	軽水炉の一次系破断事故解析—その1 —RELAP 2コードの概要—	日本原子力学会年会 4 6. 4
大西 信秋 (軽水炉安全性 解析コード専門部会)	軽水炉の一次系破断事故解析—その2 —電総研ブローダウン実験の解析—	日本原子力学会年会 4 6. 4
大西 信秋 (軽水炉安全性 解析コード専門部会)	軽水炉の一次系破断事故解析—その3 —軽水動力炉の事故解析—	日本原子力学会年会 4 6. 4
来栖 洋二 (中川・山本・佐々木)	カプセル材料の照射健全性(II) —ポリマーのγ線および原子炉照射による機械 的強度の低下—	日本原子力学会年会 4 6. 4
池島 義昭 (佐々木・富岡・佐藤 一色・有金・宮内)	JRR-3熱中性子気送管の構造と特性	日本原子力学会年会 4 6. 4
宮坂 靖彦 (阿部)	JRR-2円筒燃料における高速炉用 PuO ₂ -UO ₂ 燃料試験(III)—照射後解析—	日本原子力学会年会 4 6. 4
富井 格三	温度上昇による自己停止型の液体燃料パルス炉 について	日本原子力学会年会 4 6. 4
両角 実	JRR-4における破損燃料の検出	日本原子力学会年会 4 6. 4
大西 信秋 (沓掛他)	フラックストラップの熱中性子束 —JRR-4炉心の実験解析—	日本原子力学会年会 4 6. 4

氏名	題目	発表学会名
吉 島 哲 夫 (近藤・重本・鈴木)	イオン交換樹脂の放射線損傷	日本原子力学会年会 4 6. 4
鈴 木 義 雄 (根本・吉島・鎌田 小早川・萩野谷・中川)	J R R - 2 微白濁重水の化学分析と精製	日本原子力学会年会 4 6. 4
重 本 雅 光 (根本・吉島・鈴木 鎌田・近藤)	トリチウムによる J R R - 2 熱遮蔽軽水中の重 水濃度測定	日本原子力学会年会 4 6. 4
根 本 剛 (鈴木・吉島・鎌田 重本)	J R R - 2 における重水中の放射性核種	日本原子力学会年会 4 6. 4
渡 辺 勝 利 (他)	Radiation Effects of Iron Binary Alloys	金属材料の照射効果 日米セミナー 4 6. 9
宮 坂 靖 彦	J R R - 2 円筒燃料内における UO_2 燃料照射 試験(1) —ギャップ・コンダクタンスの測定—	日本原子力学会 4 6. 1 0
本 多 敏 雄 (本間・松尾・福田 斎藤・伊藤)	東海炉グラファイト・モニタリング(12) —寸法変化, 酸化減量, 機械的性質—	日本原子力学会 4 6. 1 0
松 尾 秀 人	東海炉グラファイト・モニタリング(13) —熱伝導率, 蓄積エネルギー, 電気比抵抗—	日本原子力学会 4 6. 1 0
北 原 種 道 (横尾・海江田・豊島 福島・熊谷・山田)	高温ガスループにおける沈着(2) —550℃における沈着—	日本原子力学会 4 6. 1 0
田 村 和 行 (大川・内田他)	J R R - 4 の出力上昇計画(1)	日本原子力学会 4 6. 1 0
岡 島 正 直 (渡辺他)	J R R - 4 の出力上昇計画(2)	日本原子力学会 4 6. 1 0
渡 辺 勝 利 (他)	固溶 N を含む Fe-Mo 合金の中性子照射効果	日本鉄鋼協会 4 6. 1 0
坂 野 和 雄	J R R - 3 UO_2 炉心の燃焼度計算	日本原子力学会 4 6. 1 0
松 島 秀 夫 (関野・鈴木・鶴野 園部・伊藤)	被覆燃料粒子の照射後試験技術	日本原子力学会 4 6. 1 0

氏 名	題 目	発表学会名
大 西 信 秋 (軽水炉安全性 解析コード専門部会)	軽水炉の一次系破断事故解析—その1 —RELAP-3の概要およびRELAP-2との 比較—	日本原子力学会 4 6.1 0
豊 島 昇 (山田・北原・横尾 海江田・福島・熊谷 白井)	Naカバークラス系における燃料破損検出法に 関する実験 1 FPの移行	日本原子力学会 4 6.1 0
海江田 圭 右 (豊島・北原・横尾 福島・熊谷・山田)	Naカバークラス系における燃料破損検出法に 関する実験 2 FFDの応答	日本原子力学会 4 6.1 0
本 多 敏 雄 (松尾・斎藤・福島)	中性子照射黒鉛のX線定数と寸法変化の関係	炭素材料研究会 4 6.1 1
松 尾 秀 人 (本多)	中性子照射黒鉛の熱伝導率と電気比抵抗の関係 について	炭素材料研究発表会 4 6.1 1

10.5 特 許

(1) 出 願

特 実	発 明 の 名 称	発 明 (考 案) 者		出 願 日 番 号
		所 属	氏 名	
特	試料研磨機	ホットラボ管理室 丸本工業(株)	園部清美 石本清 本橋友彌	46. 4. 24 46-27080
特	原子炉平均中性子の測定方法	JRR-2管理課 JRR-3管理課	角田準作 岩本清吉 新保利定 柴田功	46. 7. 29 46-56390
特	接着テープ切断用金具	ホットラボ管理室	本間俊二 石橋昭彦	46. 9. 4 46-68403
実	接着テープ切断用金具	ホットラボ管理室	高橋彰 関野甫 石本清	46. 12. 22 46-120613
実	放射線照射用容器の昇降装置	研究炉利用課 工 作 課 中島製作所	佐々木吉方 吉藤久 西口忠吉 中島茂次	47. 4. 5 47-39460

(2) 登 録

原 研 登 録 番 号	発 明 考 案 の 名 称	発 明 考 案 者	所 属	登 録 年 月 日	特 許 番 号
東・日-243	遠隔操作による引張 試験用 Jaw-Face	石本 清 柏崎正明	ホットラボ管理室	46.8.19	938325
東・日-253	恒 温 槽	松島秀夫 阿部恭一 海老原彦恵 井上利昭	ホットラボ管理室 工 作 課	47. 2. 2	952729

10.6 受託調査

件 名	相 手 方	担 当 課	備 考
敦賀炉圧力容器鋼材の監視試験に 関する調査	日本原子力発電㈱	ホットラボ管理室	45. 8.12
		構造強度研究室	46. 5.31
東海発電所用黒鉛の照射後試験に 関する調査	日本原子力発電㈱	東海炉モニタリ ングプロジェクト	46. 4. 8
			47. 3.31
敦賀炉圧力容器鋼材の監視試験 (オ2次)に関する調査	日本原子力発電㈱	ホットラボ管理室	46.12.20
		材料工学研究室	47. 7.31

10.7 受託研究

件 名	相 手 方	担 当 課	備 考
ケミカルシム照射試験	動燃事業団	JRR-4管理室	45.10. 3
		炉化学研究室	47. 2.28
東海発電所用燃料要素の照射後試験 に関する研究	日本原子力発電㈱	東海炉モニタリ ングプロジェクト	46. 4. 1
			47. 3.31

10.8 共同研究

件 名	相 手 方	担 当 課	備 考
JRR-2円筒燃料による高速炉用 PuO ₂ -UO ₂ 燃料開発のための照射 試験研究	動燃事業団	JRR-2管理課	43.12. 2
			48. 3.31
40UO ₂ 照射後試験に関する研究	動燃事業団 民間5社	ホットラボ管理室	41. 6.10
		燃料工学部	47. 3.31

10.9 協力研究

件名	相手方	担当課	備考
照射後物性測定法の開発	東京大学工学部	ホットラボ管理室 研究炉利用課	46. 4. 1 } 47. 3.31
B ₄ CおよびSiCの照射挙動に関する研究	東京工業大学	ホットラボ管理室 研究炉利用課	45. 5.16 } 47. 3.31
炉心内出力分布検出器の研究	東京大学工学部	研究炉利用課 原子炉計測研究室	46. 5.25 } 47. 3.31
ニュートロンラジオグラフィ用特殊照射筒の試作	名古屋大学工学部	JRR-4管理課	46. 6.15 } 47. 3.31
JRR-4を使用した原子炉雑音の実験的研究	東京大学工学部	JRR-4管理課	47. 1.17 } 47. 3.31

10.10 外国出張

氏名	出張・留学先	期間	目的
宮永一郎	米国 イギリス, ノルウェー 西ドイツ, オーストリア イタリー, フランス	46.5.16~ 46.6.14	研究炉の運転, 保守, 利用に関する調査
白井英次	"	"	"
角田準作	米国	46.10.26~ 46.11.21	第10回JRR-2使用済燃料対米送還業務

10.11 委員会

委員会名	委員長	備考
研究炉利用協議会	東海研究所長	
JRR-3 UO ₂ 燃料検討グループ	宮永一郎	前年度から継続
東海炉モニタリングプロジェクト	研究炉管理部長	"

10.12 教育訓練講師

原子炉研修所		ラジオアイソトープ研修所	
氏名	期間	氏名	期間
小野 昭	46. 4.14~46. 9.30	宮 永 一 郎	46.4.1~47.3.31
山本 章	46.10.14~47. 3.31	佐々木 吉 方	"
牛尾 正 二	"	来 栖 洋 二 (助講師)	"
伊勢 幸 正	46. 4.14~46. 9.30	天 野 良 雄	"
富井 格 三	46.10.14~47. 3.31		
岡島 正直	46. 4.14~46. 9.30		
田村 和 行	46.10.14~47. 3.31		
大塚 徹 雄	46. 4.14~46. 9.30		
両角 実	46.10.14~47. 3.31		
大西 信 秋	"		
末武 雅 晴	"		
川嶋 清 司	46.11. 1~47. 3.31		
	46. 2. 1~46. 7.10		

10.13 官庁許認可申請等一覧

原子炉名	件名	申請年月日	許可, 認可 合格年月日	種 別
J R R 1 2	サンプルット再循環ポンプの一部変更	(46. 3.17)	46. 4.12	設計及び工事の方法
		46. 5.20	46. 7. 1	使用前検査
	非常用電源の一部改造	46. 5.20	46. 7. 1	使用前検査
	付属建家の改造および特定施設警報盤の増設	46. 6. 8	46. 7. 1	設計及び工事の方法
	" (変更認可申請)	46. 7.26		使用前検査
	" (変更届)	46. 8.25	46. 9.17	設計及び工事の方法
	" (変更認可申請)	46. 9.18		使用前検査
	" (変更認可申請)	46.10.11	46.11.15	設計及び工事の方法
	" (変更届)	46.12.15		使用前検査
			47. 1.26	"
	核燃料物質貯蔵施設の記載事項の一部変更	46. 7. 1	46. 7.17	炉設置変更
	JRR-2 B型燃料要素および円筒型燃料要素の一部変更	46. 6.28	46. 7.22	設計及び工事方法

原子炉名	件名	申請年月日	許可、認可 合格年月日	種別
J R R 1 2	第16次燃料 (B型および円筒型) 燃料要素	46. 9.17	(47. 6.20)	使用前検査
	冷却系統施設の一部撤去	46. 8. 6	46. 9.17	設計及び工事の方法
		46. 9.18	46.11.11	使用前検査
	補助重水ポンプおよび熱遮蔽軽水 ポンプの一部変更	46. 7.30	46. 9.17	設計及び工事の方法
	SILの液体ナトリウムの最高使用 圧力の変更	46. 8. 9	46. 8.19	炉設置変更
	第15次燃料 (B型および円筒型 燃料要素)	46. 4. 8 46. 7.29 (一部変更届)	46. 9.27	使用前検査
	ナトリウムインバイルループ (SIL) の設置	46. 9.17	46.10.25	設計及び工事の方法
	燃料のウラン濃縮度, 重水フィル ター, 主循環ポンプ, 補助重水ポ ンプの一部変更	46.11.24	47. 1.20	炉設置変更
	JRR-2 EBP型燃料要素 (追加)	46.11.24	47. 3. 2	炉設置変更
	補助重水ポンプ, 熱遮蔽軽水ポン プの交換	46.12.15	47. 3.28	使用前検査
主循環ポンプ, 重水フィルターの一 部変更	47. 1.24	47. 2.28	設計及び工事の方法	
重水フィルター	47. 3.10	(47. 5. 2)	使用前検査	
定期検査		47. 3.28		
TLG-1-50 インバイルループ の一部変更	47. 3.31	(47. 5. 2)	設計及び工事の方法	
J R R 1 3	主重水ポンプの製作	46. 4. 3	46. 7.13	使用前検査
	二酸化ウラン燃料体の製作	46. 6. 8	46. 7.22	設計及び工事の方法
	(第1ステップ)	46. 8. 6	47. 2.29	使用前検査
	(第2ステップ)	46.10.14	(47. 8. 3)	"
	(第3ステップ)	46.10.14		"
	定期検査		46. 9. 6	
	使用済燃料貯蔵プールの貯蔵能力 の変更	46. 9.17	46.10. 4	炉設置変更
補充燃料の製作	(45.10.23)	46.10.25	使用前検査	
使用済燃料室の天井クレーンの一 部変更	47. 1.10	47. 2.17	設計及び工事の方法	
	47. 2.23	47. 3.28	使用前検査	
	47. 2.25	47. 3.29	炉設置変更	
ヘリウム圧縮機の増設	47. 3.30	(47. 4. 8)	設計及び工事の方法	

JAERI-M 5025

原子炉名	件名	申請年月日	許可, 認可 合格年月日	種別
J R R I 4	ケミカルシム用照射装置		46. 4.22	使用前検査
	定期検査		46. 8. 5	
	一次冷却系主ポンプの交換	46. 5.14	46.11.26	使用前検査
	一次冷却系配管工事の追加	46.10.22	46.11.22	設計及び工事の方法
		46.11.24	46.11.26	使用前検査
	粗調整安全板の一部変更	(45.12.16)	46.12. 2	使用前検査
	燃料のウラン濃縮度の変更	46.12.11	47. 1.25	炉設置変更
	ケミカルシム用照射装置の撤去	46.12.15	46.12.27	設計及び工事の方法
		47. 1.13	47. 2. 9	使用前検査
		制御板駆動機構の交換	47. 2. 1	

あ と が き

46年度の編集にあたっては、例年どおり部内に編集委員会を設け、その討議のもとに、原子炉、ホットラボに係る技術開発的事項を中心に、しかも、データ資料等は必要なものを除き、できるだけ、別に編集するデータ資料編に掲載するようにし、全体的に簡素化をはかることにつとめた。

今回は、過去2年に比べ早期に出版することができたが、47年度版についてはさらに計画を練上げ出版したいと考えている。

44年度からのモットー「できるかぎり要領よく、また、技術的データとして各方面で利用しうるように」は生かして編集したつもりであるが、各位のご指摘をうけてさらに改善したいと考えている。

編集委員長

編集委員会メンバー（※委嘱査読委員）

委員長	高田	稔	
副委員長	深沢	邦武	
委員	富岡	秀夫	(炉利用)
"	北原	種道	(炉技術)
"	島	敬二郎	(JRR-2)
"	※宮坂	靖彦	(")
"	白井	英次	(JRR-3)
"	※石井	敏雄	(")
"	岡島	正直	(JRR-4)
"	※富井	格三	(")
"	伊藤	尚徳	(H・L)
庶務	小野	昭	(炉業務)
	高橋	敏彦	(")