

JAERI-M
4752

研究炉・ホットラボの運転と技術管理
(昭和45年度)

1972年3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45年度）

日本原子力研究所 東海研究所 研究炉管理部

（1972年2月10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のホットラボを管理している。

これらの施設においては、運転、保守整備、燃料および水・ガスの管理を含む技術管理、利用、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。ホットラボにおける東海炉燃料・材料のモニタリングほか各種燃料の照射後試験およびそれらの技術開発も順当な成果をあげた。

本報告書は、昭和45年度におけるこれらの研究炉管理部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。

JAERI-M 4752

Report on the Operation, Utilization and Technical
Development of Research Reactors and Hot Laboratory
(April 1, 1970 to March 31, 1971)

Division of Research Reactor Operation, Tokai, JAERI
(Received 10 February 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 1970 (April to March) in the division; and problems encountered and the procedures applied to solve them.

目 次

まえがき	1
1 要 要	2
1.1 研究炉管理部の組織と業務	2
1.2 昭和45年度事業概要	4
1.2.1 研究炉の運転管理	4
1.2.2 研究炉による照射	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	8
2.1 運 転	8
2.1.1 総 括	8
2.1.2 JRR-2	8
2.1.3 JRR-3	12
2.1.4 JRR-4	13
2.2 保守整備	15
2.2.1 JRR-2	15
2.2.2 JRR-3	17
2.2.3 JRR-4	19
2.3 燃 料	24
2.3.1 JRR-2	24
2.3.2 JRR-3	25
2.3.3 JRR-4	27
2.4 技 術	28
2.4.1 JRR-2	28
2.4.2 JRR-3	29
2.4.3 JRR-4	31
2.5 重水ヘリウム管理	34
2.5.1 研究炉の重水管理	34
2.5.2 JRR-2の重水, ヘリウム管理	35
2.5.3 JRR-3の重水, ヘリウム管理	38
2.6 放射線管理	41
2.6.1 JRR-2	41
2.6.2 JRR-3	42
2.6.3 JRR-4	43

3	研究炉による照射	44
3.1	JRR-2による照射	44
3.2	JRR-3による照射	48
3.3	JRR-4による照射	50
4	ホットラボの運転管理	53
4.1	運転管理	53
4.1.1	運転状況	53
4.1.2	主な試験	56
4.2	保守整備	60
4.3	放射線管理	60
4.4	汚染除去	62
5	JRR-2熱交換器 DE-1, 2の交換とその後の管理	67
6	JRR-3炭酸ガスの漏洩	72
7	主な技術的事項	80
7.1	原子炉施設	80
7.1.1	JRR-2制御棒の改造	80
7.1.2	JRR-2 FFD の改造	80
7.1.3	JRR-3第1主重水ポンプ (DP-1) の故障	85
7.1.4	JRR-4粗調整安全板の製作	87
7.2	特性試験	95
7.2.1	JRR-4フラックス・トラップつき炉心の熱中性子束分布の検討	95
7.3	重水	100
7.3.1	JRR-2重水の微白濁	100
7.3.2	JRR-2重水中の核種分析	102
7.3.3	イオン交換樹脂の放射線損傷	107
7.4	燃料	108
7.4.1	使用済燃料の検査	108
7.4.2	JRR-3補充用燃料体の製作	108
7.4.3	JRR-3 UO ₂ 燃料体	111
7.4.4	使用済燃料からのγ線の線量測定	119
7.5	原子炉の改造計画	121
7.5.1	JRR-4改造計画にかゝわる構造物の試作・試験	121
7.6	計測制御	131
7.6.1	制御板位置指示計の試作	131
7.6.2	データー・ロガーの整備	131
7.7	照射技術	134
7.7.1	JRR-3によるコバルトの大量照射	134
7.7.2	ガンマ線補償型電離箱とボロン塗布比例計数管の照射	134

7.7.3	自己出力型中性子検出器の照射試験	136
7.7.4	JRR-2照射孔の中性子分布測定	136
7.7.5	模擬垂直実験孔によるG-0カプセルの除熱実験	140
7.7.6	JRR-4における「ケミカルシム照射」実験の検討	146
7.7.7	JRR-4における核分裂物質の照射基準	151
7.8	ホットラボ内装機器の設計と製作	154
7.8.1	マイクロドリリングマシン	154
7.8.2	マイクロガンマスキヤンナー	154
7.8.3	小型カッター類	155
7.8.4	ガンマースキヤニング装置	155
8	研究開発	157
8.1	燃料	157
8.1.1	試作ホウ素添加燃料板の照射試験	157
8.2	重水	160
8.2.1	トリチウムによる重水濃度測定法の確立	160
8.3	ループ実験	162
8.3.1	Naカバーガス系における燃料破損検出器の試験	162
8.3.2	ストレンゲージの照射試験	164
8.3.3	高温ガス配管内のFP沈着	170
8.4	ホットラボ技術	172
8.4.1	FP挙動追求手法の開発	172
8.4.2	高温ガス炉燃料試験法の開発	172
8.4.3	照射後鉄鋼の内部摩擦測定技術の確立	173
8.4.4	α - γ セルにおけるPu燃料試験技術の確立	174
8.4.5	照射後黒鉛の測定技術の開発	175
8.5	動特性と安全解析	177
8.5.1	原子炉の動特性と安全解析	177
8.5.2	繰返しパルス炉の特性と新しいパルス炉(流動燃料炉)の可能性	187
9	安全管理	200
10	附録	205
10.1	外部投稿論文	205
10.2	研究所刊行物	206
10.3	口頭発表	208
10.4	特許	210
10.5	受託業務	211
10.6	受託調査	211
10.7	受託研究	211
10.8	共同研究	211

1 0.9	協力研究	2 1 1
1 0.1 0	外国出張および留学	2 1 2
1 0.1 1	委員会	2 1 2
1 0.1 2	教育訓練講師	2 1 2
1 0.1 3	官庁許認可申請一覧	2 1 3
あとがき		2 1 4

Contents

Preface

1. General Description

1.1 Organization and the Works

1.2 Activities in Fiscal 1970

1.2.1 Operation and Maintenance of Research Reactors

1.2.2 Irradiation with Research Reactors

1.2.3 Operation and Maintenance of the Hot Laboratory

1.2.4 Research Works and Technological 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 with Research Reactors

3.1 JRR-2

- 3.2 JRR-3
- 3.3 JRR-4
- 4. Operation and Maintenance of the Hot Laboratory
 - 4.1 Operation
 - 4.1.1 Operation
 - 4.1.2 Post-Irradiation etc. Test
 - 4.2 Maintenance etc. of Equipments
 - 4.3 Radiation Control
 - 4.4 Decontamination
- 5. Replacement of JRR-2 Heat-Exchangers (DE-1,2), and the Maintenance
- 6. Leakage of Carbonic Acid Gas in JRR-3
- 7. Reactor Techniques
 - 7.1 Facility
 - 7.1.1 Improvement of JRR-2 Control Rod
 - 7.1.2 Improvement of JRR-2 FFD System
 - 7.1.3 Failure of Heavy-Water Pump in JRR-3
 - 7.1.4 Neutron Absorption Blades for JRR-4 Shim Control Rods
 - 7.2 Characteristic Test of Reactor
 - 7.2.1 Thermal Neutron Flux in JRR-4 Flux-Trap Core
 - 7.3 Heavy Water
 - 7.3.1 Turbidity in JRR-2 Heavy Water
 - 7.3.2 Analysis of the Radionuclide in Heavy Water of JRR-2
 - 7.3.3 Radiation Damage of Ion Exchange Resins
 - 7.4 Reactor Fuels
 - 7.4.1 Inspection of Spent Fuels
 - 7.4.2 Supplementary Fuel Assembly in JRR-3
 - 7.4.3 UO_2 Fuel Assembly in JRR-3
 - 7.4.4 Measurement of Gamma Doses from Spent Fuels
 - 7.5 Alteration of the JRR-4 Plant
 - 7.5.1 Trial Construction and Test of JRR-4 Components
 - 7.6 Measurement and Control
 - 7.6.1 Trial Construction of Rod Position Indicator
 - 7.6.2 Data Logger in JRR-4
 - 7.7 Irradiation Techniques
 - 7.7.1 Bulk Irradiation of Cobalt in JRR-3
 - 7.7.2 Irradiation of Compensated Ionization Chamber and Boron Counter
 - 7.7.3 Pile-Irradiation Test of Self-Powered Neutron Detector
 - 7.7.4 Measurement of Neutron Flux Distribution in JRR-2 Irradiation Hole
 - 7.7.5 Heat Removal of the G-0 Capsule Used in Out-pile Test Thimble

- 7.7.6 "Chemical-Shim Irradiation Experiment" in JRR-4
- 7.7.7 Standards in the Irradiation of Fissionable Samples in JRR-4
- 7.8 Design and Fabrication of In-Cell Equipments for the Hot Laboratory
 - 7.8.1 Micro-Drilling Machine
 - 7.8.2 Micro- γ Scanner
 - 7.8.3 Sample Cutters
 - 7.8.4 γ -Scanning Apparatus
- 8. Research and Development
 - 8.1 Fuel
 - 8.1.1 Irradiation Test of Fuel Plates Containning Boron
 - 8.2 Heavy Water
 - 8.2.1 Determination of D_2O Concentration in JRR-2 Thermal Shielding Water by Measurement of Tritium Activity
 - 8.3.1 Failed Fuel Detector in the Sodium Cover Gas System
 - 8.3.2 Irradiation of Strain Gauges
 - 8.3.3 Fission Product Deposition in High Temperature Gas Cooling System
 - 8.4 Hot Laboratory Techniques
 - 8.4.1 Detecting Method for Migration of Fission Products
 - 8.4.2 Testing Methods for HTGR Fuel
 - 8.4.3 Internal Friction Measurement Technique for Irradiated Iron and Steels
 - 8.4.4 Post-Irradiation Test for Pu-Fuel in the α - γ Cell
 - 8.4.5 Testing Methods for Irradiated Graphite
 - 8.5 Kinetics and Safety Analysis
 - 8.5.1 Reactor Kinetics and Safety Analysis
 - 8.5.2 Characteristics of Pulsed Reactor, and New Type Pulsed Reactor (Fluid Fuel Reactor)
- 9. Safety Control
- 10. Appendix
 - 10.1 Papers
 - 10.2 JAERI Reports
 - 10.3 Oral Presentation
 - 10.4 Patents
 - 10.5 Entrusted Works
 - 10.6 Entrusted Survey
 - 10.7 Entrusted Research
 - 10.8 Joint Research
 - 10.9 Coworks

- 10.10 Foreign Part Trip
- 10.11 Activities of the Committees
- 10.12 Lecturer
- 10.13 Permissions and Sanctions

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も極めて広いが、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必要があるが、それらもまた各個所で活発に行なわれた。

このように当部の活動の全ほりを記録するものとして、昨年度から「研究炉・ホットラボの運転と技術管理」をまとめたが、本年度は、さらに数多い管理データを別冊としてまとめることにした。本報告は、第2章から第4章に研究炉の運転管理状況、利用状況、ホットラボの運転管理状況等、施設の運転・保守をまとめてあり、第5章から第7章にこれらの運転・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。さらに当部で行なつた研究の成果について第8章にあげた。

45年度は、JRR-2で熱交換器の交換のために第6サイクルを6日連続運転としたこと、JRR-3で第6サイクルの途中で主重水ポンプが故障して、第7サイクルから7MW運転に切り換えたこと、およびヘリウムガス中に炭酸ガスが漏洩して、その除去と漏洩防止につとめたことなどがあつたが、運転サイクルは予定したとおり達成した。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。また、JRR-3の燃料を、天然ウラン金属燃料から UO_2 燃料に移行させるために必要な検討と準備を行なつた。これらの業務を通じて研究炉、ホットラボに関する管理技術が向上したことは、今後の技術開発の貴重な礎となるであろう。

本報告は、できるだけ技術的事項に重点を置いて編集することを目標としたが、まだ不十分な点もあり、さらに改善を続けていきたいと考えている。

1 概 要

1.1 研究炉管理部の組織と業務

JRR-1の解体終了に伴い、昭和45年6月16日付でJRR-1管理課が廃止されたので、当部の組織は、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室となった。

当部の柱である研究炉の安定運転を中心として、効率的な利用や技術の開発をはかり照射試料の照射後試験を行なうために、有機的な組織機構のもとにそれぞれが特質を生かして活動を続けている。また、より安定な研究炉の運転、より効率的、より有効な研究炉の利用を実現するために、運転担当箇所はもちろん、技術研究開発の努力もまた各個所で活発に行なわれている。

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、研究炉使用計画どおり行なうことに努めた。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円滑に行なわれなければならないが、本体施設はもちろん、技術部による特定施設、利用施設管理者による実験施設、照射施設の整備がほぼ順調に行なわれたことがあげられる。

JRR-4管理課は、JRR-4の中型炉としての特色を生かし、利用者との十分な打合せによる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にも利用されている。

研究炉技術課では、JRR-2、JRR-3の重水・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つて、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と照射技術の開発を担当した。また、所内規程によりJRR-1の残存施設の管理を行なつた。

ホットラボ管理室は、原子炉燃料・材料の照射後試験とそれに必要な施設・機器の整備および試験技術の確立を行なっている。ホットラボでの試験の要求は、燃料の解体から顕微鏡観察、化学処理まで多種多様にわたっており、これらの要求を施設のにも技術的にも対処しうるようつとめた。

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諸手続きに関する業務を行なつた。

当部の組織の詳細をFig 1.1.1に示す。

そのほか、研究炉の利用に関する基本的事項に関して、外部の学識者、経験者の意見を伺い、当部の業務に反映させることを目的として、「研究炉利用協議会」が設けられている。また、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ている。

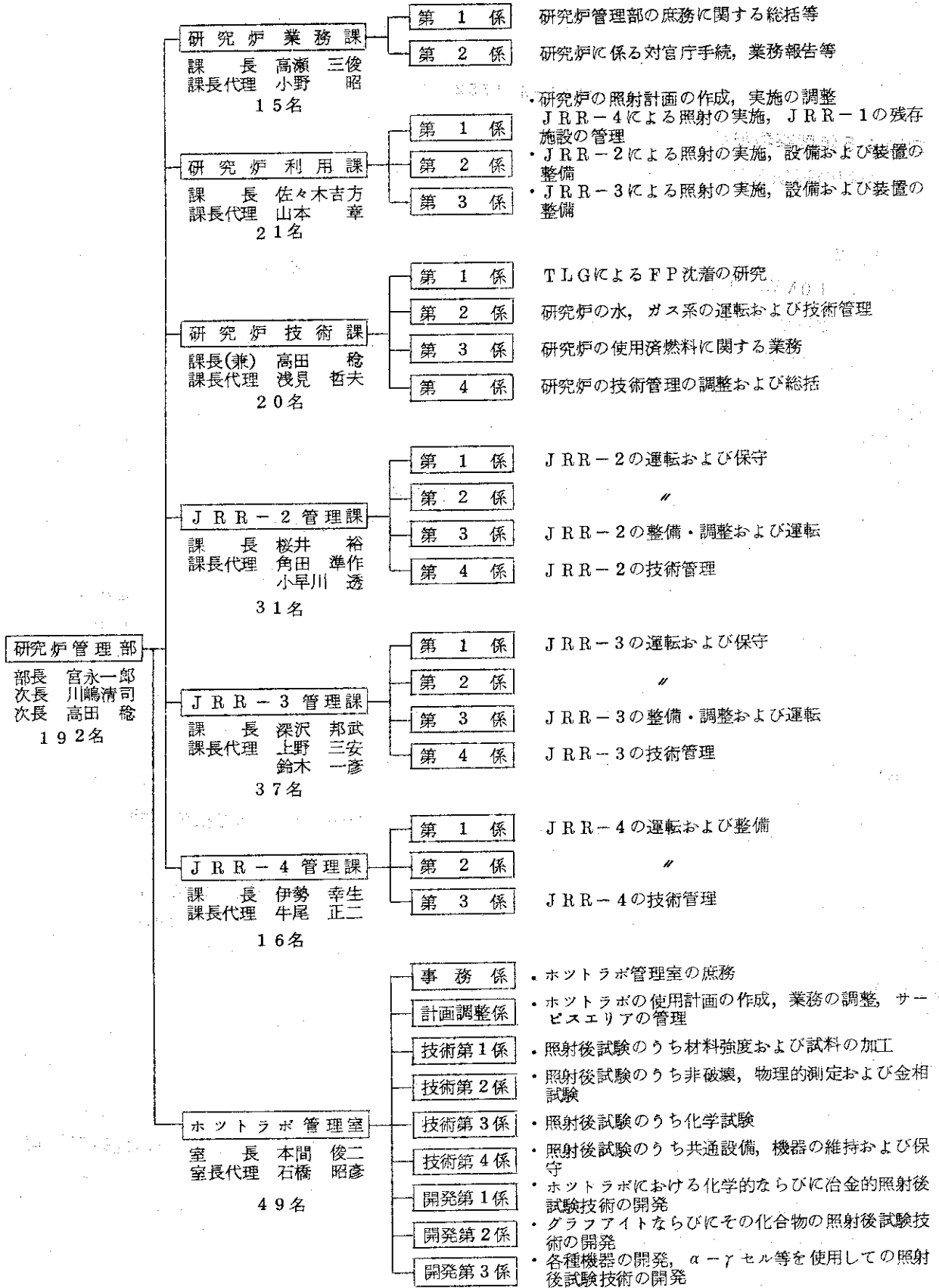


Fig. 1.1.1 研究炉管理部の組織と業務

1.2 昭和45年度業務概要

1.2.1 研究炉の運転管理

(1) JRR-2

45年度は、10MW、13日連続運転、3週間1サイクルを13サイクル行なり計画であつた。8月の整備期間中に起つた主熱交換器の異音対策のため、第6サイクルを後半休止したほかは、増量燃料平衡炉心での特性試験なども行ない、ほぼ計画どおりの運転を行なつた。

8月2日からの定期自主検査時に行なつた熱交換器の交換後の流水試験において異常音が発生したので、点検孔設置や異音対策を施した結果、問題はなくなつた。その他制御棒交換整備主重水ポンプのモータ、逆止弁、圧力計、ヘリウムブロー、二次冷却系配管などについての整備工事を実施し、安定運転の維持につとめた。さらにFFD装置についても制御室での操作、監視ができるようにし、また、制御棒関係のトラブル解消のため改造制御棒の試作検討も行なつた。

EFTL-2、LNTLの実験装置は、その初期の使用目的を終えるとともに老朽化も進んで来たことなどから45年8月に撤去されたEFTL-2跡(HT-1)には、新たに東北大の中性子分光器の設置準備を行なつた。

炉心内照射装置による酸化物燃料の計測照射とVT-1における高出力密度における高発熱体(4KW程度まで)の照射実績を得、利用面での質的向上を図つた。

将来、炉の有効利用にあたり、炉制御上有効な手段と考えられる可燃物入り燃料の使用を検討し、燃料板の試作試験を行なりとともに、製作、使用上の問題点について技術的検討を行なつて、次年度の資料とすることができた。

従来の使用済燃料についての検査法と異なり、新しく製作された要素についての品質管理の検査法について、燃料ウランの含有量、燃料分布の均一性などに関する測定装置を検討し、その実用化のめどがついたので次年度に試作する計画で諸準備を行なつた。

(2) JRR-3

45年度の共同利用運転は、JRR-2と同様、3週間1サイクル10MW 13日連続の運転を13サイクル行なり予定であつた。ところが第6サイクル途中において、第1主重水ポンプ(DP-1)の故障が発生し、第7サイクル以降は、DP-2 1基による7MWの連続運転に切替えたので、予定どおりの出力量および運転時間には達しなかつたが、サイクル数については、年度計画の13サイクルを遂行した。

DP-1の故障の原因を調査したところ、ステータのキャンが破れ、ステータ内に重水が入り、絶縁不良を起したことが分つた。これらの原因、修復作業などについては7.1.3項に述べる。

DP-1の故障により、定期自主検査を1週間くりあげ8月24日から実施した。また、45年度の定期検査(官庁検査)は、DP-1の修復工事の完了との関係で、46年度に入つてから行なわれることになつた。

第10サイクルの始めから、炭酸ガスの漏洩、主重水の電気伝導度の異常上昇、ヘリウム中

の炭酸ガスの検出とヘリウム濃度の低下などの現象が続いた。漏洩個所の補修後、これらの精製を続けたことにより、ヘリウム純度、重水伝導度とも正常にもどつた。これらについても第6章にまとめてある。

46年度以降に計画されている UO_2 燃料炉心への移行計画にあわせて、補充用の天然ウラン金属燃料100体が納入されたが、数次にわたり納入予定時期が変更になつたので使用計画も修正せざるを得なかつた。また、主重水ポンプの故障による第7サイクル以降の7MWの運転も使用計画に影響を与えた。しかし、各サイクルごとの燃料交換およびシャフリングを積極的に行なつて、基準燃焼度の範囲内で有効に使用するよう心掛けた。

本年度の燃料交換本数は計88体であり、そのうち目視検査が義務づけられているSH燃料は、48体であつたが、全数検査の結果いずれも異常は認められなかつた。

UO_2 燃料については、その仕様および UO_2 燃料炉心の核特性、熱特性等変更に伴う安全性について原子力委員会の安全審査をうけ、十分安全であることが確認された。そして、移行計画第1および第2ステップ用として125体を発注した。

(3) JRR-4

JRR-4は、利用者の要求に応じた出力によつて運転するという、小まわりのきく中型原子炉の特色を出して、当初の運転計画どおり順調に運転を行なつた。運転時間1,026時間10分、積算熱出力1,074,699kwhで、44年度比30%増であつた。

この間、6月と11月に定期自主検査を、6月末から7月にかけて定期検査(官庁検査)を行なつた。また、前年度にひきつづき、制御系、FFD系のICモジュール化の整備を行なつた。

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、散乱実験室での遮へい実験、炉物理実験、線量計測実験、照射Tパイプ、Sパイプ、Fパイプ、Kパイプによる各種試料の照射等である。また、JRR-2、JRR-3の運転停止期間中、RI生産を目的とした金の照射のため、長時間運転を9回実施して、大型炉の支援炉としての役割を果たした。JRR-4改造計画に関する熱特性、フラックスストラップの中性子束測定、温度係数などの諸特性試験を実施した。そのほか中性子束の向上を図るためのダミー燃料の製作および試験、十字型粗調整安全棒に変更した場合の駆動装置の試作、試験、冷却水の脈動に伴う炉心タンク等の振動や機械的疲労を防ぐための振動防止装置の製作、試験等を行なつた。いずれも良好な結果を得た。また、冷却系の性能について試験を行なつた。

動燃団から受託のケンカルシム装置に関する装置仕様、安全対策を確定し、炉内装荷、機能試験を行ない、官庁立会検査をうけて46年度から使用できるようにした。

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、研究炉利用課が試料の受付から照射、受渡しにいたる一貫業

務を行なっている。

45年度は、JRR-2、JRR-3、JRR-4とも、ほぼ予定どおりの運転が行なわれたので、利用面も比較的円滑であつた。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、水平実験孔にはループ、ビーム実験装置を設置して各種の実験に使用したが、EFTL-II およびLNTLは第5サイクルの終了後撤去された。JRR-3も、垂直照射孔、時間照射装置、気送管を共同利用照射に使用し、水平実験孔は、JRR-2同様の実験に使用された。JRR-4における利用は、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、炉物理実験およびRIの生産に利用された。また、原子炉研修所研修生の運転実習に利用された。

新しい照射設備として、JRR-3には44年度予算で製作した熱中性子気送管照射装置が6月に完成した。JRR-2には、RI生産以外の照射にも利用できるよう、3本のカプセルを同時に照射できる時間照射装置を設置することになり、発注を行なつた。

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および材料の照射後試験とそれを行なうために必要な施設、機器類の整備および試験技術を確立することにある。照射後試験の試験項目は、燃料集合体の解体から顕微鏡観察または化学処理にいたるまで非常に多岐にわたっており、しかも、その時代の動力炉のすう勢に応じて、種々の形状および燃料物質の燃料要素について試験ができるよう、施設的にもまた技術的にも対処していくことが必要である。45年度に行なつた大きな項目は、前年度から引続き行なわれたものとして、JAPCOの燃料、鉄鋼および黒鉛のモニタリング、原研、動燃および民間5社による UO_2 燃料の照射研究、 $\alpha-\gamma$ セルにおける PuO_2-UO_2 燃料の照射後試験などであり、45年度初めて行なわれたものに多目的炉用被覆燃料粒子の開発試験がある。また、42年度に一度行なつたJRR-2原子炉用燃料の解体検査を、同型のJRR-4原子炉用燃料の解体検査と一緒に行なつた。

これらを概括すると、JAPCOの燃料モニタリングは第5年度に入り、破壊検査の渋滞を除いて順調にすんだ。鉄鋼、黒鉛についても予定どおり終了した。なお、本年度はJAPCO-II(敦賀炉)の鉄鋼モニタリングが契約され、その第1回試験の80%を消化した。 UO_2 燃料の照射研究は38、39、40の3次にわたっており、39 UO_2 共研は46年4月に終了し、40 UO_2 共研が46年1月から開始された。この UO_2 燃料の照射研究はわが国では最初の本格的な燃料開発試験であり、その成果が注目されている。また、 $\alpha-\gamma$ セルではJRR-2高出力燃料、およびGETRで照射したウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の照射後試験を終了した。次に多目的炉用被覆燃料粒子の照射後試験が本年度から開始されたが、この試験に先立ち文献調査とコールド試料による予備実験を行なつた。多目的炉用燃料の試験施設については今後さらに整備をすすめる必要があると考え、専用施設としてジュニアセルの整備を46年度から始めることになつている。

また、本年度行なつた整備関係の主な項目としてはFPの挙動追求手法の開発のためのマイクロドリリングマシンとマイクロガンマスキヤンの設計およびガンマスキヤン専用セルとその装置の設計をあげることができる。また、小型カッター類の製作、パワーマニプレーターの据付などがある。機器補修関係ではマニプレーター類の故障が31件あるが、これは作業能率に

直接影響することでもあり、その改良と補修施設の充実を考えていく必要がある。セルの汚染除去は、本年度は41日の期間と300名近い延人員がその作業にあつたが、除染剤の開発と廃棄物の処理方法に一段の工夫を要することが痛感される。

1.2.4 研究および技術開発

研究炉の安定運転を行なうためには、施設の効率的な保守整備が必要であり、冷却系、計測系等の改修を行なつていくが、これに関連した測定、試験上行なわれた広い範囲にわたる技術について、貴重な経験を得ている。

JRR-2では、主熱交換器を従来のアルミニウム製からステンレス製に交換した。これによつて伝熱管の破損により重水漏洩が起る懸念がなくなり、二次水の管理、熱交換器の洗浄方法を再検討することとあわせて、熱交換器の熱貫流率について改善される見通しがたつたことは、炉の安定運転に資するものが大きい。JRR-3の燃料を、天然ウラン金属燃料から UO_2 燃料に変更することについては、44年度の設計および検討にひきつづき所内および国の安全審査をうけ、十分安全であると確認された。そこで模擬燃料体による実験結果も加味して、 UO_2 燃料購入の仕様を作成し、発注した。JRR-4では、計測系、プロセス系の改修を続けてきた結果、信頼性の高い機器に変更されたので、機器の異常の発生が少なくなつていく。

研究炉での照射技術を向上させるために、多くの試料について照射試験を行ない、照射孔の特性測定および熱中性子気送管装置等の増設を行なつた。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、機器の改造を行ない、測定技術の開発に努めた。 UO_2 燃料の照射後試験は、わが国で最初の本格的な燃料開発試験である。

また、重水中に含まれるトリチウムの測定により重水の濃度を求める方法について研究を行ない、成果を得た。TLG-1・ガス・ループを用いた N_2 カバー・ガス系の燃料破損検出器についての試験、ストレインゲージの照射挙動についての試験を行ない、さらに照射中の燃料から放出されるFPの沈着について研究を進めた。

このようにして得られた技術や研究成果は、直接間接に研究炉やホットラボの管理や管理技術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、開発の数は多いが、45年度に明確な結果の得られたものを第7章にあげた。

2 研究炉の運転管理

2.1 運転

2.1.1 総括

研究炉の運転計画の立案にあたっては、所内外の利用者の利用上の要望を重視する反面、それらは原子炉の保守、整備、改修の必要性、改造計画の実施などによつても規制される。もつかのところ、JRR-2、JRR-3は、10MW、13日間連続運転、3週間1サイクルの共同利用運転を行なうことが、JRR-4では、利用者の望む任意の出力により行なうことが、最も妥当な方法と考えられる。

運転計画は、規制法により毎年1月31日までに翌年度の計画を科学技術庁官に提出することにより始まり、各炉の運転要領により各管理課長が作成する使用計画書によつて確定する。この使用計画書の作成にあたっては、三基の原子炉の運転スケジュールについて十分調整を行ない、利用者に不便をかけないように配慮している。

45年度の研究炉使用計画をTable 2.1.1に示す。45年度の各炉の運転は、JRR-2で第6サイクルの後半の運転をとりやめ、JRR-3で第7サイクル以降、出力を最高7MWに変更した以外は、使用計画どおり行なわれた。

2.1.2 JRR-2

昭和45年度のJRR-2利用運転は、10MW13日連続運転を13サイクル行なう計画であつたが、第6サイクルを、主重水熱交換器の交換のために、10MW6日連続運転とした以外無事、45年度の13サイクルの運転を終了した。

45年1月以降、炉心を変更して、JRR-2B型(増量)燃料を使用しているのので、従来あつた反応度管理上の困難は改善された。本年度の交換燃料要素は41本で、各利用運転サイクルの平均交換本数は3.5本であつた。

第10サイクル終了後、燃料、実験孔中の中性子束分布、制御棒効果および温度効果およびダンプ効果を測定して平衡炉心での特性試験の結果をまとめた。

JRR-2の運転実績をTable 2.1.2に示す。

Table 2.1.2 JRR-2 Reactor operation results
(Apr. '70 ~ Mar. '71)

Cycle No.	Date	Operation Time(hr)	Power (kWh)	Integrated Power (kWh)	Unscheduled Shut Down
		16,252:33		116,371,810	
R2-45-1	3/31~4/6	5:46	10		2
	4/13~4/25	294:00	2906,171	119,277,991	4
-2	5/6~5/7	15:43	18		1
	5/11~5/23	292:34	2898,228	122,176,237	1

昭和45年度研究炉使用計画表(運転および共同利用スケジュール)

45年4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	46年1月	2月	3月
4/6 13	5/3 11 23	6/1 13 22	7/4 13 25	8/2 9/2 28	10/10 19	11/3 21 30	12/12 21	1/28 1/3	2/10 11 18	3/1 13 22	4/4
J R R I 2	サイクル 定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W 定期自主検査・熱交換機交換工事 定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W
45年4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	46年1月	2月	3月
4/13 20	5/2 10 18	6/3 20 29	7/11 20	8/1 10 22 31	9/12 19	10/2 11/2 14 23	12/5 12	1/28 1/3	2/10 11 18	3/1 13 22	4/4
J R R I 3	サイクル 定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W	定期自主検査・燃料洗浄 1W
45年4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	46年1月	2月	3月
4/6 12 19 26	5/3 10 17 24 31	6/7 13 20 27 30	7/5 12 19 26 32	8/2 9 16 23 30	9/13 20 27 30	10/4 11 18 25 31	11/13 20 27 30	12/13 20 27 30	1/10 17 24 31	2/7 14 21 28	3/14 21 28 31
J R R I 4	利用運転 10Week 定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W
45年4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	46年1月	2月	3月
4/6 12 19 26	5/3 10 17 24 31	6/7 13 20 27 30	7/5 12 19 26 32	8/2 9 16 23 30	9/13 20 27 30	10/4 11 18 25 31	11/13 20 27 30	12/13 20 27 30	1/10 17 24 31	2/7 14 21 28	3/14 21 28 31
J R R I 4	利用運転 10Week 定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W	定期自主検査 4W

注-1 JRR-2, JRR-3 1サイクル基準運転表

土日	月	火	水	木	金	土	日
○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○	○

第2週
燃料交換
照射材料取出し

第3週
燃料交換
照射材料取出し

注-2 JRR-4 週間標準運転表

日	月	火	水	木	金	土
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○
○	○	○	○	○	○	○

注-3 年度週間部

JRR-2	JRR-3	JRR-4
共同利用運転 定期自主検査 年末年始休	共同利用運転 定期自主検査 年末年始休	共同利用運転 定期自主検査 年末年始休
41週間 10週間 1週間	41週間 10週間 1週間	36週間 6週間 9週間 1週間

注-4 JRR-3共同利用運転中, FGR Lの実験および
生産用A0の取出しのため週月曜日休止運転中
5~8サイクル 12時間
9サイクル 3時間

Table 2.1.1

Cycle No	Date	Operation Time (hr)	Power (kWh)	Integrated Power (kWh)	Unscheduled Shut Down
R2-45-3	5/26~5/28	9:18	14		2
	6/1~6/13	263:37	2,614,144	12,479,039.5	1
4	6/18~6/19	8:59	9		0
	6/22~7/4	285:35	2,829,603	127,620,007	3
5	7/8~7/9	9:24	13		0
	7/13~7/25	291:58	2,887,091	130,507,111	1
Periodical Inspection R2-45-6	7/28~10/3	43:26	10,653		3
	10/5~10/10	125:55	1,244,674	131,762,438	0
7	10/14~10/15	11:12	10		1
	10/19~10/31	252:39	2,480,672	134,243,120	2
8	11/4~11/5	8:24	7		0
	11/9~11/21	293:50	2,917,190	137,160,317	0
9	11/25~11/26	10:47	16		1
	11/30~12/12	294:11	2,930,803	140,091,136	1
Periodical Inspection R2-45-10	12/24~1/14	39:32	1,660		6
	1/18~1/30	293:55	2,906,885	142,999,681	1
11	2/2~2/3	11:32	8		1
	2/4~2/20	292:04	2,907,535	145,907,224	1
12	2/23~2/24	9:37	6		0
	3/1~3/13	293:25	2,915,267	148,822,497	2
13	3/17~3/18	10:14	9		0
	3/22~4/3	294:05	2,915,136	151,737,642	3
Total		3,761:42	35,365,832		38

(注) Over: check operation

Below: operation

Table 2.1.3 List of unscheduled shutdown

Cause of Trouble	
Short Period	21 (20*)
Manual Scram	2
Loop Scram Signal	1
Pump Stop	2 (2*)

Rod Off magnet	6 (1*)
CIC Low Voltage	1
Stop of Electric Current	1
etc.	3 (3*)
Total	38 (26*)

* Marks show scrams during sub critical operation before 10KW thermal out put

2.1.3 JRR-3

45年度の共同利用運転はJRR-2と同様、3週間1サイクル、10MW13日間連続運転で13サイクルを実施する計画であつた。ところが第6サイクル途中(8月17日)、第1主重水ポンプ(DP-1)の故障による異常停止が発生したため(第7.1.3項参照)第6サイクルは途中で打ち切り、第7サイクルを終了してから行なり予定であつた定期自主検査を1サイクル早めて8月24日から開始した。この自主検査の期間にDP-1の取りはずしなどを含めた一連の作業を行ない、第7サイクルからDP-1の修復が完了する第13サイクル終了まで、第2主重水ポンプ(DP-2)1基による最高熱出力7MW連続運転を行なつた。

なお、7MW連続運転を行なりについては、安全解析等を行なつたうえ10月6日に試験運転を実施し、その安全性を確かめた。

JRR-3の運転実績をTable 2.1.4に示す。

- ① 運転時間には試験運転時間も含む。
- ② 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加算してある。
- ③ 計画外停止回数は、その期間に運転されパワーダウンされたすべての回数を含む。原因の分類表をTable 2.1.5に示す。

Table 2.1.4 JRR-3 Reactor operation results
(Apr. '70~Mar. '71)

Cycle No.	Date	Operation Time (hr:min)	Full Power Op. Time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated Power (MWh)	Unscheduled Shutdown
R3-45-1	'70 4/13~5/10	302:16	283.0	2788	103,136.7	0
-2	5/11~5/31	294:12	278.0	2,751.1	105,889.3	3
-3	6/1~6/21	293:58	279.5	2,774.4	108,663.7	1
-4	6/22~7/12	230:09	215.7	2,122.4	110,786.1	2
-5	7/13~8/2	244:55	220.6	2,225.8	113,011.9	5
-6	8/3~8/23	161:30	154.0	1,506.5	114,518.4	1
Periodical Inspection	8/24~10/4	3:30	0	1.8	114,520.2	0

Cycle No.	Date	Operation Time (hr:min)	Full Power Op. Time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated Power (MWh)	Unscheduled Shutdown
R3-45-7	10/5~10/25	291:58	269.5	1,902.9	116,423.1	0
-8	10/26~11/15	287:29	274.1	1,946.2	118,369.3	0
-9	11/16~12/6	292:34	277.0	1,914.8	120,284.1	2
Periodical Inspection	12/7~ ^{'71} 1/17	2:58	0	1.4	120,285.5	1
R3-45-10	1/18~2/7	269:05	258.7	1,780.9	122,066.4	3
-11	2/8~2/28	252:48	243.7	1,680.4	123,746.8	1
-12	3/1~3/21	122:55	117.6	832.5	124,579.3	0
-13	3/22~4/11	295:08	274.5	1,908.5	126,487.8	6
Total		3,345:25	3,145.9	26,137.6		25

Table 2.1.5 List of unscheduled shutdown

Cause of Trouble	
Neutron Measurement System	4
Measuring Instruments in Cooling	5
Trouble of Electricity	2
Miss Operation	1
Earthquake	1
Other Trouble	12
Total	25

2.1.4 JRR-4

本年度もJRR-4は、利用者の要求に応じた、出力によつて運転するという、小まわりのきく中型原子炉の特色を出して、研究炉使用計画のとおり順調に稼動した。

45年度に実施した利用運転はTable 2.1.6のとおりである。総計42週、運転日数171日、運転時間1,026時間10分、積算熱出力1,074,699 kWhであつた。44年度の運転時間784時間9分、積算熱出力844,811 kWhと比較すると、約30%ほど増加している。全期間を通して原子炉の異状停止は15件であつたが、その内訳は原子炉研修生の運転実習での誤操作4件、ペリオドノイズ4件、出力切替スイッチの接触不良によるもの3件、計器不調2件、地震、電圧降下各1件である。

利用運転の主たるものは、原子炉研修所研修生による運転実習(専用期間6週間、高出力運転訓練を含めると6カ月)。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。照射Tパイプ、Sパイプ、Fパイプ、Kパイプによる各種試料の照射およ

び炉内フラックスモニタ実験などの各種実験。B-2特殊反射体による炉計測実験などである。

また、JRR-2、JRR-3の運転停止期間中、RI生産(Au照射)のため、長時間連続運転(11~16時間)を9回実施し、大型炉支援の役割を果たした。その他、JRR-4改造計画に関する熱特性測定、フラックスストラップの中性子束測定、温度係数の測定および動燃団受託研究のケミカルシム実験装置の装荷に伴う諸特性試験を実施した。

Table 2.1.6 JRR-4 Reactor operation results.
(Apr. '70~Mar. '71)

Month	Operation Days	Operation Time (hr:min)	Power (kWh)	Trouble Shutdown
1970 Apr.	17	95:57	37,783	1
May.	16	84:13	36,940	1
Jun.	4	23:31	30,327	0
Jul.	17	95:00	33,254	5
Aug.	20	139:16	217,164	2
Sep.	20	128:41	252,286	0
Oct.	20	117:34	84,386	0
Nov.	0	0	0	0
Dec.	13	80:48	145,243	1
1971 Jan.	14	78:46	5,636	3
Feb.	15	94:35	106,235	1
Mar.	15	87:47	125,445	1
Total	171	1,026:10	1,074,699	15

Integrated Power 4,577,928 kWh

2.2.1 JRR-2

本年度の利用運転は、当初計画とおり13サイクルを終了した。その間、44年度の定期検査を4月に、今年度の定期検査を12月にそれぞれ行なつて、制御系および冷却系の安全装置の作動を確認した。定期自主検査は、第5サイクル終了後、7月25日から9月末日まで実施した。定期自主検査期間中に、本体施設では、主重水熱交換器2基(DE-1およびDE-2)の交換破損燃料検出装置(FFD)の改修、冷却塔の整備などの大きな工事を実施した。また、指定利用施設では、低温照射装置(LNTL)および燃料照射装置(EFTL-2)の撤去工事もこの期間中に行なわれた。

本体施設の利用運転中および運転前の故障の回数を制御系、冷却系、その他に分けて第2.2.1表に示した。

Table 2.2.1 List of troubles

	Bofore Startup	On Power		
		Shut down	Power down	The Others
Control System	13	0	7	13
Cooling System	28	0	4	17
The Others	7	0	1	4
Total	48	0	12	34

本年度行なわれた主な保守整備項目は次のとおりである。

(1) 制御棒の補修・改造

運転中、制御棒吸収体を吸引懸架しているアマチュアが、マグネットから離れて落下する(Mag-Off)現象が全制御棒にわたつてしばしば発生した。また、ラック・ピニオン・ギヤの噛合せ不良による引つかまりが数回発生した。45年4月にC₃、9月にC₃およびC₅の制御棒を交換した。その際、炉壁コネクタ部分へ重水蒸気が流入して絶縁が低下するのを防ぐため、デスコネット取付個所にアルミニウム板を挿入して、接着剤で固めた。

JRR-2の制御棒は、ラック・ピニオン方式で吸収体の上下駆動を行なっている。従来からこの機構の不良によるトラブルが起きている。44年12月にC-6、45年4月にC-3の制御棒を新製品と交換したが、この制御棒がラックの中間部で作動不能になつたので交換し、ホットラボで解体検査を実施した。その結果、使用したラックの継ぎ合せ目での曲り・隙間段違が原因であることがわかつた。このラックは試作制御棒を経て、使用制御棒に取り付けられたものであつたが、加工してから焼入れをするため、曲りねじれが生じ易いなどの理由から2本をつなぎ合わせることにしたものであつた。

他の炉の制御棒駆動方式を調査してこれらの、故障原因の解消方法を検討した。JRR-2で採用できるものとしてボール・ナット方式を考え、一部を試作した。これらの検討では、既設の寸法内にどのように収めるかということ、水平駆動からの動力伝達、スクラム時の吸収体落下速度をきめるマグネットの形などに苦心した。これらの検討、試験の結果にもなつて、制御棒の駆動装置の一部が改造されることになるが、これらについては、46年度、試作制御棒を炉外試験装置に組込み、繰り返しテストを行なつた後、炉内で使用する予定である。

(2) FFDの改造

従来は重水系モニタのみが制御室表示であつたが、すべて制御室で指示・記録できるように改造した。ヘリウム系はNaIシンチレーション検出器およびGM管を取付け、また重水系はBF₃計数管およびGM管を取り付けた。

(3) 主重水熱交換器の交換作業

従来の主重水熱交換器DE-1, DE-2は, JRR-2建設時設置されたもので、これまで6回の化学洗浄を実施してきたが、材質がアルミニウムであるため、強度の洗浄が困難であつたのみでなく、二次冷却水による冷却管の腐蝕が著しく重水の漏洩が懸念されたので(42年には伝熱管の腐食による重水漏洩が発生している。DE-1およびDE-2の2基をステンレス製のものに交換した。1基は昭和39年に予備品として製作したもの、他は昨年交換のため新たに製作したものである。交換作業の経過、交換後の熱貫流率の管理については別項(第5章)で述べる。

(4) 制御系および冷却系の機器の交換・整備

上述の外今年度、交換・整備した制御系機器ポンプ、ブロワ、配管は次のものである。

- ① 圧力計の圧力発信器(PX-1~5)の交換
- ② ΔT記録計および放射線モニタ記録計の整備
- ③ 主重水ポンプ・モータ(DP-1,2)の交換・整備
- ④ チェッキバルブ(DV-3,4)の交換
- ⑤ 重水ポンプ(DP-3)、軽水ポンプ(PP-1)の整備
- ⑥ ヘリウムブロワ(DP-6)の交換
- ⑦ 被照射空気系ブロワ(AP-1)の整備
- ⑧ ポンプ室サンプピットポンプ(HP-6)の移設
- ⑨ 二次冷却塔配管の交換
- ⑩ 重水精製系フィルタ(DF-2)の改造・交換
- ⑪ 冷却塔ファンの整備

JRR-2は、運転開始以来10年以上経過しており、配管および機器の劣化が目立つようになつた。

最後に、今期間利用運転中に発生した機器の故障のうち主なものについて、その項目などを列記しておく。

- ① 制御棒駆動機構の故障
- ② ΔT記録指示不良
- ③ F.F.Dの雑音発生
- ④ Log-Nアンプ出力低下(第10サイクル)
- ⑤ Lin-NおよびLog-N出力変動(第8サイクル)
- ⑥ 重水出口温度計、樹脂塔温度計からのミスアラーム(運転中)
- ⑦ 制御棒駆動電源の故障(第11サイクル)
- ⑧ 気送管照射用ブロワ(AP-2)の故障(第2サイクル)
- ⑨ 大型バルブ(DV-5,6および7)からの重水漏洩

- ⑩ エジェクタ (DP-5) の能力低下 (第7サイクル)
- ⑪ 重水ポンプのオイル漏洩 (第10サイクル)
- ⑫ 下段プラグ冷却ポンプ (DP-7) の停止 (第11サイクル)

2.2.2 JRR-3

(1) 概況

45年度は第6サイクルの中途に起こつた第1主重水ポンプ (DP-1) 故障の修復作業と、第10サイクルから起つた一次系 (重水系・ヘリウム系) への炭酸ガス混入の原因求明が主な保守整備作業であつた。

(2) 運転期間中の保守

異常分類総括表を Table 2.2.2 に示す。これには試験運転、共同利用運転、起動・停止時、炉停止期間中のすべての故障および異常現象を含んでいる。

主な故障について次に述べる。

(a) 水ガス機器・計装

Table 2.2.2 List of troubles

Items	
Equipments in Cooling System	17
Measuring Instruments in Cooling System	26
Neutron Measurement System	27
FFD & FT	21
Conventional Equipments & Health Physics	13
Utilization & Experiments	3
Other	9
Total	116

① DP-1の故障

第6サイクルの中間停止中であつた8月17日DP-1が異常停止したので、以後の運転を中止し原因を調べたところ、ステータのキャンが破れステータ内に重水がはいり絶縁不良を起こしたことがわかつた。これらの原因追求、修復作業など詳細については第7.1.3項に述べる。

② DB-4故障

第7サイクルの10月23日、炉心タンク (DT-1) 液面計用ヘリウム昇在ブロワ (DB-4) の出口圧力が低下したため、DT-1液面計 (LI-20) が作動しなくなつた。点検の結果、DB-4のダイヤフラムの寿命と判明したので、復旧まで応急的にヘリウムポンプからヘリウムを供給しDT-1液面計を作動させ、そのサイクルの運転終了後ネオプレンダイヤフラムを交換し修理した。

③—一次系(重水系・ヘリウム系)への炭酸ガスの混入

第10サイクルの始めから炭酸ガス漏洩, 主重水の電気伝導度の異常上昇, ヘリウム中の炭酸ガス検出とヘリウム濃度低下など一連の原因不明の現象が続いた。これらの原因究明, 復旧作業など詳細については第6章に述べる。

(b) 中性子計装, 制御棒

① 自動制御系No. 1の不調

第8サイクルの自動運転中, リバース信号が入った。またその後出力が数%変動した。この原因を調査した結果, 設定比較機構の切換部の接点がほこりで汚れ, そのため時々接触不良を起していた。またサーボモータの回転計の配線が炉上部のダクト内で切れかゝっていた。これらの部分を修理した結果正常に作動するようになった。

② 粗調整安全棒および微調整棒の分解点検

ベアリング, スプリング等の交換のための分解点検と, リミットスイッチの調整が不良な点, ロープ断リミット作動機構およびコネクタの不備な点等の改良を粗調整安全棒2本について実施した。また, 微調整棒の分解点検および一部の改良を行なった。

(c) 破損燃料検出(FFD)系

① FFDサンプリング重水流量計の交換

重水温度の急激な低下(共同利用運転停止後の冷却時)により, FFDサンプリング重水流量計からしばしば重水漏洩が発生し, 流量計を交換した。この原因はネオブレンOリングの老化によるものと思われる。また, 浮子に重水が入り, 流量指示不能になつた流量計もいくつか見られ, そのつど交換した。

② FFD対数計数率計の点検および調整

第1サイクルの運転開始前, 44年度第13サイクルで問題になつた対数計数率計の指示と記録計の指示の相違および対数計数率計のゆらぎ(約1Hz)が大きく読みとりが困難なことについて, 点検および調整(差動増巾部の時定数の変更)を行なった。

(d) その他

① 燃料交換関係

燃料交換回数の増加にともない燃料交換キャスクの故障がしばしば起こつたが, そのつど修復し燃料交換に支障はなかつた。しかし, 第3サイクルの燃料交換の際燃料交換キャスクの故障により, 新燃料ラック(No. 2)および新燃料を破損した。また第4サイクルでは, 新燃料ラックへの新燃料吊り込みの際No. 11新燃料ラックを破損した。また, 第10サイクルの燃料交換の際, 炉心孔No. 208のスリーブが偏心していることがわかり, 新燃料の遮蔽プラグ部分を若干加工して装荷した。

② 照射関係

垂直実験孔を垂直照射孔に改造したVC-2, 4の冷却炭酸ガスホース(ネオブレン製)が第5サイクルの7月29日に破損したので, 温度的な耐久性も考慮してステンレス製のフレキシブルチューブに交換した。

(3) 定期自主検査中の保守整備

45年度定期自主検査期間中には, 原子炉冷却系の各機器, 計装計器, 中性子計装機器等の

の定期的な点検、保守整備を行なった。その中で主な改修関係の項目について簡単にまとめる。

(a) 第1回定期自主検査(8.24~10.4)

① DP-1故障原因の追求と復旧対策

DP-1故障原因を調べるための作業と、7MW運転を行なうための基礎データを測定した。

② DP-2の点検

DP-1の故障にかんがみ、DP-2について特性試験、振動測定、絶縁抵抗測定等外部からの点検を行なったが特別な異常は検出されなかつた。

③ FFD空気作動弁(A、B弁)の交換

FFD系の運転および充填操作の切換えに用いられる空気作動弁が、ダイヤフラムの劣化で作動の確実性がなくなり、FFD系の作動に支障をきたす恐れがでてきたので、新しいベローズ型の弁に交換した。これにより今までより作動は安定した。

(b) 第2回定期自主検査(12.7~1.17)

① 重水精製回路の改修工事

従来から使用していた焼結金属フィルタと重水中のウラン除去のため仮設した陶管フィルタを任意に交換して使用するためと、重水フィルタの交換を容易にするため、カートリッジ型を採用した重水精製回路とし、また、流量もできるだけ多くするため配管系の変更をした。

② ヘリウム精製回路の改修工事

重水素の再結合器が不調になつたため、触媒を低温で作用するものに交換(ガードラー社製、G-63D)し、またより効率的な配管に整理した。

③ 運転用モニタ(主重水系、ヘリウム系)の改修工事

バックグラウンドの関係で測定上不便であつた検出器の部分を整理し、モニタの性能を十分発揮できるように改修した。

(4) 定期検査

45年度の定期検査は、DP-1の修復工事完了との関連で46年度に入ってから行なわれることになつた。

2.2.3 JRR-4

(1) 概要

今年度の保守・整備は、通常の点検、保守および定期自主検査のほか、次の項目について実施した。

- ① 中性子計測系の改修
- ② プロセス計器の改修
- ③ 制御室の拡張
- ④ 熱交換器の洗滌
- ⑤ その他、安全性を確保するための保修

(2) 内容

(a) 制御系の保守、整備事項

通常の点検、保守および軽微な整備は、主として運転時間外(月、土曜および時間外)お

よび起動前に行なつた。

① 中性子計測系のモジュール化改修(第3期)

44年度にエレクトロニクス課に依頼していた起動系一式、FFD系一式および高圧電源としてCIC用3チャンネル、ガルバノメーター系用1チャンネルが完成し、使用を開始した。

② 制御板位置指示計を改修するために試作品を完成させ、制御板モックアップ装置に使用し成功した。

③ 炉室内の作業状況を知るためにITVを炉室に設置し、制御室で監視できるようにした。

④ 出力切換器が不調なため、予備品を全面的にオーバーホールし、交換使用した。

⑤ 微調整板C₁用のマグネットブレーキ駆動用リレーの接触抵抗増大およびモーター軸の偏芯のために可成り長期にわたつてC₁の不調が続いたが、原因の判明と除去により復旧した。

⑥ 中性子計測系のモジュール化改修発注(第4期)

エレクトロニクス課に次の物品を発注した。

i) 起動系予備品一式(ピン、共通電源、プリアンプボックスを除く。)を年度末納入の予定で発注

ii) Lin N予備品を一式発注

iii) FFD用プリセットタイマー1台発注

⑦ データーロガー装置の一部として、中央処理装置を購入した。

⑧ 制御板予備品の整備

前年度に工作課に発注しておいた制御板の予備品4枚は今年度も完成を見ず、来年度に持ち越された。

⑨ バックアップ用制御板の起動インターロック組込みバックアップ用制御板B₁、B₂が上限にない時には炉を起動できないようにした。

⑩ コンタクター盤および一斉指令装置の改修検討

来年度に本装置を改修すべく調査、検討および仕様書の作成を行なつた。

(b) 原子炉本体および冷却系の保守、整備事項

主な整備事項を次に示す。

① 制御室の拡張

従来の制御室では原子炉研修所の研修生が入ると手狭の感があつたので、壁を廊下側に寄せて拡張した。

② プロセス計器の改修

昨年度、単品として機器の購入しておいた半導体された温度計(TI-12,13)、PH計(PHR-1-1,2)および電導度計(CRA-1-1,2)を系に組み込み、使用を開始した。

③ 熱交換器洗滌

熱交の熱貫流率が低下し、夏期の運転に支障をきたすので洗滌を実施した。

(c) その他の整備事項

① 標準親子時計の新設

従来、制御室の時計と各居室および各人の時計が一致していなかつたために、炉の利用上、種々不便をきたしていたが、これが大巾に解消された。

② 炉室内外各部の塗装

炉室の雨漏れ、トレンチの腐食、床面の傷みなどを全面的に補修した。

③ 乾燥空気系コンプレッサー交換

中性子検出器に乾燥空気を送るためのコンプレッサーで、使用頻度が高いために傷みが早く、大型のものに交換した。

④ リドタンクにホイスト設置

リドタンク内の重量物運搬用に、測定ブリッジを改修してホイストを取付けた。

⑤ 温水層用電気設備の撤去

従来使用されていなかつた本設備を撤去し、スペースの有効利用を計つた。

⑥ 制御棒駆動部のモックアップ

改造計画に関連して製作したものであるが、今年度はテストを行なうには至らなかつた。

(d) 定期自主検査

本年度の定期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併行して行なつた。

実施期間は次のとおりである。

春期 45年6月8日～6月27日

特性試験運転 6月28日～7月4日

官庁立合 7月2日、3日

秋期 45年11月2日～12月5日

Table 2.2.3 JRR-4 Scram list

(April '70 to March '71)

Items \ Month	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	Total
Lin-n-1				1									1
Lin-n-2				1						3	1	1	6
Period	1	1		2	1								5
A. C. Source Voltage					1								1
Earth Quake										1			1
Miss Operation									1				1
The Others				1									1
Total	1	1	0	5	2	0	0	0	1	4	1	1	16

Remarks 1) Scrams had almost caused by the following reasons, contact miss of power meter changer, earth off of Log-N voltage supply, A. C. source voltage fall down by thounder rain and miss operation of student learning reactor operations.

2) Other items (coolant temperature, primary coolant flow, core tank bridge clamp, rubbish on the fuels, and et cetra), which are not appeared on this table, had not been troubled with scrams during the fiscal year.

Table 2.2.4 Systematic arrangement of trouble statistics

Scram	Alarm	Nuclear Inst.	Control Rod	Cooling System	F.F.D. System	Others	The Total
16	32	19	22	6	17	3	72

Table 2.2.5 General arrangements condition of Fiscal 1970

Items	Month				Week				1	2	3				
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
Reactor												addition of equipment for core tank vibration suppression			
Cooling System					washing of heat exchanger							painting works of reactor room and pure water product room			install of chemical testing equipment
Nuclear Instrumentation					exchange of F.C. system for modules					install of I.T.V.			buy and testing of CPU.		
Process Instrumentation					exchange of compressor for dry airs					addition of start up interlock (F.F.D. recorder, meter changer)			exchange of exchange of power (F.F.D. recorder, meter changer)		
Experimental Facilities					improvements of process instruments (PHR, TRa, TI-12, TI-13)					removal of hot water cushion circuits			improvement of P.H. system		
Structure & Building					exchange a.c. source of Lid-tank Pb shutter lamps								install of Lid-tank hoist		
					improvement of alarm board								painting works of structures		
					install of a.c. branch board								extension works of control room		
													install of standard clocks		

2.3 燃料

2.3.1 JRR-2

(1) 概況

前年度末に燃料中のU-235を175gから195gに増量した。この切換に際しては、最初175gと195g燃料の混合炉心を構成し、こゝから除々に増量燃料のみの炉心へ移行する方法をとつた。

今年度前半から炉心はほぼ増量燃料によつて構成されている。なお、日米原子力協定の改訂に伴い、アメリカから賃借していた90%濃縮ウランは今年度から買取りになつた。

45年度の燃料交換計画を作成するに当つては、まず燃料交換直後の余剰反応度が約1.15% $\Delta K/K$ 以上になるよう計画した。こうすれば照射試料に約1.5% $\Delta K/K$ の反応度を割当てても、運転に入る直前の余剰反応度は1.0% $\Delta K/K$ を確保でき、44年度の経験から、余剰反応度がこの程度あれば288時間運転に充分余裕があると判断された。

燃料反応度などに関しては、コールドクリーンの炉心と燃焼の進んだ炉心では多少特性が異なり、第3次特性測定の際の値よりは、175gの場合の特性から推定する方が実状に近いと考えられたので、195g燃料の反応度は175g燃料の反応度の値から外挿法で求め、この値で余剰反応度、燃焼による反応度の減少分などの計算を行なつた。

U-235増量に伴つて最大余剰反応度は約4% $\Delta K/K$ に増加したが、このうち約3% $\Delta K/K$ は炉心全体の平均燃焼度を上げるために使用された。燃料の燃焼度は法的制限値が20%になつていたが、この値は増量の際の法的手続の一つとして30%にまで引き上げられていたため、燃料取出し時の燃焼度についてはかなりの自由度をもつて扱えることゝなつた。燃料取出し時燃焼度の平均値は約23%であるが炉心中心部の燃料は20~21%で取出し、周辺部の燃料は充分燃焼してから取出すこととしている。

このように増量燃料による炉心管理は順調に行なわれ当初の予定どおり取出し時の燃料燃焼度を上げ、燃料交換本数を下げ、更に始動時の余剰反応度に余裕を持たせることに成功した。これらの数値について44年度との比較をしたものがTable 2.3.1である。なお、45年度中

Table 2.3.1 燃料使用計画を作成する際の目標値
(44年度と45年度の比較)

	44年度(175g)	45年度(195g)
燃料交換後の余剰反応度	1.05% $\Delta K/K$	1.15% $\Delta K/K$
取出し時燃料燃焼度平均値	14.1%	23.4%
平均交換本数 (288時間運転)	5.2本	3.5本
年間使用燃料数 (288時間, 13サイクル運転)	約67本	約46本

に購入した燃料は3炉心分78本である。これは原子炉運営上、常に1炉心分の余裕をもつて新しい燃料が貯蔵されているための処置を含んでいる。使用終了した燃料は43本で、対米送

還は3回で総数は72本であつた。

(2) JRR-2 使用済燃料の管理

今年度は、第7、8、9回の使用済燃料の米国への送還を行ない、計72本を引渡した。送還した使用済燃料の詳細をTable 2.3.2に示す。

Table 2.3.2 送還した使用済燃料の詳細

送還回数	容器	全放射能(Ci)	平均燃焼度(%)	平均冷却日数(day)
第7回	No. 1	1.6×10^4	14.3	343
	No. 2	3.4×10^4	15.7	281
第8回	No. 1	1.1×10^4	14.3	672
	No. 2	1.8×10^4	13.7	296
第9回	No. 1	8.7×10^3	14.2	458
	No. 2	2.0×10^4	17.3	364

第7回送還燃料は、余剰反応度不足の原因と推定されている第7次燃料をまとめており、燃焼度を正確に把握することによつて原因を明確にするため、AECに対し再処理過程でウラン、プルトニウムの定量、同位体比の測定を依頼した。

第8回送還燃料には、破損の疑いのある燃料(S-206)が含まれていたため、輸送容器内の冷却水の放射能濃度の上昇が懸念されたが、ICPPに到着の時点で $1.59 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ と、従来とほぼ同じ値であつた。

第9回送還は、国内の海運事情により従来使用してきた在来型の船舶は運行しなくなつた。このため、初めて不定期の鉱石運搬船を使用した。このとき輸送基準の上で最大の難点であつた、積付け時の吊上げ高さ(4.6m以内)については、高い埠頭で干潮時にバラストを調整して作業することによつて解決した。

今年度の使用済燃料貯槽への燃料の受入れは44本、とり出しは58本で、年度末における貯蔵本数は54本である。貯槽水の水質は、PH、電気伝導度、放射能濃度とも異常なく、規定値(PH: 5.5~7.5, 電気伝導度 $1.0 \times 10^{-5} \text{ } \Omega \cdot \text{cm}$ 以下, 放射能濃度 $1.0 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ 以下)以内であつた。

2.3.2 JRR-3

(1) 概況

昭和45年度は、未使用在庫数と補充用天然ウラン金属燃料体の納入状況および UO_2 燃料へ移行するとき(昭和46年度)の燃料交換本数との兼ね合いを考慮しながら、基準燃焼度内で燃料をいかに有効に使用していくかということをも勘案して燃料使用計画を作成した。

年度当初に補充用天然ウラン金属燃料体(第7.4.2項参照)60体の購入契約が結ばれ、その後さらに40体を追加することにより100体の補充用燃料体を購入することとなつた。

46年1月末から補充用燃料体の分割納入が始まつたが、この納入状況によつて燃料使用計画が大きく左右され、数次にわたつて計画を検討、修正した。

また、第7サイクル以降主重水ポンプの故障によつて7MWの中間出力運転に移行したことも、使用計画に影響を与えた。交換計画は各運転サイクルの燃料交換およびシャフリングを積極的に行なつて、基準燃焼度の範囲内で有効に使用するよう心掛けた。

燃料に関する主な事項は次のとおりである。

① ホットラボへの使用済燃料搬出

S H燃料の照射後試験用として、使用済燃料要素(2本)を搬出した。(5/27, 6/5)

② 未使用要素を動燃事業団および古河電工(株)に搬出補充用燃料体製作に先立ち、燃料検査法の確立のため搬出した。(11/18, 12/8)

③ 補充用燃料体の入荷および炉内装荷

補充用燃料体が年度内に17体納入され、炉内に装荷された。(1/29, 2/3, 4入荷)

④ 温度測定用テストアSEMBリ(TMTA)の炉内実験

1.5%濃縮 UO_2 を使用したTMTAの炉内実験(第7.4.3項(2)参照)を前後5回にわたつて実施した。

⑤ 年間の燃料交換およびシャフリング

45年度には、88体の燃料交換と、113炉心孔に対するシャフリングを実施した。

(2) 燃料使用計画および交換状況

46年度後半から実施される UO_2 燃料移行計画は、完了するまで大きく4ステップに分けられているが、その各ステップで UO_2 燃料に交換される炉心領域は、燃料の燃焼度がほぼ基準に達したのか、できる限り残存燃焼度が少ないもので構成しておくことが望ましい。このため今年度の燃料交換を実施するに当つて、各移行ステップまでの燃焼度の進み具合を各炉心領域毎に考慮し、さらに補充用燃料体の入荷計画も加味して進めた。燃料シャフリングもこの目的のために行なつたものである。

(3) JRR-3 使用済燃料の管理

カッティングマシン(使用済燃料切断装置)のチャック類の上下駆動用に使用しているベベルギアの摺動部が不良になり、燃料の切断ができなくなつたので、チャック類を貯槽から引上げ修理した。

使用済燃料遮蔽プラグの処置について、炉上面にあつたプラグ置場をカートリッジ化し、そのまま廃棄できる構造に改めた。これは、これまで遮蔽プラグの再使用を考えていたため、密封容器に入れ、腐食、機械的損傷等に注意を払いながら保管していたものを、主に経済的理由から再使用しない方針とし、廃棄することに決めたもので、作業は大幅に合理化することができた。

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、カッティングマシンの切粉フィルタ周囲の線量率が150 mR/hrまで上昇している。

今年度は、88体の燃料交換を行ない、搬出は燃料要素2本だけで、年度末現在の貯数は燃料体152体、燃料要素287本である。

(4) その他

各運転サイクルごとの燃焼計算および計量管理業務は、例年どおり「JRR-3燃料計算コード」により実施した。

前に述べた UO_2 燃料移行計画に伴つて、46年度後半から天然ウランと濃縮ウランの混合炉心となる。しかも、この移行期間が約1.5年と長期にわたっていることから燃料の使用計画および燃焼計算、計量管理も複雑化するため、新しい燃焼度計算コードの検討を開始した。

2.3.3 JRR-4

本年度の燃料管理上主要な事項は次のとおりである。

(1) 破損燃料の処分

昨44年度に検出、炉心から取り出して容器に収納してあつた破損燃料要素を解体試験のためホットラボに移管した。したがつて、JRR-4の保有燃料要素は25本となつた。

(2) 炉心燃料の追加

本年度、「ケミカル・シム照射実験」の照射筒設置および燃焼による減少のため、余剰反応度が年度末には $4\% \Delta k/k$ を割る可能性がでた。

JRR-4は、通常の運転形態を維持していくには粗調整制御棒1個の等価反応度に相当する余剰反応度 $4\% \Delta k/k$ が必要である。このため、次年度初期に余剰反応度を補充する必要が生じ、46年6月に燃料2本の追加を含む炉心変更を計画した。

検討結果によれば、燃料追加および反射体層の増強によつて余剰反応度は2%以上回復し、 $6 \sim 6.5\% \Delta k/k$ 程になる予定である（JRR-4の余剰反応度上限値は $7.5\% \Delta k/k$ ）。

なお、46年度以降は標準炉心を20本に固定するとともに、余剰反応度の減少は燃料交換により補なつていく予定であり、当面の予想では48年度初期に4～6本の交換が必要である。

(3) 燃料被覆材の耐久性検討

JRR-4燃料の被覆原設計値は 0.38 mm であり、腐食に耐えるよう表面処理がほどこされている。JRR-4は、運転形態上、燃料を炉心に装荷後長いものは10年ほど使用する可能性があるが、その間被覆が耐えられるという保証はない。本年度、実習生を主体に文献調査を行なつた。最近の燃料に関する研究は、動力炉用、高速炉用のものが主流をしめており、ウラン・アルミ合金の被覆材といつた分野で結論を出せるほどの情報は現段階では得られなかつた。調査した資料は、いずれも条件、データがそろわず、一応のめやすとして、JRR-4のような条件下では10年程度は持ちこたえられるのではないかと、この結論になつた。

その後破損燃料解体試験の結果、被覆の表面処理は半分以上も剝離していたが、被覆材の厚みそのものが減少しているとは認められなかつた。これらのことから、現状で、大部分の燃料被覆が限界にきて破れるという可能性はないと考えられる。ただし、今後製作上被覆の薄くなりやすい燃料シートの端部に破損が生ずることは充分考えられ得る。

したがつて、燃料計画上数本の予備品は常に備えておくことが、炉の安定稼働の面から望ましい。

2.4 技術

2.4.1 JRR-2

前年度に引きつづいて、45年度も、3週間を単位とした利用運転を13サイクル実施した。今期間中の運転積算量は約37,000MWhでほぼ当初計画のとおりであつた。このように安定した運転が続いていることは、従来JRR-2に起きた種々のトラブルに対してとつた処置が適切なものであつたこと、制御系冷却系機器の保守整備の成果が上つていることをしめしている。

45年1月に炉心変更を行なつて、要素当りのU-235量を約11%増量したJRR-2B型燃料による特性試験を実施したが、その後の利用運転では、従来の燃料とB型燃料を混合して使用した。この計画は予定どおり行なわれ、前述のとおり今年度後半以降は全部の燃料をB型に切換えて使用している。

B型燃料を使用することによつて、余剰反応度は約4%増加したが、この内約3%を燃料の燃焼度増加に当て、結局、取出時の平均燃焼度を23%に上げ、サイクル間の燃料交換本数を平均3.5本に下げることができた。さらに約1%が、始動時の運転のための反応度余裕および照射試料のための反応度に用いられている。

運転中に、制御棒内でアマチューアーがマグネットから離れて落下する現象がしばしば発生した。また、ギアの噛合せ不良による故障も数回発生している。電気絶縁の低下についても炉壁からの取出方法を変えるなどして改良を加えているが、JRR-2の制御棒は、ラック・ピニオン方式で吸収体の上下駆動機構の不良による故障が続いている。そのため、JRR-2では、他の炉の制御棒駆動方式を調査し、JRR-2で採用できるものとしてボール・ナット方式を考え、今期に一部を試作した。試験の結果によつては、制御棒の駆動装置の一部が改造されるであろう。46年度には試作制御棒を炉外試験装置に組込んで、上下駆動を繰返しテストした後、炉内で使用する予定にしている。

今年度、保守整備作業で、主熱交換器を従来のアルミニウム製から、ステンレス製に交換した。これによつて43年に発生したような、伝熱管の破損による重水漏洩の起る懸念が解消され、また二次水の管理、熱交換器の洗滌方法を再検討することによつて、熱交換器の熱貫流率についても改善される見通しがたつたことは、今後の安全運転に資するものが大きい。また、交換工事は、トリチウムによる被曝が予想される一次系配管の取外し作業が行なわれたが、作業に当つては、従来の工事経験を十分生かして被曝を最小限におさえて、約1カ月の工期で終えることができた。

FFD系は改造にともなつて、 ^{24}Na による長い半減期の中性子による計数の分離、ヘリウムガス中の核分裂生成核種の分析(研究炉技術課)を行なつて、従来得られなかつたF.F.D.系の核種の検出特性が得られた。

将来の運転を考えると、熱遮蔽系への重水の混入が続いていることが問題になる。重水タンク支持リング附近の観察が難かしいため、混入の経路は不明であるが、39年および43年に実施した、支持リング外周、内周部の漏洩止め補修工事で、内周リングの一部が仮補修であつたので、この部分からの再漏洩が懸念されている。今後も、熱遮蔽系水中の重水濃度または、重水系の水質の監視を続ける必要がある。

次に、照射技術の開発について、述べる。JRR-2の円筒燃料を利用して試料を照射する、いわゆるIn-Core照射技術は、ほぼ確立されている。今年度の利用率は100%で、他の照射設備に比して特に有効に利用されている。

6C孔の燃料照射では、酸化物燃料の中心温度を測定したこと、またS.P.N.Dを用いて、利用運転中の熱中性子の分布を測定したことが今年度の主な成果である。

VT-1実験孔でも、利用課と共同で、フィン付カプセルを用いて炉外試験、続いて UO_2 、 UO_2-PuO_2 試料を用いて、全発熱量4KWまでの照射経験を積むことができた。

次に、ホウ素添加燃料板の試験について述べておく。燃料板の芯合金にホウ素を均質に添加する方法で、可燃物添加燃料の仕様をきめるため、予備試験用の芯合金に0.3~1.0%ホウ素を添加した燃料板および照射試験用のホウソーアルミ合金を燃料製造3社に依頼し試作した。JRR-2では、第8サイクルおよび第9サイクルでVT-1実験孔を用いてこのホウ素-アルミ合金を照射し、ホット・ラボにおいて引張、金相試験、また、分析センターにおいてホウ素の分析試験を行なった。照射によるホウ素の燃焼度は約20%であった。JRR-2では46年度にホウ素添加燃料要素を試作する予定である。

最後に、45年10月から46年1月にかけて行なった、制御棒等の反応度測定結果をTable 2.4.1に一覧表として示しておく。

Table 2.4.1 制御棒等反応度測定結果

項目	反応度 (% $\Delta K/K$)	備考
制御棒反応度 (全制御棒効果)		・測定は5本Gang法 ・Cold Cleanでの測定値 (45年1月)は34.54% $\Delta K/K$
C1	5.71	
C2	5.30	
C3	4.27	
C4	4.23	
C5	4.42	
C6	5.68	
計	29.61	
重水Dump効果	-0.88	0 ~ -62.2 cm
軽水Dump効果	(-1.4)	0 ~ -128.2 cm
温度効果	0.0379	20°C ~ 60°C平均

2.4.2 JRR-3

(1) 概要

通常の技術管理としては、余剰反応度の測定および重水熱交換器の熱貫流率の測定を実施した。余剰反応度に関しては、VC-2(垂直実験孔)照射装置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つた。また、熱貫流率に関しては“汚れ係数”がFig. 2.4.1に示

すような変化を示し、基準とする0.65より低下したので6月21日に乾燥による洗浄作業を実施した。

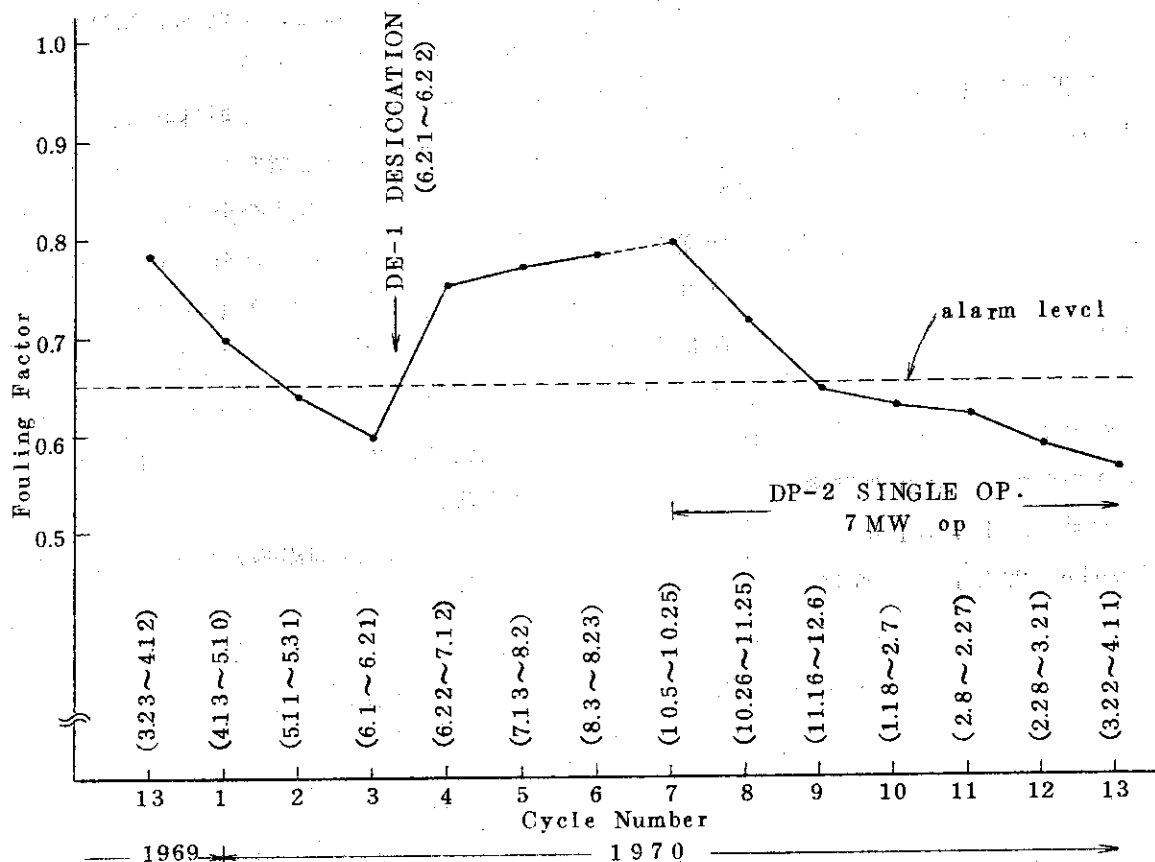


Fig. 2.4.1 Fouling Factor of Main Heat Exchanger in JRR-3

その他の技術管理事項としては、UO₂燃料計画に伴う安全審査および第1主重水ポンプ(DP-1)の故障に伴う中間出力運転の検討を行なった。次にこの2項目について述べる。

(2) UO₂燃料計画に伴う安全審査

44年度から東海研究所内の専門家を加えて検討していたJRR-3 UO₂燃料計画は、45年5月所内原子炉等安全審査委員会の審査を終了した。さらに、45年7月原子炉施設設置変更許可申請書を提出し、原子力委員会、原子炉安全専門審査会の審査を受けた。その詳細については第7.4.3項(3)で述べる。

(3) DP-1の故障に伴う中間出力運転の検討

DP-1故障の修復に約半年の期間を必要とすることになり、その間第2主重水ポンプ(DP-2)1基により原子炉の共同利用運転を行なり必要が生じた。よつてDP-21基により運転可能な炉出力および安全性の検討を行なった。検討項目としては①温度条件、②DP-1撤去後のケーシング部の処置、③DP-2運転中異常発生時の措置、④主重水ポンプ1基運転の場合の現在提出されている事故解析に及ぼす影響、が検討され、7MWの炉出力で運転するならば安全性は十分確保されるとの結論に達した。また、中間出力運転実施前にはメーカーに依頼してDP-2の点検を行なった。

ここではそのうちの温度条件について述べる。炉出力を決定する際の条件としては、炉心出

口重水温度、燃料棒被覆管表面温度、燃料中心温度等がDP-1,2並列運転の場合を上まわらないということである。このときの計算条件は次のとおりである。

- ① 二次冷却水入口温度はDP-1,2並列運転の場合と同じく最高気温となる夏季を考えて33℃とする。
- ② 二次冷却水流量はDP-1,2並列運転の時と同じく7 m³/min (重水熱交換器1基当り)とする。
- ③ 熱交換器の熱貫流率もDP-1,2並列運転の場合の数値を上まわらないこと。(1281 Kcal/m²·hr·℃以下)
- ④ 主重水流量は17.3 m³/minから10 m³/minに変更する。
- ⑤ 燃料棒被覆管表面温度を計算するとき被覆管表面と冷却重水の温度差は炉出力に比例し、重水流量の0.8乗に反比例するものとする。
- ⑥ 燃料棒に関する温度条件は最高中性子束の場所で計算する。

以上の条件により計算の結果、Table 2.4.2 に示すとおり7 MWの出力で運転するならば、DP-2単独運転でもすべての温度条件は炉出力10 MW、DP-1,2並列運転における条件を越えることはない。

2.4.3 JRR-4

研究炉における技術的業務の主たるものは、大別して次のように分けられる。

(1) 運転管理上の技術

運転に関する事項で問題となつたものはほとんどなかつた。運転上、機器の異常が少なくなつていのは信頼性の高い機器への変更が続けられた成果である。

本年度の問題点は、(i)、切換えスイッチの接触不良が原因と考えられるスクラムが多かつたこと。(ii)、サーマル・コラムのボラル・シャッタ被覆に発泡が生じたこと、の2件である。

整備に関する主要事項は、真空管機器の追放、運転の自動化を目標にした小型計算機の購入の2項目である。計測系機器で真空管が減つたことは点検の作業量を減少させる要因となつてゐる。後者は、運転管理上の記録処理の面からも望まれる。

(2) 実験、利用サービス上の業務

実験利用に関する主要事項は、(i)、ケミカル・シム照射実験計画の一端を受け持つたこと、(ii)、JRR-4において核分裂物質の照射を可能にしたことの2件である。今後の問題としては、各実験設備の中性子、γ線の量、分布、スペクトルの測定整理および炉物理データの計算、まとめ等が課題として残されている。

実験利用上の改善に関して本年度行なわれた主要事項および成果は、次のとおりである。

- ① JRR-4主要個所への標準親子時計の設置；これにより照射、測定等において実験者と炉側間に意思の疎通を欠くことがなくなつた。
- ② 制御室拡張；これにより原子炉研修所の実習に支障をきたすほどの狭さが緩和された。
- ③ リドタンク用ホイストの設置；これによりクレーン作業が大巾に減少、実験者の労力と時間が節約できた。

今後の課題としては、リドタンク実験設備のコンバーター操作の簡素化、気送管照射装置復活の検討、の2項目が考慮されている。

炉心の改造に関する事項では、「改造計画関係試験」と「フラックス・トラップの検討」が行なわれたが、とりやめになった。そこで計画を大巾に縮少し「最高出力の上昇」のみの検討を続けていくことにした。そのための事項は炉心タンク振動防止装置の取付けである。今後の問題点としては、冷却系統および放射能の詳細検討が残されている。

付： ボラル・シャッタ被覆の発泡

JRR-4のリード・タンク実験設備には熱中性子線での実験以外に速中性子線の実験もできるよう、重水のサーマル・コラムおよび装荷、取出しの可能な20%濃縮ウランの板が組入れられている。重水とウラン板の間にボラル板がシャッタとしておかれ、炉心上から手動で開閉する機構になっている。

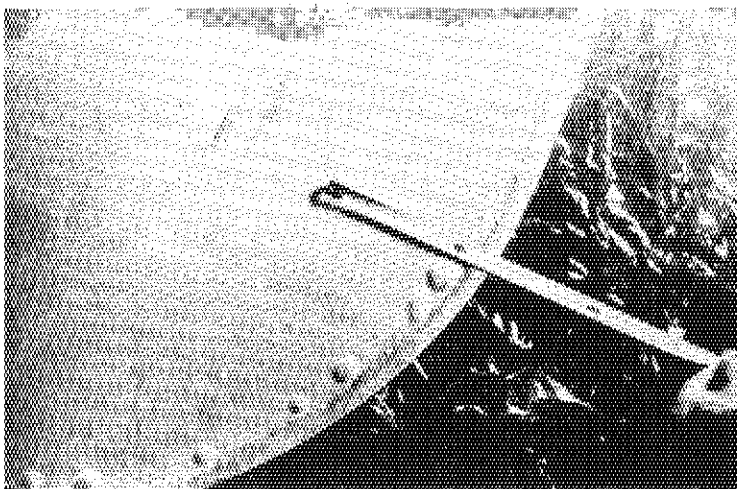
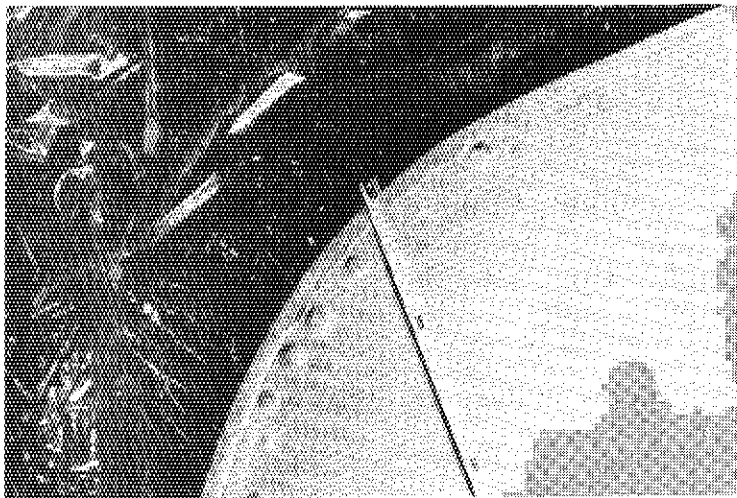
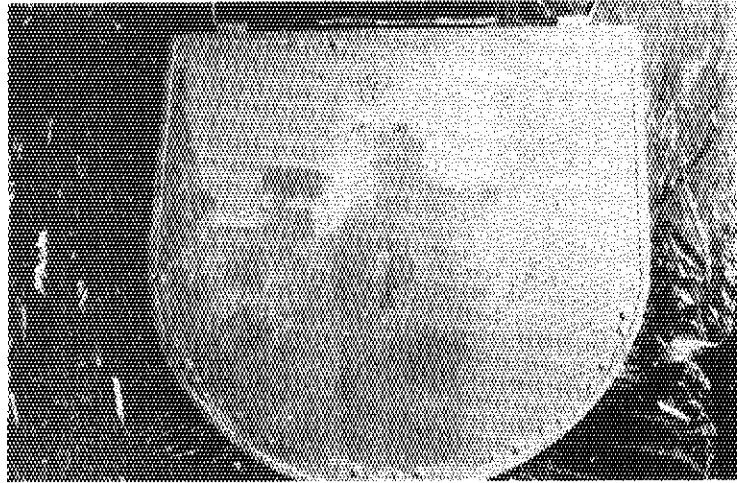
本年度に入ってから、このシャッタの開閉時に抵抗が大きくなり、6月上旬操作不能になってしまった。そこでこの直後開始した定期自主検査中に原因調査を行なうことになった。

その結果、シャッタ位置のずれや変形はなく、Fig 2.4.2 に示されるように被覆アルミの発泡が原因であることが判明した。

図中、大きなふくれは直径で2 cm、高さ3 mmほどあつたが、もつと高くなつていたと思われるもののいくつかは、シャッタの容器やウラン板との接触により頂部が削りとられていた。幸い実験用のボラル板があつたので、とりあえず早急にシャッタを1枚製作することに決定した。原因として考えられるものについて材料工学研究室長に意見を求めたところ、溶接線に沿つて発生しているところから溶接方法に関連があるとも考えられるとのことであつた。そこで、枠の取付けはアルミハンダによる低温溶接で行ない、利用に支障をきたさぬうちに交換することができた。秋の定期自主検査期に点検した際は何の異常も認められず、年度末まで順調に作動している。今後もふたたび発生することも考えられるので、予備を手配するとともに定期的点検を続ける予定である。

Table 2.4.2 Discussion of heat balance at 10 MW and 7 MW

Item		Parallel Running of Main Pumps	Single Running of Main Pump
Reactor Power (MW)		10	7
Primary Coolant (D ₂ O)	Flow Rate (m ³ /min)	17.3	10
	Outlet Temp. of the Core (°C)	57.5	53.6
	Inlet Temp. of the Core (°C)	50.0	44.5
Secondary Coolant (H ₂ O)	Flow Rate (m ³ /min)	7.0	7.0
	Inlet Temp. of Heat Exchanger (°C)	33.0	33.0
	Outlet Temp. of Heat Exchanger (°C)	43.5	40.2
Heat Transfer Coeff. of Heat Exchanger (Kcal/m ² hr °C)	Measured	1,281	1,132
	Designed	1,985	1,746
Maximum Surface Temp. of Fuel Rod (°C)		91.5	90.8
Maximum Temp. of Fuel Center (°C)		251.7	201.8



Figs 2.4.2 Photograph of Boral-shutter Surface

2.5 重水・ヘリウム管理

2.5.1 研究炉の重水管理

JRR-2, 3の装荷重水および回収重水はほぼ横ばい状態にあるが、未使用重水は、46年3月末現在664 kgで45年3月末の1,238 kgに比較して約1/2に減少している。総重水は、44年度の38,504 kgから45年度の37,665 kgと839 kg減少した。これは2.2%の減少にあたる。44年度末および45年度末の研究炉の保有重水をTable 2.5.1に示す。

JRR-2, 3への重水補給量はTable 2.5.2に示すとおりである。

JRR-2ではアルミニウム製熱交換器2基をステンレス製のものへ交換した。新熱交換器の容積は1基につき75ℓ旧型より大きいため、JRR-2へ150ℓ(165 kg)の重水の特別な補給が必要になつた。また、JRR-3で間接補給がかなりの部分を占めているのは、ヘリウム系への炭酸ガス漏洩で重水精製系のイオン交換樹脂が急速に劣化し、4基のイオン交換樹脂塔を重水化したためである。JRR-2, 3への重水補給データをTable 2.5.2に示す。

また、回収重水689 kgについて、再生または精製を実施した。その結果、研究炉に使用可能な重水として、精製から306 kg, 再生から388 kgを得た。したがって、精製、再生の過程で回収重水の6.5%(45 kg)が失われたことになる。

Table 2.5.1 Heavy water holdings

	Mar. 31, 1970			Mar. 31, 1971		
	JRR-2	JRR-3	Total	JRR-2	JRR-3	Total
Heavy water in cooling syst.	8,547 kg	28,042 kg	36,589 kg	8,685 kg	27,755 kg	36,440 kg
New heavy water	61	1,177	1,238	165	499	664
Spent heavy water	163	514	677	133	428	561
Sum total			38,504			37,665

Table 2.5.2 Amount of heavy water supplied for reactors

	Supply		Deuterization		Total supply (kg)
	Date	Weight (kg)	Date	Weight (kg)	
JRR-2	May 7 Sept. 1, 11 Oct. 14 Feb. 3	860	Apr. 28	111	971
JRR-3	Jun. 23	12	Nov. 18 Feb. 11 Mar. 4	548	560
Sum total		872		659	1,531

2.5.2 JRR-2の重水・ヘリウム管理

(1) 重水

(a) 重水濃度

重水濃度は、45年4月の97.40 mol%から46年3月の97.05 mol%まで、0.35 mol%濃度低下している。重水の濃度低下は、43年度0.3 mol%、44年度0.5 mol%、45年度0.35 mol%であり、ほぼ例年なみの濃度低下といえる。

熱交換器の交換工事の際に、炉心重水665 kgの重水をドラム缶4本に回収して、8月の2カ月保管し再注入を行なった。重水の濃度低下防止には細心の注意を払ったので、回収、保管、再注入の全過程を通じて濃度低下は全く認められなかった。なお、工事期間中の炉心重水の濃度低下は0.09 mol%であった。

(b) pH

重水のpHは年間を通じて 6.5 ± 1 の範囲内にあり、ほぼ最適の状態に維持できた。

(c) 電気伝導度

原子炉始動時に主重水の電気伝導度が大きく、 $1 \mu\text{S}/\text{cm}$ 以上のときが5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る。重水の電気伝導度が大きいときは、重水の放射線分解量が大きく重水素発生量が増大するために、重水再結合器出口温度が上昇する。なお、出口温度が低下している部分は、酸素不足のために再結合が正常に行われていないことを示している。重水の電気伝導度は、イオン交換樹脂の精製によつて原子炉運転時は正常に維持されている。

(d) アルミニウム、ウランなどの定量分析

重水が微白濁している間は、重水中のアルミニウム濃度は $3 \sim 4 \mu\text{g}/\text{ml}$ を記録したが、陶管フィルタでの精製によつて第6サイクル以降は $0.05 \mu\text{g}/\text{ml}$ 以下になり、正常値になっている。ウラン濃度は分析の検出感度($1 \text{ ng}/\text{ml}$)以下であった。また、微白濁時に鉛の分析を行なったが検出感度 $3 \mu\text{g}/\text{ml}$ 以下であった。以上の分析結果をまとめてFig. 2.5.1, Fig. 2.5.2に示す。

(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 $0.04 \sim 0.14 \mu\text{Ci}/\text{ml}$ 、 γ 線放射能 $0.02 \sim 0.19 \mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。重水の微白濁解決後は小さい方の値になっている。

(f) γ 線スペクトル

44年度報告に同じ。

(g) トリチウム

重水中のトリチウム濃度は46年7月現在 $671 \mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。

(2) ヘリウム

ヘリウム濃度は94~96%程度に維持した。ヘリウムの年間使用量は 493 m^3 である。内訳は燃料・試料交換時の放出置換 448 m^3 、運転時リーク 15 m^3 、分析用 30 m^3 である。平均のヘリウム消費率は $3.4 \text{ m}^3/10 \text{ MWD}$ となる。

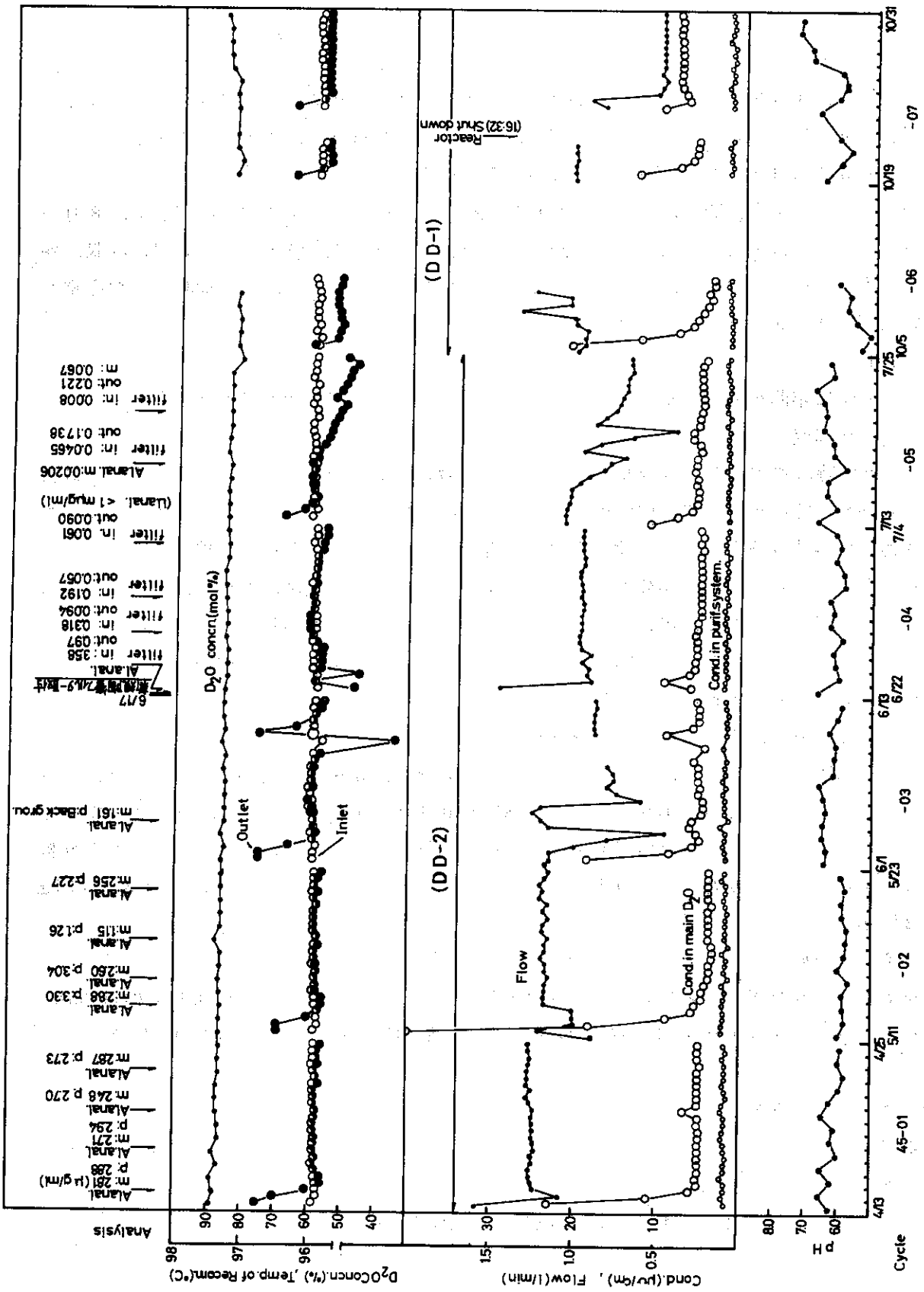


Fig 2.5.1 Analyses of concentration, electrical conductivity and ph of heavy water in JRR-2

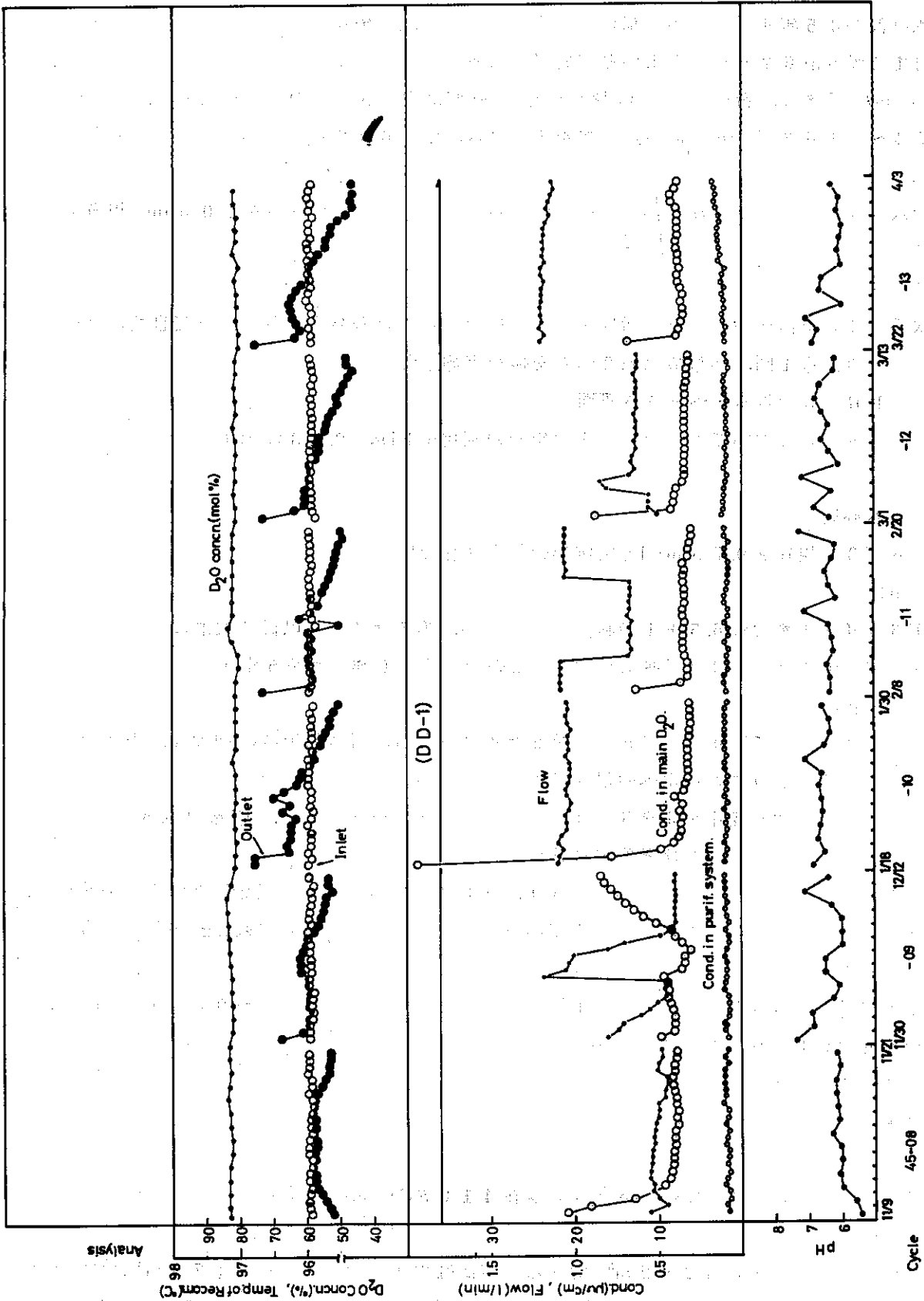


Fig 2.5.2 Analyses of concentration, electrical conductivity and pH of heavy water in JRR-2

(3) 熱遮蔽水

重水漏洩が45年4月ごろから認められるようになり、以後ゆるやかな上昇をたどり、46年3月までに合計62kgの重水が熱遮蔽軽水に洩れ込んだ。熱遮蔽水中のトリチウム濃度は $2\mu\text{Ci}/\text{ml}$ に達し、希釈放流を3回行なった。熱遮蔽水のpHは5.70~7.10、電気伝導度 $0.74\sim 1.18\mu\text{S}/\text{cm}$ であつた。アルミニウム濃度は $0.02\mu\text{g}/\text{ml}$ 以下で正常である。

(4) 二次冷却水

補給水量を $400\sim 450\text{t}/\text{d}$ に抑え、凝縮度を約2、レスコールを10ppm相当量注入して二次冷却水の維持管理をした。

(5) イオン交換樹脂

重水系イオン交換樹脂には百分活性化のものを使用して長寿命化を計り、経済目的が達成されている。重水系1回、熱遮蔽水系2回の交換を実施した。

2.5.3 JRR-3の重水・ヘリウム管理

重水・ヘリウムについての主要データの年間の変化をFig. 2.5.3に示す。

(1) 重水

(a) 重水濃度

46年3月現在99.75mol%で例年の値と変化ない。

(b) pH

第6サイクルまでは 6.5 ± 1 の範囲内にあるが、第7サイクル以後は大巾に変動している。これは主に炭酸ガスの異常漏洩に起因するものである。(詳細は第6章)

(c) 電気伝導度

第5サイクルまでは正常値にある。第6サイクルからの電気伝導度の増大は、上述のと同様に主に漏洩炭酸ガスの重水への混入によるものである。

重水の電気伝導度の変化をJRR-3原子炉運転管理データにより、Fig. 2.5.3に示した。

(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当初 $0.69, 0.12\mu\text{g}/\text{ml}$ などを記録したがその後減少し、46年3月現在 $0.02\mu\text{g}/\text{ml}$ で正常である。重水中のウラン濃度は数 ng/ml である。

(e) β , γ 線放射能

原子炉出力7MW時サンプリング1時間後の値で β 線放射能 $0.38\sim 0.68\mu\text{Ci}/\text{ml}$ 、 γ 線放射能 $0.14\sim 0.19\mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。

(f) γ 線スペクトル

44年度報告に同じ。

(g) トリチウム

重水中のトリチウム濃度は46年4月現在 $410\mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。

(2) ヘリウム

ヘリウムの年間使用量は 282m^3 である。内訳は原子炉運転中の補給 174m^3 、直接補給 78m^3 、分析用 30m^3 である。平均のヘリウム消費率は、 $2.6\text{m}^3/10\text{MWD}$ である。炭酸ガス漏洩が起きたためにヘリウム濃度低下が著しく、高純度の状態に維持することに困難を極めた。ヘリウム精製を例年の約3倍の36回実施し、液体窒素 12.6m^3 を消費した。こ

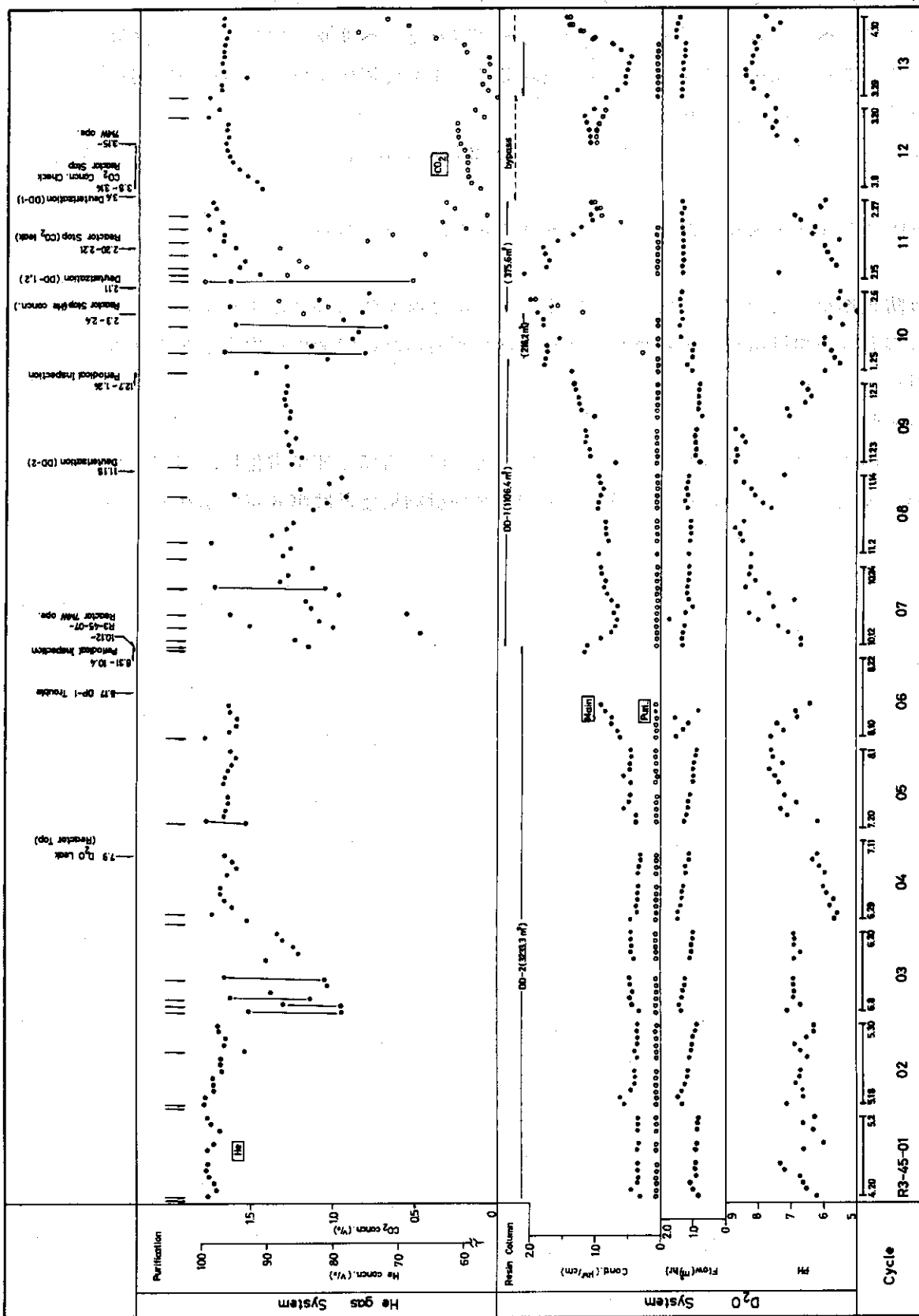


Fig 2.5.3 Analysis of pH, electrical conductivity of heavy water and helium, carbon dioxide in JRR-3

これらのヘリウム精製およびヘリウム置換によつてヘリウム濃度は平均値で原子炉始動時95%、炉停止時91.5%に維持できた。ヘリウム濃度のサイクル当りの低下は約3.5%である。

第10サイクルに、ヘリウム中に炭酸ガスが始めて確認された。ヘリウム中の炭酸ガスは最大1.8%に達した。これの除去手段とヘリウム精製およびイオン交換樹脂塔による精製を実施したが、これらの詳細については第6章で述べる。

ヘリウムおよびヘリウム中の炭酸ガス分析結果をFig. 2.5.3に示す。

(3) 熱遮蔽水

熱遮蔽水のpHは6.30~8.0、電導度0.16~0.48で、正常である。

(4) 二次冷却水

クロム系腐食防止剤を二次冷却水に使用しているときの第2排水溝におけるクロム分析を実施し、茨城県公害条例の規制値を超える恐れがあることが判明したので使用を中止し非クロム系防食剤の検討を行なつた。

(5) イオン交換樹脂

重水系イオン交換樹脂は炭酸ガスが重水中に溶解したために異常に急速に劣化し、例年の2倍の4基の交換を実施した。イオン交換樹脂中の炭酸ガス分析結果などは第6章でふれる。

2.6 放射線管理

2.6.1 JRR-2

(1) 概要

共同利用運転(10 MW)時における原子炉施設内での放射線レベルは、利用施設EFTL-2*1やLNTL*2の撤去の影響で若干の変化はあつたが、炉室内の通路、あるい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つた。

JRR-2から排出された放射性物質については、放射性塵埃、放射性ガス、放射性廃液ともに、ほぼ前年度と同様であり、いずれも保安規程に定められている基準値以下であつた。なお、トリチウム廃液の排出は本年度も行なわれ、排水中全放射エネルギーの99%を占めたが、このトリチウムの排出をいかに減少させるかが、今後に残された課題である。

本年度に実施された特殊な放射線作業としては、自主定期検査(8月~9月)を機に実施された主重水熱交換器2基(DE-1, DE-2)の交換工事と、EFTL-2およびLNTLの解体撤去工事があげられる。これらの工事においては、重水炉に特有なトリチウムによる空気汚染や、高放射線レベルのもとで作業が実施されたが、周到な作業計画と放射線管理によつて、工事期間中の作業者の被曝線量は、いずれも計画被曝線量を下回るものであつた。

(2) 特殊作業時における放射線管理

(a) 主重水熱交換器の交換工事

この工事の特徴としては、①工事が外部業者によつて行なわれる。②作業環境には各種の冷却機器が設置されており狭隘である。③重量・容量的に大きな機器の取り扱いが行なわれる。④放射線量率の高い場所がある。⑤一次冷却系に関連する作業ではトリチウムによる内部被曝の問題がある。⑥放射化された原子炉構材の腐食物によつて汚染をおこすおそれがある。などの特殊な状況のもとで行なわれることであつた。このため、関係箇所では一般安全と放射線安全の両面において積極的な安全対策が講じられた。なお、作業者の計画被曝線量は500 mremと定め実施された。

実際の作業環境における放射線量率は、通常の作業位置で2~6 mR/h(最大400 mR/h)程度で、線源は主として一次冷却系配管の湾曲部に堆積している放射化腐食物(核種:⁶⁰Coが支配的)であつた。この工事を通じて作業者の外部被曝線量は最大240 mrem(平均59 mrem)であつた。一方、トリチウムによる空気汚染の発生は、一次冷却系配管が取り外されてから既設熱交換器の撤去が完了するまでの期間に集中したが、空気中のトリチウム濃度は、最大 1.2×10^{-3} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に達し、作業者の呼吸位置では最大 2.5×10^{-4} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となつた。この間、作業環境のトリチウムモニタリングの結果から、そのつど適切な防護措置をほどこし、体内摂取の防護につとめた。一連の工事においてトリチウムによる内部被曝は最大59 mrem(10 mrem以上の被曝者は7名)であつた。なお、本工事では周到な計画と放射線管理とにより、計画被曝線量以下(最大257 mrem, 平均59 mrem)で作業を完了した。

*1. Experimental Fuel Test Loop-2

*2. Liquid Nitrogen Test Loop

(b) EFTL-2およびLNTLの解体撤去

EFTL-2の解体撤去工事においては、照射筒先端部の誘導放射能が予想を上回っていたため、準備した廃棄用容器の遮蔽能力が不足し、作業計画の変更を余儀なくされたが、作業員の被曝線量は最大187 mrem、平均43 mremで作業を完了することができた。また、LNTLの解体工事における作業員の被曝線量は最大240 mrem、平均93 mremで、いずれも計画被曝線量(300 mrem)の範囲で作業を完了した。

2.6.2 JRR-3

(1) JRR-3における被曝線量

JRR-3管理課員の45年度における被曝線量は第2四半期が多く、この期間には第1主重水ポンプ(DP-1)の故障時の作業によつて3,000 man-mrem被曝した。第3四半期は重水精製系配管の改修により1,100 man-mrem被曝した。年間の平均被曝線量は674 mremであり、昨年度(651 mrem)と同程度であつた。個人の年間最大被曝線量は1830 mremであつた。

被曝線量のまとめをTable 2.6.1に示す。

Table 2.6.1 Statistics of accumulated dose in JRR-3

	The First Quarter	The Second "	The Third "	The Fourth "
Maximum Dose(mrem)	860	560	570	570
Average Dose(mrem)	139	195	153	137
Accumulated Dose(man-mrem)	4,990	6,820	5,490	4,940

(2) 放射性排出物濃度と排出量

JRR-3のスタックからは ^{41}Ar 、 ^{135}Xe の放射性ガスが昨年度と同様年間約 $1.2 \times 10^3 \text{ Ci}$ 排出された。月間の放射性ガス平均濃度は $10^{-6} \sim 3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であつた。また、放射性塵埃および排水中の放射性物質濃度は例年と同じくほとんどが検出感度以下であつた。

(3) 炉室内の放射線レベル

原子炉運転中の炉室内放射線量率分布において特に本年度変化のあつたものは、炉頂面の水平実験孔シャッタ駆動装置上部で、実験孔No. 1, 2, 3, 7, 8, 9面では $10 \sim 30 \text{ mR/h}$ であつた。これは水平実験孔内の照射空気が十分に排気されなくて、シャッタ駆動装置の空間に上昇した ^{41}Ar による線量率である。この換気の異常原因については気送管の排気量が増加したことなど種々考えられるが、完全には判明していない。

炉室内空气中放射性物質濃度は冷却機器室内が高く、特にヘリウムガスを排気したとき約1時間にわたつて約100倍高くなる。しかし、原子炉運転中は立入禁止になつているため直接人への被曝はほとんどない。6月に実験ループ(FGRL)から ^{41}Ar が漏洩し、炉室ループテスト室内の放射性ガス濃度が一時上昇したが、それ以後一次系に関する作業時を除いて異常な空気汚染、表面汚染はなかつた。

2.6.3 JRR-4

(1) 概況

2.5 MW利用運転時における原子炉施設内の放射線レベルは概して前年度と同様であり、大きな変動はなかつた。

特殊運転としてはJRR-4改造のための基礎資料を得る目的で、熱交換器、冷却塔、各1基による片肺運転を行なつたが、放射線管理上は、特に問題はなかつた。また、本年度にはケミカルシム照射装置が設置され試験運転が行なわれたが、これらについても放射線管理上は特に異常は認められなかつた。なお、本照射装置は46年度から本格的に実験が行なわれる予定である。

(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 $< 5 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, 放射性ガス $< 1.0 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)であつた。

JRR-4からの排水は、試験体の設置、調整、解体時に大量排出されたが、いずれも $1.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下であり、すべて一般排水した。

(3) 特殊作業時における放射線管理

本年度に実施された特殊な作業としては、炉心タンク振動防止工事、熱交洗浄作業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つた。

外部被曝の起る可能性のある作業は、照射試料、供試体の取出し作業がある。照射試料は、十分冷却するか、水中コンテナを用いてプール内の水中で収納するので表面放射線量率は特に問題はない。供試体の取出しは、表面放射線量率が $\sim 2 \text{ R/h}$ 程度になるが、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。

3 研究炉による照射

3.1 JRR-2 による照射

(1) 照射実績

年間を通じての照射個数は、Table-3.1.1 に示すように2,299 個で、前年度の2,401 個とほとんど同じであった。

(2) 照射の目的と内容

利用者がどのような実験目的をもつてJRR-2による照射を実施してきたかは、照射利用の現状を示すものとして興味ある事からである。照射の目的分野は、販売を目的としたRIの製造（以下「生産用RI製造」という。）と研究を目的とした照射とに大別できる。後者の場合はさらにこまかく分類され、放射化分析や中性子もしくはガンマ線による試料の照射効果の研究、あるいは核分裂生成物の挙動の研究などが分類項目として挙げられる。Fig. 3.1.1 に全照射個数をもとに分類した各分野ごとの比率を图示した。

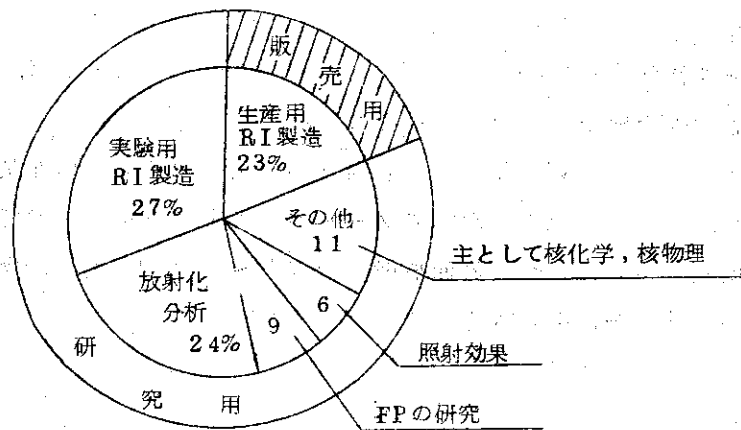


Fig. 3.1.1 JRR-2における照射目的別分野ごとの比率

次に、年間を通じて同一利用者が同一テーマで9回以上実施した照射内容について、各分野ごとにまとめてみた。

① 放射化分析

推積岩中のハロゲン成分の分析、ペーパークロマトグラフィに吸着した極微量の無機化合物の分析、シリコンウエハ中のリン、金、不純物のプロファイル測定がある。

② 実験用RIの製造

UO₂ からのTe-132線源の製造、トレーサ調整を目的とした核燃料物質U₃O₈、ThO₂、UO₂の照射、各種銅合金を用いたCu-64陽電子消滅実験用線源の製造がある。他に医療用線源として白金包埋金粒子の照射、RH環流速度測定用トレーサ線源として金の照射などである。

③ 核分裂生成物に関する研究

Table 3.1.1 昭和45年度 JRR-2 共同利用照射個数

機関名	サイクルNo	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	計
所	製造課	16	20	18	29	22	34	27	18	24	28	30	17	27	310
	製造技術課	20	20	20	25	25	12	16	21	8	7	4	8	5	191
	F P 研	16	14	11	3		10	6	11	24	21	26	32	9	193
	放射化学研	2	5	2	6	6	24	3		11	8	2	7	7	83
	炉化学研	12			26	26									64
	分析センター	3	13	13	13		5	7	1	4	5	2	5	3	74
	フッソ化学研	1	1	3	4	2	4	4	2	3	2				26
	R I 研修所	1							2		2	3	2	1	11
	原子炉研修所	1								1					2
	利用開発室	7	3	1	21	72	15		51	5		5	7	2	189
	照射第3課				1		1								2
	高崎第3開発室	4													4
	高崎第4開発室	4	4				8			8					24
	研究炉利用課	1	1		1	2				1	1		1		8
	研究炉技術課	1		1		4	16	2	4	6					34
	ホットラボ管理室				2		6					6			14
	JRR-2 管理課							1	3						4
	燃料照射研			2	5	8	4			6		10	4	5	44
	照射損傷研										1		1		2
	物性研			1		5			6						12
燃焼率測定室		1		4	1					2				8	
材料研		2	1	1		1		1		1	1		1	9	
構造強度研	1		1		1			1		1				5	
核物理第1研		1				1								2	
核物理第2研		2	2		2							1		7	
動力炉開発室				1										1	
高速炉設計班			1											1	
炉物理実験研				2					1					3	
放射性汚染処理					5		5							10	
環境放射能課						11								11	
小計	90	87	77	144	181	152	71	121	102	85	83	85	70	1348	
所外	大学関係	21	26	57	54	74	71	66	45	101	80	33	29	27	684
	民間会社関係	11	17	5	18	20	18	2	6	12	10	14	9	3	145
	国公立研究機関	7	13	6	5	11	13	2	13	11	22	6	10	3	122
	小計	39	56	68	77	105	102	70	64	124	112	53	48	33	951
合計	129	143	145	221	286	254	141	185	226	197	136	133	103	2299	

UO₂ からの Te, Xe, I などの FP の放出実験がある。ここでは実験の必要性から特に照射位置指定と試料の再照射を行なった。

④ 生産用 RI の製造

生産用の RI 製造およびその開発試験についてはここで省略する。

(3) 特殊な試料の照射

① Sn-118 濃縮同位体の長期照射を行なった。この試料は 43 年度に JRR-3 で照射した試料の再照射であつた。試料の放射能は約 0.1 mCi であつた。

② 炭化物試料の長期照射を行なった。

SiC 1.2 g (VT-7, 9C), B₄C 5.7 g (VT-5, 4C), B₄C 5.7 g (VT-5, 2C),
黒鉛 29 g (VT-8, 2C), 黒鉛 29 g (VT-8, 4C), 黒鉛 29 g (VT-7, 9C)

③ ラジオアイソトープ発電器用熱源に使用する Tm₂O₃ ベレット 4 個, 総重量 15.2 g を VT-9 で 2 サイクル連続照射を行なった。

④ HT-3 実験孔によるセルフパワード検出器 (SPND) の 3 サイクル連続照射を行なった。

⑤ ボロン塗布比例計数管および補償形電離箱の中性子照射による寿命試験を行なった。

⑥ 浮遊じんあいの短寿命核種の放射化分析のため, 気送管による時間帯貸切照射を行ない, 照射直後の測定をホットラボ詰替セルで行なった。

⑦ 時間照射装置を使つた HgO の 65 時間照射によつて, Hg-197 と Hg-203 の試験製造が行なわれた。HgO 試料は, 石英管減圧封入したのちアルミニウム箔で包装し, 圧着型アルミニウムカプセルに封入した。

⑧ 接着材の照射効果を調べるため, ステンレススチールとアルミニウム箔をセラマボンド接着材で張り合わせたものの照射を行なった。

⑨ イオン交換樹脂の照射を気送管を使つて原子炉出力 100 kw で行なった。試料の種類, 重量は次のとおりであつた。

DIAION	SA10A OH型 3g,	SK1B Na型 4g
	SA10A Cl型 2g,	SK1B H型 4g

(4) VT-1, インコア照射

実験孔 VT-1 は原子炉の炉心中央部に位置しているため JRR-2 照射孔中最も高い熱中性子束を得ることができ, 速中性子束もインコア照射孔に次いで高い。また, 孔あきシンブルを使用しているため照射カプセルが直接重水に触れ, 他の VT 孔に比べ冷却効果が大きいといつた利点がある。照射カプセルの挿入位置は, シンブル下端から上にむかつて 4 ブロックを指定し, それぞれ底, 下段, 中段, 上段と呼んでいる。この内最も熱中性子束の高い位置は下段の位置に相当する。

インコア照射孔としては現在 6C, 6D 孔の 2 本がある。インコア照射孔とは中空円筒燃料の中空部を利用した照射孔で, 他の照射孔に比較した場合最も高い速中性子束が得られ, また, 除熱能力もきわめて大きい特徴を有している。

VT-1, インコアによる 45 年度の照射状況を Table 3.1.2 に示す。特記すべき事がらとしては, 第 10 サイクルに起きた照射カプセルの破損が挙げられる。これは, VT-1 下段位置

Table 3.1.2 JRR-2VT-1およびイオンコにおける照射状況(45年度)

サイクル 番号	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12	13											
運転期間	4/13 ~4/25	5/11 ~5/23	6/1 ~6/23	6/22 ~7/4	7/13 ~7/25	10/5 ~10/10	10/19 ~10/31	11/9 ~11/21	11/30 ~12/12	1/18 ~1/30	2/8 ~2/20	3/1 ~3/13	3/22 ~4/10											
照射孔																								
底	I _r (25g)																							
T	(スベ- サー) SUS (200g) V (20g)												Fe (120g) W (8g)											
中	シャルベ- 試験片 (688g)	(スベ- サー) 試験片 (688g)	シャルベ- 試験片 (688g)	シャルベ- 試験片 (688g)	シャルベ- 試験片 (688g)	SUS(600g) V ((200g))	AL-B板 (208g)	AL-B板 (208g)	AL-B板 (208g)	LiF PbO ZrV M ₂ O ₃	Fe (120g) W (8g)													
吊	UO ₂ (120g)	SUS (350g)	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>	UO ₂ (100g) <G-1 カプセル>											
6C孔	UO ₂ (120g)	SUS (350g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)	SUS(500g)											
6D孔	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)											
イ ン コ ア												SUS(720g)	SPND	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)	S (60g×4)

V T . 1

で照射中のPbO 試料を入れた溶封カプセルが、試料の急激な発熱反応により熔融破損するといったトラブルで、アウターカプセルの側面に長さ約1cm、幅0.5cmの穴があいていた。カプセル内部の状態は、その後のホットラボにおけるX線検査の結果から、石英アンブルおよびインナーカプセル(圧着型アルミニウムカプセル)ともにかなり大きな内圧を受けて破断していることが確認された。また、照射前に粉末状であつた筈のPbO 試料は約2~3mm径の粒状体に変形し、カプセル内壁に飛散、附着していることが認められた。

3.2 JRR-3 による照射

(1) 照射実績

45年度JRR-3の共同利用照射個数をTable 3.2.1に示す。JRR-2に比べJRR-3の利用率が低い理由としては、JRR-3の共同利用照射を43年度に試験的に実施したが、44年度は休止したこと、45年度についても第7サイクル以後は7MW 運転となつたことなどから、JRR-3の利用経験者が比較的少なく、また特性の上では熱中性子束がJRR-2に比べ低いことなどが考えられる。

(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。

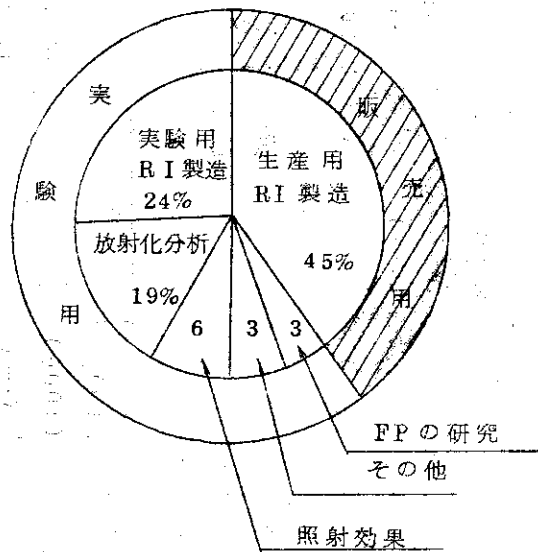


Fig. 3.2.1 JRR-3における照射目的別分野の比率

次に年間を通じて、同一利用者が同一テーマをもとに6回以上実施した照射について、各分野ごとにまとめた。

① 放射化分析

高いカドミウム比が得られるVG-1孔を使つて、月の岩石(マンガン酸化物)の照射を行なつた。

② 実験用RI 製造

この分野では特に核燃料物質の照射が目立ち、 UO_2 からのTe-132の製造を始めとし、

Table 3.2.1 昭和45年度 JRR-3 共同利用照射個数

機関名		サイクルNo													計
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	
所	製造課	20	7	10	22	17	22	26	14	30	26	24	20	23	261
	製造技術課	4	3	6	8	7	6	6	14	3	6	5	5	4	77
	F P 研											3	4	4	11
	放射化学研							1	1	5	2	1			10
	分析センター								3				1		4
	フッ素化学研			1	1	1	2	5	2	3		1			16
	R I 研修所								1		2				3
	利用開発室										7		1		8
	燃料照射研						3								3
	燃焼率測定室					1									1
	研究炉利用課	3	3	3	2	20			37						68
	JRR-3 管理課		7												7
	物性研			2			2								4
	照射損傷研	1					1								2
	核物理第1研					1			1	1					3
	核物理第2研						1					1	1		3
	放射性汚染処理	1													1
	小計	29	20	22	33	47	37	38	73	42	43	35	32	31	482
外	大学関係		2	9	2		4	28	6	4	2	5	5	2	69
	民間会社関係						1		3		5		5	14	
	国公立研究機関	4		2			5					2	2	5	20
	小計	4	2	11	2	0	10	28	9	4	7	7	12	7	103
合計	33	22	33	35	47	47	66	82	46	50	42	44	38	585	

ThO_2 , U_3O_8 , UO_2 などを用いたトレーサ調整のための照射を行なった。この他に陽電子消滅実験用 Cu-64 線源を製造するため、 Cu-Al 合金の照射も行なった。

(3) 特殊な試料の照射

① 浮遊じんあい中の短寿命核種 V-52 の放射化分析を行なうため気送管による時間帯貸切照射を行ない、JRR-3 炉室内に測定器を設置して照射後測定が行なわれた。

② Cm-242 を製造するため硝酸アメリカシウム約 $20 \mu\text{g}$ を石英管封入で 22 時間の照射を行なった。

③ ポリエチレン製気送管ラビットに代わるものとして耐放射線性、耐熱性にすぐれたポリイミド樹脂材を用いた試験ラビットを作製し、HP-2 気送管装置を使つて 5, 20, 50, 100, 150 時間の照射を行ない、ポリイミド製ラビットの照射効果を調べた。

3.3 JRR-4 による照射

(1) 照射管

45 年度の JRR-4 による照射は、主として T パイプ、S パイプおよび K パイプを使用して行なわれた。T パイプは NO. 1 プール水面下約 2.2m の位置に開口部があり、水面下約 3m の付近で湾曲して炉心タンクを貫通し、反射体部に達している照射管である。照射試料は直接 NO. 1 プール内に取り出すことができる。S パイプおよび K パイプは炉心タンク水面下約 2.5m の位置に開口部があり、垂直に反射体部に達している照射管である。照射試料はトングにより炉心タンク壁に設けられた試料取出し孔を経て NO. 1 プール内に取り出される。なお、原子炉の運転中に試料を NO. 1 プールへ取り出すことができるのは、操作が簡便である T パイプのみで、他のパイプの場合は原子炉が停止してからでないと取り出すことができない。

(2) 照射条件

JRR-4 の照射条件の特徴は、原子炉の運転出力が任意に選択できること、数分から数時間以内（一般には 5 時間以内）の任意の照射時間が選択できること、照射容器がプール水に浸されているので良好な冷却効果が期待されること、原子炉構造材などのように水に対して安定な試料以外のものは密封容器に封じる必要があることなどである。

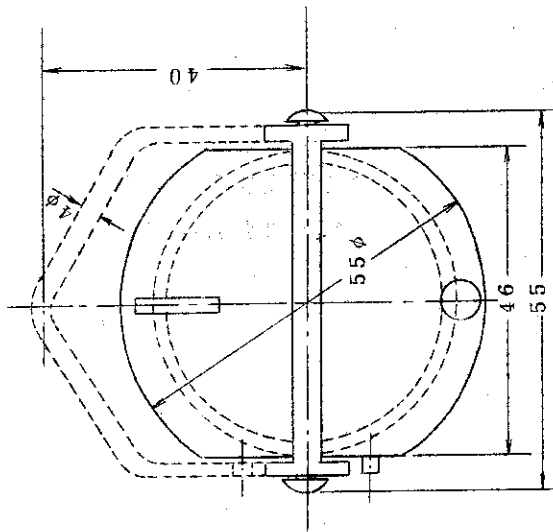
照射位置での最大熱中性子束は T パイプ、S パイプともにほぼ同程度で、2.5 MW 運転時に約 $4 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{S}$ である。また、パイプの底から約 20 cm から 60 cm までの範囲では、 $1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{S}$ 以上である。

(3) 照射基準

① 照射容器

照射に使用する標準の照射容器は Fig. 3.3.1 に示すが、特に照射容器を製作する場合は、T パイプでは最大外径 65 mm × 最大長さ 200 mm とし、S パイプおよび K パイプについては直管であるので、最大外径だけを指定し、それぞれ 55 mm φ および 45 mm φ としている。

JRR-4 による照射の大部分は標準の照射容器が使用されているが、これらは密封容器ではない。したがって、水に溶けたり水と反応したりする恐れのある試料は、水深約 10 m（照射位置）に耐える密封容器に封入したのち、この照射容器に入れて照射する必要がある。



No	名称	材料	料
1	連結ネジ	アルミ	対角 21mm ネジ径 12mm
2	本体	"	"
3	蓋	"	"
4	吊り金具	"	クサリは(別図)

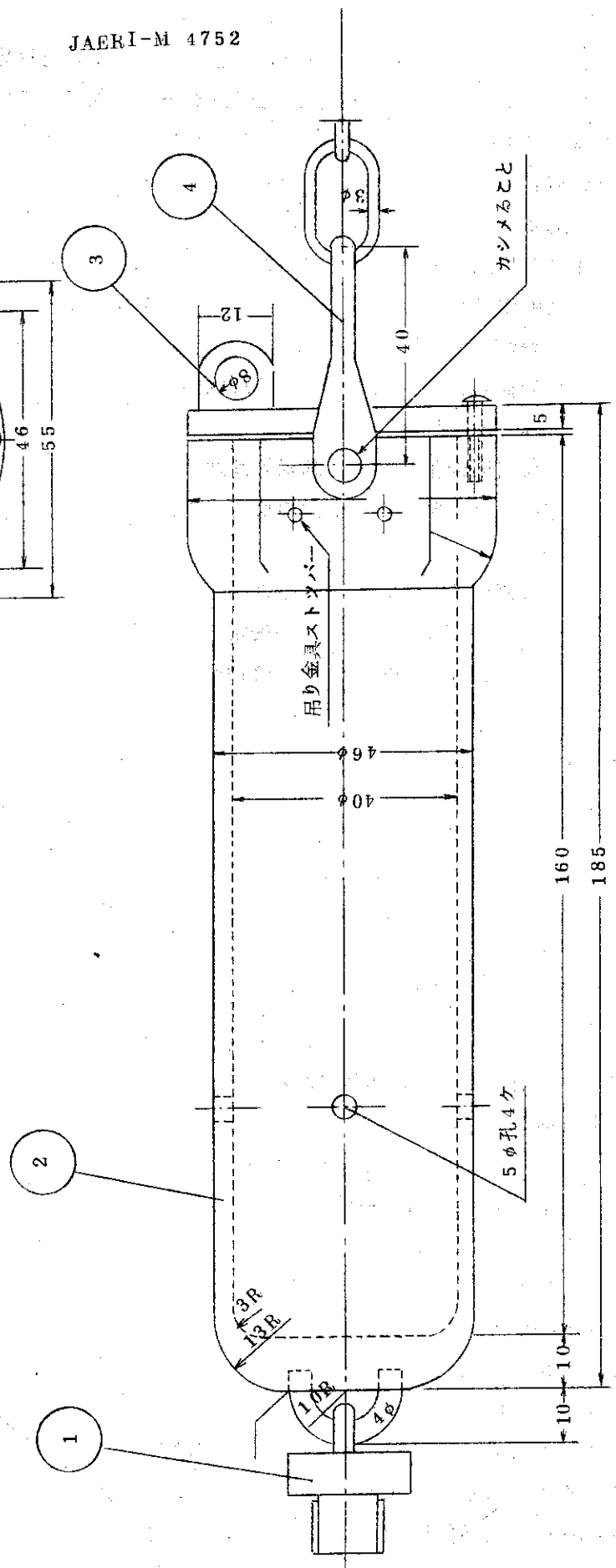


Fig. 3.3.1 キヤプセルホルダー

密封容器としては一般に石英管を使用しているが、水と反応する恐れがなく水に不溶性の試料の多くは、アルミニウム箔包装超音波シーム封入によつて照射することができる。また、安定な試料の1時間以内の照射にはポリエチレンフィルム包装ヒートシーム封入や、ポリエチレン管溶封によつて照射する場合もかなり多い。

② 反応度変化

各パイプに挿入する試料による吸収反応度は $0.5\% \Delta k/k$ 以下に制限しているが、一般の照射では運転中に試料の挿入取出しを行なうので、この場合の反応度変化率についても制限しておく必要がある。JRR-4での試料の挿入取出しは手動操作によつて行なうので、このときの試料の挿入または取出し速度は最低約 20 mm/sec として許容し得る最大の反応度変化を $0.1\% \Delta k/k$ としている。

これらの反応度変化に対する制限値は通常の照射ではほとんど問題にならない程余裕があり、45年度の照射経験では最大の反応度変化は $0.013\% \Delta k/k$ 程度であつた。

③ 試料

照射試料に対する照射基準は、中性子吸収の大きい試料については前項の反応度の基準によつて制限されるが、さらに試料の安定性や生成放射能などについても制限される。

試料の安定性は、試料容器との適合性や試料容器の健全性との関連によつて条件が異なるが、JRR-4では一般に照射時間が数時間で石英管溶封が多い。この場合は加熱や衝撃によつて急激な反応を起したり、水と激しく反応する可能性のあるものは制限をうける。また、アルミニウム箔やポリエチレンフィルムを使用する場合は、試料との適合性が良好で、水に不溶性で、水との共存による反応の可能性がなければ照射できる。

(4) 照射経験

45年度の照射経験は照射件数が465件であつたが、このうち放射化学研の臭素の照射が129件で最も多く、次いで炉化学研の硼酸水の照射が108件、その他は製造課、製造技術課、遮蔽研、炉技術課、材料研、原子炉研修所、RI研修所、大洗研、高崎研などであつた。これらの照射のうち、RI製造および炉化学研の照射を除くと、放射化分析、中性子束測定などの箔の照射が大部分である。炉化学研の硼酸水および放射化学研の臭素の照射はいずれも石英管封入で照射した。

RI試験製造用ターゲットはクロム酸カリ、硫黄、フタロシアニン銅、塩化カリウム、ニッケルなどで、いずれもJRR-2.3で照射経験のあるものであるが、クロム酸カリの照射では熱電対による温度測定が行なわれ、また、アルミニウム棒100gによる照射温度の測定が行なわれた。RI生産用ターゲットは、炭酸ナトリウム、炭酸カリウム、酸化水銀、銅、金などで、いずれもJRR-2.3の休止期の補充として照射されたものである。金の照射は9回行なわれたが、最初の3回は16時間運転、次の3回は14時間運転、その次の2回は13時間運転で最後の1回は11時間運転で照射された。これらのRI製造関係の試料は、すべてアルミニウム圧着カプセルによつて照射された。酸化水銀は高総量で長時間照射すれば分解するので、JRR-2のサイクル照射では石英管に封入したのち、さらにステンレススチール容器に溶封しているが、JRR-4では照射時間が短いので、石英管に封入したのちアルミニウム箔に包み、それをアルミニウム圧着カプセルに封入して照射した。

4 ホットラボの運転管理

4.1 運転管理

4.1.1 運転状況

(1) 運転計画

前年度から繰越されたJRR-2の実物燃料モニタリングおよび国外炉照射後試験に加えて、 $PuO_2-^{235}UO_2$ 、 $^{235}UO_2$ 、 $^{238}UO_2$ 燃料の照射後試験、また、敦賀発電炉、JMTRの稼動に伴う照射後試験など、45年度のホットラボに対する試験要求は前年度より増加することが予想された。試験内容についても、高速炉燃料開発を目的とした低密度 $^{235}UO_2$ ペレットおよび $^{238}UO_2$ 、 $^{235}UO_2$ 燃料の照射後試験は当ホットラボでは初めて扱うもので、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45年度の運転計画をTable 4.1.1のように定めた。

Table 4.1.1 45年度運転計画

	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														
JRR-2.4 燃料モニタリング														
JAPCO-II 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

本年度の利用件数は前年度からの繰越し44件と本年度利用の159件の計203件であった。繰越し件数は44年度の約倍であった。また、44年度の119件に対し本年度利用が

30% 増になつた理由の一つは、JMTR 試用期間のホットラボ利用が始まつたためである。一方、処理件数については夏期オーバーホールの7月～9月を除き毎月の処理件数はほぼ一定しており、本年度申込件数203件に対し処理件数が152件で、処理率は75%であつた。これを前年度と比較してみると、44年度は需要159件のうち処理したもの95件で60%の処理率であり、本年度は処理件数で44件、処理率で15%の増加であつた。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159件について、さらに試験内容および原子炉別にみるとFig. 4.1.3, Fig. 4.1.4のようになる。

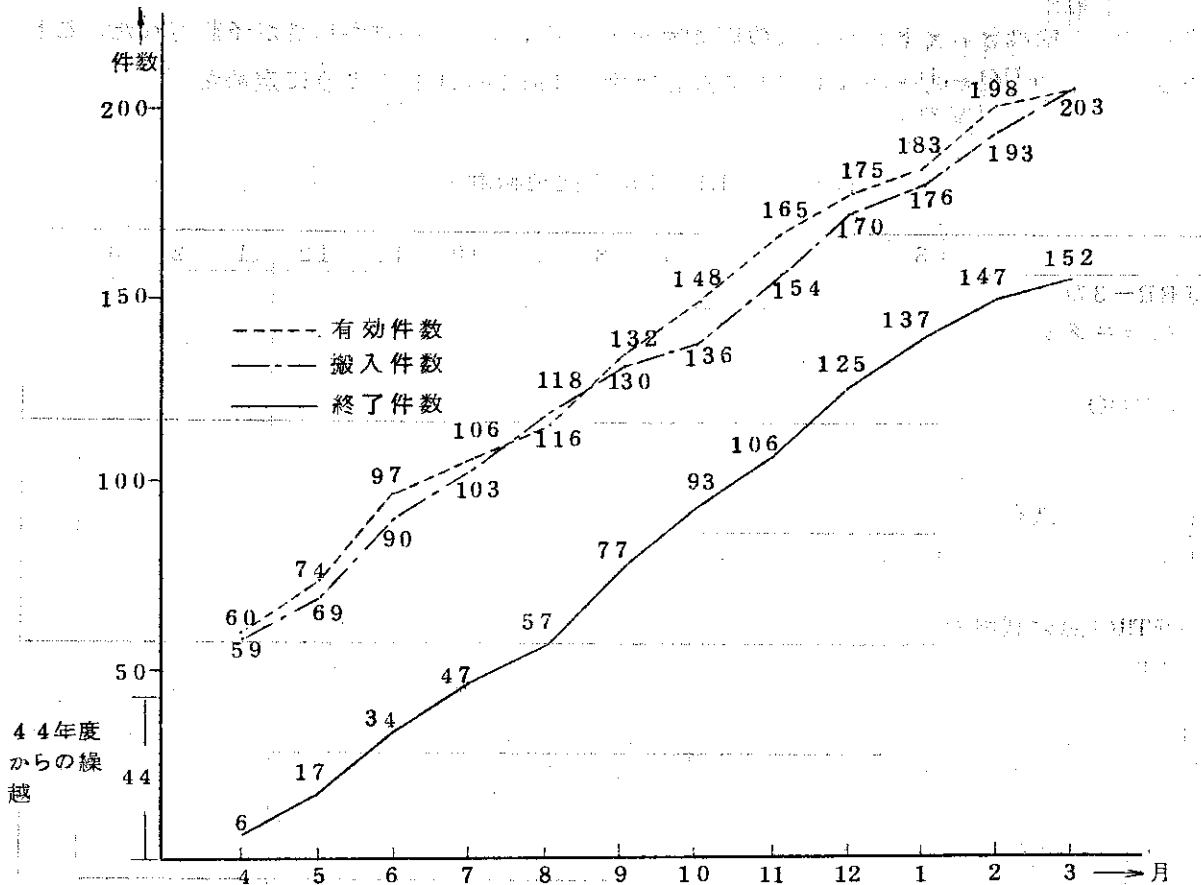


Fig. 4.1.1 45年度ホットラボ申込みと処理状況

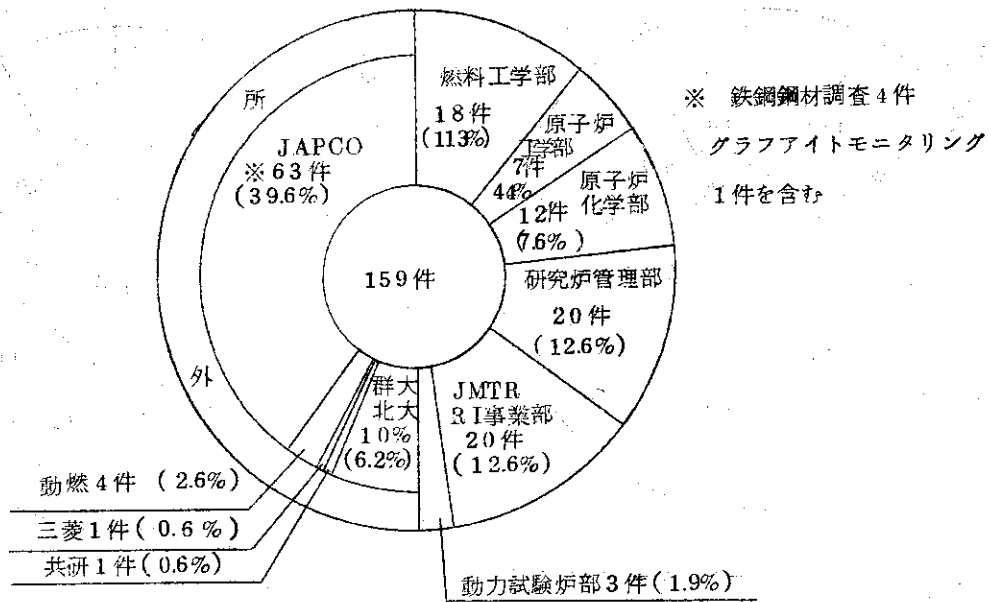


Fig. 4.1.2 45年度申込別比率

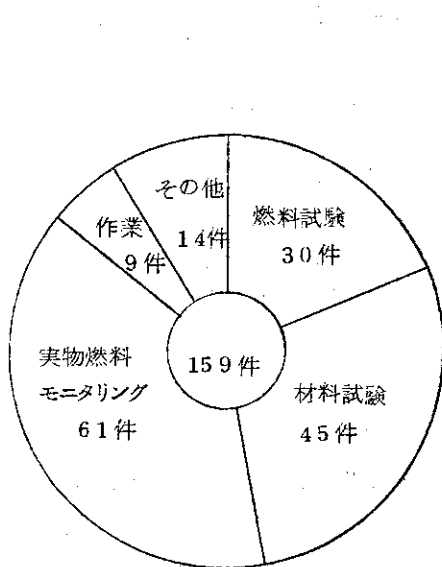


Fig. 4.1.3 試験内容

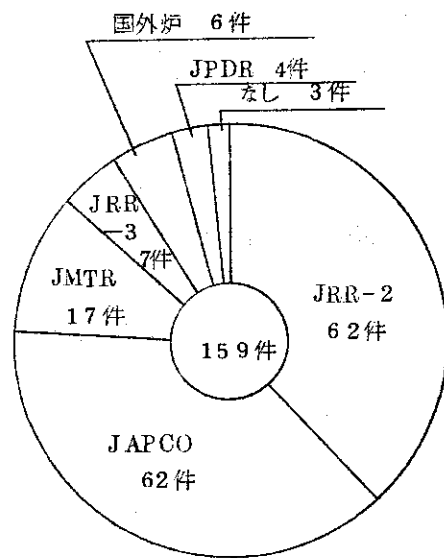
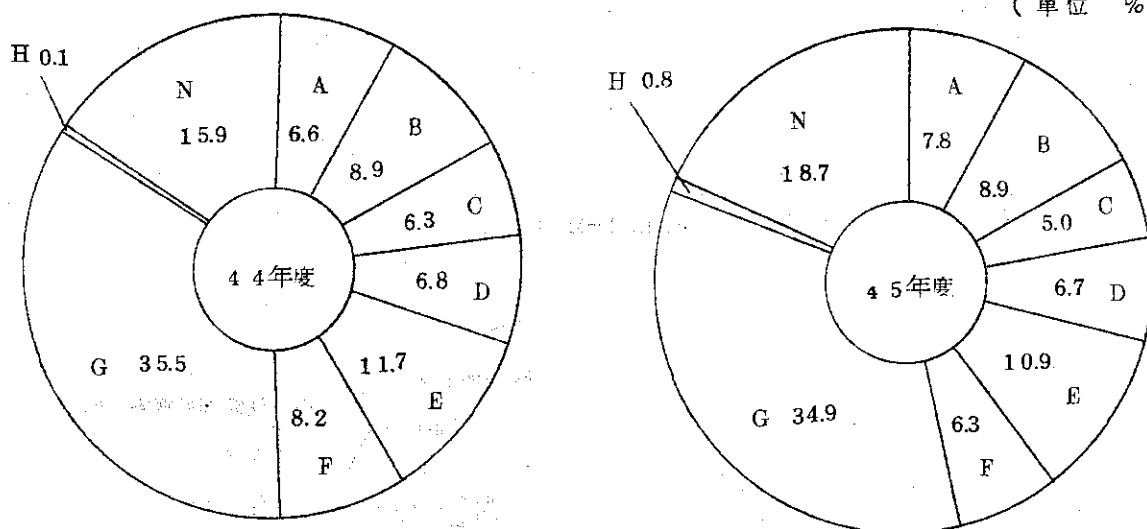


Fig. 4.1.4 利用原子炉

(3) 作業状況

ホットラボにおける44年度、45年度の運転担当者の作業状態図をFig. 4.1.5に示す。これをみると作業内容の割合はほぼ一定してきている。このことから、ホットラボの運転が過渡期から定常期に移行してきているといえる。一方、定常試験の処理に追われ、運転担当者が開発的な業務につく時間が極端に少ないことと、作業日報にあらわれない時間が前年度に対しわずかに増加していることの2点に注目する必要がある。後者は作業日報の集計の方法を再検討し、作業分析を綿密にすることにより減少させることが可能であると思われる。

(単位 %)



- | | |
|--|--|
| <p>A 機器点検調整, ケーブ外コールドテスト
治具作成準備</p> <p>B ケーブ内準備, ケーブ内テスト
機器搬入調整</p> <p>C キャスク搬入, 試料治具待ち
試料受取受渡し, 移動</p> <p>D 廃棄物搬出
ケーブ機器, 汚染除去</p> <p>E 暗室作業, データ整理
報告書作成, 会議, 打合せ</p> | <p>F 故障, 修理</p> <p>G 本実験</p> <p>H 開発関係</p> <p>N 日報に表われない時間</p> |
|--|--|

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ケーブデー方式による部別使用実績の推移はTable 4. 1. 2, Table 4.1.3 のとおりである。総ケーブデーが約 20% 減少しているのは、運転担当者の削減によるものである。本年度は、JMTR 試用期間中における材料試験炉部からの使用があつたが、年度末に行なわれたため使用は少なかった。一方、ケーブ稼働率をみると、本年度予定以上のケーブ稼働率をあげたセルは、DT-1(切断), ST-2(シャルピー試験)の2セル、目標値の80~100%のセルは、化学B(FPガス捕集)の92%を始め6セル、60~80%のセルはセミホットセル(一部貸与セル)の80%を始め5セルとなつている。さらに、45年度における稼働予定日数200日以上のもから平均値(83%)以上の稼働をあげたものをみると、冶金D(金相試験), CL-1(外観検査, X線試験), UM-5~12セル(金相試験)があげられる。Table 4.1.4 にセル別ケーブデーを示す。

4.1.2 主な試験

(1) 東海炉燃料モニタリング

本年度においてモニタリングを予定した燃料は、前年度から繰り越した15本を含めて総計

Table 4.1.2 部別ケーブル使用実績の経緯(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
40	3.6	1.1	1.1	4.1	—	1	10.0
43	31.8	0.2	33.4	5.5	25.3	3.8	100
44	2.7	0.9	1.4	1.2	1.7	29.1	100
45	19.9	3.7	3.7	10.9	21.4	7.1	100

(含ホット
トラボ)

Table 4.1.3 部別ケーブル使用実績

(単位 ケーブル)

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 備	開 発 業 務	そ の 他			
44	952.1	297	—	4723	742	3983	5918	7081	62	1729	203	172	34431
45	540	1014	415	3847	985	2974	5811	3764	846	1589	52.5	—	2717

Table 4.1.4 セル別ケーブル使用実績

(単位 日)

ケーブル 項目	化 A	B	Hot 実験室	SH	治 A	B	C	D	M _T	Sto- rage	C _L - 1	2	3	D _T - 1	2
年平均 Cave day(A)	273	96	82	137	273	273	137	273	—	—	273	137	137	55	55
実 績(B)	123.1	88.2	93	109.1	151.9	212.4	121.8	237.8	107.1	29.5	248.2	89.5	73.7	57.1	31.3
$\frac{B}{A}$ (%)	45.1	91.9	113.4	79.6	55.6	77.8	88.9	87.1	—	—	90.9	65.3	53.8	103.8	56.9
ケーブル 項目	D _T - 3	4	UM- 3	4	5-12	9	S _T - 1	2	4	5	α _γ	その他	開 発 業 務	計	
年平均 Cave day(A)	137	27	82	55	246	27	27	109	68	41	273	—	—	3,293	
実 績(B)	112.4	32.8	21.3	15.3	225.4	10.2	13.9	128.5	35.5	36.4	205.4	106.6	—	2,717	
$\frac{A}{B}$ (%)	82	121.5	26	27.8	91.6	37.8	51.5	117.9	52.2	88.8	75.2	—	—	82.5	

58本であつた。これらの燃料は、破損の疑いがあつて搬入されたもの3チャンネル16本、燃料要素に何らかのトラブルがあつたもの1チャンネル2本で、その他は通常モニタリング燃料であつた。通常モニタリング燃料の平均燃焼度は約3,000MWD/Teで、破損の疑いのあるものでは500MWD/Te程度のもので、2,100~3,000MWD/Teのものであつた。モニタリングにおける非破壊検査はほぼ順調に進行し、49本を年度内に終了した。

この検査において、前述の中から破損している燃料が2本検出され、うち1本について破壊検査を行なつた。非破壊検査未了で繰返された9本はリーク検査だけであり、次年度に対する影響は少ない。他方、破壊検査は、前年度の繰り越し分8本を実施しただけで、本年度分の9本は1年遅れで次年度に繰り越すことになつた。これは、モニタリング以外の作業の増加、マニプレータと切断機などの内装機器の故障があつたことが原因しているためである。さらに、マグノックス被覆材の除去作業が困難になつたことも理由としてあげることができる。この脱被覆作業について種々の方法を試みたが、未だ満足すべき段階に達していない。

(2) 昭和40年度 UO_2 燃料共同研究

40 UO_2 共研は、昭和40年度原子力平和利用研究補助金の交付を受けた民間5社（日立、東芝、古河、三菱、住友）と動燃および原研の共同研究である。これは、すでに当ホットラボで試験を終つた「38 UO_2 共研」および「39 UO_2 共研」の一連の共同研究であり、本共同研究をもつて終了することになつている。

本研究は、焼結 UO_2 燃料の高燃焼度での照射挙動の検討を行ない、 UO_2 燃料の国産化と開発を目的としたものである。

試験試料はアメリカのGETRで照射されたもので、最高燃焼度は約31,000MWD/Teである。照射後試験の内容は、外観検査、X線透過試験、FPガスの捕集および分析、金相試験、燃焼度測定など16項目となつており、かなり長期間を要する大型の試験である。45年度においては、カプセルの外観およびX線検査とNaK処理、燃料棒の外観およびX線検査、同寸法測定および重量測定を行なつた。

NaKを封入したカプセルの開封後2本の燃料棒の破損が発見されるなど、早くもその成果が得られている。一方、NaK処理液に核分裂生成物が混入して高線量になり、その廃棄処分がいちじるしく困難になるなど、試験の遂行に少なからず影響を与えている。破損燃料が発見されたため一部試験内容を変更し、その原因の調査に重点をおいた試験を行なつた。本年度においては全試験に対し約20%程度の試験を実施したことになり、大部分の試験は次年度に持ち越すこととなつた。

(3) JPDR-GE燃料のモニタリング

本燃料は、JPDRで昭和38年8月から44年9月まで使用した実物燃料であり、炉心特性の解析のため、その燃焼度を測定する目的で46年2月ホットラボに搬入された。燃料体は、2.6% E 、 UO_2 のペレットをジルカロイ-2で被覆したセグメントが格子状に上下36本並んだ集合体で、セグメントは長さ820mm、外径14.14mmである。本年度は、 γ スキヤニングのため集合体の解体を行なつた。現在のケーブルは長尺燃料を取扱うように設計されていないため、その取扱いはかなり困難な状況である。

(4) 東海炉鉄鋼モニタリング

日本原子力発電(株)から委託された東海炉圧力容器の監視試験は、昭和42年度に第1回、昭和43年度に第2回のモニタリングを行ない、本年度は、昭和45年3月の炉の定期検査時に取り出された試験片について、第3回のモニタリングを終了した。試験内容は、第1回、第2回の場合のシャルピー衝撃試験、中型引張試験、中性子照射量の測定の他に、ハンスフィールド型試験片による微小引張試験が加わった。試験片は、コンテナに収められて炉内の上部および下部で照射され、第1回は上部、第2回は下部コンテナについてモニタリングを行なったが、今回は、前回の試験結果でぜい性破壊遷移温度が若干上昇していたので、上部、下部各1個のコンテナについて試験を行なった。試験本数は、シャルピー衝撃試験242本、中型引張試験12本、微小引張試験36本である。試験の結果、次の諸点が明らかになった。

(i) 速中性子照射量は $1 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2 (> 0.1 \text{ MeV})$ に達しており、ぜい性破壊遷移温度は低下状態にある。しかし、低照射下における低下から回復に移っている傾向にある。これは中性子照射によるものか、運転温度履歴によるものかはつきりしない。

(ii) 引張り試験の結果にはほとんど照射の影響があらわれていない。

(iii) 圧力容器母材および溶着材のぜい性破壊遷移温度は、照射前と比較して変化しない。

(5) 敦賀炉鉄鋼モニタリング

敦賀炉は軽水炉としては我国初の商業発電炉であり、昭和44年11月運転を開始し、翌10月に定期点検のため炉を停止した。この定検時に照射試料を取出し、ホットラボにおいて、第1回監視試験としてシャルピー衝撃試験、引張試験および中性子照射量の測定を行なった。なお、第1回監視試験に先きだつて、炉心近接部で照射した圧力容器鋼材について未照射の確認試験を行なった。試験本数は、未照射試料についてシャルピー衝撃試験89本、引張試験が9本であり、第1回監視試験が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用のFe, Niワイヤー18本である。試験の結果、炉心近接部の速中性子 ($> 1 \text{ MeV}$) 照射量は $5.4 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ で、この程度の速中性子照射量では照射ぜい化は観察されないのが従来の一般的傾向⁽¹⁾であつたが、今回の試験では母材で 22°C 、溶着材で 24°C 、また、熱影響部については 17°C の Tr_{30} ぜい性破壊遷移温度の上昇が観察された。これは、一般的には $1 \sim 2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 程度の速中性子照射量によるぜい化度に匹敵する。この程度の照射ぜい化は、未照射試料のぜい性破壊遷移温度が母材、溶着鋼、熱影響部とも十分低かつたので、圧力容器の安全上影響を与えるものではないが、低照射量での遷移温度の異常な上昇の原因は、現在明らかでないが検討を要する問題である。

(1) 藤村 理人：日本原子力学会誌，10，337，(1968)

4.2 保守整備

施設、機器類の保守整備は、ホットラボの業務のなかではきわめて重要なものである。45年度に行なつた整備として、まず、ガンマスキヤン専用セルの設計とその装置類の設計および発注をあげることができる。このセルは、JPDR-II, JRR-3 燃料のほかは JRR-2, JRR-4 の MTR 型燃料のガンマスキヤンもできるように設計されており、47年度完成を目標としている。また、照射燃料中の F.P. 挙動追求手法の破壊法および非破壊法として、それぞれマイクロドリリングマシン、マイクロガンマスキヤン装置の開発をすすめ、46年度にジュニアセルで照射燃料について試験を開始する予定になつている。そのほか、小型カッター類の設計、製作とコンクリートケーブに3台目のパワーマニプレータを設置したことがあげられる。保守関係ではマニプレータ類の修理がかなりの部分をしめており、そのほか、ケーブ間仕切扉、ホイスト、高周波ウエルダの修理が各1件あつた。マニプレータ類の故障件数は31件で、補修に要した日数は55日となつている。マニプレータの補修には、除染や挿入引抜きなどの付帯作業が伴うので、ケーブ稼動に与えた損失日数はこの倍以上になると推定される。第3、第4四半期に実物燃料が集中的に搬入されたため、とくにM-9型マニプレータの故障が激増した。このためマニプレータの補修施設の充実について検討を行なつた。また、遠隔操作によつて行なわれる作業には、特殊な冶工具や器具を必要とすることが多く、本年度で108件にもおよんでいる。現在ホットラボにおける工作関係の専従者は3名で、ともすると要求に応じきれないのが実情である。今後とも緊急性と工作内容に応じて、技術部工作課や外注の利用も考えていく方針で要求に応じるようにする。

4.3 放射線管理

45年度のホットラボの運転において放射線管理上特に問題となつた作業はなく、すべての作業は計画被曝以内で行なわれた。主な放射線管理データを次に記す。

(1) 排出放射性塵埃

ホットラボ建家から排出される放射性塵埃は、メインスタックとサブスタックから大気中へ排出される。サブスタックから排出された月平均放射性塵埃濃度は $5 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下であつたので、メインスタックから排出された放射性塵埃についてのみ、Table 4.3.1に示す。なお、排出放射性ガスは検出感度 ($1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 以下であつた。年間総排出放射能は前年度の約2倍になつている。この原因は JAPCO 燃料の切断時における FP の放出に加えて、酸化ウランの溶解作業時における放射性ヨウ素の放出があつたことと、前年度まではクロス測定法によつて算出していたが、今年度からそれぞれの放出核種について定量する方法に改めたので、JAPCO 燃料切断時は Sb-125, Cs-137として算出したためである。なお、放出量が約2倍に増加したが、保守規定に定められている放出規準 ($1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を越えることはなかつた。

(2) 排出放射性廃液

Table 4.3.1 ホットラボ建家から排出された放射性塵埃

項目 月	スタックからの放射性物質放出 1日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	放射性物質月間総排 出量 (μCi)	放出原因と主な核種
45年 4月	1.0×10^{-11} α : 4.9×10^{-15}	4.4×10 α : 9.4×10^{-3}	JAPCO燃料切断 ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{134}Cs etc
5	1.3×10^{-9}	4.2×10^3	照射後酸化ウラン試料溶解 ^{131}I , ^{132}I
6	4.8×10^{-10}	2.8×10^3	JAPCO, JRR-3燃料切断 照射後酸化ウラン試料溶解 ^{125}Sb , ^{131}I , ^{132}I , ^{137}Cs , ^{134}Cs etc
7	4.2×10^{-10}	9.0×10^2	照射後酸化ウラン試料溶解 ^{131}I , ^{132}I
8	3.0×10^{-12}	4.9×10	照射後酸化ウラン試料溶解 ^{131}I , ^{132}I
9	9.6×10^{-11}	3.2×10^2	JAPCO燃料切断 ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{134}Cs etc
10	6.0×10^{-11}	2.6×10^2	JAPCO燃料切断 ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{134}Cs etc
11	1.1×10^{-10}	5.0×10^2	JAPCO燃料切断 ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{134}Cs etc
12	9.0×10^{-10}	2.5×10^3	JAPCO燃料切断 照射後酸化ウラン試料溶解 ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{131}I , ^{132}I etc
46年1月	$< 2.3 \times 10^{-13}$	0	
2	6.6×10^{-11}	1.0×10^2	照射後酸化ウラン試料溶解 ^{131}I , ^{132}I
3	1.0×10^{-11}	1.5×10	照射後酸化ウラン試料溶解 ^{131}I , ^{132}I
年間総排出量 (μCi)		1.2×10^4	

ホットラボ建家から排出された放射性廃液について Fig. 4.3.1 に示す。前年度の年間排出廃液中の放射能 2.4 Ci と比較すると約 $\frac{1}{2}$ に減少している。なお、廃液中に含まれる主な核種は Cs-137 , Ce-144-Pr-144 , Ru-106-Rh-106 , Z-95-Nb-95 , Sr-90 などの FP と Fe-59 , Co-60 などであつた。

(3) 放射性固体廃棄物

ホットラボ建家から搬出された放射性固体廃棄物を低レベル（表面線量率： 50 mR/h 以上） Pu (α - γ セルからでた廃棄物) その他（排気フィルターなど）に区分けして Table 4.3.2 に示した。年度総数を前年度と比較すると 1000 個程度減少している。この減少の原因は、従来汚染除去用として布ウエスを用いてきたが、これを紙ウエスに切替えたためと思われる。

(4) 作業者の被曝

ホットラボ建屋内の放射線作業従事者（施設第1課員4名，放射線管理課員5名を含む）64名の45年度における全身と局部被曝線量分布および年間の平均被曝線量と最大被曝線量を Fig. 4.3.2 に示す。全身被曝は内部被曝が検出限界値（ 20 mrem ）以下であつたので、フィルムバッジによる外部被曝の値であり、局部被曝はフィルムリングによる値である。全身被曝について前年度の値と比較してみると約2倍になつており、放射線作業量が増大している傾向にある。45年度において1作業あたりの最大被曝線量が 100 mrem 以上になつた作業を Table 4.3.3 に示す。局部被曝は前年度とほぼ同じであり、 α - γ セル担当者の被曝量が高い。これはマニプレータの修理作業と廃棄物を背面ポートから搬出する作業によるものである。

4.4 汚染除去

45年度ホットラボにおいて行なわれた除染作業のうちで外部委託を必要とした大規模な除染作業を Table 4.4.1 に示した。実際にはこれらのほかに小規模ではあるが、物品の搬出、機器の点検補修時などの除染作業が多数回ある。ホットラボにおける汚染源の主なものは、燃料材料の切断・研磨などにより生ずる放射性微粉末である。したがつて、切断研磨をするセルとこれに隣接するセルの除染作業には可能な限り遠隔除染をすること、エアラインスーツを着用すること、セルの出入口にはビニールシートのバリアーを二重に設けることなどにより、外部および内部被曝の軽減と汚染の拡大防止に細心の注意が払われた。1回の除染作業での最大被曝線量は、外部全身被曝線量が 90 mrem ，局部被曝線量が 200 mrem ，内部被曝線量が 20 mrem 以下であつた。なお、手、頭などの身体汚染が数例あつたが、直ちに除染し、特に問題はなかつた。

本年度の除染作業を通して特に気付いた点は：

- (1) 水洗ができないケースでは年々汚染が蓄積し、単にぬれウエスでふきとるだけの除染方法には限界があるので、早急に対策をたてる必要がある。
- (2) 切断または研磨セルのマニプレータを修理する際、操作室を汚染させる可能性が大きいので、汚染源の封じ込め、または局所排気などの汚染防護処置が必要である。などである。

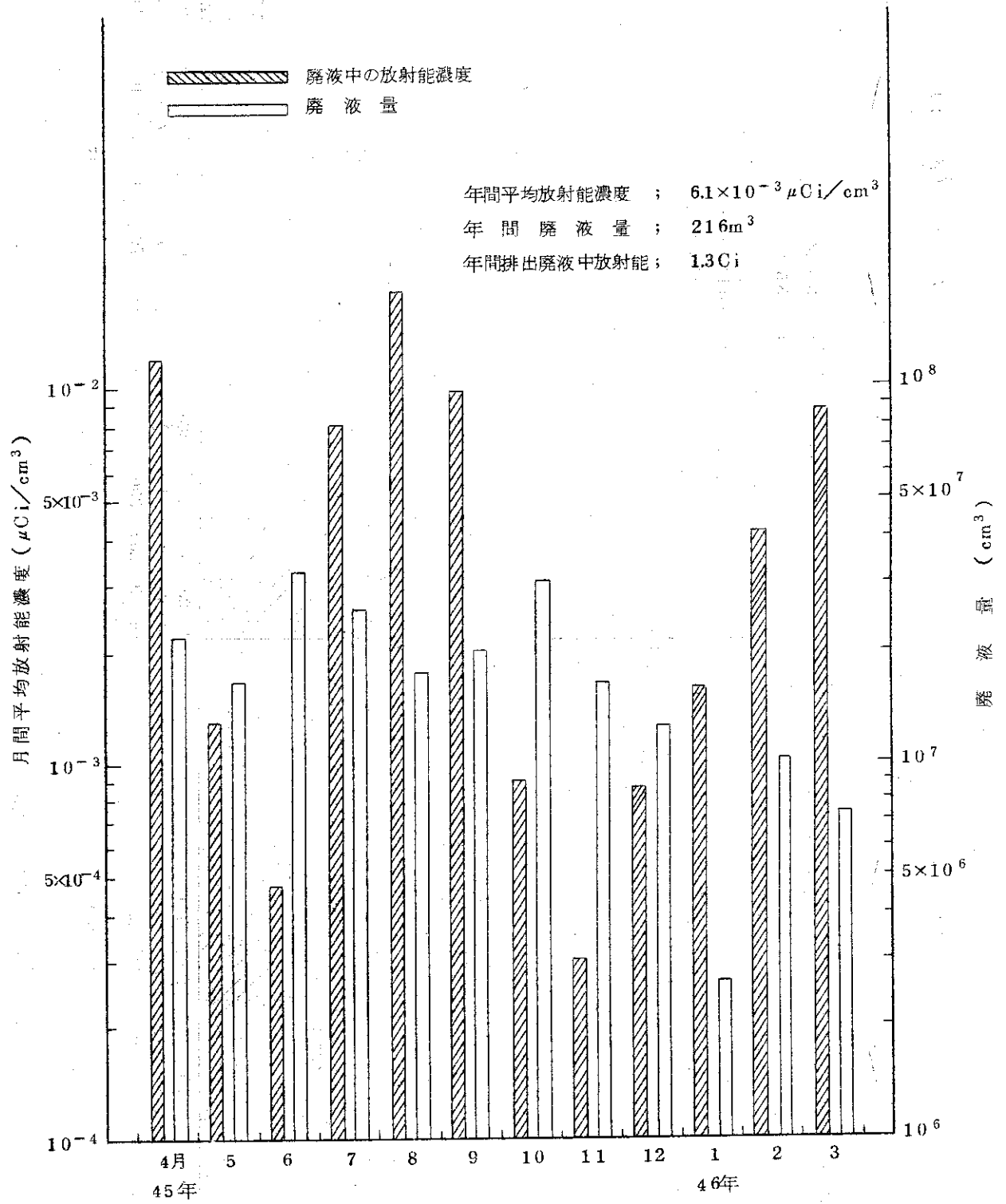


Fig. 4.31 ホットラボ建家から排出される放射性廃液

局 部 被 曝 ($\beta + \gamma$)

使用者数 ; 30 名
使用延回数 ; 85 回

最大被曝線量 1010mrem
平均被曝線量 { 180mrem/人
81mrem/回

全 身 被 曝 (γ)

放射線作業従事者数 ; 64 名
(外来研究員 2 名を含む)

平均被曝線量 120mrem
最大被曝線量 490mrem

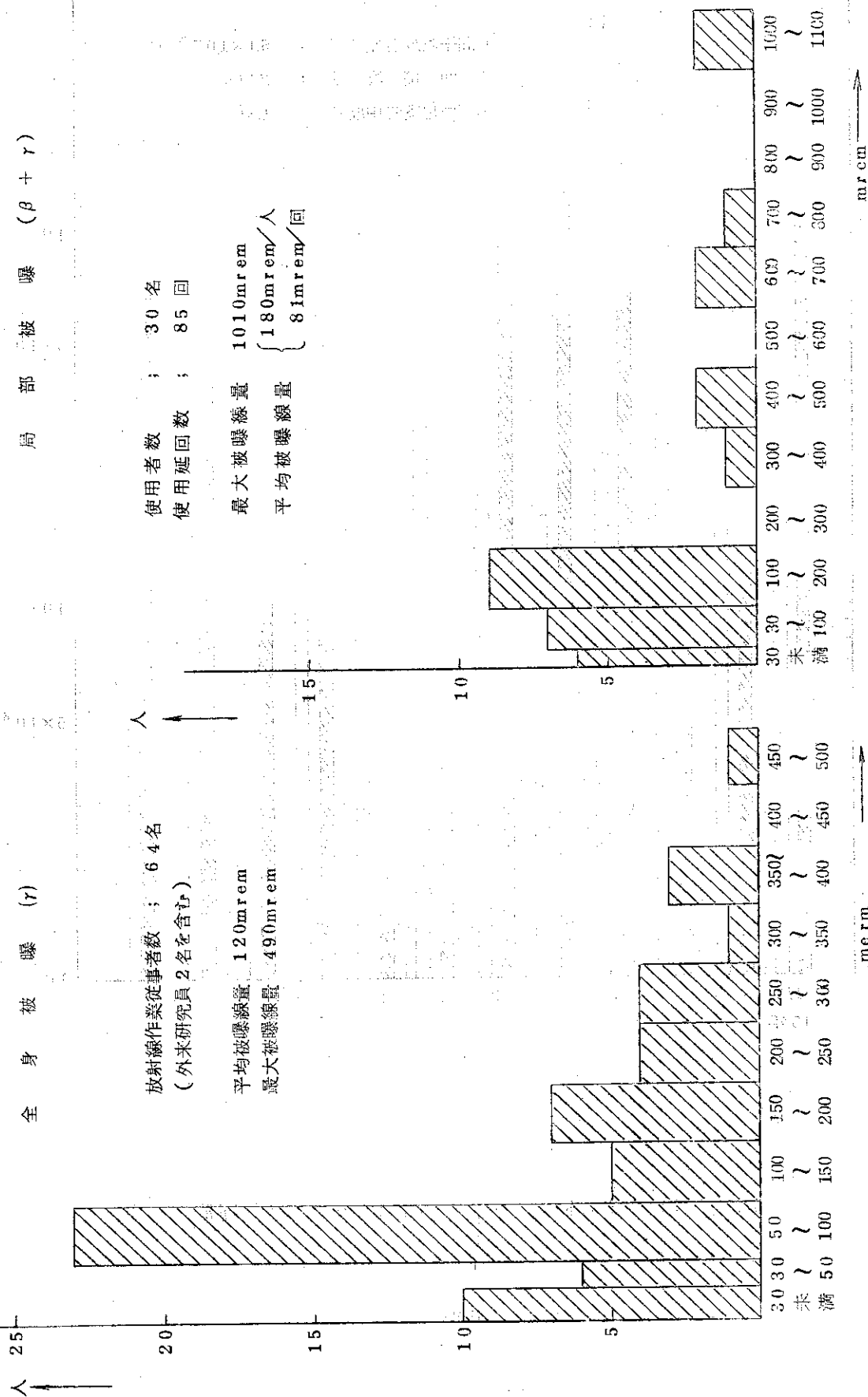


Fig. 4.3.2 作業者の年間被曝線量の分布

Table 4.3.2 ホットラボ建家から搬出された固体廃棄物

区分	低レベル		中高レベル	Pu	その他	年度総数
	可燃物	不燃物				
廃棄物個数	379	4971	380	20	86	5836

Table 4.3.3 100 mrem以上の被曝を生じた作業

放射線作業	最大被曝線量
原電グラフアイトモニタリング作業	360 mrem
照射済ウラン試料のバースト試験後の 化学Aケーブル内除染作業	210 mrem
クリーンケーブルの除染と機器補修作業	180 mrem
リークディテクタ補修作業	140 mrem
クリーンケーブル内装機器修理	130 mrem
冶金Dケーブル除染作業	100 mrem

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
4月7~9日	グリーンケープ	機器修理	max 10^6 dpm, max 50mR/h	31名	max 40mrem
8,9日	化学Aケープ	試料詰替	10^6 , 60	20	5
10日	メンテナンスケープ	機器修理	10^6 , 3	12	5
5月 26日	グラフアイトラボ	試験終了	10^4 , 1	8	5
28日	化学A, Bケープ	"	10^6 , 1	14	5
6月 30日	メンテナンスケープ	"	10^6 , 20	7	40
7月13,14日	"	JRR-2燃料 切断準備	10^6 , 1	18	5
15,16日	冶金Aケープ	"	10^6 , 80	21	5
8月 11日	冶金ホットエリア		10^3 , 0.1	5	5
11月9~11日	冶金Dケープ	機器修理	10^6 , 200	64	50
24日	冶金Bケープ	"	10^5 , 5	10	5
12月8~11日	メンテナンスケープ	照明器具点検	10^5 , 3	48	5
17日	ステールセル	オーバーホール	10^6 , 20	8	5
1月18,19日	メンテナンスケープ	機器修理	10^6 , 50	14	5
2月 4,5日	冶金Aケープ	JRR-2燃料 切断準備	10^8 , 15	18	5
8,9日	メンテナンスケープ	"	10^6 , 3	32	5
17~23日	クリーンケープ	機器修理	10^7 , 300	81	70
17,18日	化学Bケープ	試験終了	10^6 , 30	17	90
3月 1日	メンテナンスケープ	JRR-2燃料 切断終了	10^6 , 30	8	5
5日	クリーンケープ		10^6 , 50	10	10
9~12日	メンテナンスケープ	オーバーホール	10^6 , 10	28	10
26日	鉛セル	天井工事	10^6 , 60	8	30

5 JRR-2熱交換器DE-1, 2の交換とその後の管理

(1) 交換にいたるまでの経緯

JRR-2には、主熱交換器としてDE-1, 2の2基が設置されている。この旧熱交換器はすべて耐食アルミニウム合金で製作され、JRR-2建設当時(昭和33年)に設置されたもので、昭和35年の原子炉稼動開始以来、約10年間利用運転に供されてきた。その間、原子炉の定格熱出力を維持するために数回の化学洗浄を実施してきたが、強力な化学洗浄が困難であるとともに、アルミニウム管の腐食も大きく、42年7月には伝熱管の腐食による重水漏洩(約80ℓ)が発生した。(このときの重水漏洩の原因は伝熱管とバツフルとのフレツテングコロージョンと推定された。)その後も重水漏洩の懸念があつた。

以上の理由で、45年8月に旧交換器を38年度に製作したDE-1 および45年度に製作したDE-2と交換した。

(2) 新旧熱交換器の相違点と概要 (Table 5.1 参照)

主熱交換器は長さ約4m、直径1mの横型で熱容量5MW、熱貫流率約 $1400 \text{ kcal/m}^2 \text{ h} \cdot ^\circ\text{C}$ で設計されている。構造はシェル・アンド・チューブ型でU字型858本を有し、伝熱管の内側に一次系重水を流し、外側に二次系軽水を7枚のバツフルにそつて流す方式である。

新旧熱交換器の性能および構造はほぼ同じであるが、構造材が変つている。すなわち、旧熱交換器がすべて耐食アルミニウム合金であつたのに対して、新熱交換器DE-1がすべてステンレス製(sus27)、DE-2は伝熱管と一次重水側がステンレス製(sus-27)二次側が鋼材である。

新熱交換器の伝熱管は材質をステンレス鋼を採用することによつて、肉厚を耐食アルミニウム合金の場合の1.6mmから1.2mmとうすくなつている。また有効長で300mm長くすることによつて熱貫流率は旧熱交換器と同じにしてある。

(3) 熱交換器の交換工事

JRR-2の冷却系の主要機器と一次系配管は炉心の下にあるポンプ室にあつて、主熱交換器DE-1, 2の他にポンプ類、貯槽類、一次系主配管、精製系のイオン交換樹脂塔、フィルタ等、きわめて狭いところに組み込まれている。このため、主熱交換器の交換作業は、ポンプ室内の冷却系の解体と組立作業に相当し、その上、重水の回収、トリチウム被曝対策および外部被曝防止が要求された。

しかしながら、交換工事は昭和45年8月から9月にかけての1ヵ月間と比較的短時間に行ない、その後の性能試験も無事終了した。

この交換工事に対する計画被曝量は最大 400 mrem/人 以下としたが約1ヵ月間の工事期間中の被曝量は次のとおりであつた。

業者側	(i) 作業日数	25日	平均8.4人/日	合計209人
	(ii) 平均被曝量	130mrem	(外部110mrem, 内部12.6mrem)	
	(iii) 最大被曝量	257mrem		

JRR-2課員

- (i) 作業従事者 37人
- (ii) 平均被曝量 51mrem
- (iii) 最大被曝量 140mrem

このように計画被曝量よりかなり低い値におさえることができたのは重水中のトリチウム濃度が約 $600 \mu\text{Ci}/\text{cc}$ とかなり高かつたにもかかわらず、作業中のトリチウム被曝を防止するための局所排気等の処置が効果的に行なわれ、内部被曝量が予想をはるかに下まわつたためであつた。

新熱交換器の一次重水側の容量は、伝熱管の長さが300mm長くなつたので約166kg増加した。この工事期間後の全補給量は393kgで、貯槽量の増加分196kgを引くと交換工事による重水損失量は $31 \text{kg} \pm 5 \text{kg}$ と推定される。この損失重水は配管、旧熱交換器等の付着重水およびトリチウム対策のための被照射空気系への排気によるものである。

熱交換器の据付検査としては水平度、ハンガー荷重の調整を行なつた。熱交換器の据付荷重の受けは6個所のハンガーと架台によつて受持ち、ハンガー荷重は1本当たり750kg、合計4,500kg分を受け、熱交換器重量(DE-1; 5,000kg, DE-2; 5,600kg)の残り分、重水および軽水重量分が架台に作用するように設置した。ハンガーに使用しているバネは、線径25mmの圧縮バネである。このバネの使用条件は許容応力 $35 \sim 50 \text{kg}/\text{mm}^2$ (炭素鋼圧延鋼材に対して $13 \text{mm} < d$) に対して約 $20 \text{kg}/\text{mm}^2$ であるため十分安全側である。

重水系の復旧に際して、重水漏洩防止として重水注入前にヘリウムを約 $1 \text{kg}/\text{cm}^2 \cdot \text{G}$ 加圧してバブルテストを実施した。この試験後に重水を注入し、流水試験を行なつた。

この流水試験時にDE-1の方に金属がふれ合つてたたくような異常音が生じたが、その他の問題は特になかつた。

(4) 新熱交換器 (DE-1) の異状音の原因とその対策

流水試験で生じた異状音の原因は、シェル側の鏡板部分に450mm径の点検孔をアーク溶断で孔明けし、内部の検査をしたところ、一番外側の伝熱管の曲管部で、伝熱管にふぞろいがあつて、伝熱管を手ではじくと金属接触音を発生することが確認された。この伝熱管が水を流すと振動を起し、伝熱管がふれ合つて異状音を発生するものであつた。

伝熱管の振動防止に次の2項目の処置を行ない、完全に異状音を消すことができた。

① 接触音を発生する伝熱管についてネオプレンゴム巾4~5mm厚さ1.5mmで隣合せの伝熱管とむすびつけ接触をできるだけ防止する。

② 二次冷却水の入口部分の水平型の緩衝板を半円形板にして、傾斜45度に取り付け、曲管部への水衝撃を弱める。

なお、DE-2に異状音を生じなかつたのは、設計のとき伝熱管の振動防止対策 (Table 5.2 に示してある。) を考慮したためと思われる。

JRR-2熱交換器の設計はTEMAによるものである。流速は伝熱管内約 $1.7 \text{m}/\text{sec}$ 、管外約 $1.2 \text{m}/\text{sec}$ で管外流速の速い方に入る。原子炉の場合、一般に熱容量が大きく、スペースを取らない小型のものが要求されるので熱貫流率を上げるために流速が速い傾向にあり、しばしば振動の問題を起している。したがつて、原子炉の熱交換器は前もつて振動防止対策を設計上考慮すると同時に、できれば、炉外での十分な流水テストによる確認が必要である。

(5) 熱貫流率の変化(交換工事後)

新熱交換器の熱貫流率は使用開始初期において $1.500 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ 、500 時間使用後には約 $950 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ であつた。また、平衡状態は、1,300~1,500 時間で達し、そのときの熱貫流率は $670 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ である。このような熱交換器の性能低下の経過はアルミニウム製の旧熱交換器とほぼ同じであつた。

熱貫流率の低下の原因を調べるために伝熱管表面の付着物について栗田工業 K. K. に分析を依頼した。その結果によると、強熱減量(600°C)が63.8%、シリカ(SiO_2)18.4%、酸化鉄5%、酸化アルミニウム6.6%等であつた。このことから強熱減量が大部分を占めており、泥状物質は有機物、すなわち、粘性を持つ細菌、微生物群が土砂、塵等の不溶性物質を抱き込んでスライムとなり、ステンレス製の伝熱管表面に付着するものであることがわかる。このスライムが熱貫流率を低下させる主要原因である。JRR-2の場合、二次水の温度が $20\sim 30^\circ\text{C}$ であるが伝熱管の表面温度が $30\sim 40^\circ\text{C}$ と微生物の繁殖に適温であるため、スライムは発生しやすい条件といえる。

スライムを除去するために、第11サイクル終了後に乾燥法によるスライム除去作業を行なつた。これは熱交換器の二次側の軽水を抜いて、ブローア(5~10 m^3/min)を熱交換出口側に設置し、伝熱管表面を強制乾燥する方法である。

このときの乾燥時間は約3.5時間である。この効果は熱貫流率 $670 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ から $840 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ に回復したのみであつた。この原因は乾燥時間が短く、内部が十分に乾燥しなかつたためと推定される。したがつて、今後は、原子炉を300KW程度に出力を上げ、非常用ポンプDP-4によつて熱交換器の伝熱管を $50\sim 60^\circ\text{C}$ に上げ、強制空冷する方法で完全に乾燥することを検討している。

(6) 今後の熱交換器の管理と二次水の処理問題

JRR-2の二次水の管理は、JRR-2管理課と研究炉技術課で連絡をとつて進めているが、昭和46年度から次の点について検討している。

- ① 従来から使用していた防食剤であるレスコールの熱貫流率への影響
- ② 防食剤の注入中止による熱貫流率への影響
- ③ 他の防食剤の試験使用による防食効果と熱貫流率への影響
- ④ スライム防止剤の使用の検討
- ⑤ DE-3(補助熱交換器)の交換計画(47年度にアルミニウム製をステンレス製にする。)
- ⑥ 二次側の一部に使用してあるアルミニウム配管の交換計画(47年度)
- ⑦ 乾燥法の確立

JRR-2 管理課

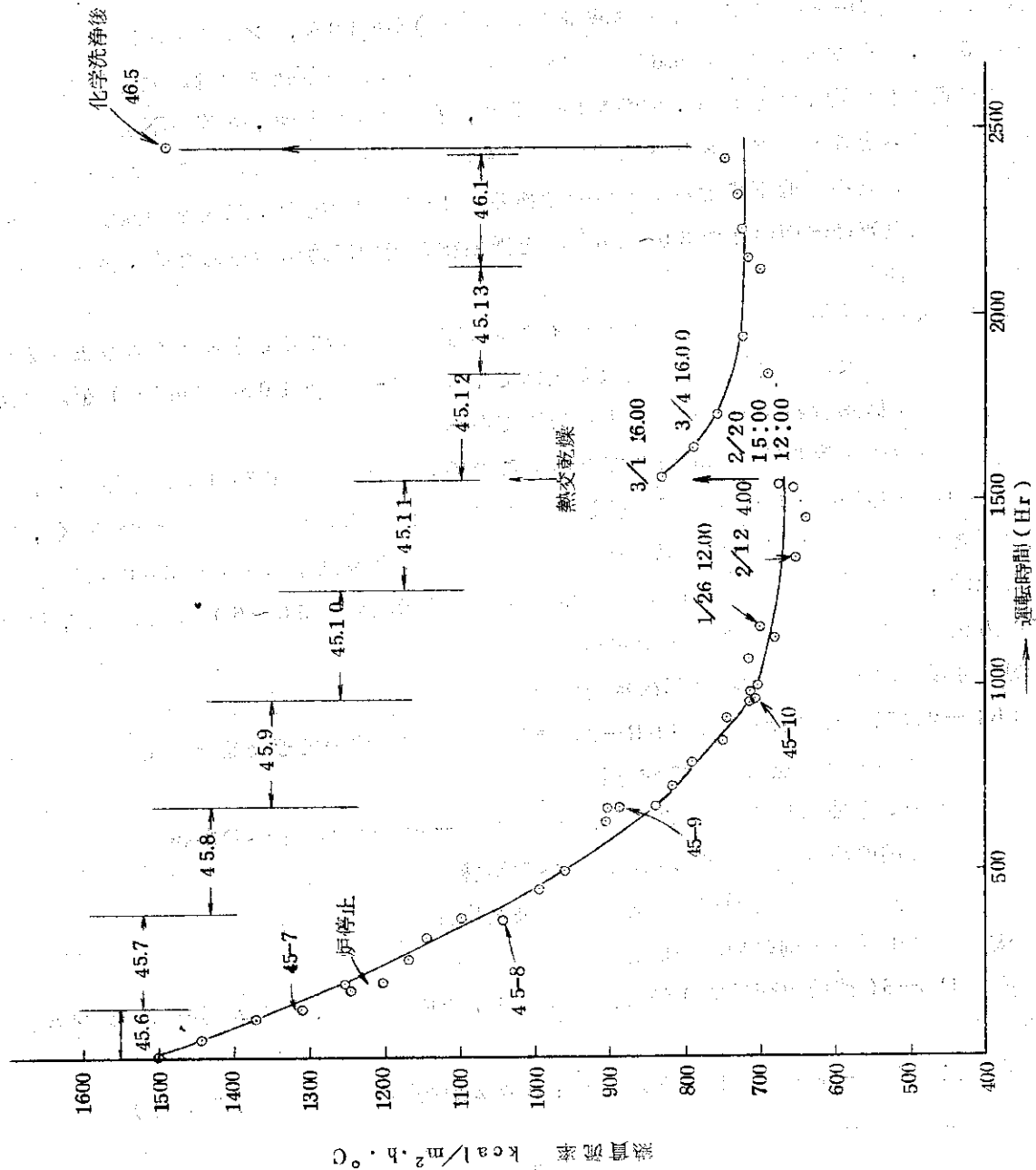


Fig. 5.1 JRR-2 主熱交換器 (DE-1.2) の熱貫流率の変化 (交換工事後)

Table 5.1 主熱交換器の概要

	旧熱交		新熱交 S39 製作		新熱交 45.4 製作	
	A ϕ 製		SUS 製 (DE-1)		SUS 製 (DE-2)	
	一次系	二次系	一次系	二次系	一次系	二次系
流 体	重 水	軽 水	重 水	軽 水	重 水	軽 水
流 量	567	386	567	385	567	386
入口温度 $^{\circ}\text{C}$	53.3	27.5	53.3	27.5	53.3	27.5
出口 " $^{\circ}\text{C}$	46.11	38.7	46.11	38.7	46.11	38.7
設計圧力 kg/cm^2	5.3	5.3	5.3	5.3	5.3	5.3
汚れ係数	0.0001	0.000174	0.0001	0.000174	0.0001	0.000174
熱貫流率 $\text{kcal}/\text{m}^2 \text{h}^{\circ}\text{C}$	1,380		1,380		1,380	
寸 法	4,096 \times 950		4,396 \times 950		4,396 \times 950	
伝熱管	15.9 \times 1.6 \times 858		15.9 \times 1.2 \times 858		15.9 \times 1.2 \times 858	
伝熱面積 m^2	246		278		278	
バツフル厚	8		8		9, 1.2 (最終)	
バツフル孔	16.7		16.7		16.4, 16.15 (最終)	
バツフル形状	欠円形		欠円形		欠円形, ドーナツ形 (最終)	
点検孔 (二次)	1 (追加)		1 (追加)		4	
伝熱管	3003-H14		SUS-27		SUS-27	
管板 (一次)	6061-T6		"		"	
管板 (二次)	6061-T6		"		S25C	
胴板	3003-H14		"		SM-41	
バツフル	6061-T6		"		SS-41	
フランジ (一次)	6061-T6		"		SUS-27	
フランジ (二次)	6061-T6		"		S25C	

Table 5.2 熱交換器 (DE-2) 製作にあつての U 字管振動防止対策

1	最終バツフルの形状を欠円形からドーナツ形に変更
2	バツフル管孔 (DE-1; 16.7 ϕ) は最終バツフルの管孔を管板管孔と同じ 16.15 ϕ , 他のバツフル管孔を 16.4 ϕ に変更
3	バツフル外径 946 を 947 mm に変更する
4	バツフル厚さ 8 t を今回は最終バツフル SS41-12 t に, その他のバツフルを 9 t に変更
5	衝撃板の形状を変え二次冷却水の入口衝撃を伝熱管に与えないようにする

6 JRR-3 炭酸ガスの漏洩

6.1 概 要

第10サイクルから第13サイクルにかけてヘリウム系ガス濃度の低下および重水の電気伝導度上昇が認められ、さらに重水精製系のイオン交換樹脂が急速に劣化した。この原因を究明するためヘリウム系はもとより反射体炭酸ガス系、RI炭酸ガス系に至るまで調査、試験を重ねた結果、これらはRI炭酸ガス系の垂直照射孔の接続部分で気密が破れ、同系の炭酸ガスがヘリウム系に漏洩し、さらに重水中へ溶け込んだためであることがわかった。

ここではこれら調査と試験の経過をまとめるとともにその後の補修、重水精製等について述べる。

6.2 経 過

45年度第10サイクルの運転中主重水の電気伝導度が漸増し、またヘリウム系のヘリウム濃度が低下したので、系内へ空気が漏洩したのではないかと考え、原子炉停止後ただちにヘリウム系のブロウおよび弁等の気密状態を点検整備した。

2月15日、第11サイクルの運転前点検のため原子炉の全系統を運転状態にしてヘリウム濃度を測定したところ、ヘリウム濃度の低下はほとんど認められなかつたが、炭酸ガス濃度が0.7%を示しさらに上昇傾向を示した。この炭酸ガスが増える原因としては、反射体炭酸ガス系およびRI炭酸ガス系からの漏洩が考えられるため、その後いろいろな方法によつて漏洩場所の究明に努めた。ここで系の概略をFig. 6.1に示す。

重水のカバーガスであるヘリウム系に炭酸ガスが混入すると、重水の電気伝導度を上昇させるとともに重水を精製するイオン交換樹脂の劣化を早める。このため原因の追求とともに混入した炭酸ガスを除去するため、ヘリウム系を新しいヘリウムに置換し、またヘリウム精製回路の運転を行なつた。

ヘリウム濃度低下は炭酸ガスの漏洩によるものであることが分つたがFig. 6.1に示すように漏洩する可能性のある場所としては次の二つが考えられる。

- (1) 反射体炭酸ガス系とヘリウム系は炉心タンク上部で接しており、両系の気密はアルミニウムOリングによつて保持されている。このOリングが経年変化により気密保持の性能が劣化した。
- (2) RI炭酸ガス系では照射設備内の気密材(ネオプレンパッキング)が経年変化により気密不良となり、ヘリウム系へ炭酸ガスが混入した。

これらについて調べるため、各系をそれぞれヘリウムに置換して運転し、炭酸ガス濃度の変化や電気伝導度の変化を測定した。いろいろな条件で行なつた試験の結果、反射体炭酸ガス系からの漏洩はほとんどないと考えられた。一方、RI炭酸ガス系では炉内照射筒の加圧試験をした結果、VR-1, 2, 3, 特にVR-3照射孔の平パッキングの部分から明らかに漏れていることが分つたので、パッキングを交換した。その後原子炉を試験運転し、ヘリウム系内の炭酸ガス濃度を測定したところ、濃度上昇は認められなかつた。この結果からみて、パッキング材料

のネオプレンの弾力性が経年変化により失われ、締めつけにゆるぎが生じ、気密が破れたものと考えられる。

重水中の炭酸ガスはイオン交換樹脂の劣化を早めるため、これらの試験はヘリウム中の炭酸ガス除去を繰り返しながら実施した。また、重水の電気伝導度はヘリウム中の炭酸ガス濃度に微妙に影響されることから、後半の試験では電気伝導度も目安として利用された。次節以下でこれら試験における炭酸ガスと重水電気伝導度、そしてイオン交換樹脂との関係等を述べる。

6.3 炭酸ガス濃度の測定

ヘリウム中の炭酸ガス濃度は、ガスクロマトグラフで測定した。第11サイクルにおける濃度変化を Fig. 6.2 に示す。第10サイクルに、ヘリウム中に炭酸ガスが検出され(濃度 1.0%)。第11サイクルの始めには炭酸ガス濃度は 1.96% に達した。このため、炭酸ガスの漏洩を究明する調査が開始された。漏洩炭酸ガス源としては、反射体炭酸ガス系およびRI炭酸ガス系が考えられ、まず、反射体炭酸ガスをヘリウムに置換した場合のヘリウム系の炭酸ガス濃度変化、次に、RI炭酸ガス系の炭酸ガスをヘリウムに置換した場合のヘリウム系の炭酸ガス濃度変化を調査した。また、ヘリウム精製装置により、ヘリウム系の炭酸ガスの除去を第11サイクルに7回、これらの調査と平行して実施した。(Fig. 6.2 の $R_1 \sim R_7$)

炭酸ガスの漏洩箇所は、RI炭酸ガス系の垂直照射孔(VR-1, 2, 3)とわかり補修を行なつたので、第12サイクルの前半では、ヘリウム中の炭酸ガス濃度は、0.2~0.25% とほぼ一定であつた。第12サイクルにおけるヘリウム精製のときのデータを Fig. 6.3 に示す。液体窒素冷却活性炭および珪石によつてヘリウム精製系の炭酸ガス、窒素、酸素は急激に除去される。しかし、ヘリウム系には Fig. 6.1 にも示したように多数の貯槽が複雑に接続されているので、数時間の精製でこれらの部分のヘリウムガスを精製することは不可能である。精製を中止すると、これらの貯槽からの拡散によつて炭酸ガス、窒素、酸素はゆるやかに上昇を始める。第13サイクル前半は 0.1% であつたが、イオン交換樹脂による精製を一時中止したこともあつて、サイクル最終日には 0.68% まで上昇した。このあと、再び補修を行なつたため炭酸ガス漏洩は完全に止まり、ヘリウム中の炭酸ガス濃度は検出感度以下になり、また重水の電気伝導度も正常に戻つた。

重水中の炭酸ガスおよび炭酸の定量は、原子炉化学部分析センターに依頼して実施したが、重水中の炭酸ガス濃度は検出下限 $2 \times 10^{-4} M/l$ 以下であつた。

ヘリウム系に漏洩した炭酸ガスの一部が重水に溶解し重水の電気伝導度が増大した。ヘリウムガス中の炭酸ガス濃度と重水の電気伝導度との関係を Fig. 6.4 に示す。ヘリウムガス中に炭酸ガスが存在しない状態では、重水の電気伝導度は $0.3 \sim 0.4 \mu V/cm$ である。この炭酸ガス溶存の重水を重水精製系のイオン交換樹脂で精製するために、イオン交換樹脂の寿命は著しく短くなつた。新イオン交換樹脂に交換する際に使用済のイオン交換樹脂をサンプリングし、イオン交換樹脂中の炭酸の定量を分析センターに依頼した。分析結果からイオン交換樹脂による除去炭酸ガス量は、各々 185 l (DD-1), 291 l (DD-2), 367 l (DD-1) であつた。アニオン交換樹脂の交換容量は炉心重水系での使用で約 15% 減少する。除去された炭酸ガス量は、アニオン交換樹脂の総交換容量の 30~60% に相当する。イオン交換樹脂塔の精製総流

量は正常で 3000m^3 前後であるが、炭酸ガス混入によつて 216m^3 (DD-2), 367m^3 (DD-1) と約 1 桁低下した。炭酸ガスがイオン交換樹脂にいかん悪影響を与えるかを如実に示している。分析結果を Table 6.1 に示す。

反射体炭酸ガス系の炭酸ガス分析結果は Fig. 6.2 に示してある。漏洩個所調査のために、反射体炭酸ガス系の炭酸ガスは第 11 サイクルにヘリウムに、第 12 サイクルに窒素に一時的に置換した。

RI 炭酸ガス系の炭酸ガスは、漏洩個所調査のために第 11 サイクルにヘリウムで置換し、第 12 サイクルに通常の炭酸ガス濃度に戻した。詳細は Fig. 6.2 に示してある。

6.4 炭酸ガスの除去

ヘリウム系に漏洩した炭酸ガスの除去は主としてヘリウム精製装置によつて行ない、また重水に溶解したものはイオン交換樹脂で除去した。

ヘリウム精製装置は、液体窒素で冷却した活性炭 (33kg) にヘリウムを送り込み、酸素、窒素を吸着除去するのであるが、炭酸ガス除去はこの活性炭と蓄冷器部分で除去を行なつた。ヘリウム系の炭酸ガス除去は、第 10 サイクルに 6 回、第 11 サイクルに 7 回、第 12, 13 サイクルに各 1 回行なつた。炭酸ガス除去量は第 11 サイクルの場合で 1 回当り $60\sim 300\text{ℓ}$ であつた。炭酸ガスの分析結果を Fig. 6.2 に示してある。ヘリウム精製を実施するとヘリウム系の炭酸ガスは急激に低下するが、翌日にはまた前日の濃度近くに返る現象が Fig. 6.2 でみられる。この現象は、① 一定時間のヘリウム精製ではヘリウム系全体の炭酸ガス除去は不可能で、精製終了後拡散が起きている、② 炭酸ガス漏洩が起きている、などによるものと思われる。なお、ヘリウム系の炭酸ガス 1ℓ 除去するのに液体窒素約 10ℓ を消費した。

イオン交換樹脂による重水系の炭酸ガスの除去量については先に濃度測定の前で述べた。

6.5 まとめ

以上述べてきたように、JRR-3 における炭酸ガス漏洩の問題は漏洩場所の発見までにいろいろと時間がかかり、さらに原子炉が共同利用運転中であつたため試験を行なう上で制約を受けた。この間イオン交換樹脂の劣化が急速に進み、樹脂の交換を余儀なくさせた。このため炭酸ガスの除去は何回も実施することになつた。

いろいろな可能性を考えたりえて試験を行なつた結果、RI 炭酸ガス系の炉内照射筒、その中でも VR-3 垂直照射孔の平パッキングの部分から漏洩していることがわかつた。このため炭酸ガスがヘリウム系へ入り、また重水中に溶け込んで電気伝導度を悪くしたものである。パッキングの交換によつて補修された後は、ヘリウム系の炭酸ガス濃度はしだいに低下し元に戻つたが、試験する系が大きいのに漏洩量は少ないため、試験のデータを得るにも時間がかかり漏洩個所の発見も遅れてしまつた。炭酸ガス自身は放射線による効果が少ないので、ヘリウム系へ漏れても特別な問題はないはずであるが、重水中へ溶け込むことによりイオン交換樹脂を劣化させるため、樹脂の交換回数が増えることと、そのたびに重水化用の重水が必要であるという経済上の問題が大きかつた。

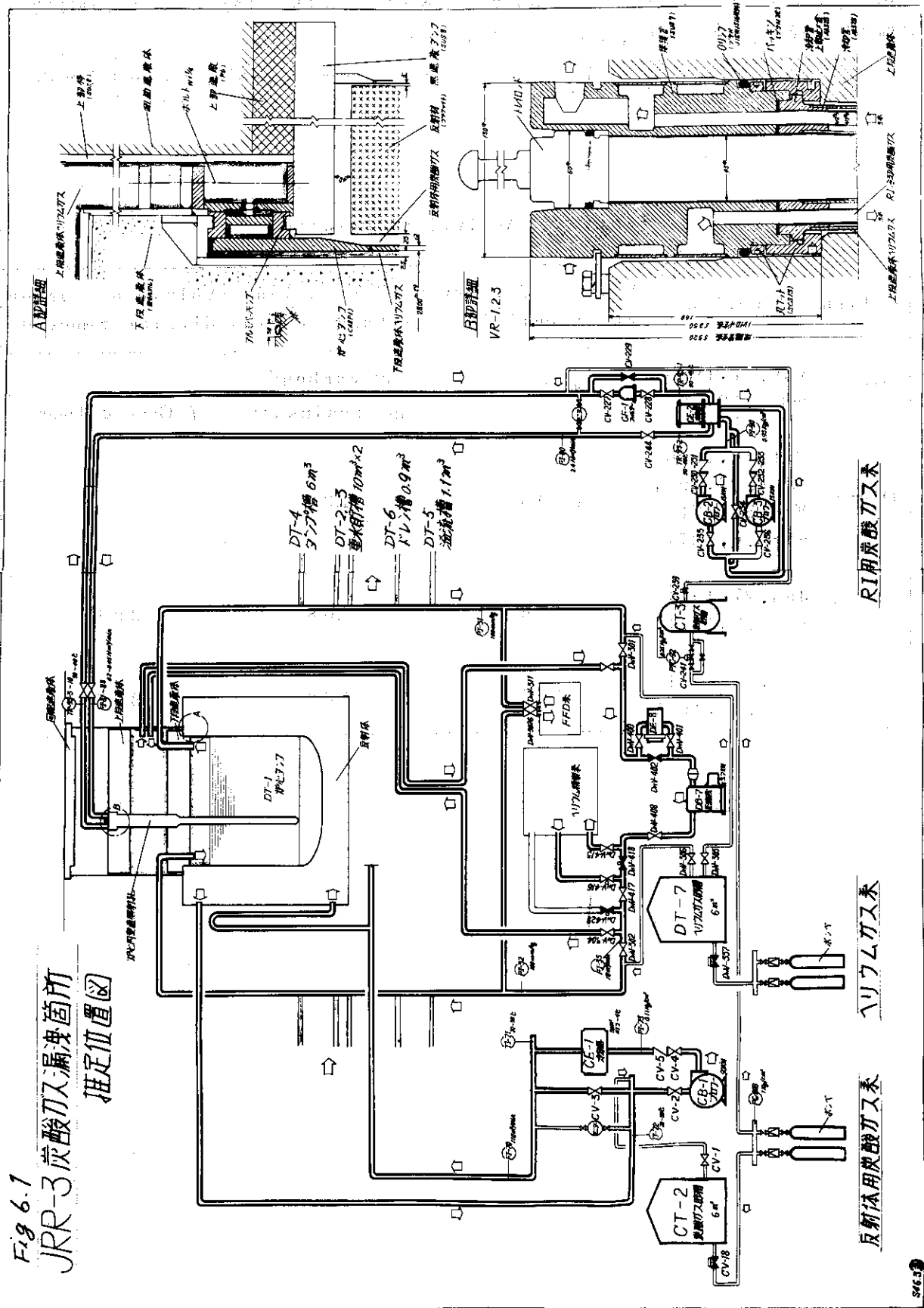
これらの経験に基づき、今後の原子炉運転管理においては重水の電気伝導度の変化を特に注

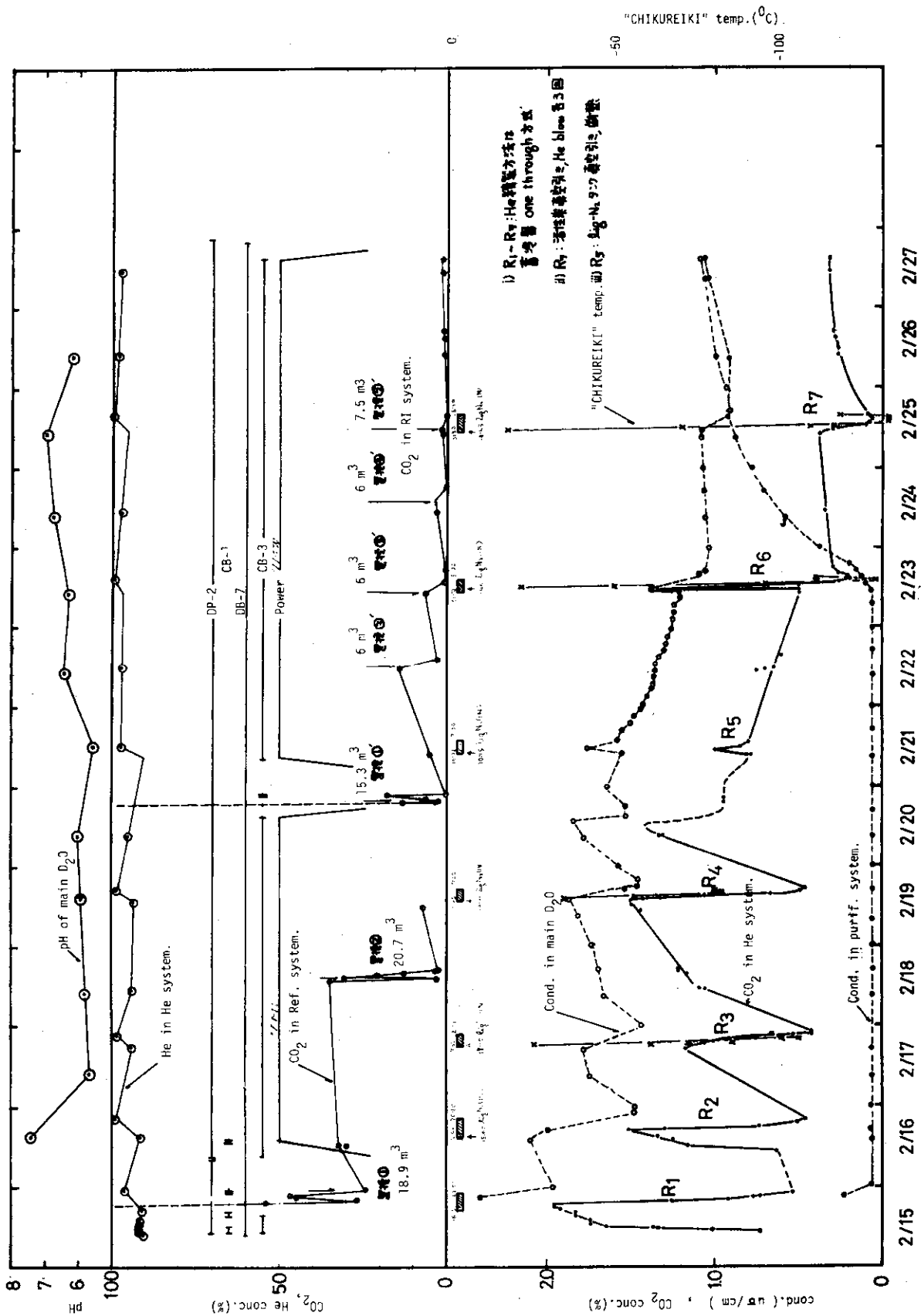
意するとともに、定期的にヘリウム系内の炭酸ガス濃度を測定し、万一漏洩があつた場合にも早期に発見できるようにする。また、RI炭酸ガス系からの漏洩を予防するため、垂直照射孔設備の気密材を定期的に点検、交換する等の保守を行なう。

研究炉技術課，JRR-3管理課

Table 6.1 Analytical Results

Column	Period	Volume of heavy water purified	Carbon in ion exchange resins	Volume of carbon dioxide removed
DD-2	May. 27, 1969 ~Oct. 12, 1970	3233 m ³	mg carbon/ ml resins (±)	ℓ CO ₂ /column
DD-1	Oct. 12, 1970 ~Jan. 27, 1971 Feb. 3, 1971 ~Feb. 6, 1971	1196	1.32	185
DD-2	Jan. 27, 1971 ~Feb. 3, 1971	216	2.08	291
DD-1	Feb. 13, 1971 ~Feb. 27, 1971	376	2.62	367





1) R1-R7: He 調整方法は
 蓄積器 one through 方式
 2) R1: 活性炭蓄積器に He blow 方式
 R2-R7: "CHIKUREIKI" Temp. 測定

Fig 6.2 Analysis of carbon dioxide(R3-45-11)

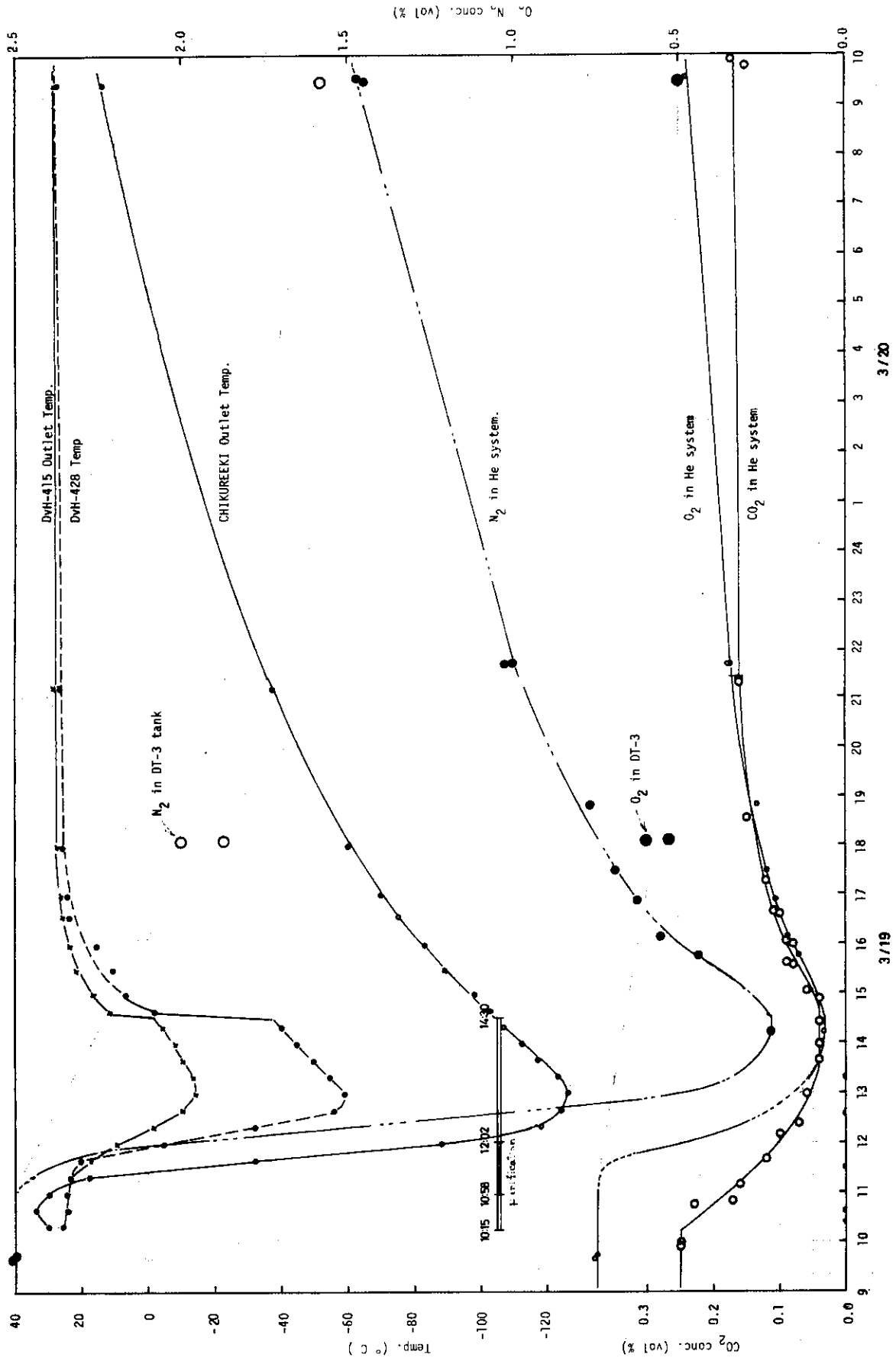


Fig.6.3 Analysis of carbon dioxide (R3.45.12 (2'))

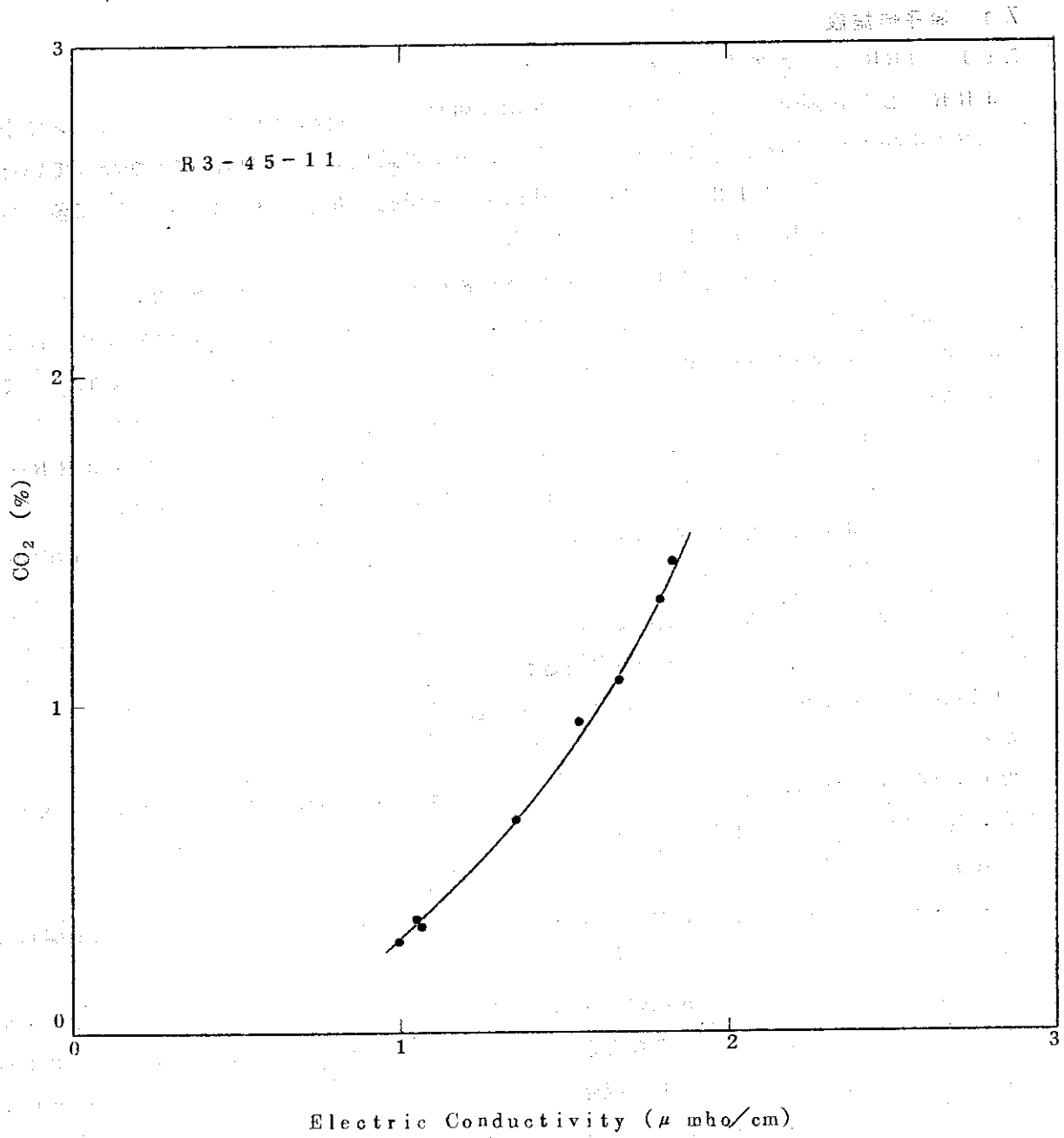


Fig.6.4 Effect of carbon dioxide in helium system on electric conductivity of heavy water

7 主な技術的事項

7.1 原子炉施設

7.1.1 JRR-2 制御棒の改造

JRR-2の制御棒は、中性子吸収体を吸引懸架している電磁石をラック・ピニオンで上下する方式を採用している。しかし、従来からこの上下駆動機構にしばしば故障が起きていた。

44年12月と45年4月に、制御棒孔№6と№3(C₆, C₃)に各々装荷した制御棒2本(CR-3, 4)がラックの中間で動作不能になつた。これらの制御棒をホットラボで解体検査した結果、使用している全長約80cmのラック(SUS 27)の継ぎ合せ目に原因があることがわかつた。このラックは、機械加工の後焼入れをするため曲りやねじれが生じ易いなどの理由で長尺物の製作が難かしく、2本物としたため継ぎ合せ目で曲りや段違いができた。また、機械加工の精度が悪いことも上下駆動の動作に不良が生じた原因となつた。

これらの原因解消方法として、他の研究用原子炉の制御棒駆動方式を調査して、JRR-2で採用できる駆動方式を検討した。これがFig 7.1.1に示す、ラック・ピニオンをボール・ナットに変えたJRR-2改造制御棒である。検討にあつては、既設の限られた寸法内に各部品をいかにおさめるかということ、水平駆動からの動力伝達方法、マグネットを中空にしたために起る吸引力の低下防止の対策などに苦心した。この制御棒本体は改造に伴つて、炉壁面にあるモータを含む駆動装置の一部が改造される。

組立試作品は、46年度に炉外で、十分な繰返し試験を実施して機能を確認した後、実用化をはかる。

なお、現在、制御棒の製作は、工作課に依頼しており、制御棒の各部品は外注の形式をとつて、組立て仕上げを工作課で行なつている。

(参考)

今年度、従来の仕様の制御棒CR-7, 8の発注、試験を行なつた。参考のため試験項目について述べておく。

試験は(a)各部品の寸法測定 (b)電磁石、吸収体のグライコールによる気密試験 (c)水中、空中での上下動作試験、特にラックおよびピニオンの動作状況に注意し、また、吸収体落下時の状況をみた。(d)電気的特性 ①吸収体吸着表示器の動作試験 ②ピック・アップ・カレント・ドロップ・アウト・カレントおよびブレーク・アウェイ・タイムなどの電磁石吸引特性試験、以上の各項目について行なつた。

CR-7および8の受入検査は10月、原子力局立合試験を12月に実施した。

JRR-2管理課

7.1.2 JRR-2 FFDの改造

(1) 概要

JRR-2のFFDは昭和43年に第1回の改造を行ない、重水系はBF₃検出器で、ヘリウム系はGM検出器でおのおの監視する方式に整理した。今回の改造は第2回目である。重水-BF₃検出器の系は、炉心から検出器への重水到達時間即ち流量を最も適切な値に保つこと

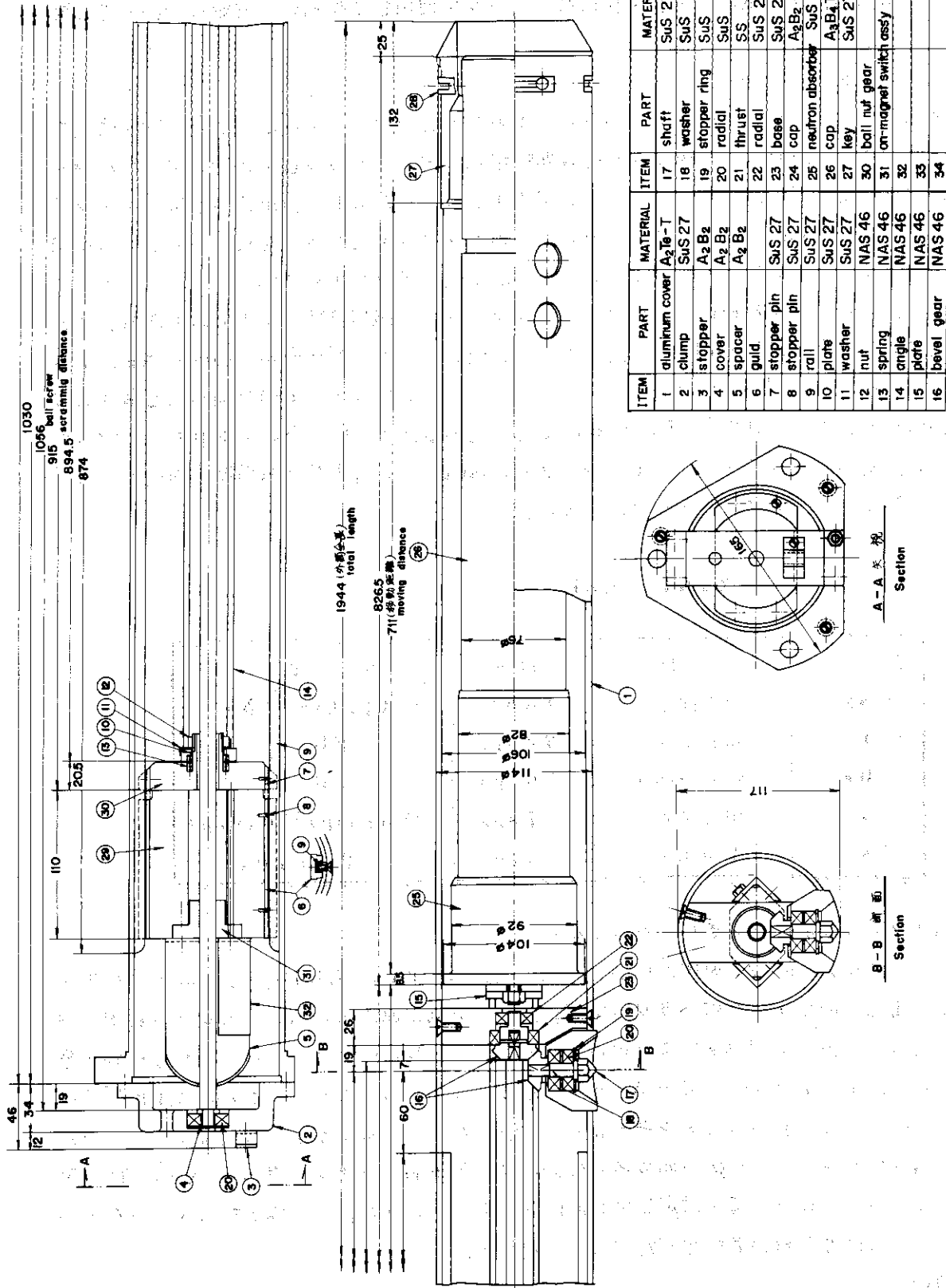


Fig.7.1.1 IMPROVED CONTROL ROD ASS'Y (JRR-2)

が重要と考えられたので、この点に改造の主体を置いた。ヘリウム-GM検出器の系は、 ^{41}Ar の影響を避けることができないので、ヘリウム-NaIシンチレーション検出器の系に変更した。また、計測器は制御室設置とし、原研モジュールを使用して信頼性、安定性の向上と保守の合理化をはかった。

(2) 重水-BF₃検出器系

この系に行なつた改造は次の2点である。①系の配管を太くし、炉心部からの到達時間を短くした。②系に遠隔操作の流量調節弁と遠隔指示の流量計を設置し、制御室で流量の指示と調節ができるようにした。この系の流量を変え、そのときのBF₃検出器の計数率をグラフにプロットするとFig 7.1.2のようになる。このグラフは、たて軸が対数目盛で計数率を示し、横軸は流量から逆算した炉心部からの到達時間を直線目盛で示している。したがって、この図は、中性子を放出する各核種が検出器に到達するまでの減衰特性を示すものである。この系に混入する中性子源はTable 7.1.1のようになる。最も半減期の長いのは ^{24}Na によるもので、各計数値から ^{24}Na による系数を差引いてプロットし直すと、半減期が約28秒の減衰曲線が得られるが、これが ^{137}I 、 ^{87}Br による遅発中性子と考えられ、FPのバックグラウンドである。短半減期のグループは、流量を3ℓ/minに設定すれば検出器に到達するまでに減衰してしまうこともグラフから確認できる。

Table 7.1.1

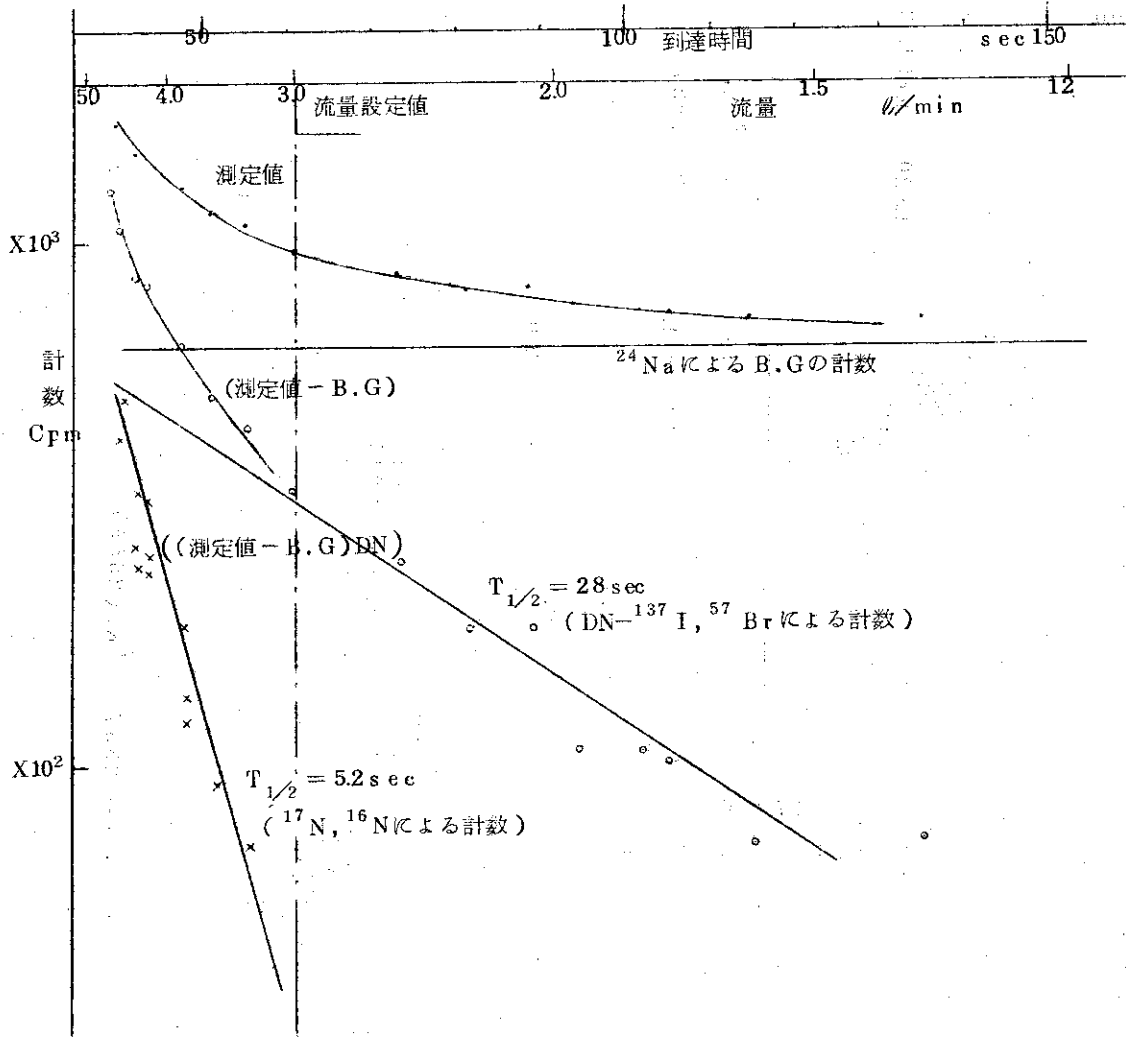
核種	反応	半減期	生成
^{29}Na	光中性子	15 hr	$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$
^{137}I	遅発中性子	23 sec	FP
^{87}Br	遅発中性子	56 sec	FP
^{17}N	中性子放出	7 sec	$^{17}\text{O}(n, p)^{16}\text{O}(\gamma, p)$
^{16}N	光中性子	4 sec	$^{16}\text{O}(n, p)$

(3) ヘリウム-NaIシンチレーション検出器

炉心中のヘリウムを直接半導体検出器で測定した結果をFig 7.1.3に示す。計数の大部分が ^{41}Ar によるもので、これはヘリウム中に混入する空気が原因である。この系にはGM検出器が設置されていたが、 ^{41}Ar による影響を避けるため、NaIシンチレーション検出器に変更してγ線を測定し、波高弁別で ^{41}Ar の影響を少なくすることとした。Fig 7.1.3に半導体検出器でヘリウムのγ線高エネルギー成分を測定した結果を示すが、この結果から、この領域では ^{41}Ar の影響なしにFPの希ガスの成分のうち ^{87}Kr 、 ^{88}Kr 、 ^{88}Rb 、 ^{138}Xe 、 ^{138}Cs を測定できると考えられたので、設定したNaIシンチレーション検出器は1.7MeV付近で波高弁別をし、これより高いγ線を測定することとした。

(4) 結び

改造後の検出器系は、重水系、ヘリウム系ともにFPのバックグラウンドを測定していると考えられる。この期間におけるヘリウム中のFPの量は、サンプリング測定の結果からはTable



核種	反応	半減期	生成反応
^{24}Na	(γ, n)	15.0 hr	$\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$
^{137}I	DN	24 sec	FP
^{87}Br	DN	55 sec	FP
^{17}N	n	4.14 sec	$0(n, p)$
^{16}N	(γ, n)	738 sec	$0(n, p)$

(放射線データブックより)

Fig 7.1.2 FFD(D₂O) 流量-計数特性

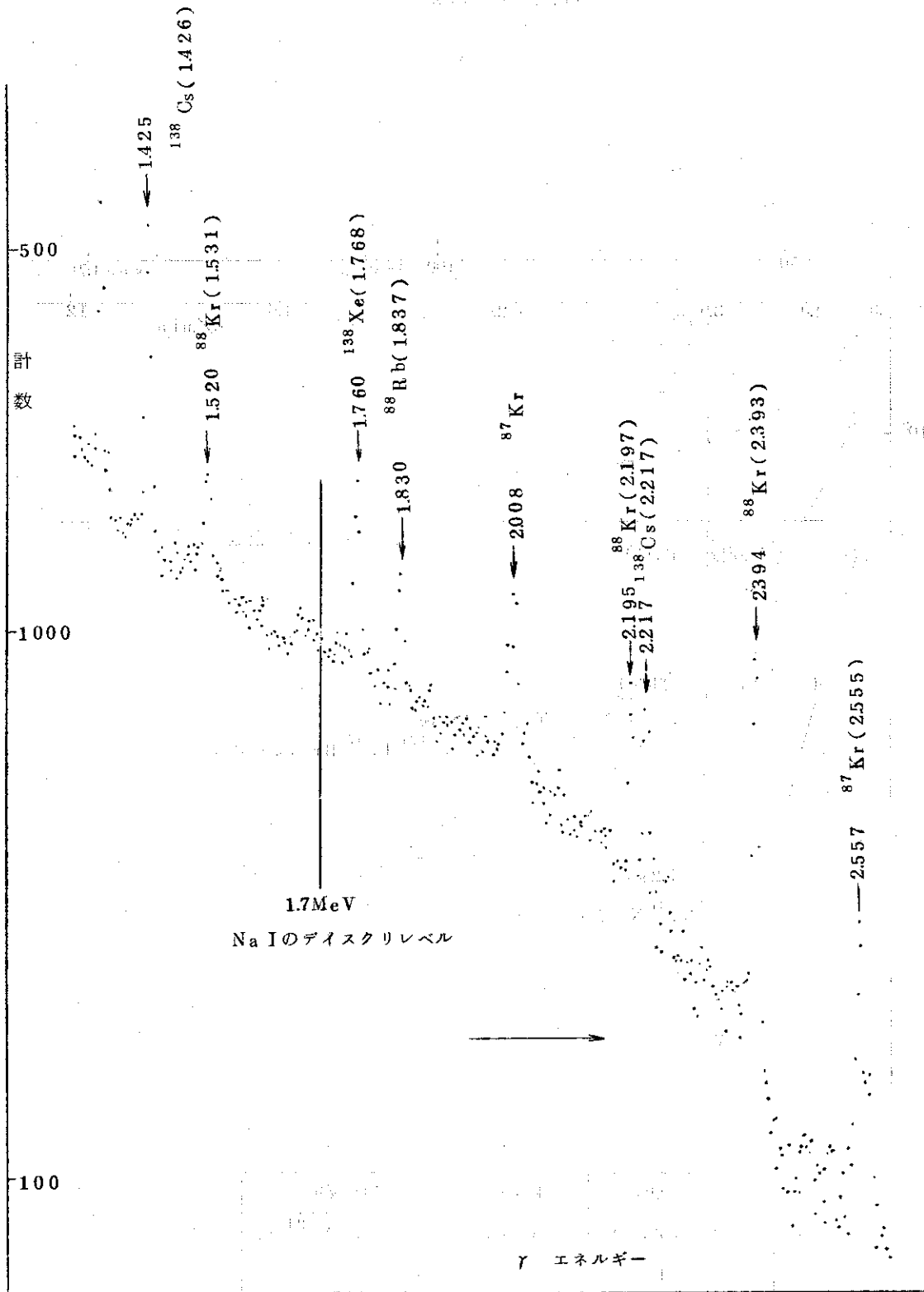


Fig 7.1.3. 半導検出器によるヘリウムの波高分析
(高エネルギー成分)

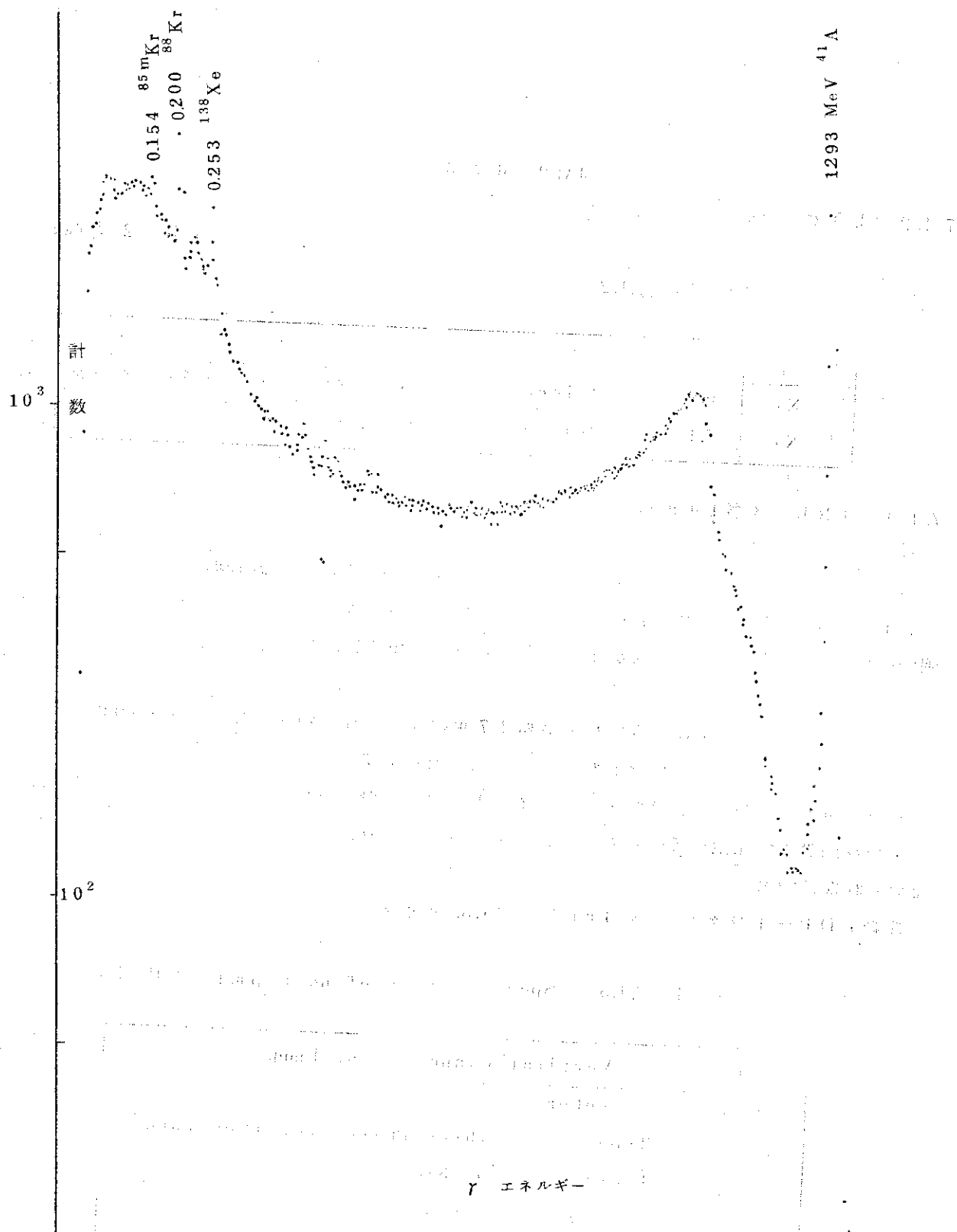


Fig 7.1.4 γ線高エネルギー成分の測定

7.1.2 のようであつた。

JRR-2 管理課

Table 7.1.2

核種	飽和値	測定方法
^{133}Xe	$9.9 \times 10^{-4} \mu\text{ci/cc}$	^{41}Ar 減衰後 NaI シンチレーション検出器で測定
^{135}Xe	$7.1 \times 10^{-4} \mu\text{ci/cc}$	

7.1.3 JRR-3 第1主重水ポンプ (DP-1) の故障

(1) 故障発生 の 経緯

共同利用運転第6サイクルの8月17日、原子炉を計画停止し炉心冷却のため主重水ポンプ (DP-1, 2) を運転中、7時20分ごろDP-1が異常停止した。原因を調査した結果、固定子捲線キャン内に冷却重水が漏洩し、絶縁不良を起こしたためと判明した。

(2) 保守点検 の 経過

DP-1は昭和35年に納入され、昭和37年の臨界以降故障するまで約15,600時間運転されてきた。この間、毎年行なわれる定期自主検査および起動前に実施する作動試験等においても特に問題はなかつた。また、昭和42年1月ポンプ停止直前にインペラとケーシング間になぜか擦過音が発生しているのに気づき、以後特に作動試験は慎重に行なってきたが変化は認められなかつた。

なお、DP-1の概略仕様をTable 7.1.3. に示す。

Table 7.1.3 Specification of main pump (DP-1)

Name	Vertical Canned Motor Pump	
Spec.	Motor	
	Type	Three-Phase Induction Motor
	Power	90 KW
	Voltage	440 V
	Current	180 A
	RPM	1500 rpm
	Pump	
	Type	Vertical Centrifugal Pump
	Capacity	10 m ³ /min
	Total Head	32 m aq.

(3) 故障 の 状況

モータ部分 (ポンプインペラを含む) を分解点検したところ、回転子キャンと固定子キャン

に接触による傷が生じており、特に固定子キヤンには数箇所金属の小切片が喰い込んでいた。また、Fig. 7.1.5 に示すようにキヤン（材質インコネル）に貫通孔があつた。このため固定子巻線部に重水が入つて絶縁不良を起こした。

上部・下部およびスラストの各軸受（材質グラフアイト）等も損傷を受けており、Fig. 7.1.6 に示すように下部軸受には相当大きな欠損部が見られた。

軸部はFig. 7.1.7 に示すようにラビリンスシールに対応する部分が特にひどい損傷を受けており、全周一様にわたつてカジリが生じていた。

インペラリングはFig. 7.1.8 に示すように全周にわたつて条痕が多数見られ、条痕の深さは最大で約0.35mmであつた。これに対しケーシングリングは約5/6 円周が損傷を受けており、一部分特に傷の大きなところがあつた。

(4) 故障原因の推定

今回の故障原因として、その状況からいろいろと検討し考察したが、現状では何が起因で故障に発展したかを明確に判定することは困難である。しいて推定すれば次のような経過が考えられる。

製作精度、組立精度などが原因で初期の段階からインペラリングがケーシングリングと接触し始め、下部軸受に不規則な荷重が加わり、その機能を弱め摩耗をやゝ早めた。またリングに用いてあるステライトの微少片が重水中に浮遊し、これがラビリンスシール部分を経てモータ内部に侵入した。

以上のような状態のもとで、異常停止近くになり偶発的に下部軸受のグラフアイトの一部が欠損し、加速度的にその機能を低下させ、回転子が固定子に接触しキヤンを破損させる故障に至つた。

(5) 修復経過

分解点検の結果、構成部品の各損傷部のみ修復することは既設のものが旧形であるためむずかしいことと、放射性物質による汚染で修復作業が困難なことから、モータ本体は新規製作することになつた。なお、ポンプ側はインペラとともに再使用する。

製作仕様は概略既設のものと同仕様とするが、今回の故障原因の調査結果を参考にして類似故障の再発を防ぐため、一部改良することに製作者側と協議し取り決めた。

改造点は、まず、回転子キヤンと固定子キヤンとの間隔を0.8mm から2.1mm に広げること、各軸受は使用経年の多いより信頼性の高いものとする、リング類はステライト合金をやめ材質をステンレス鋼（SUS-27）に変更すること、インペラリングとケーシングリングとの間隔を極力大きくすることなどとした。また、固定子内漏水検出器および固定子線輪乾燥用追気孔等を新たに設けるようにした。

JRR-3 管理課

7.1.4 JRR-4 組調整安全板の製作

(1) 概要

JRR-4 組調整安全板（以下「制御板」という。）4枚を原研工作課で製作した。その構造をFig. 7.1.9 に示す。

制御板は、一次冷却水流（ $5.4 \text{ m}^3/\text{min}$ ）による振動を受けるため、燃料要素間のギャップ

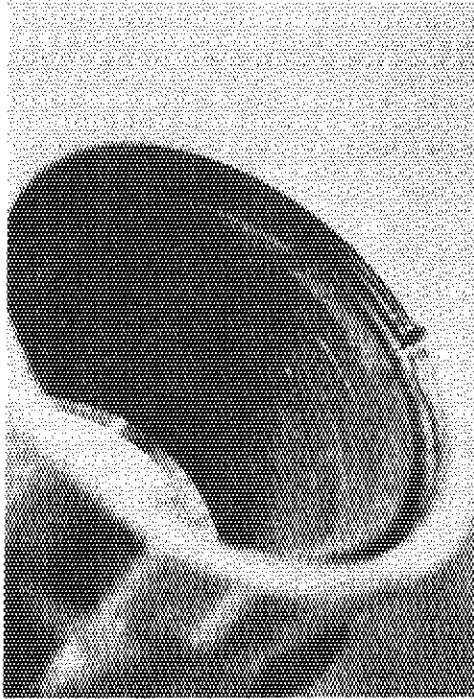


Fig.7.1.6 下部軸受(材質クラフタイト)の破損部
Defect of Lower Bearing

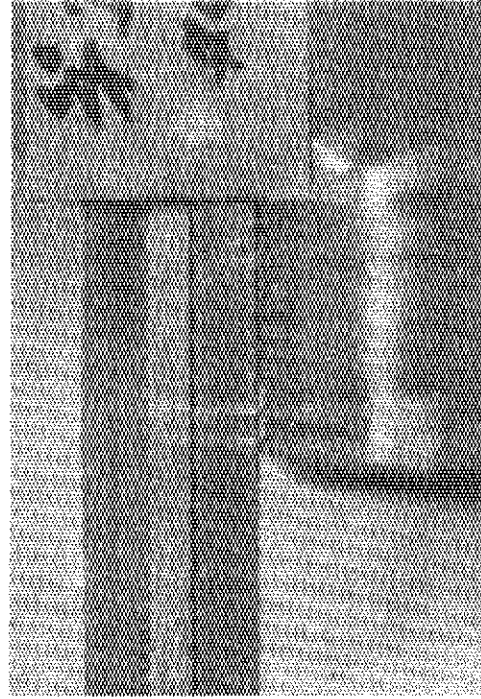


Fig.7.1.8 インペラリングのキズ
Flaw of Impeller Ring

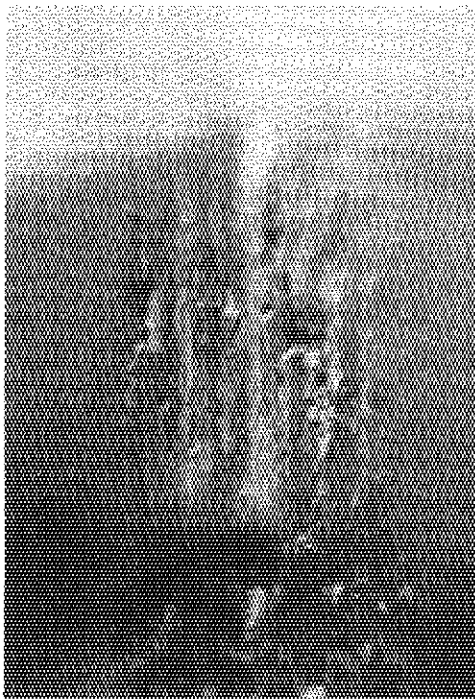


Fig.7.1.5 固定子キャンのキズ(最大発生部)
Flaw of Stator Can

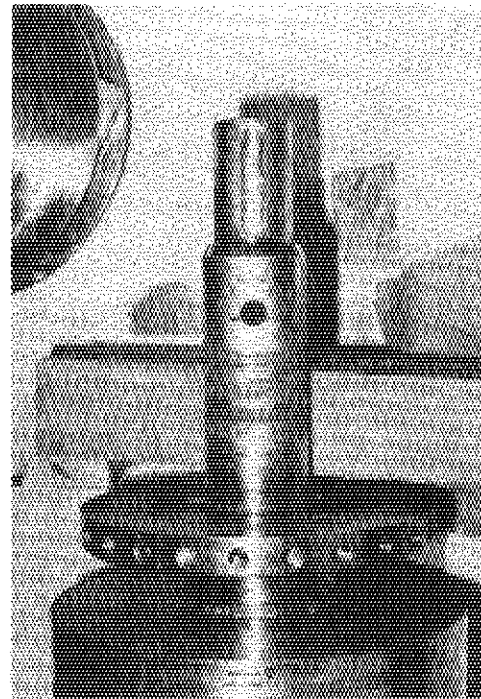


Fig.7.1.7 ラピンスシールに対応する軸部の損傷
Flaw of Rotor Shaft

に相当する10mm ϕ のローラーを、縦方向に2列 \times 4個配置し、振動防止策としている。このような構造であるため、長期間の使用に耐えうる設計とはいえず、2~3年の周期で制御板を交換しなければならない。

今回は46年11月に交換する制御板4枚を製作し、正面方向真直度で2.7mm、側面方向真直度で0.8mm以内の精度で完成した。本報告では、制御板製作過程で生じた問題点を検討した。

(2) 制御板仕様

全長	2900mm
巾	235mm
厚さ	5mm
材質	
中性子吸収板	1.6%Na t B入り SUS
サポート	SUS-27
フロッワー	A2p4-T6
ローラー	SUS-27
当板, リベット	SUS-27
真直度	1/1000 以内

(3) 製作上の問題点, (Fig 7.1.9 参照)

- 制御板1枚当りのリベット数が107本もあり、加工を困難にし、平面度、真直度に影響を与えた。
- 素材の歪修正が完全でなく、平面度、真直度に影響を与えた。
- サポート⑩に、サポート④を取りつける切り込み部が直角ではなく、側面方向真直度に影響を与えた。
- サポート⑩のリベット穴が中心から割り出されていなかったため正面方向真直度に影響を与えた。
- サポート⑩のリベット穴とリベットの間隙が0.3mmであり、組立て時に正面方向真直度に影響を与えた。
- サポート④に中性子吸収板②を取り付ける切り込み部が直角ではなく、側面方向真直度に影響を与えた。
- サポート④と中性子吸収板②を結合するための切り込み厚が3mmであり、12本のリベットを打つたため、強度的に弱くなったものと思われ、曲りの原因となった。
- 中性子吸収板②とフロッワー③の結合部がFig 7.1.9 A部のようになっていたため、位置決めが困難で、正面、側面真直度に影響を与えた。

(4) 改良点 (Fig 7.1.9 参照)

制御板製作中に改良した点は、サポート⑩の5 ϕ のリベットを、6 ϕ リーマーボルトに変更した。これは、頭初のリベット結合で生じた間隙をなくし、正面方向真直度の位置決め精度向上に役立った。

(5) 検討事項 (Fig 7.1.9 参照)

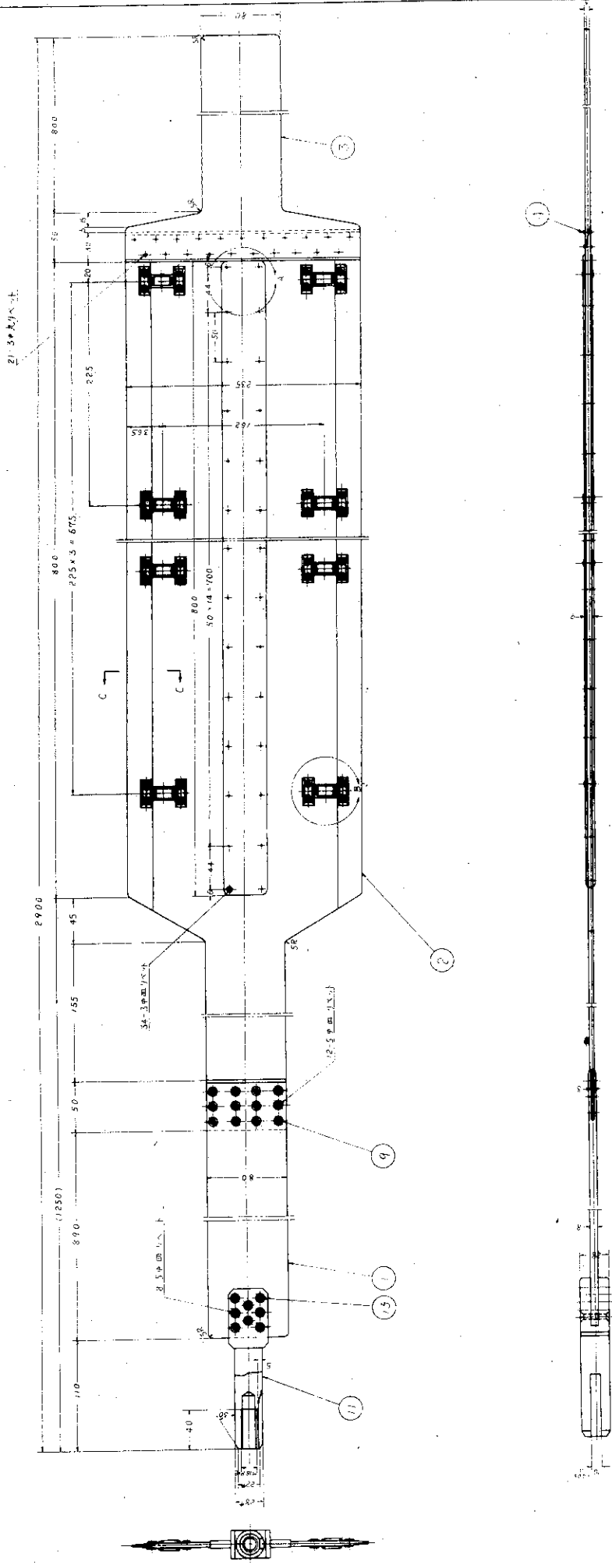
今後、製作する場合に検討すべき事項を述べる。

- (a) 強度計算を充分行ない、リベット数を減らし、結合方法を検討すべきである。
- (b) サポート①と④、および①と②の結合のための切り込み部は、カッターの切削性の違いによる逃げが生じ、直角に切り込めないので結合方法を検討すべきである。
- (c) 中性子吸収板②とフォロワー③の結合部は位置決めが確実にできる構造とすべきである。
- (d) サポート①と中性子吸収板②との結合部が一番曲りやすいので、当て板⑤の位置と関連して検討すべきである。

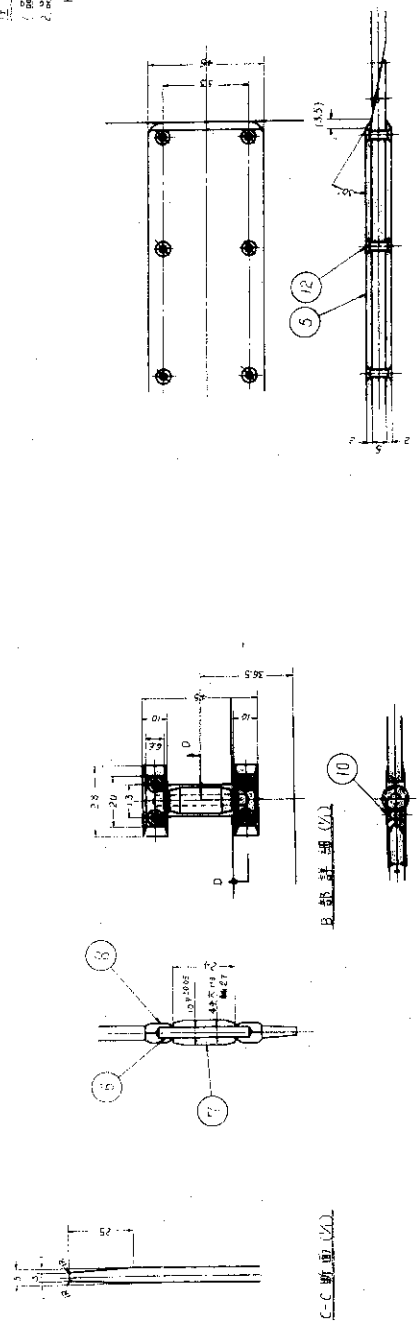
(6) 検査

検査項目は、(a) 巾、(b) 長さ、(c) ロッド外径、(d) キー溝巾、深さ、(e) ローラー外径、高さ、平面度、(f) 正面、側面方向真直度である。真直度の検査結果を Fig 7.1.10, Fig 7.1.11 に示す。検査において問題になつたのは真直度測定であつた。頭初、クレーンで制御板を吊し、垂線との距離をカセットメーターで測定を行なつたが、フックに吊す位置、垂線の吊す位置、揺れの影響が大きく、データの再現性がなかつた。そのため実際の使用条件とほぼ同様の装置および校正用治具を製作した。その結果、データの再現性は、読取誤差およびカセットメーターの指標線の太さによる誤差を含めて、 ± 0.4 mm 以内でできた。

JRR-4 管理課



注：1. 鋼管の表面は、表面積の5%以内の欠陥を有してはならない。
2. 鋼管の寸法は、公差が0.5以内である。

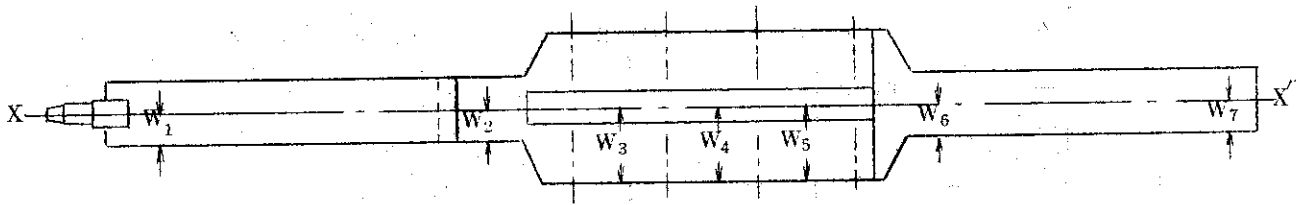


4. 台分

品名	数量	単位	材料	規格	備注
1. ME-13285	54	個	鋼管	JIS G 3101	
2. ME-13286	54	個	鋼管	JIS G 3101	
3. ME-13287	54	個	鋼管	JIS G 3101	
4. ME-13288	54	個	鋼管	JIS G 3101	
5. ME-13289	54	個	鋼管	JIS G 3101	
6. ME-13290	54	個	鋼管	JIS G 3101	
7. ME-13291	54	個	鋼管	JIS G 3101	
8. ME-13292	54	個	鋼管	JIS G 3101	
9. ME-13293	54	個	鋼管	JIS G 3101	
10. ME-13294	54	個	鋼管	JIS G 3101	
11. ME-13295	54	個	鋼管	JIS G 3101	
12. ME-13296	54	個	鋼管	JIS G 3101	
13. ME-13297	54	個	鋼管	JIS G 3101	
14. ME-13298	54	個	鋼管	JIS G 3101	
15. ME-13299	54	個	鋼管	JIS G 3101	
16. ME-13300	54	個	鋼管	JIS G 3101	
17. ME-13301	54	個	鋼管	JIS G 3101	
18. ME-13302	54	個	鋼管	JIS G 3101	
19. ME-13303	54	個	鋼管	JIS G 3101	
20. ME-13304	54	個	鋼管	JIS G 3101	
21. ME-13305	54	個	鋼管	JIS G 3101	
22. ME-13306	54	個	鋼管	JIS G 3101	
23. ME-13307	54	個	鋼管	JIS G 3101	
24. ME-13308	54	個	鋼管	JIS G 3101	
25. ME-13309	54	個	鋼管	JIS G 3101	
26. ME-13310	54	個	鋼管	JIS G 3101	
27. ME-13311	54	個	鋼管	JIS G 3101	
28. ME-13312	54	個	鋼管	JIS G 3101	
29. ME-13313	54	個	鋼管	JIS G 3101	
30. ME-13314	54	個	鋼管	JIS G 3101	
31. ME-13315	54	個	鋼管	JIS G 3101	
32. ME-13316	54	個	鋼管	JIS G 3101	
33. ME-13317	54	個	鋼管	JIS G 3101	
34. ME-13318	54	個	鋼管	JIS G 3101	
35. ME-13319	54	個	鋼管	JIS G 3101	
36. ME-13320	54	個	鋼管	JIS G 3101	
37. ME-13321	54	個	鋼管	JIS G 3101	
38. ME-13322	54	個	鋼管	JIS G 3101	
39. ME-13323	54	個	鋼管	JIS G 3101	
40. ME-13324	54	個	鋼管	JIS G 3101	
41. ME-13325	54	個	鋼管	JIS G 3101	
42. ME-13326	54	個	鋼管	JIS G 3101	
43. ME-13327	54	個	鋼管	JIS G 3101	
44. ME-13328	54	個	鋼管	JIS G 3101	
45. ME-13329	54	個	鋼管	JIS G 3101	
46. ME-13330	54	個	鋼管	JIS G 3101	
47. ME-13331	54	個	鋼管	JIS G 3101	
48. ME-13332	54	個	鋼管	JIS G 3101	
49. ME-13333	54	個	鋼管	JIS G 3101	
50. ME-13334	54	個	鋼管	JIS G 3101	
51. ME-13335	54	個	鋼管	JIS G 3101	
52. ME-13336	54	個	鋼管	JIS G 3101	
53. ME-13337	54	個	鋼管	JIS G 3101	
54. ME-13338	54	個	鋼管	JIS G 3101	

組立調整安全板
12.25
日本原子力研究所 MB-2129

Fig 7.1.9 Neutron Absorption Blade for JRR-4 Shim Control Rods



測定箇所	W ₁	W ₂	W ₃	W ₄	W ₅	W ₆	W ₇
設計値	40.0	40.0	117.5	117.5	117.5	40.0	40.0
C - 1	40.0	38.4 ₃	116.2 ₈	116.2 ₈	116.2 ₈	40.1 ₆	40.5 ₅
C - 2	40.0	38.9 ₃	116.5 ₁	116.5 ₁	117.2 ₄	39.6 ₇	40.0 ₈
C - 3	40.0	38.7 ₀	115.5 ₅	115.4 ₀	116.3 ₇	39.8 ₃	39.7 ₀
C - 4	40.0	38.0 ₈	116.6 ₂	116.0 ₇	116.9 ₀	40.8 ₀	40.6 ₉

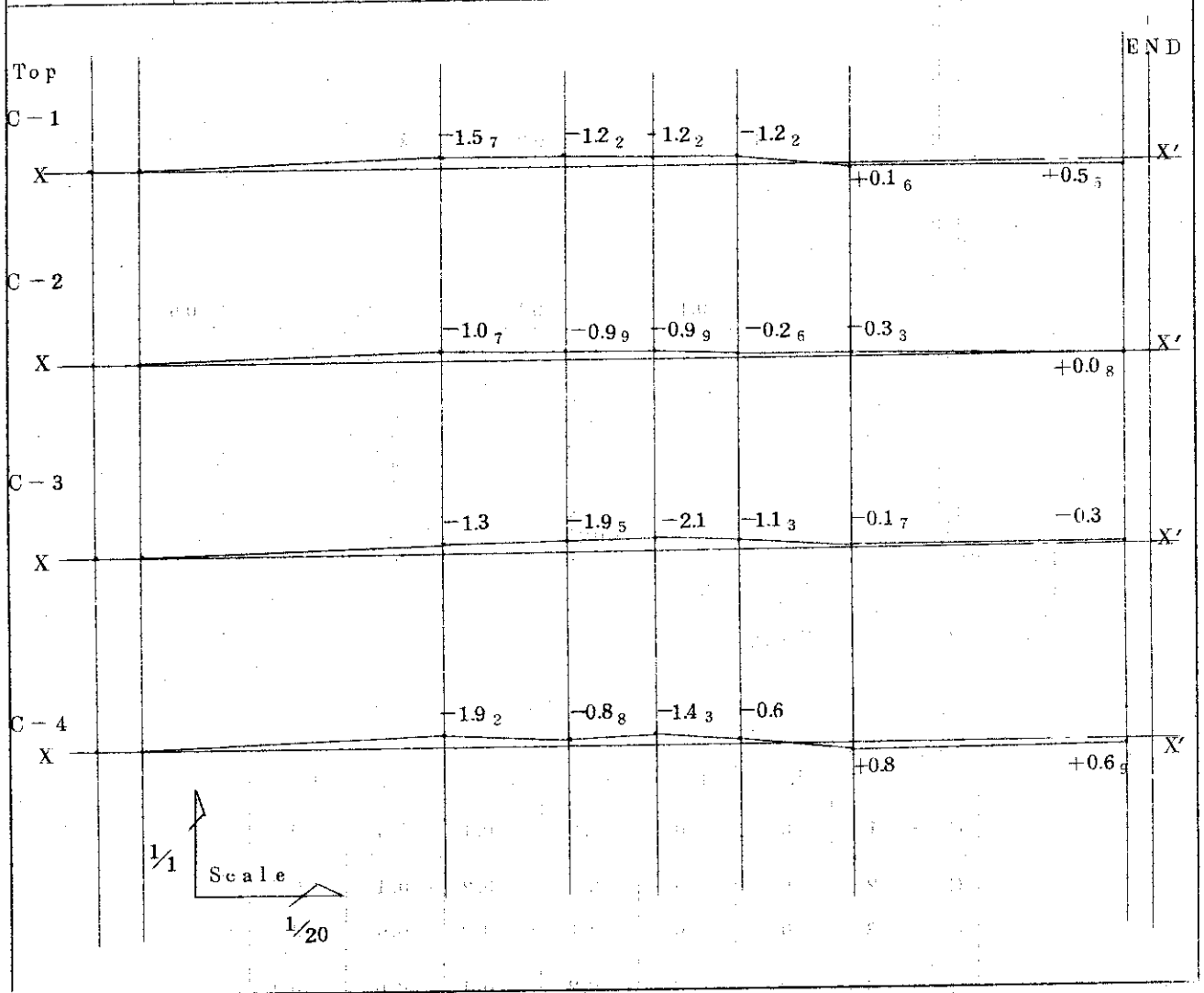
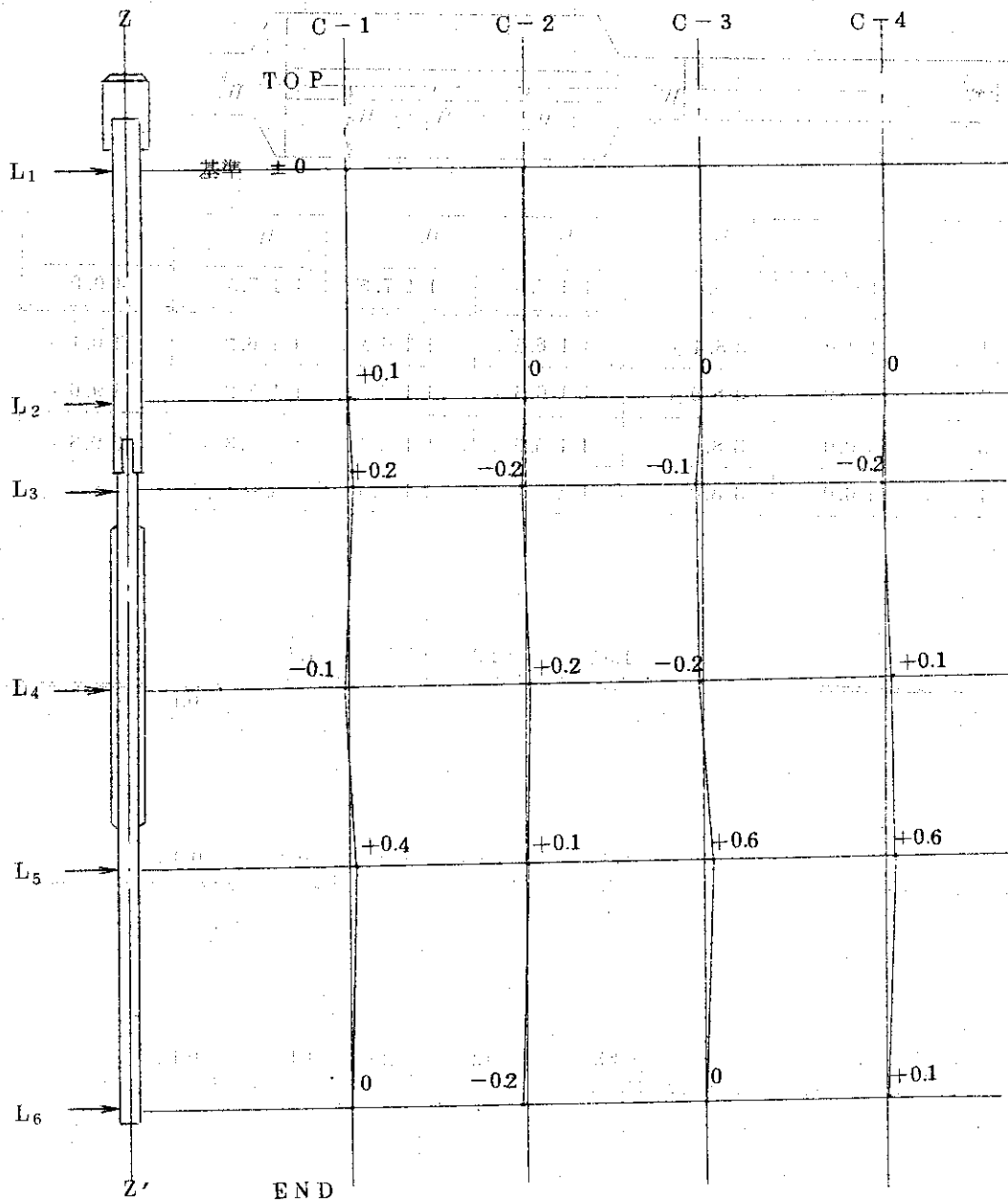


Fig 7.1.10 正面方向真直度



	L ₁	L ₂	L ₃	L ₄	L ₅	L ₆
C - 1	±0	+0.1	+0.2	-0.1	+0.4	0
C - 2	±0	0	-0.2	+0.2	+0.1	-0.2
C - 3	±0	0	-0.1	-0.2	+0.6	0
C - 4	±0	0	-0.2	+0.1	+0.6	+0.1

Fig 7.1.11 側面方向真直度
Straightness for control rod blades.

7.2 特性試験

7.2.1 JRR-4 フラックス・トラップつき炉心の熱中性子束分布の検討

最近、JRR-4の各種照射実験およびRI製造に関する利用の増加に伴い、利用しうる熱中性子束の増大を望む声がある。そこでJRR-4では、現状の炉心構成を大巾に変更することなくして熱中性子束の増大を計るために、出力上昇ならびにフラックス・トラップつき炉心を考え、技術的に種々検討を加えている。

ここではそのうちフラックス・トラップつき炉心に関して行なつた実験解析について報告する。実験はFig. 7.2.1に示すような18本炉心をFig. 7.2.1に示す炉心中央部の燃料を軽水減速材で置換したフラックス・トラップつき炉心に変更して行なわれた。実験の目的は、JRR-4のような燃料対減速材比の小さい炉心において、フラックス・トラップの熱中性子束の立上りがどの程度生じるかということと、その場合にフラックス・トラップ近傍の燃料が熱的にどの程度影響を受けるかという2点について、実測から評価することにあつた。

フラックス・トラップ内およびそれに接した燃料要素内に銅テープを挿入して測定した軸方向および半径方向の熱中性子束分布をそれぞれFig. 7.2.2およびFig. 7.2.3に示す。

Fig. 7.2.2において(z)はフラックス・トラップ中心部、(1)、(2)、(3)は燃料要素内の熱中性子束分布を示している。またFig. 7.2.3において(O)、(E)、(A)はそれぞれ炉心有効長さ(燃料有効長さ)の上部から150、300および450mmにおける半径方向の熱中性子束分布を示している。これらの測定結果から、フラックス・トラップ内の最大熱中性子束は約 7×10^{13} n/cm²·sec(2.5MW運転時)で現状炉心の利用しうる最大熱中性子束の約1.8倍に達することがわかつた。また、フラックス・トラップに面する燃料要素内の熱中性子束の勾配は予想どおりきわめて厳しく、測定値から求めた熱計算では、燃料板表面でサブクール沸騰が生じることが明らかとなつた。

以上の測定結果から、フラックス・トラップを設置した場合、最大熱中性子束は約1.8倍に達するが、近傍燃料の熱除去が困難になることが明確になつたので、この問題を解決するための方法を検討するために簡単な核計算を行なつた。核計算はエネルギーを3群に分けた群定数を各領域について求め、これら群定数を2次元拡散コードの入力として使用し、半径方向の熱中性子束分布の変化を求めるといふ方法によつて行なつた。計算では、フラックス・トラップ内の熱中性子束を低下させることなく、近傍燃料の熱中性子束の立上りを抑制する方法を検討した。Fig. 7.2.4はこの方法の1例としてフラックス・トラップ内に1cm厚のBeおよびSUS棒を挿入した場合の熱中性子束分布を、棒のない場合と比較して示した図である。この図から明らかなように、Be棒の場合は燃料要素内の熱中性子束の立上りがそれほど抑制されない。また、SUSの場合は立上りの抑制効果は大きい、フラックス・トラップ内の熱中性子束も相対的に低下してしまふ。次にSUS棒の厚さを変えて計算した結果をFig. 7.2.5に示す。Fig. 7.2.5に示されているように、SUS棒の厚さが5mmの場合の計算結果が上述の2点に関して最も望ましい傾向にあることがわかる。この場合、棒のない場合に比べてフラックス・トラップ内の熱中性子束は約20%低下しているが、燃料要素内では平坦化されているので、低下分は出力上昇という方向で補正することが可能である。

以上述べてきた検討結果から結論を要約すると次のようになる。

- ① 現状炉心を大巾に変更しないという条件のなかで、熱中性子束の増大を計ることはそれなりに限度があるが、フラックス・トラップの設置は、利用しうる熱中性子束の向上をはかる上で有効な方法の一つと考えられる。
- ② フラックス・トラップを設置する場合に問題となる近傍燃料領域でのフラックスの上昇はフラックス・トラップに適切な構造材（前述の5mm厚SUS棒）を挿入することによつて解決を計ることができることが核計算の結果わかつた。

参考文献

JRR-4 管理課

参考文献

大西信秋，沓掛忠三：JRR-4のフラックス・トラップつき炉心における熱中性子束の検討（実験と解析），JAERI-M-4471，1971.6.

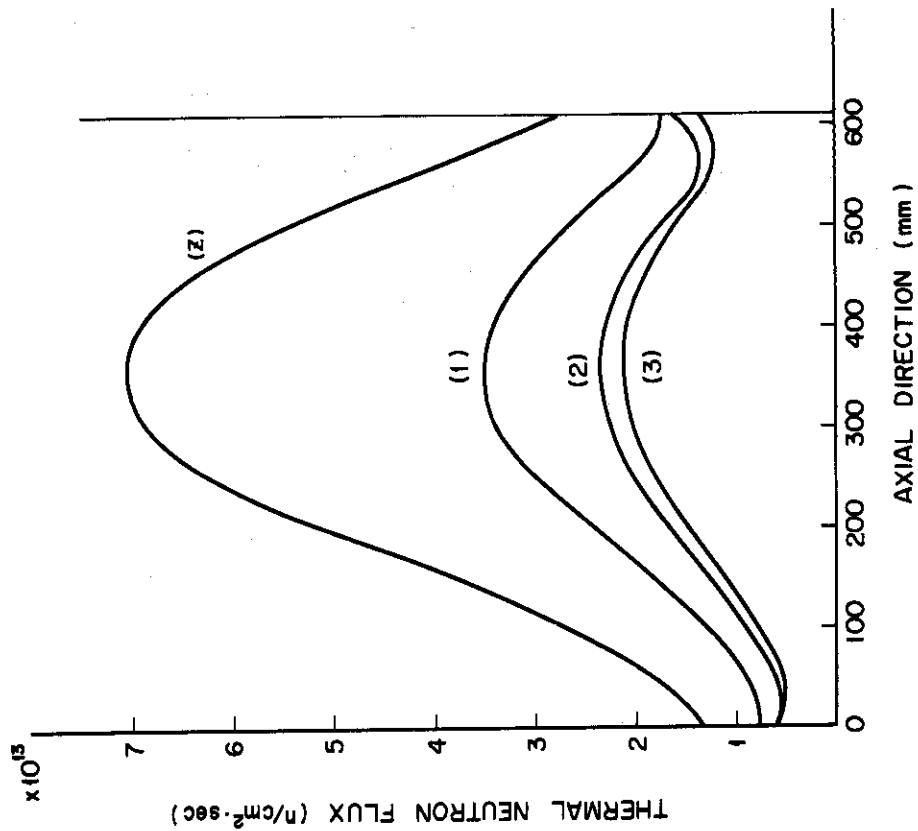


Fig.7.2.2

Measurement vertical thermal neutron flux profiles
flux-trap and fuel element

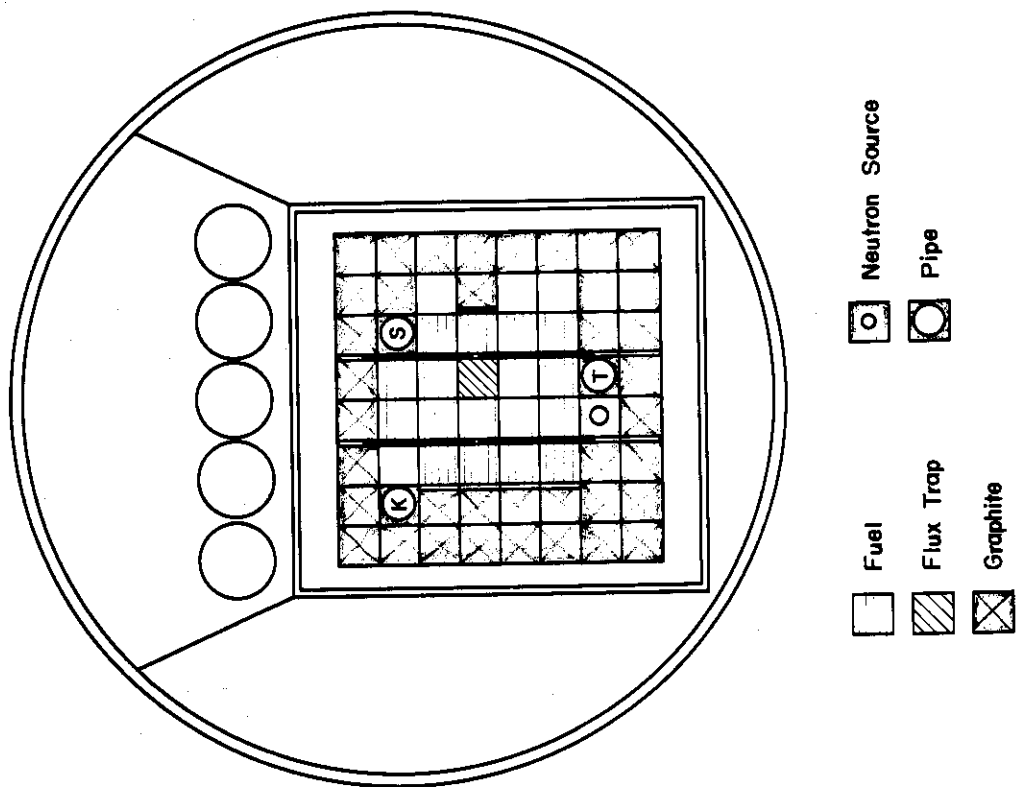


Fig.7.2.1

JRR-4 core configuration with flux-trap

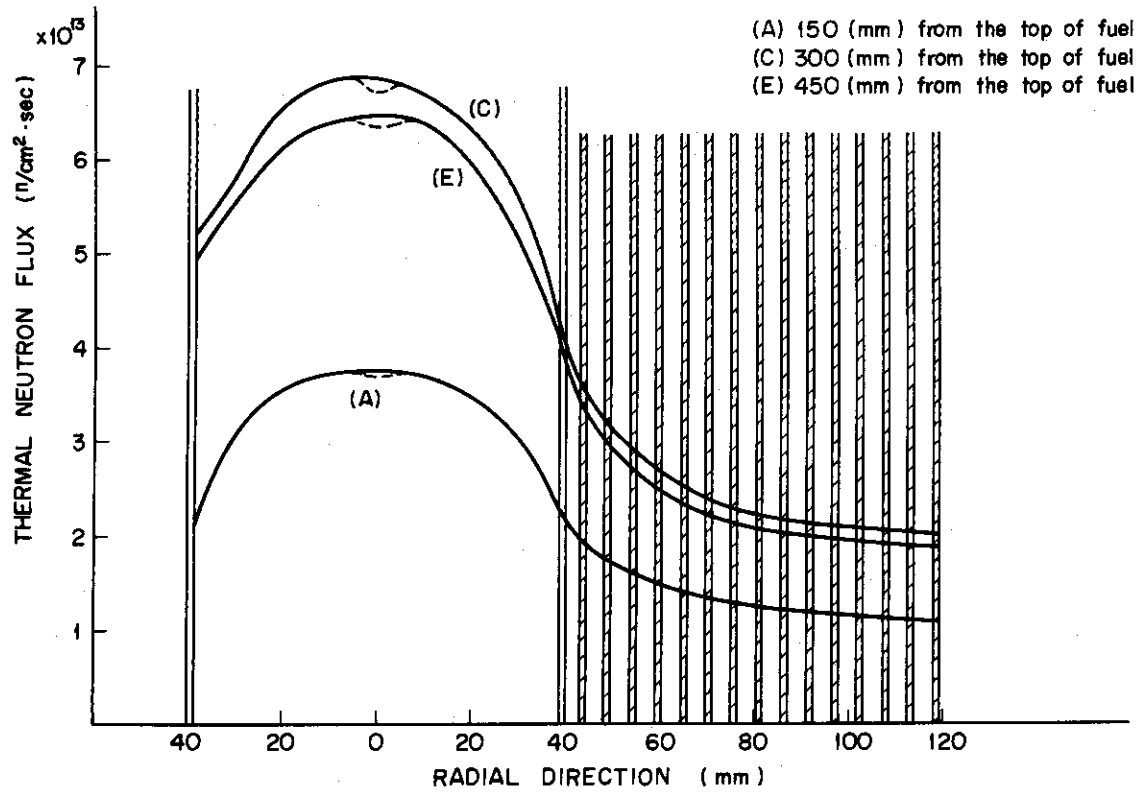


Fig.7.2.3 Measurement horizontal thermal neutron flux profiles in flux-trap and fuel element

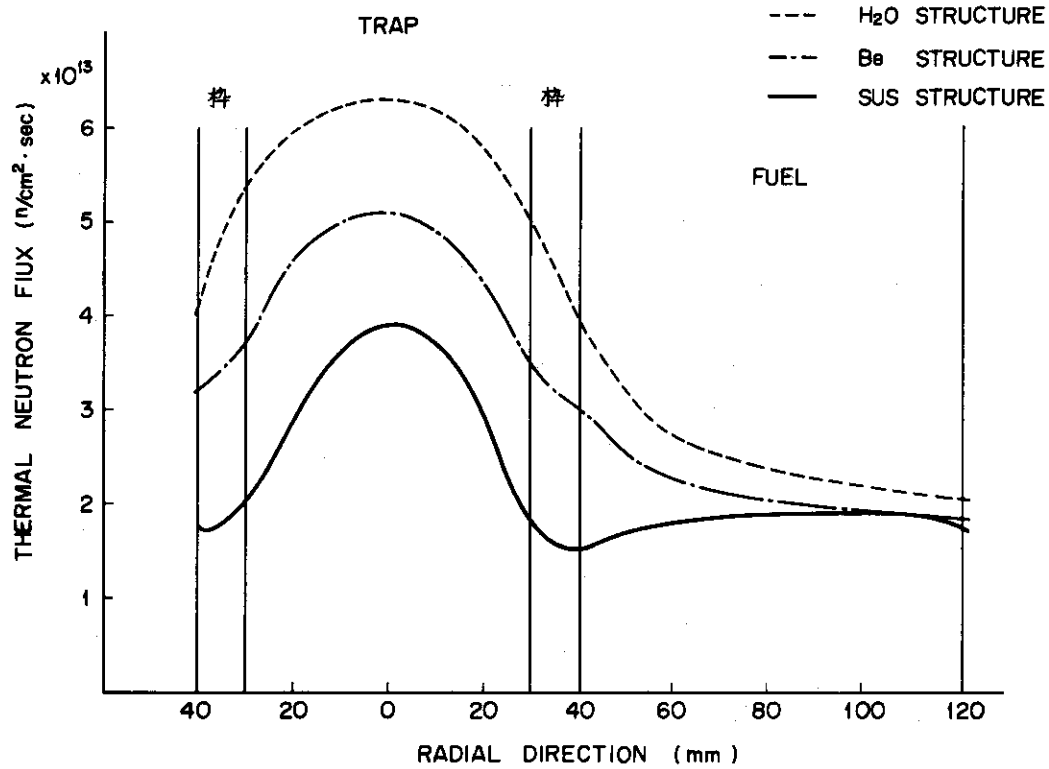


Fig.7.2.4 Effect of flux-trap structures on horizontal thermal neutron flux distribution

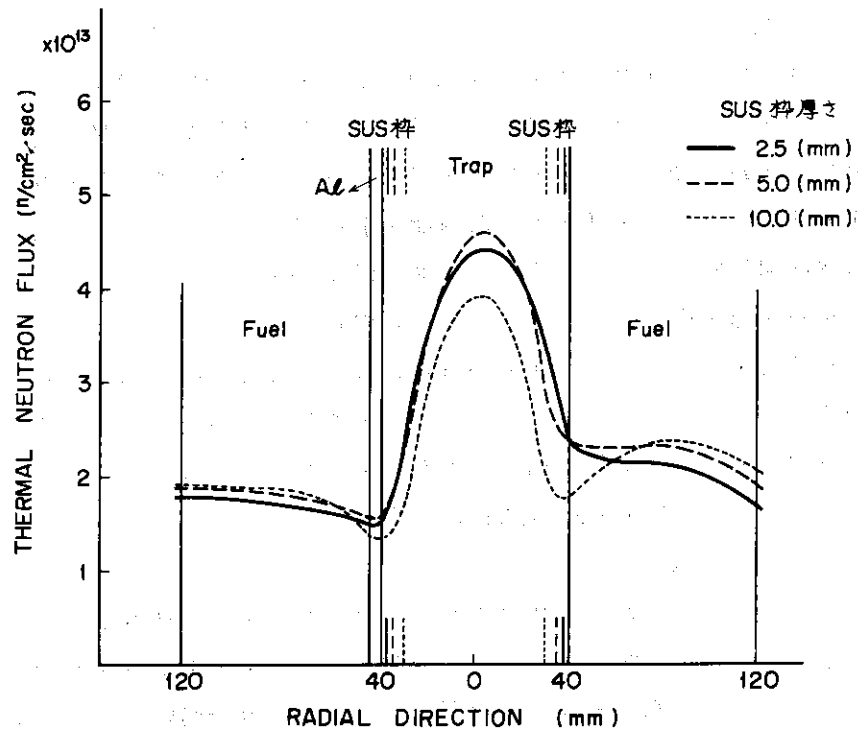


Fig.7.2.5 Effect of flux-trap structure on horizontal thermal neutron flux distribution

7.3 重水

7.3.1 JRR-2 重水の微白濁

(1) 化学分析と精製

JRR-2, 44年度, 第12サイクルの利用運転中, 重水の微白濁が認められたが, その微白濁重水について, 次の化学分析および測定を行なった。①アルミニウム, ウラン, 鉛, 炭素などの定量分析 ②定性分光分析(分析センターに依頼) ③重水濃度, pH, 電気伝導度などの測定 ④トリチウム濃度, β ・ γ 線放射能, γ 線スペクトルなどの測定 ⑤電子顕微鏡写真撮影(材料物性研究室に依頼) ⑥フィルターによる除去試験などである。

これらの測定から, 重水の微白濁はアルミニウムの腐食生成物が原因し, ほぼ一定量が混入して循環していること, この微粒子は $0.05\sim 1\mu$ の大きさで孔径寸法 0.1μ の陶管フィルターで効果的に除去できることがわかった。このため, 重水系に仮の陶管フィルター精製回路を新設して, 45年度第4, 5サイクルに精製を実施し, 重水中の微白濁を完全に除去できた。重水中のアルミニウム分析結果をFig. 7.3.1に示す。

(2) 重水フィルタの特性試験

JRR-2において44年度の第12サイクル利用運転中, ヘリウム系リコンバイナー出口濃度の上昇が認められ, 重水をサンプリングし分析した結果, アルミニウム濃度 $1.33\mu\text{g}/\text{ml}$ が測定された。2月28日重水精製流量が低下したので重水系の運転を停止して, フィルタ(DF-1)内のエレメント1個の取り外し操作を行なった際, エレメント内に白濁した重水が認められた。

白濁の原因について検討を始め, 重水分析, フィルタによる除去効果の実験が進められ, その結果アルミニウム濃度から換算して 20g 程度 of アルミニウム粉末($0.05\sim 1\mu$)が重水系全体に入っていることが判明した。実験では 0.1μ のフィルタで83%が除去可能であることがわかった。

このアルミニウム粉末除去対策として, JRR-3で使用している 0.1μ のフィルタ(Fig. 7.3.4, Fig. 7.3.5)について検討した。その結果, 応急的にこのフィルタを利用することにして接続部, 部品の発注を行ない, 45年度の第4サイクルから使用を始めた。Fig. 7.3.2にフィルタ設置場所を示す。始めは, 漏れ, 線量などから感間通水とし, 4日目から連続使用とした。使用中のフィルタの出入口で重水のサンプリングを行ない, アルミニウムの濃度測定を行なつてその効果を判断した。

第4サイクルでは濃度は2桁近く低下したが第5サイクルも継続した。第5サイクルの途中, フィルタ出口の濃度が上昇したので, フィルタ調整不良の疑いから7月21日使用を中止した。

フィルタの過流量は, ほぼ一定値 $30\text{cc}/\text{sec}$ になるようバルブ(FV-1)で調整した。フィルタの系締切圧は, $2.4\text{Kg}/\text{cm}^2$ であり, フィルタのつまりからの流量低下は $2.4\text{Kg}/\text{cm}^2$ まで通水可能と判断し, 過流を始めた。結果をFig. 7.3.3に示す。

過流中の精製系の流量は, 第5サイクル7月19日(18日目)DF-1のつまりによる低下があつたほかは $19\sim 21\ell/\text{min}$ とほぼ一定であつた。重水濃度も一定であつた。圧力変化については予想に反し3日目をピークに低下している。表面線量も3日目の $23\text{mR}/\text{h}$ から減衰し, 5サイクルでは $6\text{mR}/\text{h}$ で一定になつている。アルミニウム濃度についても3日目ま

でに1桁以上下がっており、もつとも効率があつた。10日目ごろからフィルタ出入口濃度が反転し以後値が大きくなつたので、7月21日(19日目)汙過を停止した。汙過合計時間は472時間、積算流量は47.2 m³であつた。これは装荷重水量8.5 tonとして5循環分となる。

重水中の核種については、45年2月以降のデータと同じで、サンプリング1時間後で¹⁸⁷W, ⁵⁶Cr, ²⁷Mg, ²⁴Na, ²⁸Clが検出されている。また、汙過停止後γ線量の減衰もとつてみましたが、3分程度から数日の半減期のものが認められたが不確実であつた。

以上の結果、陶管フィルタによるアルミニウム粉末の除去は、濃度が2桁低下したので一応効果があつたとみてよい。しかし、データが予想と著しく違つており、それぞれについて考察し今後の参考にしたい。

① 圧力変化 通常非定圧汙過の場合圧力上昇がみられるがこれが少ない。原因として①フィルタ汙過面積に比し流量が少なかつた。②陶管フィルタのネジ部に調整不良部分があり汙過せず、通過したの2点が考えられる。

①については汙過面積7,235 cm²で0.5 Kg/cm²として0.84 l/sec 流せる計算になり、流量が小さいため流速も小さく、陶管からにじみ出る状態のため、圧力変化として表われなかつたと考えられる。

② 表面線量率の変化 3日目をピークに減衰している重水中の生成核種による蓄積と崩壊均衡曲線で、試みに病心で生成された²⁴Naのフィルタ内における蓄積、崩壊による放射能カーブと比較してみた。ピーク時点約6.0時間後が合い、あとは半減期の長い核種の影響でゆつくり減衰している。これは重水中の¹⁸⁷W, ⁵¹Cr等によるものと考えられる。

③ アルミニウム濃度の変化 循環汙過では濃度は指數的に減少するが、フィルタの物性による係数で異なる。今回予備実験ができなかつたので、データからフィルタ効率 η ($\frac{\text{出口濃度}}{\text{入口濃度}}$)を求めた結果、7.0%程度除去効率として求められた。また入口濃度のt時間後の濃度比を η_b として求めた結果、48時間後以降約50%前後の値が求められた。

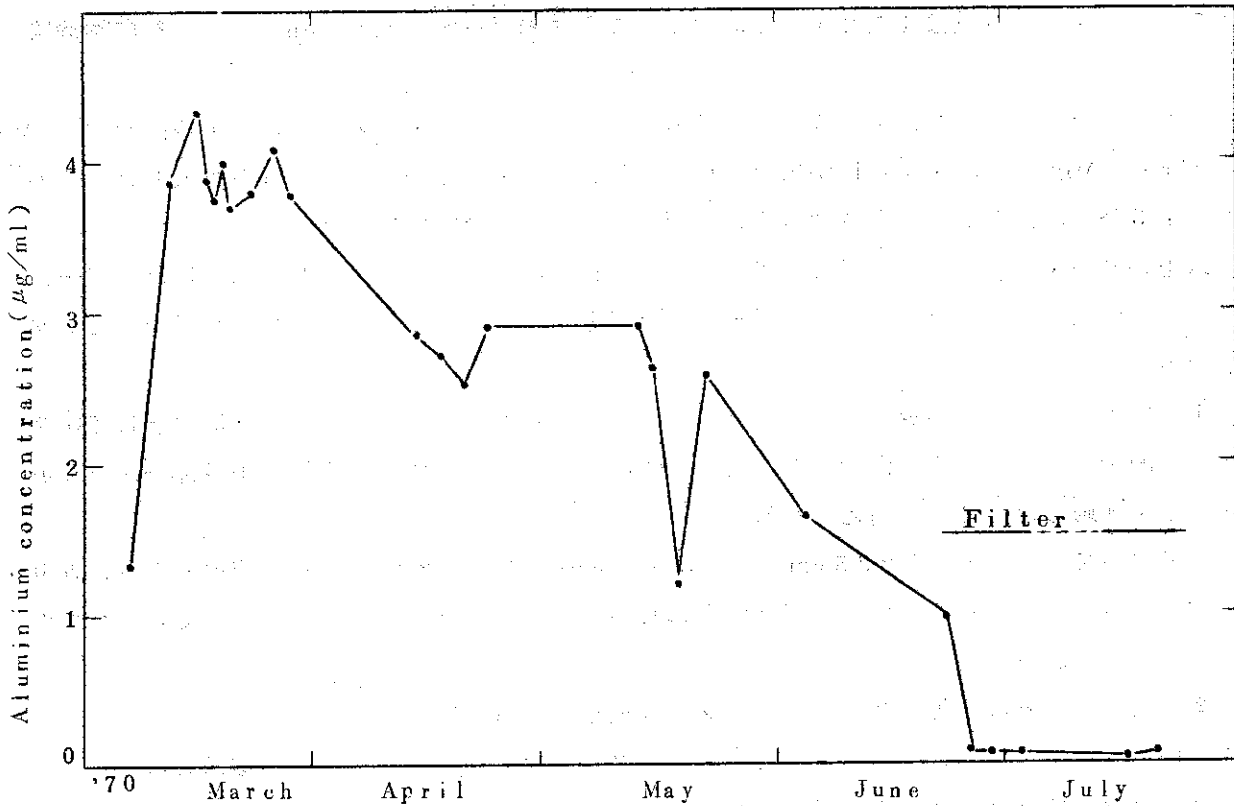


Fig. 7.3.1 Aluminium concentration in JRR-2 heavy water

7.3.2 JRR-2 重水中の核種分析

JRR-2 重水中に存在する放射性核種については、 γ 線のエネルギー、および化学的分離法によつて単体として抽出したものの半減期などにより、すでに17種が確認されている。¹⁾ これらの核種のうち代表的な核種 (^{28}Al , ^{56}Mn , ^{51}Cr , ^{27}Mg , ^{24}Na)を、原子炉が10 MW到達100hr 後に重水をサンプリングし測定してその濃度を求めた。また、カバーガスであるヘリウムガス中に微量含まれているガス状核分裂生成物から、燃料表面に付着しているウラン量を推定した。

Table 7.3.1 に測定した放射能濃度を炉心での濃度に換算して示した。この結果、 ^{28}Al が全 γ 放射能濃度の約95%をしめていたことが注目される。これはたまたま、重水がアルミニウムの腐食生成物により微白濁しているときの測定であり、また従来のサンプリング法と異なり、連続フローの状態で測定したためと考えられる。この重水の微白濁現象の詳細については別の報告²⁾を参照されたい。また、 ^{187}W の濃度は $2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/ml}$ で他の ^{51}Cr , ^{24}Na とほぼ同じ濃度であつた。この ^{187}W はいかなる過程で生成されたか、また炉の構造材の腐食とどのような関係にあるか現在不明である。

次に、カバーガス中の微量F.P. から次の仮定のもとに付着ウラン量を推定した。

Dumpline over Flow Line

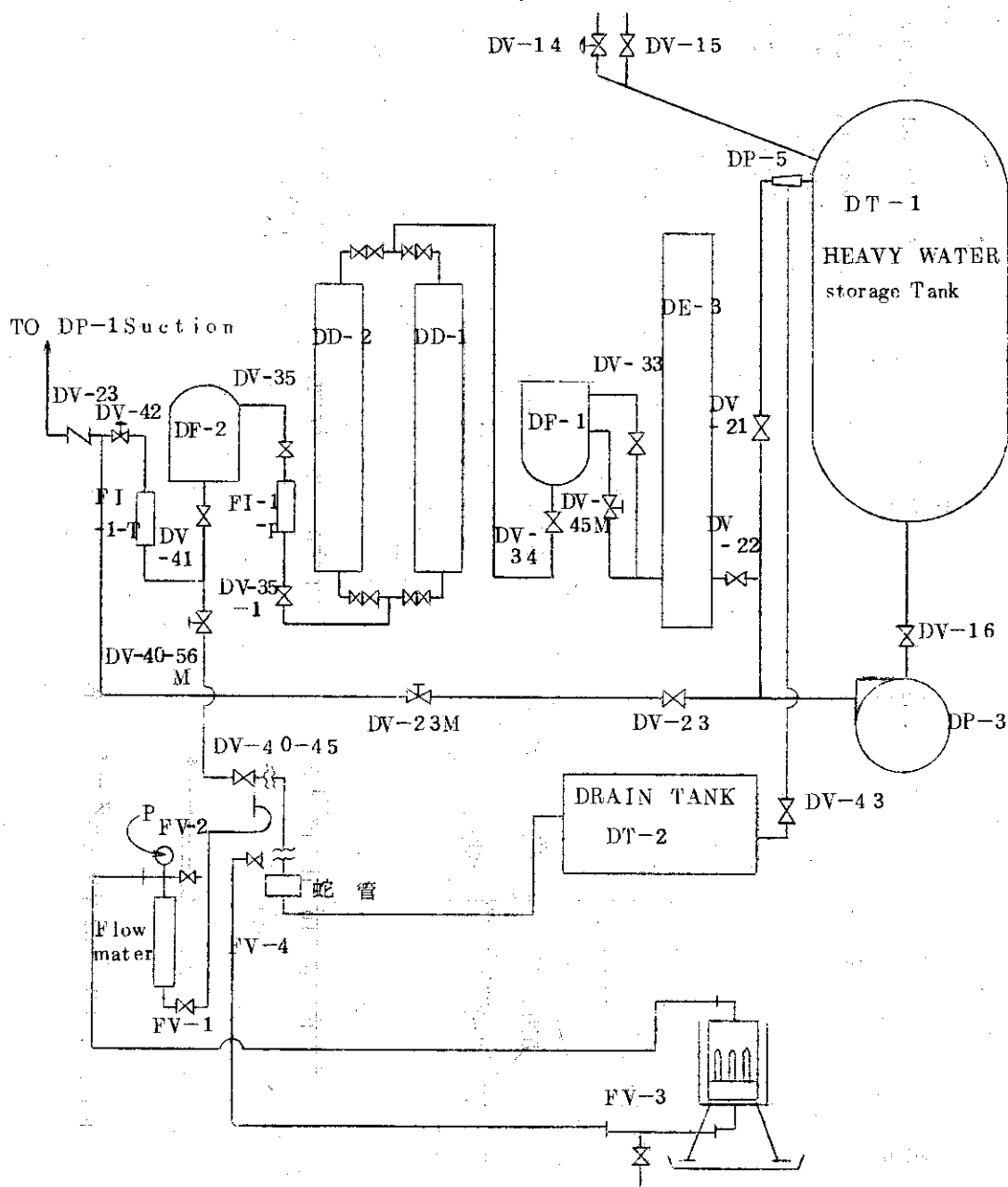


Fig 7.3.2 陶管フィルタ 設置場所

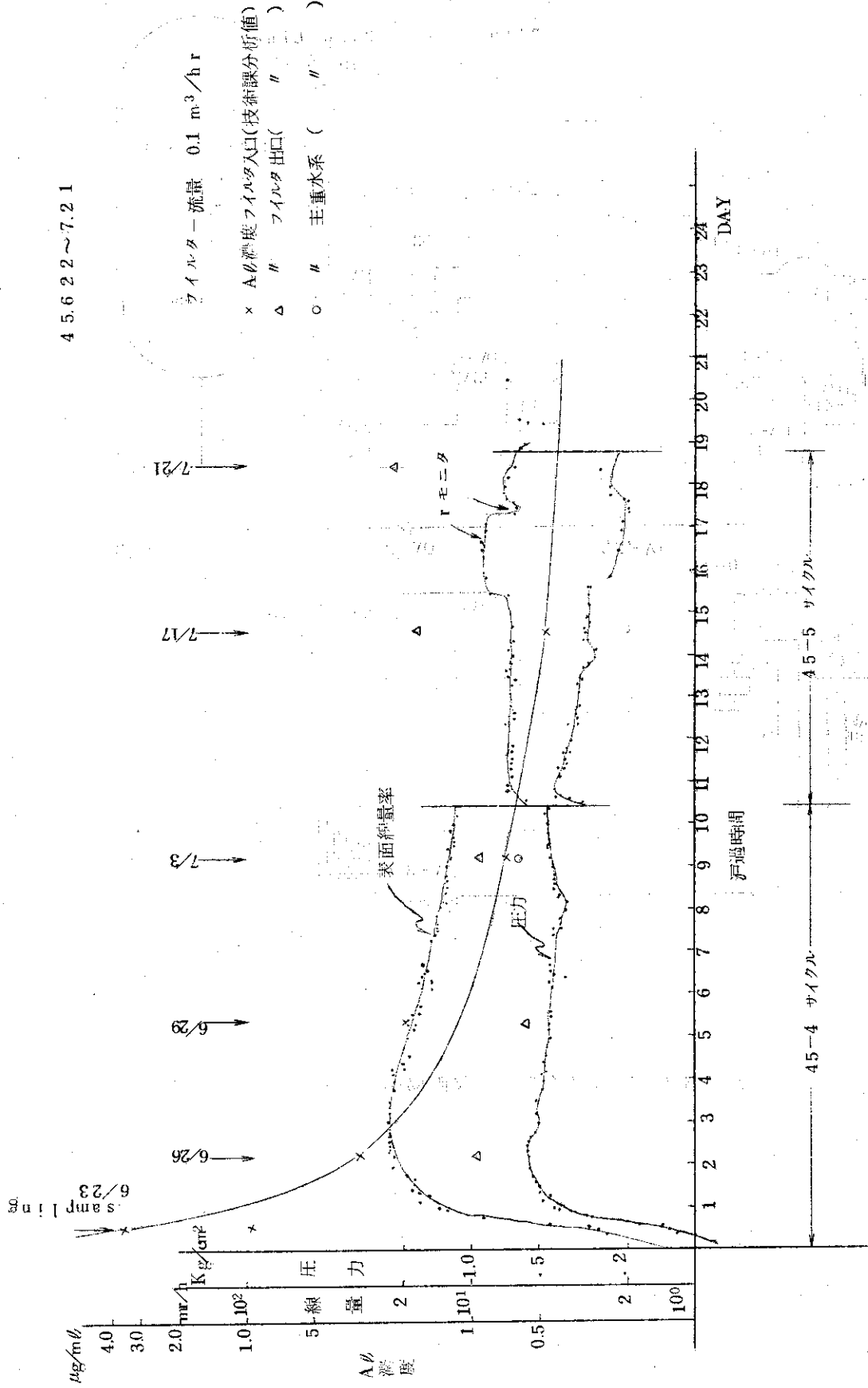


Fig 7.3.3 燭管フィルターの特性

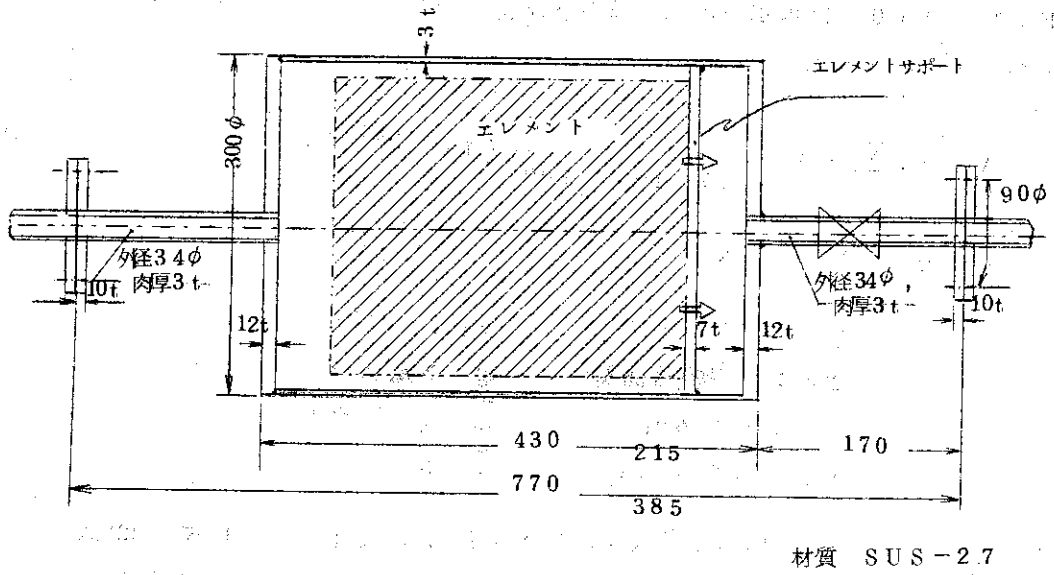


Fig 7.3.4 重水フィルター(カードリック)

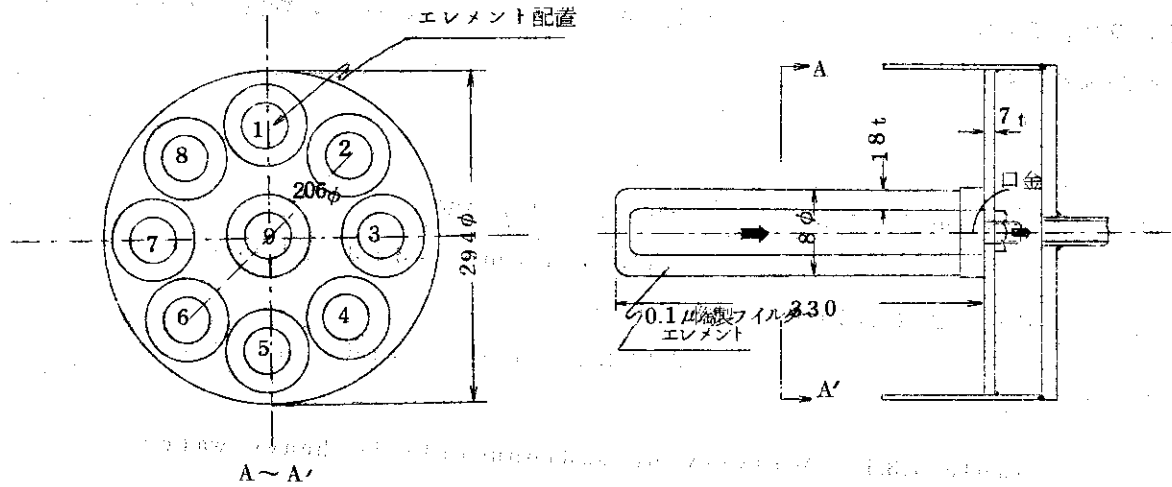


Fig 7.3.5 重水フィルターエレメント

- I) 燃料表面にウランが一様に付着し、平均熱中性子束で照射され核分裂をおこす。
- II) F、P の50%は重水中に放出され、直ちに一様に拡散し系内にF、P が沈着せず、ヘリウム系へ放出される。

$$A = \bar{\phi} \cdot \bar{\Sigma}_f \cdot V \cdot \frac{1}{3.7 \times 10^{10}} \cdot \frac{Y_i}{100} (1 - e^{-\lambda_i \cdot t}) \quad (1)$$

$$U (g) = V \times \bar{\rho} \times \bar{X} \quad (2)$$

- $\bar{\phi}$: 平均熱中性子束, λ_i : 崩壊定数
- $\bar{\Sigma}_f$: 巨視的断面積 C : 重水中への放出率
- V : 燃料体積 $\bar{\rho}$: 平均比重
- Y_i : 核分裂収率 \bar{X} : 平均濃縮率

ヘリウム中のF、P (^{85m}Kr , ^{88}Kr , ^{135}Xe) の濃度および(1)式・(2)式から求めたウラン量をTable 7.3.2 に示す。なお、ガス状F、P の全放射能濃度はヘリウムガスの容量を20m³ として計算した。

Table 7.3.2 に示したようにウラン量は410~540μg であり、本測定の結果、500μg 前後のウランが燃料表面に付着していると推定される。

F、P の濃度から計算で求めたウラン量を燃料板単体面積当りに換算して、製作仕様と比較した。測定時の燃料棒構成は、標準型板状燃料22本、内筒型燃料2本であり、炉心全体での燃料表面積は3.58×10⁵ cm²である。この面積と前述の付着ウラン量から単位表面積当りの付着ウラン量は1.25μg/1ft²であり、JRR-2製作仕様(10μg/1ft²)の約10%であった。この結果、製作仕様を十分に満足し、正常な炉心でもこの程度のウランは存在することが確認された。

研究炉技術課

参考文献

- 1) 研究炉，ホットラボの運転と技術管理(44年度)
JAERI-memo 4343 (1971)
- 2) JRR-2微白濁重水の化学分析と精製
JAERI-memo 4616 (1972)

Table 7.3.1 Activity of radionuclide in heavy water of the JRR-2 reactor at 10MW

Nuclide	²⁴ Na	⁵¹ Cr	²⁸ Al	²⁷ Mg	⁵⁶ Mn	¹⁸⁷ W
Activity (μCi/ml)	5.8×10 ⁻²	1.3×10 ⁻²	3.2	1.2×10 ⁻¹	2×10 ⁻²	4×10 ⁻³

Table 7.3.2 Activity of F.P. in He gas and deposited uranium of fuel surface of the JRR-2 Reactor

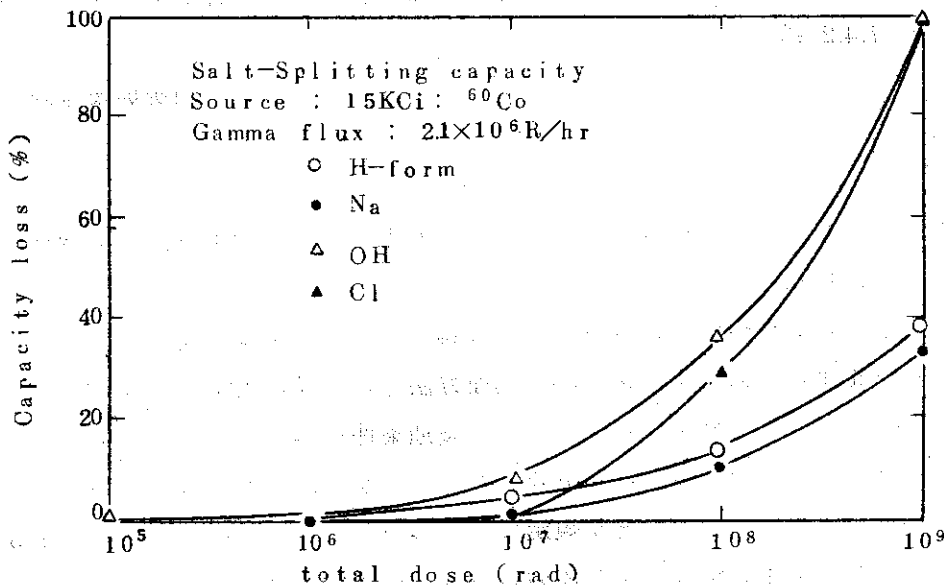
Nuclide	Average Activity ($\mu\text{Ci/ml}$)	Total Activity (μCi)	Yield (%)	Uranium Volume (cm^3)	Uranium Weight (μg)
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	243×10^{-4}	485×10^3	1.3	81×10^{-4}	543
^{88}Kr	563×10^{-4}	1125×10^3	3.58	68×10^{-4}	456
^{135}Xe	917×10^{-4}	1837×10^3	6.43	62×10^{-4}	416

7.3.3 イオン交換樹脂の放射線損傷

イオン交換樹脂は原子炉一次冷却水の精製および放射性溶液の処理などに使用され、これらの放射線損傷についての報告は数多くあるが、JRR-2、JRR-3で使用している国産イオン交換樹脂についての放射線損傷のデータはない。国産のイオン交換樹脂が照射で性能的にどの程度変化するかを知る目的で ^{60}Co による γ 線照射およびJRR-2での原子炉照射試験を行なった。 ^{60}Co γ 線照射によるイオン交換樹脂の交換容量の変化をFig. 7.3.6に示す。イオン交換樹脂の交換容量は、 10^6R 照射ではあまり変化なく、 10^7R 照射で陽イオン樹脂が約3%、陰イオン樹脂が約10%の低下が見られ、 10^8R で陽イオン樹脂が約10%、陰イオン樹脂が約30%の低下、 10^9R では陽イオン樹脂が約30%低下し陰イオン樹脂はほぼ100%の損傷を受けることがわかった。また交換基の形としてはNa形、Cl形の方がH形、OH型より γ 線に対しては安定である。

重水精製系のイオン交換樹脂は、吸着核種の放射線によつて交換容量が定常の使用状態で10~15%低下する。放射線の照射形態が、照射試験では外部からの照射、イオン交換樹脂塔内では吸着核種による内部からの照射と条件が異なるので比較はできないが、樹脂塔内の放射線照射線量は外部照射相当で 10^8R 程度であることがわかった。

研究炉技術課

Fig 7.3.6 Capacity loss of ion exchange resin after ^{60}Co gamma irradiation

7.4 燃料

7.4.1 使用済燃料の検査

(1) JRR-2

国産燃料(増量ウラン燃料)の燃焼度を、20%から30%にあげたことに伴い、燃料の安全を確かめるため、使用済燃料(F-222)の解体検査をホットラボにおいて行なつた。外観、X線、金相、機械的性質などの検査結果、いずれにも異常は認められなかつた。なお、引抜き試料についての燃焼度の測定を燃焼率測定開発室に依頼した。

(2) JRR-3

燃料破損後の定常運転再開に、付帯条件として、破損と同種燃料の使用後の全数目視検査が義務づけられた。今年度の交換燃料88本中これに該当する48本を炉から取出した後、直ちに要素ごとに切断し、目視検査を行なつた。また、このうち特に異常の疑いのある2要素を、ホットラボにおいて、外観、X線、リークレーション検査などを行なつたが、いずれも問題なく、表面状態は良好であつた。

なお、本検査のために新たに専用の検査装置を製作した。この装置は、ペリスコープ部と駆動部から構成され、ペリスコープは倍率1~5倍で観察しながら写真撮影ができる機能を有し、駆動部は水面下3cmで燃料要素を移動、回転できる構造になつている。

(3) JRR-4

FFDとWet Sipping法で異常が検出された燃料(No. 105)をホットラボで解体し、詳細検査を行なつた。外観検査から、燃料板15枚中の1枚のミート端部(底部)が、幅0.7mm(max)、長さ32mmの大きさで破損していることがわかつた。破損部の写真をFig. 7.4.1に示す。U-235の欠損量は、断面の写真から約7.9ngと推定される。各燃料板について、軸方向に γ スキヤニングしたところ、下にふくらんだ分布で、全体的に一様な分布を示すJRR-2とは、著しく異なつている。これは、JRR-2は制御棒がほぼ全部引抜いた状態で運転されているのに対し、JRR-4はこの燃料の場合、隣接する制御棒3枚がいずれも50%程度の引抜きの状態で運転されているためであると推察される。JRR-2とJRR-4の燃料の軸方向の代表的な γ 線強度分布(これは燃焼度すなわち熱中性子束分布を示す。)をFig. 7.4.2に示す。

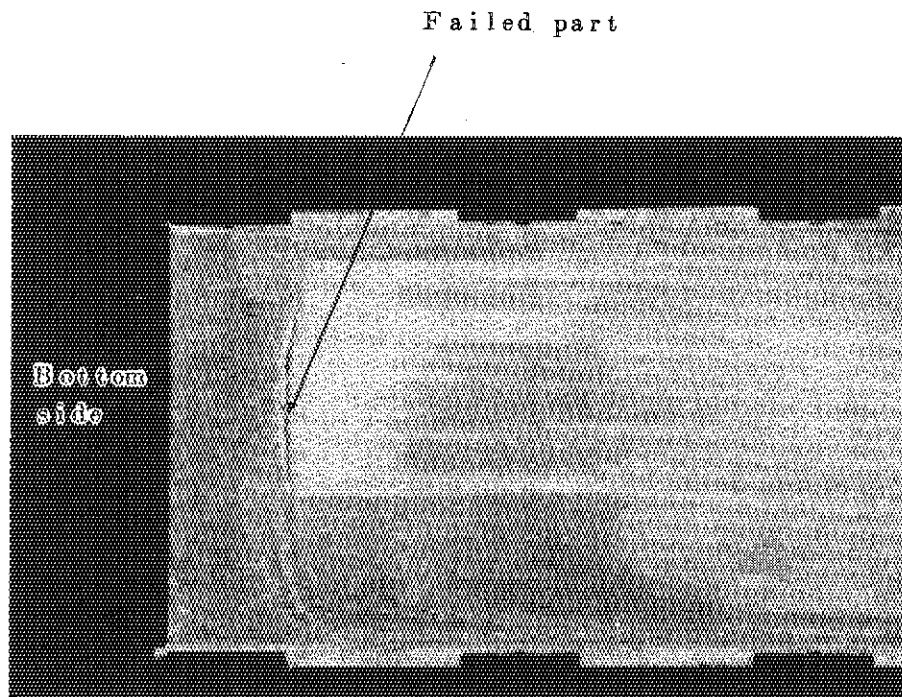
研究炉技術課

7.4.2 JRR-3補充用燃料体の製作

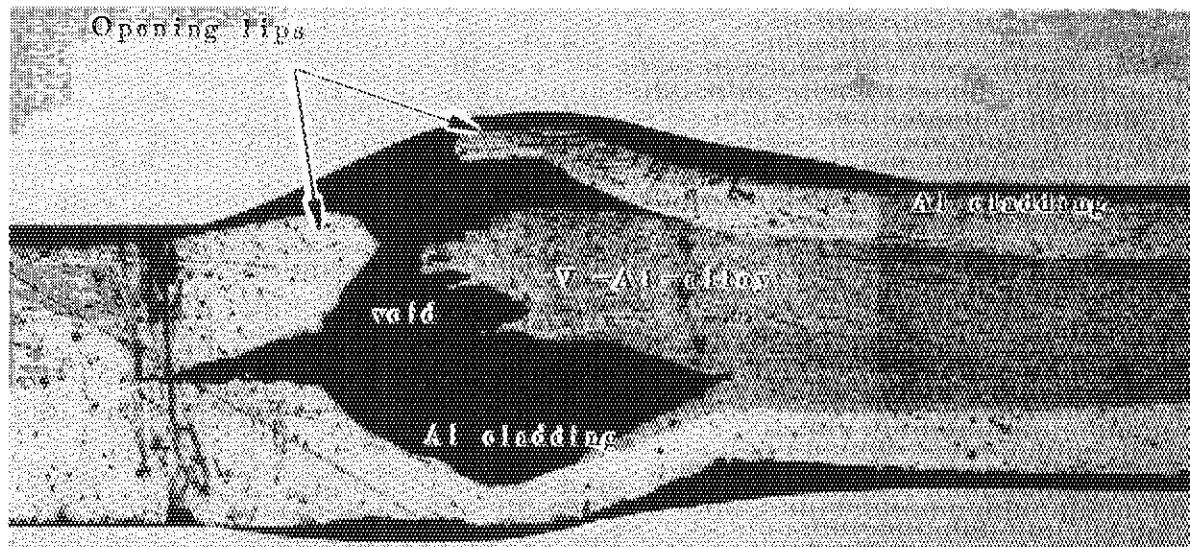
(1) 概要

JRR-3の燃料を UO_2 燃料に変更するまでの補充用として、従来と同じ天然ウラン金属燃料体を100体製作した。

補充用燃料体の製作にめつて、燃料破損の原因調査からウラン棒の結晶組織に起因した「しわ」の発生を防止するため、ウラン棒の熱処理方法として β 焼入、 α 焼鈍を採用し、さらに結晶粒度の細粒化および異方性を少なくするよう製造条件を規定した。また、燃料破損の原因として、アルミニウム被覆管の展延性が少なかつたことがあげられており、使用アルミニウムは被覆加工前後で展延性の大きいことを規定した。製作過程中の工場立合検査は45年9月に第1回の検査を行ない、45年度は17体の燃料体が納入された。

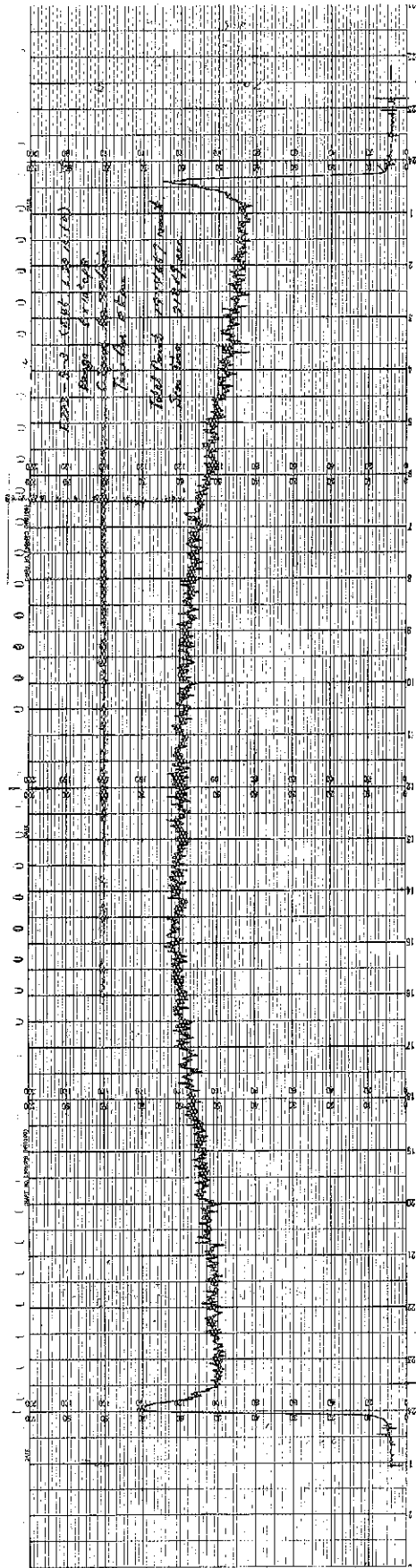


Failed fuel plate

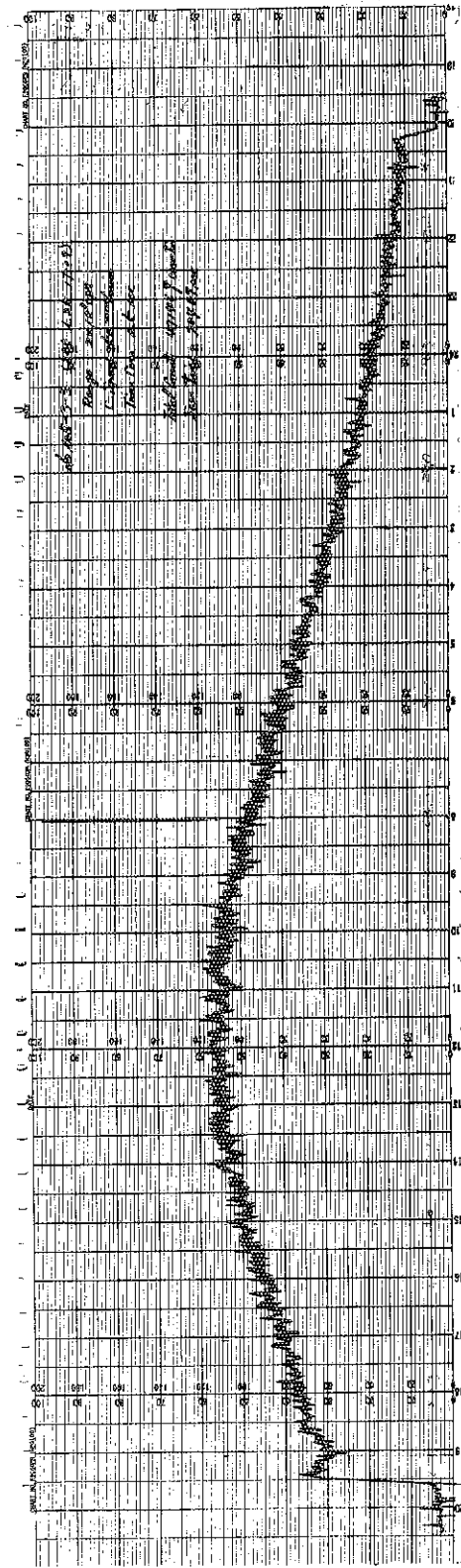


Cross Section

Fig.7.4.1 JRR-4 Fuel Cladding Failure



JRR-2 (F222-3 Jun. 15.70)



JRR-4 (No. 105-3 Jun. 15.70)

Fig. 7.4.2 Longitudinal gamma-secon curve

(2) 試験, 検査

JRR-3 補充用燃料体の構造は従来のものとまったく同一の設計であり, 製作にあたって (1) の概要で述べた点を考慮し, 製造要領書, 検査要領書などを検討した。試験, 検査のうちで補充用燃料体として, 特に重点をおいたものについて述べる。

ウラン棒で結晶粒度の粗大, 異方性の大きくなるものは, ウラン棒の「しわ」の発生要因と考えられ, メーカーの社内試験では 100%, 立合検査で 5% の抜取検査を行なった。結晶粒度は, 天然ウラン棒の一部を切断研磨し, 偏光顕微鏡で撮影し粒径を測定した。粒径は, あらかじめ 130, 150, 180, 200 μ に相当する標準写真を決め, 検査時の写真と比較して判定した。異方性は室温から 600°C までの熱変化に対し, ウラン棒の半径方向, 軸方向の熱膨張を同時測定し, 伸びの差から求めた。なお, この試験は, メーカーの社内試験のほか, 試料の一部を JRR-3 でも追試験し, 測定値の正確さを期した。また, ウラン棒の化学成分についても分析センターで追試験を行なった。補充用燃料体のアルミニウム被覆材には展延性の大きい素材を用い, 被覆加工後でも展延性が十分確保できようとした。密着性の試験は超音波探傷試験により行なった。

補充用燃料体の製作で新たに追加した完全性試験は, 燃料要素の 10 本について行なうこととし, 45 年度はそのうち 2 本の試験を行なった。試験内容は, 燃料要素を 100°C-24 時間ボイリングし, ボイリング前後の寸法, 密着性, 結晶粒度, 異方性の試験を行ない, また被覆管を剥離しウラン棒との接着面, 被覆管の偏肉を調べ, さらに被覆管の機械的性質について引張り強さ, 伸びを測定した。

(3) 試験, 検査の結果

補充用燃料体の製作では, ビレット, ウラン棒, 燃料要素, 燃料体の各製作工程で, 社内試験および立合検査を行なったが, 主な検査結果は次のとおりである。

- I) 結晶粒度は, 250 μ の基準に対し, 最大 170 最少 140 で平均 156 μ であつた。
- II) 異方性は, 80% 以上の基準に対し, 最大 100, 最少 82, 平均 89% であつた。
- III) アルミニウム被覆管の機械的性質では, 引張り強さは被覆前, 後とも 11 Kg/mm² 以下の基準に対し, それぞれ 7.7 Kg/mm², 8.2 Kg/mm² であつた。また, 伸びは被覆前 50% 以上, 被覆後 20% 以上に対し, それぞれ 60.7%, 33.5% であつた。
- IV) 被覆管の偏肉, ウラン棒との密着性については, 特別な問題はなかつた。
- V) ウラン棒の異方性, 化学成分の追試験の結果, 測定値に大きな差はなかつた。

上述の検査のほか, 溶接部の X 線検査, ヘリウムリーク試験, 寸法, 重量, 密度, 真直度などの各検査を行ない, 46 年 1 月 29 日, 1 本, 2 月 3 日, 6 本, 2 月 4 日, 3 本, 3 月 1 日, 7 本が搬入され, 流量調整, 熱電対などの機能試験を行ない, 炉心に装荷した。

JRR-3 管理課

7.4.3 JRR-3 UO₂ 燃料体

(1) 模擬燃料体の製作と予備実験

(a) 概要

JRR-3 の燃料を, 天然ウラン金属燃料体から UO₂ 燃料体に変更するため, 所内に設置した JRR-3 UO₂ 燃料検討グループにより燃料体の検討が行なわれた。本燃料体の製作

前に模擬燃料体を製作し、 UO_2 燃料体の製作経験を得ること、および構造、材料、機能上の問題点を説明し、本燃料体の設計に反映させることにした。

模擬燃料体は燃料メーカー3社に各1体発注し、 UO_2 燃料体としての各種工場検査を行ない、45年8月から各種実験を行ない有用な結果を得た。

(b) 模擬燃料体の製作

模擬燃料体は、 UO_2 ペレットの代わりに寸法、密度の等しい鉛または鉛合金を用いたもので主要構造は、ジルカロイ-2被覆管の燃料セグメント4本を3個のスペーサとアルミニウム製の上下タイプレートで保持したものである。燃料部と遮蔽プラグ部は分離可能な構造とし、冷却水の流量調整は固定孔方式とした。冷却管には、管内の圧力損失を測定するため8個の圧力タップを取り付けた。スペーサの構造は各メーカーの自由設計としたため、保持方式はワイヤハンガ方式(F型)、センタロッド方式(M型)および冷却管ねじ固定方式(S型)となり、燃料セグメントの押え方も3社3様の方式がとられた。製作中の工場検査では、ペレット、ジルカロイ-2管などの部材、燃料セグメント、燃料クラスタ、燃料体の完成品の各種検査を行ない、 UO_2 燃料体の検査方法について経験を得た。

(c) 模擬燃料体の実験

3体の模擬燃料体について、JRR-3新燃料格納庫にある流量調整装置の一部を改造し、45年8月から圧力損失実験、加速流動試験、振動実験などを行なった。次に実験内容の概略と結果を記す。

① 出口孔径と圧力損失実験

現在の天然ウラン金属燃料体は、冷却水の流量を流調リングにより規定流量に合せているが、模擬燃料体では流調リングのない固定孔方式を採用した。したがって、固定孔径を何耗にするか決定する必要があり、3個の出口孔を50mmφから0.5mm間隔であげ広げ、入口圧力1.2Kg/cm²で流量70ℓ/minとなる固定孔径を決定した。最終孔径は、M型7.5mmφ、F型8.0mmφ、S型8.2mmφが得られた。各社により孔径が異なるのは、スペーサ、タイプレートなどの構造上の差によるものである。

孔径の決定と平行し、冷却管に取り付けられた8個の圧力タップを水マンメータに接続し、タイプレート・スペーサなどによる冷却水の圧力損失を測定して次の結果を得た。

燃料部の形状および摩擦による圧力損失は0.1~0.2Kg/cm²であり、冷却水出口孔部の圧力損失は0.6~0.7Kg/cm²でこの値はほぼ計算値と一致した値である。この結果から明らかのように、冷却水の圧力損失は出口孔部が支配的であり、出口孔径のわずかな差が全体の圧力バランスに影響を与えた。

② 加速流動試験および解体検査

流量調整装置の一部を改造し、使用条件の2倍である140ℓ/minの流量でS型、M型の流動試験を行ない、燃料体を解体して構造部材の損傷、腐食状態を調べた加速流動試験条件はTable 7.4.1に示すとおりである。

加速流動試験を行なったのち、燃料体を解体し燃料部の状態を調べ次の結果を得た。

- i) 上部のタイプレート(アルミニウム材)とセグメント押えバネ(インコネル材)の接触面に電解腐食が発生した。

Table 7.4.1 Test Condition of mock-up
fuel assembly in JRR-3

Item	S Type	M Type
Testing Time (hr)	466	871
Coolant Flow (ℓ/min)	140	140
Coolant Temp. ($^{\circ}\text{C}$)	42.5 (max)	42.2 (max)
Inlet Pressure (Kg/cm^2)	2.2	2.2
Conductivity ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	> 2	0.35~1.2

ii) S型は冷却水の純度が低かつたため、冷却管の表面にアルミニウム酸化物が析出した。

iii) ジルカロイ-2被覆管とスペーサの接触面のフレツテング腐食は認められなかつた。

③ 燃料セグメントの振動実験

(a) 燃料セグメントの振動を測定するため流量調整装置の一部を改造した冷却管と同寸法のアクリル管内に燃料クラスタを固定して被覆管に歪ゲージを取り付け、防水加工を施した。そして燃料セグメントの固有振動、冷却水流量を変化させた場合の水力振動をS型、M型について測定して次の結果を得た。

i) 燃料セグメントの水力振動はS型、M型で特に差がない。

ii) 冷却水を流した場合の水力振動は60~100 c/s である。

iii) 120 ℓ/min の冷却水流量のとき燃料セグメントに加わる歪量は2~15 μst 程度であり、たわみ量は0.015~0.09 mm 程度である。

(d) 結論

模擬燃料体を3体試作し試験した結果、次の点をJRR-3 UO_2 燃料体の構造設計に反映させた。

i) 固定孔径の決定および圧力損失実験から、固定孔方式をやめ従来の流調リング方式とした。

ii) 遮蔽プラグと燃料部を切り離せる二分割方式は製作上、使用上の点より特別な利点は見出さないので、従来の天然ウラン金属燃料体と同一な一体構造とした。

iii) 流動試験の結果からアルミニウム材とインコネル材の接触面は電解腐食されることが実験的にも確かめられたので直接接しない構造とした。

iv) 振動実験の結果、問題となる程の振動はなく、スペーサと冷却管の支持方式の設計を特に厳しくしなくてもよいことにした。

(2) TMTAによる実験

(a) 概要

温度測定用テストアセンブリ(TMTA:濃縮度1.5% UO_2 , ペレット直径9.5 mm, UO_2 有効長2100 mm)の6本クラスタで、中性子測定管、冷却重水温度とジルカロイ被覆管表面温度測定用熱対付)を炉心孔版1に挿入した場合の反応度効果、軸方向の冷却重水温度、ジルカロイ被覆管表面温度、熱中性子束、高速中性子束を測定した。

(b) 反応度効果

TMTAを炉心孔 ϕ 1に挿入した場合の反応度効果は、2群二次元(X-Y)計算によると0.125% $\Delta k/k$ である。ただし、セル定数の計算において、熱管対(12本)、タイプレートの影響は考慮していない。一方比較法から求めた測定値は0.093% $\Delta k/k$ であった。

(c) 温度分布

原子炉出力10 MWの場合におけるTMTAの出力は、2群二次元(X-Y)計算から62 kW、冷却重水出入口温度差から求めた測定値は59 kWであった。原子炉出力10 MW、5 MW、1 MW、10 kWの場合における軸方向の冷却重水温度とジルカロイ被覆管表面温度分布の測定値をFig 7.4.3に示す。10 MWの場合の各温度の計算値も同図に示す。ジルカロイ被覆管表面温度測定用の熱管対が冷却重水中に約1 mm出ているために、ジルカロイ被覆管表面温度の測定値が低くなっている。

(d) 中性子束分布

クラスタの中心の軸方向熱中性子束分布を金箔によつて測定した。その結果をFig 7.4.4に示す。原子炉出力10 MWの場合における UO_2 部分の最高熱中性子束は 2.8×10^{13} n/cm² sec、中央の UO_2 ピン接続部のギャップ(47 mm)の最高熱中性子束は 3×10^{13} n/cm² secで、ピーキングファクタは1.45であった。高速中性子束は、ニッケルワイヤによつて測定した。その最高値は 6×10^{12} n/cm² secであった。

(3) UO_2 燃料体の製作

(a) 概 要

前に述べたようにJRR-3の燃料を UO_2 燃料体に変更するにあたり、 UO_2 燃料検討グループにより基本設計がなされ、原子力研究所内の安全審査および引き続き国の安全審査を受け、十分安全であると確認された。その後 UO_2 燃料体購入の仕様書を検討し、また第7.4.3項(i)で述べた模擬燃料体による実験結果も加味して燃料体を発注した。

(b) 安全審査について

JRR-3の燃料を天然ウラン金属燃料体から UO_2 燃料体に変更するについては、45年7月13日付で原子炉設置変更の許可申請がなされた。変更の内容は燃料体の変更およびそれに伴う安全棒の増設と制御系の改造に関するものである。変更の内容については原子炉安全専門審査会第69部会で検討され、45年10月8日付をもつて許可された。

第69部会で問題となつた点は次のようなことであつた。

- i) 1.5%濃縮ウラン UO_2 燃料体と天然ウラン UO_2 燃料体との区別の方法
- ii) 燃料棒チャンネル流路閉塞時の熱計算
- iii) アルミニウムとジルカロイ、インコネルとの適合性について
- iv) 燃料体の交換方法について

このうちi) はたとえ間違つて装荷されても反応度的には十分制御可能であるが、燃料体製作時に十分注意し、iii)についてはアルミニウムとインコネルは電解腐食を起すため、直接接触しないようタイプレートをジルカロイで作ることにした。またiv)は数本づつ交換しては余剰反応度を測定し、十分制御余裕のあることを確認する方法を採用することにした。

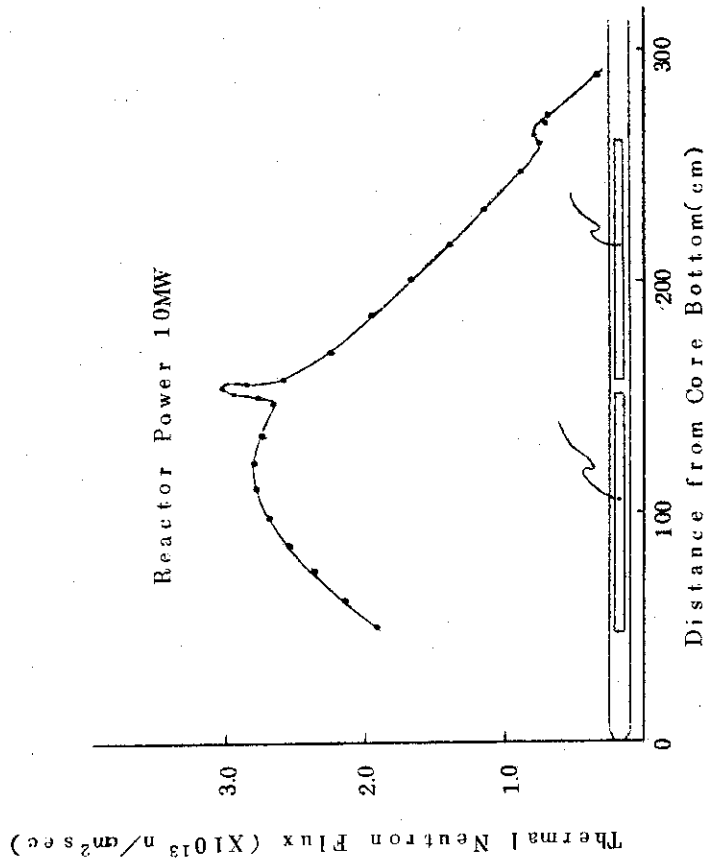


Fig 7.4.4 Axial Thermal neutron flux distribution

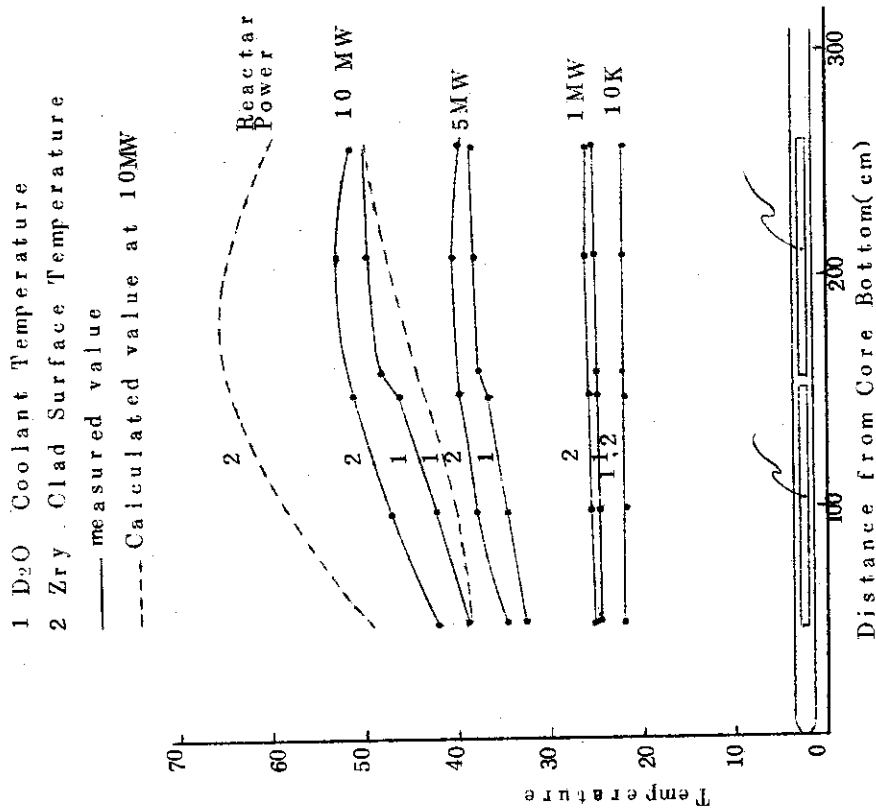
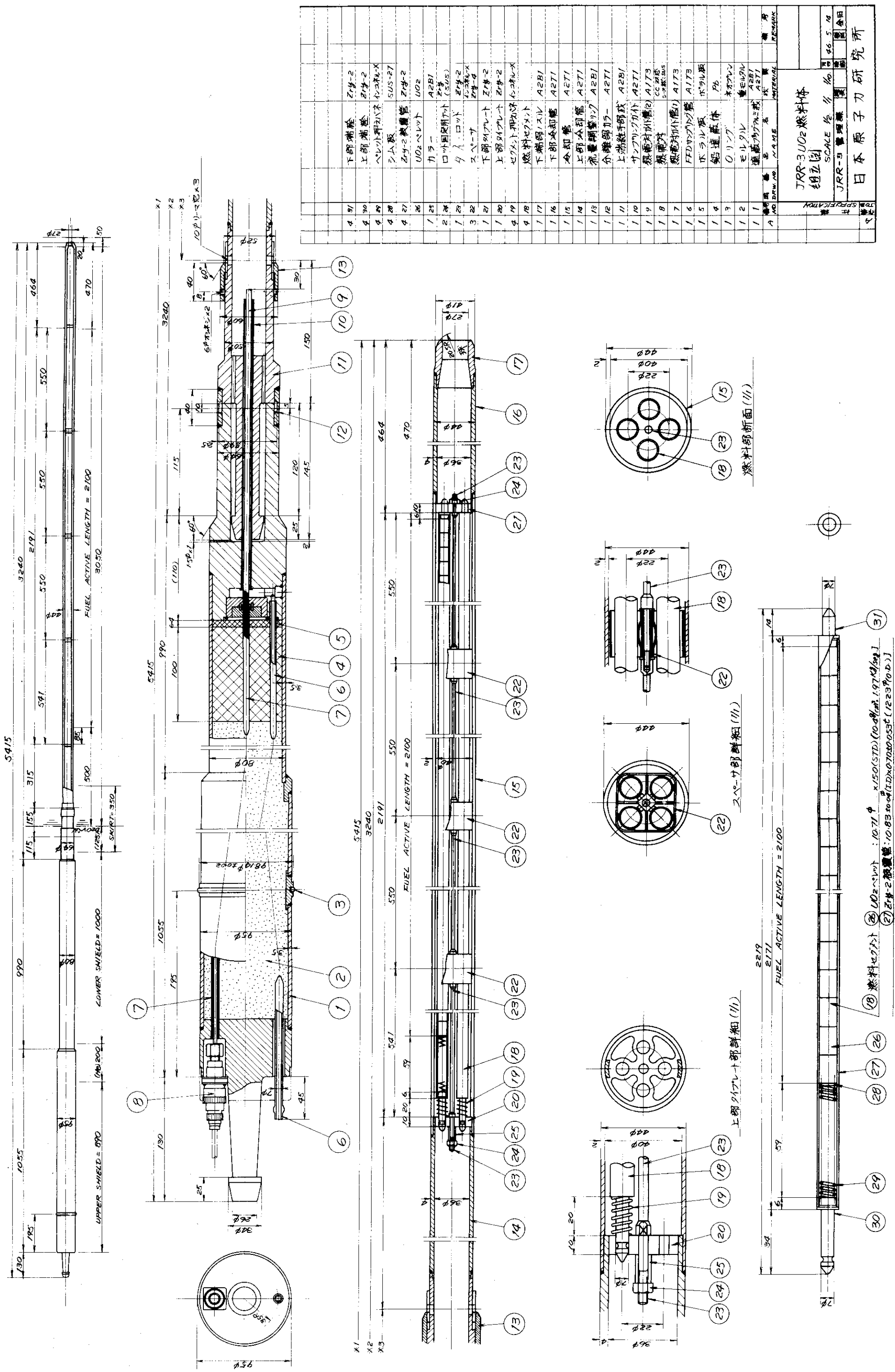


Fig 7.4.3 Axial Temperature distribution of coolant and Clad Surface

Fig.7.4.5 (1)

No.	Name	Materials
1	Shield plug	
2	Mortar	
3	O-ring	Neoprene
4	Lead shield	Pb
5	Boral plate	B
6	FFD sampling tube	Al
7	Thermocouple guide	Al
8	Thermocouple	C-C thermocouple
9	Thermocouple guide	Al
10	Sampling tube guide	Al
11	Upper coupling	Al
12	Cut off part	Al
13	Over flow part	Al
14	Top shroud tube	Al
15	Shroud tube	Al
16	Bottom shroud tube	Al
17	Nozzle	Al
18	Fuel segment	UO ₂ pellets, Zry-2
19	Spring	Inconel-X
20	Top tie-plate	Zry-2
21	Bottom tie-plate	Zry-2
22	Spacer	
23	Tie rod	Zry-2
24	Nut	SUS-27
25	Collar	
26	UO ₂ pellet	
27	Sheath	Zry-2
28	Shim plate	SUS-27
29	Spring	Inconel-X
30	Top end plug	Zry-2
31	Bottom end plug	Zry-2



NO	呼称	材質	寸法	備考
4	下部端座	Zr-2		
4	上部端座	Zr-2		
4	ヘルメット押込ネジ	スチール		
4	シム板	SUS-27		
4	Zr-2 熱管管	Zr-2		
4	UO ₂ ベレット	UO ₂		
1	カラス	A2B1		
2	口外固定用ナット (SUS)	Zr-2		
1	クランプ	Zr-2		
3	スペーサ	Zr-2		
1	下部ガイド管	Zr-2		
1	上部ガイド管	Zr-2		
4	セグメント押込ネジ	スチール		
4	燃料セグメント			
1	下部冷却管	A2B1		
1	冷却管	A2B1		
1	上部冷却管	A2B1		
1	充塞調整ナット	A2B1		
1	分離部ナット	A2B1		
1	上部燃料部ナット	A2B1		
1	サンプリングナット	A2B1		
1	熱管ナット	A173		
1	熱管ナット	CC 鋼 SUS		
1	熱管ナット	A173		
1	FDVナット	A173		
1	ボラール板	ボラール板		
1	鉛遮蔽体	Pb		
1	オリック	チタン		
1	モールド	チタン		
1	遮蔽体ナット	A2B1		
1	遮蔽体ナット	A2B1		
1	遮蔽体ナット	INTERVAL		

JRR-3 UO₂ 燃料体
縮尺 1/10
JRR-3 管理図
日本原子力研究所

Fig. 7.45 UO₂ Fuel Assembly in JRR-3

ii) については検討の結果、沸騰が生じるが被覆管を破損させる等の温度にまでは至らないことがわかった。

(e) 製作

UO₂ 燃料体の発注にあたり、燃料セグメントは JPDR-II の仕様をそのまま準用し、また、燃料体については現在使用中の金属燃料体の仕様によるものとした。概略の構造を Fig. 7.4.5 に示す。スペーサの保持は、組立や検査を容易にすることを考えてモンタロッド方式によるものとした。燃料出口温度測定用の熱電対はシース付のものを用い、差し換えも可能な構造とした。このためガイド管の構造も変更した。

燃料セグメントの使用条件は、被覆管表面温度の最高が 88 °C 程度、また燃焼度の最高が燃料体平均で 7000 MWD/ton と、JPDR-II の条件より相当低い。しかし製作にあたって仕様はまったく同様とし、十分な安全性を見込んだ。なお UO₂ 燃料体は 1.5% 濃縮のものと天然ウランのものと 2 種類作り、混合炉心を組む予定である。

45 年度では 1.5% 濃縮のもの 125 体と天然ウランのもの 65 体が発注され 46 年度から 47 年度にかけて納品される。

JRR-3 管理課

7.4.4 使用済燃料からの γ 線の線量測定

原子炉の使用済燃料からは、かなりの冷却期間の後でも、高線量の γ 線が放射される。使用済燃料貯槽内にこれら燃料を貯蔵する間に、それらを利用して有効な γ 線照射を行なうことができる。(1)~(4) JRR-2 および JRR-3 の使用済燃料貯槽内には、照射に適した各種の機器がそろっており、比較的容易にこの目的を果たせる。こうした観点から、まず γ 線照射に利用できる線量の測定を行なった。測定は、JRR-2 では円筒燃料中心部、照射孔、冷却架台の照射筒、JRR-3 ではカツティングマシンの回転ラック、要素冷却架台等について、比較的高い線量率が得られる条件（冷却期間が短かく、燃焼度が進んだ燃料を周囲に配置）で行なった。その結果、JRR-2 冷却架台の照射筒では約 2.7×10^6 R/hr という高い線量率が得られたが、JRR-3 ではいずれも 1.0×10^4 R/hr 以下と、JRR-2 にくらべかなり低い線量率があつた。

今回の実験結果、次のことがわかった。

- i) 使用済燃料貯槽には、γ 線照射を行なうのに十分な線量率がある。
- ii) 使用済燃料を用いて γ 線照射を行なう場合、最大の難点は線量率の評価にある。本実験でもイオンチェンバー (Radcon - Victoreen 製) と TLD (熱蛍光線量計) では、最高 20% の差があつた。今後は、化学線量計を併用することなどを検討する必要がある。なお、将来は、周囲の燃料を選定することにより、任意の位置で、任意の線量率 (最高 3×10^6 R/hr) を得ることが可能と考えるが、これには単一燃料が発する γ 線について、燃焼度、冷却期間、照射履歴等への依存性、燃料の方向性、縦方向の分布等について詳細な測定が必要である。本実験と同時に水晶の原石を試験照射して、その変色の様子から実用性を再確認した。

研究炉技術課

参考文献

- (1) B.M.Oleary : Atomic Energy in Australia. 9 (2), 7 (1966)
- (2) B.M.Oleary : AAEC-TM347 (1967)
- (3) AERE : Isotope Research Division 資料.
- (4) U.S.Karasev et al : Soviet Atomic Energy 25, 1274. (1968)
- (研究炉技術課 ; 足立守, 松野見爾, 内山順三, 佐藤博)

Table 7.4.2 送還した使用済燃料の詳細

送還回数	容器	全放射能 (Ci)	平均燃焼度 (%)	平均冷却日数(day)
第7回	№ 1	1.6×10^4	14.3	343
	№ 2	3.4×10^4	15.7	281
第8回	№ 1	1.1×10^4	14.3	672
	№ 2	1.8×10^4	13.7	296
第9回	№ 1	8.7×10^3	14.2	458
	№ 2	2.0×10^4	17.3	364

7.5 JRR-4原子炉の改造計画

7.5.1 JRR-4改造計画にかゝる構造物の試作試験

JRR-4は、原子力第1船“むつ”のモックアップ試験を中心とした遮蔽研究のための単能炉に近い設計で建設され、一般的な利用の汎用性にとほしい構造となつている。遮蔽研究は、原子力工学研究の重要な分野として今後も強力に進められるであろうが、時代の経過にともないJRR-4は、一般利用需要の急速な増大やJRR-1の廃炉などの外部状況に定めるべく、汎用炉として脱皮する必要にせまられている。そのため、制御板の抜本的な改修を含め、実験設備の大巾な改修と性能の向上を図る計画を進めてきた。(1)、(2)

JRR-4の改造にあつては、技術的にも性能的にもその信頼性が実証されたもので行なうことを基本方針としており、未解決の問題については、モックアップ試験によりその性能を確認した上で採用することとなつている。すでに炉心内要素の流量分布、制御板の適性は確認されており⁽³⁾、今後とも現炉心タンク、または、モックアップ装置を用いて次の項目の試験を行なり予定である。

(1) ダミー燃料の製作

JRR-4の1次燃料は、48年ごろバージョンアップが15%に達する予定である。改造後は2次燃料を使用する計画であるが、この際現在のものより金属対水比の大きい板状燃料を使用し、中性子束の向上をはかることが計画された。

ダミー燃料の製作目的は、(a)金属対水比の大きい、すなわち、1要素あたりの燃料板枚数の多い燃料の製作可能性を検討すること、(b)製作した燃料の水力学的特性の評画を行なりこと、などである。

ダミー燃料は、外径寸法、寸法精度、表面処理、使用材料および強度などすべて1次燃料と同一規格（ただし燃料板には被覆材と同一のアルミニウム板を使用した）のもの2体を製作した。

これら2体の間の相違は、ダミー燃料板枚数を25枚と22枚にしたこと（1次燃料は15枚）および燃料板と側板との間の結合をロールスエッジ法とピンニング法を採用した点のみである。

(a) ダミー燃料の製作

ダミー燃料の設計にあたり留意した点は次のとおりである。(1)JRR-4炉心内での使用期間が長く、しかもその間10回以上炉心への出し入れがあり、外側燃料板に多くのキズがつき被覆破損のおそれがあるため、外側燃料板の肉厚を1.26→1.5mmとした。(2)燃料板の枚数を増加すると、ウォータギャップがせまくなり、組立時の寸法精度を同一とした場合、誤差の割合（すなわち、ホットスポットファクターへの効果）が大きくなること、および使用時のギャップの変化をなくすため、ダミー燃料板の上下にコームを設けることとした。また、(3)水力学的特性を測定するため、ピート管取付用の孔を設けるとともに、可能なかぎりダミー燃料を分解できる構造とした。

ダミー燃料の構造をFig 7.5.1 ピート管の構造および取付方法をFig 7.5.2に示す。

(b) ダミー燃料の製作結果

ダミー燃料の製作仕様は、実際の燃料と同一基準としたが、製作結果は良好であつた。

(c) 水力学的特性測定

ダミー燃料の圧力損失，流量分布およびダミー燃料板の機械的健全性などの測定につき現在検討中である。

(2) 制御棒駆動装置の試作

1) 概 要

制御棒の振動に関する諸問題を解決するため，改造炉においては，現在の平板ローラ付き粗調整安全板を剛性の高い十字型粗調整安全棒に変更するが，十字型制御棒については，43年度にモックアップ試験を行ない，制御棒単体の振動は生じないことが確認された⁽³⁾。

改造炉は，炉心部を使用した照射試験を効率よく，しかも安全に行えるよう，炉心中央にブラックストラップを設けて反射体領域に照射孔3式を配置するため，現在使用しているスクリーナット駆動方式では，駆動部分の寸法が長くなり，炉心上部の作業性が極端に悪い。したがって，改造炉においては，駆動装置としてワイヤードラムクラッチ式またはラックピニオンクラッチ式の両方式を考え，種々調査，検討の結果，炉心ブリッジ床面からの高さを低くし得るといふ利点を生かし，ワイヤードラムクラッチ式を第1候補として，試作，試験を十分に行ないその適性を確認の上正式に採用することとした。

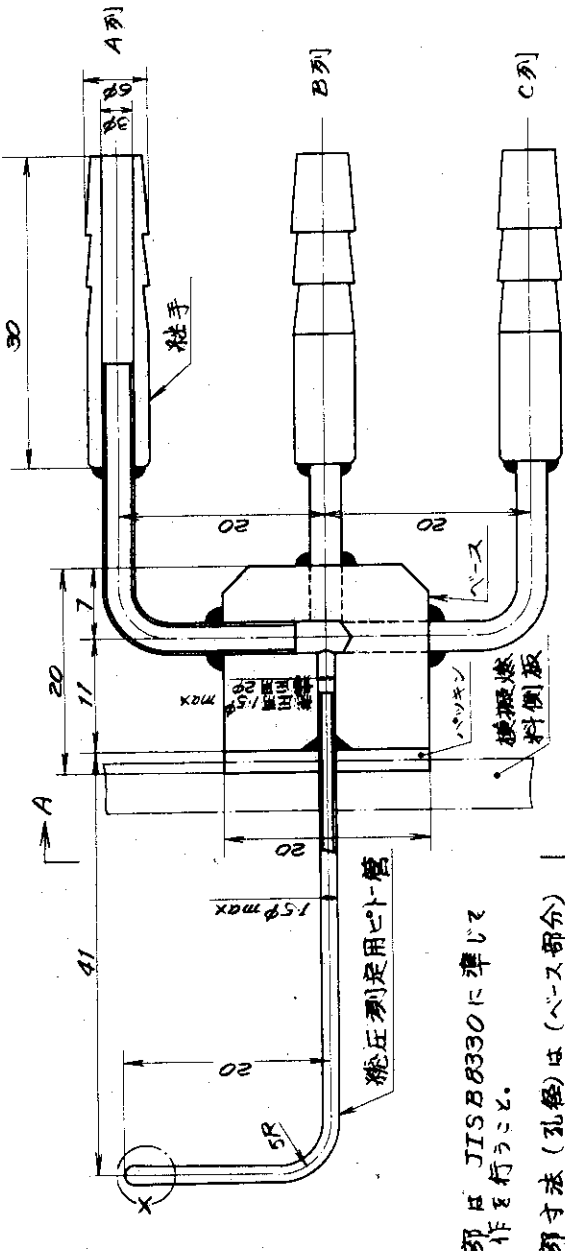
仕様および構造をTable 7.5.1 に示す。

Table 7.5.1 Summary of control rod drive mechanism.

(a) 性能	
ストローク	650 mm
駆動速度	1 mm/sec
落下時間	400 msec 以下
	(緩衝装置内平均減速度 0.6 g程度)
切り離しおくれ時間	20 msec 以下
(b) 構造	
型式	ワイヤードラムクラッチ式
駆動部投影寸法	160 mm × 400 mm 以下
駆動部の長さ	1500 mm 以内
	(ブリッジ床面上の突出寸法 500 mm 以内)
駆動モータ	パルスモータ
安全装置	{ <ul style="list-style-type: none"> ワイヤの露出部分をなくす ワイヤ伸び検出装置 過巻防止装置

Fig 7.5.3 に示すように，本品は全長約11mで，下部から①モックアップ(十字型)制御棒，②連結用のロッド，③緩衝装置，④駆動部，の4ブロックから構成されている。この駆動装置は，42年度に製作した炉心タンクモックアップ装置を若干改良し，格子板にあ

流量分布測定用ピット管概念図 (Scale 2/1)



(1) X部は JIS B 8330 に準じて 製作を行うこと。

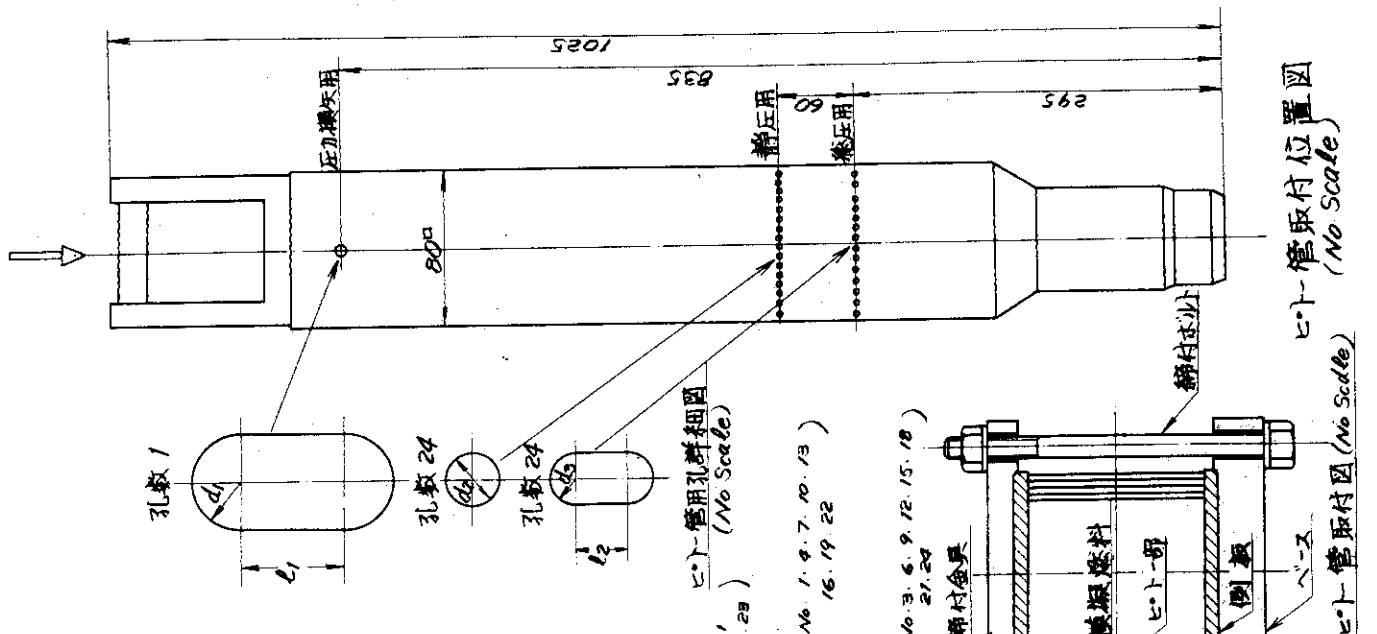
(2) Y部寸法 (孔径) は (ベース部分) 総圧測定用 最大 1.5φ 静圧測定用 2φ とする。ただし、静圧測定用場合は 総圧測定用ピット管を固定し、直 接 燃焼燃料側板に固定する。

(3) 燃焼燃料側板のベースへの接 合は、接着剤又は銀ロー村とする。 その他の部分は 銀ロー村とする。

(4) 燃焼燃料側板に設けるピット管 用孔のピッチは、燃焼燃料側板の水 びやツブの中心に位置するより選定 すること。また、ピット管用のベ ースにある孔の位置は、側板の孔と 一致させること。

(5) ピット管用孔の寸法 $d_1, d_2, d_3, d_1, l_1, l_2$ は、孔あけ加工の難易、ピット管挿入 の難易等を考慮して協議決定する。

(6) 使用材料の材質は、SUS 27 ネオプロ ンのみとする。その他のものを使用 する場合は、原研の承認を得ること。

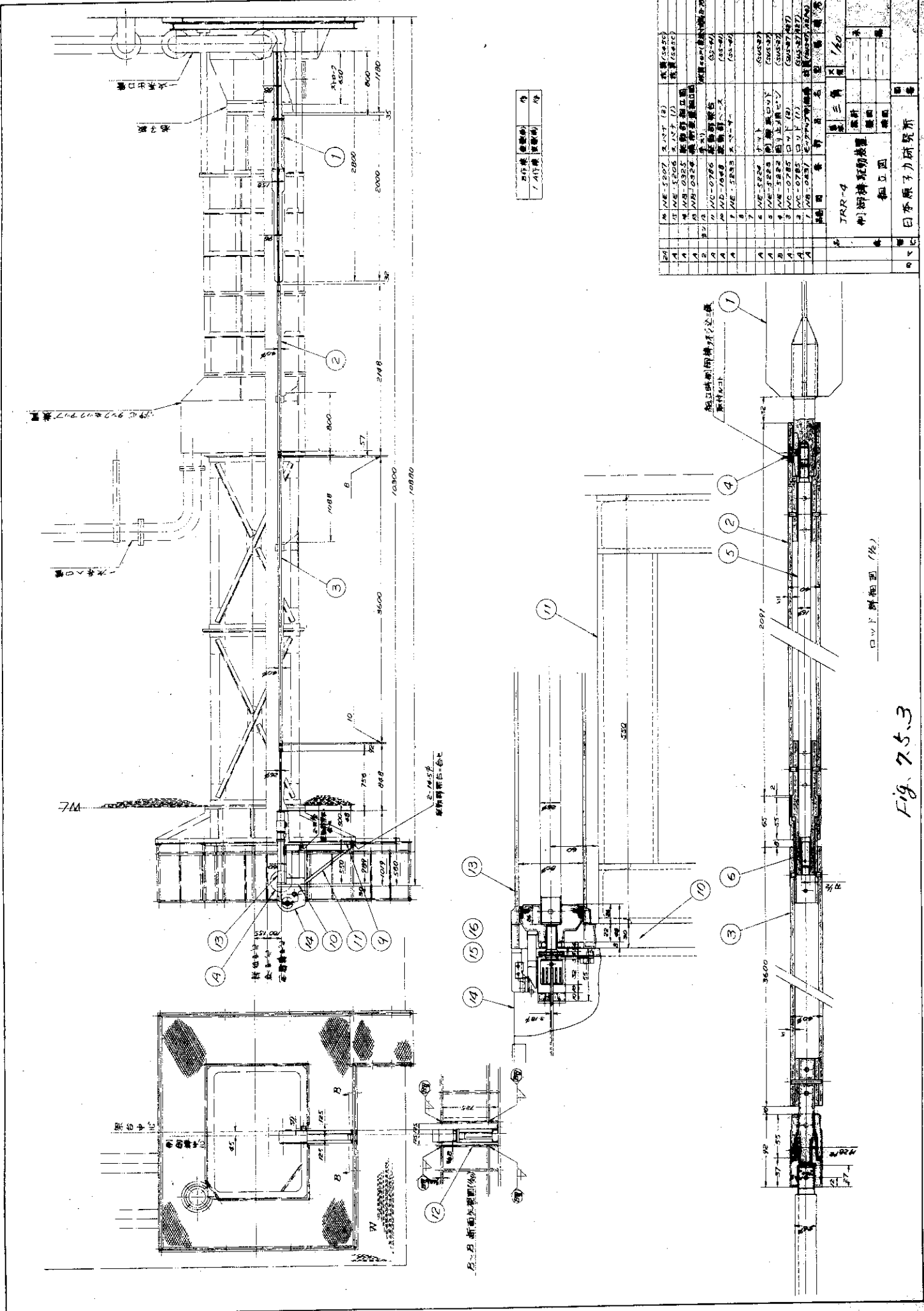


逆力横矢測定用ピット管概念図

ピット管取付位置図 (No Scale)

Fig. 7.5.2

ピット管製作及び取付仕様書
添付図 199.12.16 M.O.



部	材	規格	数量	備註
A	鋼	SM 490	1	
A	鋼	SM 500	1	
A	鋼	SM 510	1	
A	鋼	SM 520	1	
A	鋼	SM 530	1	
A	鋼	SM 540	1	
A	鋼	SM 550	1	
A	鋼	SM 560	1	
A	鋼	SM 570	1	
A	鋼	SM 580	1	
A	鋼	SM 590	1	
A	鋼	SM 600	1	
A	鋼	SM 610	1	
A	鋼	SM 620	1	
A	鋼	SM 630	1	
A	鋼	SM 640	1	
A	鋼	SM 650	1	
A	鋼	SM 660	1	
A	鋼	SM 670	1	
A	鋼	SM 680	1	
A	鋼	SM 690	1	
A	鋼	SM 700	1	
A	鋼	SM 710	1	
A	鋼	SM 720	1	
A	鋼	SM 730	1	
A	鋼	SM 740	1	
A	鋼	SM 750	1	
A	鋼	SM 760	1	
A	鋼	SM 770	1	
A	鋼	SM 780	1	
A	鋼	SM 790	1	
A	鋼	SM 800	1	
A	鋼	SM 810	1	
A	鋼	SM 820	1	
A	鋼	SM 830	1	
A	鋼	SM 840	1	
A	鋼	SM 850	1	
A	鋼	SM 860	1	
A	鋼	SM 870	1	
A	鋼	SM 880	1	
A	鋼	SM 890	1	
A	鋼	SM 900	1	
A	鋼	SM 910	1	
A	鋼	SM 920	1	
A	鋼	SM 930	1	
A	鋼	SM 940	1	
A	鋼	SM 950	1	
A	鋼	SM 960	1	
A	鋼	SM 970	1	
A	鋼	SM 980	1	
A	鋼	SM 990	1	
A	鋼	SM 1000	1	

鋼橋架設圖 (1/2)

Fig. 7.5.3

いている十字型ガイド孔を基準として据付けられた。

③と④との結合方式は、現在の制御棒と同一の方法を採用し、結合部での曲りおよび上下方向のガタのない構造とした。

緩衝装置は、原理的には現在のものと同一のオイルダンパー式であるが、最適の緩衝効果を得ることが可能なようオイルの逃げ孔調節用のノズルを設けられている。

冷却水流による制御棒の浮上り、炉心操作トングによる制御棒の吊上げなどの事故をさけるため、ワイヤの露出部分がない構造とし、連結用のロッド③の先端に緩衝装置に当るストライカが取り付けられ、その部分から上は $3.18\text{mm}\phi$ のワイヤとなつている。

駆動部④は、ワイヤを巻取るドラム、ドラムを駆動するパルスモータおよび減速ギヤ、スクラム時にドラムの慣性力を消すケリ出し装置、位置指示装置などから構成されている。

II) 検査結果および対策

現地検査の結果、問題となつた個所およびその対策は次のとおりである。

① 緩衝装置③は、制御棒を下限位置から約 100mm 上昇させた状態で、緩衝装置のピストン⑥がパネ②により上方に持上がり、次に制御棒が落下したときパネの入つているスペースのオイルがダンパーの役割をする構造となつているが、据付検査のとき、パネ力が弱いのとオイル切り用の"0"リング④が若干太かつたため、ピストンの上方への戻りがわるく、緩衝効果がほとんどなかつた。パネ力を若干強くし、さらに"0"リングの材質をテフロンに変更し、内径を 0.1mm 大きくした。この結果、ピストンの戻りが円滑となり、緩衝効果も増大し問題が解消した。

② 駆動部④は炉心要素の操作上、最大投影面積 $160\times 400\text{mm}$ 以下にする必要があるため、電磁クラッチの容量($5\text{Kg}\cdot\text{m}$)を大きくできず、したがつて、ワイヤドラム⑤の直径が $142\text{mm}\phi$ におさえられてしまつた。また、ワイヤドラムの内側に渦巻きパネ③を取付け、これによりワイヤドラムの慣性力を打消すケリ出しおよび停止の両方の機能を持たせる構造とした*。検査の結果、ケリ出し機能については問題はなかつたが、停止機能はほとんどなく、ワイヤドラムが過回転し、ワイヤを逆に巻付けるような状態で停止することがわかつた。この欠点を解消するためには、パネ力を強くすればよいのであるが、逆にクラッチ容量およびパルスモータの容量により別の問題が発生する可能性があつたため、機構はかなり複雑となるが、ワイヤドラムが約2.5回転で停止する過巻防止用ダンパーを代りに取付け、ケリ出しおよび停止の両方の機能を十分満足させることができた。

③ 制御棒の駆動ストロークはリミットスイッチの位置により自由に調節可能である。

④ 駆動速度は、パルスモータを使用したため、容量の範囲内で自由に調節可能である。

⑤ 緩衝装置はワイヤドラム部にないため、ワイヤへの衝撃がなく、したがつてワイヤの伸びはほとんどないと思われるが、この件については耐久試験で判明する。

⑥ 駆動用制御装置としては、通常の操作回路の他に、2系統の試験用回路を設け、耐久

* 制御棒のストロークは 650mm であるため、ワイヤドラムの直径を $250\text{mm}\phi$ 程度にすれば、ケリ出しおよび停止機構は非常に簡単となる。

試験およびスクラム特性試験の便に供することとした。耐久試験の操作回路は、

- ① 上昇 → 上限 → スクラム → 上昇 ……
- ② 上昇 → 上限 → 下降 → 下限 ……

のくり返しが自動的に行える構造となつている。

以上の検査結果から判断すると、改造炉に本装置を使用しても本質的な問題は生じないと思われるが、なお確認のため今後引き続いて耐久試験、スクラム特性試験を実施し、完全を期す予定である。

(3) 炉心タンク振動防止装置

JRR-4の炉心タンクは、その上部がブリッジで固定されている。ブリッジは、プール壁上部に設けられたレール上を移動する構造となつており、原子炉の運転状態では、クランプ装置によつて、レールに固定されている。

一次冷却水は、炉心ブリッジ上部約6mの所から炉心タンクにほぼ直角に流れこみ、炉心を経て炉心下部(ブリッジ上端から約10m)から配管でポンプのサクシヨン側に結ばれている。炉心タンクとプール壁との配管は、フレキシブルジョイントで結ばれている。

炉心タンクは、こうした、なかば宙づり状態の構造のため、主に冷却水の脈動によるものと思われる炉心タンク、炉心ブリッジの振動が発生し、炉心タンク、炉心ブリッジに及ぼす機械的疲労などが問題となつていた。JRR-4ですすめられている出力増大計画では、一次冷却水流量が7.0 m³/min (現在 5.4 m³/min) 程度まで増大されるので、この問題の解決が特に必要となつてきた。

これらの問題を解決するため、JRR-4では、炉心タンク振動防止装置を考え、昭和46年3~4月にかけて取り付け工事を行なつた。その構造はFig 7.5.4 に示すようなもので、

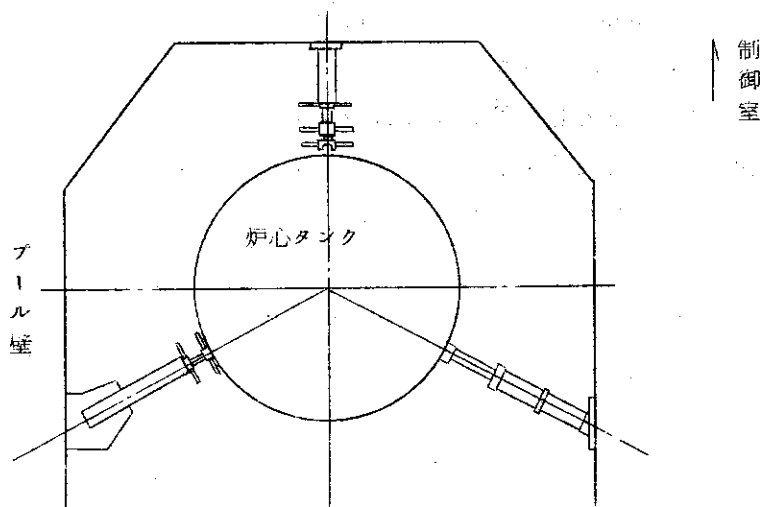


Fig 7.5.4. 炉心タンク振動防止装置取付図
Installation view of hydraulic vibration prevention device for JRR-4 reactor vessel

一方は水圧シリンダーが設けられ、最大 1,500 Kg の荷重で、炉心タンクを押付けられるようになっている。他の二方向は、スクリー軸とナットにより手で炉心タンクを押し、動かないようにロックする構造になっている。また、炉心タンクはアルミニウム製であり、クランプ時の押付け力で歪などの変形を起さぬために、ステンレスの補強バンドをその周囲に取り付け、炉心タンクを保護している。この装置は、冷却水が流れこむ位置が効果的であるとの理由から、炉心ブリッジ上部から約 5 m のところに取り付けた。

取付け後、水圧シリンダーの往復動作、耐圧検査、漏洩検査などの結果は良好であつた。

この装置の取り付けにより、炉心タンク、ブリッジなどの機械的振動は、十分に防げられる。

(4) 出力上昇のための冷却系性能試験

(a) 実験方法

JRR-4 の冷却系統には、熱交換器 2 基、冷却塔 2 基が設けられている。JRR-4 の現在の最大熱出力をさらに上昇させるには、既存の設備の最大熱除去能力を求めておく必要がある。この実験は、熱交換器、冷却塔をそれぞれ 1 基ずつのループを作り、原子炉の出力を上昇させていつた場合の各部の温度特性を調べ、出力上昇の際の基礎資料を求めるためのものである。

手順は、一次系流量 $4.0 \text{ m}^3/\text{min}$ 、二次系流量 $5.3 \text{ m}^3/\text{min}$ のとき出力を 5 W, 200 kW, 1,500 kW, 2,000 kW に、また一次系流量 $3.0 \text{ m}^3/\text{min}$ 、二次系流量 $4.0 \text{ m}^3/\text{min}$ のとき出力を 200 kW, 1,500 kW, 1,800 kW の各ステップで運転を行なつた。

また、燃料要素に熱電対を取り付け、炉心 E-5 に挿入し、燃料板表面温度の測定も行なつた。

実験は、昭和 45 年 5 月 7 日に行なつた。

(b) 実験結果

① 冷却塔の性能

冷却塔の性能のひとつのめやすとして、ここでは総括エネルギー移動係数 (K_a : $\text{kcal}/\text{m}^3 \cdot \text{hr} \cdot \Delta i$) の比較を行なつてみる。定常運転時の二次系流量は、 $3.6 \text{ m}^3/\text{min}$ (冷却塔 1 基あたり) であり、そのときの K_a 値は、 $6,820 \text{ kcal}/\text{m}^3 \cdot \text{hr} \cdot \Delta i$ (設計値) である。今回の実験では、 $4.0 \text{ m}^3/\text{min}$ のとき $7,360 \text{ kcal}/\text{m}^3 \cdot \text{hr} \cdot \Delta i$ 、 $5.3 \text{ m}^3/\text{min}$ のとき $7,740 \text{ kcal}/\text{m}^3 \cdot \text{hr} \cdot \Delta i$ という結果が得られた。計算では、それぞれ、 $7,400 \text{ kcal}/\text{m}^3 \cdot \text{hr} \cdot \Delta i$ 、 $8,300 \text{ kcal}/\text{m}^3 \cdot \text{hr} \cdot \Delta i$ であつた。 $4.0 \text{ m}^3/\text{min}$ のときは、ほぼ計算値と一致するが、 $5.3 \text{ m}^3/\text{min}$ では、大きなずれがある。一般に、冷却塔は、ある冷却水量を越すとそれ以上水量を増やしても、 K_a 値は増加しない。JRR-4 の冷却塔では、 $4.0 \text{ m}^3/\text{min}$ から $5.3 \text{ m}^3/\text{min}$ の間に、この点があると考えられる。

② 熱交換器の性能

熱交換器の熱貫流率 K ($\text{kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C}$) は、定常時 $2.7 \text{ m}^3/\text{min}$ (熱交換器 1 基あたり流量) のときに、 $1,180 \text{ kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C}$ である。今回の実験では、 $3.0 \text{ m}^3/\text{min}$ のとき $1,300 \text{ kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C}$ 、または $4.0 \text{ m}^3/\text{min}$ のとき $1,500 \text{ kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C}$ という結果であつた。計算値は、 $1,370$ 、 $1,580 \text{ kcal}/\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C}$ という値で、ほぼ一致する。

③ 燃料被覆表面温度

燃料表面温度は、熱電対を用い、デブコン F で燃料表面に接着を行ない測定した。しかし、接着が不完全であつたようで、明確なカーブが得られなかつた。表面温度の実測値と計算値は充分一致しなかつた。この相違は、上述の理由の他、外側燃料板の冷却水量とその温度評価、また、流量が少なくなると、層流と発達した乱流との間の遷移領域にあたるため、熱伝達の計算式もそれに応じたものを用いる必要があること、熱中性子束分布の変化なども影響しているものと思われる。

(c) 出力上昇との関連

以上の実験結果から、一次、二次系流量を、現在の $5.4 \text{ m}^3/\text{min}$ 、 $7.2 \text{ m}^3/\text{min}$ を、それぞれ $7.0 \text{ m}^3/\text{min}$ 、 $8.0 \text{ m}^3/\text{min}$ に増大した場合について、外気湿球温度 30°C 、出力 3.5 MW の計算では、

冷却塔出口温度	32.6°C
炉心入口温度	40.6°C
炉心出口温度	47.9°C
燃料表面最高温度	100.8°C

という結果が得られた。この結果、燃料温度については、今後、さらに検討する必要があるが、熱交換器、冷却塔の性能は、 3.5 MW まで、充分に保証できる見通しが得られた。(JRR-4の現在の一次冷却水温度のスクラム設定値は、 55°C である)

また、 4.0 MW の場合は、上述の条件で

冷却塔出口温度	32.9°C
炉心入口温度	42.0°C
炉心出口温度	50.3°C
燃料表面最高温度	109.5°C

という結果が得られている。JRR-4の燃料表面最高温度は核的な不安定性を防ぐため、沸騰を起さない温度として、 116°C という温度を上限としているが、 4.0 MW の計算結果では、計算誤差などの関係から、この値を越える恐れもあり、今後、充分な検討を要する。

JRR-4 管理課

参考文献

- (1) JAERI-memo 3122 (未公開) JRR-4の改造について
(第3次案) 昭和43年6月 JRR-4 管理課
- (2) JAERI-memo 未刊 JRR-4の改造について(最終案)
- (3) JAERI-memo 3243 (未公開) JRR-4改造炉心モックアップ試験
昭和43年9月 JRR-4 管理課

7.6 計測制御

7.6.1 制御板位置指示計の試作

JRR-4では小型計算機を使用してデータロガーを行なう計画があるが、このためには現在使用している機器からデータ収集用の信号を取出せないものがあるので改装しなければならない。

このような機器の一つとして制御板位置指示計がある。現在はアナログ信号とデジタル信号が出ているが、アナログ信号は機械的偏位に直接変換される機構であり、デジタル信号は5本ある制御板のうち1本を任意に選択切替して取出すもので、この切替に要する時間は、最大で約10秒かかる。このまゝではスキヤニングなどに問題があるので全面的に改装する必要があつた。今回試作したものは、次のような点を考慮した。

- ① 今までどおり制御室に位置指示表示が出せること。
- ② 同時にデータロガー用のデジタル信号が取出せること。
- ③ 現在の制御板駆動装置に組込める小型なものであること。
- ④ 回転角度を直接信号量に変換できるものであること。
- ⑤ 各制御板から常時信号が取出せるものであること。
- ⑥ 調整、保守の容易なもの。

以上の点を検討した結果、駆動装置内に直接シャフトエンコーダ(A/D変換器)を取付けて、これから2進10進符号(8・4・2・1符号)の信号を取出し、符号変換論理回路を通して10進数に変換し、この出力をデジタル位置指示計、アナログ位置指示計、データロガー用信号に接ぐ方法をとつた。なお、シャフトエンコーダは精度を上げるために二重刷子選択法のものを使用したため、系統図に示すような二重刷子選択論理回路が入つた。

この装置の回路については、Fig 7.6.1 とおりであり、モックアップ試験装置を使用して動作試験を行なつたところ、良好な結果を得ることができた。

JRR-4 管理課

7.6.2 データロガーの整備

45年度の主な整備事項は次のとおりである。

① 中央処理装置(4KW)の購入

前年度購入済みの入出力タイプライターと合わせて、計算機として最低限の機能を調えることができたので、プログラミングの訓練を実施し、ミニコン使用上問題点を実物に即して理解することができた。

② RTO(リアルタイムコントローラー)の仕様決定

信頼性、保守性、経済性が相互に強く関連しているために、従来、方式および発注先がベンディングになつていたが、発注先はエレクトロニクス課とし、方式はカムック規格*によることにした。

* 金原, CAMACシステム

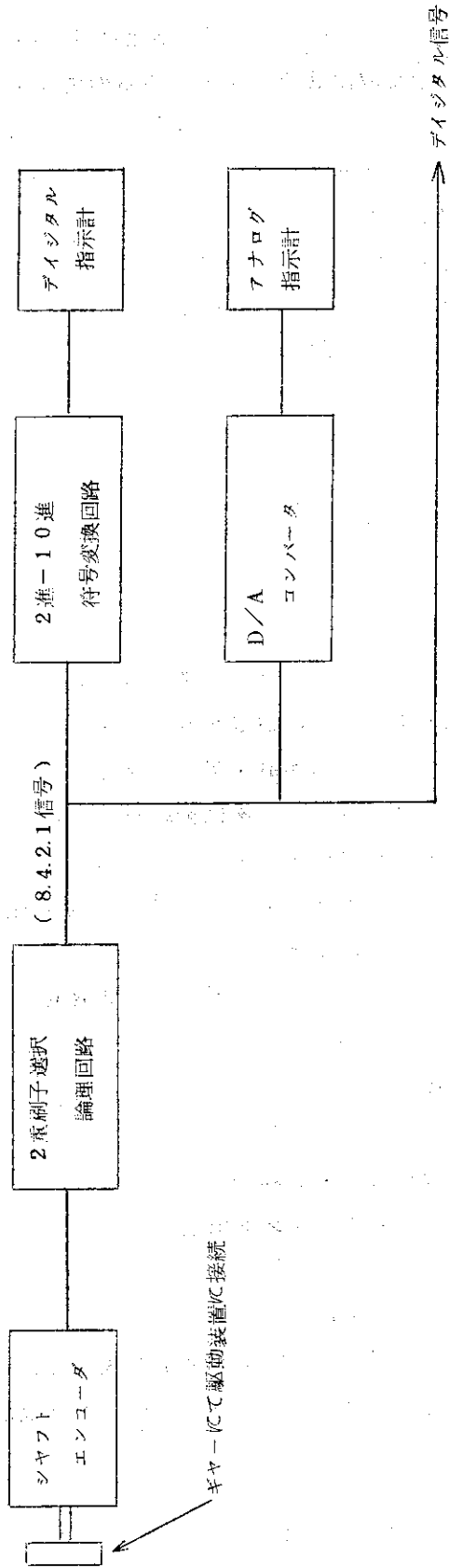


Fig 7.6.1 試作位置指示計系統図

③ オートレンジユニットの試作

昨年度エレクトロニクス課に試作を依頼して一応完成したが、機能上問題があり、使用し得る状態には至っていない。

④ 位置指示計の試作

前年度は部品のみを購入しておいたが、本年度に1系統を完成させ、モックアップ用制御板駆動装置に組み込み、十分に実用に耐えることを確認した。

⑤ その他プロセス機器の整備

前年度に引き続き、プロセス機器を日立のユニtrolに統一すべく、温度計(TI-12, 13)電導度計(CRA-1-1, 2)PH計(PHR-1-1, 2)を交換整備した。

主な事項は上述のとおりであるが、今後の課題を次に記す。

- 1) オートレンジユニットを使用可能な状態に整備する。
- 2) プロセス機器の残部(圧力計, レベル計)を整備する。
- 3) 位置指示計を交換整備する。
- 4) 中央処理装置を8KWに増設し、実用プログラムが組める状態にする。
- 5) RICを発注製作する。
- 6) プログラミングの能率を上げるために、PTR(ホットテーブルリーダー)を整備する。

以上のとおりであり、データロガーとして完成させるためには、今後、可成りの予算が見込まれるが、着実に前進していきたい。

JRR-4 管理課

7.7 照射技術

7.7.1 JRR-3によるコバルトの大量照射

前年度に引き続き、JRR-3の垂直実験孔VC-2を専有してコバルトの照射を実施した。これは γ 線照射用のコバルト線源を生産すること、および原子炉による大量試料の長期照射を行なうための技術開発を目的としたものである。44年度の最終サイクルから照射は始まったが、45年度第11サイクルまでの原子炉の運転は合計 2.5×10^4 MWhであつた。試料は、直径8.3 mm、厚さ2.3 mm、重量1.1 gのペレット状金属コバルトに、ニッケルメッキをしたものと、アルミニウムクラッドをしたものの2種類あり、これらは同径の黒鉛円板をサンドウィッチにして、8個または18個づつにまとめてアルミニウム箔で包装したものをカプセルに収めた。黒鉛円板の厚さは、前者は8 mm、後者は2 mmのものを使用した。

最初挿入した試料は、カプセル数で40個、コバルト全重量605 gであつたが、このうち照射経過をみるために、 5.1×10^3 MWh（第2運転サイクル）、 1.3×10^4 MWh（第5運転サイクル）、および 2.4×10^4 MWh（第11運転サイクル）のそれぞれの照射終了時に、1カプセルづつ取出し、残る37カプセル、コバルト全重量557 gは、照射を継続している。取出した試料は、RI製造部において外観検査、表面汚染検査および放射能の測定が行なわれ、前2者については異常のないことが確認されたが、放射能の測定結果は当初予定した生成量の約40%であつた。この理由は試料は試料による反応度の吸収が -0.45% $\Delta K/K$ と非常に大きかつたことでもわかるように、試料の挿入による中性子束の低減効果が大きく影響したものである。JRR-3ではこのコバルト試料による吸収反応度は、制御棒1本とほぼ同等である。

今後の課題はCo-60の生成効率をよくすることであるが、そのための対策として次の2点を検討する必要があると考えている。

- ① カプセルホルダの構造および材料を検討して、重量を軽減するなど、中性子の吸収を少なくする。
- ② 試料の配置および挿入量について検討し、効率のよい条件を見出す。

研究炉利用課

7.7.2 ガンマ線補償型電離箱とボロン塗布比例計数管の照射

ガンマ線補償型電離箱(CIC) - 約 $80 \text{ mm}\phi \times 476 \text{ mm}\ell$ とボロン塗布比例計数管(B-10カウンタ) - $28 \text{ mm}\phi \times 379 \text{ mm}\ell$ の照射を行なつた。この照射は、これらの中性子検出器の使用条件に応じた照射を行なうことを目的として依頼されたもので、熱中性子照射量で約 $10^{17} \sim 10^{18}$ nvtの照射を行なうこと、および照射温度を約 250°C 以下におさえることが必要であつた。

これらの検出器は、いずれも中性子有感物質としてB-10を95%濃縮したボロンを使用しており、その含有量はCICで約1.5 g、B-10カウンタで約0.25 gであつた。したがつて、CICでは $5 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の熱中性子束照射で約100 wattの発熱となり、計算によると検出器表面温度を 60°C に冷却した場合の信号電極温度は約 250°C となるので、これ以上の熱中性子束で照射することは避けなければならなかつた。B-10カウンタでは、 $3 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の熱中性子照射で約60 wattの発熱であり、この程度の照射では検

出器表面温度を60°Cに冷却すれば問題はなかつた。

このようにことから、照射は軽水自然冷却によつて行なうこととし、C I Cについては熱中性子低減用カドミウム板を使用することとした。カドミウム板の効果は、実験の結果0.095 mm厚さのカドミウム板によつて熱中性子束は約1/10に減少することが確かめられたので、このカドミウム板を0.5 mm厚さのアルミニウム板でサンドウィッチにし、C I Cの下半部を包むことにした。Fig 7.7.1 にその照射容器を示す。

照射中の熱中性子束は、0.7%のコバルトを含有するAl-Co合金ワイヤーを用い、C I Cについてはカドミウム板の内側と外側を測定し、B-10カウンタについてはその表面を測定した。第3、第4、第5サイクルでの照射結果は、熱中性子照射量で約 2×10^{17} nvtとなり、必要量を得られなかつた。これは軽水層による吸収および熱中性子吸収体の挿入による熱中性子束分布の低減効果などについて、安全側に計算したことにもよるが期待値よりかなり低い値であつた。第8サイクルでのB-10カウンタの照射と第10サイクルでのC I Cの照射では、ほぼ期待どおりの結果が得られ、B-10カウンタの照射は平均熱中性子束が 2×10^{12} n/cm²·sec、熱中性子照射量が 2×10^{18} nvtで、C I Cの照射では平均熱中性子束が 6.5×10^{11} n/cm²·sec、熱中性子照射量が 6.5×10^{17} nvtであつた。

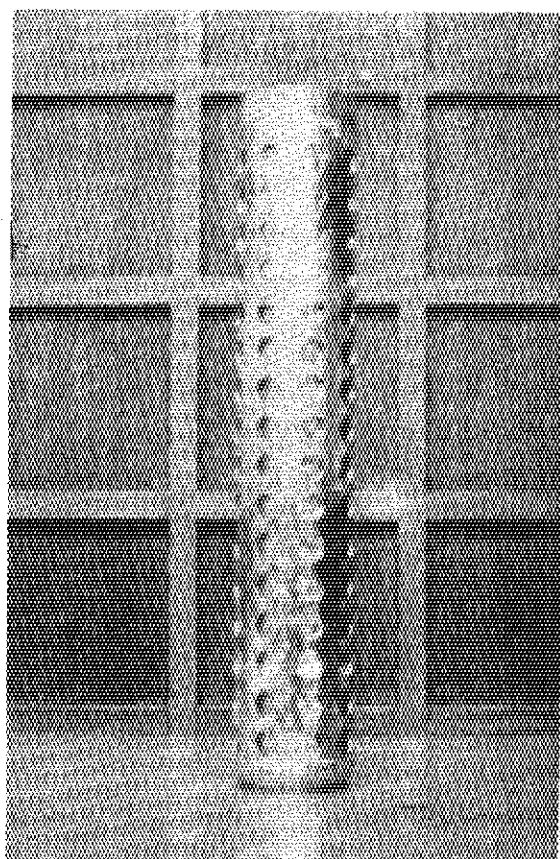


Fig 7.7.1 Irradiation Container of C.I.C.

また、照射孔内冷却水の照射による蒸発量を水位を監視することによつて測定した。蒸発量は水位によつて変化するが、約 10 ml/h で、数日おきに補給した。しかし、遮蔽プラグ下端を水没させるとほとんど蒸発しないことがわかつた。第2回以後プラグ下端を水没して照射した。

研究炉利用課

7.7.3 自己出力型中性子検出器の照射試験

自己出力型中性子検出器 (Self Powered Neutron Detector, 以下「SPND」といふ。) の照射実験を研究炉利用課、原子炉計測研究室および東京大学工学部の協力研究として実施した。SPNDは小型で構造が簡単であること、外部電源を必要とせず取扱いが容易であるなどの特徴があるため、インコアモニタとして注目されており、燃料の燃焼度測定や実験孔の中性子束モニタリングを行なうなど、ようやく実用段階に移り始めたところであり、いろいろな種類、形状のものが開発されつつある。

実験に使用したSPNDは、エミッタ材料としてコバルトを使用したものと、銀を使用したものの2種類あり、Table 7.7.1 にその仕様を示してある。これらの検出器について感度、感度、再現性、外乱の影響などの測定と、炉内放射線に対する耐久試験が今回の照射の目的であつた。

照射はJRR-2の水平貫通実験孔HT-3で行なつた。HT-3は炉心部分の内径 152 mm 、最大中性子束 $3 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ で燃料領域の下端に近い位置にある。この実験孔に、Fig 7.7.2 に示す放射線計測用プラグを挿入した。このプラグは、炉壁面から炉心まで直径 35 mm のアルミニウム直管が通つており、炉壁面部はインナプラグにより炉心から洩れてくる放射線を押さえている。このインナプラグの中心部には、さらに 5 mm の貫通孔があり、この孔の後方には遮蔽体を置き、ビーム状放射線を阻止している。この貫通孔を通してCoエミッタ型とAgエミッタ型のSPNDを同時に挿入した。

照射は、45年第3サイクルから第5サイクルまで3サイクル実施した。この間に炉起動時の中性子束の増加、実験孔内の中性子束分布および運転中の中性子束の変動などを測定した。これらの結果については解析中のため別稿にゆずることとする。

照射後のSPNDは、構造材の放射化により検出部およびリード線先端の放射線量が大きいいため、4週間の冷却期間を置き、短寿命核種の減衰を待つて、鉛 10 cm 厚の円筒形容器に収納して廃棄した。

研究炉利用課

7.7.4 JRR-2 照射孔の中性子束分布測定

(1) まえがき

JRR-2では、昭和45年1月に燃料をB型燃料 (U-235 重量 195 g) に変更して、第3次特性試験を行なつた後、 10 MW 利用運転を合計12サイクル行なつてきた。昭和46年1月の運転休止期間中に、中性子束を測定し、前回 (第3次特性試験) のデータと比較検討することと、前回にできなかった条件についても測定を行ない、より充実した照射利用に関するデータを得ることを目的として測定を計画した。今回は垂直照射孔VT-1, 2, 9およびIn Core の6Cと6Dにおける熱中性子束分布の測定を行なつた。特にVT-2については

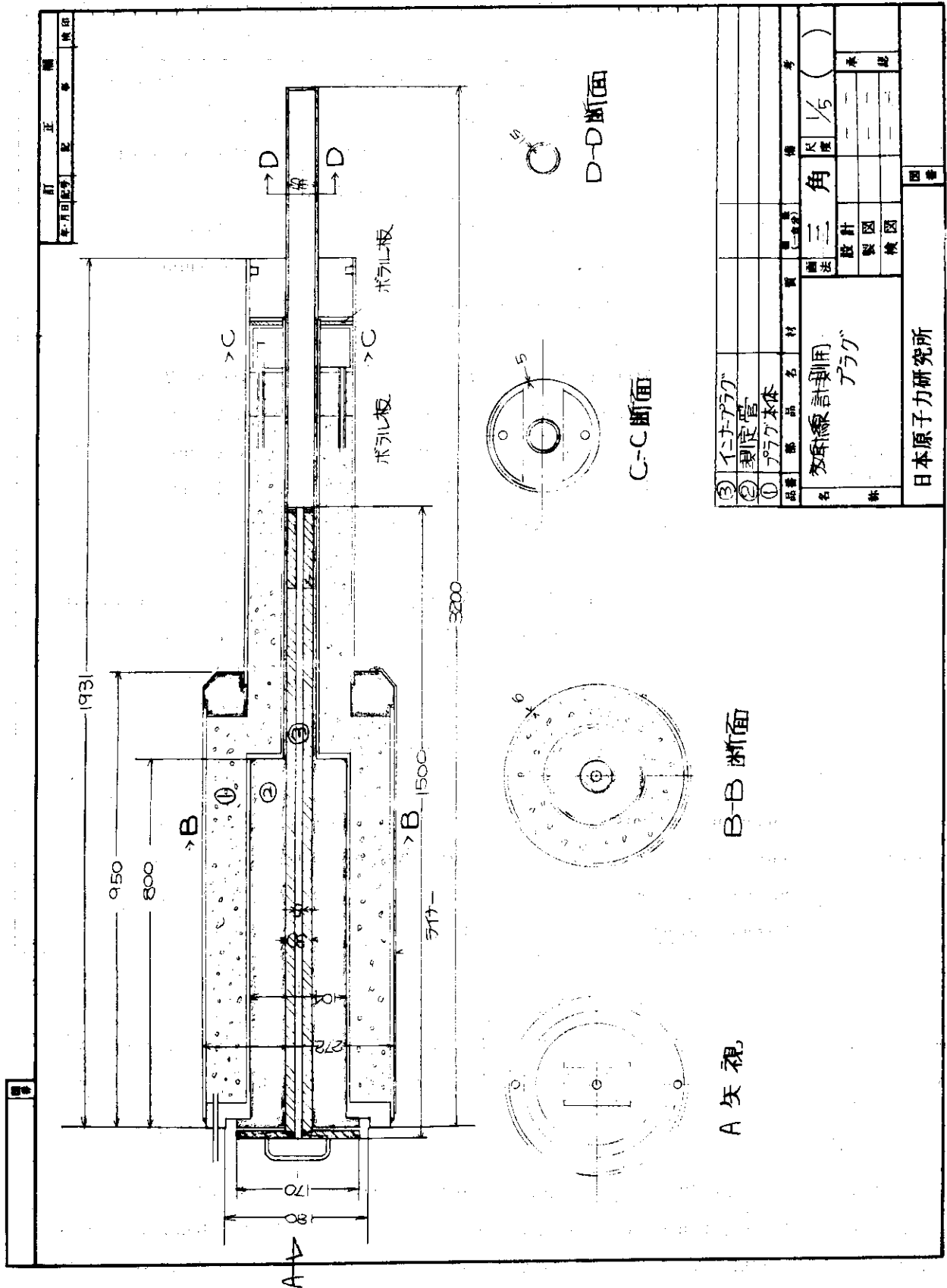


Fig. 7.7.2 HT-3 放射線計測プラグ

Table 7.7.1 Self powered neutron detector

			Ag-type	Co-type
Detector head	Emitter	Material	Ag Ag-107(5135%) Ag-109(4865%)	Co Co-59(100%)
		Diameter	0.7 mm	1.0 mm
		Length	50 mm	100 mm
		Weight ratio	0.04 g/cm	
Detector head	Collector	Material	SUS-27	SUS-27
		Diameter	2.1 mm	2.1 mm
		Thickness	0.2 mm	0.2 mm
		Length	75 mm	125 mm
		Weight ratio	0.094 g/cm	
Detector head	Insulator	Material	Al ₂ O ₃ (Alumina)	Al ₂ O ₃ (Alumina)
		Outer Dia.	1.7 mm	1.7 mm
		Inner Dia.	0.7 mm	1.0 mm
		Length	75 mm	125 mm
		Weight ratio	0.058 g/cm	
Cable	Core material		Ni (Dual line)	Ni (Dual line)
	Insulator		MgO (Magnesia)	MgO (Magnesia)
	Sheath material		SUS-27	SUS-27
	Total Length		1.3 m	1.3 m

軽水を注入した状態で測定をした。なお VT-1 および 6C と 6D については速中性子束分布も測定した。これら測定結果の詳細は別稿で報告される予定であるので、ここでは測定の概略を記す。

(2) 熱中性子束分布の測定

中性子束の比較的高い VT-1, 2, 9 および 6C, 6D においては、金箔(大きさ 10 × 10 mm, 厚さ 30 ~ 40 mg/cm², 純度 99.99%) と銅箔(大きさ 10 mm × 13 mm, 厚さ 0.05 mm, 純度 99.9%) を炉出力 1 KW で 30 分間照射した。このときの原子炉の運転状態は Table 7.7.2 示す通りである。JRR-2 では、照射中の試料を冷却するために照射孔に軽水を注入することがしばしばあり、このため中性子束が変動する。その変動の程度を明

Table 7.7.2 Reactor condition

Irradiation	January, 8, 1970
Reactor power	1 kW (Lin-N)
Rod position	C-1 63.51% C-2 63.54% C-3 63.52% C-4 63.51% C-5 63.50% C-6 63.56%
Fuel element	JRR-2 B-type (U-235 195 g) 22 JRR-2 Cylindrical type (U-235 120 g) 2 Average burn up (core) 12.04% 6 c (10.35%), 6 D (13.40%)
D ₂ O Temperature	Outlet TX-1 23.7 °C Inlet TX-2 22.0 °C TX-3 20.0 °C
Vertical beam tube	VT-1 D ₂ O (Core coolant) VT-2 H ₂ O 12 l VT-3 Voide VT-4 Voide VT-5 H ₂ O 12 l VT-6 Voide VT-7 Sample (SiO ₂ 12g, Artificial graphite 29g) VT-8 Voide VT-9 H ₂ O 0.97 l
Horizontal beam tube	HT- 1 Al Voide-can HT- 2 TLG-1 HT- 3 Al Voide-can HT- 4 Al Voide-can HT- 5 Al Voide-can HT- 6 HWL-1 HT- 7 Al Voide-can HT- 8 Neutron diffract-meter HT- 9 Al Voide-can HT-10 Neutron diffract-meter HT-11 Crystal mono-chrometer HT-12 Al Voide-can HT-13 Al Voide-can HT-14 Neutron spectro-meter HT-15 Voide
Pneumatic tube	1' Voide 2' Voide

確認するため VT-2 に軽水を注入した。VT-1 は常に炉心重水が入っており、また、VT-9 には照射孔底から約 1.0 cm まで軽水が入っていた。

照射した箔の放射能は、GM 管計数装置で金箔と銅箔についての相対測定をし、 β - γ 同時計数装置で金箔からの放射能の絶対値を測定した。カドミウム化を測定するためにカドミウム板（大きさ 18 × 24 mm、厚さ 0.6 mm）で覆った金箔および銅箔も同時に照射した。

(3) 速中性子束分布の測定

垂直照射孔の中で速中性子束の最も高い VT-1 と Incore の 6 C と 6 D 孔において、ニッケルのしきい反応法により測定した。しきい反応検出器としてニッケルワイヤ（1.0 mm ϕ 、純度 99.26%）を使用して、炉出力（Lin N 指示値）10.0 KW、30 分間照射した。この時の照射孔の状態は、熱中性子束分布測定のはあいと同じにした。ニッケルワイヤの測定には、生成核の C_{60-58} が放射する 0.81 MeV のガンマ線を検出した。しきい反応断面積は 91 mb を採用して計算した。

(4) 測定結果

測定結果を炉出力 10 MW の値に換算して Fig. 7.7.3 ~ Fig. 7.7.9 に示してある。上述の結果を前回と比較すると次のような点を挙げることができる。

(a) 前回の熱中性子束分布測定の結果では VT-2 と 9 はほぼ一致していたが、今回 VT-2 に軽水を注入したことにより、VT-9 に比べて VT-2 の熱中性子束は $1/2 \sim 1/3$ に低下し、カドミウム比は 4 ~ 10 倍になった。

(b) VT-1 と 9 についてそれぞれ前回の値と燃料領域で比較すると、熱中性子束については両者共に約 30% 高く、最大値は各々 2.8×10^{14} 、 5.0×10^{13} n/cm 2 ·sec·10 MW である。カドミウム比についてはほぼ同じ、VT-9 で約 2.0% 今回の方が大きくなった。

(c) 6 C、6 D 孔については、熱中性子束は前回に比べ約 15% 高く、最大値は 9.0×10^{13} 、 9.9×10^{13} n/cm 2 ·sec·10 MW である。カドミウム比も金箔、銅箔の測定値でそれぞれ 15%、5% の増加を示している。

(d) VT-1 の速中性子束は前回に比べると炉心より上方で約 30% 高くなっている。6 C、6 D に関しては多少ずれが認められた。最大値は VT-1 で 2.6×10^{13} n/cm 2 ·sec·10 MW、6 C、6 D では、 4.8×10^{13} 、 4.3×10^{13} n/cm 2 ·sec·10 MW である。

(e) 前回に比べると、全体的にやや高めの傾向を示しているが、これは、前回のコールド炉心に比較し、今回のばあいは、制御棒位置の上昇、燃料の燃焼度、出力指示の変動等を含む平衡炉心の条件からくるものと推定する。

研究炉利用課、JRR-2 管理課

7.7.5 模擬垂直実験孔による G-0 カプセルの除熱実験

(1) まえがき

酸化物燃料の照射下における蒸発性不純物によるガス圧の測定を、JRR-2 の VT-1 において実施する目的で、G-0、G-1 および G-2 からなる G シリーズのカプセルを製作した。このうち G-0 カプセルは、核燃料物質の代わりに、ヒータを組込んだ炉外実験用の模擬カプセルであり、G-1 および G-2 カプセルは、それぞれ UO_2 燃料および 18W/0 PuO $_2$ と UO_2 混合燃料のためのカプセルである。

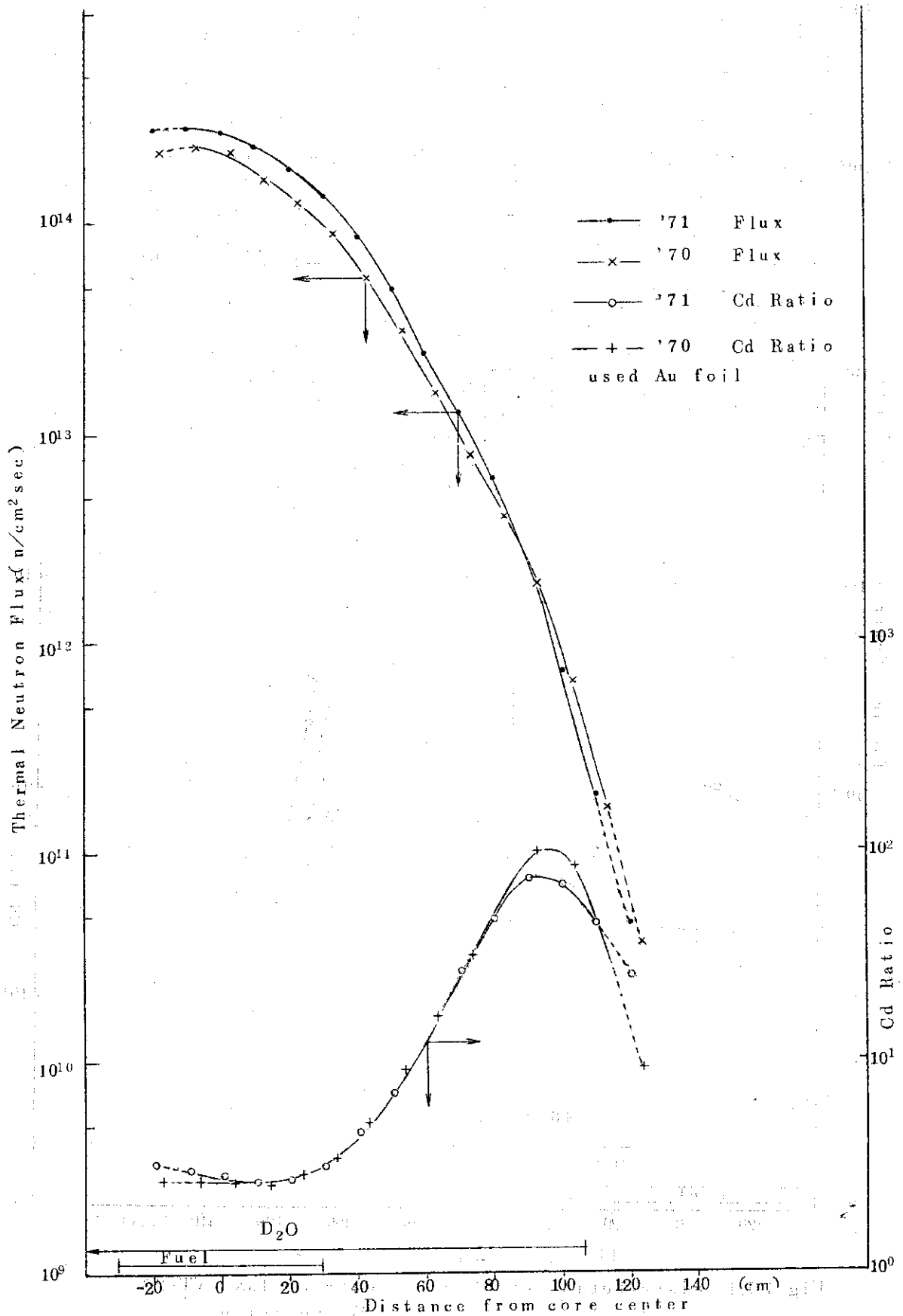


Fig 7.7.3 Distribution of thermal neutron flux (VT-1) at 10MW operation.

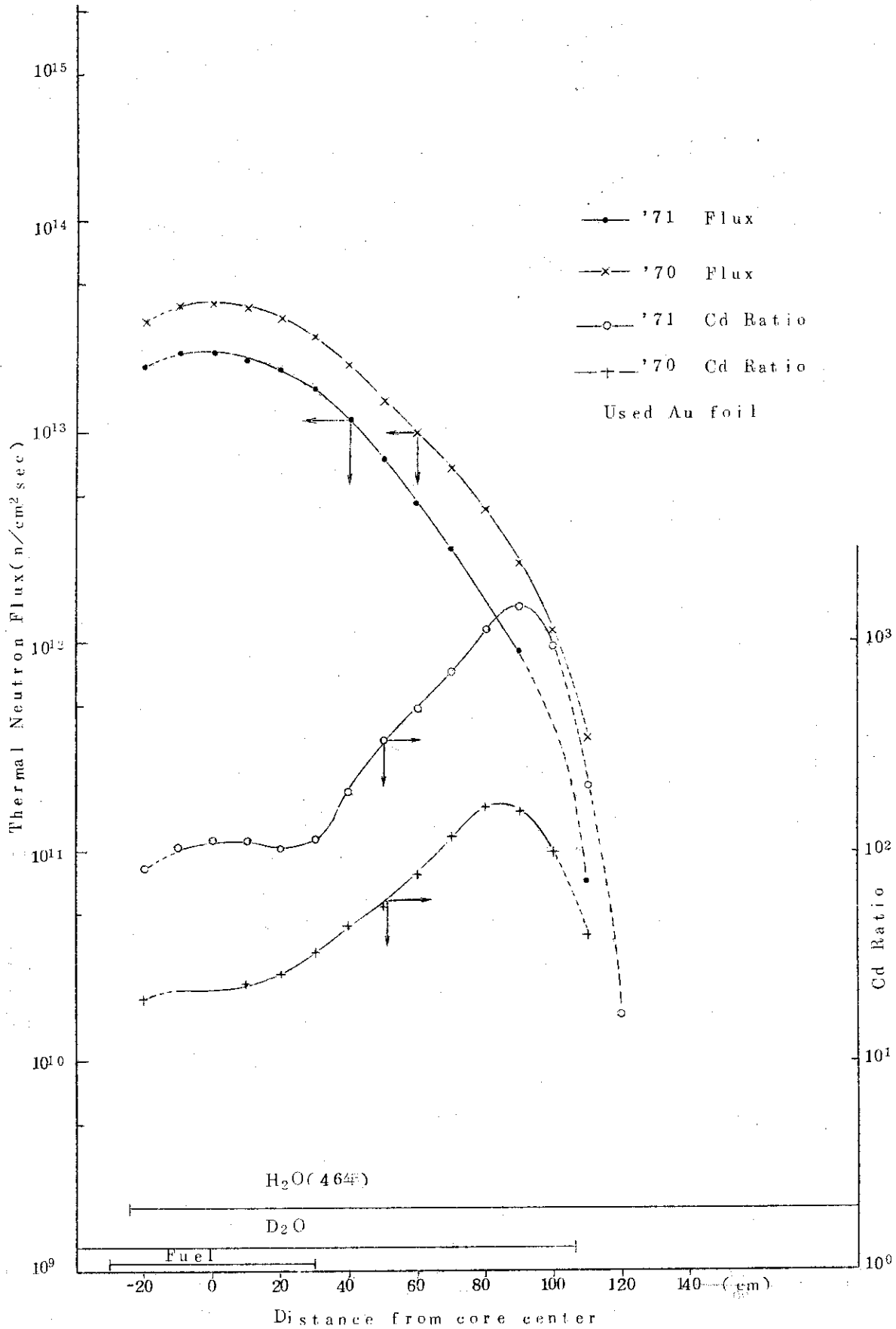


Fig 7.7.4 Distribution of thermal neutron flux (VT-2) at 10 MW operation

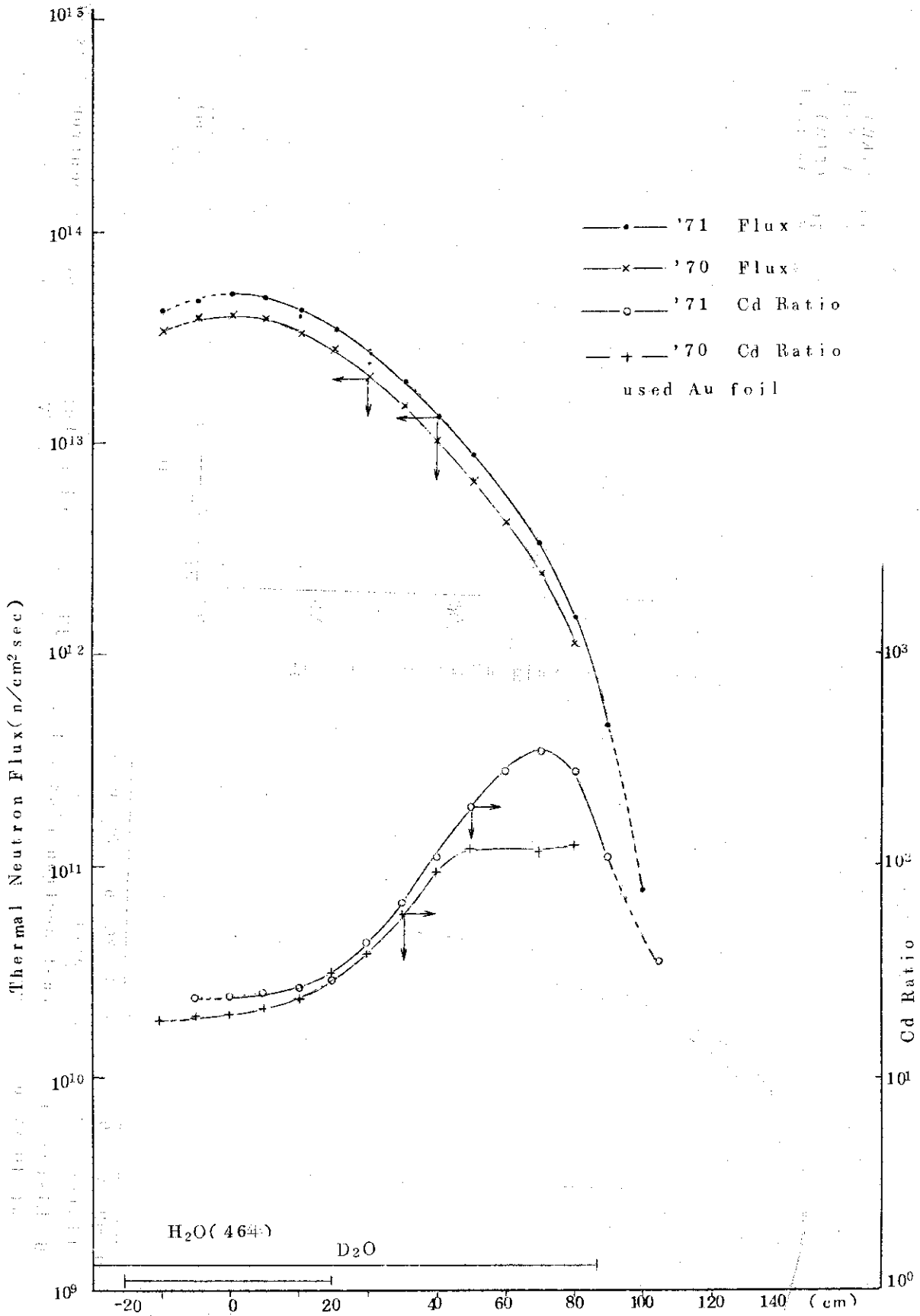


Fig 7.7.5 Distribution of thermal neutron flux (VT-9) at 10MW operation

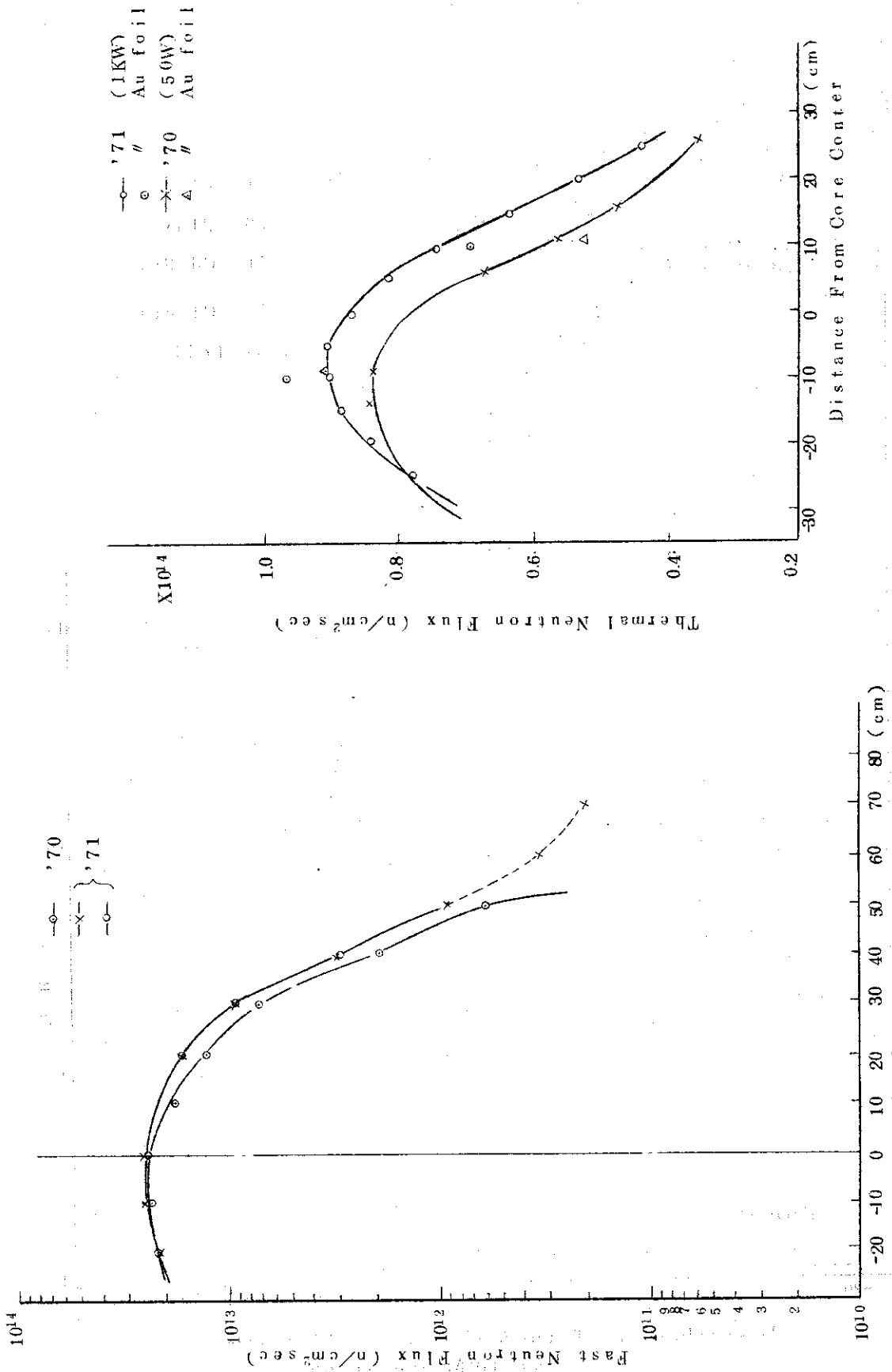


Fig 7.7.6 Distribution of fast neutron flux (VT-1) at 10 MW operation

Fig 7.7.7 Distribution of thermal neutron flux(6C) at 10 MW operation

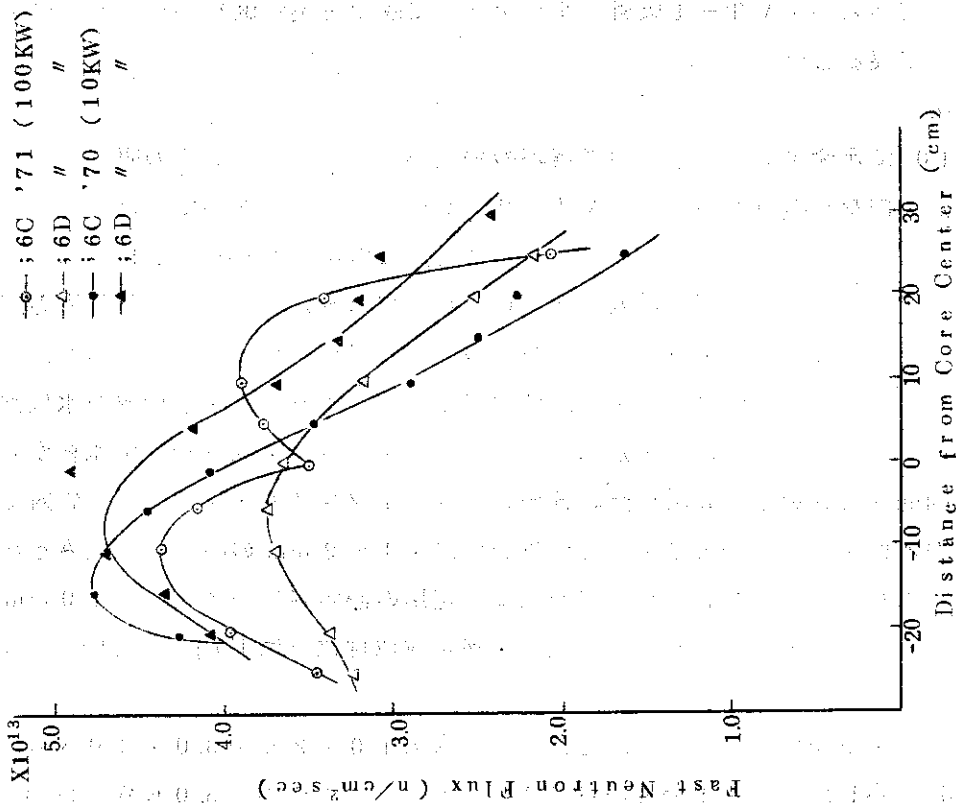


Fig 7.7.9 Distribution of fast neutron flux (6C, 6D) at 10 MW operation

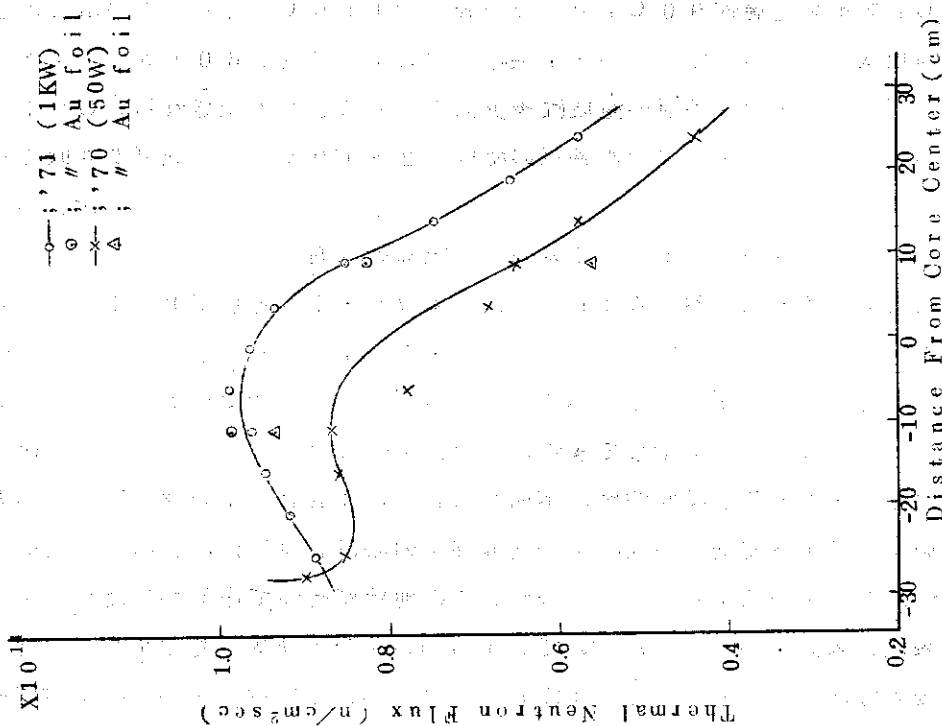


Fig 7.7.8 Distribution of thermal neutron flux(6D) at 10 MW operation

本実験は、G-1およびG-2カプセルを照射する際の除熱能力に関する予備実験を行なうことが主な目的であるが、VT-1以外の垂直実験孔に関する実験値をも得るようになり、さらに実験条件を広げて実施した。

(2) 実験方法

Fig 7.7.10 に示すように、水槽中に実際の垂直実験孔の下部（試料の照射に使用する部分）と同一寸法、同材質の模擬実験孔（VT-2～9用として穴のあいていないもの、VT-1用として側面に穴のあいているもの）をセットした。この中にFig 7.7.12 に示すようなG-0カプセルを実験孔の最下部に挿入した。G-0カプセルのヒータへの電気入力に変圧器を使用して変化できるようにし、電流および電圧の積として算出した。水槽内の水は、実験孔下部の噴出口から水道水（または湯）を噴出させて流動するようにし、水槽内の水位は、水槽上部のサイホンと水位調整用水槽で一定に保つた。また、流量は、水位調整用水槽からの排水量を一定時間間隔で測定して算出した。各部の温度は、クロメル・アルメル熱電対で測定した。カプセルの表面、フィンおよび実験孔の外表面は、1～2 mmの深さのくぼみを作り、その中に熱電対を入れてかしめた。実験孔内の水温測定用の熱電対はパイプから10 mm離れた位置に取付けた。VT-1用実験孔の穴の位置、熱電対取付位置はFig-7.7.10 に示した。

(3) 実験結果

各実験について、主要部分の最高温度と位置を、入力1.0, 2.0, 3.0, 4.0 KWごとにTable 7.7.3 に示した。G-1およびG-2カプセルの試料出力は5.0 KWを目標としているが、G-0カプセルに使用したニクロム線ヒータでは出力密度の耐用限界を越えるため、4.0 KW以下におさえなければならなかつた。このため実験結果より外挿すると、カプセル周囲の水温65℃、フィン先端約90℃、カプセル表面約110℃となる。この値は炉心重水を60℃として静止状態のばあいであるから、実際の炉心重水温度が60℃以下で、流動していることを考慮すれば、カプセル各点の温度は多少低くなることが予想される。G-1およびG-2カプセルを照射した結果、カプセル各点の温度は2～10℃この実験値より低かつた。

研究炉利用課

7.7.6 JRR-4における「ケミカルミム照射」実験の検討

現在動燃で建設中の新型転換炉(ATR)ではケミカル・ミムとしてB-10 10 ppm入り重水を使用する計画がなされている。動燃では、B-10入り重水を原子炉で使用した場合、放射線分解による水素ガスおよび酸素ガスの発生量に関する情報を実験により求める必要があると判断し、当所に実験を要請してきた。当所は、受託研究という形で炉化学研究室とJRR-4が共同で実施することになった。本研究におけるJRR-4の役割は、実験方法および装置の設計製作に対する安全性の検討、安全審査、炉心に装荷した場合の等価反応度、熱中性子束分布の測定などを評価することにあつた。この趣旨にそつて作業が行なわれ、本年度中に炉心内試験装置の装荷、特性試験に続いて原子力局の立合作動試験までを完了した。

実験計画の概要は次のとおりである。すなわち、照射部の設置位置を炉心の反射体領域に決め、この位置に重水1ℓが照射可能な容器を装荷した。ここからプール上にサンプリング管を導きガスクロマトグラフを接続し、照射中、一定時間ごとにHe雰囲気中に遊離してくる重水素ガス、酸素ガスを定量測定する。この場合重水領域以外はすべてHeを充填し、重水は随時

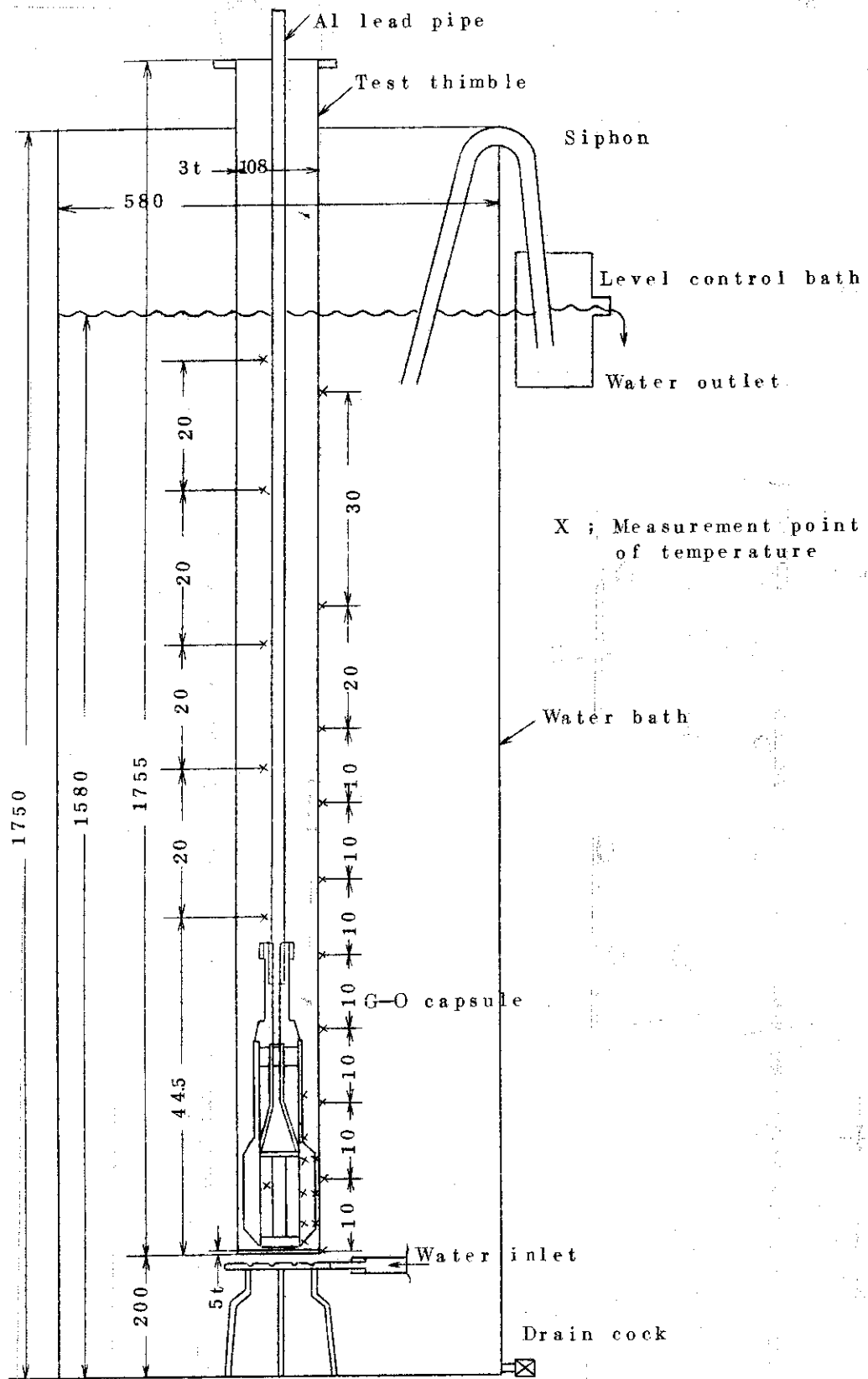


Fig 7.7.10 Sketch of the G-O capsule out-pile test equipment

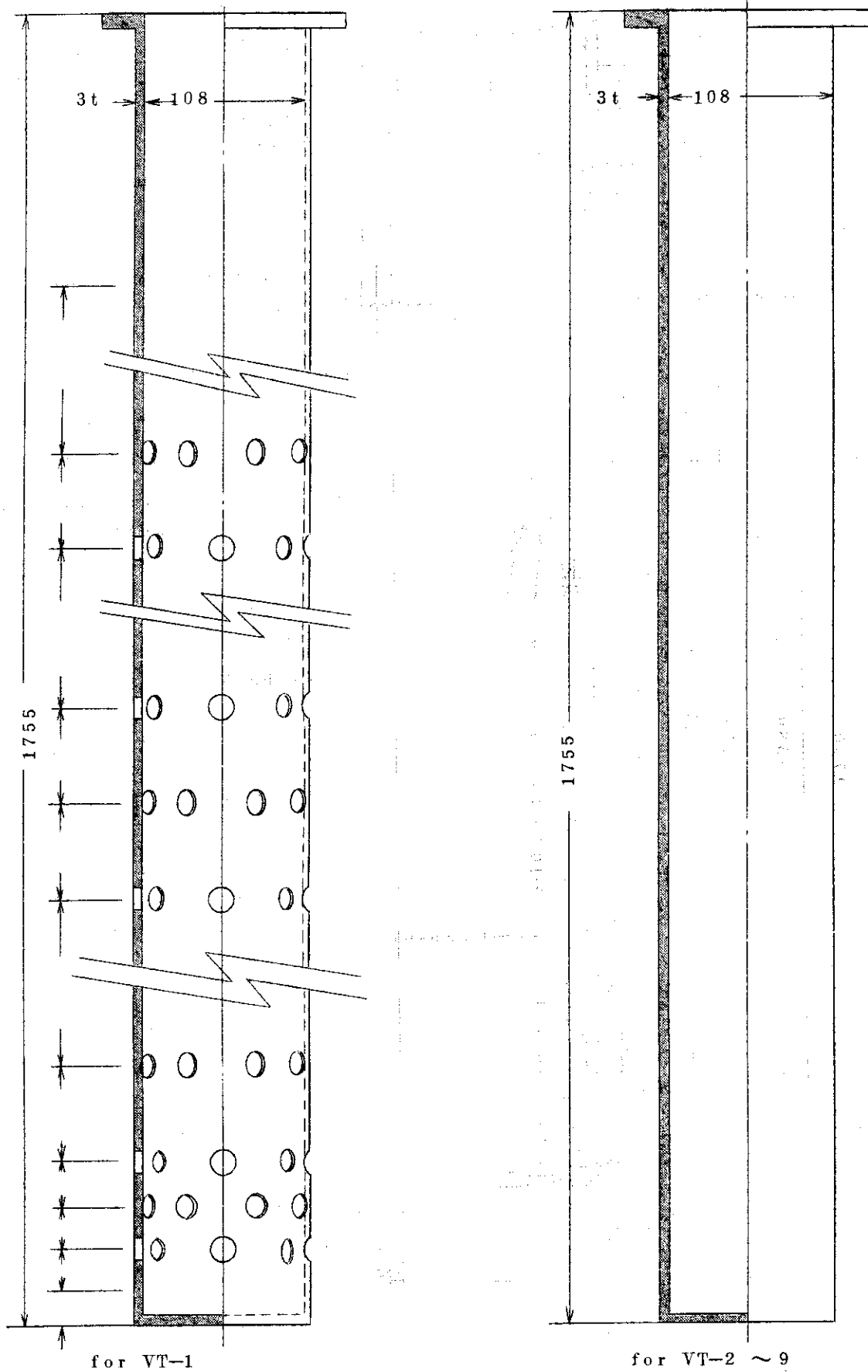
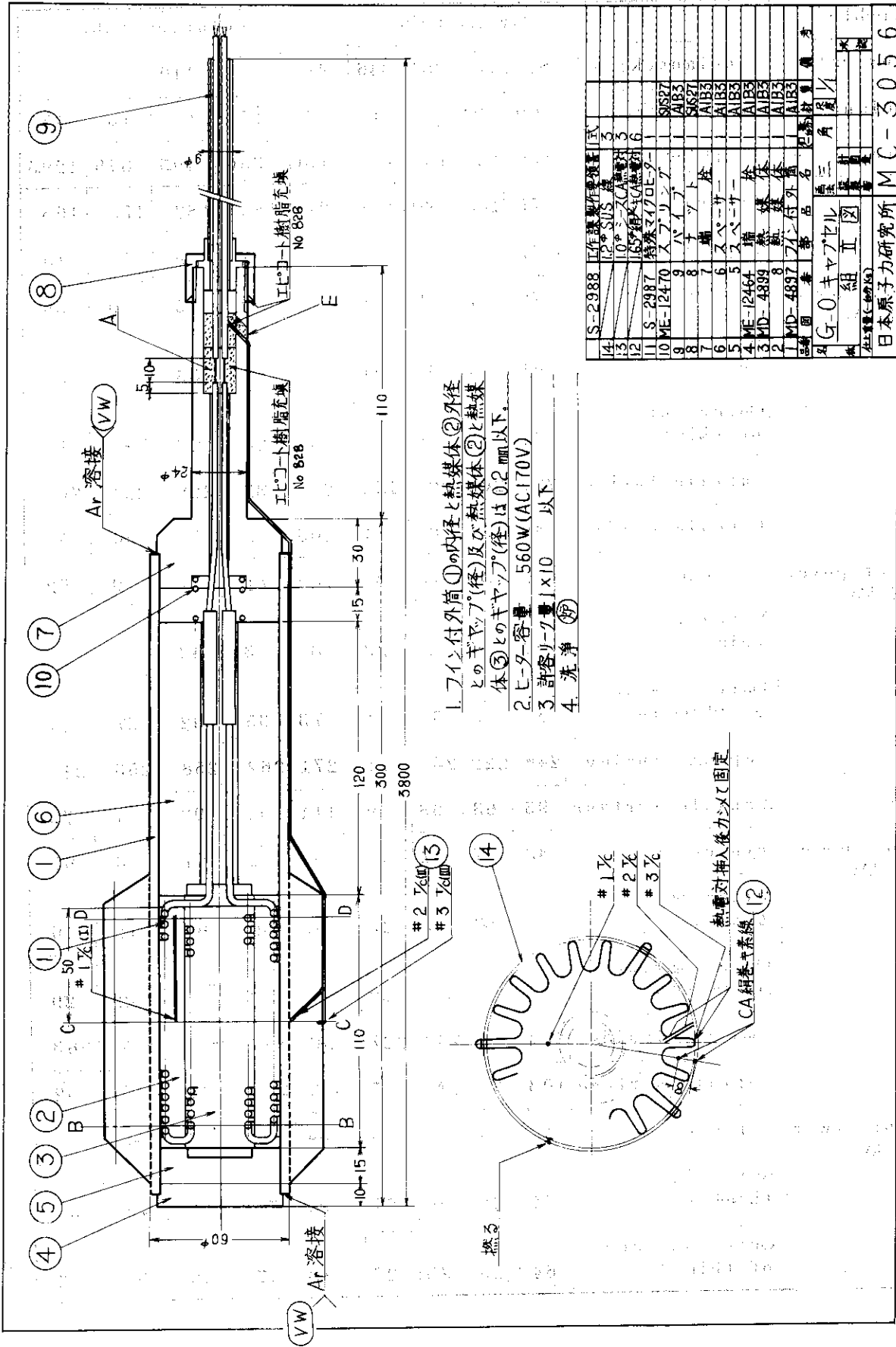


Fig 7.7.11 Out pile test thimble



1. フライ付外筒①の内径と熱媒体②外径とのギャップ(径)及び熱媒体②と熱媒体③とのギャップ(径)は0.2mm以下。
2. ヒーター容量 560W(AC170V)
3. 許容リーク率 1×10^{-10} 以下
4. 洗浄 (密)

14	S-2988	工作課製作機	型式	
13	10° SUS	10° SUS	3	
12	10° SUS	10° SUS	3	
11	S-2987	特殊マイワレ	6	
10	ME-12470	スライズ	1	SUS27
9	8	パイプ	1	AI83
8	7	パイプ	1	AI83
7	6	パイプ	1	AI83
6	5	パイプ	1	AI83
5	ME-12464	パイプ	1	AI83
4	MD-4899	パイプ	1	AI83
3	MD-4899	パイプ	1	AI83
2	MD-4897	パイプ	1	AI83
1	MD-4897	パイプ	1	AI83
部品名 部品名 部品名 部品名 G-0 キヤパセル 三 角 区 組立図 日本原子力研究所 MC-3056				

Fig. 7.7.12

Table 7.7.3 Temperature of capsule, coolant and thimble

Thimble		Porous tube				Isolation tube				
Flow rate of coolant(kg/h)		Static	381	346	440	410				
Coolant temperature (°C)		60	12	57	18	65	17	17	13	13
Water level in thimble(cm)		138	138	138	138	130	336	495	875	129.5
Input power 1 kW	Capsule inside	175	168	190	161	213	186	182	175	163
	Capsule surface	77	33	75	33	89	51	49	42	40
	Fin end	72	29	68	31	85	49	45	40	38
	Water in thimble	61	14	59	21	76	37	35	30	27
	Outer surface of thimble	61	12	59	20	69	26	23	19	18
Input power 2 kW	Capsule inside	227	204	225	193	254	232	228	221	201
	Capsule surface	86	51	87	41	105	78	76	66	59
	Fin end	79	39	76	38	100	71	67	59	52
	Water in thimble	62	16	62	23	84	53	50	42	37
	Outer surface of thimble	62	13	61	21	73	35	32	27	24
Input power 3 kW	Capsule inside	246	222	245	211	271	262	258	253	240
	Capsule surface	95	63	98	49	114	98	92	84	79
	Fin end	83	47	82	44	104	87	81	73	67
	Water in thimble	63	18	63	23	89	66	60	51	46
	Outer surface of thimble	63	14	62	22	76	42	40	32	29
Input power 4 kW	Capsule inside	262	238	260	227	280	282	278	273	263
	Capsule surface	103	74	106	57	117	110	102	97	92
	Fin end	86	54	87	49	104	97	95	83	74
	Water in thimble	64	22	64	24	94	75	68	58	33
	Outer surface of thimble	64	15	63	22	80	47	45	36	33

He 気泡で攪拌できるように設計されている。このような条件で発生ガス量と中性子束、 γ 線量、B-10濃度および照射時間などの関係を明確にする。

本実験に対する安全性および対策について検討した主な事項は次のとおりである。

(1) 分離ガスが爆鳴反応を生ずる可能性の検討

予備実験の結果から、水素濃度は最高でもほぼ3%程度であると推定された。さらに文献によると、酸素ガスの濃度に関係なく水素ガス濃度が4%以下であれば爆鳴反応は生じないと報告されている。これらのデータに基づき、JRR-4では安全側をとつて水素および酸素の濃度2%を実験時の最高値と決めた。この考えに基づきこの値を越えた場合Heガス系の容量を増加させ、さらに増加すれば系内からこれらガスを排出することによつて安全をはかる方法をとつた。

(2) 誤操作等による系内圧上昇に対する対策

本実験装置は、実験中は閉ループで使用するよう設計されている。しかしながら、実験中は重水の攪拌、実験後は、重水交換などがあり、この場合Heのガス圧を利用して行うように考えられている。そのため弁類の誤操作により照射筒の内圧を高くする可能性がある。照射筒は設計耐圧5 Kg/cm² g に設計されており、この値以上に内圧が上昇すると膨張する可能性がある。照射部の設置位置は燃料に隣接しているため、このような事態は避けなければならない。そのため閉ループのバルブ類を遠ない位置に3 Kg/cm² g で破裂するラプチャーディスクを取付けるよう考慮した。

(3) その他

上述以外にも、照射重水を取り出したときのトリチウム濃度、照射筒の等油反応度などが検討事項になつたが、いずれも解析の結果実験および炉の運転上さして影響をおよぼすほどのものでないことが明らかとなつた。

JRR-4 管理課

7.7.7 JRR-4における核分裂物質の照射基準

近時、JRR-4の利用は当初の遮蔽研究から一般汎用へと大きく広がっている。その結果当然のことながら核分裂物質の照射依頼が増加した。しかしながら、JRR-4における従来の使用許可は特定の試験、たとえばサーマルコラムウランコンバータ、JMTRカプセルテスト用燃料、中性子束測定用試料などのごとく限定されたもので、これらの一般照射は行なえなかつた。そこで、45年度において新たに一般照射依頼に応じ得る使用許可の追加を申請し、これが認められたので、ここでこの照射基準と根拠を紹介する。

(1) 使用の目的および方法

(a) 目的

- ① 核燃料物質の照射試験
- ② フイツションチェンバーによる中性子束の測定

(b) 方法

- ① 天然ウラン、劣化ウラン、トリウム、濃縮ウラン、U-233をそれぞれアルミニウムまたは石英ガラスの容器に封入してカプセルに入れ、JRR-4炉心内照射装置(Sバ

イプまたはTパイプ)にて照射する。照射後はホット実験室において放射能測定を行なう。なお、試料は最高 $4 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$ の中性子束にて照射し、1回の照射量は各々につき次の値以下とする。

天然ウラン	7 gr
劣化ウラン	7 gr
濃縮ウラン	50 mg (U-235量)
トリウム	7 gr
U-233	50 mg

② U-235を蒸着したフィッソロンチエンパー1本あたりのウラン量約2g

(2) 核燃料物質の種類

天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン、トリウム、U-233およびこれらの化合物ならびに混合物。

(3) 使用施設

JRR-4炉心内照射装置(Sパイプ、Tパイプ)およびホット実験室。

(4) 照射条件最大値

炉出力	2.5 MW
熱中性子束	$4 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$
照射時間	5時間

(5) 発熱量および除熱

最大照射条件でU-235、50mgの発熱量は約80W。

試料は、所定のアルミニウムまたは石英ガラスのカプセルに入れて照射するが、照射筒内で一次冷却水により常時冷却されるので、上述の発熱量に対する除熱に特に問題はない。ただし、試料についてカプセルへ容易に熱が伝達される配慮は必要である。

(6) 放射能量

照射直後(10秒後)	約 $5.5 \times 10^2 \text{ Ci}$
照射16時間後	約 6.7 Ci
照射10日後	約 0.3 Ci

(7) 照射基準算定の根拠

① 算定の考え方

照射試料は、カプセル破損時にJRR-4における重大事故以下になるようにその量を制限する。この場合試料は特定の形状、特定のカプセル使用を考えないF・P100%放出のカプセル破損を最悪事態とする。(安全対策技術の向上が期待できるようになればこの枠はゆるめ得るものである。)

JRR-4の重大事故は、2.5MW無限大運転後に燃料板からU-235約0.75mgが一時に放出される事故を想定している。この場合、ガス以外はすべてプール水にトラップされ、希ガス100%、ハロゲンガス1%がプール水を通して炉室に放散されることを合せて仮定している。計算によると炉室内および周辺の公衆被曝はI-131が主要核種と考えられ、炉室においては放散直後一様分布するとして許容濃度の約1.0倍程度、周辺公衆に対して約6×

10^{-4} rem (甲状腺)程度となつている。

このように、JRR-4 重大事故想定自体がいたつて小規模であるので、この仮定をそのまま照射試料に適用することは十分認容しうるものである。

② 試料の最大事故相等量

被曝は、I-131について考えれば十分である。I-131親核種の半減期をI-131のそれに対して無視すると、試料による最大事故を与え得るU-235量は、近似的に、

$$0.75 \text{ mg} \times \frac{2.5 \times 10^{13}}{4 \times 10^{13}} \times \frac{8.02 \text{ d}}{0.693 \times 5 \text{ hr}} = 47 \text{ mg}$$

天然ウランはこの $1/7 \times 10^{-3}$ 倍、U-235はこの582パーセント/527パーセント倍でありしたがつて、U-235、50 mg、天然ウラン7 gr、U-233、50 mgを使用上限量とすることができる。

劣化ウラン、トリウムについては、F.P.量は上記より僅少であるが、カプセル破損時に炉水中に多量混入することは管理上好ましくないので、一応天然ウランと等量とする。

JRR-4-管理課

7.8 ホットラボ内装機器の設計と製作

7.8.1 マイクロドリリングマシン

照射燃料の燃焼度の局所的な値を破壊的方法で測定するためにはその意置での燃料の極微量を採取する必要がある。この採取については、45年7月にサンプリング位置決定のためのスコープが納入され、同時に本装置をジュニアセルに設置することに決定し、その検討を始めた。その結果、現在あるマイクロドリリング装置をジュニアセルで使用可能にするためには、次の点につき改造する必要があることがわかった。

- (1) セルの床板を10mm程度の鉄板とする。
- (2) 本装置試料台のX-Y移動は手動であるが、セル内の位置関係から操作が不可能なため、モーターによる遠隔駆動方式に変更する。
- (3) 本装置に取りつけられた電磁弁、手動弁をとりはずし、別の位置に取り付ける。
- (4) スコープでの試料採取位置の決定、ドリリング、試料採取の位置関係から試料台をドリル直下位置、左側に90°回転した位置、右側に90°回転した位置の3個所でロックできる構造にする。
- (5) スコープの接眼レンズに目盛り付き十字線を入れる。
- (6) 試料粉末の採取には、粉末を紙上に吸引捕集する方式および試料皿上にはたいてい採取する方式の2方式を併用する。
- (7) M-H型マニプレータを設置する。

以上の各項目について、本年度末までに必要なすべての改造と購入品の仕様を決定して発注した。

ホットラボ管理室

7.8.2 マイクロガンマスキヤンナー

照射燃料の燃焼度の局所的な値を非破壊的に測定する装置がマイクロガンマスキヤンナーであり、これについては現在あるスキヤンナーでは種々の点で現時点での技術的要請と合致しないことが検討の結果分った。新たに製作するに等しい大改造を行なうか、技術的要請の一部を犠牲にして現状の機構に小規模の改造を加えた程度にするか問題になったが、予算的な制約もあつて、結局最小限の改造である程度使用できるものを作り、その装置を使用して得られた結果に基づいて第2次の製作を行なうべきであるとの結論を得て、次のような改造仕様を作成して発注した。

- (1) スキヤンナーのX軸オート時間設定用のタイマーを変更する。
 - (2) オートのスキヤニング方法を現在の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する。
 - (3) スキヤンナーの手動のY軸移動(上方のみ)にタイマーを別途付属させて、オートでY軸をあげた分だけタイマーを設定し、原点に戻す機構とする。
 - (4) スキヤニングステージを前後方向に移動させることを目的とした移動架台を新規製作する。
 - (5) コリメーターをセル壁に取り付けるためのコリメーター用プラグの製作を行なう。
 - (6) マイクロドリリングマシンと同様の理由でセルの床板を10mm程度の鉄板とする。
- 以上の改造は46年6月に完了する予定になつている。このほかスキヤニング用コリメーター

の仕様を決定して発注し3月に納入された。

ホットラボ管理室

7.8.3 小型カッター類

ホットセルにおける照射後燃料，材料の解体，切断の際に生ずる切粉を極力少なくし，マニプレータによるハンドリングを容易にするという考えから， UO_2 カッターと名づけられたダイヤモンドカッターを設計し，製作してきたが，この送り装置は自動送りでの変速機としてゼロマックス(JK3)を使用し，送り速度を0~2.5 mm/minの無段変速とした。また，高速炉燃料ピンなどの精密切断を行なうため，DW-1型卓上小型精密切断機を改造して遠隔操作が容易にできるようにした。この切断機は，主軸回転数3600 rpmの高速切断機で使用した砥石は0.1~0.6 mmの厚さで，切断精度は ± 0.02 mmである。これにマニプレータによる遠隔操作が可能のように，カッター20~30枚をローディングシャフトにストックしておくカッターローディング装置，カッター着脱装置，切削油注水管などを取りつけた。

ホットラボ管理室

7.8.4 ガンマスキャニング装置

JPDR-II，JRR-3の燃料アッセンブリは，ともに外径12.2 mm ϕ ，長さ約2 mの燃料要素で構成されており，46年後期にそれぞれ炉に装荷される。これらの照射後試験は1年後の47年後期に予定されており，主として外観検査による被覆管，端栓溶接部の健全性のチェックとガンマスキャニングによる燃焼率分布の測定，および金相試験による UO_2 の照射挙動の解明が行なわれる。

外観検査とガンマスキャニングについては，全長が2 mの1本物の燃料要素を既存のケーブルで試験することは極めて困難であるので，その対策が検討された。ガンマスキャニングは，ほかからの放射線の影響を極力少なくして行なわなければならないため，増設ケーブルに隣接してケーブルを新設することとし，前述燃料要素のほかにJRR-2，JRR-4のMTR型燃料の試験も可能なスキヤナーの概念設計を行なつて，製作にとりかゝつた。ケーブルの建設は，JPDR-II，JRR-3の燃料のとり出し時期に合わせて，47年度予算で行なう予定である。

新ケーブルの予定位置は，増設ストレージケーブル北側で，ケーブルへの燃料の出し入れは，ストレージケーブル左端のコンクリート壁に設けられたプラグ孔を使用することとした。ケーブルの概念図をFig 7.8.1に示す。

前述のように，JPDR-II，JRR-3燃料のほかにJRR-2，JRR-4のMTR型燃料の試験も行なう予定なので，長手方向の縦送り以外にMTR型燃料の幅方向をスキヤンする横送りテーブルを装着した。スキヤナーの駆動は，ケーブル前面の操作室に置かれた駆動装置により，ベネトレイション機構を通して行なわれる。テーブルスピードは，縦送り10，20，50，100，200，400 mm/minの6段変速，横送り20，50 mm/minの2段変速が可能である。スキヤナーの位置の読取装置は縦送り軸と横送り軸に各1個取りつけられたシンクロモーターとデジタルカウンターの組合せによる機械的検出方法をとっている。レコーダのチャートスピードは，スキヤナーの送り速度に縦送り，横送りとも同期するようになっている。検出器は，容積約70 ccのダブルダイオード型Ge(Li)検出器を使用する

が、これは46年度中に完成する予定である。

ホットラボ管理室

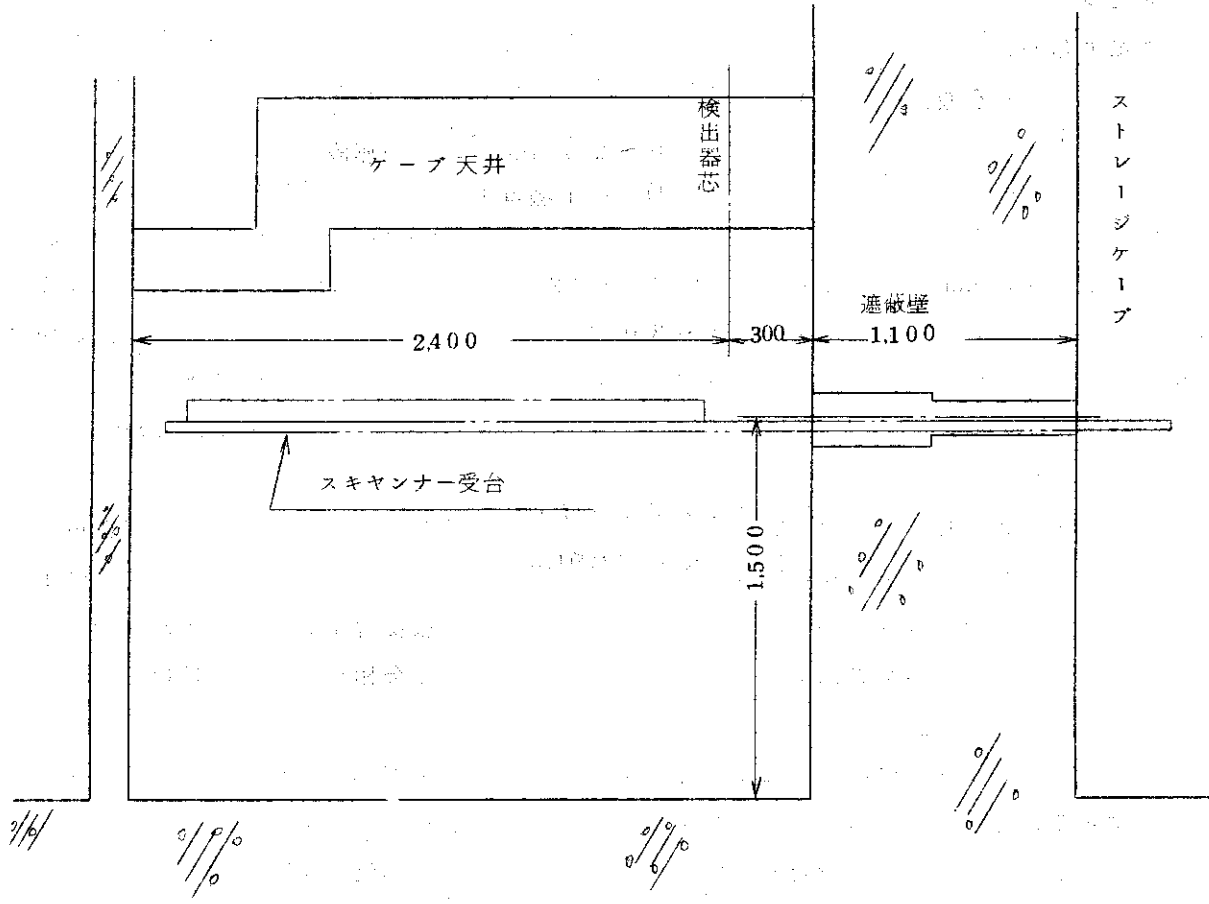


Fig 7.8.1 γ スキヤニング用ケーブル概念図

8 研究開発

8.1 燃料

8.1.1 試作ホウ素添加燃料板の照射試験

JRR-2の利用効率が増すことに伴って運転時間の延長を考えた場合、現在の炉心では、運転確保に要する反応度に余裕がなく、燃料の改造が必要になつてくる。その一手段として考えられるのが可燃性毒物入り燃料であり、その検討が昭和44年末からなされてきた。

昭和45年に入り、まず可燃性毒物として、ホウ素を添加した燃料板を試作した。種類は、ホウ素含有量の異なる天然ウラン-ホウ素-アルミニウムの試験用燃料板およびウランの入っていないアルミニウム-ホウ素板で、その詳細は第8.1.1表に示す。

JRR-2では、ホウ素添加燃料の使用試験の第1段階として、アルミニウム-ホウ素板について試験片を作り、垂直実験孔VT-1で照射し、その照射挙動を調査した。

第8.1.1表 ホウ素添加燃料板の種類

区分	ウラン濃度	ホウ素濃度	種別
ウラン ホウ素板	8w/o \pm 2% (56.1g \pm 2%)	0.1w/o \pm 10% (0.056g \pm 10%)	A
		1.0w/o \pm 10% (0.56g \pm 10%)	B
アルミニウム ホウ素板	22w/o \pm 2% (63.5g \pm 2%)	0.1w/o \pm 10% (0.06g \pm 10%)	C
		0.5w/o \pm 10% (0.32g \pm 10%)	D
		1.0w/o \pm 10% (0.64g \pm 10%)	E
ホウ素板		0.3w/o (0.16g)	F
アルミニウム ホウ素板		1.0w/o (0.52g)	G

照射実験に供したアルミニウム-ホウ素板の種類を第8.1.2表に示す。

第8.1.2 アルミニウム-ホウ素板

呼称	合金重量(g)	ホウ素含有率	ホウ素量(g)
BP-F	53.39	0.31	0.166
BP-G	52.49	1.07	0.562
PF-7	47.88	0.33	0.16
PG-5	48.90	1.09	0.53
F-F-1105	49.41	0.32	0.158
F-G-1103	49.00	0.97	0.475

試験項目としては

- ① ホウ素による反応度効果および燃焼度試験（分析試験）
- ② アルミニウム-ホウ素板の材質特性試験（引張試験）
- ③ 燃焼による組織検査（金相試験）

を行なった。試料の照射は、45年度JRR-2の第8, 9, 10サイクルを利用して実施した。

試験の結果は次のとおりである。

ホウ素を含んだ試験片による反応度効果につき、試料挿入時に測定した結果は、全試料（ホウ素量0.55gr, アルミニウムも含めた総量1.018gr）につき-0.95% $\Delta K/K$ の値が測定された。計算による予想値は、-0.87% $\Delta K/K$ であり、実験値と±10%の範囲で一致した。

ホウ素の燃焼度試験は、照射した6.0mmφの試料を、分析センターにて分析して求めた。

分析による2サイクル照射試料のホウ素の燃焼度測定結果を第8.1.3表に示す。

第8.1.3表 燃焼度測定結果

試料名 呼 称	照射前ホウ素 重量比 (w/o)		2サイクル照射後 ホウ素重量比(w/o)		ホウ素 燃焼度 (%)	備 考
	報告値	分析値	計算値	分析値		
BPF-2	0.31	0.194	0.277	0.150	22.7	*計算による 2サイクル照 射後のホウ素 の燃焼度は 12.1%
BPG-8	1.07	0.647	0.955	0.324	50.0	
PF-7	0.33	0.447	0.294	0.380	15.0	
PG-5	1.09	1.05	0.972	0.822	21.5	
FF-1105	0.32	0.263	0.286	0.229	13.1	
FG-1103	0.97	1.08	0.865	0.855	21.1	

燃焼度の測定値と計算による予想値とに、誤差が生じたが、この原因は製作板内のホウ素分布の均一性(±10%)照射試料の挿入位置、方法から予想される中性子束分布の歪、分析測定誤差(±10%)などが考えられるが、さらに検討を要する点である。

引張試験は照射前の試料と、2サイクルおよび3サイクル照射後の試料について行なったが、その結果を第8.1.4表に示す。

試験の結果、引張強さは、cold 試料ではホウ素濃度0.3w/oより1.0w/oの方が多少高くなっており、9~10Kg/mm²、照射後の試料では、2サイクル照射のものが11~13Kg/mm²、3サイクル照射のものが12~13Kg/mm²でこれらはJIS-1100の値とほぼ同値でこの程度のホウ素量であれば、材質的に燃料板としても問題はない。

燃焼による組織検査では、ホウ素の結晶変化は、照射前後では確認されず、ガスの発生によるポイド等も認められなかつた。照射後の断面写真をFig 8.1.1に示す。

以上の試験の結果、燃料板当りのホウ素濃度が0.3~1.0w/oの範囲では、従来の燃料と比較し、材質的、金相的には問題ないが、ホウ素の均一性の点では、問題となる点が残されてい

第8.1.4表 引張試験結果

試料名	ホウ素含有率	試料記号	最大荷重(Kg)	引張強さ(Kg/mm ²)	伸び(%)	降伏荷重(Kg)	耐力($\sigma=0.2\%$)(Kg/mm ²)	備考
FF-1105	w/o	F-1	306	9.6	28.5	225	7.1	cold
	0.32	F-2	403	12.7	12.3	290	9.1	2サイクル照射
	0.97	F-3	410	12.9	14.0	277	8.7	3サイクル照射
FF-1103	0.97	G-1	325	10.2	18.7	235	7.4	cold
		G-2	360	11.3	10.5	276	8.7	2サイクル照射
		G-3	425	13.4	10.0	310	9.8	3サイクル照射
BP-F	0.31	F-1	319	10.0	17.1	225	7.1	cold
		F-2	417	13.1	14.7	278	8.8	2サイクル照射
		F-3	437	13.8	7.0	305	9.6	3サイクル照射
BP-G	1.07	G-1	318	10.0	26.5	225	7.1	cold
		G-2	444	13.9	11.7	338	10.6	2サイクル照射
		G-3	430	13.5	17.0	285	9.0	3サイクル照射
PF-7	0.33	F-1	286	9.0	14.0	220	6.9	cold
		F-2	327	10.3	9.3	225	7.1	2サイクル照射
		F-3	363	11.4	12.5	258	8.1	3サイクル照射
PG-5	1.09	G-1	312	9.8	15.3	230	7.2	cold
		G-2	375	11.8	7.3	285	9.0	2サイクル照射
		G-3	410	12.9	7.2	310	9.8	3サイクル照射

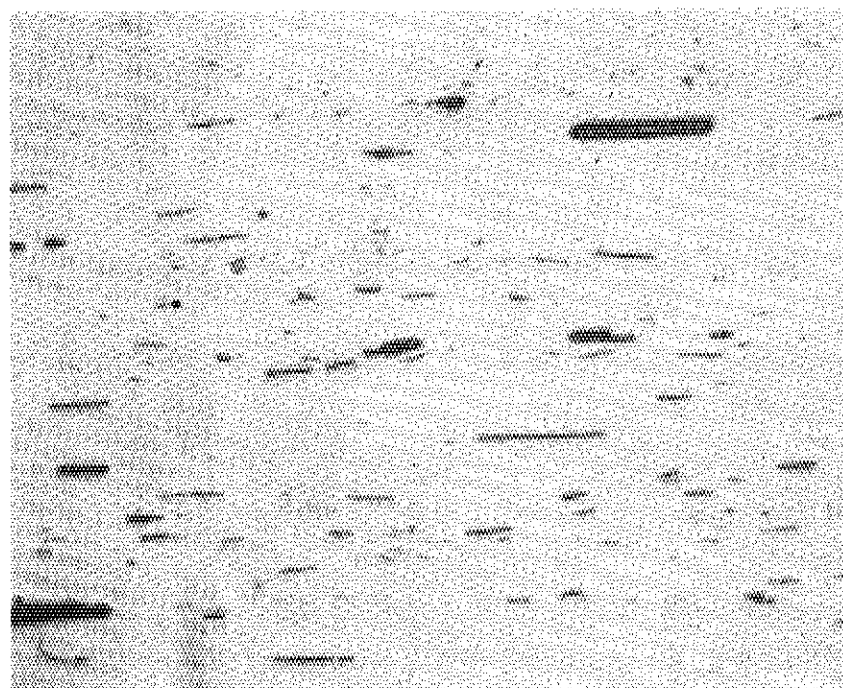


Fig 8.1.1 2サイクル照射後の断面写真(400倍)ホウ素濃度1.0W/O

る。われわれはこれらの実験資料を、ホウ素入り燃料要素の製作資料とする予定でさらに、研究調査を進めている。

JRR-2 管理課 島敬二郎

参考文献

- (1) W. Kermit Anderson and J. S. Theilacker :
Neutron absorber materials for reactor control USAEC 1962.
- (2) G. M. Adamson, J. R. Mcwhorter :
Specifications for high flux isotope reactor fuel elements
ORNL-TM-902.
- (3) W. C. Thurber, J. A. Milko, R. J. Beaver :
Boron - aluminum and boron - uranium - aluminum alloys
for reactor application ORNL-2149.
- (4) 住友電気工業株式会社：JRR-2 Boron 入り燃料板試験成績書
- (5) 古河電気工業株式会社：JRR-2 Boron 入り燃料板試験成績書
- (6) 三菱原子力工業株式会社：JRR-2 Boron 入り燃料板試験成績書

8.2 重水

8.2.1 トリチウムによる重水濃度測定法の確立

JRR-2 の熱遮蔽軽水中の重水濃度は主重水と同様赤外分光法で測定しているが、測定精度、感度の点で十分でない。このため、熱遮蔽軽水中の重水は主重水系から漏洩したもので、トリチウムを含有していることに着目して、間接的に重水濃度を求める方法を検討した。

トリチウムの測定は液体シンチレーション・カウンターで行なった。主重水系重水の濃度を A (w%)、そのトリチウム濃度を B ($\mu\text{Ci}/\text{ml}$)、熱遮蔽軽水中のトリチウム濃度を C ($\mu\text{Ci}/\text{ml}$) とすると、熱遮蔽軽水中の重水濃度 D (w%) は自然の軽水中に存在する重水を考慮して次式で求められる。

$$D = C \cdot A / B + 0.015 \text{ (w\%)}$$

JRR-2 の熱遮蔽軽水中の重水濃度を赤外分光法、トリチウム法で求めた結果、次のことがわかった。

- 1) トリチウム法は再現性が良く $\pm 1.5\%$ 以内におさえることができるのに対し、赤外分光法による測定では $\pm 5\%$ になる。
- 2) トリチウム法は検出感度が高い。バックグラウンドの 2 倍を検出感度とすると、検出感度は 0.002w\% である。一方、赤外分光法では 0.03w\% であり、トリチウム法は約 10 倍の感度を有する。
- 3) 問題点として、JRR-2 は 13 日を 1 サイクルとして運転した場合、トリチウムの生成率は $25\mu\text{Ci}/\text{ml}$ で、主重水中の濃度に対し約 4% の増加率になる。また、本測定法では数サイクル前に漏洩が止まっている場合には実際より低めに評価されることである。しかし、重水は連続的に熱遮蔽軽水中に漏洩していると考えられ、両系のトリチウム濃度を

同時に測定することにより解決できる。

以上の実験結果，重水系からの微少な漏洩をより確実に判断でき，さらに精度よく測定できるよい方法と思われる。

研究炉技術課；鈴木義雄，根本剛，吉島哲夫，重本雅光，鎌田 崇，近藤忠美

8.3 ループ実験

8.3.1 Na カバーガス系における燃料破損検出器の試験

ナトリウム冷却炉の燃料破損検出装置としては、カバーガス系に設ける方式が、 ^{24}Na によるバックグラウンドを少なくできる点で優れている。プレシピテータおよびガスクロマトグラフを利用した FFD をナトリウムのカバーガス系にとりつけ、ナトリウムからカバーガスへの FP の移行を調べるとともに、これら二つの型の FFD の性能試験を行なった。

Fig 8.3.1 に示すように、 UO_2 ペレットをナトリウム中にどぶづけにしたカプセルを TLG-1 ガスループで照射し、ナトリウムの上の空間をヘリウムでスイープして炉外に引き出し、蒸気トラップ、計測ボトルを経たのち、プレシピテータおよびガスクロマトグラフ型 FFD に導いた。カプセルの主な要目および照射条件を Table 8.3.1 に、プレシピテータおよびガスクロマトグラフの作動条件を Table 8.3.2 に示す。

Table 8.3.1 Irradiation conditions of sodium capsule

燃料	天然ウラン UO_2 ペレット	244 gr
カプセル	153 gr (56mm ϕ ×62mm)	
Na 量	94.0 gr	
熱中性子束	8.6×10^{12} n/cm 2 ·s	
高速中性子束	1.4×10^{12} n/cm 2 ·s	
γ 熱	0.2 w/gr	
照射時間	288 hr	
温度	80~530 $^{\circ}\text{C}$	
ガス流量	100 cc/min	
配管内径	3.0 mm	

Table 8.3.2 Experimental conditions

ガスクロマト型 FFD		プレシピテータ	
カラム充填剤	モレキュラーシーブ 5 A	沈積箱	550mm ϕ ×220
カラム温度	40 $^{\circ}\text{C}$	沈積電圧	800 V
キャリヤガス流量	60 cc/min	芯線	0.15mm ϕ 不銹鋼
サンプリング周期	3 min	芯線移動速度	50 mm/min
検出器	β ハロゲン GM 管	検出器	アントラセン・シンチレーション・カウンタ

蒸気トラップは、内径 80mm 高さ 180mm の円筒に直径 0.05~0.1mm のステンレス・ワールをいつばいにつめ、出入口に 40~60 メッシュのステンレス鋼の金網を張つたものである。計測ボトルでは Ge(Li) 検出器により γ 線スペクトルを測定し、カバーガスに含まれる FP の量を求めた。

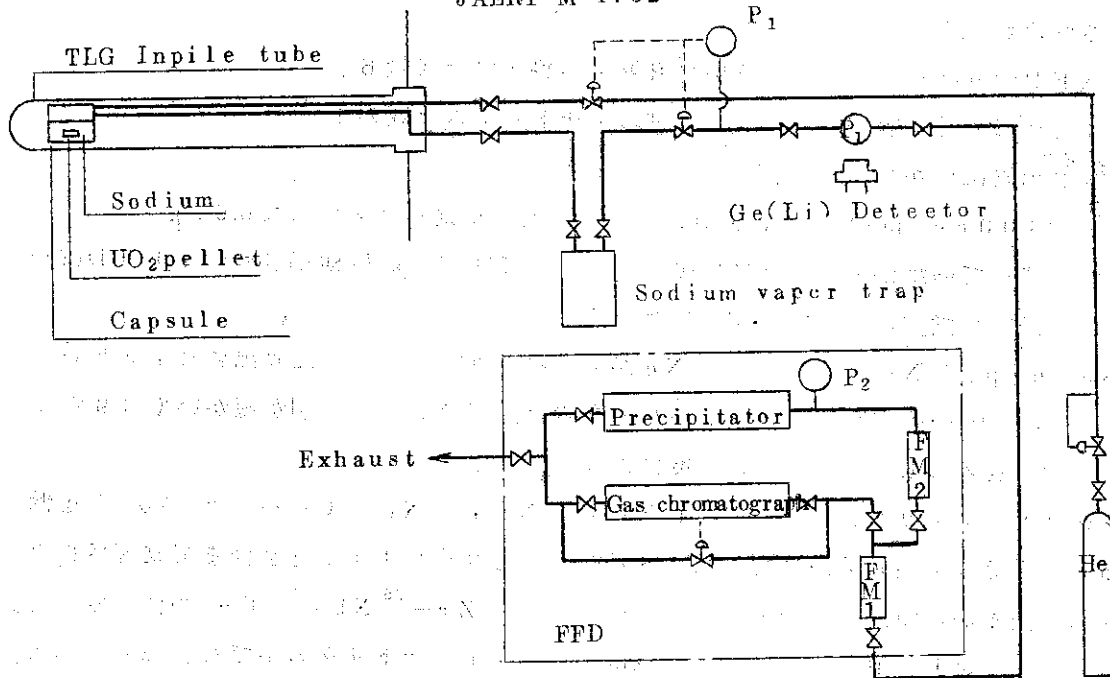


Fig 8.3.1 Flow diagram of sodium cover gas system

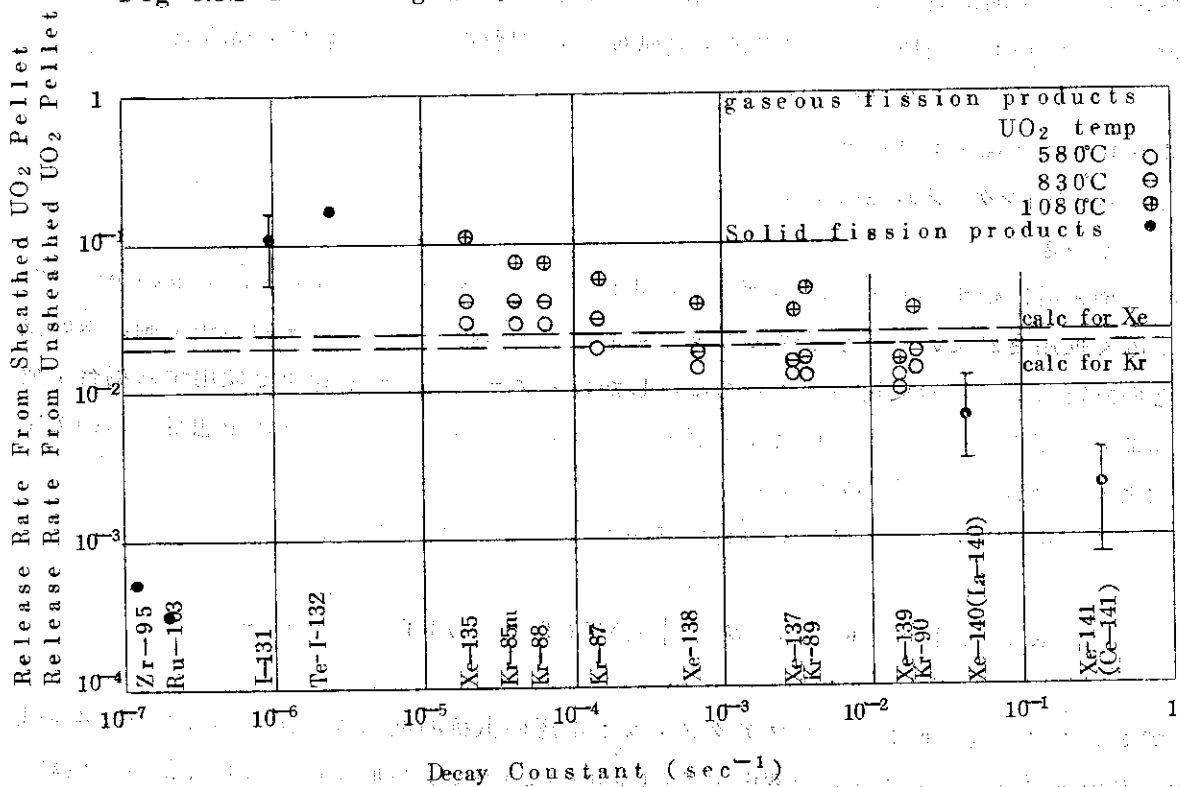


Fig 8.3.6 Comparison of release rate from sheathed UO₂ pellet and from unsheathed one

Gaseous fission products were measured under irradiation. Solid fission products deposited on coupons were measured following the irradiation

カバーガスの流量を一定の状態、TLGのガス温度を変えることによつてナトリウム温度を80~550°Cの範囲で変化させ、各温度に対するカバーガス系へのFP放出量の変化およびそれに対するFFDの応答を調べた。また、ナトリウム温度を450°Cに保ち、流量を変化させたときの、放出量の変化およびFFDの応答を調べた。

これらの測定から次の結果が得られた。

(a) カバーガス系に放出されたFPは、Kr, Xe およびその娘核で、固体状FP, Br, Iなどは検出されなかつた。

(b) ガス状FPのカバーガス系への放出量Rと、燃料内の生成量Bとの比R/Bは、Fig 8.3.2に示すように、ほぼ崩壊定数 λ に反比例し、ナトリウム温度の100~550°Cの増加に対し、ほぼ2桁放出量が増加する。

(c) ガス流量100cc/minで7.6時間流した結果、蒸気トラップには0.07gのナトリウムがトラップされていたが、トラップの出口ガスの中には ^{24}Na は検出されず、FFDはナトリウム蒸気の影響を受けることなく作動した。

(d) $^{23}\text{Na}(n,p)^{23}\text{Ne}$ 反応による ^{23}Ne が、カバーガス系に大量に放出され、FFD入口のガス中における唯一のバックグラウンド核種となつた。 ^{23}Ne は半減期が短い(39秒)ので、ガス流量を変えることによりその濃度は大きく変化した。

(e) プレシピテータ、ガスクロマトFFDとも、 ^{24}Na 、 ^{23}Ne によるバックグラウンドを低くおさえることができ、実験条件の範囲内でS/N比はそれぞれ11, 22倍まで改善された。

(f) 照射試験後4か月の測定の結果、ナトリウム中に ^{95}Zr - ^{95}Nb 、 ^{141}Ce が検出された。

なお、(b)で得られたR/Bの λ 依存性と温度依存性は、① ナトリウム中では自然対流によりFPは一様に分布する。② 気液両相には境界面近傍に薄い境界層が存在する。③ FPガスはヘンリーの法則に従つて液相から気相に移行する、を仮定することにより説明できる。

研究炉技術課； 豊島昇，山田忠則，北原種道，横尾宏，海江田圭右，福島征夫，

熊谷勝昭

JRR-3管理課；白井英次

8.3.2 ストレインゲージの照射試験

(1) まえがき

抵抗線型歪計は検出部(ストレインゲージ、以下ゲージという)が小さく、取り扱いが簡単なため、広く使用されている。原子炉においても、燃料表面の応力、燃料棒の内圧、制御棒の振動などの測定にゲージの使用が考えられる。しかし、ゲージを高放射線下で使用する場合は、放射線により電氣的ノイズを発生したり、照射によりゲージが劣化することが予想されるので、その効果を十分調べておく必要がある。

原子炉内で使用する場合は、メータの見かけ歪は次の式で表わされる。

$$\frac{\Delta R}{R} = K \varepsilon_0 + \{ \alpha + K(\beta_1 - \beta_2) \} \Delta T + f_1(\phi) + f_2(\phi t) + c$$

ここで ε_0 ：真の歪，K：ゲージファクタ， α ：素線の抵抗温度係数， β_1, β_2 ：被測体および素線の線膨張率， ΔT ：温度の変化， $f_1(\phi), f_2(\phi t)$ ：原子炉出力および照射積算量

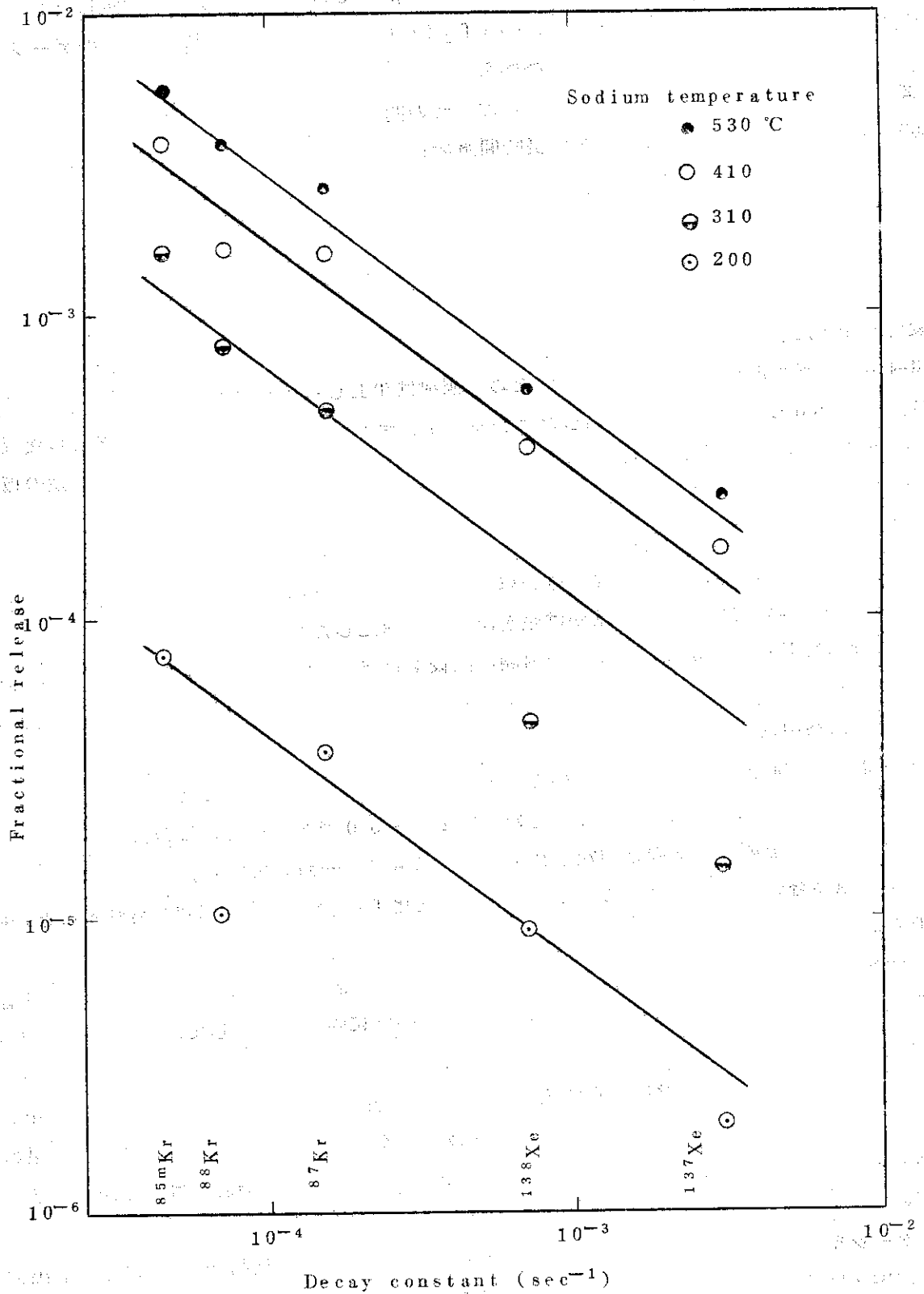


Fig 8.3.2 The fraction of gaseous fission products released from a sintered pellet to sodium-cover gas system during irradiation at various temperatures

による変化， O ：その他計器のドリフトやゲージのクリープなどによる変化である。そこで現在市販のゲージについて $f_1(\phi)$ 、 $f_2(\phi t)$ の効果および K の照射による影響を調べるため、次のような実験を行なった。

(2) 実験方法

- ① 温度係数 $\{a + K(\beta_1 - \beta_2)\}$ が小さく、かつその値をあらかじめ測定したゲージを無歪の状態 ($\epsilon_0 = 0$) で使用し、 $f_1(\phi)$ 、 $f_2(\phi t)$ を測定した。同時に一部のゲージをカドミウム板で覆つて照射しその相違を調べた。
- ② ゲージと被測体の間に直流電圧をかけ、その間に流れを電流を調べた。
- ③ ゲージの素線のみ無歪の状態で長時間照射し、 $f_2(\phi t)$ のうち素線の抵抗の変化を調べた。
- ④ 円筒管の内圧を照射中に変化させて、管表面の応力をゲージ測定し、その精度と安定度を調べた。
- ⑤ 照射下で $400 \sim 600 \text{ c/s}$ の一定振巾で振動する板の表面にゲージを張り、その歪出力の変化を調べた。

照射中の試料の温度条件を一定に保つため、照射は T L G - 1 ガスループで行なつた。冷却ガスは $6.5 \sim 80^\circ\text{C}$ であつた。使用したゲージは、いずれもベークライトをベースとした温度係数の小さいもので、フェノールアルデヒド系の熱硬化性の接着剤によりステンレス鋼の板に張りつけた。

(3) 結果と検討

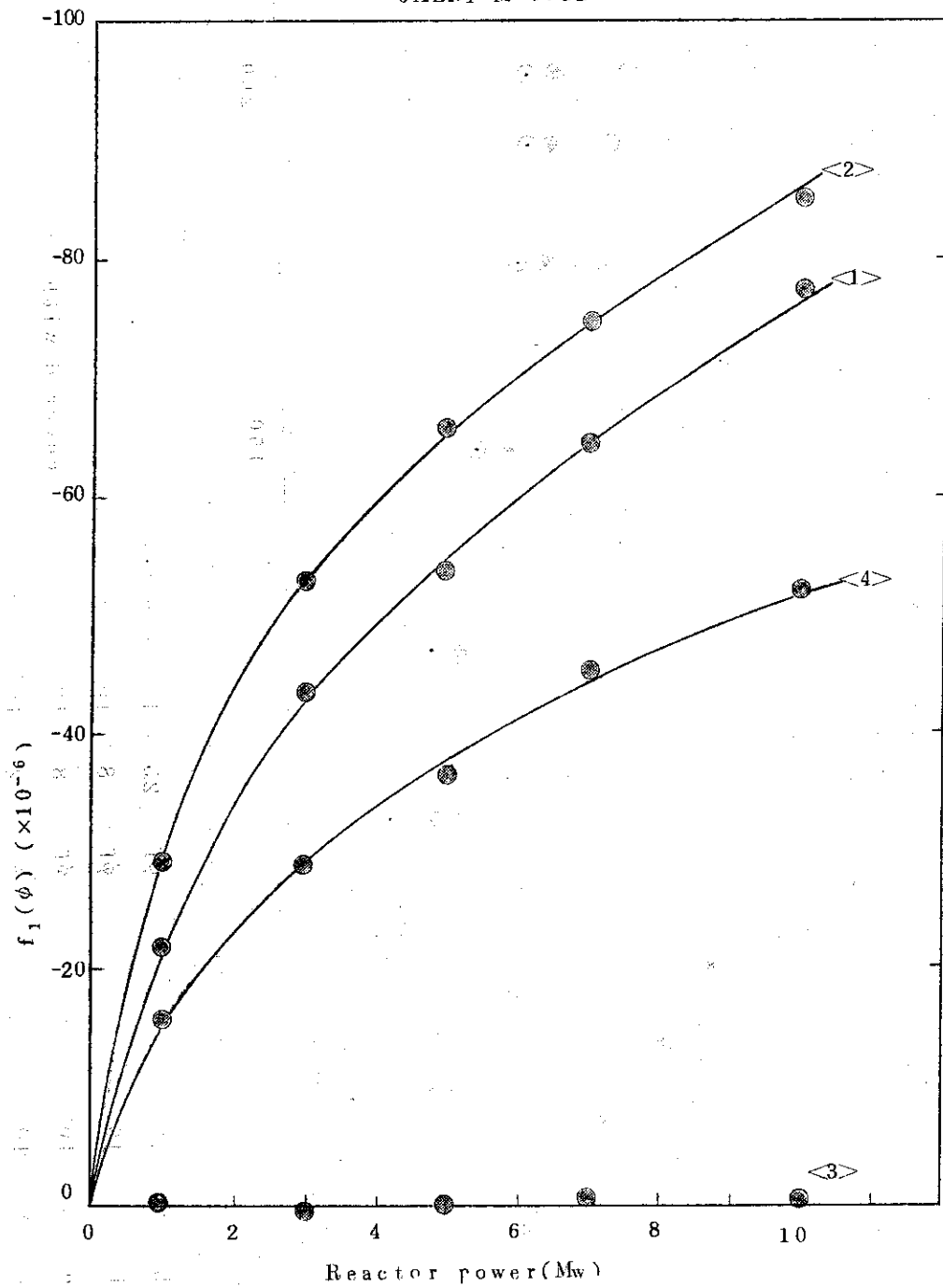
① 原子炉の出力が上昇すると見かけ歪は圧縮側（抵抗減）に変化し、出力が減少すると引張側（抵抗増）に変化した。この見かけ歪を温度など補正した値 ($f_1(\phi)$ に相当) と原子炉出力との関係を Fig 8.3.3 に示す。照射開始直後も長時間照射後もこの変化量は同じであつた。カドミウムを覆つたゲージの変化量も、裸のゲージの変化量とほぼ同じであつたことから、 $f_1(\phi)$ は熱中性子によるものでないことが分る。

ゲージ素線と被測体との間に原子炉出力に依存した微小電流が流れることが分つた。この電流はゲージ素線側を正にしたとき多く、その逆の $20 \sim 50$ 倍も流れた。この電流によりゲージの抵抗が見かけ上減つたものと推定され、数値的にもよく一致している。

ゲージを組み合わせて使用することにより、この変化 $f_1(\phi)$ は十分に補償されることが確認された。

② 一定出力で原子炉の運転を続けると歪計出力が、Fig 8.3.4 に示すように徐々に圧縮側に変化した。ゲージ素線のみは照射時間とともに引張側に徐々に変化しており、素線の照射効果では説明できない。また、ゲージ母材の絶縁抵抗の劣化も認められなかつた。この効果を除去するためゲージをブリッジに組んで照射したが、長時間の照射により生じたドリフトを完全に補償することはできなかつた。これは組み合わせた各ゲージの母材が受ける放射線効果の不均衡や、接着方法の不均衡などが原因しているものと考えられる。接着には十分注意を払う必要がある。

③ ゲージをブリッジに組んで円筒管の応力を測定した結果、円筒管の内圧変化と歪計出力との比例関係は照射によつても変化を受けなかつた。また、振動歪の測定結果では、Fig



	ϕ_{th}	ϕ_f
<1> quarter-bridge gauge	3×10^{11}	8×10^{11}
<2> quarter-bridge gauge covered with Cd	"	"
<3> half-bridge gauge	"	"
<4> quarter-bridge gauge	8×10^{11}	2×10^{11}

Fig 8.3.3 Change of apparent strain with reactor power ;
 no strain applied.
 neutron flux at 10MW operation ($n/cm^2.s$)

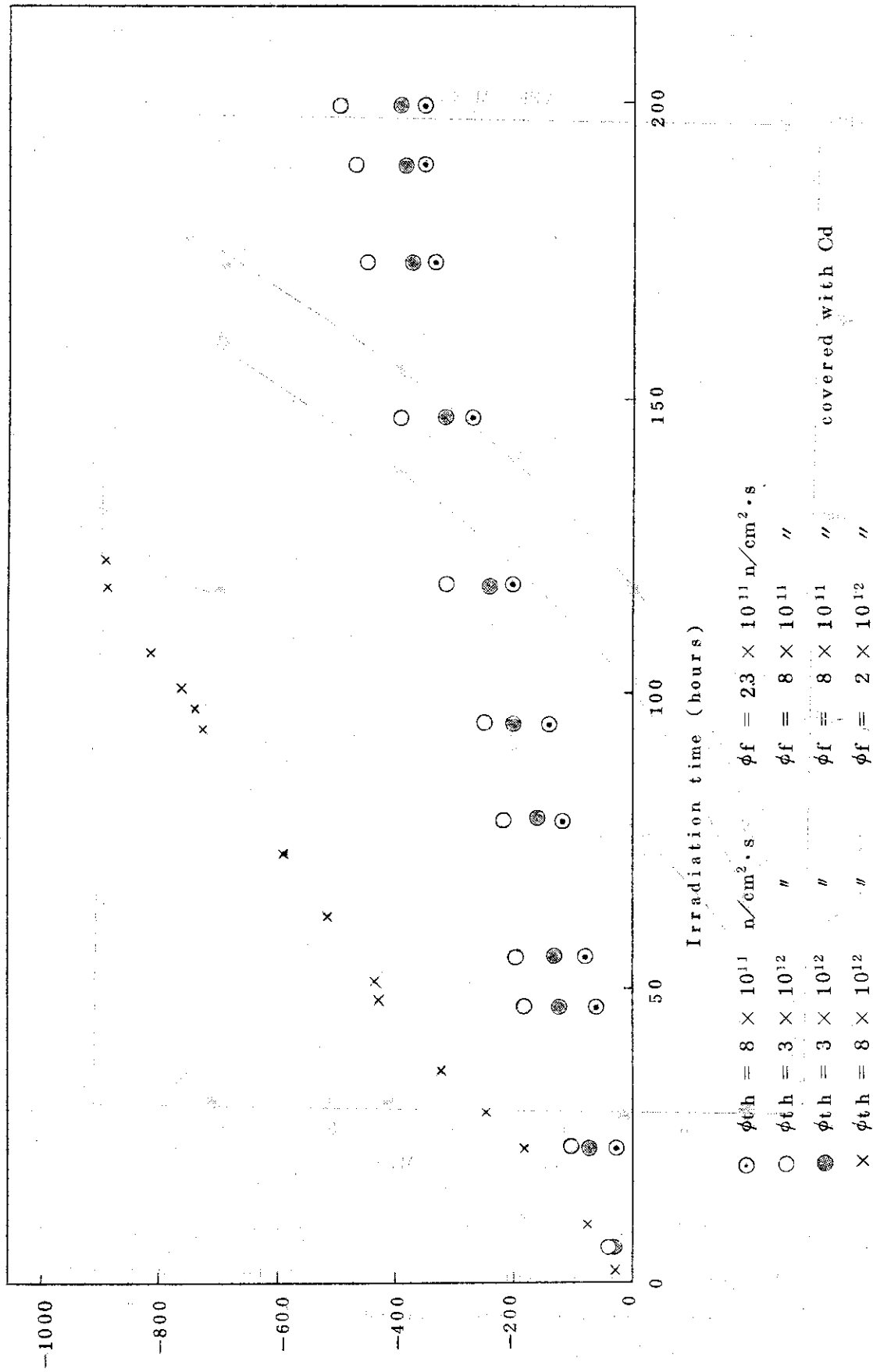


Fig 8.3.4 Variation of apparent strain with irradiation time; no strain applied.

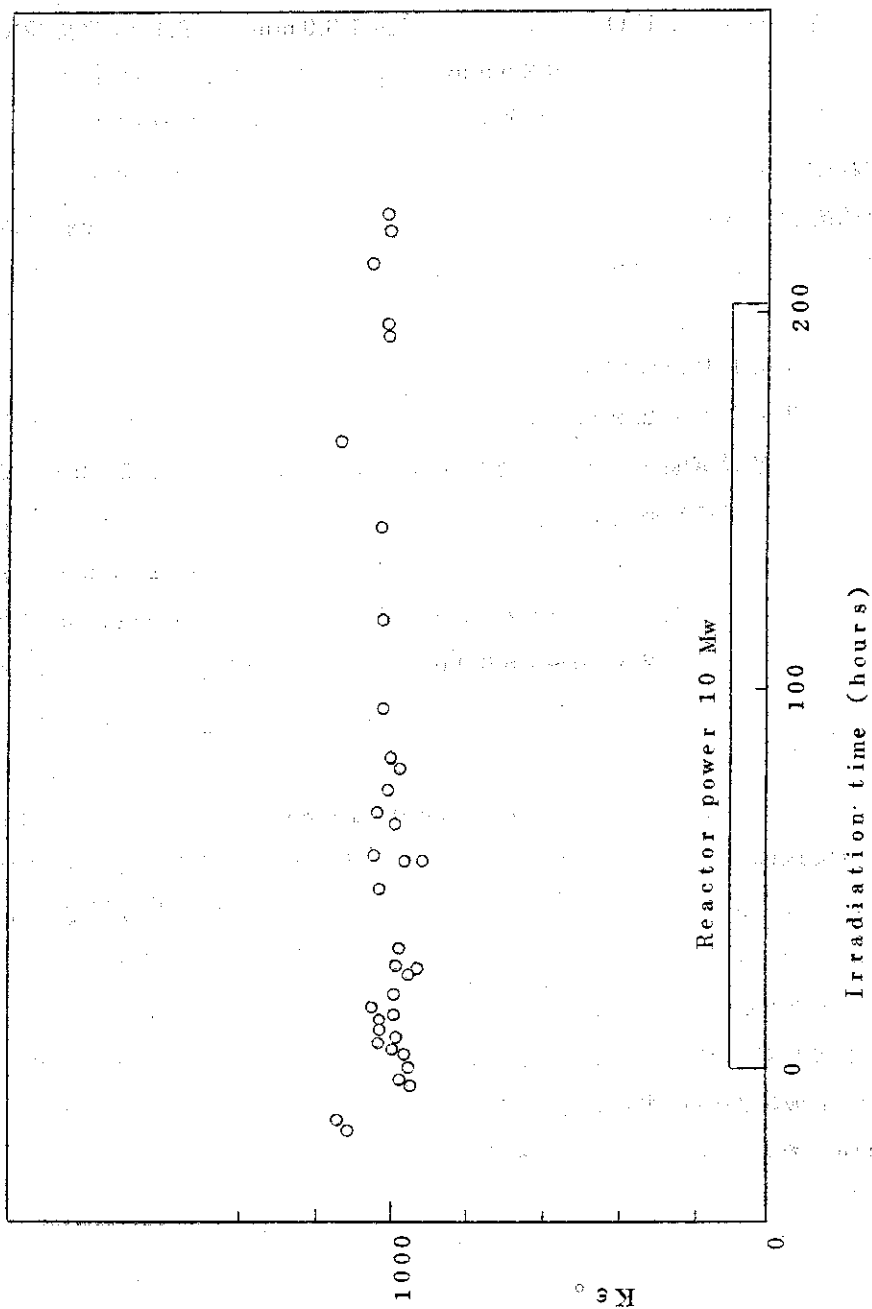


Fig 8.3.5 Variation of output amplitude with irradiation time when an alternating strain of $\epsilon_0 \sin 2\pi ft$ is applied to a gauge

8.3.5 に示すように、200時間の照射に対しても振巾出力の変化は認められなかつた。したがって、ゲージ母材の膨脹やゲージファクタKが照射によつて影響されず、原子炉内での動的歪の測定に使用できることが分つた。

(4) 結論

① ゲージを組み合わせて使うことにより、短時間の静的歪測定が可能である。長時間の使用に対しては、ドリフトを完全に補償することができなかつた。

② 動的歪測定は照射効果を受けにくく、振動測定などに十分使用できる。

研究炉技術課；熊谷勝昭，北原種道，横尾宏，海江田圭右，豊島昇，福島征夫，

山田忠則

JRR-3管理課；白井英次

8.3.3 高温ガス配管内のFP沈着

高温ガス配管内における固体状FPの放出および沈着挙動を調べるために、TLG-Iインパイル・ガス・ループを使つて、次のような実験を行なつた。

① 直径12.5mm 長さ19mm の UO_2 ペレットを内径13.0mm の被覆管で覆つてループで照射し、FPがペレットと被覆管の間の0.25mm の間隙を拡散して端栓部の微小孔から燃料外に放出する場合と、被覆管をとりはずしてペレット表面から直接放出する場合について、それぞれ、ガス状および固体状FPの放出量を測定した。ガス状FPの放出量は、ループ運転中に配管の外側から、また固体状FPの放出量は、ループ運転終了後、後述の沈着試験片を外部にとり出して、それぞれGe(Li)検出器で γ 線スペクトルを測定することにより求めた。

② ループ内における固体状FPの移行を調べるために、高温領域の3か所(いずれも照射プラグ内で、燃料の後方1.3, 2.1, 2.9m)および低温領域の1か所(主冷却ガスフィルターの直前)にステンレス鋼の沈着試験片をとりつけて、ループを最高使用温度550°Cで580時間運転し、照射後、沈着量を測定した。

③ ステンレス鋼，鉄，ニッケル，銅，黒鉛などの沈着試験片(20mm×20mm, 厚さ0.5~2mm)を燃料の後方2.5mの位置にガスの流れに平行にとりつけ、ガス温度が550°C，流速21~27m/s，レイノルズ数12500~16000における各材料への固体状FPの沈着を測定した。

以上の実験から次の結果が得られた。

(a) 裸の UO_2 ペレットから放出するFPの量は、580~1080°Cにおいて、崩壊定数や温度に依存せず、核分裂反跳による放出が支配的であつた。被覆管が存在するとき、核分裂反跳により放出するFPの量は、計算によると裸のときと比べ、 $f = \frac{d}{\ell} \left(2 - \frac{d}{\ell} \right) \cong 2 \times 10^{-2}$ (ここで、 d : ペレットと被覆管の間隙、 ℓ : ガス中の反跳飛程)だけ減少する。ガス状FPの減少率の実測値は、Fig 8.3.6 に示すように f の値によく一致している。この減少率の測定結果から、固体状FPの放出に関して次のことが分る。① 揮発性の親核種を持たない ^{95}Zr , ^{103}Ru などは、被覆管が存在することにより、放出量は f の値よりさらに2桁減少する。② ^{140}Ba , ^{141}Ce などは、直接固体状核種として生成したものは、 ^{95}Zr , ^{103}Ru と同様非常に放出しにくいので、一部ガス状の失行核として生成したものだけが放出する。た

例えば、 ^{140}Ba の核分裂収率は 6.35% であるが、 ^{140}Xe の収率 3.8% 相当だけが放出する。

③ ^{132}Te , ^{131}I の減少率が理論値 f より大きいのは、燃料内の拡散による放出が Kr , Xe と同じように無視できないこと、被覆があるときの照射実験では、終了時に炉停止より 4 時間早くガス温度を下げたため、その間に ^{131}I , ^{132}Te の沈着が増加したことなどが考えられる。

(b) 高温領域における沈着量は、燃料から遠くなるにつれて指数函数的に減少している。低温領域における ^{95}Zr , ^{103}Ru , ^{140}Ba , ^{141}Ce の沈着量が高温領域の沈着量より少ないのに対し、 ^{131}I , ^{132}Te の沈着量は増加しており、低温領域に極めて沈着しやすいことを示している。

(c) ガス温度 550°C において、 ^{131}I , ^{132}Te は他の材料に比べて、鉄、銅に沈着しやすく、 ^{95}Zr , ^{103}Ru , ^{140}Ba , ^{141}Ce は他の材料に比べて、アルミニウム、黒鉛に沈着しやすい。

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

8.4 ホットラボ技術

8.4.1 FP挙動追求手法の開発

原子炉中で照射された核燃料中での核分裂生成物やプルトニウムの分布を知ることは、燃料集合体または個々の燃料要素の中での中性子束分布に対する情報を与えること、核分裂核種の移動の機構などの解明に役立つことなどから興味をもたれている。このため、以前から核燃料の照射後試験の一環としてマイクロサンプリングおよびマイクロガンマスキヤニングを実施するように要望されていた。マイクロサンプリングの手法としては、諸外国の例を見ても

- (1) 小径スパイラルドリルによる局部の採取。
- (2) レーザー光を利用した局部加熱による試料の蒸発とそのトラップ。
- (3) 超音波加工による微小試料の切出し。

などの方法があり、それらについての遠隔操作のテクニックも多種多様である。ホットラボでは、昭和41年にマイクロサンプリングについて検討し、(1)の手法によることを決定してドリルと本体を製作した。検討の経緯を記すと、(2)の手法は位置の選定、遠隔操作の容易さなどの利点はあるが、他の手法に比較していちじるしく高価であること、局所の瞬時的加熱による試料の蒸発時にRu, Rh, Zr, Nb, Ce などの高融点元素やその化合物が、Cs などの低融点元素やその化合物と同じ挙動をするかどうか不明確なこと。(3)は研磨剤を混入した切削液を供給したからの加工である点が問題視された結果、(1)の手法を選定したものである。マイクロガンマスキヤニング装置については、サンプラーとほぼ同じ時期に検討がすすめられ、遠隔操作型顕微鏡用ステージを一部改造したものが試作された。これらの装置は予算的な問題と人員の不足からホットランに至らなかつたが、44年度に至つて、核燃料の燃焼度測定技術開発の一環として核燃料の局部的燃焼度測定の必要性が認められ、再検討されることになつた。

45年度において、サンプラーは採取位置の決定と試料の局部観察のためのL型ペリスコープを購入し、試料粉末の採取装置の仕様決定と発注が行なわれた。また、設置セルとしてジュニアセル(L-NO10)をあてることとし、セルの整備が行なわれた。また、ガンマスキヤニングは、サンプラーに隣接するL-NO11セルがあてられることとなり、セルの整備と併行してタングステン製ピンホール0.4φ、遮蔽50mm およびスリット10mm×0.3mm、遮蔽50mm のコリメータを設置した。

本テーマは、セルの内装機器が開発され、ホットランを実施し、その結果をまつて始めて核燃料開発研究につながるものであり、47年度初めのホットラン開始を目標にして、現在は装置の整備に重点がおかれている。この点に関しては7.8.1および7.8.2に略述してある。

なお、このテーマは燃焼率測定との関連から、原子炉化学部燃焼率測定開発室および燃料工学部燃料設計研究室との協力によつてすすめられている。

ホットラボ管理室 伊藤尚徳

8.4.2 高温ガス炉燃料試験法の開発

高温ガス炉燃料の照射後試験が45年度から開始されたが、45年度はJRR-2のEFTL-IIで照射したトライソ型被覆燃料粒子について行なわれた。この燃料粒子の試験で問題となる点は、径が約500μの微小粒子であるために取扱いが困難なことと、球状のため解像力のよい外観写真をとることが技術的に難かしいことである。

実際の試験に先きだつて、ゴールド試料による予備実験をかなり時間をかけて行なつた。取扱いについては、エアースピネットによる実験を行なつた。これは採取しようとする粒子をねらい、2~3粒から10粒程度の粒子を吸い上げて袋状の溜所に収納し、次に、あらかじめ用意された区分け容器中にスピネットの吸口を入れてから空気の吸引を切り、粒子の自然落下によつて放出して、粒子に損傷を与えることなく次の工程への区分けをするものである。予備実験の結果では、エアースピネットの吸口の形状、収容の袋状溜所の形状によつて多少の変動はあるが、吸口が2mmφ、収納溜所20mmφ程度のもので必要な吸入風量は約10cc/secであつた。それ故、ストロークポンプ、水流ポンプ、簡単なアスピレータで十分使用できる。無論、通常の真空ポンプを使用し適当な弁で絞つて吸入し、空気量を調整して行なつてもよい。なお、吸引した空気は高性能エアフィルター用濾紙で濾過し、ポンプを経て再びヘル内へ戻すようにするのが望ましい。このような吸引用導管を使用しての減圧吸引では、配管やフィルター、および導管をヘル内に設置しなければならず、作業に支障をきたす可能性も考えられる。

これに代るものとして、駒込ピペット式の試料溜め式エアースピネット、または、もつとも簡単なものとして、粒子に損傷を与えないよう先にゴムをつけたスピネットなどがあるが、ホットの試験にはこのゴム付きスピネットを使用した。

粒子の外観写真については、その表面が黒いPyCであるために反射率が低く、通常の金属試料の場合よりもより酸化燃料の場合よりも明るい照明を必要とする。実際の撮影に当つて、最初1倍の対物レンズと5倍の接眼レンズを使用した。粒子の表面状態はよくわからず、5倍の対物レンズを使用して表面状態をはつきり検査することができた。なお、この場合焦点深度が浅くなるが双方を満足することは技術的に不可能で、解像力のよい方の撮影法を採用した。

金相試験では、研磨中に起る削り過ぎおよび試料の脱落を予想して研磨液の滴下量、研磨紙粒度および研磨時間に注意して作業をすゝめた。その結果、試料の脱落もなく、また、研磨面の残存キズの発生も少なく、一応の顕微鏡写真が撮影できる程度まで表面仕上げを行なうことができた。なお、今回の試験では、試料の粒度、組成を考え通常用いるバフ研磨をさけ、仕上面残存研磨キズ防止の意味で粗研磨は#600からスタートし、ナイロンクロス3μダイヤモンドペーストで最後仕上げを行なつた。

以上の試験のほか、硝酸リーチ、燃焼度測定が行なわれたが、硝酸リーチでは表面状態が健全なもののみをとりだして試験した。その結果、クラックなどの異状はないことが認められた。被燃燃料粒子の照射後試験は、以後も連続して行なわれるが、46年度ではとくに軟X線発生装置と新しく専用のペリスコープを整備して、高温ガス炉燃料試験セルを充実していく予定で、既にその準備を始めた。

ホットラボ管理室 吉田博夫

8.4.3 照射後鉄鋼の内部摩擦測定技術の確立

現在ホットラボで行なつている原子炉材料の物理冶金学的試験のうち、鉄鋼の内部摩擦測定は、原子炉の安全設計上重要な課題となつている鉄鋼の照射ぜい化を微視的な立場から解明するのに有用な情報を与えるものである。

この照射ぜい化現象は、照射硬化が原因し、照射硬化は照射によつて形成される点欠陥に支

配されると考えられている。したがって、この点欠陥の挙動ないしは他の冶金学的因子との相互作用は重要な意味をもつものである。このような観点から微視的な構造変化を調べることは、とりもなおさず照射ぜい化の本質を解明する手がかりを得ることになる。44年度までは、主として、鉄鋼における照射点欠陥と固溶N原子の相互作用およびこれに及ぼす Δl 合金元素の影響について調べてきたが、45年度では、Mo原子が及ぼす影響について調べるための実験を行なった。使用した試料の化学組成は、0.5%Mo, 0.0007%Nで、800°Cで1時間均質化焼鈍を行なった後、水中急冷したものを用いた。照射条件は 3×10^{19} nvt (>1 Mev)で60°Cである。照射前測定では、固溶Nに基づく高さ 2.15×10^{-4} のピークと固溶NのMo原子との相互作用による高さ 3.13×10^{-4} のピークがそれぞれ105°C, 152°Cで観測された。これらのピークは照射後では完全に消滅し、400°C焼鈍によつて再び現われた。降伏強度については、照射によつて増大し、延性は低下することが分つた。また、400°C焼鈍によつて降伏強度、延性ともに部分的な回復の傾向が認められた。さらに固溶N原子とMo原子との結合エネルギーを求め、強度変化との相関々係を検討したが、合金元素としてのMo原子は照射硬化を抑制することが分つた。今後実用鋼材の照射ぜい化についてもさらに実験を重ねていくことが必要であるが、測定技術としては一応確立されたと考えている。

ホットラボ管理室 渡辺勝利

参考文献

- (1) 渡辺勝利, 松島秀夫: JAERI-memo(公開)-4056, (1970)
- (2) Igata N, Watanabe K.: ASTM, STP 484 (1970)

8.4.4 α - γ セルにおけるPu燃料試験技術の確立

α - γ セルは、照射済Pu燃料の取扱い施設としてホットラボに設置されたもので、PuO₂-UO₂燃料の照射後試験法とその取扱い技術を確立する目的で作られたものである。このセルは44年8月に整備を終え、直ちに照射後試験が開始された。試験した燃料はPuO₂10~20%、燃焼度~2300MWD/Tの高速炉用燃料ペレット、PuO₂2.5~3.0%、燃焼度~5250MWD/Tの熱中性子炉用ペレット、およびパイバック燃料の合計6キャプセル、14本の燃料ピンについて行なった。次に各試験項目について述べる。

(1) NaKキャプセルの開封とその処理は、NaK処理装置によつて行なわれる。NaKキャプセルを同装置に垂直にとりつけてキャプセルの端部をドリルで穿孔し、NaKを処理容器に溶してアルコールと反応させ処理する。NaKは発火性が強く、水とは爆発的に反応するため、その取扱いには十分注意を必要とする。3本のキャプセルの開封を行なったが、いずれも安全に処理することができた。

(2) キャプセルの解体と燃料ピンの切断はダイヤモンドカッターで行なわれる。燃料ピンへの樹脂注入装置を装備しないので、切断中に振動の影響をうけて試料切断面に欠損が生ずる。高速炉用燃料ピンは、直径が小さいため切断前に樹脂を注入することは非常に困難である。

(3) 試料の研磨は、機械的な方法によつて行なわれるが、廃液の処理との関係で十分に研磨液を使用することができない。このため、研磨面にキズが残つたり、被覆層の研磨層が燃料ミートのクラックに入り込むなどの問題があつた。研磨キズについては研磨を繰返すことによつてきれいに仕上げることは可能であるが、研磨層については未解決の問題の一つである。

(4) エッチングは、硝酸系と硫酸系の2種類の腐食液を使つて化学エッチングを行なつた。結晶成長の大きい部分に対しては、 PuO_2 濃度の違いによるエッチングの困難さはないが、結晶粒度の小さいものと PuO_2 濃度の高い試料については、化学エッチは非常に困難であることが分つた。

(5) 顕微鏡検査は、光学顕微鏡によつて行なつた。レンズの交換，焦点合わせ，視野の移動など大部分は電気的な遠隔操作ができるようになっているので操作は容易であるが，電気的な故障が起きるなどその信頼性が問題となつている。

(6) α オートラジオグラフィは，燃料中の Pu の分布を調べる上で極めて有効な方法である。ニトロセルロースフィルムを試料面に密着したあと，このフィルムを苛性ソーダ溶液でエッチングすることによつて α オートラジオグラフが得られる。ニトロセルロースフィルムは，薄い膜で包むだけで汚染を十分防ぐことができた。

(7) キャプセルのバスインは円滑に行なうことができるが，廃棄物などのバスアウトは，ビニールバックを溶接する高周波溶接機の放電によるバッグの焼損，遠隔操作によつて処理することのできない廃棄物の蓄積などの問題がある。

以上，当初予定していた PuO_2 - UO_2 燃料の照射挙動のデータを得ることができ，その取扱技術も一応確立されたと考えている。このセルは α - γ セルとしては我国では初めての施設であり，整備調整の段階で幾多の困難をのりこえて運転に入り，貴重なデータを得ることができた。

ホットラボ管理室 阿部恭一

8.4.5 照射後黒鉛の測定技術の開発

日本原子力発電株式会社東海発電所（コールドホール改良型）では，減速材，反射材として黒鉛が使用されている。この炉心の主要構成材料である黒鉛について照射後監視試験，いわゆる黒鉛モニタリングについては昭和42年度から毎年度同社と原研の間に受託研究契約が結ばれている。昭和45年度ではモニタリング用チャンネルGについて，第3回モニタリングが原研ホットラボ管理室において実施された。

測定項目は，前回までと同様に，東海炉特有の環境条件のもとでの炉心黒鉛材の安全性を検討するために設定された指標，即ち，寸法変化，酸化減量，全蓄積エネルギー，エネルギー放出率，熱伝導率，ヤング率，曲げ，圧縮強度などがとりあげられた。これらの試験結果およびその評価については，文献(1)に詳細に記述されているが，その結果を要約すると次のようになる。

(1) 寸法変化

照射量の低い01コンテナや12～15コンテナでは変化量は小さいが，照射量の比較的多い03～09コンテナではかなりの変化がみられ，最大の収縮量は08コンテナの0.05%である。また，第1回モニタリングのときには，変化はほとんどないか，あるいはわずかに膨脹の傾向があつたが，今回では01，02コンテナを除いて収縮の傾向が現われている。

(2) 酸化減量

今回までの酸化減量は，照射量とほぼ直線的関係にあり，最大重量損失率は，0.9%であつて，予想された範囲内にある。

また、空气中酸化速度は、最大で $10^{-5} \text{ g/g}\cdot\text{h}$ 程度であつて、未照射のものと比較して 3～4 倍であるが、これも設計上予測された範囲内にある。

(3) 全蓄積エネルギー

最大値は 04 コンテナの 96 cal/g で、最小値は 15 コンテナの 3 cal/g である。照射温度が高くなり照射量が少くなるにしたがつて、この値は小さくなる。

(4) 蓄積エネルギー放出率

01～03 コンテナにおいては照射温度付近から、04～10 コンテナでは約 280°C 、11～14 コンテナでは 450°C 以上の温度からこの放出が観測された。焼鈍温度に対しては二つの山に分けられる。

(5) 電気比抵抗

02～06 コンテナで、 $\rho/\rho_0 \approx 3.5$ 、コンテナ番号の大きいもの程この値は大きい。01 コンテナ（反射材級）は他（減速材級）と材質を異にし、変化割合は少ない。

(6) 熱伝導率

この変化は 03～09 コンテナで大きい。これらのコンテナの照射温度は $285\sim 372^\circ\text{C}$ 、照射量 $3487\sim 4637 \text{ MWD/T}$ で、これらの熱抵抗の変化は第 1 回モニタリングに比較して約 2 倍となつている。

(7) ヤング率

この変化割合は(II)方向で $1.16\sim 1.94$ 、(I)方向で $1.23\sim 2.12$ で、前回より増大している。照射温度が低く、照射量が比較的高い 03、04 コンテナにピークがみられる。

(8) 曲げ・圧縮強度

01 コンテナを除いて、曲げ強度は $0.9\sim 1.6$ 倍、圧縮強度は $1\sim 1.6$ 倍に変化している。全体としては増加の傾向にあり、03、04 コンテナ付近にピークがみられる。

(9) 考察

今回のモニタリングの実験点は、前回まで同様、設計上予想された変化の傾向とよく一致し、また、その範囲内にあつて、東海炉の現時点における安全性は十分保証されている。

ホットラボ管理室 本多敏雄

参考文献

- (1) TGM-RO3「東海炉モニタリングー第3回試験およびその評価」

8.5 動特性と安全解析

8.5.1 原子炉の動特性と安全解析

(EUREKAによる SPERT-III, C炉心の解析)

前報で報告した EUREKA コードによる SPERT-III, E炉心の実験解析では、暴走出力および暴走エネルギーについてそれぞれ約 15% および約 30% の範囲で実験結果と一致し、EUREKA コードによる棒状燃料炉心 (PWR, BWR) の反応度事故解析はきわめて信頼性の高いものであることが証明された。また、SPERT-III, E炉心の実験解析を通して、反応度事故時における減速材初期温度、原子炉初期出力、冷却材初期流速および燃料ペレット一被覆間のギャップ熱伝達係数などが暴走出力および暴走エネルギーなどにおよぼす影響を明確にした。特に EUREKA コードに導入された即発性減速材加熱効果 (PMH 効果) の暴走出力および暴走エネルギーにおよぼす影響が、燃料の熱時定数の大きい動力炉においてはきわめて大きく、PMH 効果を見逃した解析が現実的でないことを示唆した。

以上のように動力炉 (棒状燃料) を解析の対象として開発された EUREKA コードを、JRR-2, JRR-4 および JMTR のような板状燃料を使用した原子炉にも適用可能なように変更し、解析結果の妥当性を確認するために SPERT-III, C炉心 (板状燃料) の実験解析を、系内初期圧力、冷却材初期温度、原子炉初期出力および炉周期などをパラメトリックにとつて行なつた。

すでに SPERT-I の板状燃料炉心の実験で数多く測定され、かつその実験解析でも明らかにされているように板状燃料炉心においては、暴走出力の抑制効果としてボイド効果および減速材温度効果によるフィードバック反応度がきわめて大きい役割をはたすことが一般的によく知られている。これは動力炉燃料として一般に使用されている UO_2 燃料の熱時定数に比較して $U-A\beta$ あるいは $U-SUS$ 合金燃料の熱時定数が非常に小さく、燃料体内で発生した熱が急激に冷却材内に移動することによる。このように高濃縮板状燃料を使用した原子炉の暴走抑制効果が伝熱による減速材温度効果およびボイド効果に主体があるのは UO_2 ペレットを使用した一般動力炉の抑制効果がドブラー効果にその主体があるのに比べて機械的に大きな違いである。

以上述べた理由から、板状燃料を使用した原子炉の動特性解析を詳細に行なうためには、過渡的な熱伝達過程を正確に取扱わなければならないが、過渡的熱伝達、過渡的沸騰などの問題に関する実験および理論的研究は十分行なわれていないとはいえない。したがって、現存の動特性解析コードの大部分が、熱伝達およびボイド発生に関して定常状態で求められた式およびモデルを適用している。EUREKA コードにおいても、熱伝達およびボイドに関する取扱いは定常状態式を適用しているが、SPERT-III, E炉心の実験解析では、燃料表面温度についても実験結果ときわめてよく一致し、定常状態式でも十分適用することができることを示した。しかしながら、板状燃料炉については SPERT-III, E炉心の実験解析で得られた結果がそのまま期待できるとは限らない。その理由は、SPERT-III, E炉心の場合には、先に述べたように、問題となる熱伝達およびボイド発生によつて受ける影響が時間的に遅く、暴走出力の最大値に与える影響が比較的少ないのに対して、板状燃料炉では、熱伝達およびボイド発生が時間的に早く起り、暴走出力そのものを抑制する効果となることが考えられるからである。

以上述べたように、板状燃料炉では過渡的熱伝達と過渡的沸騰というきわめて難解な問題を

取扱わなければならないが、これらを同時に究明することは困難であるので、EUREKAコードによるSPERT-III、C炉心の解析は大別して二つの流れにそつて行なつた。すなわち、初期条件を強制循環冷却と自然循環冷却とに分け、おのおのにおいて挿入反応度、初期出力、初期圧力などをパラメータにとつて解析を行なつた。このように別けた理由は、熱伝達のモードが強制循環冷却と自然循環冷却とで大きく異なるためである。

解析の対象として選んだSPERT-IIIは実際のPWRと同じ実験条件での出力暴走実験を行なうことを目的とした原子炉であり、最高運転圧力2500 psig、温度650 °F、冷却水流量20,000 g pm、熱除去能力60MW を目標に設計建設された原子炉である。Fig 8.5.1 およびFig 8.5.2にそれぞれSPERT-IIIの原子炉および冷却系統図を示す。この原子炉を使用して行なつた実験は燃料タイプによつて大きく2種類に区別することができる。最初に行なわれた一連の実験がC型炉心実験であり、第2の実験がE型炉心実験である。C型炉心では93.2%濃縮UO₂を焼結した304ステンレス粉の中に分散させたものを板状にし、304Lステンレスで被覆した燃料を使用している。

EUREKAによる計算は、炉心をFig 8.5.3に示すように4領域に分割し、各領域の発熱分布およびフィードバック荷重因子を正確に入力して行なつた。燃料体については単位燃料板の半値巾に対して半径方向に7メッシュ点、軸方向に19メッシュ点を取り、それぞれのメッシュ点の発熱分布およびフィードバック荷重因子を正確に評価して計算を行なつた。解析結果の詳細については別稿において報告する予定であるが、ここではその一部について簡単に述べる。

Fig 8.5.4, Fig 8.5.5 は初期条件として圧力255 psig、温度20 °C、出力10Wの場合、挿入反応度をパラメータにとつて行なつた解析結果のうち最大暴走出力を実験値と比較したものである。これらの図から見られるように、逆炉周期100 sec⁻¹(挿入反応度量1.23\$)近傍以下の領域においては最大暴走出力で約15%、最大暴走出力時までの暴走エネルギーで約10%以内の範囲で解析結果は実験結果とよく一致している。

SPERTの報告によれば、実験誤差が±30%となつているが、EUREKAの解析結果は最大暴走出力、暴走エネルギーともに実験誤差の範囲にあることを示している。逆炉周期100 sec⁻¹以上の領域で実験結果との間に相違が見られるのは、Fig 8.5.6, Fig 8.5.7に示す初期圧力2500 psigの解析結果との関連で明らかにする。

Fig 8.5.8は上述の初期条件のうち圧力のみを2500 psigにした場合の最大暴走出力および最大出力時刻における暴走エネルギーの実験結果と解析結果を比較して示した図である。この場合、解析結果は逆炉周期の全領域にわたつて実験結果とよく一致している。圧力が255 psigの場合に逆炉周期100 sec⁻¹近傍で現われた実験結果との大きな相違は圧力2500 psigには見られない。この相違は圧力2500 psigの場合、最大暴走出力に達するまでにボイド発生がほとんど起らないのに対して、圧力255 psigの場合は挿入反応度量が増加すると最大暴走出力に達する前後にかなりのボイド発生があることを示している。

以上の結果から、EUREKAによる解析結果はボイド発生によるフィードバック反応度の評価について、さらに検討を要する点があると考えられるが、この評価方法に関しては二つの点を明らかにする必要がある。その一つはFig 8.5.7およびFig 8.5.8に示した実験解析の代表例からわかるように、ボイド発生に大きい影響を与える燃料表面温度の計算値が実験結果と相

違っている点である。先に述べたように、本解析では炉心を4領域に分割して計算を行なっているため、この燃料表面温度は必ずしも測定個所の温度と一致しない。すなわちFig 8.5.3で示した領域2の中では、炉心半径方向について領域2に含まれる燃料要素全てについての平均された発熱分布およびフィードバック荷重因子を用いているが、領域2の中をさらに詳細に分割した場合、炉心中心付近ではそれらの値はさらに大きくなるのが当然考えられる。したがって、燃料表面温度はFig 8.5.7, Fig 8.5.8 に示した計算値よりさらに実験結果に近い温度になり、当然ボイド発生も早くなる。結果的に最大暴走出力はより実験結果に近づくことが考えられる。その2はボイド発生に関する機構、すなわち燃料表面温度のオーバーシュート、ボイドの生成および消滅などに関する取扱いをEUREKAの中に組込んでいく必要があるという点であるが、これらについての検討結果については別稿において明確にすることにしてここでは言及をさける。

以上、EUREKAによるSPERT-III、C型炉心の実験解析の一部を紹介したが、これら解析全般を通して得られた結果は、最大暴走出力および暴走エネルギーともに実験誤差の範囲にあり、EUREKA-PLATEの信頼性がきわめて高いことが実証された。従来、計算コードを用いて行なわれてきた反応度事故解析では、大部分のものが実験との対比からその解析結果の信憑性を問題にするようなことを行なわれてきた。その点EUREKA-PLATEによる解析結果は実験との対比からその信頼性はきわめて高く、JRR-2, JMTRなどJRR-4と同型の板状燃料を用いた原子炉の安全性を検討する上できわめて有効な計算コードとなることが期待される。

JRR-4管理課 大西信秋

参 考 文 献

- (1) 石川迪夫, 久家靖史, 上林有一郎, 竹内栄次, 大西信秋“軽水炉の動特性解析コード EUREKA-(二次元核熱水力結合動特性モデル)”, JAERI-memo 3592(公開), June 1969.
- (2) 研究炉管理部“研究炉, ホットラボの運転と技術管理”, JAERI-memo 4343(公開), Feb. 1971.
- (3) 石川迪夫, 久家靖史, 上林有一郎, 竹内栄次, 大西信秋“軽水動力炉の動特性解析(核熱水力結合動特性解析コードEUREKAによる解析)”, JAERI-1201, Jun 1971.
- (4) 石川迪夫, 久家靖史, 上林有一郎, 竹内栄次, 大西信秋“軽水動力炉の反応度事故時に現われる減速材温度効果”原子力学会誌, 13[6], 318~329(1971).
- (5) 石川迪夫, “暴走出力により誘起される即発性減速材加熱(PMH)効果の解析”JAERI 1214, Sep. 1971.
- (6) 石川迪夫, “即発性減速材加熱(PMH)効果をもたらすフィードバック挙動”原子力学会誌, 13[8], 430~439(1971).
- (7) Scott R Hale C. L., Hagen R. N.; Transient tests of the fully enriched

uranium - oxide stainless steel plate - type C-core in the SPERT III reactor; Data summary report, U. S. A, IDO-17223, Feb. (1967)

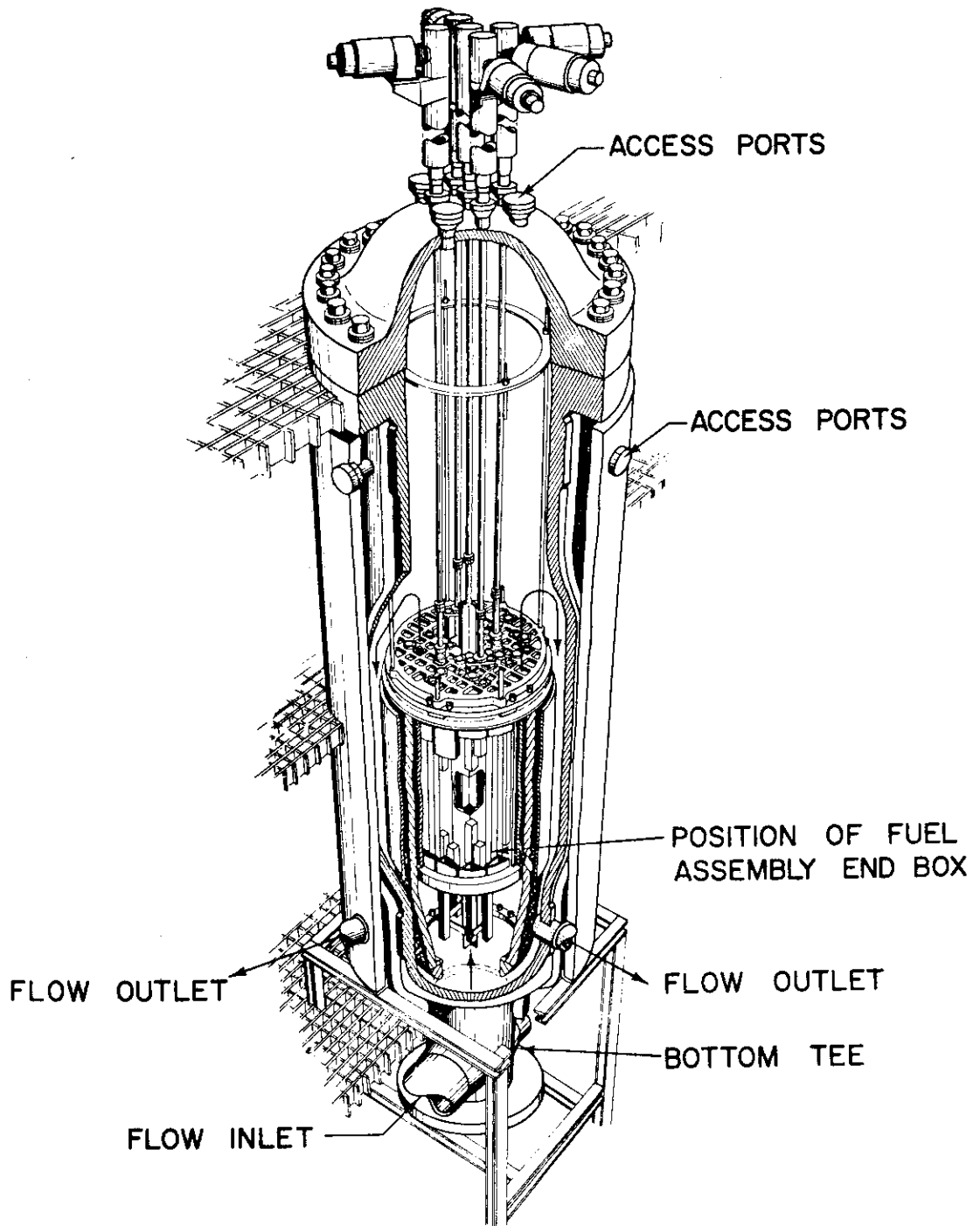


Fig.8.5.1 SPERT III REACTOR VESSEL ASSEMBLY.

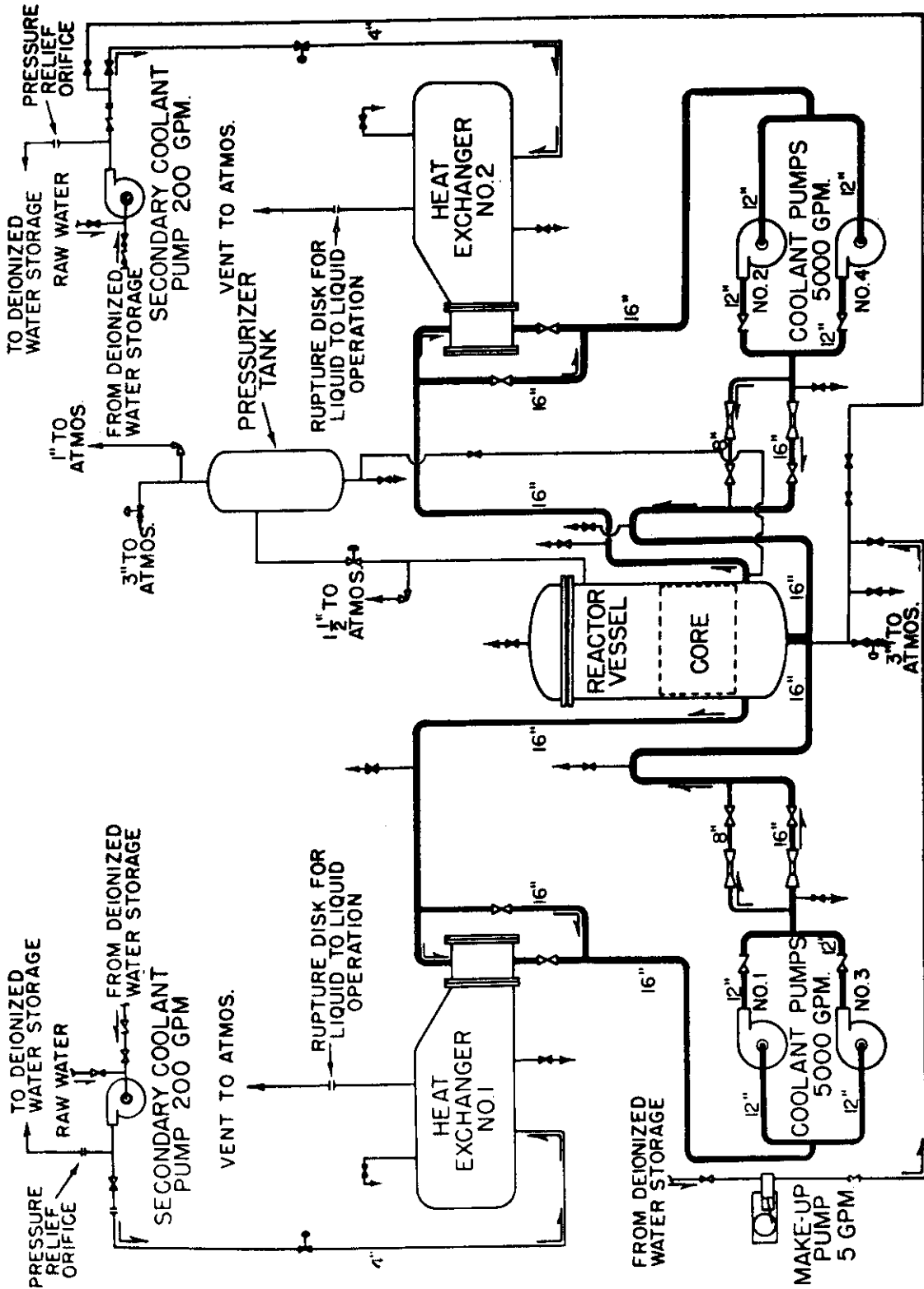
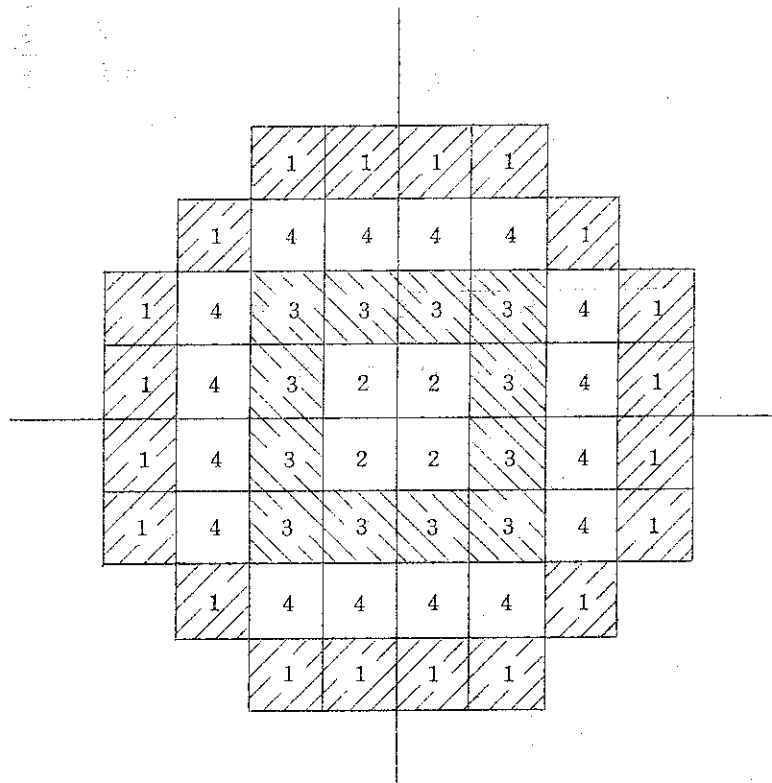


Fig. 8.5.2 SPERT III PROCESS FLOW SCHEMATIC.



CHANNEL 1: 20 ASSEMBLIES

CHANNEL 3: 12 ASSEMBLIES

CHANNEL 2: 4 ASSEMBLIES

CHANNEL 4: 16 ASSEMBLIES

Fig 8.5.3 SPERT-III-C core lattice divided into four radial regions for EUREKA analysis.

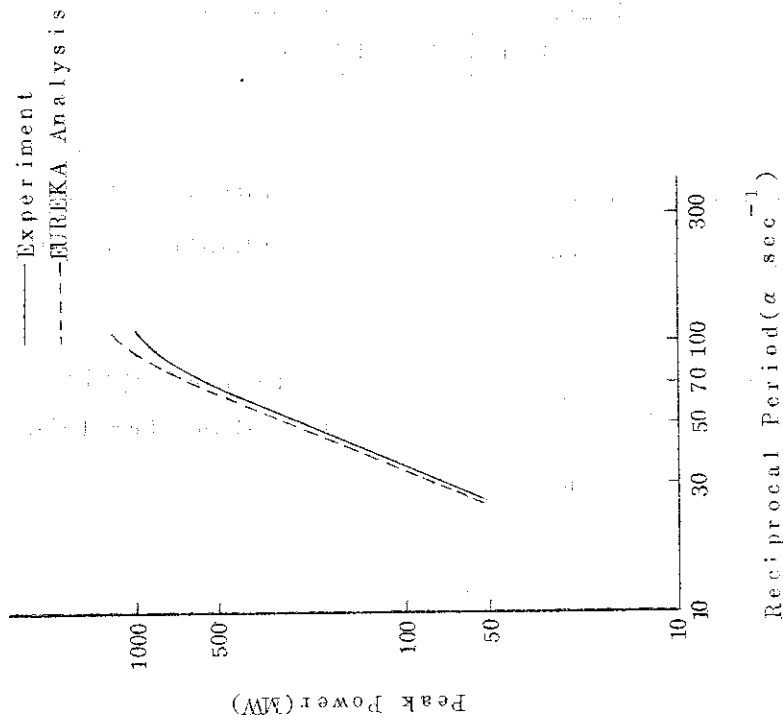


Fig 8.5.4 Comparison of EUREKA with experiment-plate core: peak power versus reciprocal period.

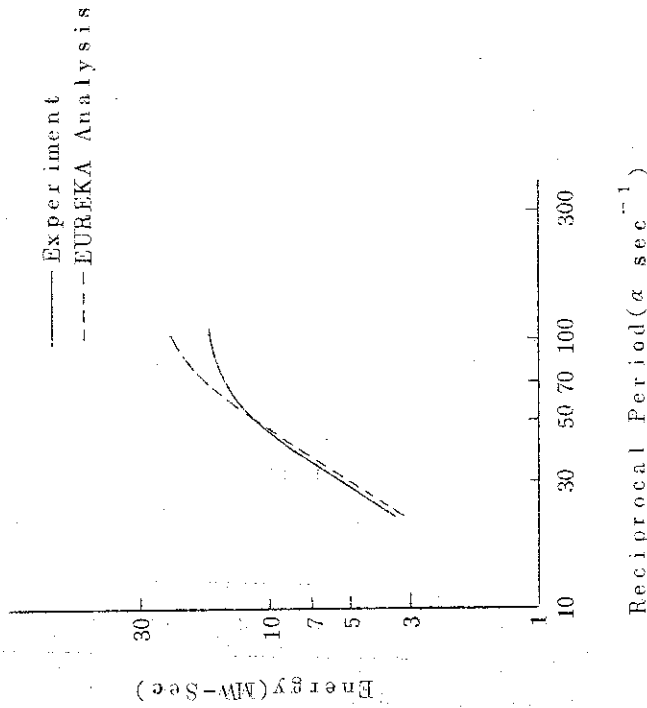


Fig 8.5.5 Comparison of EUREKA with experiment-plate core: energy release to peak power versus reciprocal period.

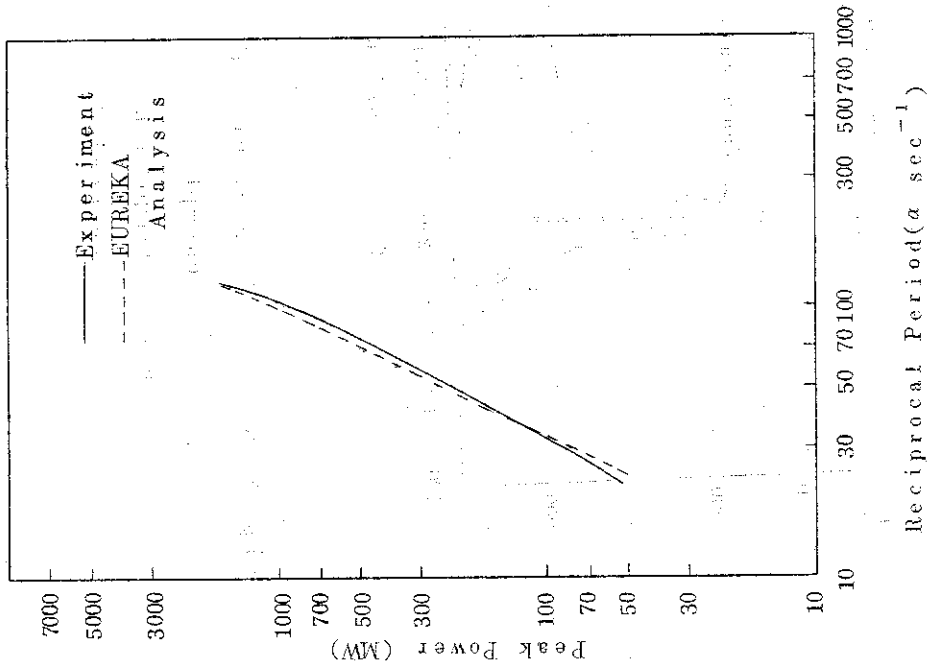


Fig 8.5.6 Comparison of EUREKA with experiment-plate core peak power versus reciprocal period.

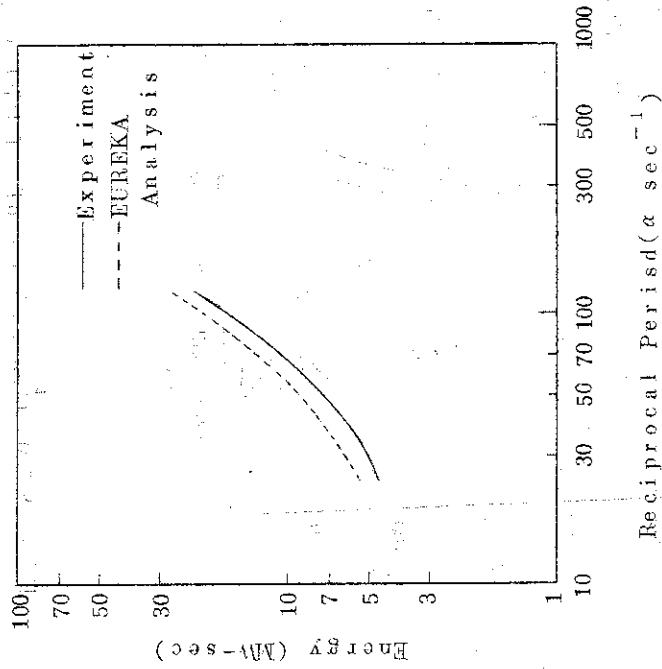


Fig 8.5.7 Comparison of EUREKA with experiment-plate core energy release to peak power versus reciprocal period.

RUN No 1-1 SPERT No 2990

Flow 20,000 gpm
 Inlet Temp 33 °C
 Period 9.9 msec
 Pressure 255 psi

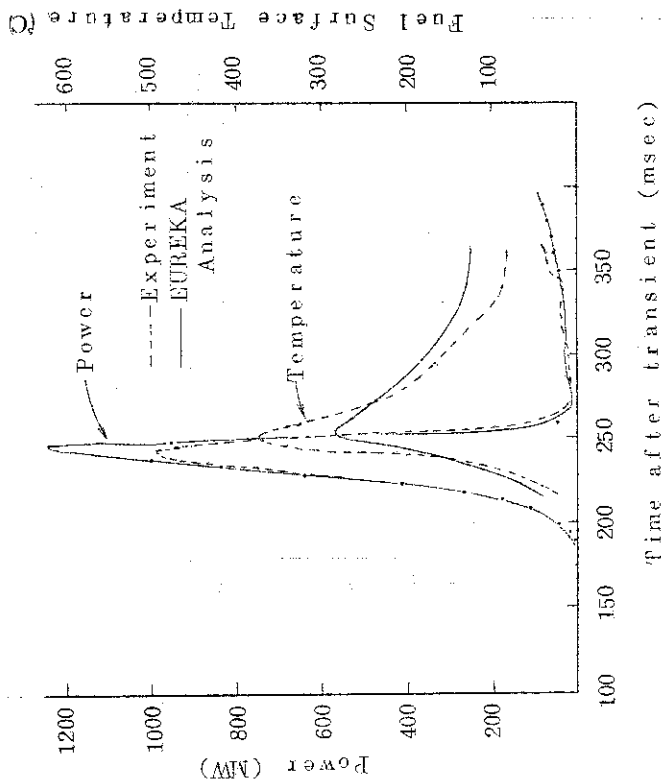


Fig 8.5.8 Comparison of EUREKA with experiment-plate core:power and surface temperature versus time for 9.9msec period.

RUN No 1-2 SPERT No 2977

Flow 20,000 gpm
 Inlet Temp 31 °C
 Period 22.0 msec
 Pressure 255 psi

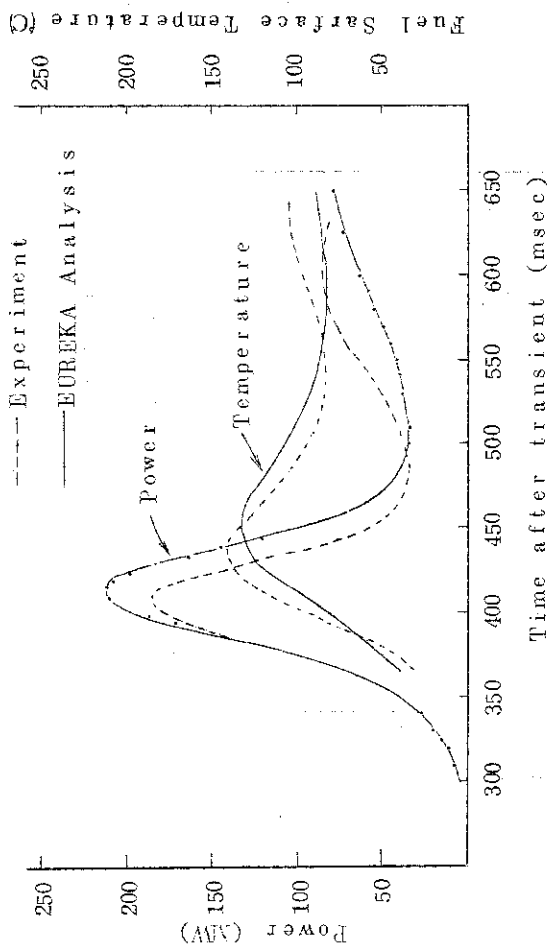


Fig 8.5.9 Comparison of EUREKA with experiment-plate core:power and surface temperature versus time for 22.0msec transient.

8.5.2 繰返しパルス炉の特性と新しいパルス炉（流動燃料炉）の可能性

(1) はじめに

最近、研究炉開発の分野で高速中性子繰返しパルス炉が話題に上っているが、出力を繰返しパルスの発生させるこの種の炉特性をさらに調べてみると、独特の高い性能と安全性を有する新しい型の原子炉を示唆して大変興味深いことがわかった。^{1), 2), 11)}

繰返しパルス炉は、従来炉の欠点の一つである燃料の耐衝撃性の問題を解決するため、燃料を流動性のあるものに換え、また衝撃波を発生しない中性子寿命の長い原子炉を考えると、研究炉ばかりでなく、熱を取り出す原子炉としても期待できるようになる。特に燃料を連続的に流動させ、かつ自己停止型単発パルス炉の繰返しを極めて早めたような型の繰返しパルス炉を考えると、性能、安全性、実現性の面で優れていることがわかった。^{3), 4), 5)}

次にまず従来の繰返しパルス炉の特性式を改善し、次にこれをもとにして得た新しい繰返しパルス炉の概念例を示す。⁵⁾

(2) 繰返しパルス炉の特性

繰返しパルス炉の特性を知る理論は、Bondarenko⁶⁾, Raievski⁷⁾, Larrimore⁸⁾, 他によつて検討されてきた。しかし、これらの結果は高速炉の小型炉心には適しているが、中性子寿命の長い熱中性子炉、中速中性子炉に適用するには無理が多い。実際の反応度がパラボラ型またはそれに近い形で印加されるところを、即発臨界以上の部分をパラボラ型とし、その前後の即発臨界以下では直線近似していることがその原因として挙げられる。

そこで、次のような観点から特性式を立て直す。

(i) 反応度印加形状をパラボラ型、矩形などとし直線近似は考えない。(ii) 矩形では1次のフィードバックを考える。(iii) 中性子寿命を小から大まで考えられるようにする。(iv) 出力パルスが十分成長しない場合に適用できるようにする。(v) 即発未臨界も考慮する。(vi) 反応度外乱安全化の条件を見透しよくする。(Fig 8.5.10 参照)

繰返しパルス炉動特性方程式は $dW/dt = \epsilon(t)/\tau \cdot W + \beta/\tau \cdot \bar{W}$, ただし、 ϵ ; 即発反応度, \bar{W} ; 炉平均出力である。

式の見透しをよくするため $z \equiv t/t_0$, $\eta \equiv \epsilon/\epsilon_0$, $\xi \equiv \epsilon_0 t_0/\tau$ なる無次元量を導入する。すると、 $W = \beta t_0 \bar{W}/\tau \int_{-1}^z \exp(\int_{-1}^z a dz) dz \cdot \exp(-\int_{-1}^z a dz) + 1/\xi \cdot \exp(-\int_{-1}^z a dz)$, ただし t_0 ; 反応度印加時間巾 $\times 1/2$, ϵ_0 ; 反応度印加前の増倍率の絶対値, $z = -1$ で $W = \beta \bar{W}/\epsilon_0$, $a = -\epsilon(t_0) t_0/\tau$ である。また $W \equiv (\beta W t_0/\tau) \cdot W(z)$, $-1 \leq z \leq 1$, と置くと、パルスによつてあらたに生じた放出エネルギーは W の積分 e で、 $e \equiv \beta \bar{W} t_0/\tau$, $I = \beta W t_0/\epsilon_0$, ξI , $\xi I \equiv \xi \int_{-1}^1 W(z) dz + \int_{-1}^1 \{W(1) - 1/\xi\} \exp\{\xi(1-z)\} dz$ と表わされる。ここでパルス消滅後についても考えるが、パルス前の地下出力は含まないのでこれを加えると、 $\epsilon = e + \beta \bar{W}/\epsilon_0 (T_0 - 2t_0)$, となる。(T_0 はパルス間隔)。

ここで示した ξ は増倍系の増倍特性を、 I は全放出エネルギー割合を表わす。よつて ξI は全放出エネルギーの全地下放出エネルギーに対する比、すなわちパルスエネルギー増倍度になる。

繰返しパルス炉のパルス臨界条件は以上の関係から、 $K = n E/W = \epsilon/\epsilon_0 n t_0 \xi I + \beta/\epsilon_0 (1 - 2 n t_0) = 1$, すなわち、 $n t_0 = \{ \epsilon_0/\beta - 1 \} / \{ \xi I - 2 \}$, ($0 < n t_0 < 1/2$, $\epsilon_0 > \beta$, $\xi I > 2$), のようにいたつて簡単な関係式が得られる。

繰返しパルス炉の平均的動特性式は従来どおり、 $K-1/K = \sum \beta_i / \beta / (1 + \lambda_i T)$ 、となる。これから同じドル反応度で定出力炉より安全性が高く、とりわけ、即発臨界が存在しないことは注目すべきことである。

次に反応度印加形の種々について ξI を求める。①パラボラ型。数値解法の結果、Fig 2の実線のようになる。Fig 8.5.11は η を横軸に、 ξ を与えて ξI を縦軸として表わした。② $\xi \rightarrow \infty$ のパラボラ型。 $e = 2 / \sqrt{(1+\eta)(-\eta)} \cdot \tan^{-1} \sqrt{(1+\eta)/-\eta}$ 、 $\eta \rightarrow 0$ では $\xi I \rightarrow \infty$ 、 $\eta \rightarrow -1$ では $\xi I = 2$ となる。Fig 2の $\xi = 100$ はほぼこの曲線と一致する。③矩型。 $\xi I = 1 / \xi (1 + 1/\eta) \{ \exp 2\xi I - 1 \} - 2/\eta$ 、 $\eta = 0$ では $\xi I = 2\xi + 4$ 、 $\xi \rightarrow \infty$ では $\xi I = -2/\eta$ 、となる。Fig 2の点線はこの計算結果でパラボラ型よりエネルギー増倍度が大になる。④矩型で自己停止形。既知の関係式より $e = \beta w t_0 / E_0 \xi I$ 、 $\xi I = E_0 / \beta w t_0$ 、 $2CE_m/\alpha$ 、および、 $e_0 = \beta w t_0 / E_0 = 4w_{max} t_0 / \exp(E_m t_0 / \tau)$ 、から、 $\xi I = e / e_0 = 1 / \xi \eta \cdot \exp(\xi \eta)$ 、となる。

① ④から種々の反応度型のパルス特性が知れるが特に①、④については興味がある。

①の場合、 ξ が小では $\eta \approx 0$ の出力パルスはほとんど成長しないが、 ξ が大では η が負でもパルスが成長する。これまでに考えられているIBR, SORAなどの高速中性子源炉またはパルスブースターは、 ξ が大で $\eta \leq 0$ または $\eta < 0$ の例であり、ここで示した関係から従来より近似のよい特性が知れる。熱中性子炉のように τ が大の炉では ξ が小となり、外乱に対する安定性の高い炉とすることができる。

④の場合は、出力パルスがパルス発生直前の出力(地下出力またはバックグラウンド出力)にほとんど無関係に定まることが注目をひく。このことはそれまでの運転履歴がどうであつても、 β が極端に小さくても、更には実効的 β が大きく変動しても、常に安定した運転が得られることを示唆していて興味深い。また、 e が T と一次の関係にあるので自己制御性が高い。さらに自己停止型であることを考えると極めて安全性が高いといえる。

(3) 新しいパルス炉(流動燃料炉)の可能性

前節で示した関係式によつて、IBR, SORAなどの高速中性子源炉ばかりでなく、これら以外の炉型についてその可能性と主な例を考えてみよう。ただし、はじめに述べたように、燃料は繰返しパルスに耐えられる流動燃料が興味の対象となる。

(a) 固有の自己停止機構を働かせない炉

前節の①~③がこの例であるが、この場合、即発臨界の上下に印加反応度を大きく振らせると反応度外乱を低減できるようになる。すなわち、反応度外乱によつて増倍係が ΔE だけ上昇するとき、 $\Delta E / (\epsilon_m - \epsilon)$ を小にするには ϵ_m を大にすればよいことになる。これには即発臨界近傍でパルスを大きく成長させない ξI が小である炉が適する。

具体的には、スラリー、小粒子などを燃料とする炉、または流動燃料で液面のゆれが起こるなどの外乱の入りやすい炉が考えられる。小粒子燃料炉では充填性を安定にするために、充填後パルス運転を短時間行なうというようなことも考えられる。

反応度外乱低減効果は前節の関係式から求められる。このうちパラボラ型について計算した例がTable 8.5.1に示してある。表では $\beta = 0.002$ 、 $\beta = 0.007$ について、未臨界度 ϵ_0 が浅い場合($\epsilon_0 = 2.0\%$)から深い場合($\epsilon_0 = 6.3\%$)までの3例では $\xi = 2, 3$ とし、 ϵ_0 が

さらに浅い場合には $\xi = 100$, $\eta < 0$ として, 反応度外乱 0.2%, 0.3%, 0.4% に対する平均出力の反応度外乱効果 ($K-1/K$) が与えられてある (表示は ($K-1/K$) セント / nto 秒 / $\epsilon_m\%$ のそれぞれに対応する)。

たとえば, $\epsilon_0 = 2.0\%$, $\xi = 2$, $\beta = 0.007$ のときの $\epsilon_m = 2.0\%$ では第 2 図の $\eta = 1$ の $\xi I = 2.4$ を読んで $nto = 1.86/2.2$ となり, また外乱 0.2% に対する $\eta = (\epsilon_m + \Delta\epsilon) / (\epsilon_0 - \Delta E) = 1.22$, $\xi = 1.8$ の $\xi I = 3.0$ を読み, さらに $\epsilon_0 = 1.8\%$ と置き換えて $K = 1.30$ と求められ, ($K-1/K$) = 23 セントが得られる。すなわち, 外乱 0.2% (29 セント) に対し 23 セントと若干の低減効果がある。

顕著な例として, $\epsilon_0 = 3.5$, $\xi = 3$ にあつては 5.3 セントと大巾に低減される。 $\rho_u (\beta = 0.002)$ の 0.2% の外乱に対しては 28 セントまで低減できる。 $\epsilon_0 = 6.3\%$, $\epsilon_m = 6.3\%$ では一段とその効果があるが, しかし過大な反応度投入は現実的ではなくなる恐れがある。 $\xi \rightarrow \infty$ については以上のような改善はみられなくなるが, 高速中性子源炉については十分予測できる。

このようにこの型の炉は外乱低減効果があり, しかも繰返しパルス炉のもつ平均的動特性が激しくない特長があることをみると, 何か有用な炉型が考えられそうである。

(b) 固有の自己停止を働かせる炉 (特に液体炉) はじめに述べたように, 自己停止型の単発パルス炉を繰返し運転できるようにした炉とも考えられるが, 燃料の炉心内流動を早めること, その結果予想される地下出力の変動温度むらが生じても安定な運転が維持できること, などが保証されなければならない。

早い流動時, 加熱済の燃料が炉からすみやかに排出されるので, 炉心内の遅発中性子先行核量が大きく変動する。しかし, この型炉ではその影響はほとんど無視できるようにすることが確かめられた。Table 8.5.2 は熔融塩炉について, 1 回/秒の繰返しパルス, 2 炉心体積/秒の場合の出力と炉心内温度の変化を計算すると Fig 8.5.12 のようになる。また, 地下出力 (パルス発生前出力, または遅発中性子核量) に対する発生エネルギーは Fig 8.5.13 のようになり, 地下出力が発生エネルギーの 1/2 ほどになつてもほとんど変わらない。このことは, 炉心の実効遅発中性子割合が大きくても, 反対に極めて小さくても, 更には流動のみだれてそれが変ることがあつても, 常に安定した運転が得られることを示唆していることになる。

また, この型の炉は, 特性式でみるように ϵ_m が e とさらには温度上昇と一次の関係にあるので, ϵ_m の変動が炉の運転に敏感に影響しないばかりか, 流入燃料温度の変動に対しても安定しており, いわゆる自己制御性が高いことがわかる。

加えて, 自己停止型であるので極めて安全性が高い。

炉構造は流動方式が間歇的であるか, 連続的であるかによつて大きく変わるが, 間歇の場合には単発炉とほとんど同じとみてよいから, パルス運転が適していることは自明である。

連続の場合にはより具体性が高く, (i) 定常炉と同じ炉構成で, しかも至つて流動を早くしうる。(ii) 核的に流動の起因する核的乱れに強いので炉心が極端に簡単化できるが表所を有する。

連続流動の炉概念は例えば Fig 8.5.14, Fig 8.5.15 が考えられる。Fig 8.5.15 はブランケット付熔融塩炉の例であり, 燃料は下方から炉心をすみやかに通過して上部の空間で混合され, 流化して熱交換器へ流出する。

炉心上部空間は気相部があるので、パルス加熱による燃料の熱膨張はここで吸収される。パルス発生は、炉心上部から挿入されるパルス棒の上下動によつて与えられる。周期は1サイクル程度であるので上下動方式で十分である。出力の調整はパルス棒を上下動させたまま、定常炉と同じように調整棒によつて行なう。

炉心内の燃料流動は主流が中央部にあるようにし、容量壁の繰返し熱応力を極力低減するようにする。この図は、炉心容器の交換を可能にすることも考えて、炉心下部にフリーズフランジを設けてある。

Fig 8.5.15 は研究炉の簡単な一例である。直管にふくらみを設けて炉心部とし、その周囲を反射体で囲む。パルス発生はその反射体の一部を図のように回転させて行なう。その他は前図と同じように構成すればよい。Table 8.5.2 で示したように、この繰返しパルス炉は簡単な炉心構造、比較的小さな炉心で、大出力、大出力密度、高中性子束の発生が期待できる。たとえば、熔融塩の例では 4 m^3 の炉心体積で1サイクルのパルス繰返しとすると約 4000 MW 、中性子束も 10^{15} から 10^{16} の発生が期待できる。水均質炉では定出力炉の100倍の出力、重水均質炉で軽水を若干加えて中性子寿命を短くすると、 50 MW 程度で 10^{15} の中性子束を発生できる。

この炉の特長をまとめて示すと、次のとおりである。

- ① 流動を早くし、また ^{233}U の使用と合せて遅発中性子割合が激減しても原理的に安定である。
- ② 核的不安性に強い。
- ③ 自己停止型であるので、安全性が高い。
- ④ 平均最大出力は、流動燃料を丁度すき間なく加熱する場合に達成され、それ以上に重畳加熱しても、すき間をおいた加熱をしても平均出力が低下するので原理的に安定運転が得られる。
- ⑤ 燃料温度の高低に関する発生エネルギーの自己制御性が高い。
- ⑥ 原理的に簡単な炉心構造で、高出力、高出力密度高中性子束が得られる。

などとなる。

(4) おわりに

繰返しパルス炉は流動燃料を使用し、中性子寿命の比較的永い炉とすると安全な熱源炉も期待でき、特に自己停止型の繰返しパルス炉は簡単な構造で性能が優れ、また実現性も高いことが分つた。

流動燃料特有のいわゆる dirty system に関する安全性は、MSRE の成功などによつて相当に解決されつつあるので、今後の関連研究の成果によつて、更に実現性を明らかにできるであろう。

現在この型の炉の優劣を他型炉と比較できる段階ではないが、原子炉分野でこのような炉型がまだ有り得ることをあえてここに示し、識者の叱責を仰ぎたい。

参 考 文 献

- (1) 日本原子力学会編；“パルス炉調査報告”（1970）
- (2) 日本原子力学会編；“繰返し型高速パルス炉総合調査報告”（1971）
- (3) 富井格三；日本原子力学会昭43炉物理炉工学分科会 C37；（1968）
- (4) 富井格三；日本原子力学会昭46年会F48，（1971）
- (5) 富井格三；“繰返しパルス炉の特性および新しい繰返しパルス炉の可能性”（予定）
- (6) Bondarenko, I. I et al; At. Energ. 7, 417 (1959)
- (7) Raievski, V et al, Proc. IAEA Symp. Pulsed Neutron Research, Vol II 553 (1965)
- (8) Larrimore, J. A Nucl. Sci. and Eng. 29, P87, (1967)
- (9) West, G B, et al, GA-7882
- (10) Scaletter, R, et al, GA-4474
- (11) 平田実穂, 浜口由和, 富井格三；科学朝日, 9月, (1969)

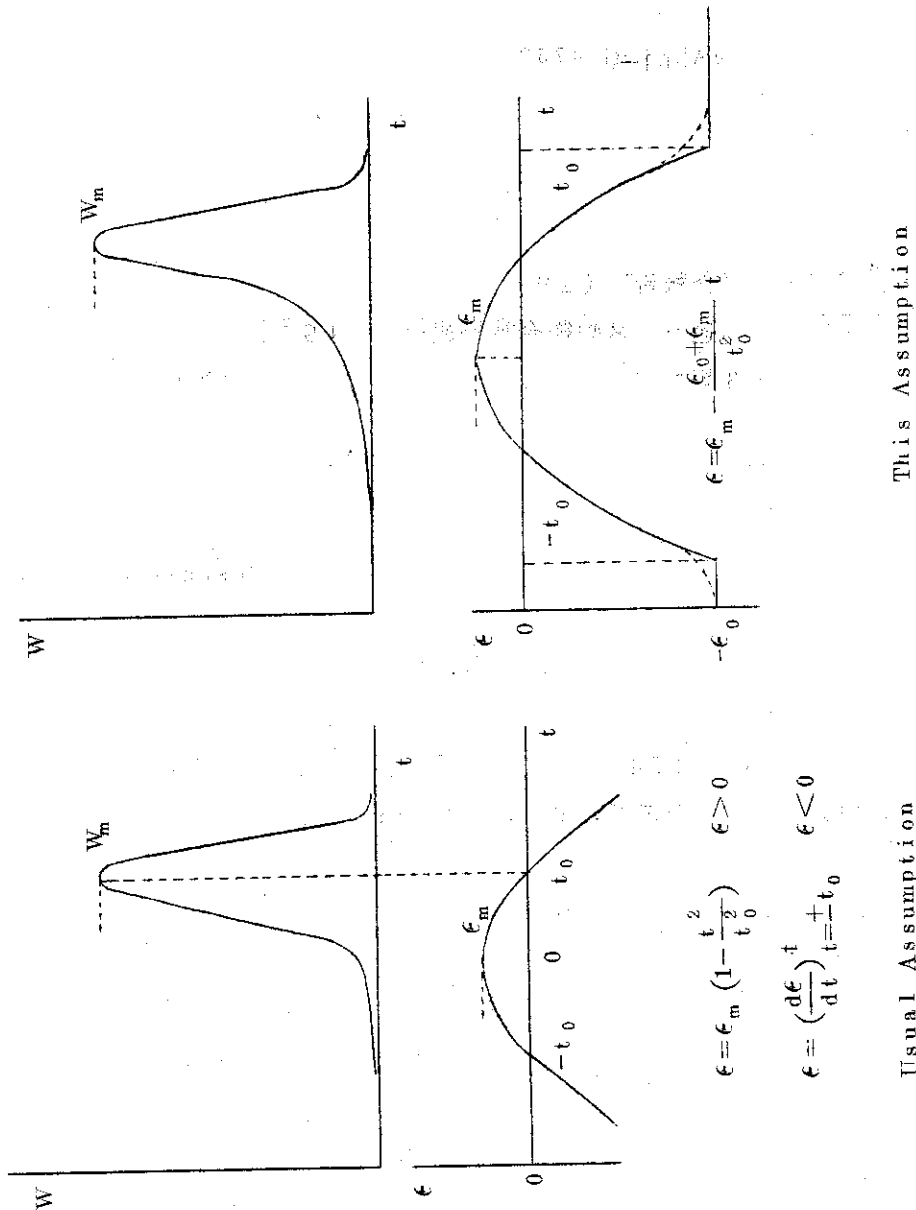


Fig 8.5.10 Comparison of figures of two parabola-type input reactivity pulses, one of which has been usually assumed and another is assumed in this report.

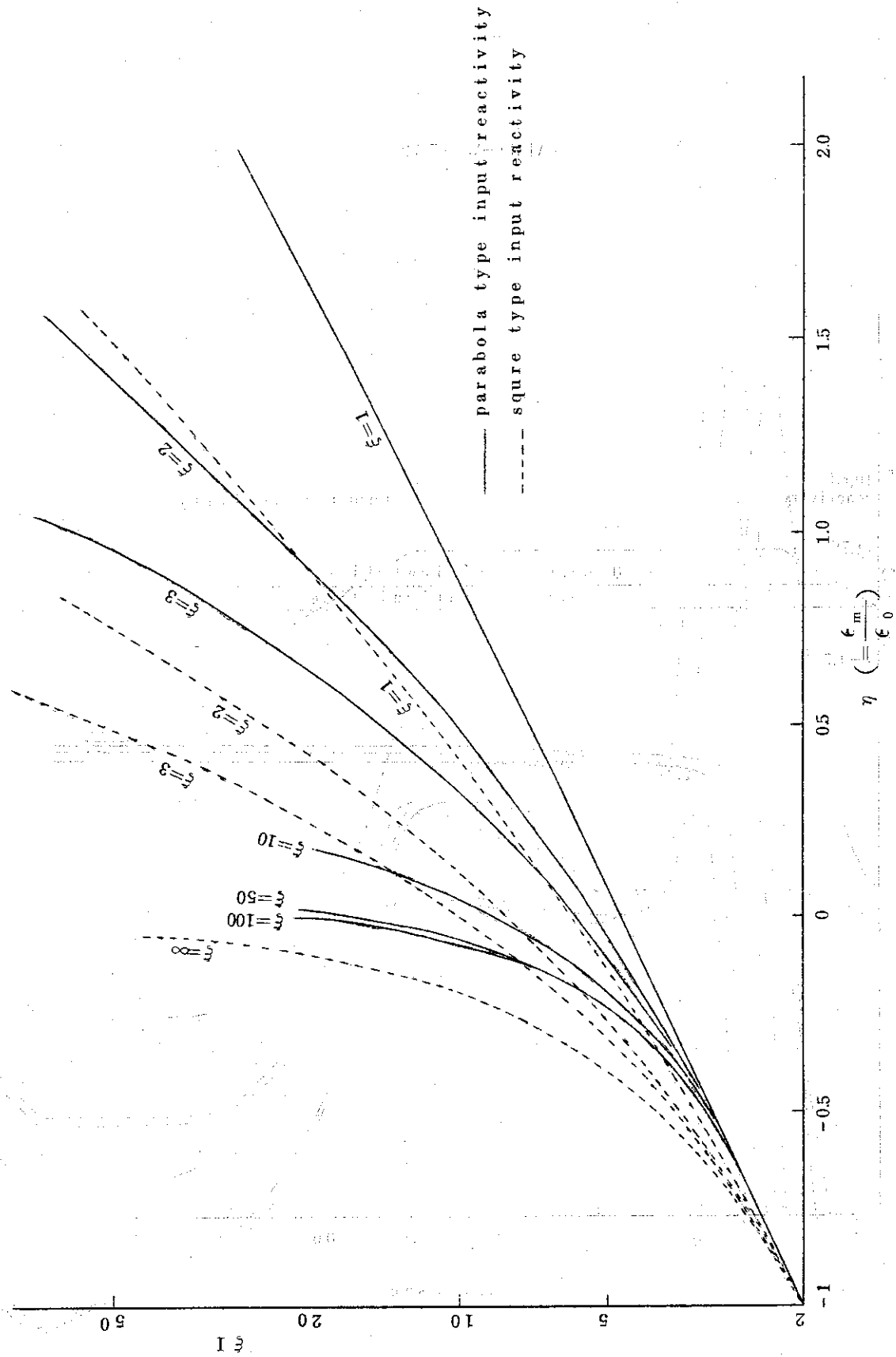


Fig 8.5.1.1 Relations between input reactivity η and energy ξI with respect to various ξ .
 These are calculated by using equation (7), (15) and (20).

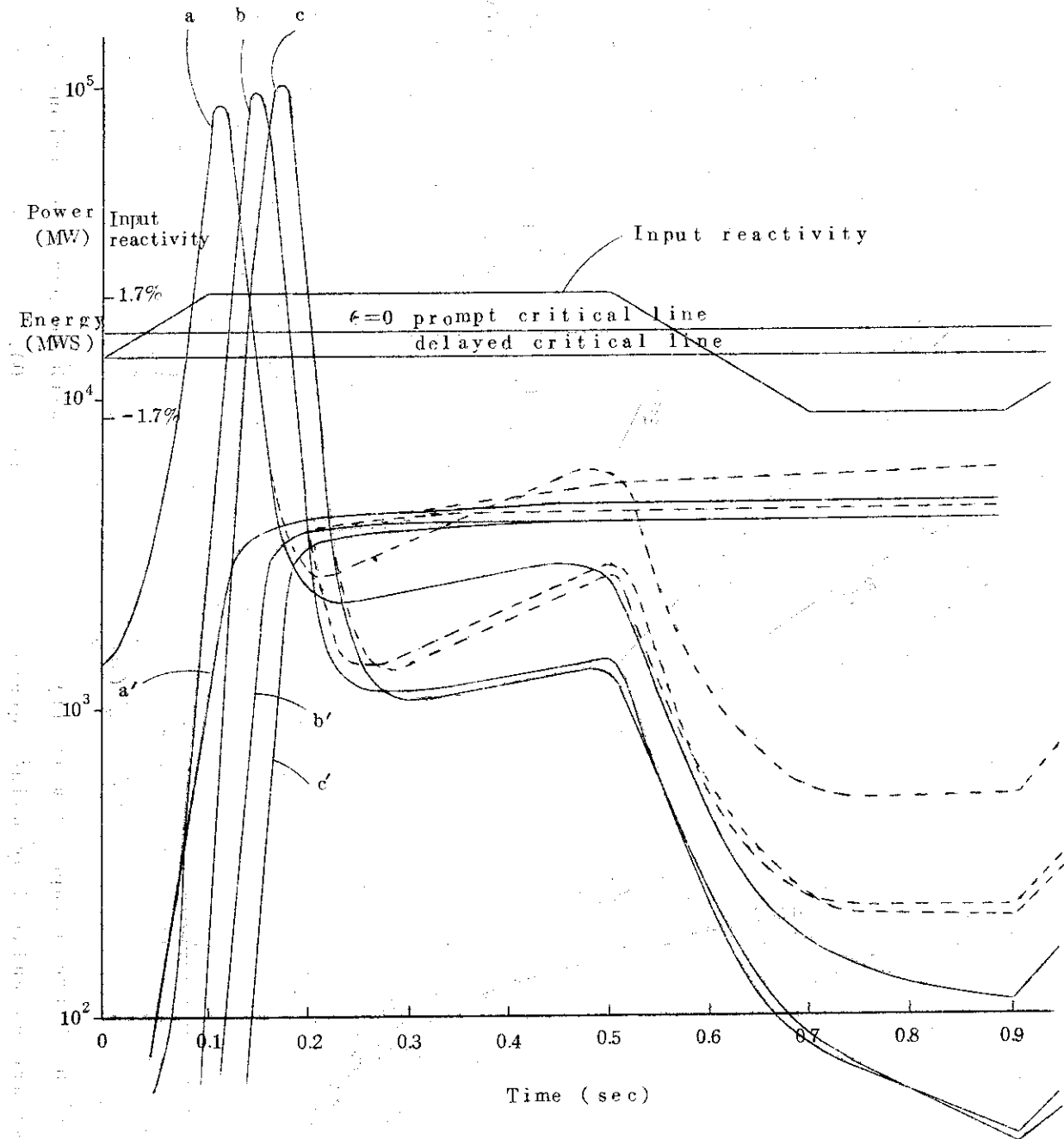


Fig 8.5.12 Time relation between input reactivity and power or energy of Molten Salt Reactor listed Table 2. Solid line indicates the case with 2 core volume/sec flow rate and a, b, c are power curves and a', b', c' are energies, a, a' with initial power 15×10^3 MW, b, b' with 3×10^4 MW, c, c' with 3 MW.

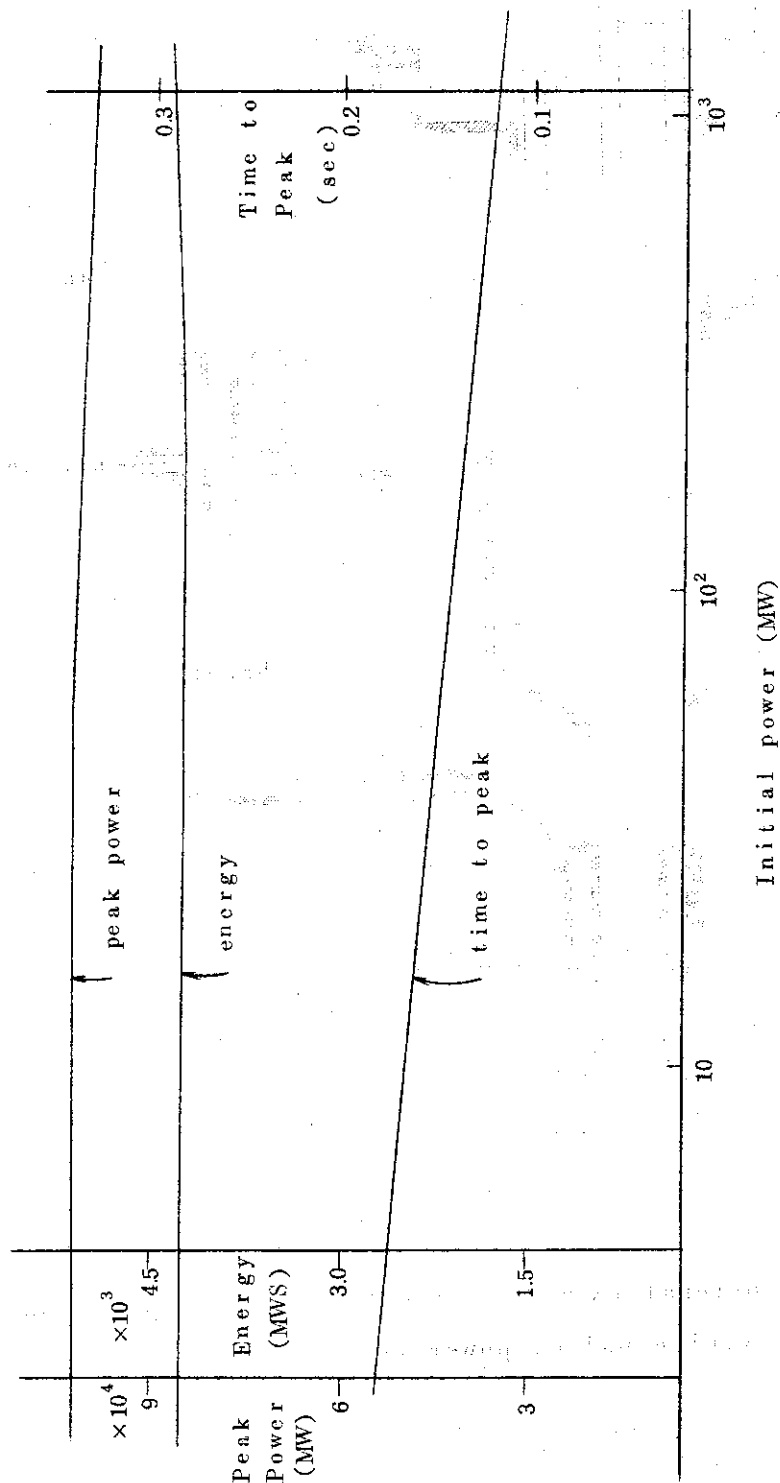


Fig. 8.5.13 Peak, power, energy and time to peak versus initial power of MSR listed table 2.

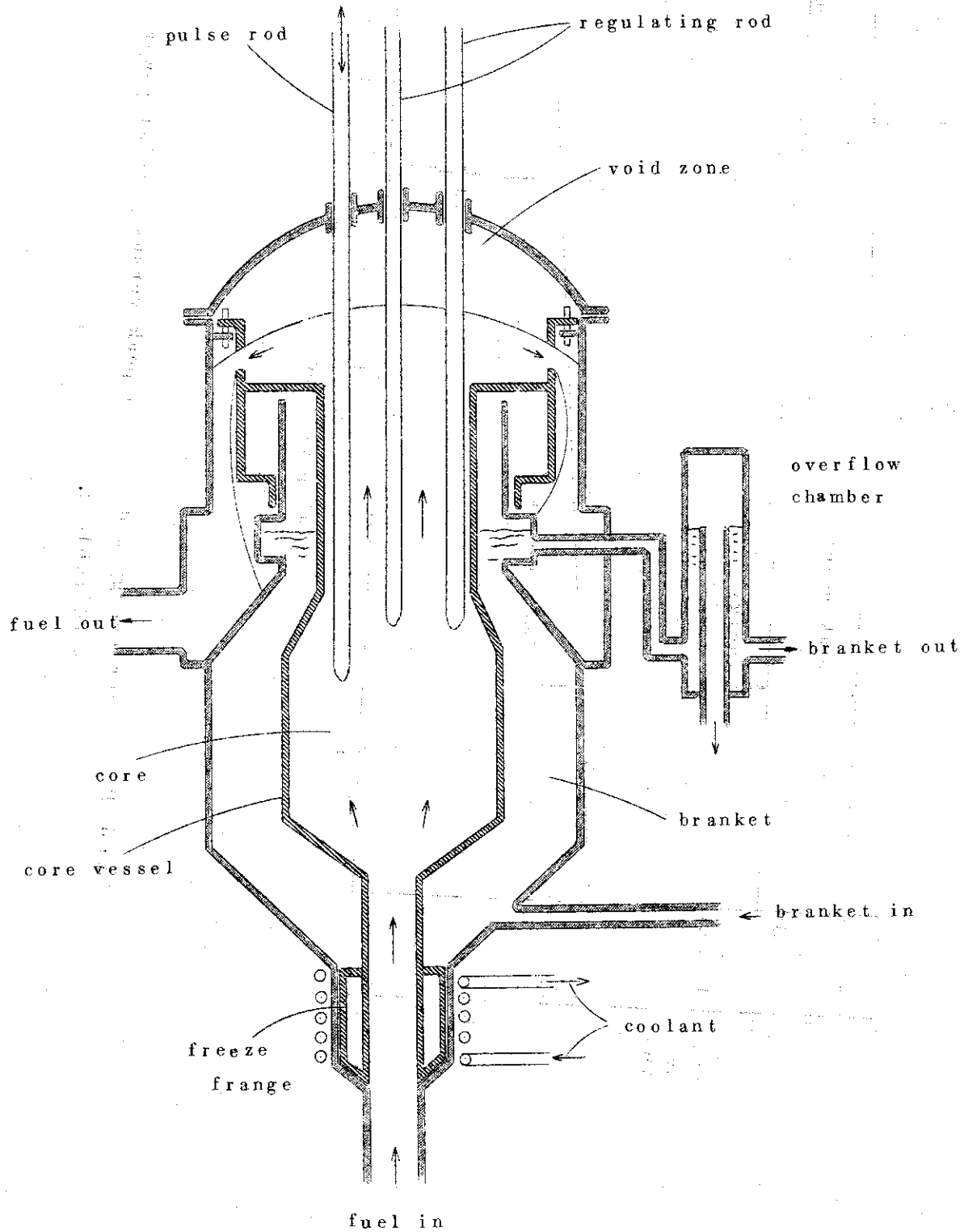


Fig 8.5.14 One conceptional example for self-shutdown type liquid fuel repetitive pulsed power reactor.

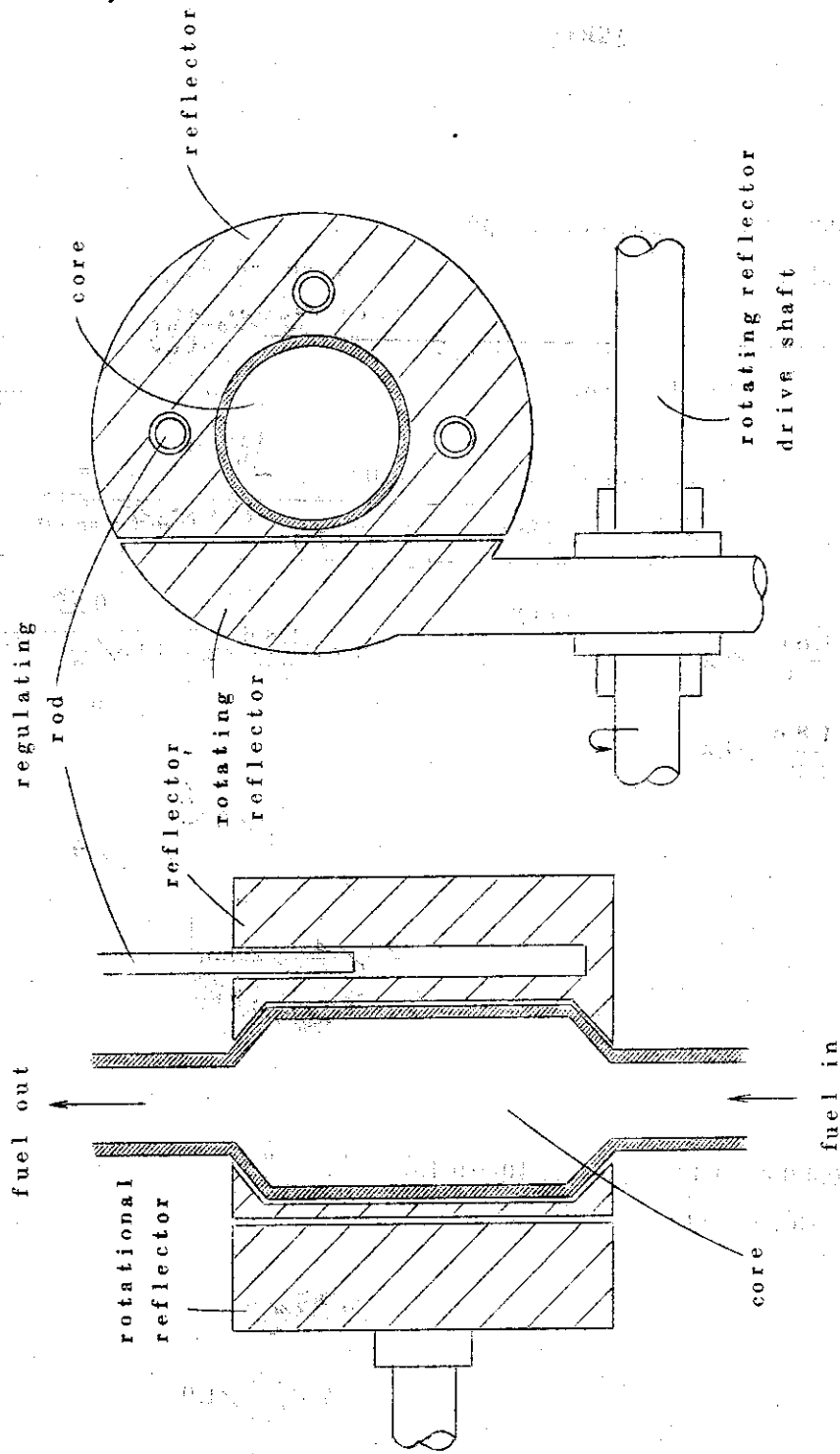


Fig 8.5.15 One conceptional example for self-shutdown type repetitive pulsed research reactor.

Table 8.5.1 Perturbed Reactivity suppressible effect of non-self-shutdown type repetitive pulsed reactor.

$\frac{K-1}{K} \times 100 / n\tau_0 / \epsilon m\%$					
$\epsilon_0 \%$	ξ	Perturbed Reactivity β ($\beta = 0.007$)			" ($\beta = 0.002$)
		0.2%	0.3%	0.4%	0.2%
<u>Parabola</u>					
2.0	2	$23 / \frac{1.86}{22} / 2.0$		$38 / \frac{1.86}{22} / 2.0$	$28 / \frac{9}{22} / 2.0$
	3	$24 / \frac{1.86}{22} / 1.4$			
3.5	2			$17 / \frac{4}{22} / 3.5$	
	3	$5.3 / \frac{4}{22} / 2.45$		$25 / \frac{4}{22} / 2.45$	
6.3	2			$9 / \frac{8}{22} / 6.3$	
	3			$21 / \frac{8}{56} / 6.3$	
1.1	~110	$17 / 0.40 / -0.495$	$50 / 0.40 / -0.495$		
1.3	~110	$33 / 0.43 / -0.44$			
<u>square</u>					
2.0	1			$27 / \frac{1.9}{4} / 0$	
	"			$37 / \frac{1.9}{9.5} / 1.0$	
	"			$47 / \frac{1.9}{22} / 2.0$	
3.5	"			$26 / \frac{4}{13} / 2.45$	
1.3	∞		$30 / 0.43 / -0.65$		

Table 8.5.2 Calculated various characteristics of liquid fuel repetitive pulsed reactors.

Fuel	Molten Salt	H ₂ O-UO ₂ SO ₄	D ₂ O-H ₂ O-UO ₂ SO ₄
Core Volume	4m ³	26.2 ℓ	290 ℓ
Enrichment	²³⁵ U 0.1 mol % (²³³ U 0.05 mol %)	²³⁵ U 50 g / ℓ	²³⁵ U 3 g / ℓ
Fuel Temp. Increase	200 °C	50 °C	50 °C
Core Heat Capacity	19.5 MW / °C	0.11 MW / °C	1.25 MW / °C
Neutron Life Time	10 ⁻⁴ S	2 × 10 ⁻⁵ S	3 × 10 ⁻⁴ S
Reactivity Temp. Coeff.	1 × 10 ⁻⁴ 1 / °C	3 × 10 ⁻⁴ 1 / °C	5 × 10 ⁻⁴ 1 / °C
ε _m	10 ⁻²	7.5 × 10 ⁻³	1.25 × 10 ⁻²
Period	10 ⁻² S	2.65 × 10 ⁻³ S	2.4 × 10 ⁻² S
Peak Power	9.75 × 10 ⁴ MW	1045 MW	740 MW
Energy/Pulse	3.9 × 10 ³ MWS	5.5 MWS	62.5 MWS
Pulse Width	35.2 ms	9.5 ms	84.5 ms
Released Thermal	²³⁵ U 5 × 10 ¹⁵ n/cm ² ※	1.3 × 10 ¹⁴ n/cm ²	1.6 × 10 ¹⁵ n/cm ²
Flux/Pulse	(²³³ U 1 × 10 ¹⁶ n/cm ²)※		
Peak Thermal Flux	²³⁵ U 1.4 × 10 ¹⁷ n/cm ² s※ (²³³ U 2.8 × 10 ¹⁷ n/cm ² s)※	1.4 × 10 ¹⁶ n/cm ² s	1.7 × 10 ¹⁶ n/cm ² s

※ Hard Thermal Flux

9 安全管理

当部の業務が大型施設の中で放射線を対象として行なうものが主であることから、設備、機器および人の安全についても、これらの業務をはなれて考えられない。一般安全についても、広い職場環境の中で十分に考慮しなければならないことはいうをまたないが、わが国における原子炉、ホットラボの管理の先達として、これら施設等の安全の確保はまた当部に課せられた社会的使命であるといえよう。幸いにして45年度も、原子炉施設の事故、損傷、異常な被曝人身事故等はなかつた。次に述べるとおり、あらゆる角度から安全の確保を心がけた職員の努力によるところが大である。

まず、一般的な安全上の手続き等について述べる。

原子炉施設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るところにより、内閣総理大臣に設置許可(変更)申請を行ない、許可をうけなければならない。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もしくは原子炉運転委員会または使用施設等運転委員会の審議を経ることとなるが、当部においても部内の検討を行なつて安全に関するチェックを慎重に行なっている。

保守整備等の作業にあつても、放射性物質を必ず取扱うことから、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、措置を行なつた上で作業を進めている。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に大きな支障を与えることはもちろん、社会的にも大きな影響を与えるので、特に事故因子の排除に留意した会議を設けて安全の徹底を期した。勤務時間外に、各施設において溢水火災、放射線異常等が起つた場合は、各施設ごとに設置されている警報装置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い、必要に応じて担当者の呼び出しが行なわれる態勢となつている。

次に45年度中に実施した事項のうち、主なものについて述べる。

(1) 重水ポンプの交換等の作業は、必ず放射線被曝を伴うといつてよいが、必要な遮へいや作業時間の制限をし、防護具を装着するなどにより、被曝を少なくするように努力した。

JRR-2では、8月に行なつた主重水熱交換器2基の交換工事が行なわれた。これは放射線量率の高い、しかもせまい場所で、重量的、容量的に大きな機器の取扱いを外部業者に行なわせるという特殊事情があり、さらにトリチウムの内部被曝の問題があつた。前述のとおり作業前に周到な計画をたて、マスクの着用と作業時間の制限を行なつて、最大257mrem 平均59mrem と計画被曝線量500mrem をはるかに下まわつて実施することができた。

(2) 各課室において、定期的に課内会議、安全会議等を開催し、問題点の抽出、評価、設備の改善等の解決等、関係者への指示等を行なつた。とくに放射線作業については専門的知識を有しているが、高所作業、重量物運搬、高圧ガスの取扱いなどが常に平行して行なわれるので、これらに対する安全について注意を払つた。研究所で定めた月1回の安全の日にあわせて、JRR-4では自主的な安全行事を定め、管理項目ごとに担当をきめて、課安全管理

担当者をバックアップする体制をとっている。ホットラボをはじめ、各課室においても定期的なパトロールの結果を課室長に報告するとともに安全会議等に提出して、指摘事項の改善を推進した。

(3) 原子炉施設における想定事故訓練を行なった。JRR-2では、TLG-1ループのパイプ破損に伴う空気汚染、JRR-3では、冷却系パイプ破断による重水漏洩を想定した処置を行なった。その他、各炉で火災消火訓練および夜間の呼び出し訓練を行なった。

付

録

10 付 録

10.1 外部投稿論文

氏 名	題 目	投 稿 誌 名
伊 藤 尚 徳 (本多, 吉田広, 大道, 松尾)	Changes of physical and mechanical properties of graphite in the Tokai Nuclear Power Station	Proceeding of the 12th JAPAN Congress on Materials Research
大 道 敏 彦 (齋 藤 保)	ウラン化合物ならびに炭酸化合物固溶体の帯磁率	J. Nucl. Sci. Technol
高 柳 弘 (足 立)	非破壊法による使用済燃料の燃焼度測定	日本原子力学会誌
本 多 敏 雄 (伊藤尚, 吉田広) (松尾, 福田)	Changes of Physical and Mechanical properties of Graphite in the Tokai Nuclear Power Station	Proceedings of the 12th Japan Congress on Materials Research
大 道 敏 彦	Answer to Kuznietz for his comments	J. Nucl. Sci. Technol
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 核燃料, 炉材料分 科会
白 井 英 次	JRR-3 の破損燃料検出装置とその作動	日本原子力学会 原子炉計測研究専 門委員会
渡 辺 勝 利 (東大井形, 橋口)	Neutron Irradiation Effects on Iron Containing Aluminum and Nitrogen	Irradiation Effects on structural Alloys Nuclear Reactor Applications ASTM, STP
本 間 俊 二 (本多, 松尾, 福田, 吉田広, 伊藤忠)	東海炉黒鉛モニタリング—第3回試験およびその評価	TGM-RO3 (東海炉黒鉛モニ タリング—報告書)

10.2 研究所刊行物

発 表 者	題 目	レポ-ト番号
大 内 正 博 (金井塚, 清水)	B & L 遠隔操作金属顕微鏡の改修(冶金ケーブル シリーズNO. 6)	JAERI-memo4008
大 森 栄 一 (庄 司)	JRR-1の建設	4002
吉 田 博 夫 (松島, 阿部)	プルトニウム燃料照射後試験施設	4009
松 島 秀 夫 (阿 部)	試験報告書「GETR-S選別照射試験」	4025
本 間 俊 二 (武谷, 鶴野, 石本)	東海炉燃料モニタリング成果報告書(昭和44 年度)	4057
渡 辺 勝 利 (松 島)	中性子照射鉄および鉄合金の内部摩擦測定	4056
官 坂 靖 彦 (小早川, 島 城木 富岡, 吉藤)	JRR-2炉心内照射装置の概要と使用経験	4052
林 倂 二 (伊藤忠)	ろ紙電気泳動法の燃焼度測定への応用	4094
本 多 敏 雄 (松島, 福田)	ポロン黒鉛の酸化による機械的性質の変化	4095
吉 川 国 三	ケーブル内消火装置	4105
桜 井 裕 (鈴木義)	研究炉における重水管理 (I)	4142
小早川 透 (JRR-2全員)	JRR-2第3次特性試験	4141
本 多 敏 雄	稀土類硼化物の構造と性質	4161
白 井 英 次 (北原, 福島, 熊谷, 海江田, 豊島, 山田)	振動充填燃料の熱伝導測定 (II) (TLG-1における照射試験)	4128
白 井 英 次 (JRR-3全員)	JRR-3UO ₂ 燃料計画 (安全審査説明資料)	4185

発表者	題 目	レポート番号
熊谷勝昭	放射性核種の半減期 γ 線のエネルギー強度の一覧表	JAERI-memo4189
住谷美明	二酸化ウラン燃料の照射に関する試験研究	4190
高田 稔 (他)	研究炉, ホットラボの運転と技術管理	4117
福田保昌 (本多, 松尾)	第3の炭素-カルビン同素体-(仮訳)	4199
鶴野 晃 (本間, 鈴木紘, 園部, 白崎)	J P D R 国産試料燃料-TA # 2 F の照射後試験報告書	4247
高田 稔 (他)	研究炉, ホットラボの運転と技術管理(44年度)	4343
宮坂靖彦	J R R - 2 円筒燃料における炭化物燃料の高温照射試験	4348
宮坂靖彦	被覆粒子燃料の照射試験方法 (高温ガス炉用燃料のJRR-2インコア-VT-1照射)	4348
松島秀夫	多目的炉燃料の照射後試験 (ホットラボに於ける照射後試験のための実験および調査)	4334
深沢邦武 (他)	重水炉(JRR-2, 3)の運転経験	4304
北原種道 (白井, 横尾, 海江田, 豊島)	TLG-1-50 Progress Report NO. 8	4312
本多敏雄 (斉藤 保)	炭化硼素の照射挙動(調査資料)	4357

10.3 口頭発表

発表者	題 目	発表学会名
林 悌二	ろ紙電気泳動法による核燃料の燃焼度測定	原子力学会 化学, 化学工学分科会
宮 永 一 郎	放射線管理技術の動向	第3回原子力安全 研究総合発表会
宮 永 一 郎	欧米における個人被曝管理の動向	第7回理工学にお ける同位元素研究会
深 沢 邦 武 (小早川, 宮坂, 石井) (高田, 鈴木義)	JRR-2およびJRR-3の重水系, ヘリウ ム系の経験と成果ならびに管理について	動燃事業団本社
阿 部 恭 一 (松島, 金井塚, 宮坂)	JRR-2円筒燃料における高速炉用PuO ₂ - UO ₂ 燃料の照射試験	原子力学会 燃料材料分科会
本 多 敏 雄	中性子照射ガラスカーボンの熱膨張	原子力学会 燃料材料分科会
松 尾 秀 人 (本多, 本間, 福島) (吉田広, 伊藤)	東海炉グラフアイトモニタリング (9) (寸法変化, 電気比抵抗, 熱伝導度)	原子力学会 燃料材料分科会
福 田 保 昌 (本間, 本多, 松尾) (吉田広, 伊藤忠)	東海炉グラフアイトモニタリング (10) (酸化, ヤング率, 曲げ圧縮強度)	原子力学会 燃料材料分科会
宮 坂 靖 彦 (小早川, 島, 市川)	JRR-2円筒燃料における高速炉用PuO ₂ - UO ₂ 燃料の照射試験 (I) 照射試験	原子力学会 燃料材料分科会
本 間 俊 二 (伊藤尚, 吉田博, 大内, 石本, 林)	日本原子力研究所の照射後試験施設の現状	Proceedings 18th Confer- ence on Remote Systems Tech- nology
本 多 敏 雄	原子炉用黒鉛について	化成炭素技術懇話会
坂 野 和 雄 (金田, 新保, 小原) (鈴木一, 石井)	JRR-3温度測定用テストアセンブリ (TMTA)による実験	原子力学会 核燃料, 炉材料分 科会
大 道 敏 彦 (斎藤 保)	UCの電気的性質に及ぼすN, Dの影響	原子力学会
鈴 木 義 雄 (桜井, 吉島, 鎌田) (田中純利)	VIループテストによる表面付着ウランの除去	原子力学会

発表者	題 目	発表学会名
根本 剛 (桜井, 重本, 中川)	JRR-3のウラン付着状況	原子力学会
熊谷 勝昭 (北原, 豊島, 白井) (海江田, 福島, 山田)	ストレインゲージの照射効果	原子力学会 炉工学分科会
山田 忠則 (福島, 北原, 豊島) (海江田, 熊谷)	TLG-1-50高温照射(II)照射解析	原子力学会 核燃料, 炉材料分 科会
福島 征夫 (山田, 北原, 豊島) (海江田, 熊谷)	TLG-1-50高温照射(I)装置と照射キ ャプセル	原子力学会 核燃料, 炉材料 分科会
渡辺 勝利 (東大井形, 橋口)	The role of alloying elements in irradiation effects of nuclear pressure vessel steels	The 4th Inter- national Con- ference on the Peaceful Uses of Atomic Ene- rgy
斎藤 保 (本多)	中性子照射黒鉛のX線定数	原子力学会
宮 永 一 郎	放射線の許容線量に関する概説	日本保健物理協 議会セミナー
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	原子力学会
松尾 秀 人 (本間, 本多, 福田)	東海炉グラフアイトモニタリング(II)蓄積エネルギー	原子力学会
大西 信 秋 (沓掛)	フラックスストラップの熱中性子束 (JRR-4炉心の実験解析)	原子力学会

10.4 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	硬質炭素材の製法	ホットラボ管理室	本多敏雄 福田保昌	45. 5. 8 45-38636
特	流動燃料繰り返しパルス原子炉	JRR-4管理課	富井格三	45. 7. 1 45-56964
実	圧縮可能な乾式ガスフィルター	ホットラボ管理室	松島秀夫	45. 8. 19 45-82003
特	流動燃料繰り返しパルス原子炉の構造	JRR-4管理課	富井格三	45. 9. 19 45-81693
特	粉体を利用した温度制御法	研究炉技術課	村田英男 福島征夫 山田忠則	45. 11. 25 45-103311
実	電気ヒータ	研究炉技術課	村田英男 福島征夫 山田忠則	45. 11. 19 45-114278
特	中性子先行核種の半減期測定法	JRR-4管理課 安全管理課	大西信秋 服部洋司良	45. 12. 17 45-112433

(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
東英-49	炭素および黒鉛の熱処理温度の判定法	佐藤千之助 本多敏雄 伊藤尚徳	茨城大学 ホットラボ管理室 "	45. 5. 6	1177139
東日-231	同 上	佐藤千之助 本多敏雄 伊藤尚徳	茨城大学 ホットラボ管理室 "	46.11.2	594079

10.5 受託業務

件名	相手方	担当課	備考
JRR-2照射試験に関する調査	動燃事業団	JRR-2管理室	44.9.8 46.3.31

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(第1次)	日本原子力発電(株)	ホットラボ管理課 構造強度研究室	45.8.12 46.5.31

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管理課 炉化学研究室	45.10.3 47.2.25
東海発電所用燃料要素の照射後試験に関する研究(第5次)	日本原子力発電(株)	東海炉モニタリング プロジェクト	45.4.1 46.3.31
東海発電所用材料(鉄鋼,黒鉛)の照射後試験に関する研究(第3次)	日本原子力発電(株)	東海炉モニタリング プロジェクト	45.4.16 46.3.31

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 47.9.30
40UO ₂ 燃料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 燃料工学部	41.6.10 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	
B ₄ C焼結体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	

10.10 外国出張および留学

氏名	出張,留学先	期間	目的
未武雅晴	米	44. 11. 10~ 45. 11. 9	ハイフラックス炉の研究
足立守	米	45. 8. 6~ 45. 8. 29	JRR-2 使用済燃料第8次送還エスコート およびMTR型燃料破損に関する調査
本間俊三	米, 英	45. 11. 6~ 45. 11. 27	ホットラボ施設の運営および照射後試験技術の調査

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	
TRR-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

担当	原子炉研修所	ラジオアイソトープ研修所
期間	45. 4. 15~45. 9. 30 45.10. 14~46. 3. 31	45. 4. 1~46. 3. 31
氏名	宮 永 一 郎 山 本 章 牛 尾 正 二 富 井 格 三 田 村 和 行 大 塚 徹 雄 大 西 信 秋 岡 島 正 直 両 角 実 池 沢 巖	宮 永 一 郎 佐々木 吉 方 天 野 良 雄 (助 講 師) 来 栖 洋 二 (")

1 0.1 3 官庁許認可申請一覧

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	第1 2次燃料B型燃料要素および 円筒型燃料要素	4 5.4.2 1	4 5.1 1.3 0	使用前検査
	CR-2, CR-3 制御棒	4 5.5.1 4	4 5. 6.2 2	"
	第1 1次燃料B型燃料要素および 円筒型燃料要素	(44.11.19)	4 5. 6.1 1	"
	EFTL-2 および LNTL の撤去	4 5.7.1 0	4 5. 8. 5	炉設置変更
	"	4 5.8. 5	4 5. 8.1 9	設計および工事の方法
	"	4 5.9.1 7	4 5.1 1. 9	使用前検査
	FFDの一部変更	4 5.7.1 6	4 5. 8.1 9	設計および工事の方法
	"	4 5.9.1 7	4 5.1 1. 9	使用前検査
	CR-5 制御棒	4 5.8.2 4	4 5.1 1. 9	"
	第1 3次燃料B型燃料要素および 円筒型燃料要素	4 5.9.1 7		"
	主熱交換器	(45.3.2)		使用前検査
	" の一部変更	4 5.9.1 9	4 5. 9.2 4	設計および工事の方法
	" の記載事項の一部変更届出	4 5.9.2 4	4 5.1 1. 9	使用前検査
	第1 4次燃料B型燃料要素および 円筒型燃料要素	4 5.9.2 1	4 6. 3.2 3	設計および工事の方法
	CR-6, 7, 8 制御棒	4 5.1 2.1 9	(46.6.7)	使用前検査
SIL 設置	4 5.1 0. 8	4 5.1 2.1 0	炉設置変更	
B型燃料要素および円筒型燃料要素(追加)	4 5.1 2.2 5	4 6. 1.2 7	設計および工事の方法の変更	
非常用電源の一部改造	4 6. 2.1 7	4 6. 3.2 3	設計および工事の方法	
		4 5. 5.2 2	定期検査	
J R R I 3	極低温照射装置 LHTL	(45.3.16)	4 5. 4.2 2	使用前検査
	RIトレン照射設備の気送管照射設 備への改造	4 5.5.1 1	4 5. 8. 7	"
	低温化学照射装置	4 5.5.1 1	4 5. 7.2 2	"
	温度測定用テストアセンブリ	(44.9.3)	4 5. 8. 7	"
	補充燃料の製作	4 5.9. 3	4 5. 9.2 5	設計および工事の方法
	"	4 5.1 0.2 3		使用前検査
	重水フィルタ運転用放射線モニタ 及びヘリウム精製系再結合装置の改修	4 5.1 1.1 7 4 6.1. 8	4 5.1 2.1 5 (46.7.2)	設計および工事の方法 使用前検査
		4 5. 7. 1	定期検査	
J R R I 4	ケミカルシム用照射装置	4 5.1 2. 4	4 5.1 2. 7	設計および工事の方法
	粗調整安全板	4 5.1 2.1 6		使用前検査
			4 5. 9. 1	定期検査

あ と が き

44年度にひきつづきJRR-2, JRR-3, JRR-4の運転, 各炉の技術管理を中心として, 炉関係の技術開発の成果, 利用上の問題, ホットラボの運転管理を含め, 研究炉管理部全体の総合的な成果報告を作成することになった。

このため部内に編集委員会を設けて十数回にわたり討論を行なったが, すべての管理データを本報告に収録することに無理があるので, 44年度と変えて, データ資料編を別に編算することになった。

「できるかぎり要領よく, また技術データとして各方面で利用しうるように」のモットーは, 44年度方針どおりであり, これを目標として原稿査閲, 校正を経て編集した。原子力関係施設に対する有用な情報となりうれば幸いである。

今後とも, 本報告に対するご指摘をいただき, 改善の参考にしたいと考えている。

なお, 多大の努力をされた編集委員各位に感謝の意を表するものである。

編集委員長

編集委員会メンバー(※委嘱査読委員)

委員長	宮 永 一 郎	
副委員長	高 田 稔	
委 員	山 本 章	(炉利用)
"	浅 見 哲 夫	(炉技術)
"	島 敬二郎	(JRR-2)
"	※ 堀 本 欧一郎	(")
"	白 井 英 次	(JRR-3)
"	※ 石 井 敏 雄	(")
"	大 西 信 秋	(JRR-4)
"	※ 富 井 格 三	(")
"	吉 田 博 夫	(H. L)
庶 務	小 野 昭	(炉業務)
	大 串 勲	(")