

JAERI-M

8089

研究炉・ホットラボの運転と技術管理  
(昭和52年度)

1979年3月

研究炉管理部

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

研究炉・ホットラボの運転と技術管理（昭和52年度）

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

（1979年1月18日受理）

本報告書は、昭和52年度における研究炉管理部の業務全般について記録するとともに、技術的問題点とその解明の経過、方法等についてまとめたものである。

当部では、JRR-2、JRR-3及びJRR-4の各研究炉並びに原子炉燃料、材料の照射後試験などを行うホットラボを管理している。各研究炉においては運転、保守整備、試料照射のほか燃料及び水・ガスの管理を含む技術管理、放射線管理等の幅広い業務を行っている。ホットラボは各種燃料、材料の照射後試験を実施すると共に、これらに関連する技術開発を進めている。

Report on Operation, Utilization and Technical  
Development of Research Reactors and Hot Laboratory  
( April 1, 1977 to March 31, 1978 )

Division of Research Reactor Operation,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received January 18, 1979)

Activities of the Division of Research Reactor Operation in fiscal 1977 are described.

The division is responsible for operation and maintenance of JRR-2, JRR-3, JRR-4 and Hot Laboratory.

In the above connection, various other works are performed, including technical management of fuel and coolant, radiation control, irradiation technique, etc.

In Hot Laboratory, post irradiation examinations of fuels and materials are made, and also development of examination methods.

**Keywords:** Annual Report, Irradiation Techniques, Radiation Control, Technical Management, Post-Irradiation Examination, Technical Development. Research Reactors, Maintenance, Operation, Hot Laboratory

## 目 次

まえがき .....	1
1. 概 要 .....	3
1.1 昭和52年度事業概要 .....	3
1.1.1 研究炉の運転管理 .....	3
1.1.2 研究炉の利用 .....	3
1.1.3 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理 .....	4
1.1.4 ホットラボの運転管理 .....	4
1.1.5 研究炉長期整備計画 .....	4
2. 研究炉の運転管理 .....	7
2.1 JRR-2の運転管理 .....	7
2.1.1 運 転 .....	7
2.1.2 保守整備 .....	7
2.1.3 燃 料 .....	10
2.1.4 技術管理 .....	11
2.1.5 放射線管理 .....	12
2.2 JRR-3の運転管理 .....	16
2.2.1 運 転 .....	16
2.2.2 保守整備 .....	16
2.2.3 燃 料 .....	17
2.2.4 技術管理 .....	18
2.2.5 放射線管理 .....	19
2.3 JRR-4の運転管理 .....	25
2.3.1 運 転 .....	25
2.3.2 保守整備 .....	25
2.3.3 燃 料 .....	27
2.3.4 技術管理 .....	27
2.3.5 放射線管理 .....	28
2.4 研究炉の水・ガス管理 .....	31
2.4.1 研究炉の重水管理 .....	31
2.4.2 JRR-2の水・ガス管理 .....	31
2.4.3 JRR-3の水・ガス管理 .....	32
2.5 研究炉の利用 .....	36
2.5.1 照 射 .....	36
2.5.2 照射装置の保守整備 .....	37

2.5.3	実 験 .....	38
3.	ホットラボの運転管理 .....	49
3.1	運転管理 .....	49
3.2	保守整備 .....	54
3.3	汚染除去 .....	56
3.4	技術管理 .....	57
3.5	放射線管理 .....	59
4.	主な技術的事項 .....	63
4.1	原子炉施設及び機器 .....	63
4.1.1	主重水ポンプ (DP-2) の改修 .....	63
4.1.2	破損燃料検出装置及び運転用モニタ装置の改修 .....	68
4.1.3	制御棒Vリングシールの耐久試験 (中間報告) .....	70
4.1.4	トリチウム放出低減対策 .....	72
4.1.5	混合ガス方式による温度制御装置 .....	75
4.1.6	JRR-4における大口径照射筒と均一照射装置の設置 .....	81
4.2	解析・検討 .....	89
4.2.1	JRR-3改造計画 .....	89
4.2.2	JRR-4改造計画に伴う核計算 .....	100
4.2.3	非高濃縮ウランに関するJRR-4の核計算 .....	103
4.2.4	JRR-4自然循環運転時の燃料表面温度熱計算 .....	107
4.2.5	JRR-2におけるニュートロンラジオグラフィの技術的検討 .....	112
4.2.6	JRR-2における (n, $\gamma$ ) 法によるモリブデン99の生産性の検討 .....	118
4.3	燃 料 .....	125
4.3.1	JRR-3 UO <sub>2</sub> 燃料体の解体検査 .....	125
4.3.2	JRR-3炉心装荷燃料体の点検 .....	127
4.3.3	使用済燃料貯蔵施設の調査 .....	130
4.4	照射技術 .....	132
4.4.1	垂直照射孔における均一照射のための調査 .....	132
4.4.2	研究炉における燃料・材料の照射試験 .....	139
4.4.3	NBR-Oリングの耐放射線性試験 .....	148
4.5	測定技術 .....	150
4.5.1	核磁気共鳴法による重水分析 .....	151
4.5.2	JRR-2重水濃度の連続測定 .....	158
4.6	ホットラボの技術 .....	167
4.6.1	照射済被覆燃料粒子用外観・X線検査装置の試作 .....	167
4.6.2	中性子ラジオグラフィによるJAPCO燃料の寸法測定 .....	171
4.6.3	コンプトンサブトラクション装置 .....	175
5.	付 録 .....	183

5.1	研究炉管理部の組織と業務	183
5.2	口頭発表	184
5.3	外部投稿論文	184
5.4	研究所刊行物	185
5.5	受託調査	185
5.6	共同研究	185
5.7	官庁許認可等一覧	186
	あとがき	187

## Contents

Preface .....	1
1. General Description .....	3
1.1 Activities in Fiscal 1977 .....	3
1.1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors .....	3
1.1.2 Utilization of Research Reactors .....	3
1.1.3 Water and Gas, Spent Fuel Management of Research Reactors .....	4
1.1.4 Operation and Maintenance of Hot Laboratory .....	4
1.1.5 Research Reactor Grade-up Program .....	4
2. Operation and Maintenance of Research Reactors .....	7
2.1 Operation and Maintenance of JRR-2 .....	7
2.1.1 Operation .....	7
2.1.2 Maintenance .....	7
2.1.3 Fuel .....	10
2.1.4 Reactor Techniques .....	11
2.1.5 Radiation Control .....	12
2.2 Operation and Maintenance of JRR-3 .....	16
2.2.1 Operation .....	16
2.2.2 Maintenance .....	16
2.2.3 Fuel .....	17
2.2.4 Reactor Techniques .....	18
2.2.5 Radiation Control .....	19
2.3 Operation and Maintenance of JRR-4 .....	25
2.3.1 Operation .....	25
2.3.2 Maintenance .....	25
2.3.3 Fuel .....	27
2.3.4 Reactor Techniques .....	27
2.3.5 Radiation Control .....	28
2.4 Water and Gas Management of Research Reactors .....	31
2.4.1 Heavy Water Management of Research Reactors .....	31
2.4.2 Water and Gas Management of JRR-2 .....	31
2.4.3 Water and Gas Management of JRR-3 .....	32
2.5 Utilization of Research Reactors .....	36
2.5.1 Irradiation .....	36



2.5.2	Maintenance of Irradiation Facility .....	37
2.5.3	Experiment .....	38
3.	Operation and Maintenance of Hot Laboratory .....	49
3.1	Operation .....	49
3.2	Maintenance .....	54
3.3	Decontamination .....	56
3.4	Hot Laboratory Techniques .....	57
3.5	Radiation Control .....	59
4.	Typical Technical Works .....	63
4.1	Reactor Facilities and Equipments .....	63
4.1.1	Repairing of Main Heavy Water Pum (DP-2) .....	63
4.1.2	Renewal of FFD System and Gamma Monitors in JRR-3 ....	68
4.1.3	Performance Test of Vee-ring Seal for Control Rod ....	70
4.1.4	Tritium Release Reduction .....	72
4.1.5	Temperature Control Facility by Gas Mixing .....	75
4.1.6	Installation of Uniform Irradiation Facility and Large Irradiation Pipe at JRR-4 .....	81
4.2	Calculation and Evaluation .....	89
4.2.1	JRR-3 Grade-up Program .....	89
4.2.2	Nuclear Calculation of JRR-4 Grade up Plan .....	100
4.2.3	Nuclear Calculation of JRR-4 for Non-HEU .....	103
4.2.4	Calculation of Fuel Clad Surface Temperature for Natural Convection in JRR-4 .....	107
4.2.5	Study of Neutron Radiography at JRR-2 .....	112
4.2.6	Estimation of $^{99}\text{Mo}$ Production by $(n,\gamma)$ Reaction at JRR-2 .....	118
4.3	Fuel .....	125
4.3.1	Disassemble Inspection of JRR-3 $\text{UO}_2$ Fuels .....	125
4.3.2	Inspection of Fuels in Reactor Core in JRR-3 .....	127
4.3.3	Performance Test of Spent Fuel Storage Pond in JRR-3 ..	130
4.4	Irradiation Techniques .....	132
4.4.1	An Investigation on Uniform Irradiation at Vertical Irradiation Hole .....	132
4.4.2	Irradiation Test of Fuel and Material on Research Reactor .....	139
4.4.3	Irradiation Examination of NBR-O Ring .....	148

4.5 Measurement Techniques .....	150
4.5.1 Investigation of Heavy Water Analysis by Nuclear Magnetic Resonance .....	151
4.5.2 Continuous Monitor of Heavy Water Concentration at JRR-2 .....	158
4.6 Hot Laboratory Techniques .....	167
4.6.1 Joint Equipment of Visual and X-ray Inspection for Irradiated Coated Particle .....	167
4.6.2 Dimensional Measurement of JAPCO Monitoring Fuel by Neutron Radiography .....	171
4.6.3 Development of Radiation Measurement Technique in Gamma Scan .....	175
5. Appendix .....	183
5.1 Organization and Works of the Division .....	183
5.2 Oral Presentation .....	184
5.3 Papers .....	184
5.4 JAERI Reports .....	185
5.5 Entrusted Investigation .....	185
5.6 Common Study .....	185
5.7 Permission etc. ....	186
Postscript .....	186

## ま え が き

昭和52年度は、JRR-2, 3, 4とも極めて順調に稼動し、当初計画のほぼ100%の運転実績を挙げた。これは、研究炉の歴史のなかでも画期的なことであり、JRR-2の改修工事、JRR-3の冷却管折損対策、各種更新・改善施策が効果的であったことの証左といえることができる。

本年度は、保安規定等の全面改訂、核燃料物質及び放射性同位元素の輸送規則改正などがあったため、各課室ともこの処理に大きな労力を割かねばならなかった。

米国の原子力政策の変更に付随して起った高濃縮ウランの入手難問題、使用済核燃料の再処理凍結問題は、次年度以降に解決を持ち越した。この問題は当面の研究炉の運転管理にも支障を来たすおそれがあるばかりでなく、研究炉長期整備計画に基づく次期研究炉の設計にも重大な影響を及ぼす重要な問題であり、今後、関連部門との連絡を密にし、情勢の把握に努め、適確な対応を図る必要がある。

ホットラボについては、近年東海炉モニタリングなど所外利用の比重が軽減した反面、所の重点研究事項に関係した利用が増えている。一方、ホットラボ施設は高価な設備、機器が多いこともあって、部内でも整備が最も遅れている。このため、本年度も利用効率の若干の低下を覚悟してオーバーホールを重点的に実施した。さらに最近の多目的高温ガス炉開発、軽水炉安全性研究、核融合炉研究に伴う構造材料の照射後試験の要望に対して、現在の東海研ホットラボ、JMTRホットラボ及び軽水炉燃料試験ホットラボの施設では応じ得ないため、材料試験施設の増設計画が進められようとしている。次年度には、これらのホットラボの総合的な運営方針を明確にし、効率的な整備計画を立てる必要がある。

昨年度末大綱案の作成を完了した研究炉長期整備計画(案)は、52年6月初旬に検討委員会で正式に決定の上、同月下旬理事会議で承認された。しかしながら、先にも触れたような高濃縮ウランの入手に係る問題が発生したため、これとの整合を図るため計画案の再検討が必要になっている。当部としては、昭和60年度末までに整備を完了すべく今後とも積極的に推進するつもりである。

## 1.1 昭和52年度事業概要

### 1.1.1 研究炉の運転管理

本年度、研究炉の使用計画とその実績をFig.1.1.1に示す。

#### 1) JRR-2

13サイクルの利用運転を計画どおり実施し、異常停止もなく極めて順調であった。51年8月中旬に発見したRI トレン部への熱遮蔽軽水の漏洩はその後監視を続けたが、特に変化は見られず安全管理上問題なかった。

施設の整備では、大型バルブ更新年次計画に基づくDV-5, DV-7の購入、炉室内換気用ブロワーの更新、非常用ポンプ(EP-1)の更新(完了次年度)及び原子炉停止後の自動冷却回路の付加などが主なものである。

核物質防護の強化対策として燃料貯蔵庫の移設などのハード面の施策と併せて各種規定類の検討整備を行った。

核燃料関係では、高濃縮ウランメタルの入手が遅れているため24次以降の燃料納入は相当遅れる見通しである。これと関連してウラン濃縮度変更について技術的検討を開始した。

#### 2) JRR-3

12サイクルの利用運転を計画どおり順調に消化した。

施設の整備では、劣化機器の補修整備として、主重水ポンプの補修、溢流重水ポンプの更新、FFD装置の更新、微調整棒の製作等を実施した。また、安全対策として炉室旋回クレーンの無線化工事やトリチウム対策のため使用済燃料洗浄装置の設置等を行った。燃料体冷却管の折損防止対策についてのアフターケアを十分行ったが、問題はみあたらなかったため、対策の妥当性が立証されたものと考えられる。

#### 3) JRR-4

計画通り順調な運転を行った。7月から開始したシリコンドーピング照射は当初照射筒1本で始めたが11月新たに大口径照射筒を設置し照射能力を倍増し極めて順調に生産を継続している。保守整備では、CICの交換、放射線モニタ機器の移設などを実施した。

高濃縮ウラン入手の問題に関連して、低濃縮ウラン使用の可能性について技術的な検討を行った。

52年度予算による第6次燃料について本年度内には入手の見通しが得られなかったが、53年度末までが手持燃料による運転の限度なので、関係部門と協力して今後も入手の努力を続けるつもりである。

### 1.1.2 研究炉の利用

JRR-2, 3, 4が計画どおり稼動したのに伴って、各炉の共同利用も順調に実施された。

照射設備の保守整備は、予備費の使用や先行発注など関係部門の協力により計画を上まわって実施することができた。

JRR-2, 3の(n, f)法によるMo-99製造及びJRR-4のシリコン照射は、いずれも前年度に準備し、年度当初から開始し、概ね計画どおり順調に進展した。

JRR-2の燃料領域の照射利用では、多回路高温ガス炉用被覆粒子燃料、炉材料、混合酸化物燃料、核融合炉材料などの燃料材料の照射試験及び熱プルトニウム元素の研究やRI生産のための照射が行われた。

これらの利用に伴って、照射条件などの点で新たな要望も年々増えており、照射技術の開発に一段の努力を傾ける必要がある。

#### 1.1.3 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理

JRR-2, 3の運転に伴って、定常的に水・ガスの化学分析、核種分析、放射能測定を行ったが、いずれも異常は認められなかった。分析機器の内、大型のものの更新が停滞しており、老朽化が目立ってきた。

本年度の重水使用量は920 kg、年度末の未使用重水保有量は790 kgである。

使用済燃料管理では、JRR-2, 4の再処理輸送について次年度早々に搬出の見通しが得られたので、関係課室の協力を得て官庁手続き及び燃料体端部切断などの諸作業を行った。本年度の各炉の燃料使用量は、JRR-2 27本、JRR-3 3体である。

#### 1.1.4 ホットラボの運転管理

本年度は利用申込件数83件、終了45件、次年度繰越38件であった。終了及び実施中の主なものは燃料では、研究炉使用済燃料、多目的高温ガス炉用燃料、材料では、耐熱金属(ハステロイX、モリブデン及びその合金)実用発電炉鋼材である。

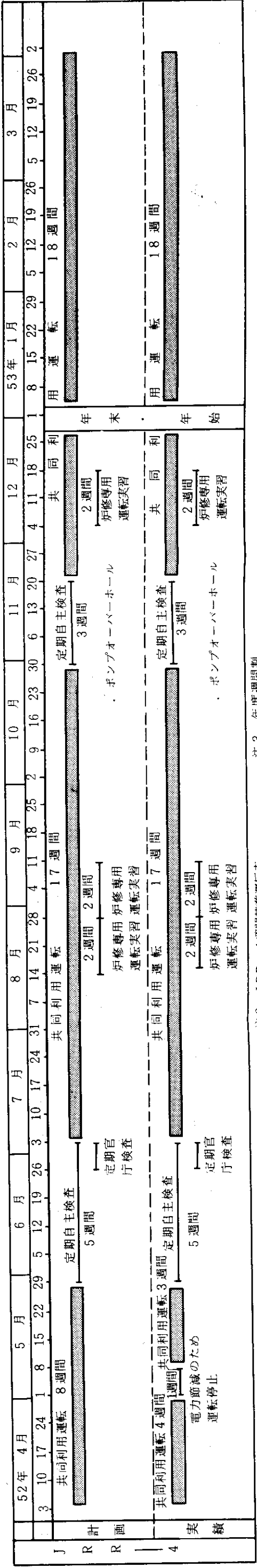
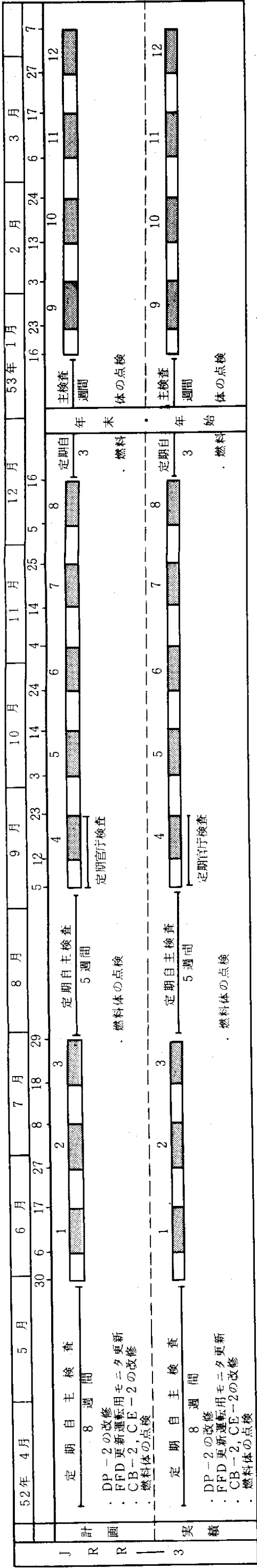
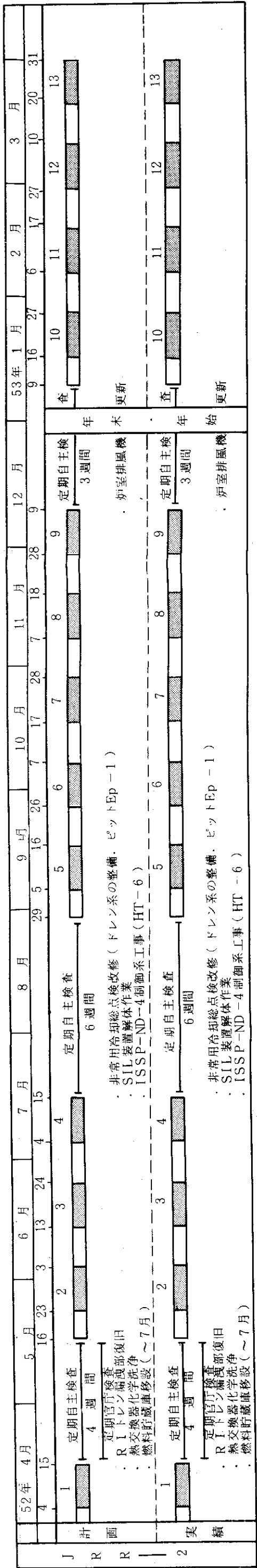
整備保守では、ケーブルインターロック更新工事(I期、II期)化学ケーブル間仕切扉駆動装置の更新、化学系給排気ダクト改修工事、冶金ケーブル内ホイストオーバーホール、M-8、M-9マンプレーター更新などを実施した。

技術開発に関しては、多目的高温ガス炉用燃料試験法の開発で外観X線検査法、粒子内蔵ガス圧測定法に成果を挙げたほか、中性子ラジオグラフィにおける装置の性能向上と寸法測定法の開発に進展が見られた。一方、OGL-1燃料体の試験準備、非破壊燃焼度測定技術開発も予定通り進捗した。

#### 1.1.5 研究炉長期整備計画

JRR-3の改造について本格的に調査を開始し、全施設にわたり保健物理部、技術部など関係部門の協力を得て調査を進めているが、各施設間の調整等は今後の課題として残ったが、次年度に継続して進める予定である。また、高濃縮ウランの入手困難が予想されるため、この点を十分勘案して検討を進めている。

JRR-4改造炉心については、流動試験を主としたミニモックアップ装置について詳細設計を完了し、また、フォークロッドのダミーは製作を終り、次年度に実験を行い、さらに詳細な仕様を作成していく予定である。



注1 JRR-2, JRR-3 1サイクル標準運転表

週	日	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
第1週	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日
放射試験	燃料交換	特殊照射試験	ヘリウム充填	精製	炉運転開始	炉運転停止 (六・三〇)	炉運転停止 (六・三〇)	炉運転開始	炉運転停止 (六・三〇)	炉運転開始	炉運転停止 (六・三〇)	炉運転開始	炉運転停止 (六・三〇)	炉運転開始	炉運転停止 (六・三〇)

注2 JRR-4 週間標準運転表

日	月	火	水	木	金	土
実験準備	炉運転開始	炉運転停止	炉運転開始	炉運転停止	炉運転開始	炉運転停止
実験準備	炉運転開始	炉運転停止	炉運転開始	炉運転停止	炉運転開始	炉運転停止

注3 年度週間割

年度	JRR-2	JRR-3	JRR-4	計画	実績
共同利用運転	39週間	36週間	43週間	39週間	39週間
定期自主検査	13週間	16週間	8週間	13週間	13週間
定期自主検査 (年末年始)	1週間	1週間	1週間	1週間	1週間
共同利用運転 (年末年始)	36週間	36週間	43週間	36週間	36週間
定期自主検査 (年末年始)	16週間	16週間	8週間	16週間	16週間
定期自主検査 (電力削減のための運転停止)	1週間	1週間	1週間	1週間	1週間
共同利用運転 (年末年始)	42週間	42週間	43週間	42週間	42週間
定期自主検査 (年末年始)	8週間	8週間	8週間	8週間	8週間
定期自主検査 (電力削減のための運転停止)	1週間	1週間	1週間	1週間	1週間

注4 JRR-2, JRR-3の日付けは炉運転開始日及び停止日を示す。JRR-4の日付けは日曜日を示す。

注5 JRR-3の第1,第2及び第3サイクル運転は、途中停止(約3時間)を行う。

Fig. 1.1.1 (Operation schedule and results of reactor)

## 2.1 JRR-2の運転管理

### 2.1.1 運 転

52年度の共同利用運転は、10MW、12日連続運転13サイクルを、運転計画に従って実施した。

本年度の運転実績をTable 2.1.1に示す。また計画外停止をTable 2.1.2に示す。計画外停止は第8サイクルにおけるヘリウムブロー（DP-6）のステックによるもの1回のみで運転はすこぶる順調であった。

この間の共同運転での利用としては、中性子ビーム実験が中性子分光器、中性子回折装置（5基）及び中性子トポグラフィ装置が稼働し活発に行れた。また、炉内の照射実験は、高温多目的燃料の照射及びRI生産が主なものであった。

共同利用運転以外の運転としては、4月の定期自主検査時に、制御棒校正試験のための運転を、また中性子ラジオグラフィをサーマルコラムに設置にあたって、熱中性子束測定のための運転を5月、8月及び12月に、また垂直照射孔VT-1及び燃料内照射装置6A孔にて $^{98}\text{Mo}$ （n,  $\gamma$ ） $^{99}\text{Mo}$ による試験製造照射のための運転を7月及び53年3月に実施した。

生体遮蔽体内部からの軽水漏洩の状況は特に変化は見られず、安全管理上問題はなかった。

施設の整備では大型バルブ劣化に伴う更新計画に基づいて、重水系大型バルブ（DV-5、DV-7）の購入及び炉室内換気用ブローの更新を行った。非常用ポンプ（EP-1）の更新は、53年3月末工場製作が完了し、5月に既設ポンプとの交換工事を実施した。また原子炉停止時の崩壊熱除去を自動で冷却できるよう改良した。

### 2.1.2 保守整備

#### 1) 概 況

本年度から55年度にかけて計画している長期整備計画に基づき主重水系用の大型バルブの製作など準備を始めた。

定期官庁検査は5月16日～18日と6月1日、2日の2回に分けて受検した。定期自主検査は4月18日から5月14日、7月18日から8月27日及び12月12日から1月7日の3回実施した。

#### 2) 主な保守整備

##### (1) 熱出力計の整備

原子炉出力は熱出力を基準に、規定出力10MW $\pm 2\%$ で制御している。そのため熱出力計装の整備充実を昨年に引き続き実施した。昨年設置した卓上計算機（YHP-9825A）にプロッタ（YHP-9871A）を付加し、運転データの収録、熱出力、余剰反応度、熱通流率等の演算及び運転データの作表が自動的になされるようにした。熱出力計装の整備完了に伴って、運転データ用紙を新に作成し、運転日誌を充実するため一部変更を行い整備が完了した。

##### (2) 出力校正

51年1月の平衡炉心における出力校正の後、16サイクルの運転で、熱出力に対し出力計（Lin N）の指示が約10%ほど低下した。53年8月の自主検査時に微調整を実施する予定

である。また、Log Nの出力指示は校正後、予測値より30%ほど低かった。その原因調査の一つとして、Log N用計測孔を開き、10 kW 運転時のCIC の位置と出力電流特性を測定した。その結果は初期炉心時の測定結果同様に、Log N 計測孔特有の特性を示し、出力電流は平衡炉心への移行による低下と判断できる値であった。この調査から出力指示が予想以上に低い原因は究明できなかった。

### (3) 制限棒装置の点検

改良型制御棒装置の運転実績が5000 時間になったところで、微調整棒(C6)用駆動装置のオーバーホールをメーカーにおいて実施した。この装置は自動制御中たえず揺動運動をしており、ギャモジュール、サーボモータなどの負担が大きい。オーバーホールの結果、ギャモジュールやサーボモータ特性に異常は認められなかった。

微調整棒のトルク測定及びボールねじ部の点検を昨年に引続き実施した。その結果負荷トルクは、引抜時3 kg-cm、またボールねじには異常は認められなかった。制御棒装置は設計仕様どおり健全に動作していることが確認できた。

### (4) 主重水熱交換器の化学洗浄

一年間の原子炉運転によって、主重水熱交換器の汚れにより性能が低下した。51年度の運転再開時1600kcal/m<sup>2</sup>・h・°Cの熱通過率は、最終サイクル時には860kcal/m<sup>2</sup> h °Cに低下したため、熱交換器二次冷却水側の化学洗浄を実施した。熱交換器二次側の汚れは、原生動物や藻類によるスライムが主である。そのため2%過酸化水素溶液による洗浄でスライムを除去し、その後酸洗浄、中和防錆処置をした。

その結果、熱通過率は二次側の化学洗浄によって1540kcal /m<sup>2</sup> h °C に向上した。洗浄によって生じた廃液はCOD、BOD濃度が高いため、茨城県公害防止条令に基づき、中和、希釈排水をした。

### (5) 一次系ポンプの振動測定

JRR-2 一次系及び熱遮蔽水系ポンプは全てキャンドモータポンプを使用している。そのためポンプの健全性、特に主重水ポンプDP-1, DP-2の運転時間8800 時間におけるベアリングの摩耗診断のため、周波数分析器(AVA-8, 明石製作所)を使用し検査を実施した。その結果注目周波数部における加速度ピーク値に異常は認められず、健全性が確認できた。

### (6) サンプピット排水ポンプ(HP-6)の更新

重水ポンプ室のサンプピットの排水ポンプ(HP-6) が揚水不能となったので、ポンプの更新を行った。ポンプ更新にあたり、従来の排水ラインの他に、ディスポーザルタンクへ直接送水できるラインを新設した。これは重水ポンプ室内の工事などにより多量の重水が漏洩した場合に、従来どおり炉室内ホット排水ピットを中継すると、トリチウムによる炉室内の空気汚染が懸念されたため行ったものである。

### (7) 炉室及びトラックエアロック内の整備

炉室内作業スペースは中性子ビーム利用の実験装置の増設、モリブデン(<sup>99</sup>Mo)の生産の定常化、インコア照射用ハンドリングキャスクの増加などのため手狭になった。このため、炉室内及びトラックエアロック内の整備を実施し、スペースの有効利用を図った。即ち、炉室内の不要品は廃棄又は炉室外に搬出したほか、地下への荷役用プレントロー型ホイストをジブク



レーンに変更し、作業スペースを確保した。また、トラックエアロック内は既設の中二階を含めスペースの立体的利用のために、RI コンテナ取扱用プレントロリー型チェーンブロック及び中二階用ジブクレーンを設置した。そのほかRI コンテナ用パレット、ドラム缶用棚とパレットなどを製作し、作業及び収納スペースの拡大整備を行った。

#### (8) 重水系イオン交換樹脂及びフィルタ要素の交換

JRR-2の改修以後、2年間の運転をしてはじめて、重水精製系のイオン交換樹脂とフィルタ(DF-2)のフィルタ要素を交換した。二年間の長期にわたり無交換運転ができたのは、精製系のイオン交換樹脂やフィルタの寿命が延びるなどの炉改修の良い効果が現われたためである。

#### (9) 軽水系イオン交換樹脂の交換

軽水精製系イオン交換樹脂は5サイクル毎に交換している。交換頻度は改修以前と変わらない。今後は経済性、放射性廃棄物の低減のため、軽水系のクローズ化などによる軽水の汚れを防止する対策やイオン交換樹脂の交換作業の省力化などの対策検討を進める必要がある。

#### (10) サンプピット再循環ポンプの更新

重水ポンプ室に設置されているサンプピット再循環ポンプ(EP-1)は、原子炉一次冷却系配管等からの漏洩により、通常の方法での炉心冷却が不可能になった場合、漏洩した重水をサンプピットに集め、EP-1によりくみ上げ、炉心へ注入し、炉心冷却を行う系である。

既設ポンプは水中モータポンプを設置していたが、長期間使用してきたことにより老朽化したため、主要材料に不銹鋼を使用した堅型うず巻きポンプに変更した。

ポンプ特性は揚程15mで流量1,000ℓ/minとし既設ポンプと同等で設計製作したが特性試験の結果、既設ポンプと比較して約10%高めに性能が出ていることが確認された。

据え付けは、一次系の重水総量約9,000ℓが総て漏洩したと仮定して、EP-1運転に支障が生じないように高さ300mmの架台を設置し、その上に固定した。

#### (11) ヘリウムブロワー(DP-6)の交換

原子炉利用運転中にヘリウムブロワーの停止及び異音の発生により予備ブロワーとの交換を行った。(52.11・53.3)

JRR-2では、昭和40年及び44年に製作した2台のルーツ式ブロワーを交互に使用しており、これまでの使用実績から5,000～7,000時間の運転によって計画的に交換を行って来た。使用後は、ベアリング及びオイルシール等の交換を実施し常に1台を予備品として整備してきたが、それぞれの交換後の分解点検の結果から2台共経年劣化からステックとカジリを生じたと推定された。

そのために、53年度にはヘリウムブロワー及び周辺の配管を更新し、保守作業性を向上させることを計画している。

#### (12) 二次冷却系ポンプモータの補修

二次冷却系ポンプ(HP-1, 2, 4, 5, 7, 8)モータ部に経年劣化から振動が出てきたのでベアリングの交換を行うのに伴って、ポンプグランドシールの交換も行った。(52.8)

## (13) 重水貯蔵タンク (DT-1) レベルの制御室監視化

重水貯蔵タンクの低水位検出警報の作動試験が旧検出器では不可能であったためと、万一の重水漏洩などの監視の上から水位を制御室で確認できることが望ましいことから改修を行った。

検出器は古いフロートスイッチタイプから差圧伝送器に交換し、重水貯蔵タンクのレベルを制御室でメータ指示し常時監視できるようにし、作動試験もレベル計 (LI-2) の水位を下げて確認できるようになった。(52.10)

## (14) 自動炉心冷却回路の新設

利用運転停止後の原子炉の崩壊熱量の除熱作業は、既設の冷却設備に専用制御回路を付加することによって、自動で、かつ無人運転ができるように改良した。

これは既設の熱遮蔽軽水循環ポンプ (PP-1) 及び二次冷却系補助循環ポンプ (HP-7) を運転することによって炉心冷却を行い、万一の異常の場合でもその警報によって異常を検知でき、完全自動化と適切な冷却を可能にした。(52.12)

## (15) 被照射系空気ブロー (AP-1) のオーバホール

53年度から実験孔等の腐食防止のためにAP-1の連続運転を計画しており、そのためにAP-1を分解点検しベルト、プーリ、油脂類、ベアリングの交換を行った。また、AP-1の異常停止を検知するアラーム系の整備を行った。(52.12)

## (16) バルブ及び流量計等の更新

① FFD系の重水流量を安定させるため、これまでのダイヤフラム弁を微小流量定値制御弁に変更した。

② 重水サンプリング系バルブをソレノイドバルブからボールバタフライモータバルブに変更更新した。

③ FFD系のヘリウム流量計の浮子が破損したので更新した。(52.3)

## (17) 大型バルブの整備

55年度に計画している大型バルブ交換工事のために主重水系バルブ (DV-7, DV-5) の製作を行った。(53.3)

## 2.1.3 燃料

## 1) 概況

52年度は燃料破損、その他燃料に起因する異常事態は発生しなかった。燃料交換については2.1.4で述べるように利用運転を遂行可能な最少限度の余剰反応度を炉に確保しつつ、可能な限り燃料使用本数を押える努力を払った。前期において提案されていた円筒B型燃料の照射後解体検査は技術的な理由で実施できなかった。IAEAによる核燃料物質に対する査察が52年5月19日、7月19日、12月13日及び53年3月8日の合計4回実施され、問題はなかった。

## 2) 使用状況

52年度は各炉運転サイクルに対応して燃料交換が実施され、その燃料交換回数は13回、燃料交換本数は29体である。内訳はB型燃料24体及び円筒B型燃料5体である。この他に燃料の装荷位置交換を3回実施した。

今期入手予定の燃料は第23次及び第24次分48体 (角B型40体、円筒B型8体) であっ

たが、ウラン金属の入手が遅れたために第23次分のみ28体(角B型20体, 円筒B型8体)が12月24日に納入された。第24次燃料の製作に使用予定のウラン金属は西独において既にメタル転換を完了していたにもかかわらず、米政府の第三国移転許可(MB #10)が予定時期に取得できなかった。

52年度における燃料の使用状況を Table 2.2.3 に示す。

## 2) 使用済燃料の管理

今年度の使用済燃料の出、入は、使用済燃料貯槽への受入れ27体で、貯槽から炉心へ再装荷した燃料はなく、年度末における燃料貯蔵数は68体である。使用済燃料貯槽水の水質は、年度末現在 pH は 5.5、電気伝導度は  $2.6 \mu\text{U} \cdot \text{cm}^{-1}$ 、放射能濃度は  $1.5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{ml}$  で、いずれも管理基準値内に維持している。貯槽水中のトリチウム濃度は  $6.2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{ml}$  で、燃料交換に伴い、徐々に高くなっている。

使用済燃料貯槽の内面塗装は、昭和50年度に塗布したものであるが、本年度初めには劣化が目立つようになってきた。このため、7~8月の定期自主検査期間を利用して、同塗装業者に再度塗装工事を施工させた。工事は、前回の劣化原因が主に剥離剤の使用と乾燥不十分にあると考えられたため、これらの点に十分な留意を払って行った。塗装後、一時貯槽水が白濁する現象が起ったが、その後問題は生じていない。また、第15回目の再処理輸送が昭和53年5月に行われることが決まり、再処理する燃料51本をホットラボへ搬出し、アダプターを切断して貯槽へ持帰る作業を行った。

## 2.1.4 技 術

### 1) 反応度管理

炉内装荷燃料の構成は、角B型燃料要素20体、円筒B型燃料要素4体の計24体となっている。

原子炉起動時の余剰反応度は、約4.3~6.2%  $\Delta K/K$  の範囲にあった(試料による反応度減少を含む)。改修工事後、計画外停止回数が減少し、再起動時の反応度余裕を見込む必要がなくなったことから、余剰反応度を従来より2%程度少くした。52年度の余剰反応度はこれよりさらに1.5%程度少くなっている。

現在、高濃縮ウラン入手の困難性が増大しつつあり、新規高濃縮ウラン購入の米政府輸出許可(E/L)はもちろん再処理済ウランのE/L及び第三国移転許可(MB #10)も複雑な手続き及び長期間を費す審査をとらざる状況となっている。したがって、より一層の燃料節約を図るため、燃焼度の増加及び円筒B型燃料要素の増設が必至であり、これらについて計画中である。

### 2) 特性試験の実施及びまとめ

改修工事後、平衡炉心での特性試験の一部が51年12月に行われ、JAERI-M 6943及び先年度年報に報告されている。この追加試験として、制御棒較正、諸反応度測定等が52年1月から5月まで実施された。これらをまとめて、“JRR-2改修後の平衡炉心における特性測定”として報告した。

## 2.1.5 放射線管理

### 1) 概況

今年度は、東大物性研の中性子偏極解析装置が稼動を開始したことやナトリウム・インパイル・ループ (SIL) 実験装置が実験完了に伴い完全に撤去されたことで、昨年と比べ施設面では若干変わったが、原子炉運転中の放射線レベルは昨年度と大差なく、 $2\text{ mR/h}$  を超えて問題となるような区域はなかった。

主な放射線作業として、SIL 実験用プラグの撤去、及び新プラグの挿入作業、使用済燃料プールの塗装工事、サーマルコラムの中性子束測定作業などが行われたが、個人被曝線量が  $100\text{ mrem}$  を超えるような作業はなかった。

### 2) 排出放射性物質

今年度の放射性気体廃棄物及び液体廃棄物の排出量と平均濃度を Table 2.1.4 に示す。 $^{41}\text{Ar}$  の排出量は、年間で  $860\text{ Ci}$ 、1 サイクルの平均が  $67\text{ Ci}$  で昨年度とほぼ同じであった。 $^3\text{H}$  は、スタックから昨年度の約半分の  $11\text{ Ci}$ 、廃液から昨年度と同程度の  $2\text{ Ci}$  がそれぞれ排出された。放射性液体廃棄物として  $^3\text{H}$  の外に  $12\text{ mCi}$  の放射性廃棄物が排出されたが、これは使用済燃料プール塗装工事の際排出されたプール水中の  $^{51}\text{Cr}$  である。

### 3) 被曝線量

JRR-2 管理課員の被曝線量を Table 2.1.5 に示す。四半期別の積算被曝線量として、サーマルコラムの中性子束測定作業、ヘリウム循環ポンプ交換作業等が行われた第 3 四半期が最も多く  $610\text{ man-mrem}$ 、次いで、HT-15 プラグ挿入作業、重水配管変更 (DT-1 周辺) 工事等が行われた第 2 四半期が  $510\text{ man-mrem}$  であった。なお、JRR-2 管理課員の年間総被曝線量は、51 年度とほぼ同じ値であった。

Table 2.1.1 Data of JRR-2 reactor operation

Cycle	Date	Operation time (hr:min.)	Power (MWh)	Integrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		33,113.28		274,113.0	
R <sub>2</sub> -52-1	3/28 ~ 4/17	273:32	2,662.0	276,775.0	0
Periodical inspection	4/18 ~ 5/15	36:17	10.1	276,785.1	0
R <sub>2</sub> -52-2	5/16 ~ 6/5	278:33	2,667.3	279,452.4	0
R <sub>2</sub> -52-3	6/6 ~ 6/26	277:46	2,658.1	282,110.5	0
R <sub>2</sub> -52-4	6/27 ~ 7/17	279:48	2,692.0	284,802.5	0
Periodical inspection	7/18 ~ 8/28	2:25	0	0	0
R <sub>2</sub> -52-5	8/29 ~ 9/18	280:31	2,690.5	287,493.0	0
R <sub>2</sub> -52-6	9/19 ~ 10/9	277:34	2,649.2	290,142.4	0
R <sub>2</sub> -52-7	10/10 ~ 10/30	277:44	2,670.5	292,812.9	0
R <sub>2</sub> -52-8	10/31 ~ 11/20	237:46	2,310.1	295,123.0	1
R <sub>2</sub> -52-9	11/21 ~ 12/11	277:38	2,665.3	297,788.3	0
Periodical inspection	12/12 <sup>53</sup> ~ 1/8	6:24	0.1	297,788.4	0
R <sub>2</sub> -52-10	1/9 ~ 1/29	275:36	2,627.4	300,415.8	0
R <sub>2</sub> -52-11	1/30 ~ 2/19	272:30	2,666.5	303,082.3	0
R <sub>2</sub> -52-12	2/20 ~ 3/12	282:18	2,660.8	305,743.1	0
R <sub>2</sub> -52-13	3/13 ~ 4/2	279:50	2,668.4	308,411.5	0
Total		3,616:12	34,298.5		1
Ending		36,729:40		308,411.5	

Table 2.1.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	0
Measuring instrument in cooling system	0
Trouble of electric power supply	0
Earthquake	0
Other trouble	1
Total	1

Table 2.1.3 Fuel inventory of JRR-2

項 目	期首在庫燃料			期 内 移 動 燃 料				期 末 在 庫 燃 料		
	貯蔵庫	炉 心	SFプール	受 入	炉心装荷	SFプール	払出	貯蔵庫	炉心	SFプール
非破壊検査用標準燃料	4	0	0	0	0	0	0	4	0	0
JRR-2B型燃料	52	20	37	20	24	24	0	48	20	61
JRR-2円筒型燃料	1	1	1	0	0	1	0	1	0	2
JRR-2円筒B型燃料	9	3	3	8	5	4	0	12	4	7
合 計	66	24	41	28	29	29	0	65	24	70

注) 期末在庫燃料数は53年4月4日現在の値

Table 2.1.4 Radioactive wastes from JRR-2

Nuclide	Gas		Dust		Liquid waste	
	$^{41}\text{Ar}$	$^3\text{H}$	Long half life nuclide	$^{138}\text{Cs}$ , $^{89}\text{Rb}$ , $^{38}\text{Cl}$ , etc.	gross $\beta, \gamma$	$^3\text{H}$
Annual release rate (Ci/Y)	$8.6 \times 10^2$	$1.1 \times 10^1$	$1.5 \times 10^{-6}$	$1.1 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{-2}$	2.0
Annual average concentration (Ci/cm)	$1.8 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-8}$	$< 2.1 \times 10^{-13}$	$2.8 \times 10^{-11}$	$9.9 \times 10^{-6}$	$6.6 \times 10^{-3}$

Table 2.1.5 Whole-body radiation exposure for JRR-2 personnel

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (mm·mrem)	230	500	610	160	1,500
Average dose (mrem)	8	18	22	6	54
Maximum dose (mrem)	40	60	60	40	160

## 2.2 JRR-3の運転管理

### 2.2.1 運 転

52年度の共同利用運転は、当初の運転計画どおり12サイクルが実施された。この間、計画外停止は、第3サイクルにおける安全系No.2によるスクラムのわずか1回のみであり、運転は極めて順調であった。なお、第6サイクル運転前の試験運転時に自動制御系によるリバースが発生している。本年度の運転実績をTable 2.2.1に、また計画外停止原因の分類をTable 2.2.2に示す。

共同利用運転以外の運転としては、夏期定時自主検査時に、制御棒校正試験及び炉停止余裕測定のための20kW、100kW出力運転を、また第11サイクル運転前には、垂直実験孔（VC-3）の中性子束密度測定のための100kW、400kW出力運転を実施した。

前年度から開始された<sup>99</sup>Mo製造照射試験は、第5、第7、第8、第10、第11の各サイクルを除く、計7サイクルで行われた。なお、第3サイクル以後は試料が増量され通常生産用と同じ120g（UO<sub>2</sub>重量）となった。

### 2.2.2 保守整備

#### 1) 概 況

前年度に引続いて作業を進めていた主重水ポンプ（DP-2）補修工事、破損燃料検出装置及び運転用モニターの半導体化改修工事などは、予定どおり5月に終了した。詳細は第4.1.2、4.1.3項で述べる。1月には溢流重水ポンプ（DP-5）をメカニカルシール型からノンシール型のキャンドポンプに交換した。また、定期自主検査時には、燃料体冷却管の折損に関連し、炉心装荷燃料体全数の振動測定と、代表される燃料体下端の工業用テレビによる観察を行い、燃料体の健全性の確認を行った。

定期自主検査は3月22日から5月28日まで、8月1日から9月2日まで、12月19日から1月14日までの間で実施した。

定期官庁検査は、9月6日から9月8日までを炉停止中の、9月19日から9月21日までを炉運転中の、各性能について受検した。

共同利用運転中の異常分類をTable 2.2.3に示す。

#### 2) 主な整備作業

##### ① 水ガス機器の整備作業

本年度、実施した水ガス機器の主な整備作業は、主重水ポンプ（DP-2）の補修、RI炭酸ガス系のプロア（CB-2）及び冷却器（CE-2）の更新、溢流重水ポンプ（DP-5）の更新などである。

DP-2は長期間の使用で振動が増大してきたため補修作業の準備がなされてきたが、本年度4月に補修が実施された。

CB-2及びCE-2は老朽化に伴い4月に更新工事を完了した。更新にあたってはいずれも旧型と同仕様のものを製作したが、ルーツプロア型のCB-2のガスシール部をメカニカルシール2重構造とし、油循環冷却とした。



DP-5の更新工事は1月定期自主検査期間に実施した。DP-5は老朽化が進んでいたうえ、設置場所の放射線量率が高く、保守作業を困難にしていた。このためポンプ型式を従来のメカニカルシール型から、保守作業頻度の少ないキャンドモータ型に変更した。

その他の整備作業としては、FFDの重水流量計の交換、重水系小型弁シートの交換、重水フィルター交換、樹脂塔内筒の交換等を実施した。

#### ② 水ガス計装の整備

各定期自主検査時及び運転準備週において水ガス計装各計器の点検、較正などを実施したが、特記すべき改修、交換等は行わなかった。なお運転中比較的異常の多かった熱出力記録計の開平演算器等は次年度の交換を予定し購入手続をとった。

#### ③ 中性子計装、制御棒の整備

中性子計装各系の単体、総合試験などの定期点検のほか、各中性子検出器用高圧電源メータの交換、自動制御系、出力設定比較機構の点検修理を行った。また、定期点検において、中性子検出器の絶縁測定を実施したところ、絶縁がかなり悪くなっているのが判明したので中性子検出器の購入手続きを行った。

制御棒設備に関しては、年度計画にもとずき、粗調整棒2本(S-2, S-10)の駆動部を分解点検し、歯車、ベアリング、セルシン発信器、電気配線などの部品交換を行った。制御棒駆動用モータについては、長年の使用でブレーキ部の損耗が激しく、ブレーキ部をドラムシュー式から電磁ブレーキ式に改良(4台)した。試験的にS-7, 9, 10に使用したが非常に良い結果が得られたので今後粗調整棒用駆動モーター全数を電磁式ブレーキに改良して行く予定である。

微調整棒の予備品製作、及び制御棒位置指示計の改修作業は11月から製作に入っており、昭和53年6月には納入の予定である。

#### ④ FT設備の整備

FT計装系の較正、総合試験などの定期点検のほか、炉心第4領域に装荷されている。第4次燃料体の炉体側FTコネクタ結線が他の燃料体領域と異っていたため、シャフリング等に支障があったが、結線を第1～3領域と同じく、第4次燃料体には中間コネクタを取り付け、他の領域とのシャフリングを可能にした。

#### ⑤ その他の整備

1) 核燃料物質防護対策として、前年度に引続き使用済燃料貯蔵設備(SF室)出入口2ヶ所に、防護柵を設けた。SF室回廊には鉄製扉を新設し、二重構造とした。また、JRR-3原子炉施設警備要領の最終案をまとめた。

2) 原子炉施設保安規定の改訂に伴い、JRR-3本体施設の運転手引改訂及びこれらに伴う運転記録類の整備を行った。

### 2.2.3 燃 料

#### 1) 概 況

52年度末におけるJRR-3燃料在庫状況をTable 2.2.4に示す。本年度の燃料に関する特記事項は以下のとおりである。

① 第6次  $UO_2$  燃料体 (1.5%濃縮) を86体購入した (53年3月8日納入完)。なお、今回の新燃料購入にあたっては、核燃料物質運搬規則の改正に伴い、新燃料輸送容器を更新した。

② 燃料交換は1回行い、第1次  $UO_2$  燃料体1体と第2次  $UO_2$  燃料体2体との計3体を第5次  $UO_2$  燃料体に交換した。

③ 未使用天然ウラン金属 (MNU) 燃料要素96本を動燃事業団に返還し、6本を核燃料課に移管した。この結果、未使用のMNU燃料の在庫は零になった。

④ 50年度に発生した冷却管折損の防止対策として始められた、装荷燃料体の振動測定及び冷却管下端観察を本年度も引き続き実施した。詳細は4.3.2項で述べる。

⑤ IAEA の査察は本年度は1回のみ (11月7日) 実施された。

## 2) 使用済燃料の管理

今年度は3体の  $UO_2$  燃料体を使用済燃料貯槽へ受入れた。これらの燃料体のうち、2体 (No 3039, 3122) の燃料体を解体検査するためにホットラボに搬出した。また、7本の金属天然ウラン使用済燃料要素をホットラボでFPガス捕集試験に供した。この結果、年度末における燃料貯蔵数は、金属天然ウラン燃料体385体、同要素670本、 $UO_2$  燃料体60体である。使用済燃料貯槽水の水質は、年度末現在、pHは5.5、電気伝導度は  $1.7\mu U \cdot cm^{-1}$ 、放射能濃度は  $6.0 \times 10^{-5} \mu Ci/ml$  で、いずれも管理基準値以下に維持している。貯槽水中のトリチウム濃度は  $4.9 \times 10^{-3} \mu Ci/ml$  で、昨年度末にくらべ若干低くなっている。前年度、貯槽の燃料貯蔵限度を650体から1100体増加させると同時に冷却架台を製作したが、今年度はこれに引き続き、冷却架台の交換作業を実施した。旧架台 (6基) は、解体作業を容易にするため、あらかじめ放射性汚染処理課で除染したのち、貯槽脇に設置したビニールハウス内で溶断し、ドラム缶23本に収納して廃棄処分した。新架台は燃料体を密に保管するものであり、今回の交換作業の結果、貯槽内には既に650体を上回る燃料体から貯蔵されているにもかかわらず、余裕をもって貯槽内作業ができるスペースが確保されるようになった。

## 2.2.4 技術

### 1) 反応度管理

#### ① 燃料交換に伴う余剰反応度の増加

52年度に行った燃料交換は第3サイクル前に実施した3本だけである。これらはいずれも1.5%濃縮  $UO_2$  燃料体で、燃焼率は平均3000 MWD/T程度であった。この燃料交換によって増加した余剰反応度は、極めてわずかで、約  $0.1\% \Delta k/k$  であった。

#### ② 制御棒校正試験及び新制御棒パターンの決定

夏期定期自主検査時に全制御棒の制御容量を測定し、炉停止余裕、余剰反応度を測定するとともに、共同利用運転時の新制御棒パターンを決定した。測定の結果、52年度8月末現在の全制御容量は  $15.25\% \Delta K/K$ 、炉停止余裕は  $7.9\% \Delta k/k$ 、余剰反応度は  $7.35\% \Delta k/k$  であった。

#### ③ 運転に伴う余剰反応度の減少

52年度の第1サイクル運転前の余剰反応度は  $8.04 \Delta k/k$  で、12サイクル運転後は5.88

$\% \Delta k / k$  であった。新制御棒パターンで運転した第4サイクル以降、第12サイクルまでの1サイクルあたりの平均の反応度減少は約  $0.16 \% \Delta k / k$  であり、前年度のそれとほとんど同じである。

#### ④ $^{99}\text{Mo}$ 製造照射試験における反応度の変化

$^{99}\text{Mo}$  の製造照射試験は年間12サイクルのうち7サイクルにおいて、 $\text{UO}_2$  燃料 (2.6%濃縮) を用いた (n, f) 法で行なわれた。第1, 第2サイクルは前年度と同様に  $\text{UO}_2$  重量で12gまでの試料照射であったが第3サイクル以降5回の照射試験では120gの試料を照射した。微調整棒の変化から測定された反応度の変化は前者の約  $-0.01 \% \Delta k / k$  に対して、後者は約  $-0.004 \% \Delta k / k$  で、 $^{235}\text{U}$  の増量で多少の増加はあったものの試料全体で正の反応度になるには至らなかった。

#### 2) 主重水熱交換器の管理

前年度最終運転サイクル終了時点で、汚れ係数が0.63となり管理基準を下回ったため5月定期自主検査時に乾燥洗浄を行った。この結果、汚れ係数は0.92まで回復した。なお、その後、12サイクルの運転を実施した結果、第12サイクル終了時点で汚れ係数は0.52となり、再び管理基準を下回っている。このため、JRR-3としては初めての試みであるが、53年度第1サイクル運転前に熱交換器の化学洗浄を実施する予定である。

#### 3) その他

東海研究所原子炉施設保安規定及びJRR-3本体施設の運転手引きの全面改訂作業が進められ、いずれも3月31日付で施行された。

### 2.2.5 放射線管理

#### 1) 概況

共同利用運転 (炉出力10MW) 時における原子炉施設内での放射線レベルは、前年とほぼ同様であり大きな変化はなかった。

52年度に行った主な放射線作業は、主重水ポンプ (DP-2) の補修作業、緊急重水汲上回路の除染作業及び溢流重水ポンプ (DP-5) の交換作業などである。これらの作業において放射線管理上問題となることはなかった。

スタックから排出した $^{41}\text{Ar}$  の排出量は、前年の約3倍であるが、サイクル当りの排出量はほぼ前年と同程度であった。

#### 2) 放出放射性物質の管理

スタックからの排出放射性物質の濃度及び排出量を Table 2.2.5 に示す。 $^{41}\text{Ar}$  の1運転サイクル当りの平均排出量は約135Ciで、前年度と変わっていない。しかし、年間の運転サイクル数が前年度の4サイクルに対し12サイクルであったため、 $^{41}\text{Ar}$  の年間排出量は約3倍の1600Ciであった。これに対し、トリチウムの年間排出量12Ciで、運転サイクル数には関係なく前年度とほぼ同じであった。

一般排水溝へ排出した放射性物質の量は、未知核種が  $99 \mu\text{Ci}$  で前年度と同程度、トリチウムが0.43Ciで前年度の約1/20であった。

3) 被曝線量

JRR-3管理課員の本年度の被曝線量は、最大880mrem，平均130mremであり、共に前年度より約10%の増加であった。

四半期別の被曝線量を Table 2.2.6 に示す。

また、今年度実施した主な放射線作業の業者の被曝線量は、

(1) 主重水ポンプ(DP-2)の補修作業

合計1,120 man-mrem，平均45mrem，最大200mrem。

(2) 緊急重水汲上回路の除染作業

合計990 man-mrem，平均70mrem，最大170mrem。

で、いずれも計画被曝線量の範囲で作業を終了した。

Table 2.2.1 Data of JRR-3 reactor operation

Cycle No.	Date	Operation time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
Beginning	—	27985:29	—	252,845.2	0
Periodical inspection	4/4 ~ 5/29	0:00	0		0
R3-52-01	5/30 ~ 6/19	273:17	2,666.8	255,512.0	0
R3-52-02	6/20 ~ 7/10	270:23	2,620.6	258,132.6	0
Re-52-03	7/11 ~ 7/31	269:37	2,620.0	260,752.6	1
Periodical inspection	8/1 ~ 9/4	34:40	0		0
R3-52-04	9/5 ~ 9/25	279:49	2,702.5	263,455.1	0
R3-52-05	9/26 ~ 10/16	270:15	2,659.9	266,115.0	0
R3-52-06	10/17 ~ 11/6	273:42	2,680.0	268,795.0	0
R3-52-07	11/7 ~ 11/27	272:35	2,682.3	271,477.3	0
R3-52-08	11/28 ~ 12/18	273:11	2,683.6	274,160.9	0
Periodical inspection	12/19 ~ 1/15 <sup>53</sup>	0:00	0		0
R3-52-09	1/16 ~ 2/5	275:30	2,703.7	276,864.6	0
R3-52-10	2/6 ~ 2/26	273:23	2,677.0	279,541.6	0
R3-52-11	2/27 ~ 3/19	273:12	2,681.3	282,222.9	0
R3-52-12	3/20 ~ 4/9	272:45	2,686.3	284,909.2	0
Total		3312:19	32,064.0		1
Ending		33097:48		284,909.2	

Table 2.2.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	1
Measuring instruments in cooling system	0
Trouble of electric power supply	0
Earthquake	0
Other troubles	0
Total	1

Table 2.2.3 Troubles in JRR-3

Items	Troubles
Equipments in cooling system	8
Measuring instruments in cooling system	11
Neutron measurement system	7
FFD and FT	10
Conventional equipment and radiation control	3
Irradiation and experimental facilities	8
Others	3
Total	50

Table 2.2.4 Fuel inventory of JRR-3

Enrichment	Nationality	Physical & chemical form	Fresh fuel storage	Reactor core	Spent fuel storage	Other location	Total
Natural	IAEA	metal	0	0	264	0	264
	Canada	metal	0	0	952	0	952
	USA	metal	0	0	609	0	609
UO <sub>2</sub>			2	59	1	1	63
1.5% enriched	USA	UO <sub>2</sub>	120	184	59	0	363
MNU Total							
			0	0	1825	0	1825
UO <sub>2</sub> Total							
			122	243	60	1	426

Note (1) other location: VB-1 and/or VB-2

(2) dimension: (MNU) number of rods

(UO<sub>2</sub>) number of assemblies

Table 2.2.5 Radioactive gases and dusts exhausted from JRR-3

	Nuclide	Gas		Dust
		<sup>41</sup> Ar	<sup>3</sup> H	
Release amount (Ci)		1.6 × 10 <sup>3</sup>	1.2 × 10	
Concentration	Annual average (μCi/cm <sup>3</sup> )	2.7 × 10 <sup>-6</sup>	2.0 × 10 <sup>-8</sup>	<3.8 × 10 <sup>-8</sup>
	Monthly average (μCi/cm <sup>3</sup> )	<2.5 × 10 <sup>-8</sup> 5.7 × 10 <sup>-6</sup>	7.2 × 10 <sup>-9</sup> 3.2 × 10 <sup>-9</sup>	<3.8 × 10 <sup>-8</sup>

Table 2.2.6 Whole-body radiation exposure for JRR-3 personnel

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (man·mrem)	1,350	920	900	1,000	4,170
Average dose (mrem)	42	29	28	31	130
Maximum dose (mrem)	350	170	140	220	880



## 2.3 JRR-4の運転管理

### 2.3.1 運 転

52年度の運転は年度当初の計画どおり、159日の順調な運転を行い所内外の利用に供した。主な利用運転としては医療用Au照射、炉物理研の $\beta/\ell$ 測定、船研の遮蔽実験、炉計測研の検出器の特性測定、核物理研のFPによる崩壊熱の測定、シリコン照射、そして一般の共同利用照射である。

シリコンドーピングについては6月1日付局の業務認可をうけて7月1日から放照協で実用照射に入った。その後11月にはL照射筒を設置し、53年1月よりD,L2本の照射筒を使用し順調な生産を行っている。

原子炉研修所関係では、一般課程が8、9月に、専門課程が12月に、運転実習及び諸実験を行っている。

なお、本年度は計画停止が4月と3月の2回であったが、52年4月は地震(震度4)によるもの、53年3月は電源電圧低下検出用リレーの故障によるもので、直ちに再起動運転した。従って利用上全く支障はきたさなかった。

JRR-4の積算出力が53年2月3日に15,000,000kWh になったが本年度の運転実績をTable 2.3.1に計画外停止をTable 2.3.2に示す。

### 2.3.2 保守整備

#### 1) 概 況

JRR-4の施設機器は、臨界以来約12年間使用しており、これらの性能を維持するために、老朽化機器に主眼を置いた保守整備の実施と、定期保守作業を並行して行い、ほぼ計画通り終了した。

5年計画で進めている制御棒駆動部の更新は、今年度微調整棒用が完了し、これによりC<sub>1</sub>～C<sub>5</sub>までの駆動部が更新され残すのはFC駆動部のみとなった。

運転中に発生した異常現象はTable 2.3.3に示すとおりで、運転計画に支障をきたすものはなかった。

定期自主検査 ; 前期 52年5月30日～6月27日  
後期 52年10月31日～11月30日

定期官庁検査 ; 52年6月28日～7月1日

#### 2) 主な保守整備

##### (1) 炉本体関係

##### ① 炉心反射体要素の点検(11月)

炉心内に装荷してある22本の反射体要素について異常変形等の有無を、引抜き操作と目視により点検した。この結果異常は認められなかった。

##### (2) 中性子計装制御関係

##### ① 微調整棒用駆動部の製作

##### ② Lin-N-1, 安全系の検出器交換

## ③ Rod Jam シーケンス変更

## ④ 制御用リレーの交換

①は従来と同じ構造のものを製作したが、モータ軸の偏芯を防止するためマグネットブレーキ部を若干改良した。②は経年劣化(約 $1 \times 10^{17}$  nvt)による更新である。③従来の回路はJam機構が動作しても制御板を強制的に挿入ようになっていた。これは燃料要素を損傷したり、制御板が変形する恐れがあるので、Jam動作した制御板のみ駆動モータを停止するようにした。④目視点検により接点の劣化が認められたので主要回路の全数を交換した。

## (3) 冷却系関係

## ① 熱交換器の化学洗浄(定期保守)

## ② 一次系バルブのダイヤフラムの交換

## ③ ロトルク駆動弁の点検調整

## ④ 主ポンプオーバーホール(定期保守)

## ⑤ 炉心タンク伸縮接手の点検

## ⑥ 冷却系配管フランジ及び支持具等の点検

## ⑦ 炉心タンク精製系樹脂交換

①は2年ごとに行っているもので、熱交換器2次側及び冷却塔までの配管を含めて化学洗浄を行った。②今回は $6^B$ と $8^B$ の主要管路のものについて行った。特に手動弁のダイヤフラムは、設置以来約12年間使用してきたもので、表面部に線状亀裂が多く見られた。また、電動弁は5年ごとに交換しているので目視では劣化が認められなかった。③は7台の電動弁ロトルク駆動装置のうち1台を分解点検した。残り6台については順次行う予定である。④3台の主ポンプを分解点検し、メカニカルシール、オイルシール及びベアリングの交換を行った。⑥は漏水防止対策の一環として行ったもので、一次冷却系及び精製系等の全管路のフランジ部や支持金具等を点検したが異常は認められなかった。

## (4) 実験設備関係

## ① L照射筒の設置

研究炉利用課で大型試料の照射用として製作したL照射筒を炉心内に設置し、12月から実験照射に使用している。

## (5) その他

## ① 炉心タンク排気ダクトの設置

## ② 屋外給排水管保温工事

## ③ 純水製造装置オーバーホール(定期保守)

## ④ 廃液中和槽オーバーホール(定期保守)

①炉心タンク内から出る放射性ガスは、従来炉室に拡散されていた。これを低減させるため、炉心タンク上面に吸込口を設けて既設第9排気系に接続するダクトを取付けた。②炉室から出て屋外貯槽タンクへ接続されているHot排水管が、51年冬期に凍結した。これは管路の破損により汚染の恐れがあるので、管路の点検と同時に屋外ピット内の配管をグラスウール保温材にて保温した。③は前年度に行われた「むつ」しゃへい実験に伴い純水装置の使用頻度が多かったので、樹脂(1750ℓ)の洗浄とバルブ類の分解点検を行った。また、操作盤内のリレー

盤も同時に更新した。

### 2.3.3 燃 料

#### 1) 使用状況

新規購入燃料B型5本が、52年3月にJRR-4に納入されたが、それ以後52年度中には、新燃料の納入はなかった。炉心における燃料構成は、52年8月までは18本炉心で、8月15日に反応度調整のため燃料を1本追加し19本炉心とした。この間炉心にはF照射筒が挿入されていたが、11月末にこれを抜き、定常の20本炉心へと移行し、年度末まで3.5 MWの安定運転を行った。52年度末の、JRR-4における燃料使用状況は、炉心に20本(A型8本、B型12本)、一次貯蔵燃料が2本、新燃料が5本、使用済燃料が25本である。また52年度下期に入り、米国の高濃縮ウランの規制問題が大きくとりあげられ、それによる影響で、第6次燃料の製作が、53年度に延期されることとなった。

#### 2) 使用済燃料の管理

昭和53年5月に第1回目の再処理輸送(再処理、輸送の実施者はJRR-2と同じ)を実施することが決定した。このため、第1次燃料25本をホットラボへ搬出して、アダプタの切断作業を行った。これらの燃料は、いずれも十年以上水に浸っていたものであり、安全上の観点から早急に再処理するのが望ましいと判断されていたものである。

### 2.3.4 技術管理

#### 1) 反応度管理

52年度は、3.5 MWの定常運転を計画通り実施した。炉心構成は、2.3.3に示したとおりである。年間の反応度減少割合は、18本炉心時で $-0.04\% \Delta k/k / \text{MWD}$ 、19本炉心時で $-0.023\% \Delta k/k / \text{MWD}$ 、20本炉心時で $-0.029\% \Delta k/k / \text{MWD}$ であった。52年度末における余剰反応度は、 $6.99\% \Delta k/k$ であった。

#### 2) 3.5 MW炉心の温度係数

3.5 MWに出力が上昇して以来、18本、19本、20本炉心時の温度係数を4回にわたって測定した。最終的に20本定常炉心時の温度係数を示すと、 $4^{\circ}\text{C} \sim 14^{\circ}\text{C} \cdots -0.0096\% \Delta k/k$ 、 $14^{\circ}\text{C} \sim 17.3^{\circ}\text{C} \cdots -0.0119\% \Delta k/k$ 、 $17.3^{\circ}\text{C} \sim 32.5^{\circ}\text{C} \cdots -0.0132\% \Delta k/k$ 、 $32.5^{\circ}\text{C} \sim 36.8^{\circ}\text{C} \cdots -0.0146\% \Delta k/k$ であった。2.5 MW時の $16^{\circ}\text{C} \sim 29.5^{\circ}\text{C}$ までの係数は、 $-0.0125\% \Delta k/k$ で、3.5 MW時の方がやや高めであった。

#### 3) JRR-4改造計画

研究炉長期整備計画に基き、JRR-4においても、改造計画を進めている。52年度は、主にソフト面の改造炉心の第一次サーベイ核計算を実施し、その結果を、JAERI-memo 7376にまとめて報告した。

改造炉心の余剰反応度は、 $8\% \Delta k/k$ 、フォークロッド型制御棒6本の全等価反応度は、 $29.2\% \Delta k/k$ 、炉心中央のフラックストラップで $2.2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、燃料領域で $5.4 \sim 7.4 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ となった。この他ハード面では、モックアップ試験の詳細な検討と図面等の作成、ダミフォークロッド、ミニモックアップの製作準備などを行った。

## 4) 非高濃縮ウラン調査検討

米国の高濃縮ウランに対する規制が厳しくなり、現在高濃縮ウランを用いている日本の研究用原子炉において非高濃縮ウランを使用した場合の検討調査の要求が打出された。これに伴ない、JRR-4においても、現状の炉心と研究炉長期整備計画にもとづく改造炉における、非高濃縮ウランを使用した場合の、概略的計算によるサーベイを実施した。(詳細は、4.2.3参照)

## 2.3.5 放射線管理

## 1) 概況

3.5 MW運転時における原子炉施設内の放射線量率は前年度にくらべて、特に著しい変化はなかった。

本年度中に行われた主な放射線作業はNa 1 プールで行われた遮蔽実験(2重屈曲ダクト及び円環ダクト)、JRR-2 使用済燃料のNa 2 プール内一時保管作業、Si単結晶照射用の大口径照射筒の設置、JRR-4 使用済燃料再処理のための搬出準備作業のほか、各種検出器を用いた計測実験、中性子ラジオグラフィ実験などが行われたが、放射線管理上、特に問題はなかった。

## 2) 排出放射性物質の管理

本年度中の排出放射性物質の濃度、排水量をTable 2.3.4に示す。スタックから排出された放射性ガスは年間約0.1Ciであり、すべて気送管照射による $^{41}\text{Ar}$ の短時間放出である。この値は、 $^{41}\text{Ar}$ に対する管理目標値(26Ci/年)の約4%であった。放射性廃液は $390\text{m}^3$ 、 $450\mu\text{Ci}$ であり、主な核種は $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{24}\text{Na}$ などであった。

## 3) 被曝線量

JRR-4 管理課、遮蔽研究室、研究炉利用課及び放射線照射振興協会に属する職員の四半期毎の個人被曝線量をTable 2.3.5に示す。

Table 2.3.1 Data of JRR-4 reactor operation

Month	Operation days	Operation time (hr:min)	Power (KWh)	Integrated power (KWh)	Unscheduled Shutdown
Beginning		10,244:36		13,154,417	
1977, 4	16	102:31	243,769	13,398,186	1
	5	74:29	219,704	13,617,890	0
	6	17:10	0	13,617,890	0
	7	112:15	313,556	13,931,446	0
	8	112:35	163,357	14,094,803	0
	9	102:07	211,791	14,306,594	0
	10	96:36	231,644	14,538,238	0
	11	20:22	49,358	14,587,596	0
	12	81:56	102,520	14,690,116	0
1978, 1	13	88:52	266,201	14,956,317	0
	2	110:36	309,309	15,265,626	0
	3	123:09	366,572	15,632,198	1
Total	159	1,042:38	2,477,781		2
Ending		11,287:14		15,632,198	

Table 2.3.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	0
Measuring instrument in cooling system	0
Trouble of electric power supply	0
Earthquake	1
Other trouble	1
Total	2

Table 2.3.3 Troubles in JRR-4

Items	Troubles
Reactor structure	2
Cooling system	1
Nuclear instrument	14
Process instrument	0
Experimental facility	0
Building & peripheral	0
Others	0
Total	17

Table 2.3.4 Radioactive effluents released from JRR-4  
(Apr. 1977 Mar. 1978)

Classification	Gas	Dust	Liquid waste
Annual release rate	$9.9 \times 10^{-2}$ Ci/y	$3.2 \times 10^{-1}$ $\mu$ Ci/y	$4.5 \times 10^2$ $\mu$ Ci/y
Annual average concentration	$< 2.1 \times 10^{-7}$ $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup>	$< 3.0 \times 10^{-13}$ $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup>	$1.2 \times 10^{-6}$ $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup>

Table 2.3.5 Whole-body radiation exposure of JRR-4 and  
of relevant sections personnel  
(Apr. 1977 ~ Mar. 1978)

Period	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (man·mrem)	40	50	0	30	120
Average dose (mrem)	1.3	1.6	0	1.0	3.9
Maximum dose (mrem)	40	30	0	30	60

## 2.4 研究炉の水・ガス管理

### 2.4.1 研究炉の重水管理

52年度JRR-2, JRR-3における重水の管理状況をTable 2.4.1~2.4.3に示す。装荷重水量は補給及び重水化により前年度に比較して, JRR-2で237kgの増, JRR-3で415kgの増である。補給重水量はJRR-2で直接補給235kg, 重水化作業に伴う間接補給120kgである。JRR-3はそれぞれ445kg, 125kgであった。両原子炉による消費重水量は159kgで, 回収重水量は114kgであった。未使用重水270kgをノールウェーから購入した。なお日加原子力協定の関連から907kgの未使用重水購入は53年度に納入される予定である。年度末における未使用重水在庫量は785kg, 回収重水在庫量は1046kgである。

### 2.4.2 JRR-2の水・ガス管理

JRR-2の重水系及びヘリウム系のデータをFig.2.4.1に示す。

#### 1) 重水

重水についての測定結果は次のとおりである。

重水濃度	96.2~96.3 mol %
pH	5.94~7.50
電気伝導度	0.01~0.27 $\mu\text{U}/\text{cm}$
全 $\beta$ 放射能	
主重水系	$1.19 \times 10^{-2} \sim 6.80 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
精製重水系	$2.80 \times 10^{-5} \sim 1.30 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

(トリチウムを除く。原子炉出力10 MW時サンプリング1時間後の値)

#### 全 $\gamma$ 放射能

主重水系	$3.10 \times 10^{-2} \sim 6.10 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
精製重水系	$1.40 \times 10^{-4} \sim 1.00 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

(原子炉出力10 MW時サンプリング1時間後の値)

$\gamma$ 線スペクトル   FP核種検出されず

トリチウム濃度    $9.8 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (52.3.16現在)

#### 2) ヘリウム

ヘリウム濃度は94.03~99.40 vol% に維持した。第1~13サイクルの原子炉起動時から停止時までの濃度低下は平均1.0 vol% であった。ヘリウムチャージはAゾーン10回, A, B両ゾーン4回の合計14回行い, ヘリウムガス約160 m<sup>3</sup>を使用した。ヘリウムガス中の重水素濃度は再結合器入口で0.03~0.15 vol% に維持し, これに伴う酸素補給を10回行い, 合計630ℓを系内に補給した。

#### 3) 熱遮蔽軽水

熱遮蔽軽水中のトリチウム濃度の異常な上昇は見られず, 系内への重水の漏洩はないものと思われる。イオン交換水は6回, 約7 m<sup>3</sup> 系内へ補給した。熱遮蔽軽水についての測定結果は次のとおりである。

トリチウム濃度	$2.1 \times 10^{-2} \sim 3.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
pH	5.43~7.20
電気伝導度	0.05~0.95 $\mu\text{U}/\text{cm}$

## 4) 二次冷却水

冷却塔洗浄，二次冷却水の交換に伴い，防食剤（クリゼットS-303）の基礎投入を3度（60 kg 2度，40 kg 1度）実施した。原子炉運転中は毎日10ppm相当を自動補給し，年間520kgを補給した。原水のpHは6.5~7.6，二次冷却水のpHは7.5~8.65であった。

## 5) イオン交換樹脂

熱遮蔽軽水系のイオン交換樹脂の交換を2回行い，積算精製流量は2006，2174  $\text{m}^3$ であった。重水系のイオン交換樹脂の交換を1回行い，積算精製流量は6470  $\text{m}^3$ であった。それに伴い重水化作業を1回実施した。

## 6) 中和装置

廃液の中和作業を4回実施した。オーバーホール期間に，タンクのレベル計の交換及びタンクへの梯子の取付け，踊場の設置工事を実施した。

## 2.4.3 JRR-3の水・ガス管理

JRR-3の重水系及びヘリウム系のデータをFig. 2.4.2に示す。

## 1) 重水

重水についての測定結果は次のとおりである。

重水濃度		99.54~99.64 mol %
pH		5.60~7.30
電気伝導度		0.04~0.59 $\mu\text{U}/\text{cm}$
全 $\beta$ 放射能	主重水系	0.095~0.19 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$
	精製重水系	$8.0 \times 10^{-4} \sim 4.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ (トリチウムを除く。原子炉出力10MW時サンプリング1時間後の値)
全 $\gamma$ 放射能	主重水系	$4.8 \times 10^{-2} \sim 2.9 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{ml}$
	精製重水系	$3.7 \times 10^{-3} \sim 3.2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ (原子炉出力10MW時 サンプリング1時間後の値)
$\gamma$ 線スペクトル	FPを検出	
トリチウム濃度	$7.0 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{ml}$ (53.1.27現在)	

## 2) ヘリウム

ヘリウム濃度は89.35~99.60 vol % に維持した。

第1~第12サイクルの原子炉起動時から停止時までの濃度低下は平均3.9 vol % であった。ヘリウム精製は14回行い，液体窒素4620  $\ell$  を使用した。ヘリウム系の炭酸ガス濃度は1サイクル1~3回測定し，濃度は $1.4 \times 10^2 \sim 4.7 \times 10^2$  ppmであった。

## 3) 熱遮蔽軽水

熱遮蔽軽水のpHは6.30~7.80，電気伝導度は0.08~0.43  $\mu\text{U}/\text{cm}$ であった。



4) 炭酸ガス

反射体系の炭酸ガス漏洩に伴い、炭酸ガス供給を行いながら、91.2~99.5 vol % の濃度を維持した。RI 系の炭酸ガス濃度は96.8~99.9 vol %であった。

5) 二次冷却水

pHは7.50~8.40であった。防食剤(クリゼットS-303)の注入は行われていない。

6) イオン交換樹脂

重水系イオン交換樹脂塔のイオン交換樹脂を2基交換した。使用済イオン交換樹脂をカートリッジ充填のまま廃棄物処理場で廃棄した。イオン交換樹脂塔での積算精製流量はDD-1で2718.3 m<sup>3</sup>、DD-2で3286 m<sup>3</sup>であった。熱遮蔽軽水系のイオン交換樹脂の交換はなかった。

Table 2.4.1 Heavy water inventory at JRR-2 and JRR-3

	装荷重水量 52.41(kg)	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	消費重水量 (kg)	装荷重水量 53.331(kg)
JRR-2	8,998	355	49	69	9,235
JRR-3	27,985	570	65	90	28,400
合計	36,983	925	114	159	37,635

Table 2.4.2 Stored heavy water

未使用重水量 52.41(kg)	受 入 れ (kg)			払出し(kg)	未使用重水量 53.331(kg)
	購 入	そ の 他	小 計		
1,455	270	0	270	940	785

Table 2.4.3 Recoverd heavy water

回収重水量 52.41(kg)	受 入 れ (kg)	払 出 し (kg)				回収重水量 53.331(kg)
		転用(補給)	計量調整値	廃 棄	小 計	
921	125	0	0	0	0	1,046

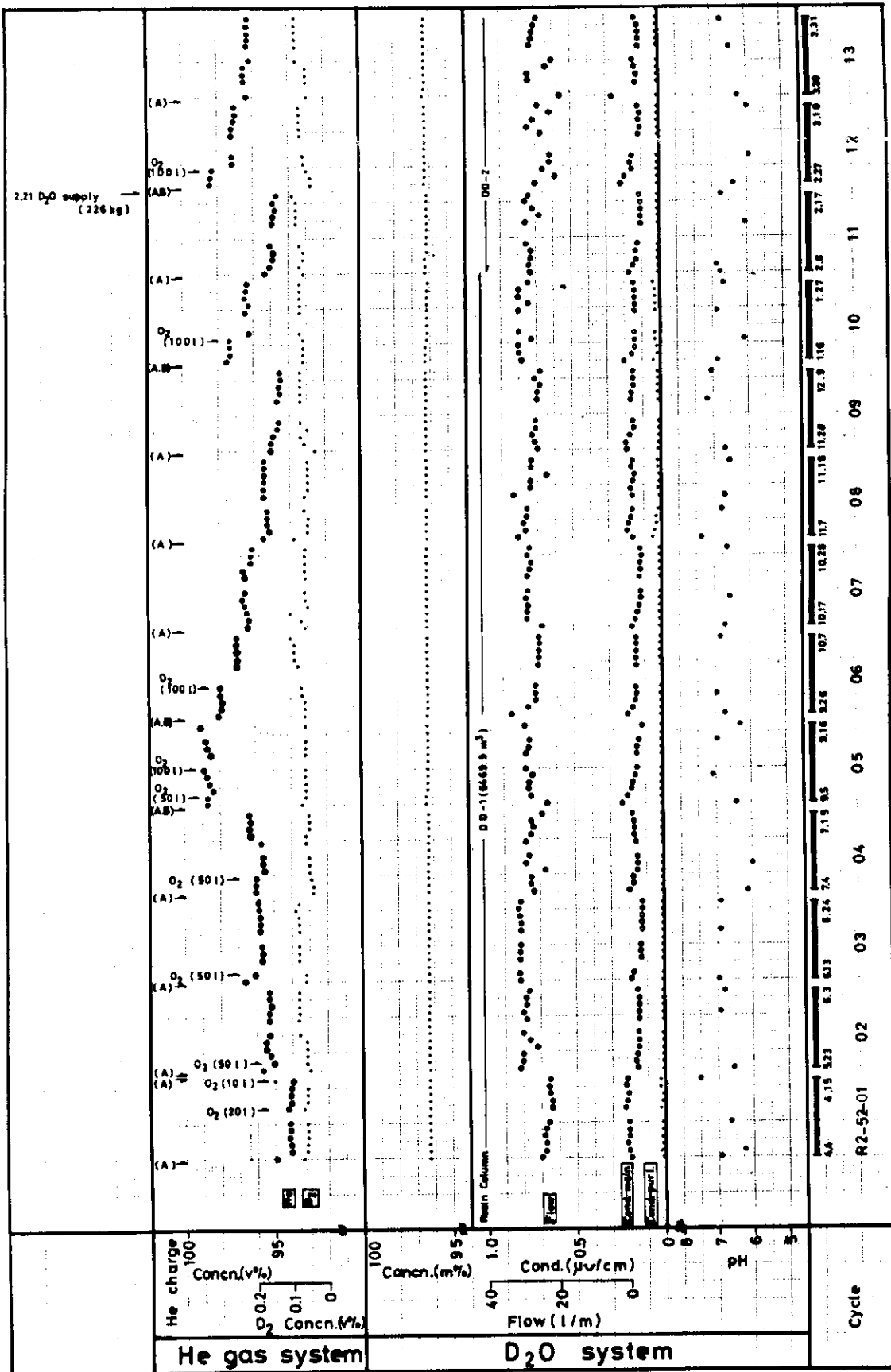


Fig. 2.4.1 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-2

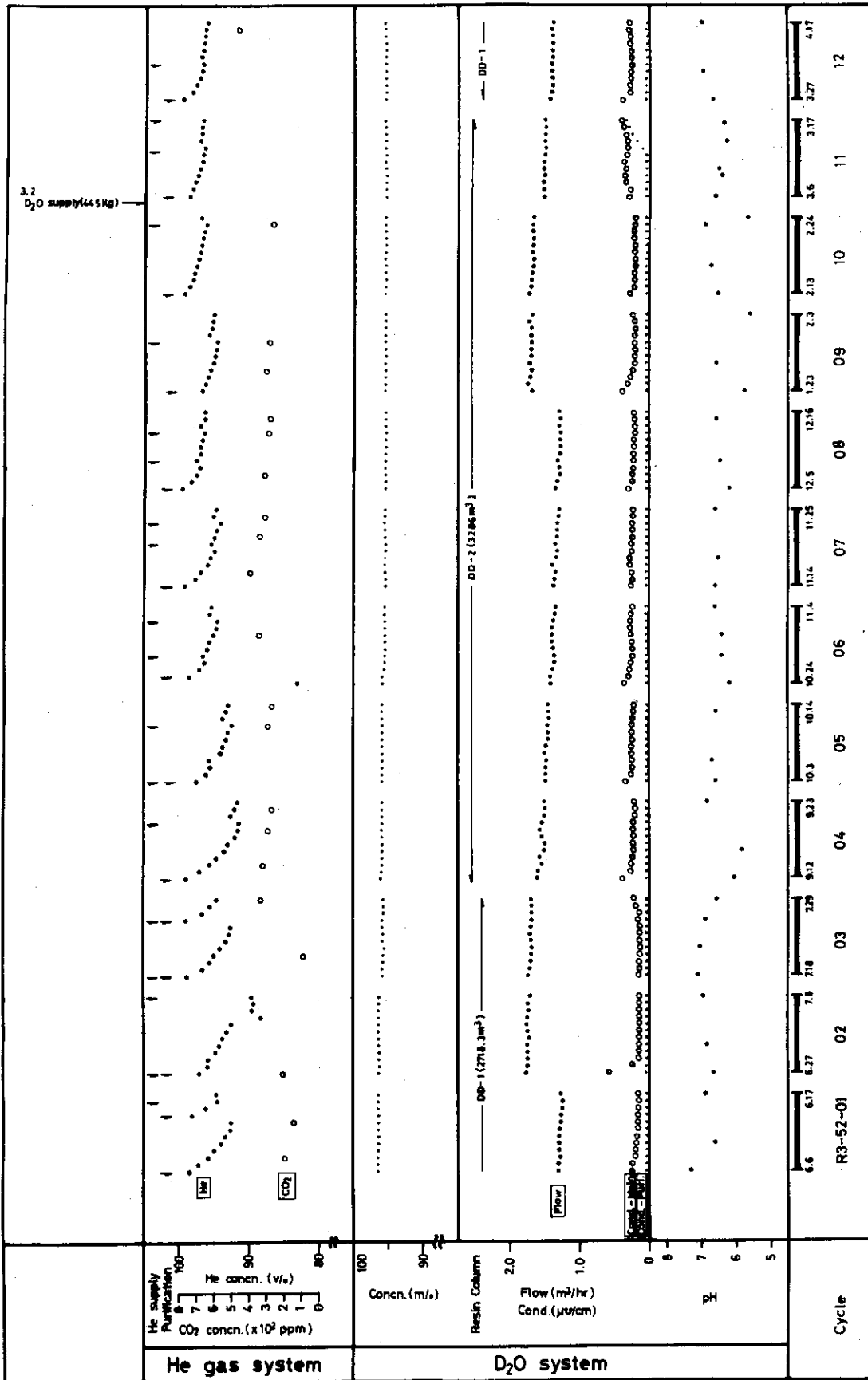


Fig. 2.4.2 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-3

## 2.5 研究炉の利用

### 2.5.1 照 射

52年度の研究炉の共同利用は、JRR-2, 3, 4とも、計画をほぼ100%達成したとことと相まって、極めて順調に行われ、申込件数は948件、キャプセル個数は1778個に達した。各炉の利用方針としては、前年度同様、JRR-2を重点的に利用し、JRR-4, JRR-3の順位でこれを補い、効率的運用をはかった。また今年度の特徴的照射として、JRR-2及びJRR-3における<sup>99</sup>Moの定常照射及びJRR-4における放照協によるシリコンの定常照射がそれぞれスタートしたことがあげられる。Fig.2.5.1に照射目的別分野の比率を示す。

#### 1) JRR-2における照射

VT-1, インコア照射孔における照射実績をTable 2.5.1に示す。インコア照射孔に挿入されるキャプセルは原則として計装を施すことにしており、VT-1での計装キャプセルと合わせて18本が照射された。その外、無計装キャプセルが4本あり合計26本照射された。照射試料による内訳をTable 2.5.2に示したが燃料関係3本、材料関係7本、RIその他が16本であった。インコア照射実験の詳細は4.4.2項を参照されたい。

一般垂直照射孔は申込件数80件、キャプセル数にして160個であった。昨年の144件、172個に比較して減少している。これはJRR-3が計画どおり12サイクル実施されたため、全体としてみれば横ばいである。特徴的な照射をあげるとVT-2におけるUO<sub>2</sub> 120gの照射がある。これは<sup>99</sup>Moの生産用で第4サイクルより第13サイクルまでに、12回にわたり行われた。VT-7では<sup>3</sup>H生産用のLi-Al合金ターゲットの試験照射を行った。

VT-9ではJPDRの起動用中性子源のSb (Sb-173 kg) 2本を第7サイクルと第8サイクルで照射した。その他の試料では放射化分析や生産用RIを目的としたものが多かった。

気送管照射では、ホットラボ建家の排気系工事が53年1月から3月末まで行われ、照射済試料の引渡しができないために第10サイクル以後の短時間照射を中止し、JRR-3気送管を前週、後週とも使用して需要を満たした。ただし時間照射は計画どおり照射を継続した。申込件数は305件、キャプセル数は518個であり、このうち71件、80個は時間照射である。

照射キャプセル数を照射目的別に分けると放射化分析が約50%を占め圧倒的に多く、その外は、RI製造実験、実験用線源の製作、FPの研究、オートラジオグラフィ、反跳効果の研究、生物学、生産用RIなどが、ほぼ均等な割合で利用された。

Table 2.5.3にJRR-2における照射装置別の利用状況を示す。

#### 2) JRR-3における照射

52年度の垂直孔照射の申込件数は48件、照射キャプセル数で61個であり昨年の12件、14個に比べて増加した。これは利用運転が昨年度の3サイクルより、本年度は12サイクルと順調に行われたことによる。特徴的な照射では、VC-2において第2サイクルから第12サイクルまでに、<sup>99</sup>Mo用のUO<sub>2</sub> 120gの照射が、12回にわたり行われた。またVC-4では第4サイクルに潤滑油の特性試験用トレーサーとしてピストリング8個の照射が行われた。その他目的別では放射化分析のものが多かった。

JRR-3気送管は、JRR-2運転との関連で後週サイクルのみを利用していたが、JRR-2気

送管が、ホットラボの工事のために第10サイクル以後、使用できなくなったため、JRR-3の第9サイクル以降は、前週間後共に照射を行った。そのために照射個数は前年度より大巾に増加し、申込件数196件、照射キャプセル数366個にのぼった。このなかには時間照射が17件17個含まれる。照射キャプセル数を照射目的別に分けると、放射化分析がほぼ50%を占め、その外は実験用線源の製作、FPの研究、RIの製造、放射線化学、オートラジオグラフィなど種々の目的でほぼ同比率で利用された。

Table 2.5.4にJRR-3における照射装置別の利用状況を示す。

### 3) JRR-4における照射

JRR-4における照射は、計画どおり43サイクル行い、申込件数284件、照射キャプセル数579個であった。

照射目的別にみると、放射化分析、水の放射線分解、FPの挙動、RI生産等に利用された。一般的な照射として定常化しているのは、金属及び動植物類中の不純物測定を目的とした放射化分析、FP中のIの挙動、 $^3\text{H}$ の挙動、各種有機物の照射などがあげられる。また特殊な照射としては、Dパイプにおいて行った「シリコン単結晶へのPのドーピング」、Pパイプを利用した「水晶の照射」、Sパイプを利用した「プラスチックフィルターの作製」等の大型試料の照射がある。

生産用RIの製造は、炭酸ナトリウム、炭酸カリウム、銅、金、金-グレイン、などの照射を行った。なお医療用金の使用は $^{99}\text{Mo}$ に移行したため金の出荷は取止めとなり、8月3、4、5日F照射筒にて照射したのが最後となった。

またシリコンドーピングに関して6月1日付で科学技術庁長官の業務認可を受けて、7月から(財)放射線照射振興協会によって定常照射が開始された。52年度は計画どおり原子炉運転が行われたため照射は順調に実施でき、照射精度も期待した範囲内にあり初年度としてほぼ満足すべきものであった。

なお、今後の課題はハンドリングの合理化及び照射精度の向上のために、フィルタを用いた中性子束の調整方法、SPNDによる中性子照射量算定方法の開発が必要であろう。

52年度における照射装置別の利用状況をTable 2.5.5に、シリコンの照射実績をTable 2.5.6に示す。

## 2.5.2 照射装置の保守整備

照射設備の定期自主検査は、JRR-2、3については8月に、JRR-4については11月に、それぞれ原子炉の定期自主検査に合わせて実施し、異常のないことを確認した。

その外の照射設備の整備項目を列記すると次のとおりである。

- (1) JRR-2 気送管ステーションの改造
- (2) 混合ガス温度調節装置の設置 (JRR-2) (4.1.5項参照)
- (3) 温度計測パネルの更新 (JRR-2)
- (4) JRR-2 SF プール内照射物冷却保管筒の据付
- (5) インコアキャプセル組立架台の整備 (JRR-2)
- (6) キャスク輸送用台座の製作 (JRR-2)

- (7) インコアキャスク及びキャプセル吊具の改造 (JRR-2)
- (8) JRR-3 VC-3 内筒及び外筒の交換
- (9) Mo 用インナープラグワイヤー及びカプラー交換
- (10) JRR-4 Lパイプ設置 (4.1.6項参照)
- (11) JRR-4 均一照射装置設置
- (12) JRR-4 炉心タンク試料取出窓の改造
- (13) JRR-1 共同利用実験室放射能測定装置整備

(1)の気送管ステーションの改造は、ホットケープ内に高線量率のラビットを線量が低下するまで、ホットラボ側での操作で一時保管できるようにしたもので、これによりラビットの打込み、取出し、引渡し等の操作でホットラボで行えるようになった。

(8)のVC-3 内筒外筒の交換は、経年劣化により、外筒に腐食によるピンホールが生じ、外筒と内筒の間に炉心重水が浸入していたので行った。この作業に当って重水6ℓを回収した。

(11)の均一照射装置は、JRR-4のLパイプ及びDパイプに取付けられ、シリコンの均一照射用として使用されるものである。

(13)のJRR-1共同利用測定室は、1000チャンネル波高分析器(データ処理装置付)及びGe(Li)検出器用遮蔽体を設置し、利用施設の中性子束の測定や共同利用実験に利用されている。またGM管式放射能測定装置を設置し、照射後試料の放射能検定に使用されている。

### 2.5.3 実 験

#### 1) JRR-2による実験

第1サイクル以降第13サイクルまで共同利用運転が行われ、この間にHT-1, 2, 10, 11, 14の各実験孔においてビーム実験が行われた。またHT-6には第8サイクルから中性子分光器による実験が新たに開始された。各実験孔は、利用者が専用の装置を設置し、運転管理を行っている。

Table 2.5.7にその利用状況を示す。

#### 2) JRR-3による実験

第1サイクル以降第12サイクルにわたり共同利用運転が行われ、この間H-2, 3, 4, 5, 6, 7, 8の各実験孔における実験がほぼ定期的に行われた。JRR-3は、ループ実験や中性子ラジオグラフィなどがあり、実験の種類はJRR-2に比べて多彩である。また、HI-3やRIトレンを利用したフィッションチェンバーやCICの特性試験も行われている。各実験装置はいずれもJRR-2同様利用者が長期専用し運転管理を行っている。

Table 2.5.8にその利用状況を示す。

#### 3) JRR-4による実験

JRR-4は炉出力が任意に変えられたこと及びスイミングプールタイプであるため実験装置類の組込みが容易にできることなどの特長があり、JRR-2, 3と異なった実験利用が行われた。

52年度に行った主な実験利用は、動燃の受託調査として「混合酸化物燃料中のPuスポットの測定」のNRG実験、船研の「屈曲ダクト及び円環ダクト実験」、炉計測研の「中性子検出器の特性試験」、動燃の「臨界ベルト照射実験」、炉計測研の「多目的高温ガス炉用耐熱CICの

特性試験」，核物理第2研の「中性子核分裂生成物による崩壊熱の測定」，炉物理研の「 $\beta/\ell$ 測定」，JMTR 照射第1課の「SPND の較正」など多種多様な実験が行われた。また，D，Lパイプを使用して，放射協によるシリコンドーピングの定常照射が順調に行われた。

以上のように，炉出力の自由度，作業取扱いの簡便さ，大型試料の照射ができること，短時間照射と比較的短時間に照射後取扱い等ができることなど，JRR-4の特長を利用した実験が行われた。

Table 2.5.9 にこれら実験利用の一覧表を示す。

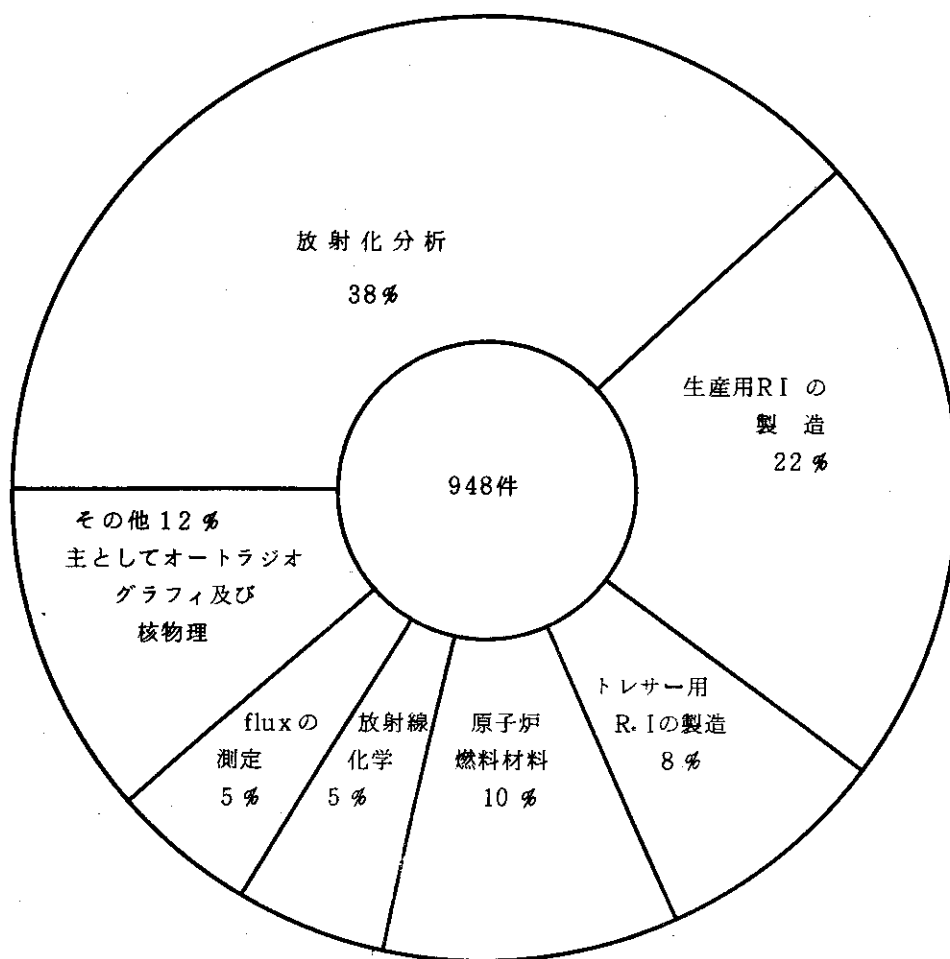


Fig. 2.5.1 Classification of irradiation purpose in JAERI research reactors

Table 2.5.1 Results of irradiation on VT-1 In-core

サイクル NO.	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12	13
照射孔	4/4-4/15	5/23-6/3	6/13-6/24	7/4-7/15	9/5-9/16	9/26-10/7	10/17-10/28	11/7-11/18	11/28-12/9	1/16-1/27	2/6-2/17	2/27-3/10	3/20-3/31
1													
6A													
6B		IC M-6H 材 物 : Mo					ICF - 10H PNC : 中空UO <sub>2</sub>				ICM - 17 R 3 : Gr		
6C		IC M-7H 黒鉛 : Gr							ICR-S (9) RI : S			ICR-S (11) RI : S	VIR-953-01 固体2 : Gr
6D	ICR-5 固体2 : HCP 再利用 : 34φダミー	X-3 再利用 : 34φダミー		ICR-S (10) RI : S	ICR-S (7) RI : S	ICR-S (8) RI : S	ICF -11H PNC (EPRI)PuO <sub>2</sub>		ICM-15 R 3 : Gr	ICM -16 R 3 : Gr		ICF - 9H 参照 : CPF	53-03
吊 (計表)										VIM-8 材 物 : Mo			
中													
下													
底		VIR-7B (1) 酸化 : 超	VIR-S(1) RI : S	VIR-C (5) RI : Cr	VIR-C (3) RI : Cr	VIR-I (3) RI : Ir	VIR-C (4) RI : Cr					VIR-I (4) RI : Ir	53-01
		U (2) 再利用 : Si											



Table 2.5.2 Irradiation experiment results at JRR-2 fuel region

テーマ \ 年度	1971	1972	1973	1976	1977	計
核融合炉	2	3	4	3	3	15
高温多目的炉	4	8	5	2	2	21
高速炉・転換炉	5	1	1	0	0	7
原子炉压力容器	6	6	5	0	1	18
軽水炉燃料・材料	2	2	3	0	2	9
R I 生産	17	18	10	9	11	65
基礎研究	7	8	4	5	2	26
その他	1	1	2	2	5	11
計	44	47	34	21	26	172

Table 2.5.3 Summary of in-pile irradiation (JRR-2)

照射孔 サイクル		垂 直 孔			気 送 管 照 射 (20min<)	気 送 管 照 射 (20min>)	合 計
		VT-1 イ ン コ ア	VT-2,9, 10,11,12	VT-4 5, 7, 8			
1 (4/4~4/15)	件数	0	1	4	0	14	19
	個数	0	1	8 (3)	0	28	37 (3)
2 (5/23~6/3)	件数	4	0	7	6	30	47
	個数	4	0	10 (3)	6	47	67 (3)
3 (6/13~6/24)	件数	2	2	3	6	21	34
	個数	6 (4)	3	11 (6)	6	43	69 (10)
4 (7/4~7/15)	件数	2	4	4	10	20	40
	個数	11 (3)	4	11 (6)	10	57	93 (9)
5 (9/5~9/16)	件数	3	0	7	6	29	45
	個数	6	0	7	8	38	59
6 (9/26~10/7)	件数	2	3	4	5	15	29
	個数	7 (5)	14	11 (7)	7	29	68 (12)
7 (10/17~10/28)	件数	2	2	2	5	37	48
	個数	7 (5)	2	9 (7)	5	64	87 (12)
8 (11/7~11/19)	件数	0	1	0	5	27	33
	個数	3 (3)	2 (1)	3 (3)	5	70	83 (7)
9 (11/28~12/9)	件数	7	5	6	9	41	68
	個数	9 (2)	17	7 (3)	13	62	108 (5)
10 (1/16~1/27)	件数	3	2	9	4	0	18
	個数	3	2	10	4	0	19
11 (2/6~2/17)	件数	0	2	4	5	0	11
	個数	2 (2)	2	9 (5)	6	0	19 (7)
12 (2/27~3/10)	件数	9	2	4	5	0	20
	個数	29 (1)	2	9 (4)	5	0	45 (5)
13 (3/20~3/31)	件数	1	1	1	5	0	8
	個数	7 (6)	1	5 (4)	5	0	18 (10)
合 計	件数	35	25	55	71	234	420
	個数	94 (8)	50 (1)	110 (51)	80	438	772(83)

照射個数の( )内は継続照射を示す。

Table 2.5.4 Summary of in-pile irradiation (JRR-3)

照射孔 サイクル		垂 直 孔			気 送 管 照 射 (1hr<)	気 送 管 照 射 (1hr>)	合 計
		V C	V R	V G			
1 (6/6~6/17)	件数	2	2	9	4	1	18
	個数	2	2	9	4	1	18
2 (6/27~7/8)	件数	3	1	3	3	2	12
	個数	3	2	3	3	3	14
3 (7/18~7/29)	件数	2	5	0	2	0	9
	個数	2	5	0	2	0	9
4 (9/12~9/23)	件数	2	4	1	2	5	14
	個数	2	7	1	2	5	17
5 (10/3~10/14)	件数	0	1	0	1	0	2
	個数	0	2(1)	0	1	0	3(1)
6 (10/24~11/4)	件数	1	0	0	1	2	4
	個数	1	1(1)	0	1	2	5(1)
7 (11/13~11/25)	件数	0	1	0	1	2	4
	個数	0	1	0	1	3	5
8 (12/5~12/16)	件数	0	3	0	1	6	10
	個数	0	5	0	1	6	12
9 (1/23~2/3)	件数	1	2	0	1	54	58
	個数	2	2	0	1	158	163
10 (2/13~2/24)	件数	0	0	0	0	34	34
	個数	0	0	0	0	49	49
11 (3/6~3/17)	件数	0	3	0	0	35	38
	個数	0	5	0	0	78	83
12 (3/27~4/7)	件数	1	1	0	1	38	41
	個数	2	2	0	1	44	49
合 計	件数	12	23	13	17	179	244
	個数	14	34	13	17	349	427

Table 2.5.5 Summary of in-pile irradiation (JRR-4)

照射孔 月	T パイプ		S パイプ		D パイプ		合 計	
	所 内	所 外	所 内	所 外	所 内	所 外		
4	件数	10	5	3	2	12**	0	32**
	個数	33	10	5(1)	2	12**	0	62***(1)
5	件数	19	6	4	0	13**	0	42**
	個数	70	10	5(1)	0	14**	0	99***(1)
6	件数	定 期 自 主 検 査						
	個数							
7	件数	11	19	5	2	2**	0	39**
	個数	17	38	6	2	2**	0	65**
8	件数	14	10	1	2	1**	0	28**
	個数	52	14	1	3	1**	0	71**
9	件数	22	7	4	4	0	0	37
	個数	45	18	5	5	0	0	73
10	件数	8	5	4	0	4	0	21
	個数	20	14	6(2)	0	4	0	44 (2)
11	件数	定 期 自 主 検 査						
	個数							
12	件数	2	6	2	2	17***	0	29***
	個数	13	15	2	2	17***	0	49***
1	件数	12	0	2	1	4***	0	19***
	個数	21	0	2	4	4***	0	31***
2	件数	13	2	3	0	0	0	18
	個数	33	6	6	0	0	0	45
3	件数	13	3	2	1	0	0	19
	個数	32	5	2	1	0	0	40
合計	件数	124	63	30	14	53	0	284
	個数	336	130	40(4)	19	54	0	579 (4)

注1\* 印の数値はP-パイプでの照射件数及び個数（2件2個）を含む。

注2\*\* 印の数値はF-パイプでの " "（8件8個）を含む。

注3\*\*\*印の数値はL-パイプでの " "（5件5個）を含む。

注4（ ）内は継続照射を示す。

Table 2.5.6 Results of silicon irradiation

使用孔 月	Dパイプ (g)	Lパイプ (g)	計 (g)
7月	49,404		49,404
8月	31,136		31,136
9月	28,422		28,422
10月	33,638		33,638
11月	10,140		10,140
12月	22,206		22,206
1月	59,991	49,129	109,120
2月	63,671	60,262	123,933
3月	77,793	57,982	135,775
計	376,401	167,373	543,774

Table 2.5.7 Utilization of experimental facilities in JRR-2.

実験孔	実験装置の名称	設置者	研究テーマ	利用状況
HT-1	中性子分光器	東北大学	磁性体の中性子散乱による研究	第2~7,9,11,12,13 サイクル
	(TUNS)	大阪大学	金属合金の中性子散乱による研究	第1,8,10サイクル
HT-2	中性子分光器 (DMNS)	中性子回折研	中性子線及びX線による物性の研究 中性子非弾性散乱による物性の研究	第1~13サイクル
HT-6	中性子分光器 (PANSI)	東京大学	偏極中性子散乱による物性の研究	第8~13サイクル
HT-8	中性子回折装置 (ISSP-ND)	東京大学	中性子散乱による物性の研究	第1~13サイクル
HT-10	中性子回折装置 (CTNS)	中性子回折研	中性子線及びX線による物性の研究 中性子非弾性散乱による物性の研究	第1~13サイクル
HT-11	中性子トポグラフィ装置 (N-ToPo)	固体物理 第1研	荷電粒子線と結晶格子の相互作用の 研究	第1~13サイクル
HT-14	中性子分光器 (PTNS-1)	中性子回折研	中性子線及びX線による物性の研究	第1~13サイクル

Table 2.5.8 Utilization of experimental facilities in JRR-3.

実験孔	実験装置の名称	設置者	研究テーマ	利用状況
H-2	低温化学照射装置 (LTFL)	高崎研究部	核エネルギーによる水素製造に関する研究	第10,11サイクル 第1~9,12サイクル実験準備のため運転休止
H-3	偏極中性子回折装置 (ISSP-ND-ID)	東京大学	偏極中性子回折による物性の研究	第1~12サイクル
H-4	中性子ラジオグラフィ装置	ホットラボ管理室	照射後試験法の開発	第1~12サイクル
H-5	極低温照射装置 (LHTL)	固体物理第2研	極低温における金属の照射損傷の研究	第1~12サイクル
H-6	コンプトン・スペクトロメータ (CGS)	核物理第2研		第1~12サイクル実験準備のため運転休止
H-7	中性子回折装置 (ND-1)	中性子回折研	中性子線及びX線による物性の研究	第1, 4, 10, 12 サイクル
		東北大学	中性子回折による磁性体の研究	第2,5,7,9サイクル
		大阪大学	金属合金の中性子散乱による研究	第3,6,8,11サイクル
H-8	偏極中性子回折装置(ND-III)	東北大学	偏極中性子回折による物性の研究	第1~4, 7, 9~12サイクル
		大阪大学	金属合金の中性子散乱による研究	第5, 6, 8サイクル
HI-3		原子炉計測研	中性子検出器の特性試験 (FC: FX2B)	第1, 2サイクル
RIト ライン		原子炉計測研	中性子検出器の特性試験 (CIC: SK-400)	第1, 2, 3サイクル

Table 2.5.9 Utilization of experimental facilities in JRR-4

実験施設	利用者	実験の名称	利用実績
No1プール	蔽 遮 研	屈曲ダクト実験	5月, 7月, (6日)
		円環ダクト実験	8月~3月(85日)
	原子炉計測研	中性子検出器の特性試験	10月 (2日)
	原子炉研修所	JRR-4伝達関数測定	3月 (4日)
リトタンク	原子炉計測研	多目的高温ガス炉用耐熱CICの直線性の測定	8月 (2日)
	動 燃	臨界ベルト照射実験	7月, 8月(6日)
気送管	核物理第2研	中性子核分裂生成物による崩壊熱の測定	4月, 8月(3日)
	製造技術課	ダイニュートロン検出実験	5月 (3日)
照射装置	放射化学研	$^3\text{H}$ 挙動実験	7月~9月(5日)
S 照射筒	研究炉利用課	反応度測定	4月 (1日)
	炉物理実験研	$\beta/\ell$ の測定	4月 (3日)
	原子炉研修所 研究炉技術課	炉内熱中性子束分布の測定	8月 (4日) 12月 (1日)
	大洗照射1課	SPNDの校正	9月 (1日)
D 照射筒	研究炉利用課	SPNDによるfluxの測定	4月, 5月(9日) 7月~3月(96日)
	JRR-4管理課	SPNDによるfluxの測定	7月 (1日)
	放 照 協	Si照射	7月~3月(98日)
L 照射筒	研究炉利用課	SPNDによるfluxの測定	12月~3月(47日)
	放 照 協	Si照射	1月~3月(46日)
R 照射筒	研究炉利用課	中性子ラジオグラフィによる混合酸化物中のPu スポット測定	4月, 5月(15日)
	ホットラボ管理室	中性子ラジオグラフィ	1月, 2月(3日)
K 照射筒	原子炉研修所	原子炉内モニタリング	8月, 9月(6日)

### 3.1 運転管理

#### 3.1.1 運転状況

##### 1) 運転計画

昭和 52 年度の運転計画は、照射計画調整会議で予定された約 32 件に前年度繰越分 48 件を加えた計 80 件の照射後試験需要と研究炉及び JMTR の運転、照射計画を検討し更にケーブル、セルの保守整備、特定施設の改修工事、即ち前年度から繰越された第 1 期ケーブル扉インターロック装置更新工事、第 2 期サブ扉インターロック装置更新工事、化学関係給排気系タクトの改修工事及び化学関係排気設備の更新工事などを勘案して決められた。これらの試験を効率良く進めるために Table 3.1.1 に示す運転計画表を作成した。試験内容は、主に高温ガス炉用燃料・材料に関する試験研究、核融合炉用材料の高温照射挙動に関する機械強度試験、軽水炉構造安全性に関する試験研究、使用済燃料の安全性試験など多岐にわたっており、これらの照射後試験要求に対処しながら、一方でケーブル、セルの保守整備を効率良く実施し、できるだけ運転に影響を与えないよう計画を作成した。

##### 2) 運転実績

52 年度利用申込件数について前年度繰越と新規件数の内訳を Table 3.1.2 に示す。52 年度の利用申込実績は 83 件でほぼ予定通りであった。

第 4 四半期に JRR-2, 4 使用済燃料再処理のためのアダプタ切断作業(76 体)があり、予定された第 2 期ケーブル扉インターロック装置更新工事は、ケーブルの除染のみを行い次年度へ繰越された。また第 3 四半期後半には化学ケーブル間仕切扉の故障発生により、予定を繰上げて運転を停止した。これらにより全施設の並列運転ができたのは約 6 ヶ月となったが、51 年度の繰越内容が金相試験、材料試験など解体切断作業や工事に影響されない照射後試験項目が多かったため処理件数としては前年度の 2 倍近い 45 件を終了した。特に多目的高温ガス炉用燃料の照射後試験など処理に要する工程数の多い試料は件数をまとめて処理したこと、引張試験、金相試験も同様に材料別に処理したことなど作業上の合理化に若干の進歩がみられた。

申込件数について、申込別比率を Fig. 3.1.1 に、試験内容別比率を Fig. 3.1.2 に、また照射原子炉別比率を Fig. 3.1.3 に示す。

#### 3.1.2 主な試験

##### 1) JRR-2, 4 使用済燃料再処理に伴うアダプタ切断作業

第 15 回再処理輸送に伴うホットラボ作業は、輸送容器並びに船舶との関係で輸送時期が未定のため年度計画に入れられず、第 3 四半期から第 2 期ケーブル扉インターロック装置更新工事を行う予定で計画立案したが、一方再処理に関する英国との交渉の進展に合わせて何時でも燃料アダプタ切断作業に入れる準備を行った。最終的には第 4 四半期頭初から 3 月中旬終了を目標に使用済燃料再処理に伴うアダプタ切断作業を行い、予定どおりの終了をみた。

##### 2) 研究炉使用済燃料の照射後試験

JRR-3 使用済燃料(金属天然ウラン燃料棒)の乾式保管に関する基礎資料を得るため、FP ガス ( $^{85}\text{Kr}$ ) の放出率及び放出量の燃焼度依存性を測定するガス補集試験(7 本)を行った。ま



た、使用済  $UO_2$  燃料体の健全性確認のため、燃料体 2 体について解体、外観検査、 $\gamma$  スキャンニングを行い終了した。なお、 $\gamma$  スキャンニングを行った燃料棒は燃焼率測定開発室で破壊による燃焼度測定を行うため切断した。

### 3) 研究炉照射試料の照射後試験

JRR-2, 3, 4 から受入れた照射試料は 23 件で、施設保守整備期間内に搬入された 5 件を除く 18 件について照射後試験を実施した。照射原子炉別では JRR-2 が最も多く 21 件、JRR-3, 4 は各 1 件であった。その主なるものは次のとおりである。

(1) 多目的高温ガス炉用燃料・材料の照射後試験では、被覆粒子燃料のアメーバ効果挙動を調べるデスク状黒鉛板に埋込まれた燃料粒子の外観、X 線検査を行い、年度末現在金相試験を実施中である。材料では耐熱合金（ハステロイ X）の真空高温引張試験 55 本を終了した。また、黒鉛材料及び圧力容器鋼（ $2\frac{1}{4}$  Cr - 1 Mo 鋼）のキャプセル解体 2 件を終了した。

(2) 核融合炉用材料（Mo, TZM）、原子炉材料（ステンレス）の高温照射挙動に関する照射後試験では、真空高温引張試験 3 件 112 本、高温引張試験 4 件 98 本を終了した。引続き次年度に引張後の金相試験 5 件 52 個の実施をする予定である。

(3) その他、 $^{99}Mo$  製造用燃料ピンの照射状態確認試験として、JRR-2, JRR-3 照射キャプセルの各 1 件を中性子ラジオグラフィ撮影、解体を行った。また、キャプセルの解体では、研究炉長期整備計画に関する反射材黒鉛の照射挙動調査に関するもの 2 件、極低温における金属の照射損傷に関するもの 2 件、超プルトニウム元素の化学的研究に関するもの 1 件を終了している。

### 4) JMTR 照射試料の照射後試験

今年度は輸送規則の改正の影響により新規申込は 1 件にとどまった。照射後試験は前年度繰越分を加え 21 件について実施した。主なるものは次のとおりである。

(1) 高温ガス炉用燃料・材料に関する照射後試験は、燃料関係 5 件のうちホルダ解体、粒子燃料区分 4 件 226 種、粒子破損率の測定 3 件 24 種、粒子 X 線検査 4 件 126 種、粒子外観検査 2 件 130 種、金相試験 4 件 72 個を終了した。材料関係 7 件では、耐熱合金（ハステロイ X）の真空高温引張試験 1 件 48 本、金相試験 5 件 26 個を終了した。また、OGL-1 炉内管の寿命評価に関する高温クリープ試験は 7 月から  $900^{\circ}C$  12,000 時間を開始し、年度末現在継続中である。

(2) 原子炉材料（ステンレス鋼）及び核融合炉用材料（Mo, TZM）の高温照射挙動に関する照射後試験では、高温引張試験 2 件 48 本を行い、他試料は分類後利用者に引渡した。

(3) 軽水炉の構造安全性に関する研究では、原子炉圧力容器鋼材（A 533 B, A 542）について、材料の機械強度試験を行い全て終了した。

(4) 陽電子消滅による格子欠陥に関する研究（共同利用）は、化学ケープを使い照射 Ni 中の  $^{58}CO$  を化学分離し陽電子線源を作成した。（東京大学 1 件）

### 5) 原電東海炉燃料モニタリング（受託調査）

52 年度契約に基づく燃料要素 8 本中、非破壊検査 8 件、破壊検査 4 件について 1 月までにケープ内作業を終え、年度末現在報告書を作成中である。（契約期間 53 年 5 月末日）

### 6) その他

原電東海炉黒鉛モニタリングは炉定検期間である 10 月初旬から 1 ヶ月半の間、燃工部黒鉛材料研と協同で作業を行った。また、同炉燃料交換機の FE ホース（燃料つかみ装置）の損傷原因調査を実施した。

Table 3.1.1 Operation plan of caves and cells

項目	期間												備考	
	I			II			III			IV				
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
運	↓												JRR-2, 3, NSRR	
転				↓										
関				↓										
係				↓										
1) 使用済燃料モニタリング														
2) 研究炉照射試験														
3) JMT R 照射試験														
4) 東海炉燃料モニタリング														
5) 東海炉黒鉛モニタリング														
6) 実用炉鋼材モニタリング														
1) 第1期ケープ扉インターロック装置更新	↑													
2) 第2期 "														
3) 化学関係給排気系ダクト更新														
4) 化学関係気体排気設備更新														

Table 3.1.2 Request and performed experiment

申 込 先	前年度 繰 越 (1)	52年度 受 付 (2)	受付累計 (3) (1)+(2)	処 理 累 計 (4)	二次年度 繰越(5) (3)-(4)	備 考
所内関係						
燃料工学部	(24)	(6)	(30)	(13)	(17)	
材料物性研	9	3	12	6	6	原子炉材料, 核融合炉用材料
燃料照射研	6		6	1	5	多目的高温ガス炉用燃料
材料工学研	7	1	8	5	3	耐熱合金材料
Pu 燃料研	1		1	1		炭チッ化燃料
黒鉛材料研	1		1		1	
高温材料強度研		1	1		1	多目的高温ガス炉用材料
再処理研		1	1		1	" 燃料再処理
安全工学部	(4)	(1)	(5)	(4)	(1)	
構造強度研	2		2	2		軽水炉安全性
燃料安全第1研	1		1	1		HBWR 照射燃料
安全工学第2研	1		1	1		SIL 燃料
NSRR管理室		1	1		1	使用済燃料
研究炉管理部	(1)	(10)	(11)	(7)	(4)	R-2, 3, 4 使用済燃料
研究炉技術課	1	3	4	4		動燃共研
研究炉利用課		2	2		2	反射材黒鉛
JRR-3管理課		4	4	2	2	
JRR-4管理課		1	1	1		
原子炉化学部		(1)	(1)	(1)		
放射化学研		1	1	1		超プルトニウム元素の化学的研究
物理部	(2)		(2)	(1)	(1)	
固体物理第2研	2		2	1	1	HPC 金属等
材料試験炉部	(1)		(1)		(1)	
照射第1課	1		1		1	OGL-1 炉内管クリープ
製造部		(2)	(2)		(2)	
製造課		2	2		2	<sup>99</sup> Mo 製造用キャプセル
所 内 の 計	(32)	(20)	(52)	(26)	(26)	処理率 50%
所外関係						
原電・東海炉	14	14	28	16	12	燃料モニタリング他
"・敦賀炉	1		1	1		鋼材 "
中電・島根炉	1		1	1		"
東 京 大 学		1	1	1		<sup>58</sup> Co 化学分離
所 外 の 計	(16)	(15)	(31)	(19)	(12)	処理率 61%
合 計	(48)	(35)	(83)	(45)	(38)	処理率 54%

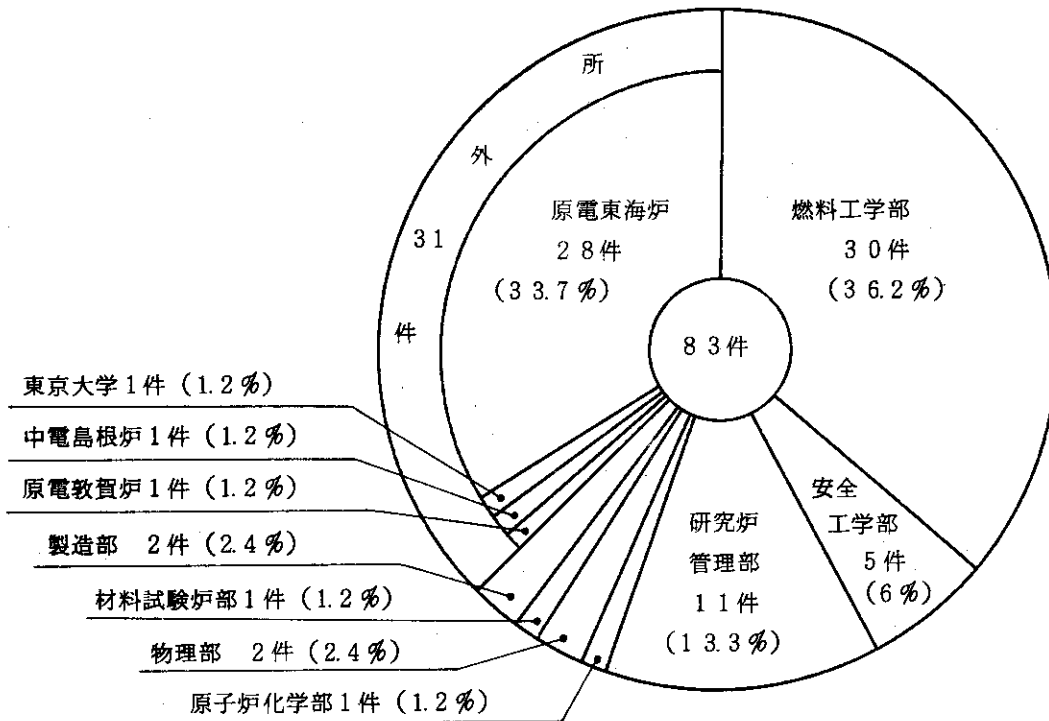


Fig. 3.1.1 Grouping of customers

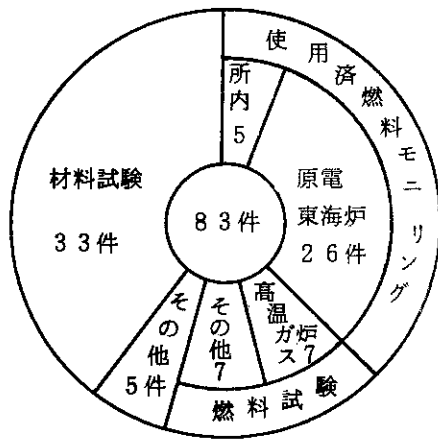


Fig. 3.1.2 Grouping of samples.

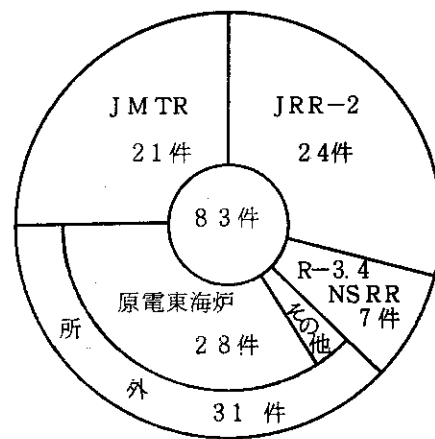


Fig. 3.1.3 Grouping of samples per reactors used for irradiation.

### 3.2 保守整備

ホットラボの施設及び内装機器は、経年による老朽化が顕著になってきているので、昨年度から一定期間運転を停止し、保守整備業務を実施している。また、照射後試験項目もキャプセルの長期高温化傾向により、複雑多様化している。これらに対処するため内装機器の整備、点検、冶工具の製作などは円滑な運転を行う上で不可欠な業務となっている。本年度実施した保守整備業務のうち主なものは次のとおりである。

#### (1) ケーブ扉インターロック装置更新工事

本工事は扉開閉操作時の安全対策として、扉と放射線モニタ、扉とパワーマニプレータ、扉相互のインターロックが電氣的に施されている安全装置の更新工事である。これらの装置は稼動後10～15年を経過し、経年劣化が著しく動作に正確さを欠き安全装置としての信頼性は極めて不十分であり、51年度から第1期工事の冶金ケーブ関係(52.1～52.7)、第2期工事の増設クリーンケーブ、ストレージケーブが実施されている。第2期工事は使用済燃料再処理輸送に伴うアタプタ切断作業のため工事開始が遅れ、完了は53年5月の予定である。引続き53年度第3期工事(増設ダーティメンテナンスケーブ)が予定されている。

#### (2) ホットラボ化学関係給排気系ダクトの改修及び化学関係排気設備の更新工事

本工事は化学ケーブ関係での多目的高温ガス炉用燃料の試験装置、取扱い量の増大から給排気系統全般を単純化し、セルと操作室を別系統で排気することにより安全をはかることを目的として行った。また、化学関係排気設備(EX-12～15)は経年劣化による当初の性能維持が困難になりつつあり、天井設置の排風機も安全上及び保守点検上好ましくないため更新した。工事期間は各ケーブセルの除染も含め、4ヶ月を要し3月末に完了した。

#### (3) 化学ケーブ間仕切扉駆動装置の改修

化学ケーブ間仕切扉の駆動装置は経年による老朽化が著しく、過去数回の応急対策を行ってきたが、今回同装置に異常音及び電動機の過負荷状態が発生したので新規製作し本格的対策を施した。その内容は既設装置を解体撤去し、それに替るウォーム減速機構を取り入れ、特に老朽化の著しいスクリーシャフト部を新規製作し、より安全確実な駆動装置とした。工事期間は、12月から始まり3月末に完了した。

#### (4) 機器補修作業業務

今年度の機器補修作業業務の受付総数は135件で、施設の補修点検及び冶工具類の製作など、130件を終了した。また、円滑な定常運転を進めるためにはマニプレータの保守業務は不可欠であり、Table 3.2.1～3.2.4にマニプレータの故障実績を示す。実施した作業内容の主なものは次のとおりである。

- ① マニプレータ修理、オーバホール 33件
- ② 電気・機械工作関係作業 93件
- ③ 冶金ケーブ遮蔽扉駆動用油圧シリンダーのパッキン交換及び配管部のオイル漏洩防止対策
- ④ 高圧ガス設備定期点検
- ⑤ 通話装置定期点検

Table 3.2.1 Manipulator troubles by each types

機種	保有台数	故障発生 件数	故障発生件数 合計件数 $\times 100$	(%)
M - H	9	0	0	0
M - 7	14	3	12	12
M - 8	17	9	36	36
M - 9	21	11	44	44
パワーエレクトロニクス	3	2	8	8
合計	64	25	100	100

Table 3.2.2 Manipulator troubles on caves

ケ-ブ名	故障発生 件数	故障発生件数 合計件数 $\times 100$	(%)
冶金 A	2	8	8
冶金 B	4	16	16
冶金 C	1	4	4
冶金 D	1	4	4
メンテナンス	3	12	12
ダ-テイ	6	24	24
クリ-ン-ストレ-ジ	4	16	16
U/M	2	8	8
スチ-ル	1	4	4
化学B	1	4	4
合計	25	100	100

Table 3.2.3 Defective parts list of Manipulator

部位 (部品) 名称	故障発生 件数	故障発生件数 合計件数 $\times 100$	(%)
ワイヤ-テ-ープ	8	25.8	25.8
ア-リ	1	3.2	3.2
手首	6	19.4	19.4
チェ-ン	1	3.2	3.2
モ-タ	2	6.5	6.5
モ-タ以外の電気系統	10	32.3	32.3
その他	3	9.7	9.7
合計	31	100.0	100.0

Table 3.2.4 Causes of manipulator troubles  
(Included in presumptive)

故障原因	故障発生 件数	故障発生件数 合計件数 $\times 100$	(%)
劣化	26	83.9	83.9
組立不良	1	3.3	3.3
調整不良	0	0	0
その他	4	12.9	12.9
合計	31	100.0	100.0

## 3.3 汚染除去

本年度の汚染除去作業は、定常運転時におけるメンテナンスケープでの試料及び高レベル廃棄物、ケープ内使用フィルター搬出後の除染、ケープの多目的使用による試験終了後の除染及び施設補修工事による除染作業が実施された。Table 3.3.1 に除染作業実績を示す。

Table 3.3.1 Decontamination of caves and cells

実施期日	除染場所	除染目的	核種	程度 dpm/ 100cm <sup>2</sup>	延人数			装 備
					HL	業者	放管	
4月21日	化A・B	試験機移設	<sup>59</sup> Fe	10 <sup>5</sup>	3	6	2	自給式スーツ
28日	サービシア	内装機器点検	FP	10 <sup>4</sup>	4	4	1	特殊作業衣
"	スチールセル	"	<sup>60</sup> Co	10 <sup>5</sup>	2	2	1	自給式スーツ
6月16日	化B・冶D	試験機移設	<sup>59</sup> Fe	10 <sup>5</sup>	2	6	2	ビニールアノラック
30日	MT	フィルター搬出	FP	10 <sup>6</sup>	4	4	2	エアラインスーツ
7月11日	MT	試料・廃棄物搬出	FP	10 <sup>6</sup>	4	4	2	"
20~21日	化A	試験終了	FP	10 <sup>4</sup>	6	7	4	"
8月19日	MT	"	FP	10 <sup>5</sup>	6	4	2	"
9月1日	化A	"	FP	10 <sup>4</sup>	2	4	1	"
6日	化B	ホイスト故障修理	FP	10 <sup>5</sup>	4	4	2	"
9日	冶A	試験終了	<sup>60</sup> Co	10 <sup>6</sup>	6	4	2	"
14日	MT	廃棄物搬出	FP	10 <sup>5</sup>	5	4	2	"
21日	冶A	試験終了	<sup>58</sup> Co	10 <sup>5</sup>	6	5	2	"
11月21・22日	化A	"	FP	10 <sup>5</sup>	8	8	4	"
24・25日	MT	ホイスト修理	FP	10 <sup>4</sup>	8	9	2	"
12月7日	MT	廃棄物搬出	FP	10 <sup>5</sup>	4	4	2	"
19日	修理室	マニプレート故障修理	FP	10 <sup>3</sup>	1	2	1	特殊作業衣
21日	MT	廃棄物搬出	FP	10 <sup>5</sup>	4	4	2	エアラインスーツ
21・22日	Jr・SH	排気ダクト改修工事	FP	10 <sup>3</sup>	2	10	4	特殊作業衣
1月13日	冶A	R-2,4 SF切断	FP	10 <sup>4</sup>	3	4	2	エアラインスーツ
1月30日	除染室	機器除染修理	FP	10 <sup>4</sup>	3	6	1	ビニールアノラック
3月6~26日	CL・ST	ケープ扉インターロック工事	FP	10 <sup>5</sup>	30	95	24	エアラインスーツ
16日	冶C	試験終了	FP	10 <sup>5</sup>	2	5	1	"
27~29日	MT・冶A	R-2,4 SF切断終了	FP	10 <sup>5</sup>	12	18	6	"
合 計 (延日数 41日)					131	223	74	

### 3.4 技術管理

#### 3.4.1 第1期ケーブル扉インターロック装置の更新

ホットラボの旧冶金ケーブルは、昭和35年度に建設されたもので、これに付属する遮蔽扉のインターロック装置もこの時期に設置されたものである。

本装置は、過去16年間の使用により老朽化が激しく、作業安全の確保上不安定な状態であるため全面的な更新を行った。

装置は、(1)制御盤、(2)扉開閉操作盤、(3)扉の開閉状態を示す扉表示盤、(4)リミットスイッチ、(5)放射線モニタ等、で構成されている。

更新に当っては、従来すべて有接点リレーを使用していた制御回路の一部を半導体使用によって無接点化し、動作及び保守性の向上を計ったことと、新規に扉の開閉状態を示す扉表示盤を、操作室、サービスルーム、居室に設けて作業安全の確保のため改善したことが特筆できる点である。

工事は若干工程の遅れがあったが無事終了した。更新後、円滑な作動により安全作業が確保されている。なお、増設Cケーブルの同種装置も、これに引続き“第2期分”として更新する予定である。

#### 3.4.2 負圧監視警報装置の更新

ホットラボのケーブル、セル等は、常時負圧状態を維持し負圧が一定値以下に低下したときは、警報を発するよう保安規定に明記されているが、その警報を発するのが本装置である。

本装置は、ホットラボ建設以来使用してきたもので、全体的に老朽化して、誤動作が多くなったため、一部の検出器を除き全面的な更新を行った。

装置は、(1)ケーブル、セルの負圧破壊検出器、(2)排気系統の異常検出器、(3)信号分配器盤、(4)警報設定器盤、(5)警報表示盤、(6)記録計等により構成されている。更新を機に、ケーブル、セルの負圧破壊検出器の取付箇所を増加して検出端の充実を計ったこと、及びブザー、チャイムの音色とピカライト(回転灯)の点灯で、負圧破壊と排気異常の警報が容易に識別できる警報表示盤を操作室、サービスルーム、居室等へ新設して報知網を充実したことが改善面での特筆できる点である。

工事は割合順調に無事終了した。更新後、負圧監視及び警報の報知が、正確、かつ円滑に行われており安全上大いに役立っている。

#### 3.4.3 化学関係気体排気設備の更新

本年度1月から3月末にかけて化学関係気体排気設備の更新工事が行われた。本工事は排気設備の老朽化対策と作業環境の改善を目的としたものであるが、ケーブル、セルの負圧の向上についても考慮された。すなわち、曲りくねって設置されているダクトの模様替えを行い、ダクト抵抗による圧損を低くおさえるとともに、排気ファンには静圧が高くとれるターボファンを採用した。これにより化学ケーブルで約6mm Ag 負圧が増加し、ジュニア・セルではこれまでファンの並列運転を行っていたものが1台で負圧維持が可能となった。しかし、セミホット・セルでは期待さ



れた効果は得られなかった。

フィルタ・ユニットは1列3段型とし、プレフィルタ1段、ヘッパフィルタ1段及びヘッパまたはチャコールフィルタ1段が装着できる構造とした。フィルタの脱着及び交換が簡単にできるように、フィルタ交換時の被曝低減が期待される。

この工事と並行して化学関係給排気系ダクトの改修工事が行われ、高放射性物質を取扱う上で重要な負圧及び風向管理がより一層安全に行えるようになった。

#### 3.4.4 化学関係給排気系ダクトの改修

今後、高燃焼度粒子燃料の破壊検査等の増大が予想されるジュニア・セルをはじめ、セミホット・セル、化学ケープなどの給排気系ダクトを改修・整備することは安全確保の上で重要なことである。

今年度、改修工事は上記目的により行われたが、その内容は、(1)ジュニア・セル、セミホット・セルは排気15系統のみとする、(2)ジュニア・セル準備室、セミホット・セル操作室は、排気14系統のみとする、(3)化学サービス・エリア、化学チェンジング・ルームに排気12系統につながる排気グリルを4箇所新設する、(4)ジュニア・セル操作室に給排気グリルを新設する、の4項目である。

工事は懸念された汚染事故もなく、無事終了した。試運転は、ダクトの各所に設けられた調整バルブによる調整を行いながら、負圧、風向を調査しつつ行った。その結果、おおむね当初予定した負圧、風向は得られた。しかし、セミホット・セルの負圧が若干予定した値より低く、今後ブースターファン取付を検討することとした。

### 3.5 放射線管理

#### 3.5.1 概況

今年度ホットラボで実施された主な放射線作業は、ケーブル・セル内の除染及びオーバーホール、負圧監視警報装置の新設工事、 $^{58}\text{Co}$ 化学分離、原電燃料モニタリングにともなう燃料切断及び溶解、原電グラファイトモニタリング、JRR-2, 4使用済燃料アダプタ切断、化学関係気体排気設備更新工事、化学関係給排気系ダクトの改修工事などである。

これらの作業のうち、放射線管理上注目される点について次に述べる。

#### ① 第1期ケーブル扉インターロック更新工事のため、 $S_T$ , $C_L$ ケーブルの除染が行われた。

ケーブル内は、高度に汚染されているため、最初に遠隔除染を行なって空間線量率をある程度低くした後、ケーブル内に立ち入り手ふき除染を実施した。その結果、除染後の空間線量率は、遠隔除染で約 $1/10$ の $15\text{ mR/h}$ (平均)に、手ふき除染でさらに約 $1/2 \sim 1/10$ に低下し、 $3\text{ mR/h}$ となった。表面汚染密度は、手ふき除染の結果平均 $1 \times 10^3\text{ dpm}/100\text{ cm}^2$ となり遠隔除染後の値の約 $1/100$ に減少した。

本作業における作業者の全身被曝線量は、最大 $62\text{ mrem}$ 、平均 $24\text{ mrem}$ で合計 $332\text{ man-mrem}$ (ポケット線量計による)であった。局部被曝線量は、最大 $360\text{ mrem}$ ( $\beta + \gamma$ )、平均 $230\text{ mrem}$ となった。局部被曝について線種の比、すなわち $\beta/\gamma$ 比をとると平均 $2.7$ であった。

#### ② 化学サービスエリア及び操作室の空気の流れが以前から問題となっており、その改善と排気設備老朽化のため化学関係気体排気設備の更新工事及び化学関係給排気系ダクトの改修工事が約3ヶ月間にわたって実施された。

工事に先だってケーブル・セルの除染が行われた。排気ダクト内の表面汚染密度は、最大 $1 \times 10^4\text{ dpm}/100\text{ cm}^2$ であった。ダクト切断作業は、ダクト周辺をビニールでおおって切断する方法がとられたので、空気汚染の発生はなかった。

本作業による作業者の被曝線量は、最大 $30\text{ mrem}$ (ポケット線量計による)であった。

#### ③ 高線量率である $D_T$ ケーブル内ミールリングマシン用オイルパン及びオイルタンクのケーブルからの搬出にあたっては、遮蔽の十分な格納容器を製作して格納したため、容器表面で最大 $40\text{ mR/h}$ におさえることができた。

#### ④ JRR-2, 4使用済燃料アダプタ切断作業については、燃料ミート切断ミス確認のため、切断燃料の入った水槽内の水をサンプリングし、濃度を測定した。

いずれの燃料も異常はなかった。

#### ⑤ 冶金Aケーブル小型シーリングマシン除染作業では、高レベル廃棄物が多く出たことがあげられる。主核種が $^{60}\text{Co}$ であったため、通常使用のカートリッジ収納では、表面線量率が基準値( $200\text{ mR/h}$ )を越える物もあった。 $^{60}\text{Co}$ のように $\gamma$ 線の強い核種に対しては、高レベルカートリッジの整備が望まれる。

### 2) 排出放射性物質の管理

#### ① 放射性塵埃及びガス

メインスタックから排出された放射性塵埃データをTable 3.5.1に示す。年間総排出量は、

0.45 mCi で昨年度に比べ $\frac{1}{10}$ に減少している。核種は、昨年同様 $^{125}\text{Sb}$ を主としたF・Pであった。また、放射性ガスの排出は、検出されなかった。

サブスタックからの放射性塵埃の年間排出量は、1.3  $\mu\text{Ci}$ であった。

## ② 液体廃棄物

放射性廃液は、すべて廃棄物処理場に移送された。廃液データを Table 3.5.3 に示す。前年度に比べ総排液量及び排出放射エネルギーともかなり減少している。前年度は、廃液貯槽の化学除染により例年より多く排出されたため、一昨年度と比較すると総排液量、排出放射エネルギーとも約 $\frac{1}{2}$ に減少している。

## ③ 固体廃棄物

固体廃棄物の総数は、Table 3.5.3 に示すように、2923 個で前年度より 20%少ない。これらの内訳は、低レベル不燃廃棄物が 67%、低レベル可燃廃棄物が 24%、中高レベル廃棄物が 1.8%、その他（フィルタ類、ドラム封入廃棄物等）が 6.6%である。

## 3) 被曝線量

ホットラボに関連する放射線作業従事者の被曝線量を Table 3.5.4 に示す。各課室別の総被曝線量は、前年度に比べホットラボ管理室員の場合約 $\frac{1}{2}$ に、放射線管理課員の場合は約 $\frac{1}{5}$ に減少している。しかし、施設第1課員の場合は、約2倍に増加している。

この主な理由は、化学関係気体排気設備更新工事、フィルタ交換などの作業立合及び点検などで排風機室に出入りする機会が多かったためと考えられる。

なお、内部被曝の定期および臨時の検査結果は、すべて検出限界以下であった。

Table 3.5.1 Monthly releases of radioactive dust from Hot-Laboratory  
(average concentration and amounts of radioactivity)

項目	53年												合計		
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月			
炭 灰 塵	一日平均最大濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	$9.3 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-3}$	$4.4 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-4}$	$4.8 \times 10^{-4}$	$1.0 \times 10^{-2}$	$5.4 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-4}$	$5.9 \times 10^{-4}$	$6.9 \times 10^{-4}$	$7.9 \times 10^{-4}$	$1.7 \times 10^{-3}$		
	月間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	$3.0 \times 10^{-6}$	$7.1 \times 10^{-6}$	$1.8 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^{-4}$	$9.5 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-4}$	$3.5 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-4}$	$3.2 \times 10^{-4}$	$5.2 \times 10^{-4}$		
	一日最大排出量 ( $\mu\text{Ci}$ )	$9.3 \times 10^{-2}$	$4.5 \times 10^{-1}$	$6.0 \times 10^{-2}$	0	$7.6 \times 10^{-2}$	1.0	$6.9 \times 10^{-1}$	$8.4 \times 10^{-2}$	$7.8 \times 10^{-2}$	$8.4 \times 10^{-2}$	$7.9 \times 10^{-2}$	$1.7 \times 10^{-1}$		
	月間排出量 ( $\mu\text{Ci}$ )	$9.0 \times 10^{-1}$	2.2	$5.3 \times 10^{-1}$	0	$4.6 \times 10^{-1}$	2.8	3.6	$5.1 \times 10^{-1}$	1.1	$8.5 \times 10^{-1}$	$8.8 \times 10^{-1}$	1.6		
<sup>125</sup> Sb	一日平均最大濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	—	—	—	—	—	$1.3 \times 10^{-10}$	$3.7 \times 10^{-12}$	$1.9 \times 10^{-11}$	$4.7 \times 10^{-11}$	—	—	—		
	月間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	—	—	—	—	—	$8.8 \times 10^{-12}$	$4.3 \times 10^{-13}$	$2.5 \times 10^{-12}$	$2.4 \times 10^{-12}$	—	—	—		
	一日最大排出量 ( $\mu\text{Ci}$ )	—	—	—	—	—	$1.3 \times 10^0$	3.7	1.9	4.7	—	—	—		
	月間排出量 ( $\mu\text{Ci}$ )	—	—	—	—	—	$2.7 \times 10^0$	13	7.5	7.2	—	—	4.3		
														總合計	$4.5 \times 10^2$

\*核種 : <sup>137</sup>Cs, <sup>106</sup>Ru, <sup>106</sup>Rh etc .

Table 3.5.2 Radioactive liquid wastes transferred from Hot-Laboratory  
to the wastes disposal plant

項目	53年												合計
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
排出排液量 ( $\text{m}^3$ )	43	34	6.6	2.5	9.5	8.2	3.2	9.6	1.5	15	—	10	7.5
排放射能 ( $\text{mCi}$ )	$\beta(\gamma)$	1.6	48	84	90	1.3	10	4.5	14	7.9	—	5.7	1.6
	$\alpha$	$3.2 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$2.2 \times 10^{-2}$	$3.5 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{-2}$	$8.7 \times 10^{-2}$	$2.1 \times 10^{-2}$	$2.5 \times 10^{-2}$	$2.9 \times 10^{-1}$	—	$3.0 \times 10^{-1}$	$5.2 \times 10^{-1}$

Table 3.5.3 Radioactive solid wastes transferred from the Hot-Laboratory to the waste disposal plant

種類	月												合計
	52年 4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	53年 1月	2月	3月	
低 レ ベ ル	78		56	79	33	65	40	24	102	40	37	157	711
中			220	237	98	162	164	129	281	101	169	211	1965
高		17						12		12	13		54
ファイタ類	44	1		14	2	2		21	60	15	10		169
その他				1	2	10		5	6				24
												総合計	2923

Table 3.5.4 Personnel exposure in the Hot-Laboratory

被曝区分 対象	全身被曝 *2			局部被曝 *3			被曝者数 *4
	最大被曝線量 (mrem)	総被曝線量 (man mrem)	平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	総被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)	
ホットラボ管理室 (37名) *1	70	180	5	160	380	63	8
施設第1課 (3名)	90	310	103	-	-	-	-
放射線管理第2課 (4名)	20	60	15	720	720	720	1
外来業者 (79名)	66	788	10	360	2210	184	11

\*1 常駐外来業者5名を含む。

\*2 ファイルムバッジによる値 (ただし, 外来業者については, ポケット線量計による値)。

\*3 ファイルムリングによる値 ( $\beta + \gamma$ )。

\*4 検出限界 (20 mrem) 以上被曝した人数。

## 4.1 原子炉施設及び機器

### 4.1.1 主重水ポンプ (DP-2) の補修

#### 1) 概況

JRR-3 第 2 号主重水ポンプ (DP-2) は設置以来、前年度最終運転サイクル終了までの積算運転時間は約 29,000 時間に達し、この間、第 1 号主重水ポンプ (DP-1) の故障をきっかけとして、運転中の振動監視が開始され、また、46 年度と 48 年度の 2 回にわたって分解点検が実施された。その結果、スラストランナーなどの部品にかなりの摩耗が確認され、また、運転中に許容値 (片振巾 20 M 以下) を越える振動がしばしば発生していることが分かった。

さらに、DP-2 はその軸受け部にコバルト系の合金であるステライトが使用されていたために、摩耗により系内に放出された合金粉が放射化し ( $^{60}\text{Co}$ )、冷却系配管に沈着して放射線量率を上昇させる一因となっていた。

これらの事情から、DP-2 を更新、または抜本的に補修する必要が生じたわけであるが、DP-2 のポンプケーシングと配管との接続が溶接であることや、設置場所のスペース等を考慮すると、ポンプの全面更新は極めて困難な作業になるため、一部の部品はそのまま再使用することになった。

交換部品の製作等は、DP-2 の設計、製作を担当した日立製作所で行った。設計、製作においては、過去の使用・保守の実績から、2、3 の部品の改良を行い、また、軸受部材の開発及び試験を行ったが、構造上の大きな変更は行わなかった。

#### 2) 製作

DP-2 の構造を Fig. 4.1.1 に、仕様を Table 4.1.1 に示す。交換のため製作された新規部品は、ポンプケーシング、ケーシングカバー、モータステータ、冷却水配管を除く全部品である。問題となっていた軸受部には、開発・試験を行った結果ステンレス合金を採用した。その他、ポンプの振動防止対策のため、ポンプ上部にサポートを取り付けるなど若干の改良を行った。

#### 3) 補修工事

補修工事は、ポンプ据え付け終了後の長時間運転試験も含めて昭和 52 年 3 月 24 日から 4 月 25 日にかけて実施した。Fig. 4.1.2 に作業工程を示す。

DP-2 の設置場所は、一次冷却水 (重水) 系配管等で混雑しているため、取りはずし等の作業には十分な注意を必要とし、また、放射線量率が非常に高いため、能率的な作業が要求された。

設置場所から取りはずした DP-2 (ケーシングを除く) は直ちに汚染除去場に搬出し、分解、洗浄、除染を実施した。除染の結果、各部品の表面汚染密度は廃棄基準 ( $200 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ ) 以下となったため、再使用するステータ、ケーシングカバーを除いて総て廃棄した。

DP-2 の現地据え付けに先立って、キャンドモーター試験装置を炉室地階ループテスト室内に設置し、モーター単独の運転試験を実施した。新、旧部品を合わせて使用するため、モーターの組み立てには、寸法の再確認等、細心の注意が払われた。

運転試験は、冷却水温度を実際の使用状態に合わせるなど試験条件を変えながら実施し、電流、各部温度、振動等を測定した。試験は 4 月 7 日から約 1 週間にわたって行い、その結果は極めて良好で異常は認められなかった。

運転試験終了後、再びモータを分離、洗浄したうえで、部品検査を行った。その結果、接触傷、摩耗等の異常は認められなかったが、上部エンドブラケットの冷却パイプに水あか状の錆の付着が発見されたため、再発防止のため酸による洗浄を施した。

最終的なモータ、ポンプの組み立て及び現地への据え付けは、4月16日から実施し、特に支障もなく、振動計の取り付け等若干の工程を残して21日までに終了し、性能試験に入った。

#### 4) 性能試験

DP-2の現地据え付け作業終了後、水張り試験、寸動試験を行い異常の無いことを確認した後、Q-H特性の測定及び連続運転試験等の性能試験を実施した。連続試験運転は第1サイクルにおいて起動時から約70時間、原子炉の運転と合わせて実施した。

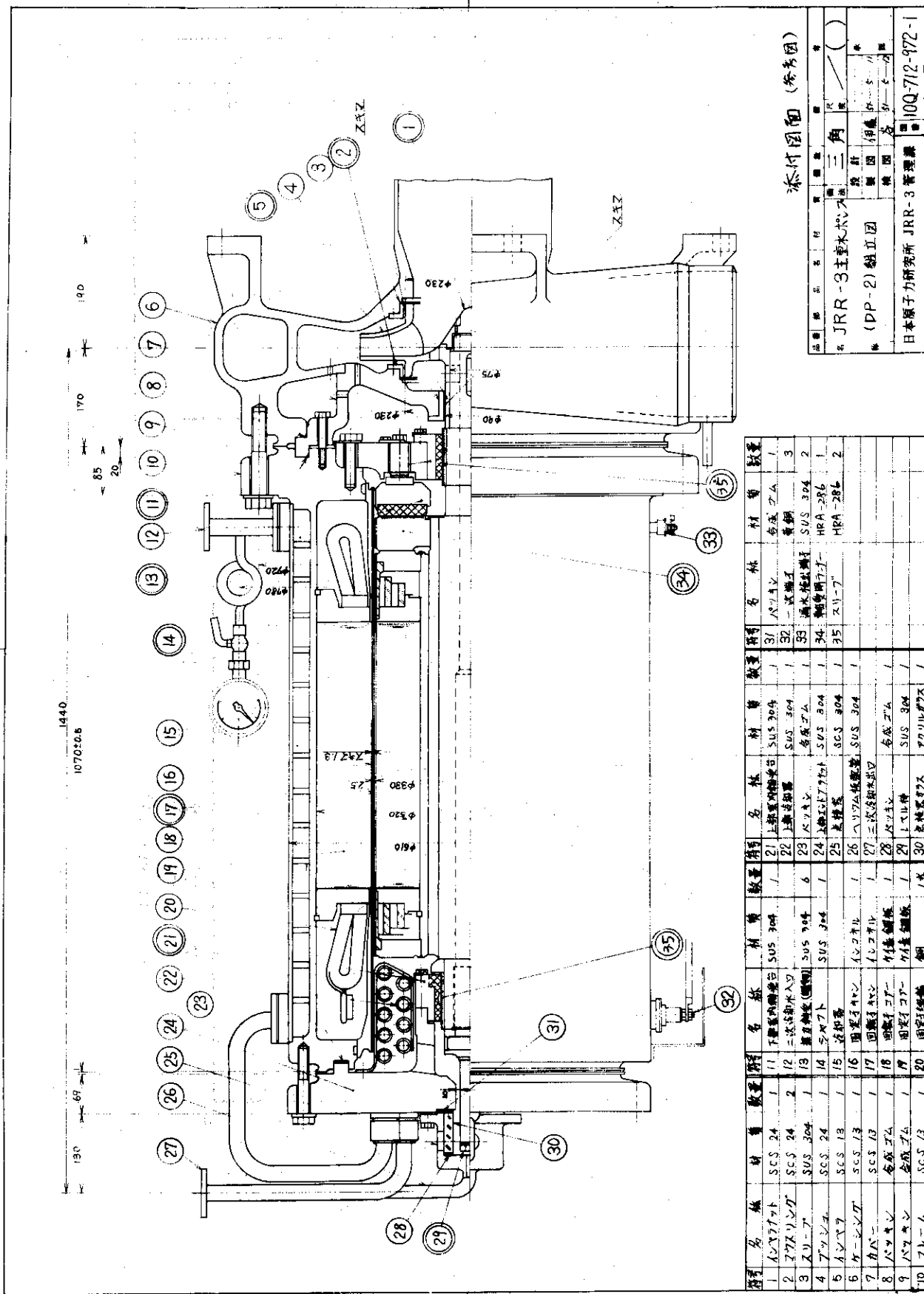
性能試験の結果、補修後のDP-2は十分な性能を有することが確認された。補修前後のQ-H特性をFig. 4.1.3に示す。補修後のDP-2の振動値は定格流量時で両振巾約 $2\mu$ 程度となり、極めて良い性能を示している。

#### 5) まとめ

DP-2の補修は、極めて作業性の悪い場所での作業が要求されること、従来から使用してきた部品も一部使用すること、さらに性能試験が現地据え付け後でなければ実施できないことなどから、据え付け後、再度の取りはずし、除染、調整、加工等の必要が生じることを懸念して、工事期間は当初、5月末まで計画していた。

しかし、事前の検討、準備を十分に行った結果、工事は極めて短期間で完了し、補修の目的も十分に達成された。また、作業員の被曝も最大で計画被曝の3分の1程度であった。

DP-2は、その後順調に運転され、ポンプの振動も安定し、なんら問題は生じていない。



番号	名称	材質	数量	単位	名称	材質	数量	単位	名称	材質	数量
1	ポンプハウジング	SCS 24	1	個	21 上蓋	SCS 304	1	個	31 パネル	ステンレス	1
2	ポンプハウジング	SCS 24	2	個	22 上蓋	SUS 304	1	個	32 試験子	黄銅	3
3	ポンプハウジング	SUS 304	1	個	23 パネル	ステンレス	6	個	33 潜水探針	SUS 304	2
4	ポンプハウジング	SCS 24	1	個	24 上蓋	SUS 304	1	個	34 銅管	HRA-286	1
5	ポンプハウジング	SCS 13	1	個	25 差棒	SCS 304	1	個	35 スリット	HRA-286	2
6	ポンプハウジング	SCS 13	1	個	26 ハリ	ステンレス	1	個			
7	ポンプハウジング	SCS 13	1	個	27 試験子	ステンレス	1	個			
8	ポンプハウジング	ステンレス	1	個	28 パネル	ステンレス	1	個			
9	ポンプハウジング	ステンレス	1	個	29 試験子	ステンレス	1	個			
10	ポンプハウジング	SCS 13	1	個	30 差棒	ステンレス	1	個			

添付図面 (参考図)  
 JRR-3 主室水ポンプ  
 (DP-2) 鋳立図  
 設計 伊藤 伸一  
 校核 各  
 日本原子力研究所 JRR-3 管理課  
 10Q-712-972-1

Fig. 4.1.1 Covoss-section of carved motor pump (DP-2) in JRR-3



Table 4.1.1 Specification of DP-2

Item		Specification
Motor	Type	Canned type induction motor 3 $\phi$ , 4P
	Out put	90 kW
	R.P.M	1455 rpm
	Voltage & Frequency	440 volt 50 Hz
Pump	Type	Vertical hermetically sealed pump
	Capacity	10 m <sup>3</sup> /min
	Total head	32 m

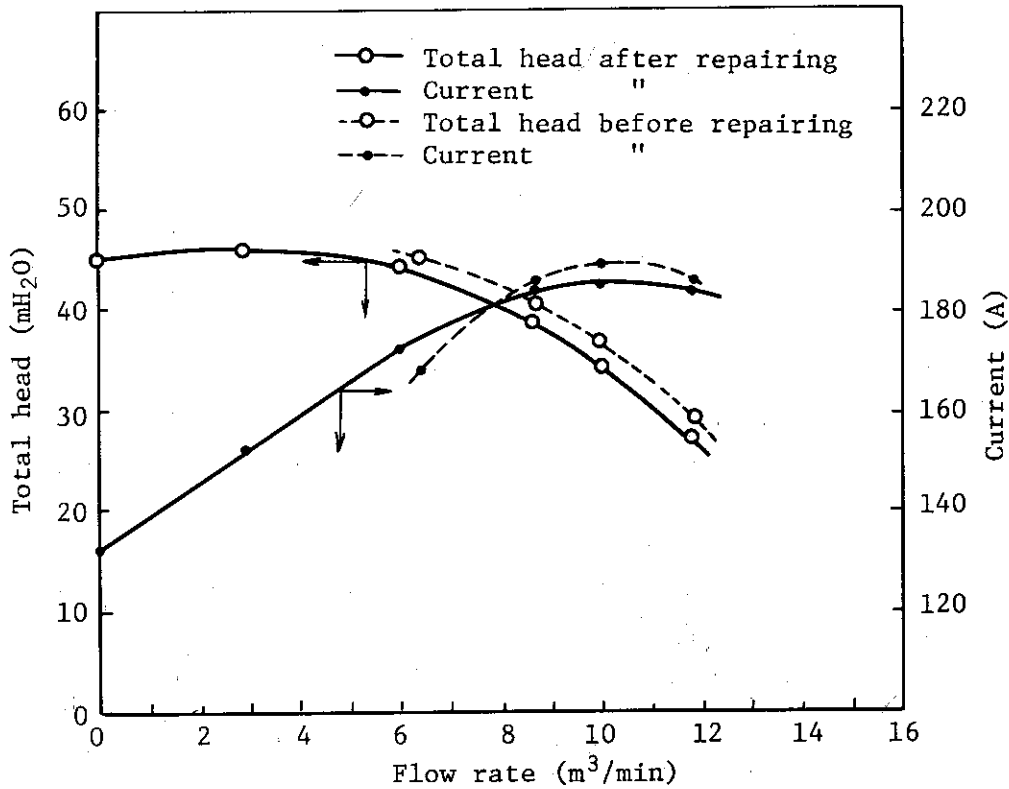


Fig. 4.1.3 Characteristic curve of DP-2

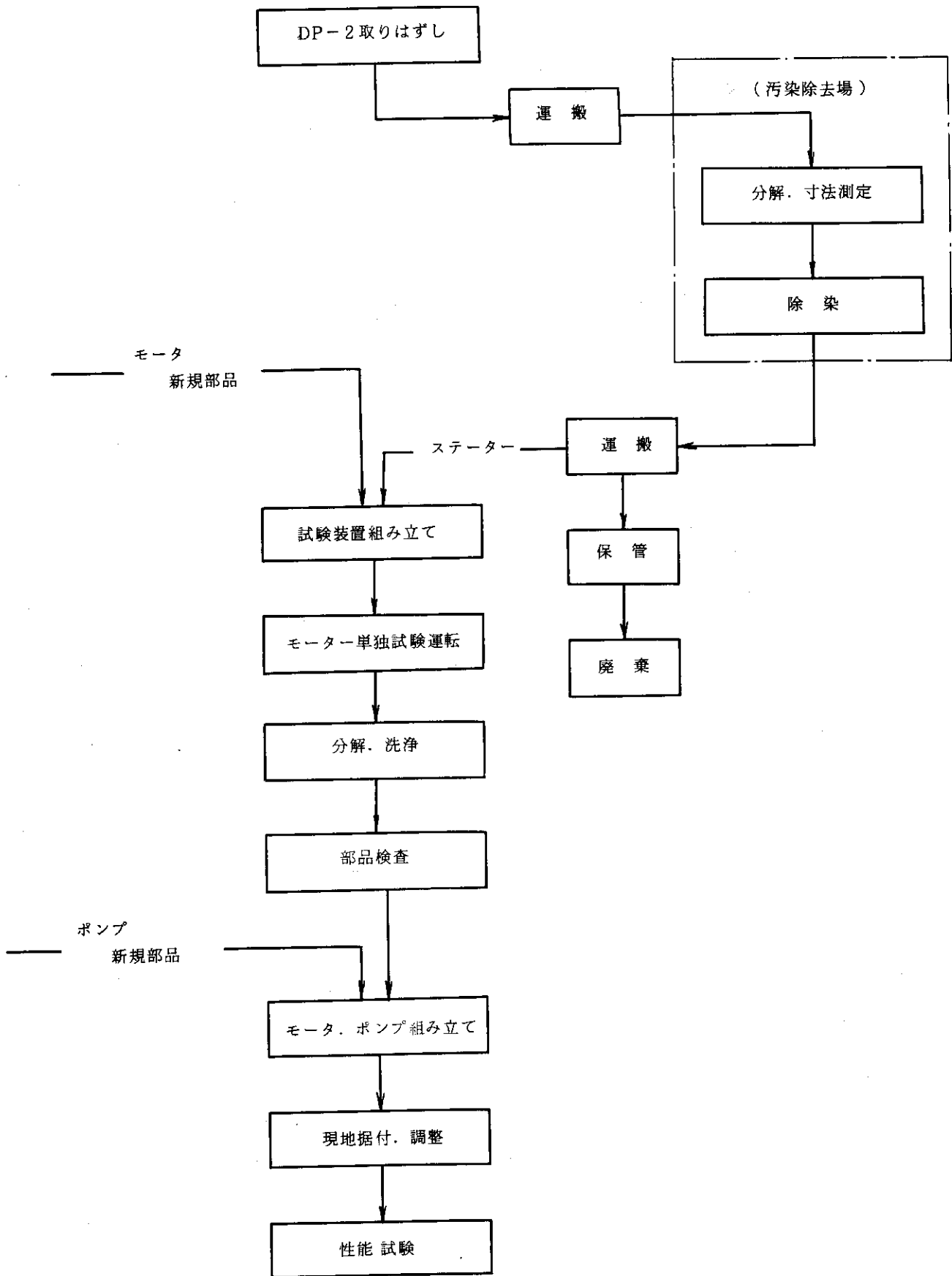


Fig. 4.1.2 Block diagram of repair works

#### 4.1.2 破損燃料検出装置及び運転用モニタ装置の改修

##### 1) 概要

JRR-3の破損燃料検出装置(F.F.D)は燃料被覆の破損発生を速やかに検知するため、冷却重水中のガス状核分裂生成物(F.P)を抽出し、 $\beta$ 線の計数率による定常的な監視を行っており破損が発生した場合は、計数率の増加を判断し発生位置の確認と、警報の発信を行っている。また、運転用モニタ装置は水、ガス中の放射性核種を、シンチレーション測定装置で連続測定することにより原子炉の水・ガス系の異常の有無を監視するための装置で、主重水系、精製重水系、熱遮蔽軽水系、ヘリウム系、RI炭酸ガス系及び反射体炭酸ガス系の6系統を各々測定している。これらの装置は設置してからいづれも十余年を経過しており、老朽化により動作が不安定であったので破損燃料検出装置を真空管式から半導体化し、動作の安定化と保守性の向上を計る目的で今回改修を行った。

##### 2) 構成及び機能

破損燃料検出装置の概略図はFig. 4.1.4に示すとおりであるが、その機能はF.F.D室に設置されている24チャンネルのGM計数管で検知された出力を24台の前置増巾器でそれぞれ増巾し、制御室に設置された24系統の測定器でチャンネル1～24の計数率を表示し記録する。改修により従来と変わった点は24回路独立のパルサ(1 Kcps, 50 cps)により24チャンネルの計数回路及び警報回路の点検、校正を行い装置が正常に動作していることを確認できるようになったことである。

運転用モニタの概略図はFig. 4.1.5に示すとおりである。6本のシンチレーションプローブで検知された出力を6台の前置増巾器で増巾し、制御室に設置された6系統の測定器で計数率を表示し、記録する。改修により変わった点は6回路独立のパルサ(10 Kcps, 10 cps)により6チャンネルの計数回路及び警報回路の点検、校正を行い装置の動作を確認できるようになったことである。

##### 3) 結果

改修の目的であった動作の安定化と保守性は向上した。また、計数率についてはリニア・アンプの出力をメータに指示させていたが、改修により破損燃料検出装置、運転用モニタともにデジタル表示させるようにしたので読みとりやすくなった。

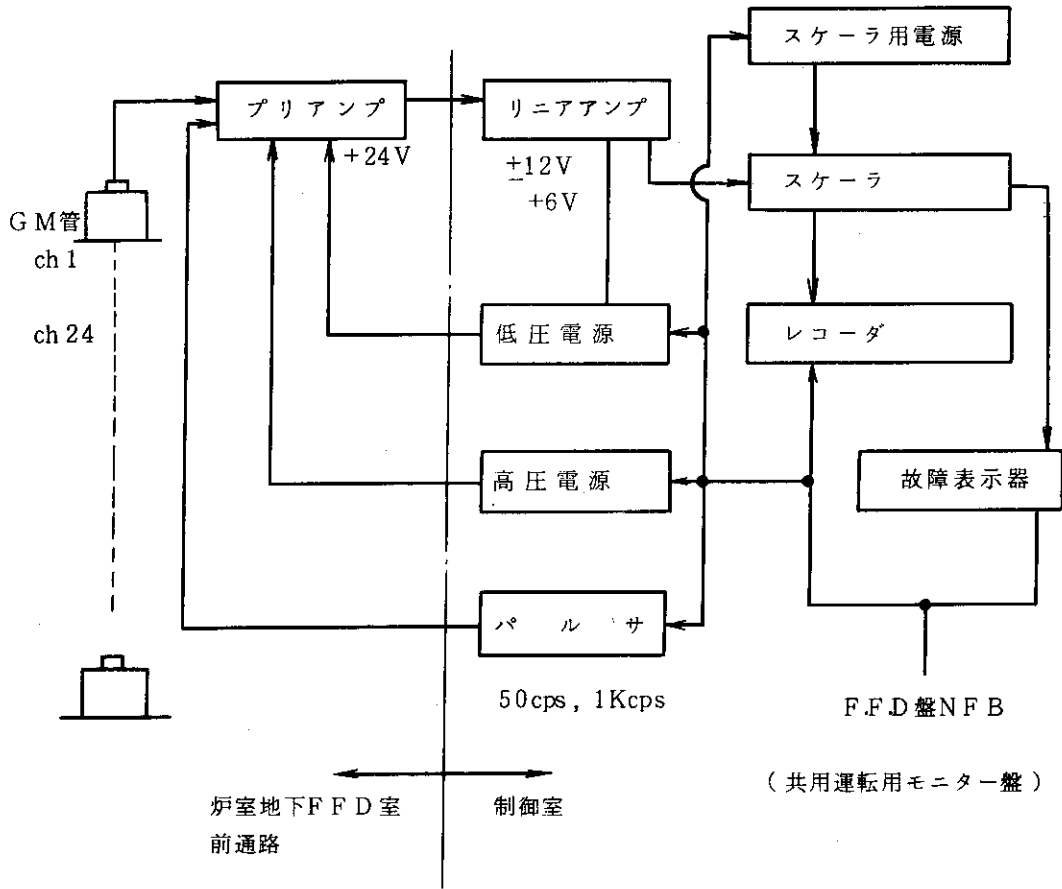


Fig. 4.1.4 Block diagram of FFD system

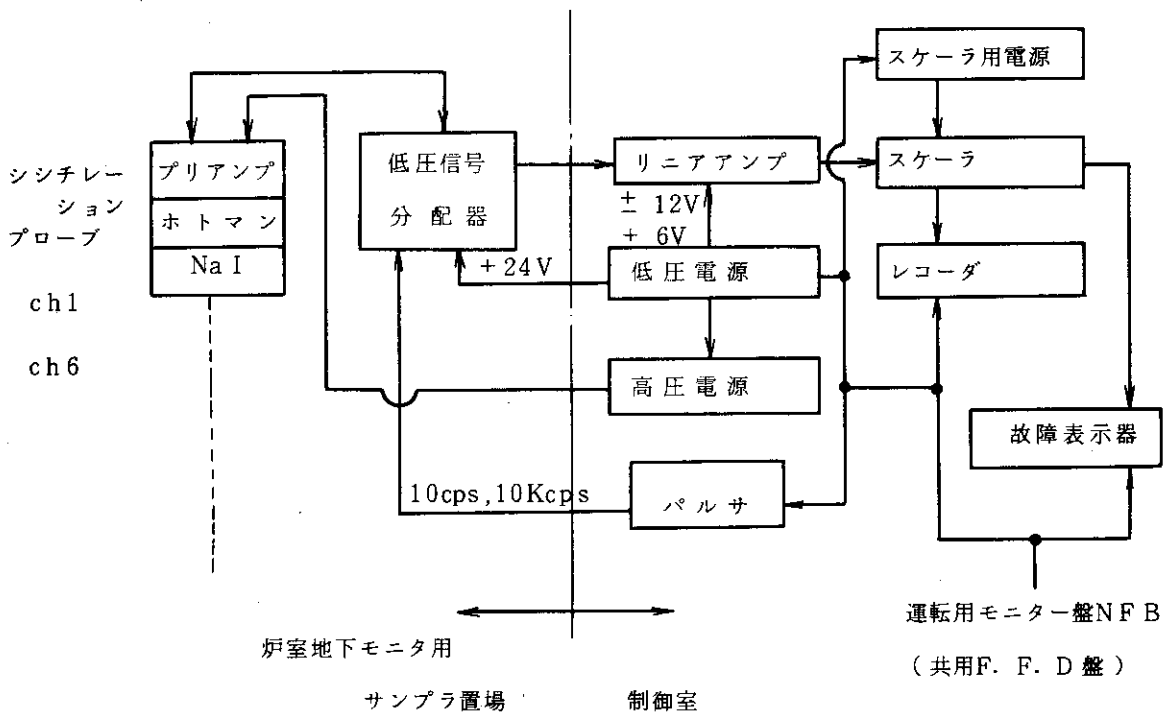


Fig. 4.1.5 Block diagram of gamma monitors

#### 4.1.3 制御棒Vリングシールの耐久試験(中間報告)

JRR-2では、原子炉改修に伴って改良型制御棒を製作し、原子炉に実装している。制御棒には、炉心カバーガス(ヘリウム)をシールするため、静的シールとしてOリングを、また、制御材を駆動する回転シャフトの軸封装置としてVリングを使用している。Vリングの採用にあたっては、200時間の試験を行ってシール特性が0.3 cc/h以下であることを確認している。しかし、Vリングは、主に液体用シールとして用いられており、気体用シールとしての経験が少なく、データが不足している。本試験の目的は、Vリングのシール特性(0.3 cc/h以下)及び耐久性を知ることによって、Vリングの交換時期などの目安を得ることにある。

制御棒の軸封部は問題になるほどの照射を受けることはないが、照射したVリングも同時に試験している。

試験試料は、無照射及び照射Vリング( $1 \times 10^6$  R,  $1 \times 10^7$  R,  $1 \times 10^8$  R照射の3種類)の4種類である。

Vリング及びシールピースの仕様は、Table 4.1.2のとおりである。

試験装置は、駆動ユニット(Vリングを回転させる装置)と軸封試験装置(ヘリウムの漏洩率を測定する装置)の2種類である。駆動ユニットは、試験時間の短縮を図る加速試験装置で、回転数50 rpm(制御棒は、約13 rpmである)で試験用Vリングを同時に4式試験できる装置である。

試験方法は、駆動ユニットで一定時間回転(インターバル)させたVリングを軸封試験装置に移し、ヘリウムを一定時間加圧(300 mm Aq)後、Vリングから漏洩したヘリウムをトラップして加圧積分法にて計測し、シール特性を試験するという方式を採っている。なお、軸封試験装置は、制御棒と同条件(軸径、Vリングの取付状態、軸の回転数等)としてある。

測定のインターバルは、初期の特性をみるために100時間にしていたが、漏洩の変化がみられないので200時間、500時間と延ばしてゆき、現在は1000時間のインターバルで試験を行っている。

運転状態でのシール特性は、取付時、漏洩量が2 cc/hで、最大になるのは約5時間後で約8 cc/hである。これは、Vリングリップルの摺動面がシールピースの当たり面になじまないからと思われる。(この傾向は、他の軸封装置も同様である。)その後、急激に減少し約30時間で漏洩量0.01~0.2 cc/hになり、安定状態が続く。

軸が静止状態においては、今までの試験結果から運転状態の漏洩量より高くなることはない。

現在、試験時間は約7,000時間(13 rpmに換算)であり、運転状態での漏洩量は、照射及び無照射、共に0.01~0.9 cc/hである。

この測定値の幅は、測定時におけるシール面状態の違いによるものと思われる。しかし、シール特性は良く、亀裂、損傷もない。以上の結果から、使用に耐えることが確認されている。

原子炉実装中の自動制御用制御棒(C6)の積算運転時間は、約7800時間以上になるが、軸封部からの漏洩は認められず、健全性を保っている。

軸封Vリングシールの特性試験の結果をFig. 4.1.6に示す。

Table 4.1.2 Specification

1. Vee-ring

型 式	材 質	穴 径 (mm)	使用シャフト	
			外 径 (mm)	仕 上 げ
V-16	フッ素ゴム (ゴム等級 900 $\mu$ ト)	14	15.5~17.5 (16.0を使用)	3-S

2. Seal piece

材 質	表面仕上げ	付属O-リング型 式
SUS304	0.4-S以下	JIS B 2401-P25

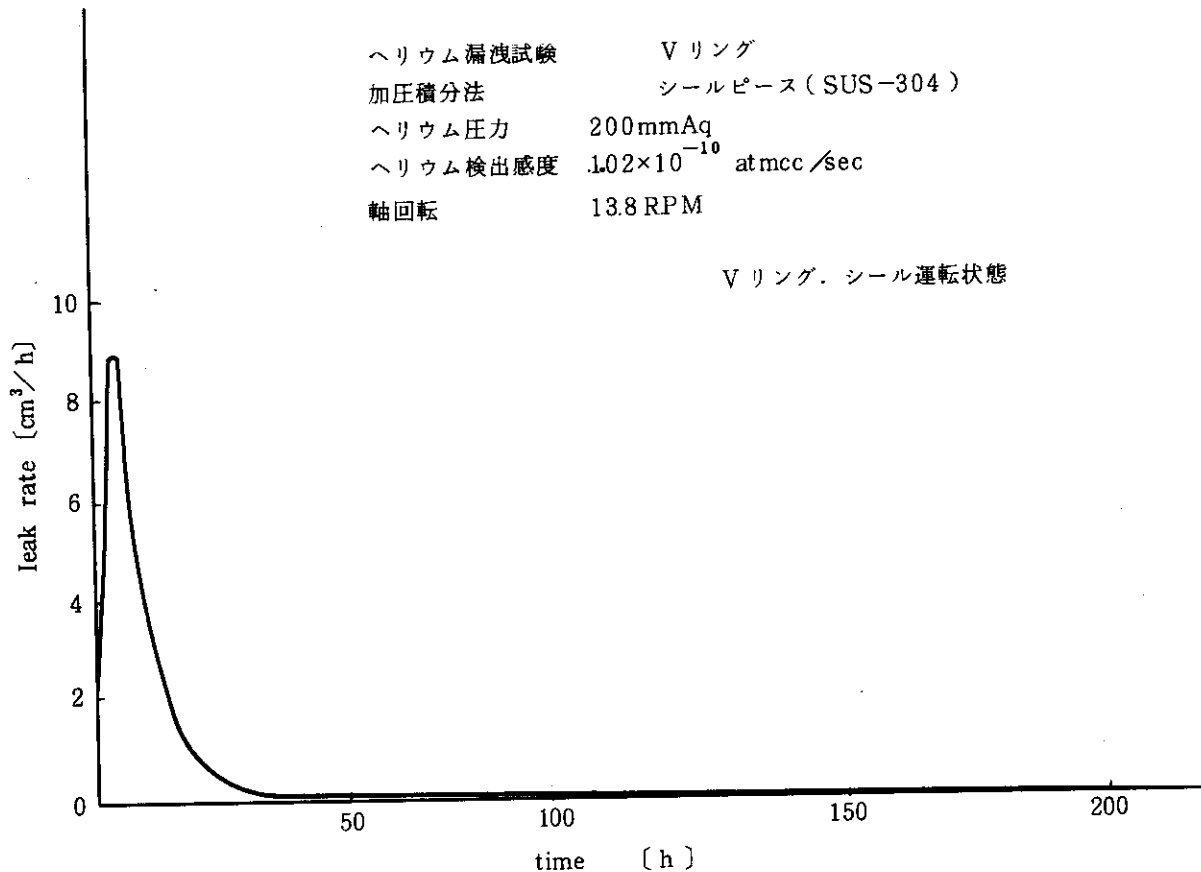


Fig. 4.1.6 Leak rate of V-ring seal

#### 4.1.4 トリチウム放出低減対策

##### 1) 経過と概要

JRR-2 一次冷却系の重水中には、約 1 mCi/cc のトリチウムが含まれるため、この重水の炉外への漏出は、貴重な重水の損失だけでなくトリチウムによる環境汚染をもたらすことになる。したがって、これら重水及びトリチウムを炉外にできるだけ放出しないことが望ましい。トリチウム放出低減対策実施前までは重水漏出とトリチウム放出量が多く、昭和 46 年にその基礎データの集収の一環として特にトリチウム放出量が大きいと予想された炉頂開放に伴う作業における放出量測定と対策の予備実験を実施し、その時点での可能な対策を講じた。

昭和 49 ~ 50 年の JRR-2 の改修工事において予備実験の結果を炉体構造に反映させた。つまり、構造上“エヤーカーテン方式及びスカート方式”を採用することによって炉頂開放作業時の掃気方法を変更した。その結果昭和 46 年当時燃料交換 1 本当り重水に換算して約 1000 cc の飛散量が改修工事後 20 ~ 25 cc となり約  $1/40$  に減ずることができた。また、同時に改修工事によって熱遮蔽軽水系への重水洩れが完全に止まったこと、ヘリウム系配管変更も含め炉体及び配管系の気密が向上したことなどによって、重水損失量及びトリチウムの放出量が大巾に低減できた。

その後現在までに冷却系器機の更新も含め接合部のパッキンの更新、増締めを行い、昭和 52 年度においては、燃料交換時の使用済燃料に付着する重水並びに、ヘリウムパージ作業に伴うトリチウム放出を重点に低減化を実施した。燃料交換キャスク系の排風機の風量を適正な冷却風量まで下げ、かつ、ドライヤー（冷却方式による空気乾燥機）を設置することによってこのラインからの放出量を従来の  $1/15$  とすることができた。また、ヘリウムパージ系も既存のコールドトラップ系へ継ぐ配管を実施するなどして低減化につとめた。

JRR-2 のトリチウム放出低減対策は高価な重水の損失防止、作業者の内部被曝防止も含め、いわゆる ALAP の精神にそって実施したもので約 7 年にわたって実施してきた。根本的な対策は、JRR-2 改修工事に反映して実施し、その後においても可能な限りの対策を行い 46 年当時と比較して大巾なトリチウム放出量の低減化を行うことができた。

##### 2) 対策実施項目と結果

JRR-2 改修工事前の 5 年間（昭和 44 ~ 48 年）の重水補給量は重水濃度 99.75 mol% 以上のもの約 3,900 kg（年間平均 780 kg）と非常に多かった。これは、支持リングからの熱遮蔽軽水系への洩れ及び炉頂作業に伴う排気等の関係から重水濃度低下率も平均 0.23 mol/年と大きかったためである。

以下に述べるトリチウム放出低減対策を行ったことによって重水損失量は、昭和 51 年において、回収重水を含め約 90 kg、昭和 52 年度において約 118 kg と対策を行う前の約  $1/6$  以下と大巾に減ずることができた。

Table 4.1.3 に一例として炉頂開放作業（燃料及び試料交換作業）の対策経過と結果を示した。

##### (1) 損失重水量（トリチウムの放出量）の測定（昭和 46 年）

昭和 46 年においてそれまで不明だった炉頂開放に伴う作業時のトリチウム放出量を測定し、重水換算で全体の損失割合を推定すると内訳は次のとおりであった。炉頂開放に関連する作業時（燃料及び試料交換とその後のヘリウム置換作業等）の損失約 54 %、イオン交換樹脂及びフィ

ルタの交換などポンプルーム内作業に関係するもの約 15 %，熱遮蔽軽水系への重水漏洩約 15 %，不明分 10 数%であった。

#### (2) 排気風量調節及び冷却器の新設 (昭和 46 年)

測定の結果から炉頂開放作業での放出割合が大きいことが判明した。そこで風量調節及び排気経路に冷却器を併用した結果，それまで燃料 1 本あたり約 1000 cc の重水飛散量 (トリチウムの排気総濃度と重水のトリチウム濃度から重水量に換算して求めた。以下同じ) を風量調節によって約 300 cc，また，冷却器の併用によって 50 cc までに低下させることができた。

#### (3) 排気方式変更の予備実験 (昭和 46 年)

炉頂開放時のトリチウム放出量及び重水濃度低下の大きな原因は炉体構造によることがわかり，改造の可能性を調べるため特にエアーカーテン方式 (炉頂開放時の作業者のトリチウム吸入を防止する為にトリチウムを排出するが，これまでは炉体の内に排出口が有り，空気と重水との接触面積が大きいため，トリチウム放出率及び重水濃度低下の原因となっていた。そこで原子炉上面のみ掃気する方式をエアーカーテン方式と称した。) について実炉体によって実験した。その結果十分有効な方式であることがわかったが，改造には多くの費用と工期が必要なことから断念せざるを得なかった。

#### (4) 改修工事による掃気方式の改善 (昭和 50 年)

改修工事によって炉体を変更した時点に上記の“エアーカーテン方式”及び案内管の“スカート方式” (炉頂開放時に空気と重水接触面積をこれまでの約  $\frac{1}{20}$  に減少できる) にして掃気方式を改善することによって燃料交換 1 本当たり約 25 cc 弱にすることができた。これは重水濃度低下防止と同時に重水損失の低減 (トリチウム放出量の低減) 効果は大きかった。また，同時にスカート方式によってヘリウムゾーンが A, B ゾーンに分割され通常は，A ゾーンのみが開放される。したがって，ヘリウムパージは A ゾーンのみを行うためこれまでの  $13 \text{ m}^3$  を置換していたのが  $0.8 \text{ m}^3$  の置換量となり，ヘリウムパージ時に放出されるトリチウム量も大巾に低減されたことになる。

#### (5) 配管系の気密化と燃料交換キャスク排気系の対策等 (昭和 51～52 年)

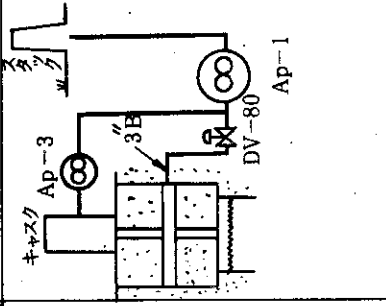
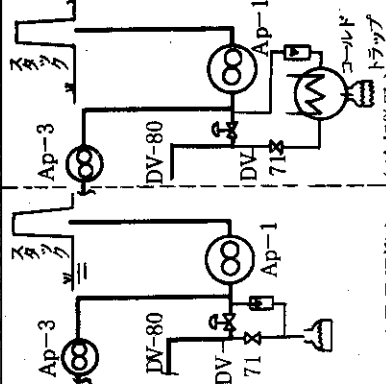
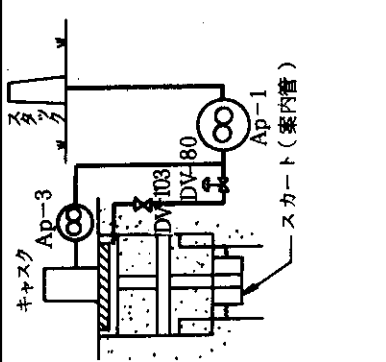
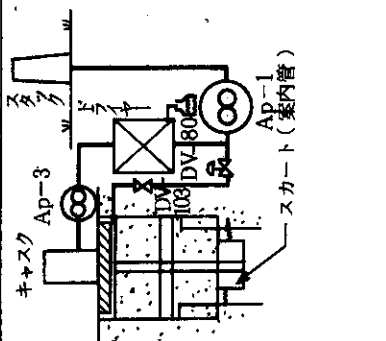
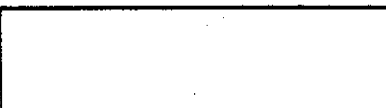
改修工事後においてエアーベントの改良，配管継手部のパッキン交換及び増締めなどを実施すると同時に重水樹脂塔の内塔のカートリッジ化及び回収重水の貯溜容器等を製作し，環境への放出を防止し，作業者の内部被曝低減をはかった。

燃料交換キャスクで使用済燃料を取扱う際の付着重水量は測定の結果から約 30 cc で，燃料交換キャスクブローによって放出されることになるが，この系に冷却回路を新設し補集することによって今までの 25～30 cc の重水飛散量を約 2 cc にすることができた。

ヘリウムパージ系についても既存のヘリウム凝縮器 (DP-8) を系へ継ぎ，冷却補集することによってヘリウムパージ時の排出トリチウムの環境外放出率を低減させる様にした。



Table 4.1.1.3 The counterplans for 3H release from the top of reactor

内容 略称	改修工事前(～50年)			改修工事後(50年～)	
	DV-80方式	DV-71方式	方式	方式	方式
説明図					
説明(概略)	<p>上段プラグと下段プラグの中間の排気管より排気しており、燃料孔上部での風量は294 m<sup>3</sup>/h</p> <p>キャスク→Ap-3</p> <p>炉体→DV-80→Ap-1→スタック</p>	<p>(風量調節)</p> <p>既存のDV-71バルブにフロートメータをつけ風量を約7 m<sup>3</sup>/hに減ずると同時にドレンタンクを付けた。</p> <p>キャスク→Ap-3</p> <p>炉体→DV-71→Ap-1→スタック(コールドトラップ)</p>	<p>炉体の改修で排気口を上段遮蔽体と回転盤の間に設け案内管をスカート方式にした。</p> <p>キャスク→Ap-3</p> <p>炉体→DV-103→DV-80→Ap-1→スタック</p>	<p>Ap-3の出口にドライヤー(冷却方式の空気乾燥器)を設け主に燃料に付着する重水を捕集する。</p> <p>キャスク→Ap-3→ドライヤー</p> <p>炉体→DV-103→DV-80→Ap-1→スタック</p>	<p>約1000CC</p> <p>約300CC</p> <p>約50CC</p> <p>約20～25CC</p> <p>約3CC(ドライヤー出口)</p>
スタックからのトリチウム飛出量(重水換算)上段は燃料交換1本について、下段は試料交換1高について)	約500CC	約420CC	約50CC	約20～25CC	約3CC

#### 4.1.5 混合ガス方式による温度制御装置

##### 1) 温度制御キャプセルの必要性

多目的高温ガス炉や核融合炉用として有望視されている各種燃料，材料の照射試験に使用する高温照射キャプセルは年々改良が加えられている。また，照射は高温で長期の照射が要望されている。特に燃料照射の場合，JRR-2改修前は1サイクル照射のものが多かったが，改修に伴う照射孔の整備，増大及び照射技術の裏付けによって照射時間が長くなっている。本年度の最高のもので6サイクル照射であった。

多目的高温ガス炉用燃料の照射挙動を調べるため，被覆粒子及び燃料コンパクトを46年度から48年度の3年間にIP，VPシリーズキャプセル7本を実施した。いずれも1サイクル照射であり，サイクルを通じ平均約50℃の温度低下が認められた。51年度ICF-3Hキャプセルを用い実施した5サイクル照射試験の場合，全サイクルを通じ約300℃の低下が生じた。これはキャプセル構造材の表面酸化の進行に伴う輻射率の増大に起因するものと推定される。このように1サイクル照射ではさほど問題にならない温度変化量も，高温での，長期照射の場合は無視できない問題点である。

こうした理由により52年度に実施するICF-9Hキャプセルでは温度制御機能を付加することとした。

##### 2) 混合ガス温度制御方式

キャプセルの温度制御にはヒータ式，真空断熱式，混合ガス式，吸収体スクリーン式等に代表される種々の方式が考えられる。

混合ガス温度制御とはキャプセルを構成する二重円筒容器内に充填した二成分混合ガス体の組成比の調整により熱伝導率を変化させキャプセル試料部の温度を制御する方式をいう。ICE-9Hキャプセルの場合，他の方式との比較検討の結果，経済性，操作性の面ですぐれた特長を有しているため混合ガス温度制御方式を採用した。

##### 3) 装置の構成

装置は主にガス供給系，調整系，電磁弁系及び排気系から構成されている。系統図をFig. 4.1.7に示す。

調整系は制御パネル内に組み込みガス供給系と共にJRR-2炉室1階測定室内に配置し，電磁弁系及び排気系は炉頂ユーティリティダクト内に設置した。炉頂部電磁弁系及び排気系を複数系統に分岐することにより，同時に複数キャプセルの温度制御が可能になる。

工事は10月中旬に開始し1月下旬に第1系統の掘付工事を完了した。コールド試験を経て，R2-52-12サイクルからICF-9Hキャプセルを用いたホットランテストを開始した。照射はR2-53-03サイクル終了予定である。さらに第2系統増設工事を53年4月に開始し，5月に完了させる計画である。

##### 4) 総合機能試験の結果

装置の機能特性に係わる内容についてはコールドラン及びホットランに分け試験した。前者の目的は装置が正常な機能を有するかどうかを確認することであり，後者はICF-9Hキャプセル及び装置に固有な特性測定を目的としている。コールドランテストでは，主に配管機器系の気密試験，流量計の校正，及びシーケンス制御の動作試験を行い満足すべき結果を得た。

ホットランテストで実施した主な試験結果を以下に述べる。

### (1) ガス移動時間の測定

供給口からキャプセル内までのガスの移動時間は温度制御に関する応答性を評価する上で重要な要素である。また、キャプセル内から GM 検出器までのガス移動時間は炉内で放射化されたガスが配管出口に達するまでに減衰する量を推定する決め手となる。

He ガス, Ne ガス の二種類のガスを使用し, 配管長さ (Fig. 4.1.8) を参考に図中 B 点の位置からプレナム位置 H 点及び螺旋管位置 K 点に達するまでの時間を測定した。結果を Table 4.1.4 に示す。

点 B, K 間の配管内容積は Table 4.1.4 より約 700 cc あることが予想でき, この値は Fig. 4.2.2 に記す配管長さの実測結果から求めた計算値に良く一致する。

### (2) 放射性ガスの線量率測定

混合ガス温度制御用として期待している He, Ne, N<sub>2</sub>, Ar ガス及び不純物として存在する酸素が炉内で照射生成する放射性核種について Table 4.1.5 に示す。

ICF-9H キャプセルはインコア 6D 孔に挿入され推定熱中性子束は  $6 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup> sec である。測定は次の 2 ケースについて行った。

- ① 純 Ne ガスの流量変化に対する GM 検出器位置 (K 点) での放射線量率測定。
- ② 流量 100 cc/min 一定とした場合の He-Ar 系混合ガスの組成比変化に対する GM 検出器位置 (K 点) での放射線量率測定。

結果をそれぞれ Fig. 4.1.9(a), 4.1.9(b) に示す。図により, ガス流量 0 ~ 150 cc/min, ガス圧 0.1 ~ 0.15 kg/cm<sup>2</sup> と所定の使用範囲内で連続放出するガスの放射線量率は Ne, Ar ガス共に GM 検出器位置で 30 mR/h を下回り, 鉛遮蔽体外表面の放射線量率は全く無視できる。

### (3) ICF-9H キャプセルの温度制御特性

キャプセル中心部に取付けた W/Re 熱電対を用いて, He-Ne 系及び He-Ar 系混合ガスの組成比の変化に対する試料温度の測定を行った。結果を Fig. 4.1.10 に示す。図から He-Ne 系及び He-Ar 系混合ガスに関する温度制御範囲は各々 180, 330 °C である。

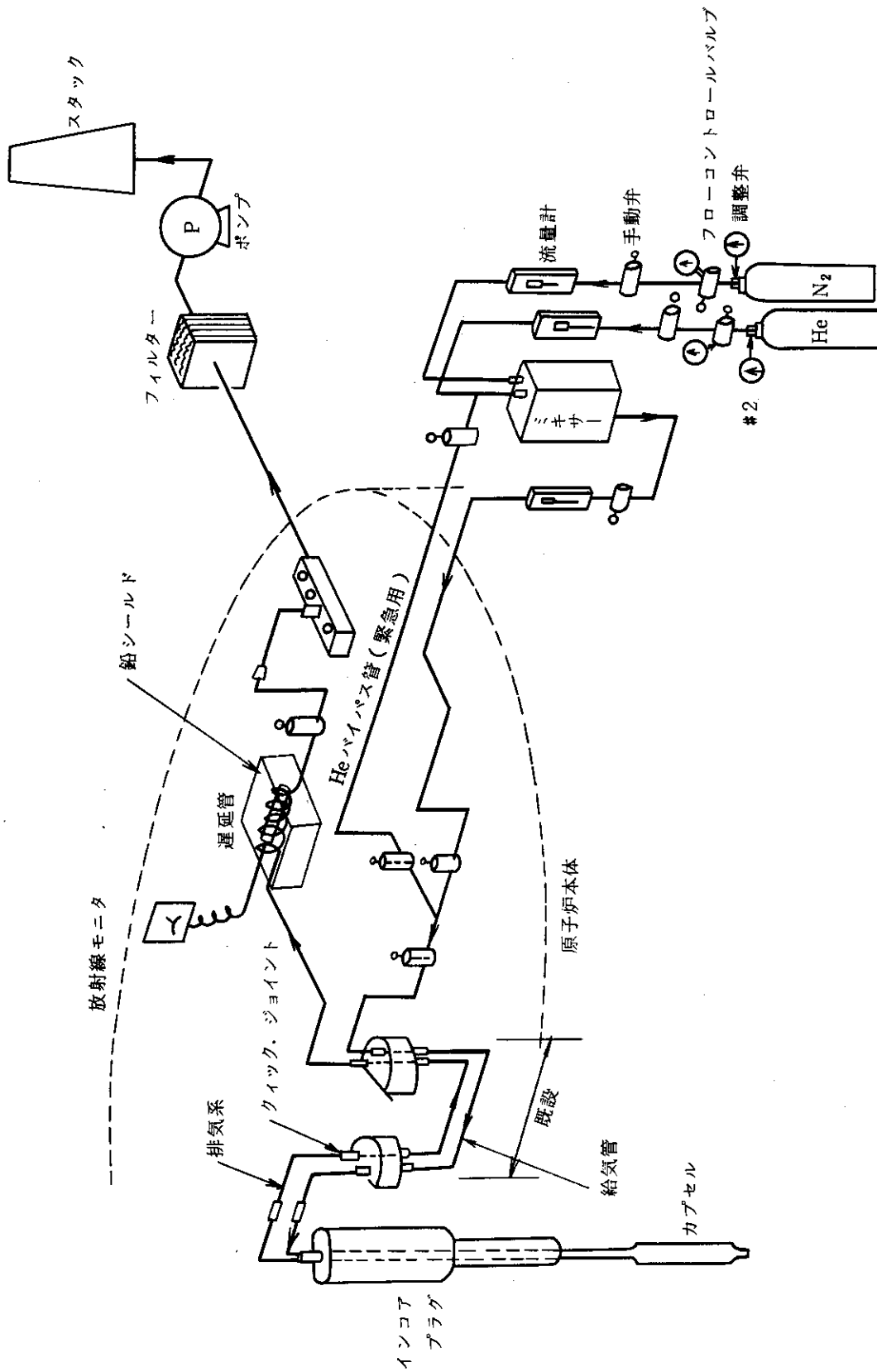


Fig. 4.1.7 Mixed gas temperature control facility

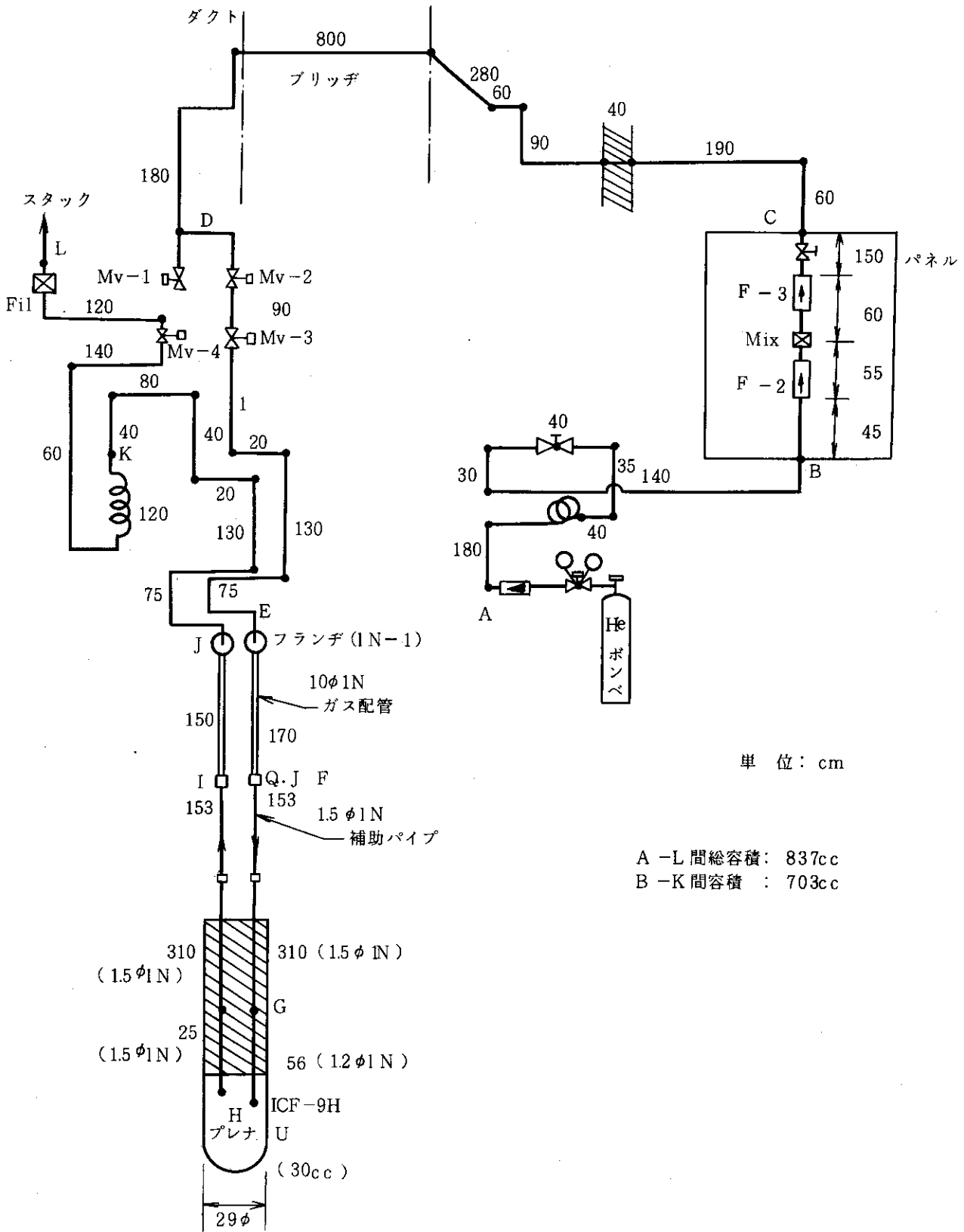


Fig. 4.1.8 Piping length of temperature control facility.

Table 4.1.4 Measurement of gas movement time

(使用ガス圧 : 0.15kg/cm<sup>2</sup>)

## 1) He ガス

時間 (min) 流量 (cc/min)	ボンベ・カプセル間	ボンベGMモニタ間
60	9.5 min	12 min
107	5	6.5
177	3.3	4

## 2) Ne ガス

時間 (min) 流量 (cc/min)	ボンベ・カプセル間	ボンベGMモニタ間
35	15 min	21 min
72	7.5	10.5
105	5.3	7.5

Table 4.1.5 Data of radioactive gases

核種 と 反応	天然存在比	放射化断面積 <sup>b</sup>	半減期	r線エネルギー	分岐比
Ar <sup>40</sup> (n, r) Ar <sup>41</sup>	99.6 %	0.53±0.02	1.83 h	1.298 Mev	99% <sup>&lt;</sup>
Ar <sup>36</sup> (n, r) Ar <sup>37</sup>	0.337	6 ± 2	35.1 day	E. C	-
Ar <sup>38</sup> (n, r) Ar <sup>39</sup>	0.063	0.8 ± 0.2	269 y	β <sup>-</sup>	-
Ne <sup>22</sup> (n, r) Ne <sup>23</sup>	8.82	36±15mb	3.76 sec	0.44	33%
O <sup>16</sup> (n, p) N <sup>16</sup>	99.76	0.02 mb	7.38 sec	2.75 6.13 7.11	1% 69% 5%
N <sup>15</sup> (n, r) N <sup>16</sup>	5367	0.0024mb	7.38 sec	"	"
He <sup>3</sup> (n, p) H <sup>3</sup>	1.37×10 <sup>-4</sup>	5400±200	12.26 y	β <sup>-</sup>	-

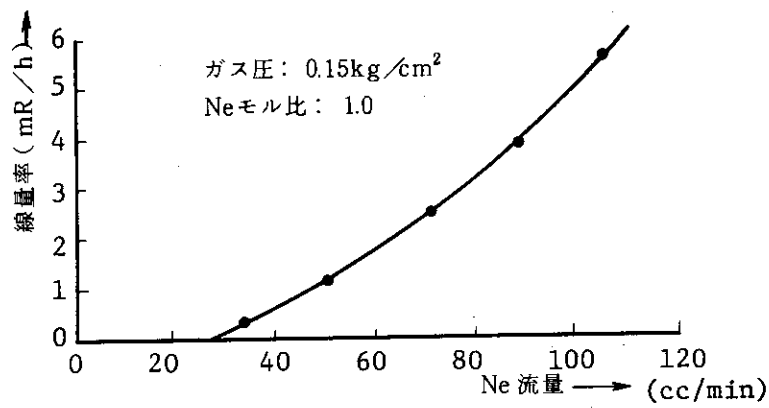


Fig. 4.1.9(a) Ne gas flow vs dose rate at survey point

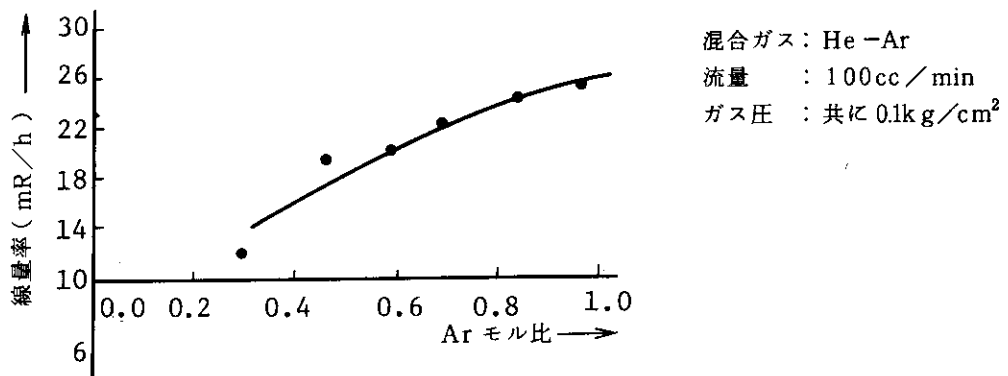


Fig.4.1.9(b) He-Ar gas mixing ratio vs dose rate at sentry point

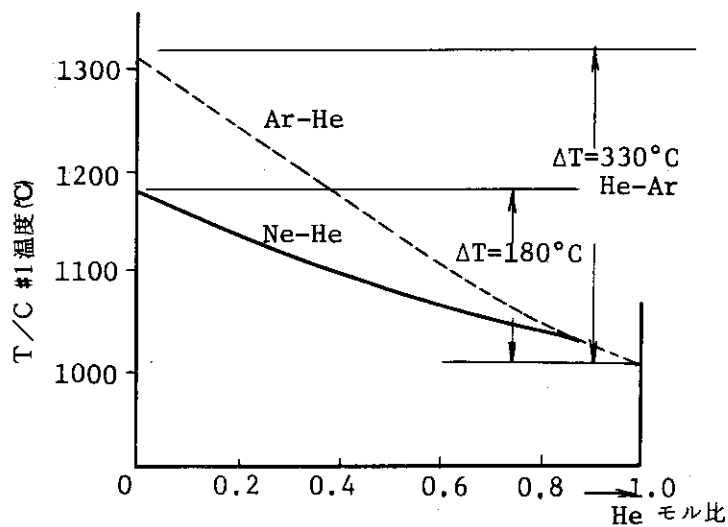


Fig. 4.1.10 Relation of mixing ratio and T/C #1 temperature

#### 4.1.6 JRR-4における大口径照射筒と均一照射装置の設置

##### 1) 概要

シリコン単結晶に中性子を照射し、N型の半導体を作る方法に、<sup>1,2)</sup>NTD法 (Neutron Transmutation Doping Method) がある。これらの照射は、すでに昭和51年に実施されている。しかし、既設の照射筒では直径70mmまでの照射が限度であり、より大口径高精度の照射が要望されたために、JRR-4に新しく大口径のL照射筒と均一照射装置及び中性子測定器を設置した。それらの照射装置について述べる。

##### 2) L照射筒

L照射筒は、昭和52年7月から設計を開始し、昭和52年11月に設置した。照射筒の内径は118mmで全長6mであり、アルミニウムの円筒と反射体が一体化したもので、照射筒外側に3本の中性子束検出用のSPD (Self Powered Detector) 挿入用ガイド管が取付けてある。Fig. 4.1.11に照射筒の概念図を示す。この照射筒は、反射体要素を4本引き抜いた位置に垂直に挿入し照射筒上部を支持棒で炉心タンクに固定している。設置後の炉心配置をFig. 4.1.12に、その中性子束分布をFig. 4.1.13に示す。

##### 3) 均一照射装置

大口径の照射筒になると、断面内及び軸方向の中性子束は不均一となる。本装置は、これら断面内及び軸方向の均一化をはかるため回転と上下移動ができる。その概念図をFig. 4.1.14に示す。この装置と専用鎖を介し試料を回転及び上下移動する。なお、安全装置として鎖の切断防止のためトルクリミッターを設置し、8~10kgで回転が停止しアラームがでるようになっている。

##### 4) 中性子測定器

L照射筒には、SPDも挿入できる専用のガイド管が3本設置されている。このガイド管にSPDを挿入しその出力を積算しプリントアウトする装置を設置した。シリコン単結晶の照射は、絶対照射量をコントロールする必要があり、本装置を利用し出力電流値とシリコンにドーピングされたリンの濃度との関連を調査し、今後は照射量のコントロールをSPDで行う。この装置をFig. 4.1.15に示す。

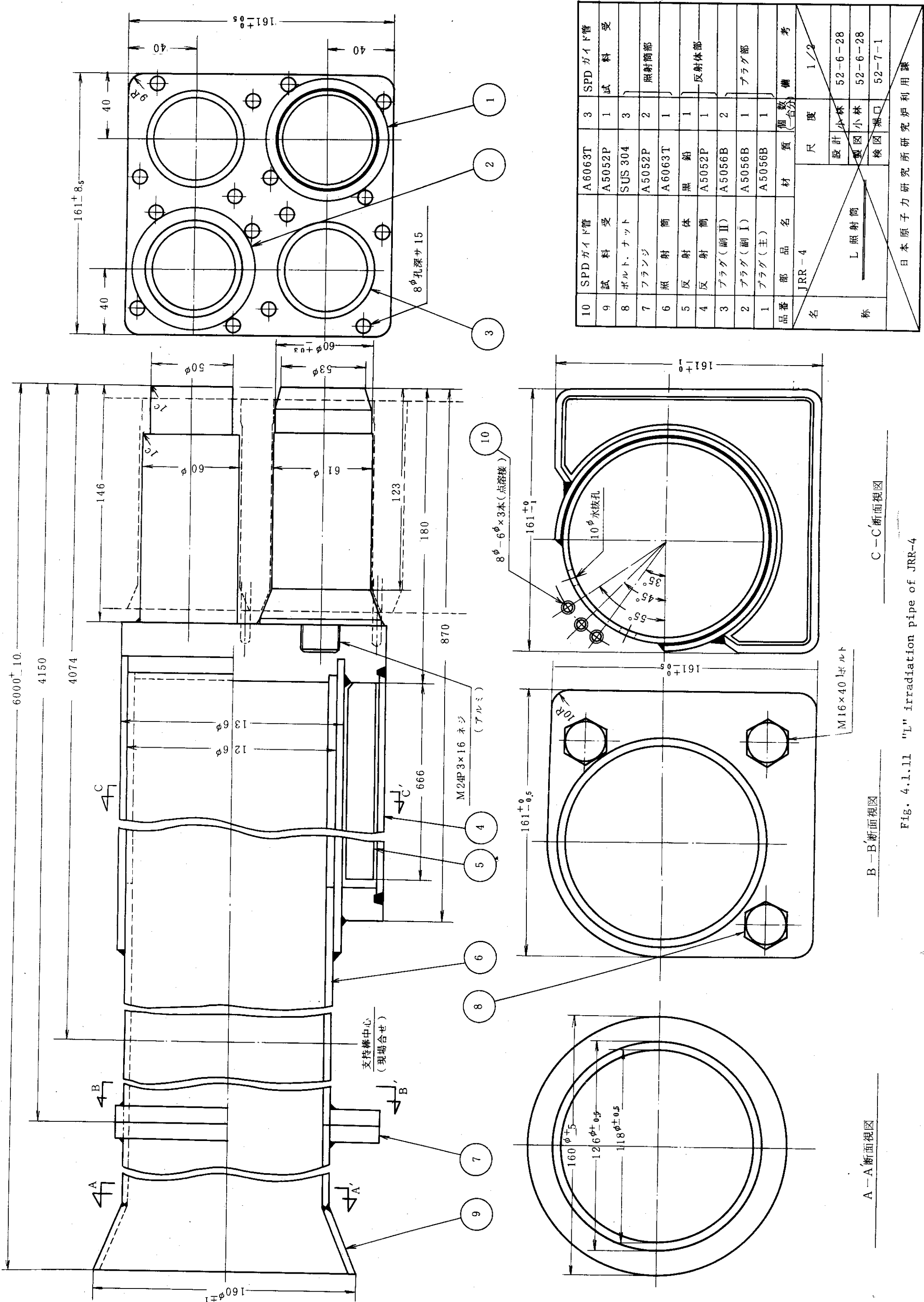
##### 5) まとめ

L照射筒、均一照射装置及び中性子測定器から成る照射装置を使用し昭和52年12月にシリコンによる特性試験を実施した。また、昭和53年1月から(財)放射線照射振興協会によって大型シリコン単結晶へのPのドーピングが開始され、順調に進んでいる。ただし、中性子測定器を用いたSPDによる照射量のコントロールについては照射と並行しデータを集めている段階であり、実用化のためにはなお実証試験を重ねる必要がある。

#### 参考文献

- 1) 堀口洋二他「中性子照射によるシリコン単結晶への<sup>31</sup>Pのドーピングに関する調査」(1976)
- 2) 堀口洋二他「中性子照射によるシリコン単結晶への<sup>31</sup>Pのドーピングに関する調査(II)」(1977)
- 3) 飛田敏雄他「JRR-4D照射筒及びL照射筒の中性子束測定」(1978)
- 4) 堀口洋二他「JRR-4におけるシリコン照射装置」(1978)





品番	部品名	材質	数量	備考	
10	SPD ガイド管	A6063T	3	SPD ガイド管	
9	試料受	A5052P	1	試料受	
8	ボルト、ナット	SUS 304	3		
7	フランジ	A5052P	2	照射筒部	
6	照射筒	A6063T	1		
5	反射体	黒鉛	1		
4	反射筒	A5052P	1	反射体部	
3	プラグ (副 II)	A5056B	2		
2	プラグ (副 I)	A5056B	1	プラグ部	
1	プラグ (主)	A5056B	1		
JRR-4				尺度	1/2
名				設計	小林 52-6-28
称				製図	小林 52-6-28
				検図	堀口 52-7-1

日本原子力研究所研究炉利用課

Fig. 4.1.11 "L" irradiation pipe of JRR-4

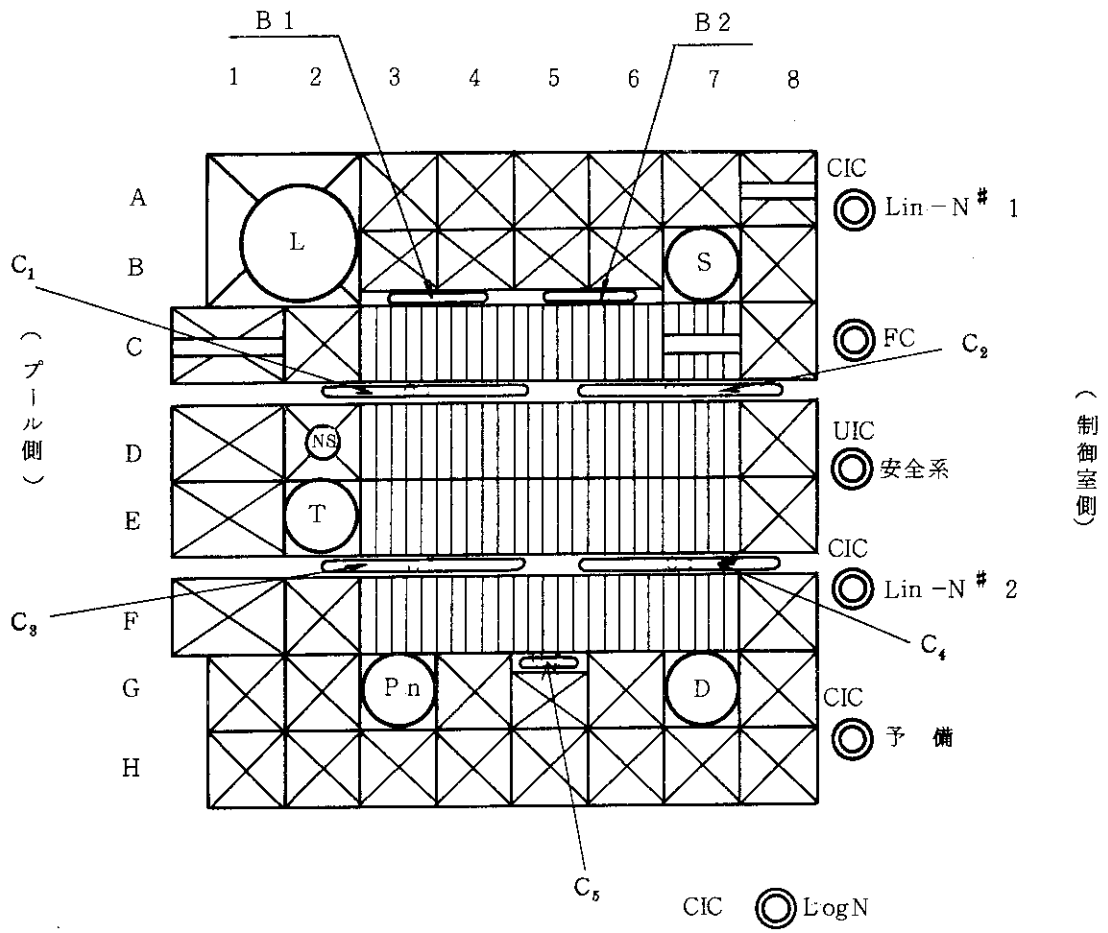


Fig. 4.1.12 Schematic view of core constitution of JRR-4.

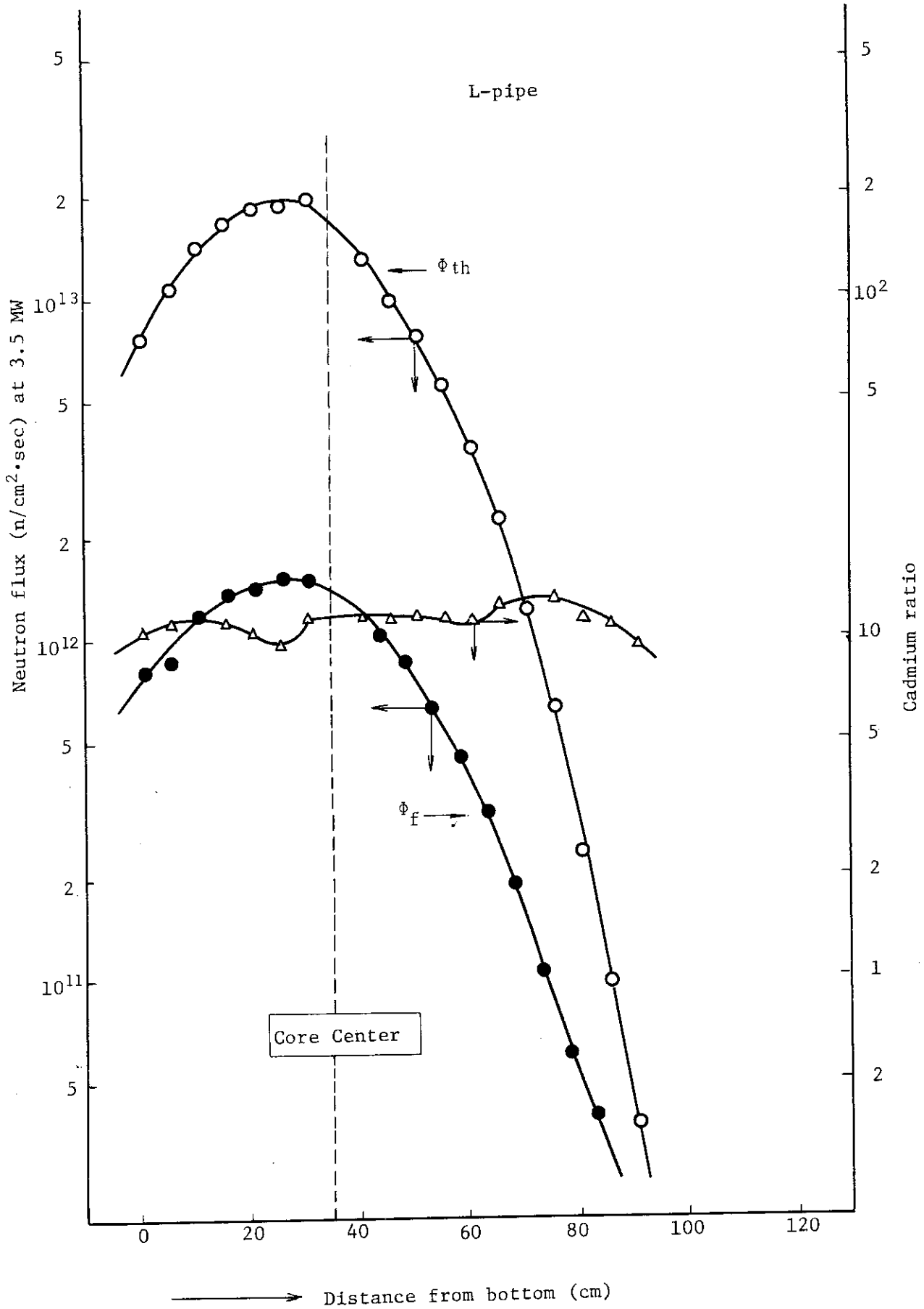
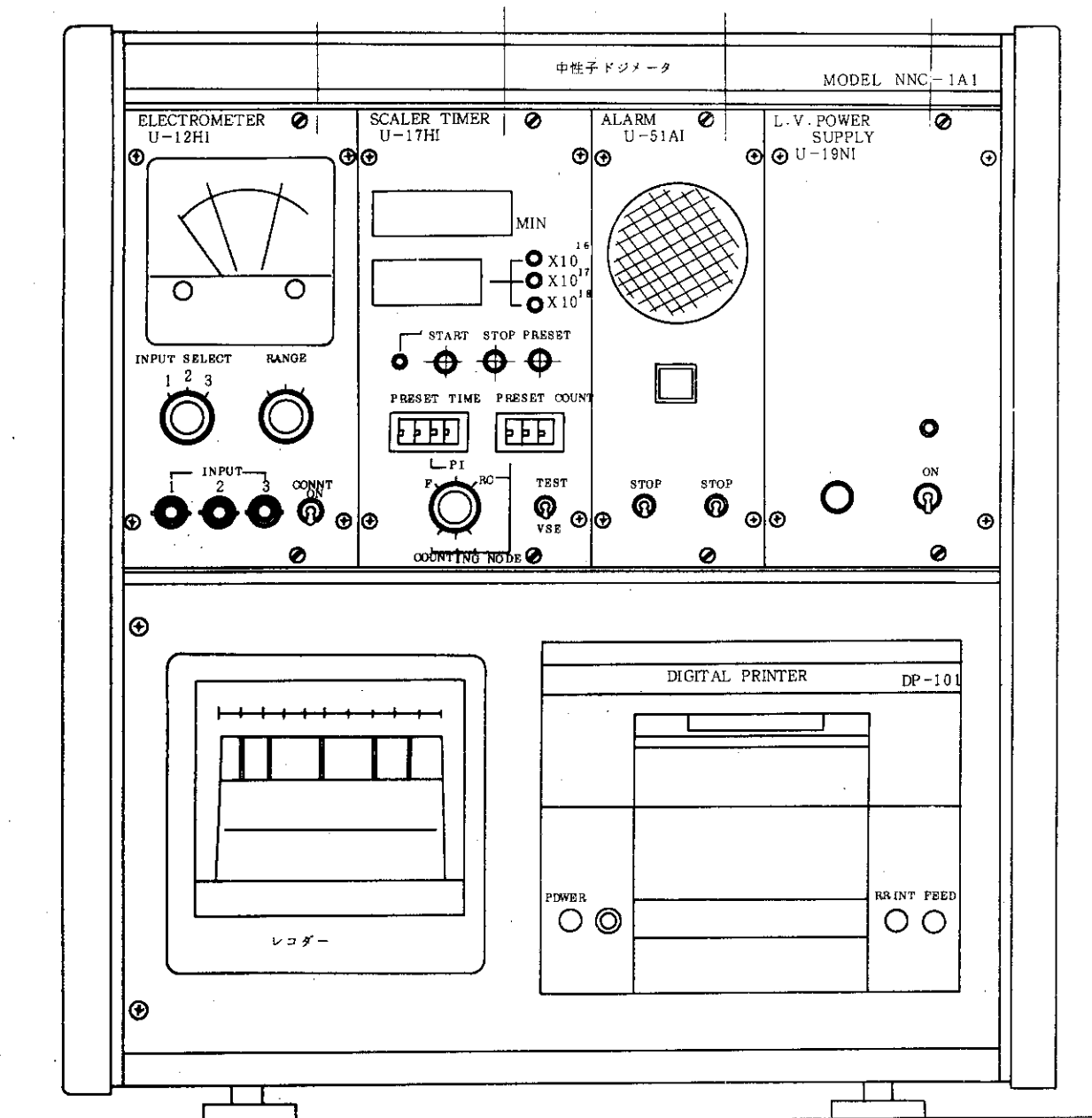


Fig. 4.1.13 Neutron flux distribution of L-pipe



正面図  
(表行 430)

Fig. 4.1.15 Neutron dosimeter

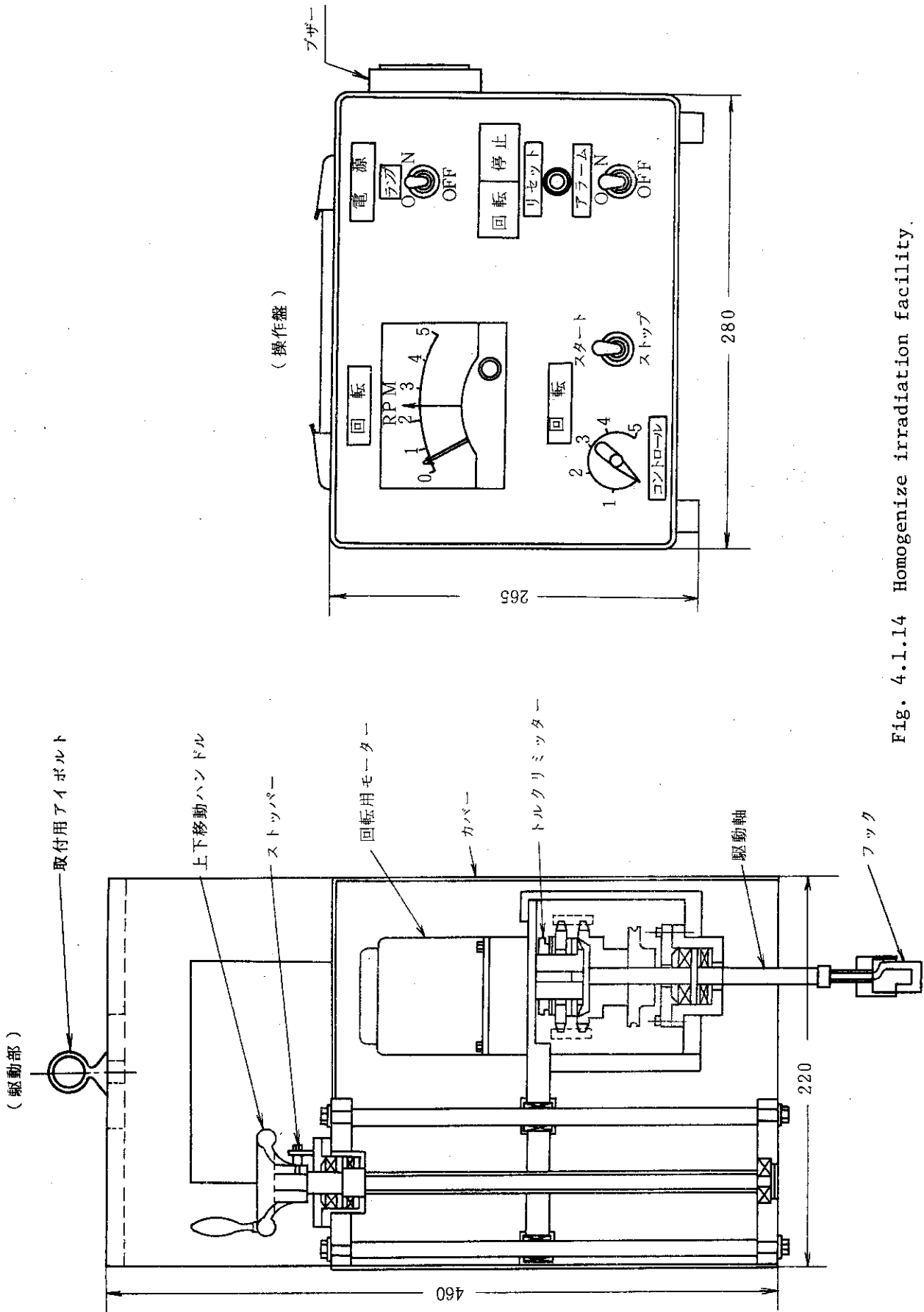


Fig. 4.1.1.14 Homogenize irradiation facility.

## 4.2 解析・検討

### 4.2.1 JRR-3 改造計画

#### 1) 概要

研究用原子炉である JRR-2, 3, 4 は、大型利用施設として十有余年にわたり所内外の研究開発に大きな役割りを果たしてきた。しかし、全般的に経年劣化による問題点が表面化してきて、これの対策として研究炉の将来計画を策定することとなった。昭和 51 年度、研究炉長期整備計画検討委員会において、次期研究炉の型式、諸元等の詳細な調査、検討が行われた。<sup>1, 2, 3, 4)</sup>

ここで、JRR-3 は JRR-2 炉型とほぼ同様な板状燃料重水減速冷却型とし、熱出力 20 MW 程度で、JRR-2 の性能以上の汎用炉に改造することになった。また、利用面においても性能向上をはかるとともに、効率の良い運用ができるよう諸設備の大巾改善を行うことになった。

この計画に基づき、今年度は今後検討を進めていくための基礎資料とする目的で、現状の評価等を含めて JRR-3 の改造に関する第一段階の調査、設計を行った。

JRR-3 の改造は JRR-2 をモデルとするが、改造の際に、炉室、生体遮蔽体、反射体黒鉛等交換が非常に困難なものを除き、すべてを更新する計画である。このため、新しい施設の設計と合わせて炉心タンクの解体等に関する検討を行う必要がある。

基本方針としてまとめた改造前後の主要諸元比較表を Table 4.2.1 に示す。この考えに基づいて、各系統の検討を行った。前に述べたとおり、JRR-2 をモデルとしているので改造計画は画期的なものとはいえないが、今までの JRR-2 及び JRR-3 の運転経験を生かした現実的なものである。したがって、調査も JRR-2 の長所、短所の究明等から始め、特に利用面において非常に使い易い汎用研究炉を目指すことになった。

全体的な調整等は未了であるが、ここで調査結果の概要をまとめる。<sup>4)</sup>

#### 2) 炉本体関係

炉本体に関しては、炉心タンクを新しい構造のものに更新するが、その外側の反射体黒鉛、熱遮蔽タンク及び生体遮蔽体はそのまま使用する計画である。このため、水平実験孔等に関しては多少の制約があるが、炉心タンク内の配置等については利用面の配慮をすることができる。炉心格子に関しては、同様の炉心構造を持つ原子炉を比較検討した結果、身近に十分な実績のある JRR-2 炉心格子を第一案とした。

今回まとめた、炉本体関係の概略を Fig. 4.2.1 ~ Fig. 4.2.3 に示す。図からわかるように、炉心タンクは現在と同寸法のものを用いているので、非常に広い重水の反射体領域を持つことになる。ここを利用して、大きな垂直照射孔を設ける計画である。燃料要素の位置は水平実験孔が直接燃料を見ないように決めてある。また、水平実験孔のひとつ(H-1)には冷中性子源を設置する予定で、中性子導管を用いたビーム実験ができるよう考慮してある。詳細な構造については今後詰めていかなければならないが、今回はこの第一次案に基づいて全体の検討を実施した。

この炉本体の更新にあたって問題となることは、解体方法と反射体黒鉛の健全性評価が挙げられる。炉心タンク以外の解体については技術的に問題となることはないが、解体前に配管系の化学除染を実施する方向で、方法の検討、予備試験等を進めた。一方、炉心タンクの解体に関しては、放射線量率の問題と廃棄処理を中心とした解体方法の検討がある。炉心タンクの誘導放射能

は約 27 Ci と推定され、解体作業時には炉上面の中央位置で約 2.4 R/h の放射線量率になると計算された。このため炉心タンクは遠隔操作での解体が必要であり、また、何らかの方法で切断し、廃棄可能な形にしなければならない。詳細については省略するが、今回の JRR-3 改造にあたって中心となる作業であるため、今後細部の詰めを行う計画である。

反射体黒鉛の健全性評価については、実物の調査ができないため、同等品の黒鉛材を用い JRR-2 において加速照射試験を実施することにした。これに伴い、照射キャプセルの設計、製作等の照射準備を行い、照射を開始した。照射結果はこれからまとめられるが、現在は継続使用可能と考えている。

### 3) 炉心の核計算

炉心は、基本的に JRR-2 の炉心と同じものを考えている。このため臨界性については現在から推定することが可能である。しかし、燃料要素はすべて円筒燃料要素とすること、重水の反射体層が多いこと等から、核計算を実施し、実効増倍率や中性子束分布を求め、JRR-2 における実測値との比較等を行った。完全に新しい炉心を組むので、いろいろな条件を加味することが可能であるが、今回の検討では JRR-2 の炉心に準ずるものとして取り扱った。

使用した計算コードは、群定数計算を「XSDRN」<sup>6)</sup>で行い、臨界計算を 2次元拡散コード「EXTERMINATOR-2」<sup>7)</sup>で実施した。計算にあたって、重水濃度と炉心格子ピッチを多少変えてみたが、今回の検討範囲内では大きな差がみられず、基本的に JRR-2 のデータと比較する形で検討した。

計算結果の一例を Table 4.2.2 に示す。これからわかるように、JRR-3 改造炉の実効増倍係数は JRR-2 より大巾に大きくなっている。これは、今回の計算では制御棒や実験孔などを簡略化して取り扱った効果等があると考えられるが、重水反射体領域が大きい等の効果を考えると、ほぼ満足のできる炉心を組むことが可能であると予測できる。詳細な検討は炉心タンク内の配置と合わせて今後の大きな課題である。炉心部の中性子束分布については、炉出力が 20 MW と 2 倍になった効果を除き、ほぼ JRR-2 における分布と似ており、予想どおりである。この分布と関連させて、実験孔等の位置を検討していく必要がある。

今回の検討を実施している際に、核拡散防止強化の一環として、米国は高濃縮ウランの輸出規制を実施し、原則的には新たに高濃縮ウランを必要とする原子炉に対しては供給しないことが判明した。これに対する対策として 20%濃縮ウランを使用しなければならない事態を考え、簡単な検討を行った。燃料要素の詳細構造は別とし、基本的に 93%濃縮ウランと同じ条件 (U-235 含有量は同量の 195 g/本、等)として、同様の核計算を実施した。その結果、実効増倍係数  $K_{eff}$  (20%) = 1.188 となり、Table 4.2.2 に示したものに対し余剰反応度で約 7.8%  $\Delta K/K$  という大巾な減少となった。この減少の原因としてはいろいろなことが考えられるが、とにかく同じ U-235 量では余剰反応度が少なすぎるということがわかった。

以上のように、今回の計算では一応の目安を得る目的で実施し、所期の成果を得た。しかし、今後さらに詳細な計算を進め、炉心の詳細構造設計に反映させるとともに、計算精度の向上を目指していく必要がある。基本的には U-235 の濃縮度をどうするかが問題であるが、これについては世界的な動向と合わせて今後検討していかなければならない。

## 4) 燃料

JRR-3 改造炉に使用する燃料としては、使用実績のある JRR-2 の円筒型燃料要素を基本として考えた。概念図を Fig. 4.2.4 に示す。現在の JRR-2 における使用実績からみて、核的にも熱的にもほぼ問題がないという見通しを得ているが、詳細については今後検討していくことが必要である。しかし、今回の検討において燃料要素の取扱いに関するものや製作上の配慮等については未了である。

熱計算の結果では、ホットスポットにおいても燃料板表面で沸騰を起こさないためには約  $36 \text{ m}^3/\text{min}$  の冷却水流量が必要と求められた。しかし、これについては流水試験を行い、冷却条件の均一化を図る方向で検討している。このため、流水試験装置を設計、製作した。これを用いて、燃料要素の詳細構造についての試験を実施し、最適条件を決める計画で準備を進めている。

前に述べたとおり、高濃縮ウランの入手に問題があるとわかったため、20%濃縮ウランを用いた同様の燃料要素について検討を行った。しかし、粉末冶金法を利用してウラン含有率を増したとしても、芯合金の体積を増加させねばならず、種々の開発試験を積み重ねる必要がある。燃料は原子炉を作る上で中心となるものなので、今後の世界的な動向と合わせて検討をしていかなければならない。

## 5) 計測制御系統

基本的に JRR-2 と同様とすることで調査を行った。詳細は今後の検討を待たなければならないが、安全性の確保、信頼性の向上を中心に、新しい考え方を取り入れながら全面的に更新する方向で進めていく計画である。今回の調査では、基本的な考え方を中心に検討した。細かいものは割愛するが、大きな方針として、制御室を炉室外に設け、すべて集中監視することでまとめることを考えている。また、電子計算機を最大限に利用していく計画である。

## 6) 冷却系統

現在使用中の冷却系機器は貯槽等を除き全面的に更新する。新しい冷却系も基本的には現在と同様になるが、保守作業に対する配慮を十分に計ることになっている。また、系統をできるだけ簡略化して故障の頻度を下げるように考えている。一次冷却系は重水を用いるので、その取扱いには十分な配慮が必要であるが、今までの経験を生かした設計をすることによって十分に安全性を確保できると考えている。ポンプ等の予備機は必ず準備しておき、常に交換可能とする。これにより保守作業の時間を短縮できると考えている。

## 7) 照射利用設備

今回の JRR-3 改造炉を検討するにあたって、照射利用設備をどのように設置するかが大きな課題であった。単なる汎用設備とするのは必ずしも好ましくなく、ある程度、利用目的をしぼることが効果的であることがわかっており、また、利用のない研究炉は考えられないことから、利用動向の調査を含めて検討を行った。

JRR-2 で物性研究に広く利用されているビーム実験は、JRR-3 改造炉においても利用要求は高いものと思われる。水平実験孔の増設は困難であるが、実験の質の向上を図るため、水平実験孔が炉心領域の下端に来るようにし、炉心を直接見ない方向に設置するよう考慮した。また、冷中性子源設備や中性子導管を設けてビーム実験の範囲拡大をはかることにしている。

照射設備に関しては、現在 JRR-2 においてリグ照射等で有効に利用されている燃料内照射を



すべての燃料要素について可能にするとともに、照射孔も照射試験の要求に応じられるように考慮する計画である。特に、計装付キャプセルの照射試験に対処できるよう配慮する予定である。RIの生産については、短寿命核種を除きJRR-2の炉心領域での照射が重要であるので、JRR-3改造炉でもこのための照射設備を重視していく計画である。また、RIの出荷は毎週定期的に行わねばならないので、照射試料のオンパワーハンドリング設備を設けることにしている。

これら照射設備についての具体的な案は検討されているがここでは割愛する。今後、炉全体の構成がまとまったところで、位置、機構等を再検討する計画である。

#### 8) その他の設備

電源、給排気等の機械室施設については、現施設の老朽化を考え、全面更新する計画である。これについては今までの経験を生かし、できるだけ故障の少ないものを考えていく予定である。換気系としては、炉室内のみの独立した空気清浄化装置(活性炭吸着装置)を設け、事故時対策とすることを考える。また、これら機械室施設の運転、監視等は原子炉制御室と同一の部屋でできるようにする計画で、これにより通常の原子炉運転も便利になると考えている。

放射線管理関係の設備についても、全面更新の計画である。具体的な配置等は炉体の設計等がまとまった後になると思うが、基本的には現状と同様なものとなる。できるだけ検出感度の高い方法を考えていく計画である。

JRR-3の使用済燃料は、現在、使用済燃料貯槽に多数貯蔵されている。改造炉の燃料は現在のJRR-3燃料と大巾に異なるため、施設はかなり変更する必要があるが、この改修に先立って貯蔵中の燃料の処分を考えなければならない。これについては、新しい保管施設を作ること検討を進めている。新しい施設の整備については、JRR-2のものと同等という考えで、基本方針をまとめた。現在の貯槽は大きいので、十分な改修余裕があると考えている。

#### 9) まとめ

以上概略をまとめたとおり、JRR-3改造炉全体について一応の検討を加えた。ただし、各項目単独での検討であり、全体についての整合はしていない。今後、横の調整を行っていく段階で、検討すべき問題点がかなり明確になるものと考えている。

これらの改造計画を検討している過程で、高濃縮ウランの入手が困難になる情勢がでてきた。このため炉心構造にも影響を及ぼすことになりそうである。今後はこれらの情勢も加味しながら検討を進めなければならないと考えている。また、原子炉の安全性に関する問題点の解決や、国内においてはほとんど経験のない原子炉の解体に関する検討等についても十分な評価を加えていく必要がある。来年度以降、更に詳細な調査、検討を行っていく計画である。

#### 参考文献

- 1) 研究炉管理部、「次期研究炉整備計画(案)」,(1977)
- 2) 研究炉対策ワーキンググループ、「研究炉対策について(案)」(1977)
- 3) 研究炉長期整備計画検討委員会、「研究炉長期整備計画」(52.6.9)
- 4) 次期研究炉選定専門部会、「次期研究炉の型式、諸元について」(52.3.31)
- 5) 研究炉管理部、「JRR-3改造計画第1次調査報告書」,(1978)

- 6) N.M. Greene & C.W. Craven, Jr., [XSDRN : A Discrete Ordinates Spectral Averaging Code], ORN L-TM- 2500 (1969)
- 7) T.B. Fowler et al., [EXTERMINATOR-2 : A Fortran IV Code for Solving Multigroup Neutron Diffusion Equations in Two Dimensions], ORNL-4078 (1967)

Table 4.2.1 Reactor design data of present and after upgrading on JRR-3

Item	Present	After Upgrading
Fuel	Slightly Enriched UO <sub>2</sub>	93% Enriched U-Al Alloys
Cladding	Pin Type 4 Elements/Assembly Zircalloy-2	Plate Type Cylindrical, 5 or 6 Plates.Assembly Aluminum
Reactor Core Loading		
Number of Assemblies	243 Assemblies	24 Assemblies
Weight of U-235	about 20 kg (under Operating)	about 4 kg (under Operating)
Burn Up	(maximum) 7000 MWD/T	(maximum) 40 %
Rated Thermal Output	10 MW	20 MW
Maximum Thermal Neutron Flux	$3 \times 10^{13}$ n/cm <sup>2</sup> .sec	$4 \times 10^{14}$ n/cm <sup>2</sup> .sec
Reactor Core		
Dimensions of Core	Cylindrical, 260 cm dia. × 275 cm high	Cylindrical 84 cm dia. × 60 cm high
Dimensions of Core Tank	Cylindrical, 280 cm dia.(inside × 420 cm high	Cylindrical 280 cm dia.(inside × 420 cm high
Coolant and Moderator	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O
Coolant Temperature at Core Outlet	(maximum) 57.5°C	(maximum) 60°C
Coolant Flow Rate	about 17 m <sup>3</sup> /min	26 - 30 m <sup>3</sup> /min
Control Rods		
Material	Cadmium with Almium cladding	Cadmium with STainless cladding
Type	Rod	Rod
Number of Rods	17 Rods	6 Rods
Driving Mecanism	(Shim Rods) Wire-Drum Type (Reg. rods) Ball Bearing Screw and Nut type	Ball Bearing Screw and Nut Type
Experimental Facilities		
	φth(max.)	φth(max.)
	Center Irrad. Hole (200 mmφ × 1) $2 \times 10^{13}$	Center Irrad. Hole (100 mmφ × 1) $2 \times 10^{14}$
	In-Core Irrad. Holes (130 mmφ × 3) $2 \times 10^{13}$	In-Core Irrad. Holes (100 mmφ × 4) $2 \times 10^{14}$
	In-Core Irrad. Holes (38 mmφ × 3) $3 \times 10^{13}$	
		Vertical Irrad. Holes (200 mmφ × 10) $1-0.1 \times 10^{14}$
		In-Fuel Irrad. Holes (40 mmφ × 24) $2-1.2 \times 10^{14}$
	Pneumatic Tubes (40 mmφ × 4) $3-0.02 \times 10^{13}$	Penumatic Tubes (      × 5) $1-0.001 \times 10^{14}$
	Horizontal Experi. Holes (150-300 mmφ × 7) $6 \times 10^{12}$	Horizontal Experi. Holes (150 mm      8) $2-1 \times 10^{14}$
	Thermal Column $4 \times 10^{11}$	Cold Neutron Soruce $1-0.5 \times 10^{14}$



Scale 1/30

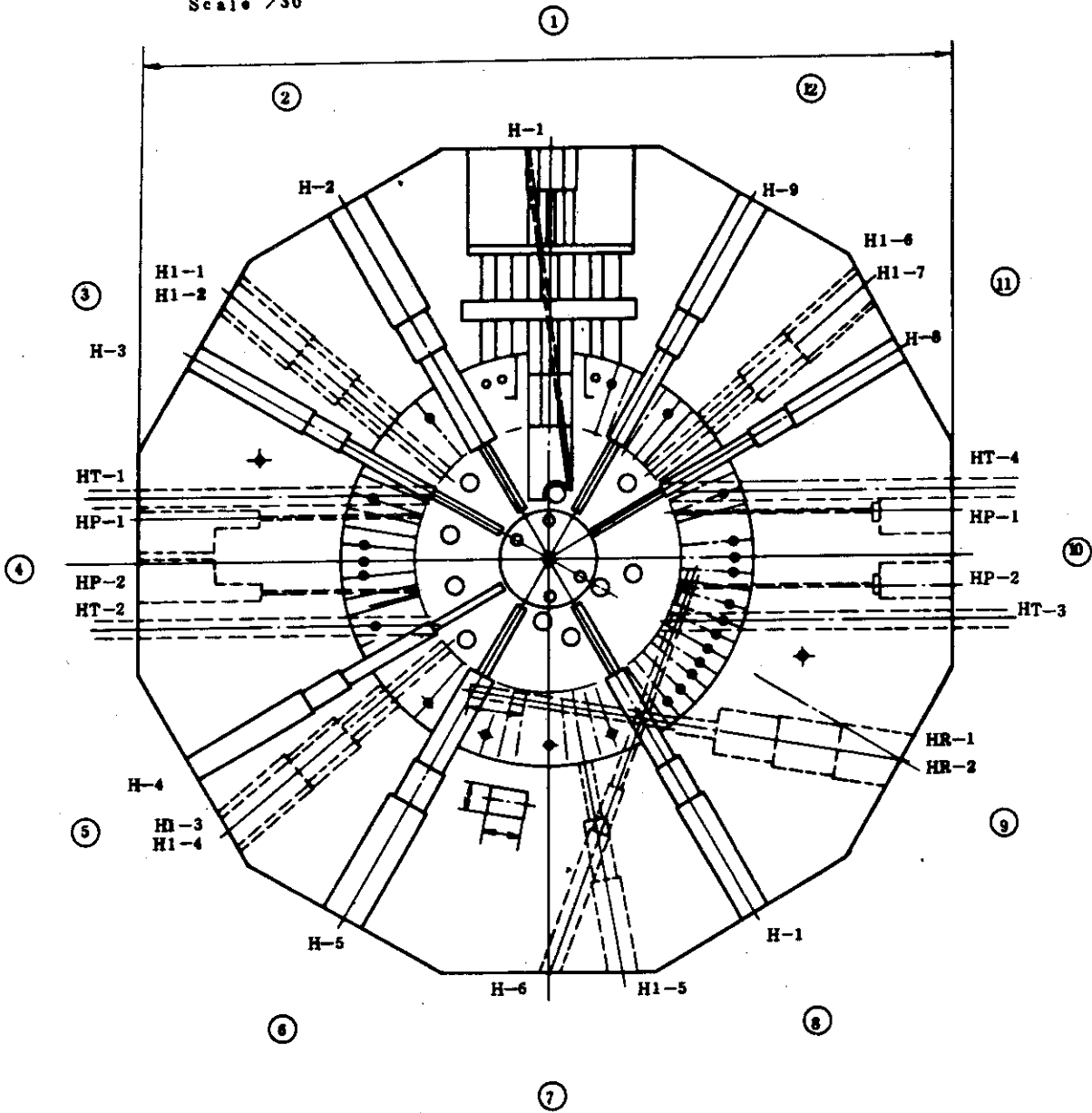


Fig. 4.2.2 General arrangement of experimental holes

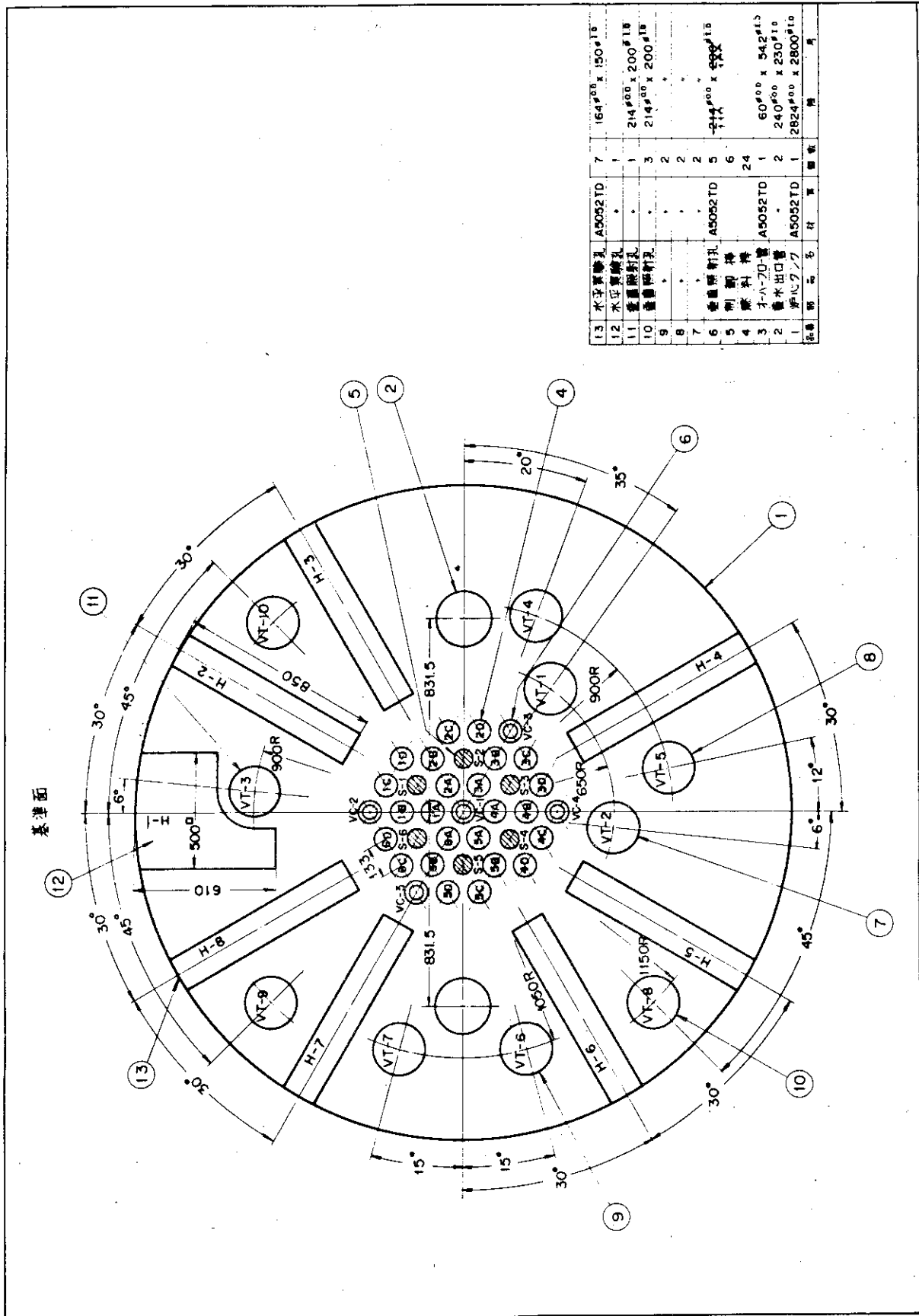


Fig. 4.2.3 General arrangement of reactor horizontal section

Fig. 4.2.2 Effective multiplication factor ( $k_{eff}$ ) and excess reactivity ( $\rho_{ex}$ )

項目		JRR-3改造炉心	JRR-2円筒燃料炉心	JRR-2炉心実測値	
炉心構成状況	U-235含有量 (g/本)	195	195	195	
	燃料要素 (本)	円筒型	24	24	4
		角型	0	0	20
	重水濃度 (mol%)	99.75	96.62	96.62	
	格子ピッチ (mm)	133	133	133	
	$K_{eff}$	1,310	1,223	-	
$\rho_{ex}$ (% $\Delta k/k$ )	23.66	18.23	15.4		

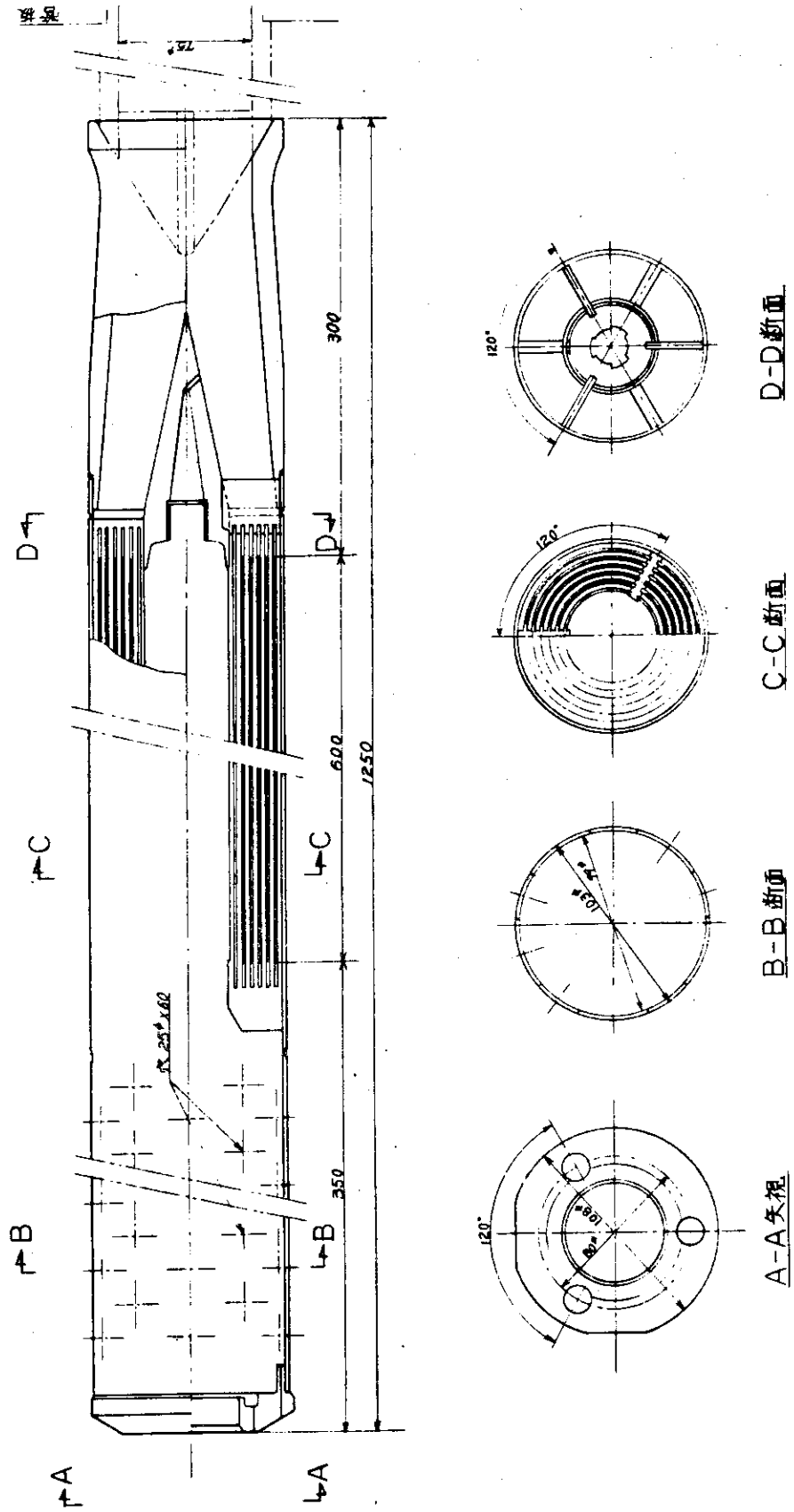


Fig. 4.2.4 Cylindrical plate type fuel element



## 4.2.2 JRR-4 改造計画に伴う核計算

## 1) 概要

次期研究炉選定専門部会が研究炉長期整備計画検討委員会に提出した答申書<sup>1)</sup>(昭和52年3月)に基づき、改造炉心の2次元核計算を、XSDRN<sup>2)</sup>-ADC<sup>3)</sup>コードを用いて行った。

## 2) 改造炉心の概要

改造炉心は、スイミングプール型原子炉である点については現状炉と同型式であるが、出力、炉心タンク、燃料、制御棒、照射筒などを変更し、照射利用のフレキシビリティを増し、照射効率を高めることを主眼としている。Table 4.2.3に現状炉と改造炉の諸元比較表を、Fig. 4.2.5に改造炉心の配置図を示す。

## 3) 計算方法

群定数の作成には、1次元SnコードXSDRN、臨界計算には拡散コードADCを用い、2次元計算を行った。計算は、まず、計算の手法、メッシュ間隔などの妥当性を判断するため現状炉心で検証計算を行い、その後、改造炉の核計算を行った。検証の結果、群定数の一つである拡散係数は、同じ組成を持った要素でも、その存在場所によって値が変化すること、臨界計算のメッシュ間隔は2cm程度が適当であることなどが判明した。検証計算結果と実験値は次のとおりである。

	実験値 % $\Delta K/K$	検証計算値 % $\Delta K/K$	計算値/実験値
余剰反応度	7.09	7.81	1.102
全制御棒等価反応度	17.38	16.43	0.945

## 4) 計算結果

(イ) 改造炉心の計算結果に検証計算で判明した誤差を考慮すると、改造炉心の余剰反応度は8% $\Delta K/K$ 、ホークロッド型制御棒6本の全等価反応度は29.2% $\Delta K/K$ であった。Fig.4.2.6に炉心中央の中性子束分布を示す。

(ロ) 改造炉心の黒鉛反射体の内側1層をBe反射体に置き換えた場合、余剰反応度は10.9% $\Delta K/K$ となり、黒鉛反射体だけの時の約1.4倍となった。改造炉心の余剰反応度の上限を今と同じ8% $\Delta K/K$ とするなら、Be反射体を使うことにより20本炉心では4% $\Delta K/K$ オーバーする。このことは、逆に18本、あるいは16本炉心のように、コンパクトな炉心体系も可能であることを示していると考えられる。

## 参考文献

- 1) 次期研究炉選定専門部会：“次期研究炉の型式，諸元について(答申書)”(昭52.3)
- 2) N. M. Greene, C. W. Graven, Jr. “XSDRN: A Discrete Ordinates Spectral Averaging Code” ORNL-TM-2500 (1969)
- 3) M. AKimoto：“General-Dimension Diffusion Code ADC Program”  
(JAERI レポート公刊予定)

Table 4.2.3 現状炉と改造炉の諸元比較表

項 目	現 状 炉	改 造 炉
出 力	3.5 MW	5 MW
燃 料		
1) 濃縮度及び形状	93%濃縮ETR形板状15枚/1本	93%濃縮ETR形板状22枚/1本
2) 要素数/炉心	20本	24本(平衡時)
3) U-235/要素	166g	標準燃料 249g フォークロッド用 178g インゴア照射用 154g
炉心部		
1) 構 造	移動式	半固定式
2) 格 子 板	8×8	8×9
3) 炉心タンク	フルタンク型	セミオープン型
4) 制 御 棒	ボロン入りSUS板 粗調整×4 微調整×1 バックアップ×2	Ag-In-Cdフォークロッド型 6本
一次冷却系		
1) 流 量	7.0m <sup>3</sup> /min	10m <sup>3</sup> /min
2) 冷却方式	炉心タンク：プール水分離形下向流	プール水吸込形下向流
3) 炉心出口温度	最 高 60℃	最 高 60℃
4) 被覆材表面温度	最 高 98.9℃	最 高 94℃
実験装置	Na1, 2プール 散乱実験設備 リドタンク	Na1プール 同 左 同 左
照射設備	S・T・D・Lパイプ 気送管, F照射筒	フラックストラップ 気送管×2, 水力ラビット, Tパイプ, Siパイプ 簡易照射筒×2

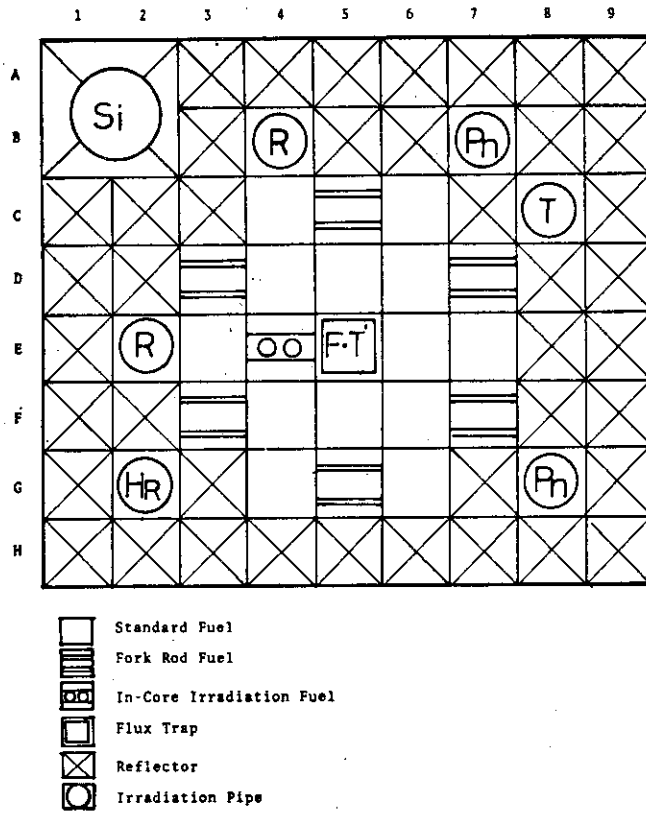


Fig. 4.2.5 Configuration of C-Type fuel elements core

- $\phi_1$  ... Fast neutron (14.91 MeV  $\sim$  0.55 MeV)
- $\phi_2$  ... Epi-thermal neutron (0.55 MeV  $\sim$  0.655 eV)
- $\phi_3$  ... Thermal neutron (0.655 eV  $\sim$  0.00474 eV)

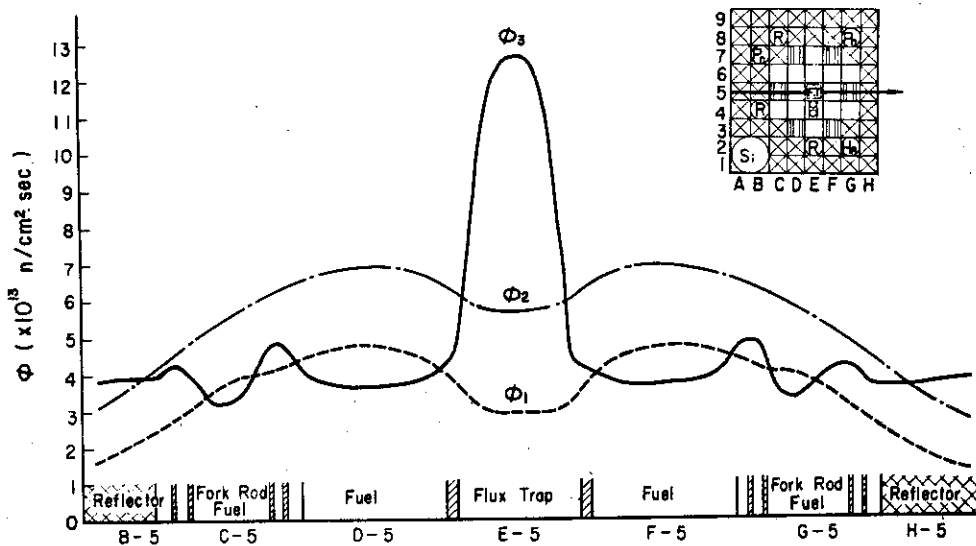


Fig. 4.2.6 Neutron flux distribution of C-type fuel elements core (No.5 Row)

## 4.2.3 非高濃縮ウランに関する JRR-4 の核計算

## 1) 概要

米国の核政策により、現在 JRR-4 で使用している高濃縮ウラン (93%濃縮) の入手が困難になることが予想されたので、非高濃縮ウラン (20, 40%濃縮) 燃料を JRR-4 に適用した場合の核的検討を、現状炉心及び改造炉心について行い、高濃縮ウラン燃料との性能の比較を行った。使用したコード及び計算方法は、本編 4.2.2 「JRR-4 改造計画に伴う核計算」と同様であるが計算の簡略化のため、燃料以外の炉心要素の群定数は 4.2.2 に用いたものをそのまま使用した。また、燃料芯材の密度については、データが得られなかったので、理論密度を用いて算出した値を使用した。

## 2) 検討に用いた非高濃縮ウラン燃料

非高濃縮ウラン燃料を用い、性能を現状維持させるためには、要素当りの U-235 量を高濃縮ウラン使用時より多くしなければならず、その1つの解決策として、燃料板当りの U-235 量を増量することが考えられるが、高濃縮ウラン燃料の製造に用いられている U-Al 合金法は限界があるため、世界の研究炉で多く用いられている粉末冶金法の  $UAl_3$ -Al、あるいは  $U_3O_8$ -Al 分散型燃料を検討の対象とした。Table 4.2.4 に検討を行った非高濃縮ウラン燃料と現在使用中の燃料及び改造炉用に計算している燃料の仕様対比表を示す。このうち、 $U_3O_8$ -Al 燃料は、プエルトルコの PR PR (5 MW, スィミングプール型炉) の燃料板仕様の厚さだけを 0.5 mm から 0.76 mm に変更したものである。

## 3) 計算結果

Table 4.2.5 に現状炉に非高濃縮ウラン燃料を適用した場合の計算結果を、Table 4.2.6 に改造炉の計算結果を、高濃縮ウラン使用の場合と比較し示す。また、Table 4.2.7 に現状炉心配置での高濃縮ウラン燃料と非高濃縮ウラン燃料 (20%濃縮  $UAl_3$ -Al) 使用中の中性子束比をエネルギー群毎に示す。Fig. 4.2.7 は、非高濃縮ウラン (20%濃縮)  $UAl_3$ -Al 及び  $U_3O_8$ -Al 燃料の燃焼度と  $K_{eff}$  の関係を示したものである。燃焼度のとり方は、炉心内燃料が全て均一に燃焼しているとしてある。 $K_{eff}$  の燃焼度依存は、燃焼度に応じ  $^{235}U$  が減少し、FP が増加するものとして、燃焼度ごとに群定数を作成し、 $K_{eff}$  を求めた。

## 4) まとめ

計算結果から、現状炉に非高濃縮ウラン (20%濃縮) 燃料を採用した場合

- (イ)  $K_{eff}$  は、同じ燃料本数の炉心で比較すると、U-235 量を 1.4 ~ 1.6 倍に増量しても、高濃縮ウラン燃料使用時よりやや低い。
- (ロ) 中性子束は、同じ燃料本数の炉心の場合、1群 (14.91 MeV ~ 0.55 MeV) と 2群 (0.55 MeV ~ 0.655 eV) では、高濃縮ウラン燃料に比しやや高くなっているが、3群 (0.655 eV ~ 0.00474 eV) の燃料領域では約 3 ~ 4 割低くなっている。しかし、照射利用領域では、1 ~ 3群とも約 1 割程度高くなっている。
- (ハ) 燃焼度は、現状炉の余剰反応度の下限がほぼ 5%  $\Delta K/K$  であるので、この値を適用した場合、平均燃焼度の限度は 15 ~ 20% となる。

上記から、定常運転のため余剰反応度を現状と同じ 8%  $\Delta K/K$  程度を確保するためには、炉心内の燃料本数を更に増やす必要があるが、照射利用領域の中性子束は現状に比し、それほど低

下しないものと考えられる。しかし、燃料経済上は余り好ましくないと思われる。濃縮度を 40%程度にすると、燃料設計上かなり余裕がでるものと考えられる。

また、改造炉 20 本炉心に非高濃縮ウラン(20%濃縮)燃料を適用した場合、改造炉は炉心中央にフラックストラップを設けるため $K_{eff}$ は 1.026 と小さく、更に燃料を追加してもさほど、 $K_{eff}$ の増加は期待できず、非高濃縮ウラン(20%濃縮)燃料の使用は困難と思われる。しかし、黒鉛反射体の内側1層をBe 反射体で置き換えた場合、 $K_{eff}$ は 1.067 になり、黒鉛反射体だけの時の 24 本炉心に匹敵する  $K_{eff}$  が得られるので、燃料を 24 本にし、Be 反射体を使うことにより、非高濃縮ウラン燃料での改造炉の可能性は残されているものと考えられるので、 $UAl_3$ -Al 燃料使用の場合と合せて更に検討を加えたい。

Table 4.2.4 Specification of HEU and non-HEU fuels

燃料型 項目	A & B	$UAl_3$ -Al	$U_3O_8$ -Al	$UAl_3$ -Al	C
濃縮度 (%)	90, 93	20	20	40	93
芯合金	U-Al 合金	536 $UAl_3$ -464 Al分散型	65 $U_3O_8$ -35Al 分散型	409 $UAl_3$ -39.1 Al分散型	U-Al 合金
U含有量 (wt/o)	~20	~40	~55	~30.5	~20
U-235/燃料板g)	11.86	11.97	13.34	16.6	11.86
燃料板数/要素	15	21	21	19	22
U-235/要素g)	166	239	267	299	249
燃料板厚さ (mm) (被覆-芯材-被覆)	1.26 (0.38-0.5-0.38)	1.52 (0.38-0.76-0.38)	1.52 (0.38-0.76-0.38)	1.52 (0.38-0.76-0.38)	1.26 (0.38-0.5-0.38)
備考	使用中				改造炉用

Table 4.2.5 Correlation of enrichment and  $K_{eff}$  at current core

燃料型	濃縮度	U-235/要素	燃料本数	$K_{eff}$
A・B	90, 93 (%)	166(g)	16 (本)	1.085
$UAl_3$ -Al	20	239	16	1.059
$U_3O_8$ -Al	20	267	16	1.07
$UAl_3$ -Al	40	299	16	1.138

Table 4.2.6 Correlation of enrichment and grade-up core

燃料型	濃縮度	U-235要素	燃料本数	$K_{eff}$	備考
C	90.93%	249 (g)	20 (本)	1.096	
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> -Al	20	267	24	1.066	
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> -Al	20	267	20	1.026	
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> -Al	20	267	20	1.067	Be反射体1層使用

Table 4.2.7 Flux ratio of  $UAl_3$  Fuel 16 Elements ( $K_{eff}=1.0590995$ )  
 A and B Fuel 16 Elements ( $K_{eff}=1.0847438$ )  
 for present core arrangement

Position	Energy Group		
	1	2	3
C-4	1.1588	1.1562	0.7307
5	1.1437	1.1408	0.7045
6	1.1587	1.1554	0.7321
D-3	1.1575	1.1545	0.6999
4	1.1106	1.1103	0.654
5	1.098	1.0974	0.6484
6	1.1096	1.1093	0.6534
7	1.1533	1.1512	0.6947
E-3	1.1576	1.1542	0.7038
4	1.1104	1.1101	0.654
5	1.0977	1.0972	0.6483
6	1.1093	1.1091	0.6533
7	1.1531	1.151	0.6946
F-4	1.1565	1.1549	0.7258
5	1.1408	1.1395	0.6974
6	1.1559	1.1541	0.7259
S-Pipe	1.1169	1.1324	1.0708
T-Pipe	1.1479	1.1617	1.0579

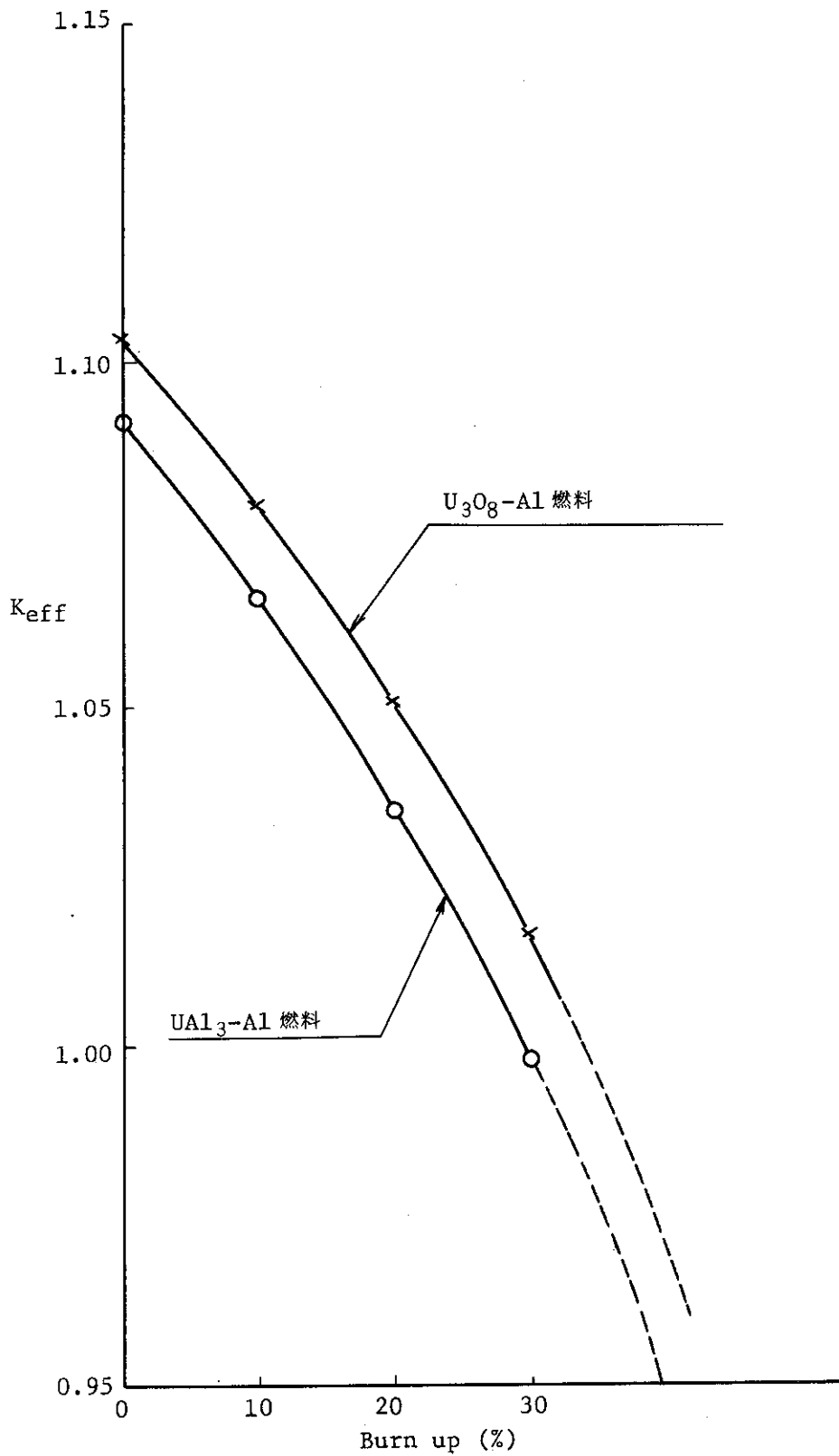


Fig.4.2.7 Reduction of  $K_{eff}$  involved in the burn-up of 20% enriched uranium  $U_3O_8-Al$  and  $UAl_3-Al$  dispersion fuel elements core (current core)

## 4.2.4 JRR-4 自然循環運転時の燃料表面温度熱計算

## 1) 概要

JRR-4 は、最大熱出力 3500 KW で共同利用運転されているが、自然循環による 200 KW 運転もできるようになっている。これまで行った自然循環による 200 KW 運転の実測データと計算式に検討を加え、それらをもとに 400 KW での自然循環運転の可能性について推定計算を行った。

## 2) 実測データの検討

過去の測定データを Table 4.2.8 に示す。昭和 41 年の測定値は、燃料表面にデブコン F で熱電対を取りつけ、測定したもので、強制循環時の測定データは、計装燃料による測定値と比べ、かなり低い(約 40%) 値を示している。自然循環時は、冷却水の流速が低いので、取付けによる影響は少ないと思われるが、それでも実際の表面温度よりは低い値を示していると考えられる。

## 3) 自然循環運転時の冷却水流量の測定

自然循環運転時の冷却水の循環流量、流速については、「JRR-4 管理課；「JRR-4 特性試験(4) JRR-4 高出力試験(1000 KW)」」で解析されている。その解析方法は以下のとおり。解析方法は以下のとおり。

冷却水流量と熱出力の関係式は、冷却水の温度差を  $\Delta T$  とすれば近似的に

$$P = F \cdot C_p \cdot Q \cdot \rho \cdot \Delta T \quad (1)$$

で表わされる。ここで、

$$P = \text{熱出力 (KW)}$$

$$F = \text{変換係数}$$

$$C_p = \text{比熱 (kcal/kg } ^\circ\text{C)} = 0.9983 \text{ kcal/kg } ^\circ\text{C at } 30 ^\circ\text{C}$$

$$\rho = \text{比重 (kg/m}^3\text{)} = 995.7 \text{ kg/m}^3 \text{ at } 30 ^\circ\text{C}$$

$$Q = \text{冷却水量 (m}^3\text{/h)}$$

である。30  $^\circ\text{C}$  における物性値を(1)式に入れ、変形すれば

$$Q = P / (1.156 \cdot \Delta T) \quad (2)$$

で表わされる。

この解析では、燃料要素の外周の流路を考慮に入れていないため、流量、流速の評価が大きくなっている。それらを補正したのが、Table 4.2.9 である。

これによると流量は、低出力付近では出力に伴って増加するが、130 ~ 200 KW になると、ほぼ一定値となる。これは、上昇流の逃げ場が燃料交換弁しかなく、タンク水上部温度が高くなると浮力の効果が薄れるためと思われる。

強制循環の場合、燃料要素と燃料要素の間の流路が燃料下端付近で狭くなっているため、要素間の冷却水流速がかなり低くなっていた。計装燃料は、中心燃料板と外側の燃料板の温度差がほとんどないことから、これらを考慮する必要はないと考えられる。従って、強制循環の場合に考慮した外側燃料板の非対称冷却熱計算ではなく対称冷却として問題を取扱ってよいと考えられる。

## 4) 自然循環時の燃料表面温度の計算

## (a) 冷却水の温度上昇

自然循環時の冷却水の軸方向の温度分布は、次式で表わされる。

$$T_\infty(x) = T_\infty(0) + 1/w \int_0^x q(x) dx \quad (3)$$



ここで、

$$\begin{aligned} T_{\infty} &= \text{冷却水温度 } (^{\circ}\text{C}) \\ w &= \text{水当量 } (\text{kcal/h } ^{\circ}\text{C}, \text{ w/m}^{\circ}\text{C}) \\ q &= \text{燃料表面熱流束 } (\text{kcal/m}^2\text{h}, \text{ w/m}^2) \\ x &= \text{燃料板下端からの距離 } (\text{m}) \end{aligned}$$

(b) 燃料表面温度

燃料表面温度は、冷却水温度  $T_{\infty}$  と熱伝達率  $\alpha_x$  を求めることによって、

$$T_w(x) = T_{\infty}(x) + q(x) / \alpha_x \quad (4)$$

で表わされる。

ここで、

$$\begin{aligned} T_w(x) &= \text{燃料表面温度 } (^{\circ}\text{C}) \\ \alpha_x &= x \text{ における局所熱伝達率 } (\text{w/m}^2\text{ } ^{\circ}\text{C}) \end{aligned}$$

である。

(c) 自然対流時の熱伝達率

自然対流による垂直平板の熱伝達については、周囲流体温度が一様で、一様伝熱面温度あるいは一様伝熱面熱流束の場合等、特定の条件での解析がほとんどで、JRR-4 の場合のように、流体温度及び伝熱面熱流束が軸方向に変化し、しかも伝熱面間隔が狭く、相互に干渉し合う場合の解析例はない。

種々の熱伝達式を比較検討した結果、次式が比較的実測値とよく合うことがわかった。(藤井 哲 伝熱工学の進展3, 自由対流熱伝達の基礎)。

$$(Nux)_b = \left\{ \phi / \sqrt{24(1+R^*)} \right\} \left[ 1 - e \times P \left\{ -k(1+R^*)^{3/4} \phi^n \right\} \right] \quad (5)$$

ここで、

$$\begin{aligned} \phi &= (b/x) Gr_b^* Pr / \sqrt{(b/l) Gr_b^* Pr} \\ (Nux)_b &= \alpha_x \cdot b / \lambda \\ \alpha_x &= \text{熱伝達率 } (\text{w/m}^2\text{ } ^{\circ}\text{C}) \\ \lambda &= \text{熱伝導率 } (\text{w/m } ^{\circ}\text{C}) \\ b &= \text{両伝熱面の間隔 } (\text{m}) \\ Gr_b^* &= g \beta q(x) b^4 / (\lambda \nu^2) \\ g &= \text{重力の加速度 } (\text{m/s}^2) \\ \beta &= \text{体膨張係数 } (1/^{\circ}\text{C}) \\ \nu &= \text{動粘性係数 } (\text{m}^2/\text{s}) \\ Pr &= \text{プラントル数} \\ l &= \text{伝熱面高さ } (\text{m}) \\ R^* &= q(x)_2 / q(x)_1 : \text{両平板の熱流束比} \\ k, n &\text{は } Pr = 10 \text{ で, } k = 3.63, n = -2/3 \end{aligned}$$

である。

また、物性値は、下記の代表温度  $T_r$  を用い、体膨張係数  $\beta$  は(7)式で定義したものをを用いた。

$$T_r = T_w - 0.25 (T_w - T_{\infty}) \quad (6)$$

$$\beta = \rho_{\infty} - \rho_f / \rho_f (T_f - T_{\infty}) \quad (7)$$

$T_f$  : 膜温度

$\rho$  : 比重

(b) 計算と実測値の比較

実測値と計算値の比較を Fig. 4.2.8-②と③で示す。半径方向不均一係数は、1.35 として  $q(x)$  を計算した。

5) 自然循環 400 KW時の燃料表面温度の推定

4)で述べた計算式を用い、自然循環 400 KW 運転時の燃料表面温度を計算した。計算条件は以下の通り。

- (1) 熱出力 400 KW
- (2) 流速 8.5 cm/sec (200 KW時と同じ)
- (3) 軸方向、半径方向中性子束分布は 200 KW時と同じ
- (4) 冷却水入口温度 30 °C

計算は 200 KW時の熱伝達率  $\alpha_x$  を用いてまず  $T_w$  を仮定し、それをもとに物性値を計算し、 $T_w$  を求め、仮定した  $T_w$  と  $T_w$  が一致するまで計算をくり返す方式で行った。これは、2回程度おこなえば収斂する。

計算結果は、Fig. 4.2.8の④に示す。最高表面温度は 85 °C である。

6) 考察

- (a) JRR-4 の燃料要素のような場合の自然対流熱伝達は、伝熱面下端からの距離  $x$  のみを考慮した熱伝達式ではなく、伝熱面間隔  $b$  をも考慮したものを適用する必要がある。(5)式の適用については、他の実測値とも比較し、今後とも検討を進めたい。
- (b) 自然循環の場合、炉心からの熱はほとんどプール水に吸収される。従って、連続運転の場合は、炉心の発生熱とプール水表面からの熱の逃げとの関連が問題となる。今後、この点について検討を行う必要がある。
- (c) 400 KW 自然循環運転時の燃料表面温度は、最高約 85 °C という値が得られた。しかし、この計算では、熱設計等で用いる種々の不均一係数、不確か係数を考慮していない。実際に 400 KW 自然循環運転を行う場合はこの点の検討を進めることが必要である。

Table 4.2.8 Fuel clad surface temperature in natural convection

	1	2
測定年月日	4 1. 2. 3	4 9. 7. 2 3
熱出力 (kW)	2 0 0	2 0 0
燃料要素数 (本)	1 6	2 0
冷却水入口温度(℃)	1 3. 5	2 3. 5
最高燃料表面温度(℃)	4 0. 0	5 2. 0
測定法	燃料表面にデブコンFで熱電対を接着	計装燃料

Table 4.2.9 Flow rate in natural convection

原子炉出力 (kW)	炉心上下温度差 (℃)	炉心全流量 (m <sup>3</sup> /h)	Water gap 流量 (m <sup>3</sup> /h)	流 速 (cm/sec)	燃料平均熱流束 (w/m <sup>2</sup> )
10	1.3	6.654	2.77 <sup>×10<sup>-2</sup></sup>	2.64	511
50	3.4	12.72	5.30	5.05	2,553
80	4.2	16.48	6.87	6.54	4,085
100	4.5	19.22	8.00	7.63	5,106
130	5.3	21.22	8.84	8.43	6,638
150	5.8	22.37	9.32	8.88	7,659
180	7.0	22.24	9.27	8.83	9,191
200	8.1	21.36	8.90	8.48	10,212

40. 6.28~30 測定値

16本炉心

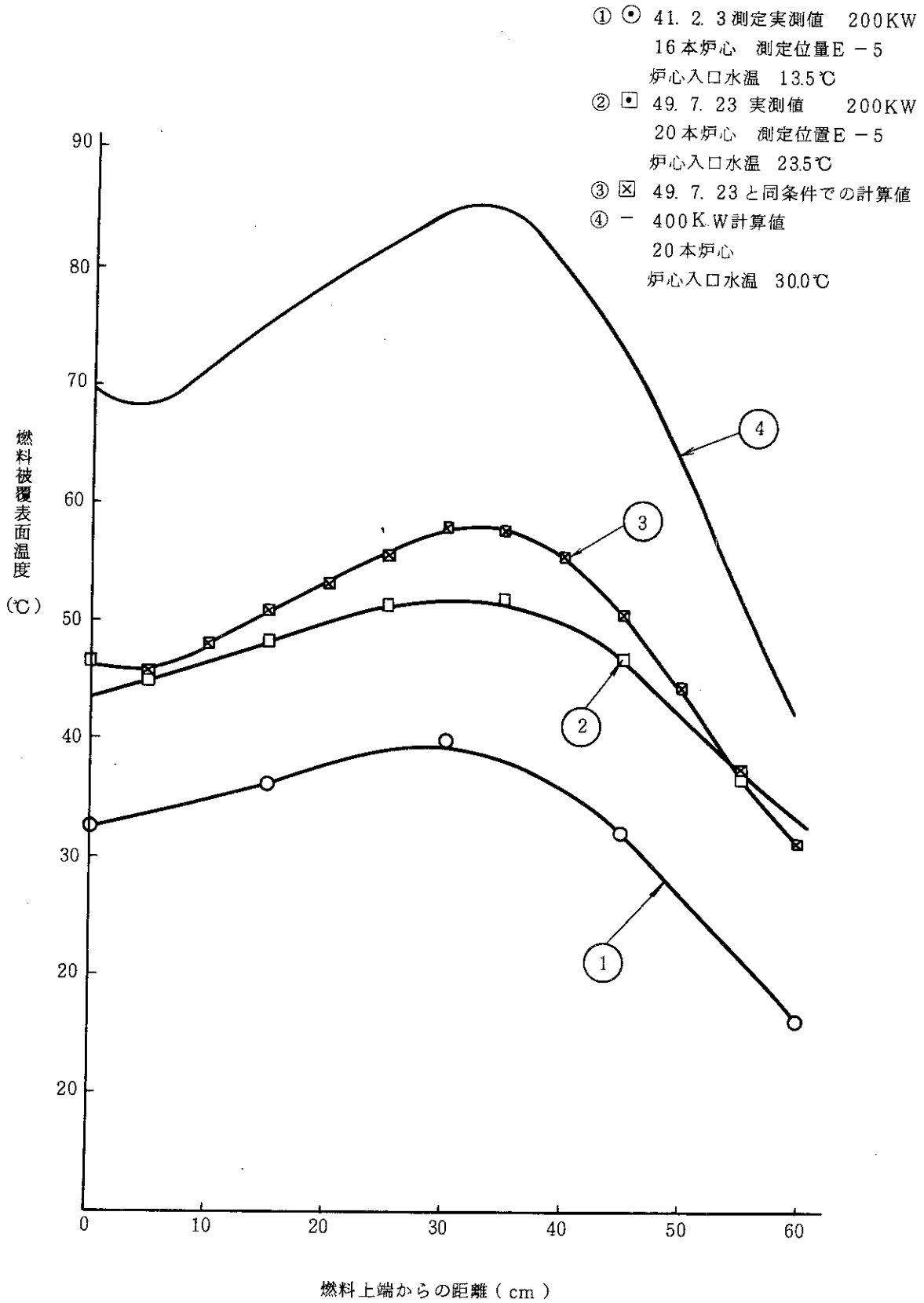


Fig. 4.2.8 Fuel clad surface temperature, measured and calculated values

## 4.2.5 JRR-2における中性子ラジオグラフィの技術的検討

## 1) はじめに

JRR-3, 4では、これまでホットラボ管理室、研究炉利用課が担当して、中性子ラジオグラフィ技術の開発、利用を実施してきた。一方、JRR-2の垂直孔、インコア照射孔では、これまで多くの燃料、材料について照射試験を行ってきたが、これらの試料は、ほとんどホットラボにおいて、X線検査を行っているのが実状である。

しかし、高放射化した試料についてX線検査を行う場合は、試料の長期冷却を必要とし、しかもX線では燃料内部の撮影は困難なものが多い。このように、JRR-2に照射前後、照射途中の試料の撮影が可能な高性能の中性子ラジオグラフィ装置が設置できれば、照射研究、非破壊検査、さらに原子炉の充実した利用の立場から非常に意義あるものと考えられる。

JRR-2に設置されていたナトリウムインパイルループ(SIL)の撤去(52年8月)を機会にHT-15(水平実験孔)、熱中性子柱の両実験孔について中性子ラジオグラフィ設置の技術的調査を行った。

## 2) 調査事項

## (1) 熱中性子柱の諸特性

(a) 熱中性子束, (b) カドミウム比, (c)  $r$ 線量率

## (2) HT-15の諸特性

(a) 熱中性子束, (b) カドミウム比, (c)  $r$ 線量率

## (3) コリメータの検討及び試作

(a) コリメータの形状及び構成の検討, (b) コリメータの試作

## 3) 調査結果

Fig. 4.2.9, 4.2.10に熱中性子柱及びHT-15の諸特性値を示す。熱中性子柱の $r$ 線量率は、未だ測定していないが熱中性子柱の原子炉側にある鉛シャッタが降りているので、低いものと推定される。この特性値はいずれもFig. 4.2.11のコリメータを使用して得たものである。

次にコリメータは、ダイバージェントコリメータとしHT-15にFig. 4.2.12の内容のコリメータを試作し、SILの撤去後挿入した。このコリメータによる特性値がFig. 4.2.10に記した内容である。コリメータはFig. 4.2.12からもわかるように、ビームの入射窓(アパーチャ)は $30\phi$ とし、実際の中性子ラジオグラフィ撮影部で $(L/D)$ 値を90程度確保することを想定したものである( $L/D$ 値は100以上だとさらによい)。コリメータ内面は、散乱熱中性子線を防ぐためカドミウムコリメータとしたが、心配された製作上のトラブルもなく、スムーズに製作できた。また、遮蔽の主な部分は重コンクリート(比重 $5\text{ g/cm}^3$ )、に中性子混和材として $B_4C$ を混ぜた。今回の経験から全体として、コリメータの製作は容易にできることがわかった。

なお、今回の調査とは直接関係ないが、熱中性子柱にFig. 4.2.13のようなコリメータを試作、設置し、53年度末から54年度、はじめにかけて、Puスポットの中性子ラジオグラフィを主目的とした実験計画を立てている。この実験は直接法で行うので、今後の計画とも関連し、実験結果が待たれる。

1) D ; コリメータのアパーチャ寸法 ( $30\phi$ )

L ; コリメータアパーチャから撮影位置までの寸法 ( $2700$ )

## 4) 調査結果の考察

熱中性子柱, HT-15 両実験孔ともカドミウム比が低い。この結果は, 熱中性子線のみを利用する中性子ラジオグラフィにとっては, 好ましくない性能である。

このため, 熱中性子柱コリメータ先端に約 160 厚 (Fig. 4.2.9) のグラファイトを取付けて, カドミウム比改善の実験を行った。その結果, カドミウム比は約 10 と改善されたが熱中性子束は, 1 桁近く低下した。この結果は, 中性子ラジオグラフィの性能をかりうじて確保している程度であるが, 当面, カドミウム比が低くとも利用できると考えられる。また, Pu スポットの専用に利用できればと考えている ( $^{239}\text{Pu}$  の共鳴エネルギー 0.3 eV を考慮した利用法)。

次に HT-15 であるが, この場合は, Fig. 4.2.12 に示すコリメータを設置してあるが, 熱中性子束の絶対値が撮影部で約  $7 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  と高いので, カドミウム比の改善のためにグラファイト等の減速材を追加すれば, さらに性能の良い装置となることが期待される。また, 直接法ができるかどうかの判断値である  $n/r$  値は, 現状でも  $4.2 \times 10^5 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{mR}$  と基準値の  $1 \times 10^5 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{mR}$  を上まわっていることから直接法, 間接法, 両方法の利用が可能である。さらに, 将来の計画として,  $L/D$  値 150 程度のいわゆるビームの距離 4500 程度のコリメータを設置できれば, 本来の目的である, 高性能中性子ラジオグラフィが実現できると考えられる。

以上, 当面は熱中性子柱での利用実験を主体とし, 近い将来, HT-15 の大型, 高性能の中性子ラジオグラフィ装置を設置することができれば調査の目的は達成されと考えている。

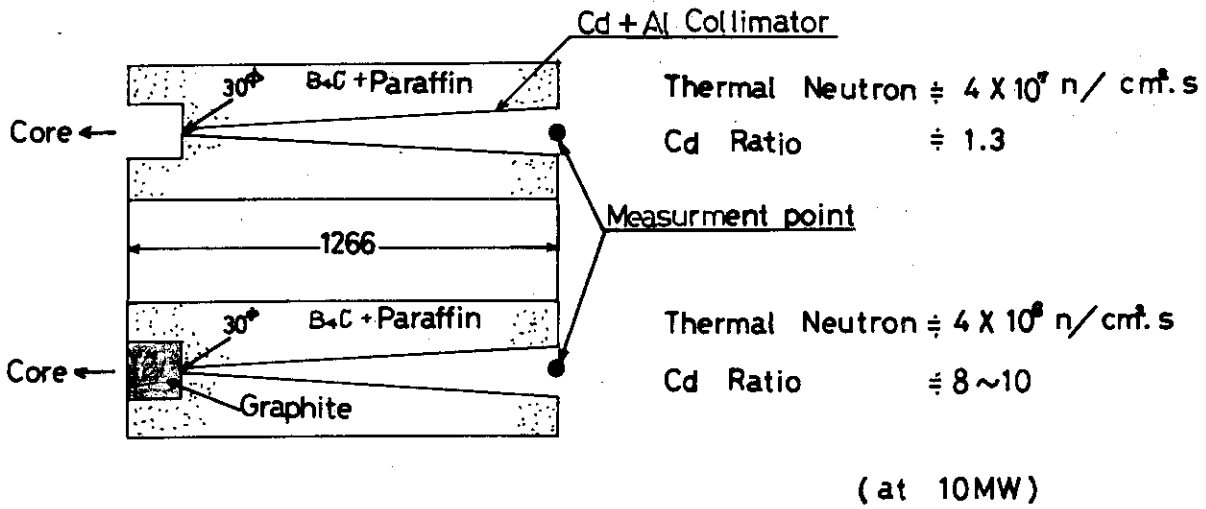


Fig. 4.2.9 Thermal column collimator

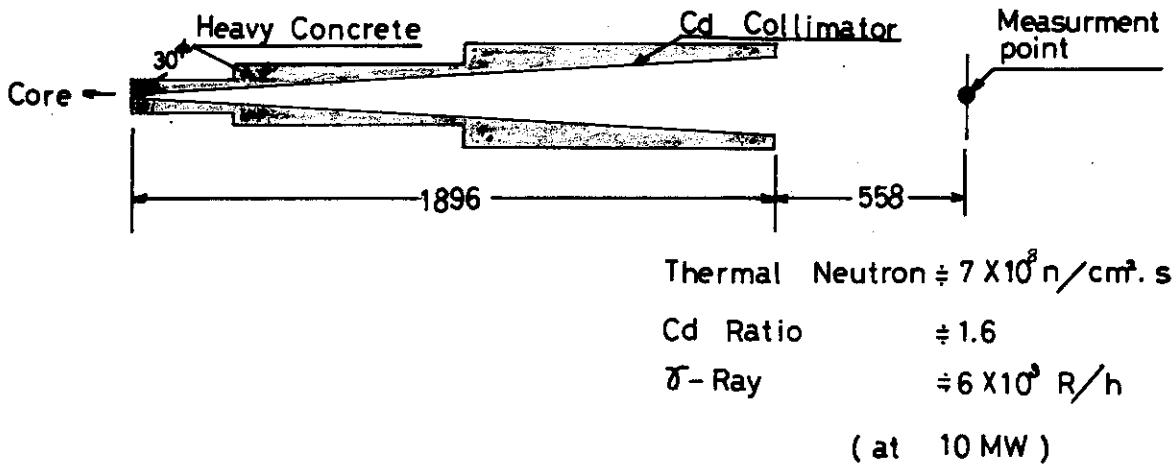


Fig. 4.2.10 HT-15 type of collimator





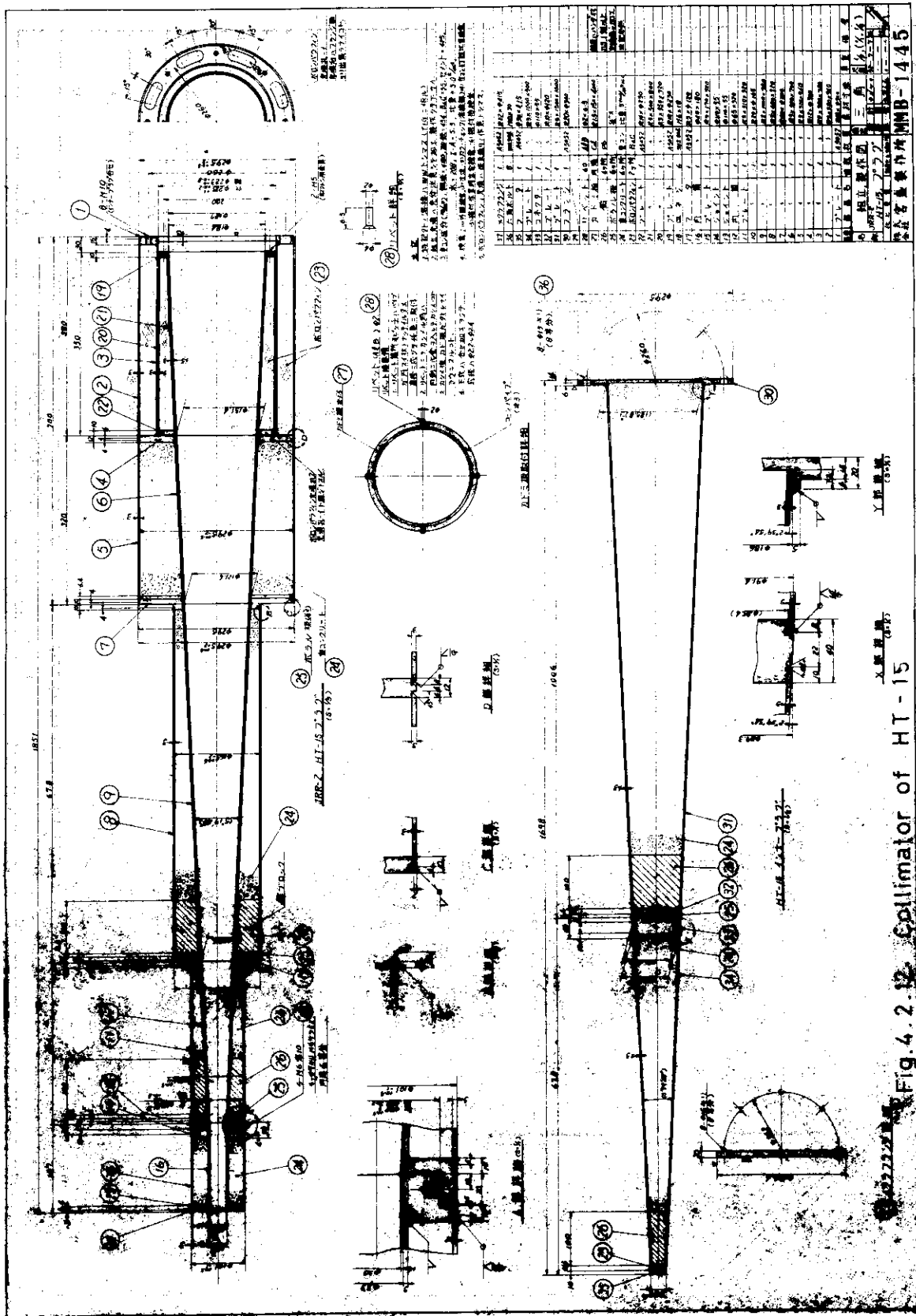


Fig. 4.2.12 Collimator of HT-15

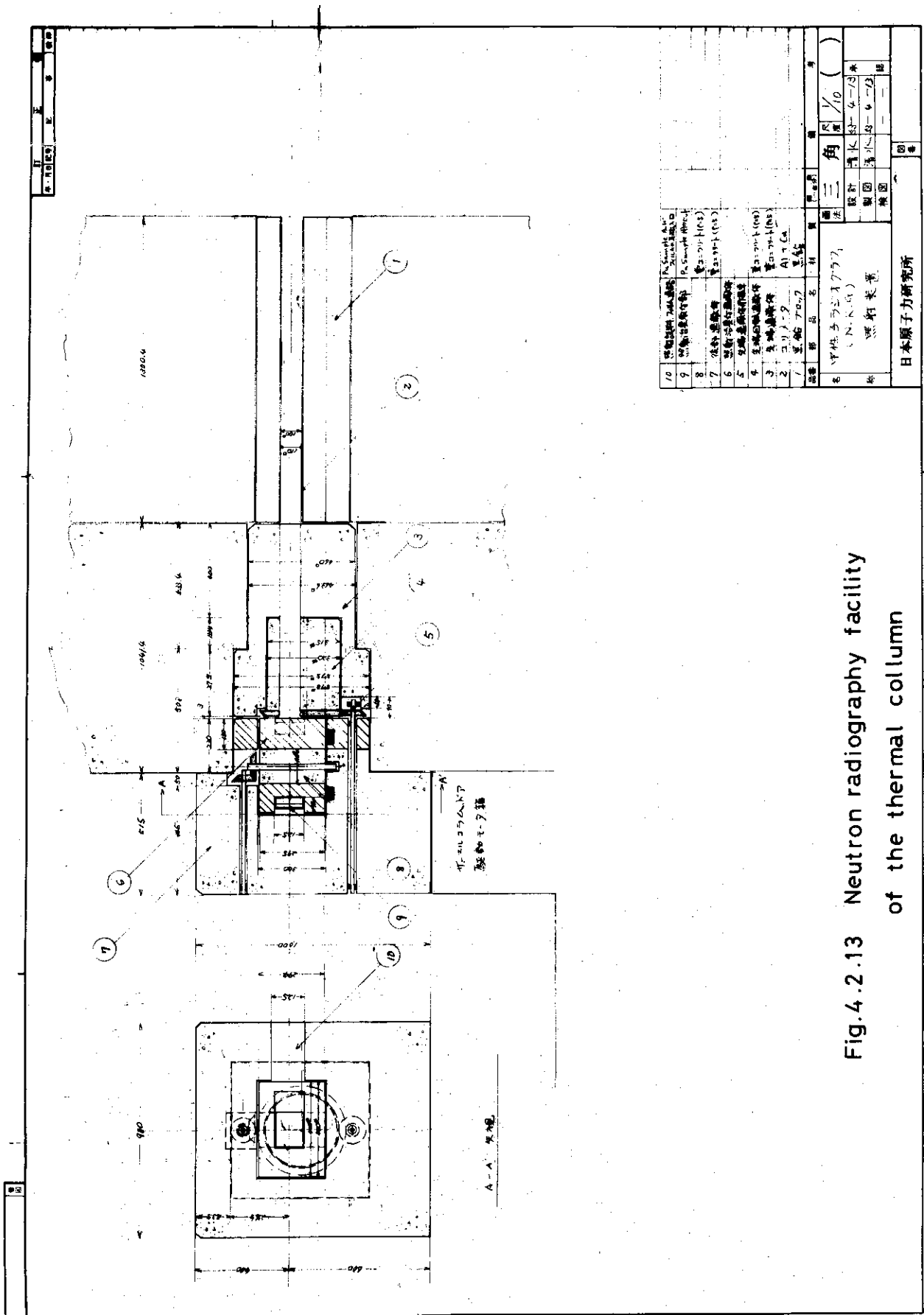


Fig.4.2.13 Neutron radiography facility of the thermal column

## 4.2.6 JRR-2における(n, r)法によるモリブデン 99の生産性の検討

## 1) はじめに

医療用として、 $^{99}\text{Mo}$ の需要が急速に増えており、現在JRR-2, 3, JMTRで $^{235}\text{U}$ の(n, f)法による生産が行われている。

(n, r)法は、(n, f)法に比べて、高熱中性子束(約 $10^{14}$  n/cm $^2$ ·sec以上)が必要なこと、中性子自己吸収の関係から1回の生成量が少ない等の問題がある。しかし、ターゲットとして、 $^{98}\text{Mo}$ を主とした試料を使うことで、照射前後の取扱い施設が容易であり放射性廃棄物が少ないなどの利点がある。

今まで、(n, r)法による、 $^{99}\text{Mo}$ の生成量を評価する場合には、目安として、 $^{98}\text{Mo}$ の熱中性子による放射化断面積(約0.15バーン)を使い計算していた。しかし、実際に $^{98}\text{Mo}$ の試料を照射する場合は、各種核的ファクタの影響もあって、計算値と実際の生成量はいく違うものと予想される。

このように、 $^{98}\text{Mo}$ (n, r) $^{99}\text{Mo}$ の放射化断面積をできるだけ精度よく求めることは、今後、JRR-2で(n, r)法を実施する場合に重要でかつ解決しておかなければならない事項である。以上の理由から今回の実験を行った。実験では $^{98}\text{Mo}$ の放射化断面積は、熱中性子に対するもの、及び熱外中性子に対するものの2断面積に分割して、それぞれ求めた。

実験の結果、熱中性子放射化断面積 0.15バーン、熱外中性子放射化断面積 11.6バーンの値を得た。この断面積値を使い、JRR-2インコア照射実験孔(6A)、垂直照射実験孔(VT-1)での $^{99}\text{Mo}$ 生成量を評価した場合、試料1gあたり2キュリ(Ci)前後の可能性があることがわかった。ただし、VT-11の場合は、約1キュリ程度と、当初考えていたより少ない生成量であることがわかった。

## 2) 実験内容

今回、実験に使用した実験孔はFig. 4.2.14で示すようにVT-1, 6A, VT-11の3箇所である。断面積測定に用いたモニタ及び遮蔽材は、天然のモリブデン箔、金箔、カドミウム板で詳細はTable 4.2.10に示すとおりである。また、モニタの保持具として、Fig. 4.2.15に示すようなアルミニウム材を使用した。

実験は次のとおり実施した。

## (1) 裸のモニタ照射

モリブデンの、熱中性子及び熱外中性子による放射エネルギーを求め、それと同時に金箔による補正を行う目的で、3箇所同時にFig. 4.2.15に示す試料治具にモリブデン箔、金箔を取付け、50 KW, 1時間の照射をした。

## (2) カドミウムカバによるモニタ照射

裸のモニタ照射後、モニタにカドミウムカバをし、同様な方法で、50 KW, 1時間の照射をした。

上記照射後のモニタは、一定時間冷却後、Ge(Li)検出器並びに400 ch, P. H. Aでその放射エネルギーを求め、次に記す方法で、各放射化断面積を求めた。

- 1) この値を文献値と比較すると、熱中性子放射化断面積はほぼ同じ、熱外中性子放射化断面積は大きめである。

## 3) 放射化断面積の評価方法

- (1) 熱中性子束 ( $\phi_{th}$ ), カドミウム比は金箔モニタで一般的に使われている方法, 式(1), (2), (3)によって計算した。

$$R_{cd}^{(A)} = \frac{A_{bare}}{A_{cd}} \quad (1)$$

$$A_{th} = A_{bare} \left( 1 - \frac{1}{R_{cd}^{(A)}} \right) \quad (2)$$

$$\phi_{th} \propto A_{th} \quad (3)$$

(2) 熱外中性子束 ( $\phi_{epi}$ )

熱外中性子の放射化断面積は,  $\phi_{th}$  と文献(1)の  $A_{th}^{(A)}$ ,  $A_{epi}^{(A)}$  を使い式(4), (5)から求めることができる。

$$R_{cd}^{(A)} = \frac{A_{th}^{(A)} \phi_{th} + A_{epi}^{(A)2} \phi_{epi}}{A_{epi}^{(A)} \phi_{epi}} \quad (4)$$

$$\phi_{epi} = \frac{A_{th}^{(A)} \phi_{th}}{A_{epi}^{(A)} (R_{cd}^{(A)} - 1)} \quad (5)$$

以上求めた,  $\phi_{th}$ ,  $\phi_{epi}$ ,  $R_{cd}^{(A)}$  それぞれの値は Table 4.2.11 に示した。

(3) モリブデン箔によるカドミウム比 ( $R_{cd}^{(M)}$ )

モリブデン 98 のカドミウム比は式(6)から求めた。

$$R_{cd}^{(M)} = \frac{M_{bare}}{M_{cd}} \quad (6)$$

(4) モリブデン 98 の熱外中性子放射化断面積 ( $A_{epi}^{(M)}$ )

モリブデン 98 の熱外中性子放射化断面積は, 式(7), (8)から求めた。

式(6)から

$$R_{cd}^{(M)} = \frac{A_{th}^{(M)} \phi_{th} + A_{epi}^{(M)} \phi_{epi}}{A_{epi}^{(M)} \phi_{epi}} \quad (7)$$

式(4), (7)から

$$A_{epi}^{(M)} = \frac{A_{th}^{(M)} A_{epi}^{(A)}}{A_{th}^{(A)}} \times \frac{R_{cd}^{(A)} - 1}{R_{cd}^{(M)} - 1} \quad (8)$$

---


$$2) \quad A_{epi}^{(A)} = \frac{\int_{0.55 \text{ eV}}^{\infty} A(E) \phi(E) dE}{\int_{0.55 \text{ eV}}^{\infty} \phi(E) dE}$$

## 4) まとめ

$^{99}\text{Mo}$ の生成量を評価する場合、試料の照射位置でのカドミウム比及び熱中性子束を金箔を使ってあらかじめ測定する。この結果もとめられる熱中性子束、熱外中性子束と、今回の実験で得た熱中性子及び熱外中性子それぞれに対する放射化断面積を用いて、おおよその値を算出することができる。以上の方法は他の原子炉においても同様に使用できるものと期待している。

## 5) モリブデン 99 の生成量 (Fig. 4.2.16 参照)

上記、計算で求めた  $A_{th}^{(M)}$ ,  $A_{epi}^{(M)}$  の値から、 $^{99}\text{Mo}$  の生成量は式(9)によって求めることができる。

$$C_M = \frac{W \eta \text{No} (A_{th}^{(M)} \phi_{th} + A_{epi}^{(M)} \phi_{epi})}{M \times 3.7 \times 10^{10}} \times (1 - e^{-\lambda t}) \quad (9)$$

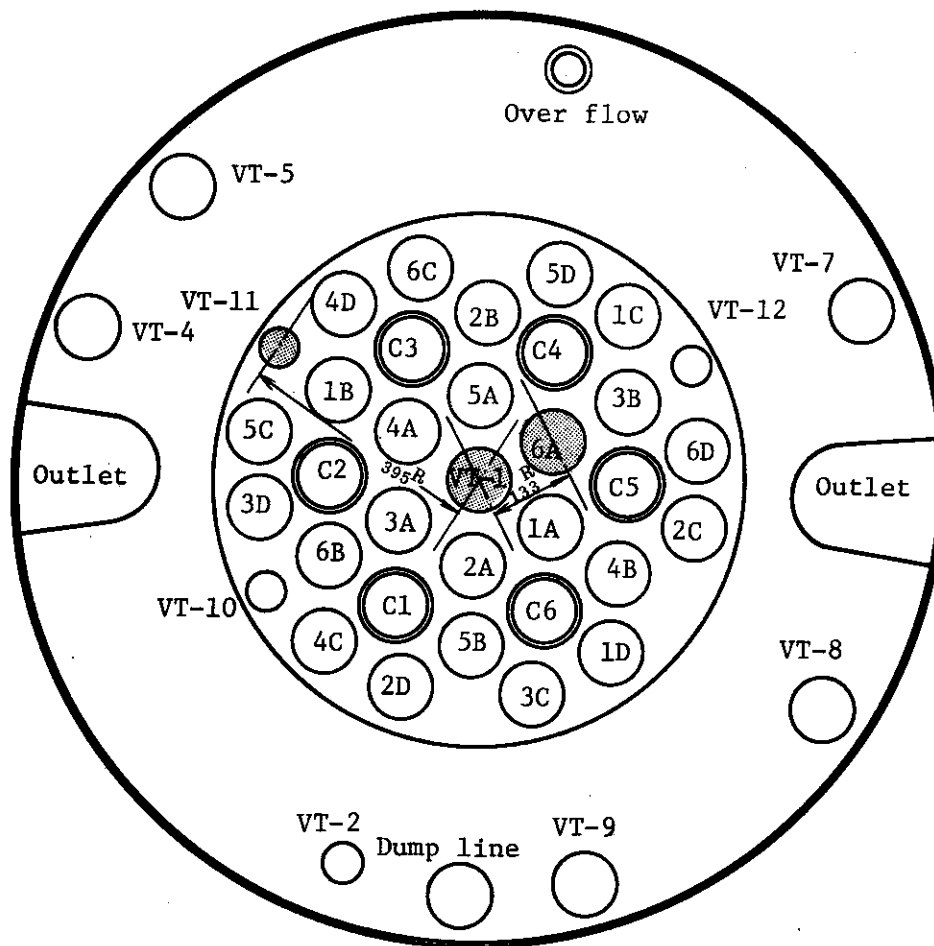
## 〔記号〕

- $A_{bare}$  ; 裸の金箔の放射エネルギー (d.p.s)  
 $A_{cd}$  ; カドミウムカバ付き金箔の放射エネルギー (d.p.s)  
 $R_{cd}^{(A)}$  ; 金箔によるカドミウム比  
 $A_{th}$  ; 熱中性子による金箔の放射エネルギー (d.p.s)  
 $\phi_{th}$  ; 熱中性子束 ( $n/cm^2 \cdot sec$ )  
 $\phi_{epi}$  ; 熱外中性子束 ( $n/cm^2 \cdot sec$ )  
 $A_{epi}^{(A)}$  ; 金箔の熱外中性子による放射化断面積 (1558 バーン)  
 $A_{th}^{(A)}$  ; 金箔の熱中性子による放射化断面積 (98.8 バーン)  
 $M_{bare}$  ; 裸のモリブデン箔の放射エネルギー (d.p.s)  
 $M_{cd}$  ; カドミウムカバ付モリブデン箔の放射エネルギー (d.p.s)  
 $R_{cd}^{(M)}$  ; モリブデン箔によるカドミウム比  
 $A_{th}^{(M)}$  ; モリブデン 98 の熱中性子による放射化断面積 (0.15 バーン)  
 $A_{epi}^{(M)}$  ; モリブデン 98 の熱外中性子による放射化断面積 (11.6 バーン)  
 $C_M$  ; モリブデン 99 の生成量 (キュリー)  
 $\eta$  ; モリブデン 98 の存在比 (23.75)  
 $\text{No}$  ; アボガドロ数 ( $6.02 \times 10^{23} n/mol$ )  
 $M$  ; モリブデン 98 の原子量 (98 g/mol)  
 $\lambda$  ; モリブデン 99 の半減期 ( $0.693 / 65.28 h^{-1}$ )  
 $t$  ; 照射時間 (168 h)  
 $w$  ; 天然モリブデンの重量 (1 g)

注) 数値の入っているのは、モリブデン 99 の生成量を算出する時に使用した値。

## 参考文献

- 1) IAEA, VIENNA 1963.  
Neutron Dosimetry P 238.



A B C D ..... Fuel  
 C ..... Control rod  
 VT ..... Vertical beam tube

Fig. 4.2.14 Plane of JRR-2 core

Table 4.2.10 Specifications of material

Material	Size	Note
Au foil	10 $\mu\text{m}^t$	99.99% (Au)
Natural Mo	0,1 $\text{mm}^t$	99.9% (Natural Mo) 23.75% ( $^{88}\text{Mo}$ )
Al plate	0.5 $\text{mm}^t$	2S Al
Cd plate	0.35 $\text{mm}^t$	

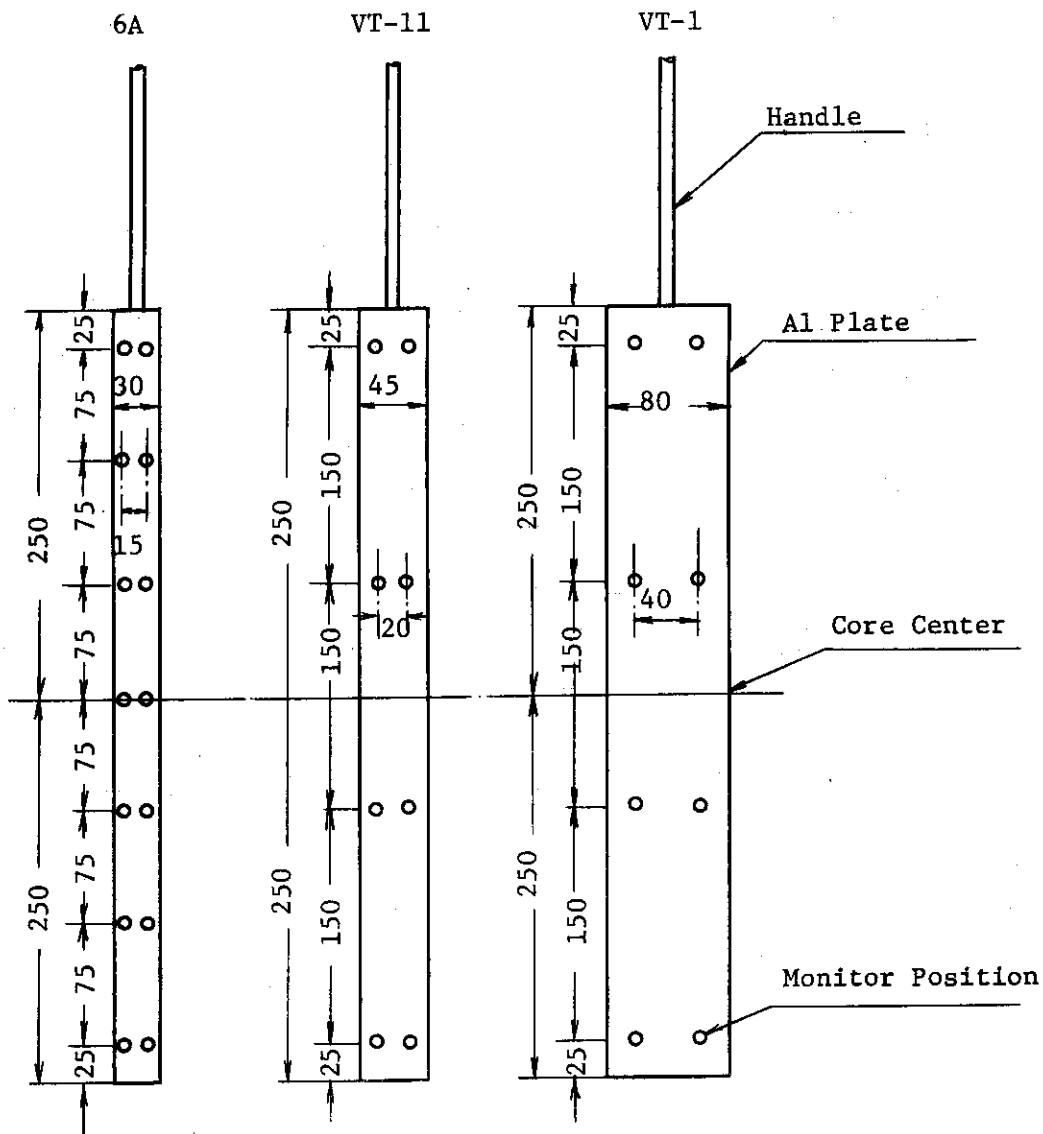


Fig. 4.2.15 Experimental instruments

Table 4.2.11 Characteristic values of each irradiation hole

N. Flux n/cm <sup>2</sup> cm M. Position	6A (In core)				VT-1				VT-11				
	$\phi_{th}$	(A) Rcd	$\frac{C_{th}^*}{C_{epi}}$	$\phi_{th}$	$\phi_{epi}$	(A) Rcd	$\frac{C_{th}^*}{C_{epi}}$	$\phi_{th}$	$\phi_{epi}$	(A) Rcd	$\frac{C_{th}^*}{C_{epi}}$	$\phi_{th}$	$\phi_{epi}$
+22.5	6.48×10 <sup>13</sup>	2.06	0.25	10.80×10 <sup>13</sup>	0.48×10 <sup>13</sup>	2.42	0.33	6.70×10 <sup>13</sup>	0.64×10 <sup>13</sup>	2.96	0.46	6.70×10 <sup>13</sup>	0.64×10 <sup>13</sup>
	0.39×10 <sup>13</sup>			18.00×10 <sup>13</sup>				7.80×10 <sup>13</sup>				0.31×10 <sup>13</sup>	
+15.0	8.07×10 <sup>13</sup>	1.90	0.21			2.46	0.34			2.60	0.37		
	0.57×10 <sup>13</sup>			0.78×10 <sup>13</sup>	0.78×10 <sup>13</sup>								
+ 7.5	10.00×10 <sup>13</sup>	1.91	0.21	18.00×10 <sup>13</sup>		2.30	0.30	7.70×10 <sup>13</sup>		2.62	0.38	7.70×10 <sup>13</sup>	
	0.70×10 <sup>13</sup>				0.92×10 <sup>13</sup>			0.26×10 <sup>13</sup>					
0	12.50×10 <sup>13</sup>	2.02	0.24			2.59	0.37			3.23	0.52		
	0.78×10 <sup>13</sup>			19.05×10 <sup>13</sup>	7.80×10 <sup>13</sup>			0.22×10 <sup>13</sup>					
-7.5	12.80×10 <sup>13</sup>	2.00	0.24	18.90×10 <sup>13</sup>		2.30	0.30	7.70×10 <sup>13</sup>		2.62	0.38	7.70×10 <sup>13</sup>	
	0.81×10 <sup>13</sup>			0.92×10 <sup>13</sup>	0.26×10 <sup>13</sup>								
-15.0	13.00×10 <sup>13</sup>	2.07	0.25			2.59	0.37			3.23	0.52		
	0.77×10 <sup>13</sup>			19.05×10 <sup>13</sup>	7.80×10 <sup>13</sup>			0.22×10 <sup>13</sup>					
-22.5	10.20×10 <sup>13</sup>	1.93	0.22	19.05×10 <sup>13</sup>		2.59	0.37	7.80×10 <sup>13</sup>		3.23	0.52	7.80×10 <sup>13</sup>	
	0.70×10 <sup>13</sup>			0.76×10 <sup>13</sup>	0.22×10 <sup>13</sup>								

\* Activity ratio of <sup>98</sup>Mo;  $\frac{C_{th}^*}{C_{epi}} = \frac{\alpha_{th}^{(M)} \phi_{th}}{\alpha_{epi}^{(M)} \phi_{epi}}$



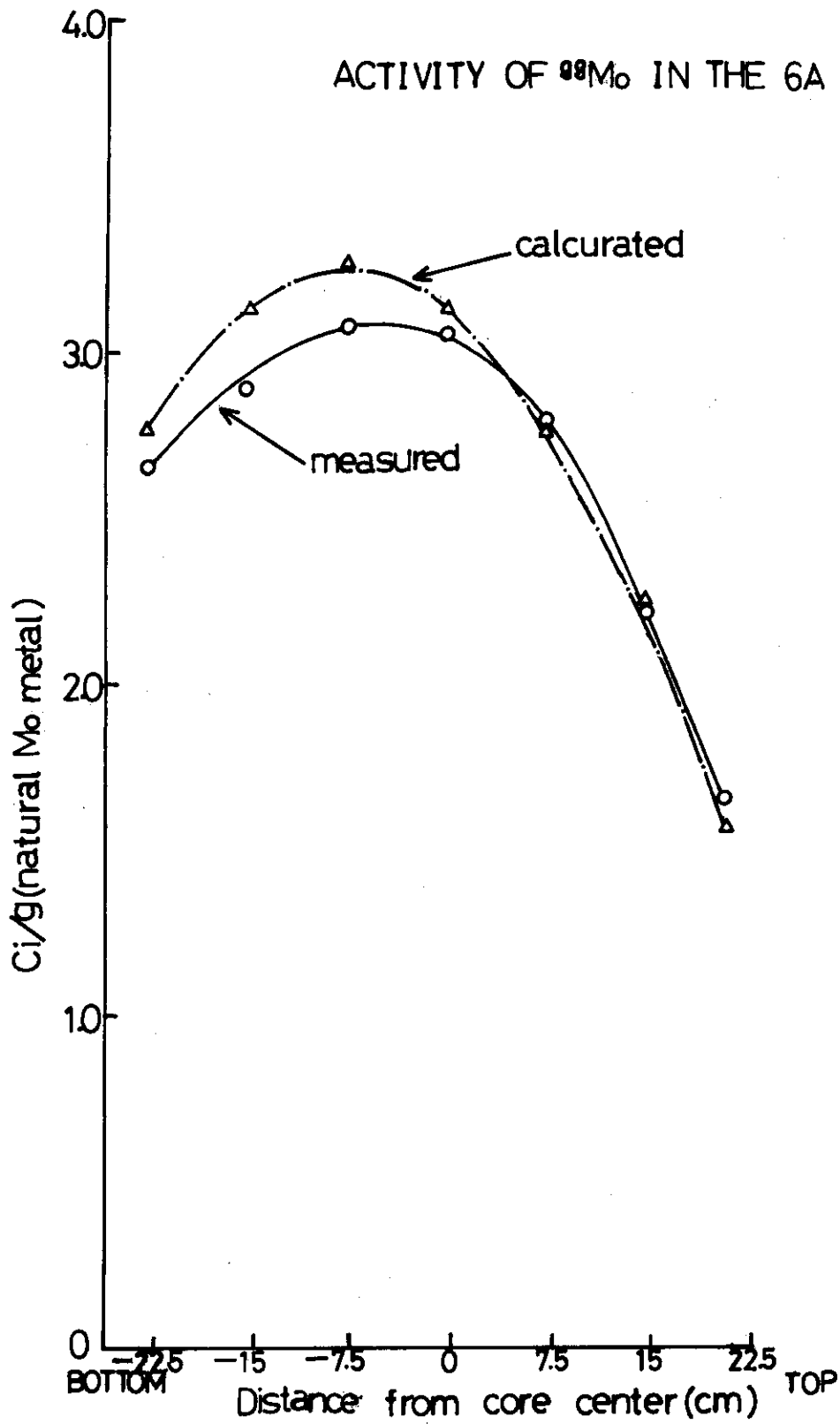


Fig. 4.2.16 Activity of  $^{99}\text{Mo}$  in the 6A

### 4.3 燃料

#### 4.3.1 JRR-3 UO<sub>2</sub> 燃料体の解体検査

燃料体の健全性を確認するため、前年度に引続きホットラボにおいてUO<sub>2</sub>燃料体2体の解体検査を行った。今回の検査は主に、燃料被覆管及び冷却管内面などの損傷状況を観察し、これら燃料体内部の損傷程度と炉内振動及び冷却管下端部の摩耗との関連を調査したものである。検査した燃料体(No.3039と3122)は第1, 2次燃料体で、いずれも炉内振動は小さいが、下端部に若干疵のあるもの(No.3122-炉心孔No.151, 燃焼度3095 MWD/T)と疵のないもの(No.3039-炉心孔No.80, 燃焼度3761 MWD/T)である。

検査結果は以下に示すとおりで、燃料体内部の損傷はいずれの燃料体ともほとんど同程度であった。

##### 燃料体No.3039

- ① 各燃料ピンは、スペーサとの接触部に若干の当り疵(Fig. 4.3.1a)があるが、深い疵はない。また、この疵は燃料ピン(またはスペーサ)が円周方向に回転した様子を呈している。
- ② 各スペーサはスプリング及び固定クリップに若干の当り疵がある。
- ③ 上, 下部タイプレートの燃料ピン挿入部は僅かに光沢を呈している程度で、特に異常は認められない。
- ④ 冷却管は、外面には特に異常は認められないが、内面は各スペーサとの接触部にわずかな当りが見られる。
- ⑤ その他、クラスタ、センターロッド及び燃料ピン押えバネには、特に異常は認められない。

##### 燃料体No.3122

- ① 各燃料ピンは、スペーサとの接触部に僅かに当りが見られるが(Fig. 4.3.1b)、タイプレートとの接触部はわずかに光沢を呈しているだけである。
- ② スペーサには異常は認められない。
- ③ タイプレート、冷却管、クラスタ、センターロッド及び燃料ピン押えバネなどは、いずれも燃料体No.3039と同様で、特に異常は認められない。

以上の検査結果から、今回検査した燃料体の内部損傷はいずれも極めてわずかであり、冷却管下端部の疵の有無にかかわらず(特に著しい疵のある場合は除く)炉内振動が小さければ燃料体の安全性は確保されることが立証された。

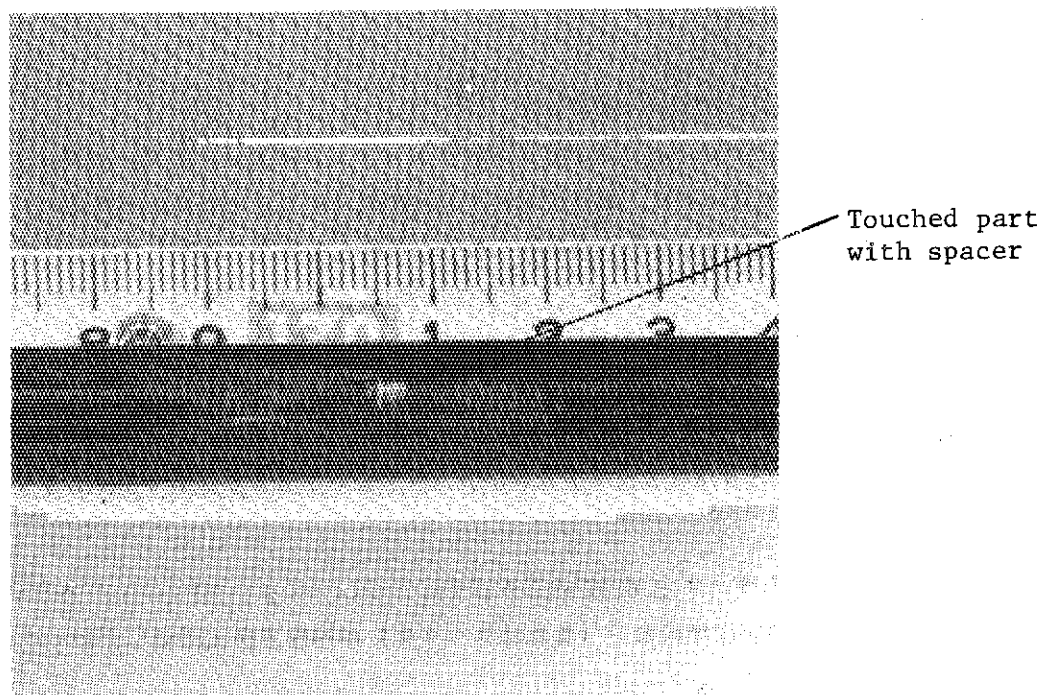


Fig. 4.3.1a Typical photograph of JRR-3 fuel pin  
(Fuel No.3039, Pin No. F-257)

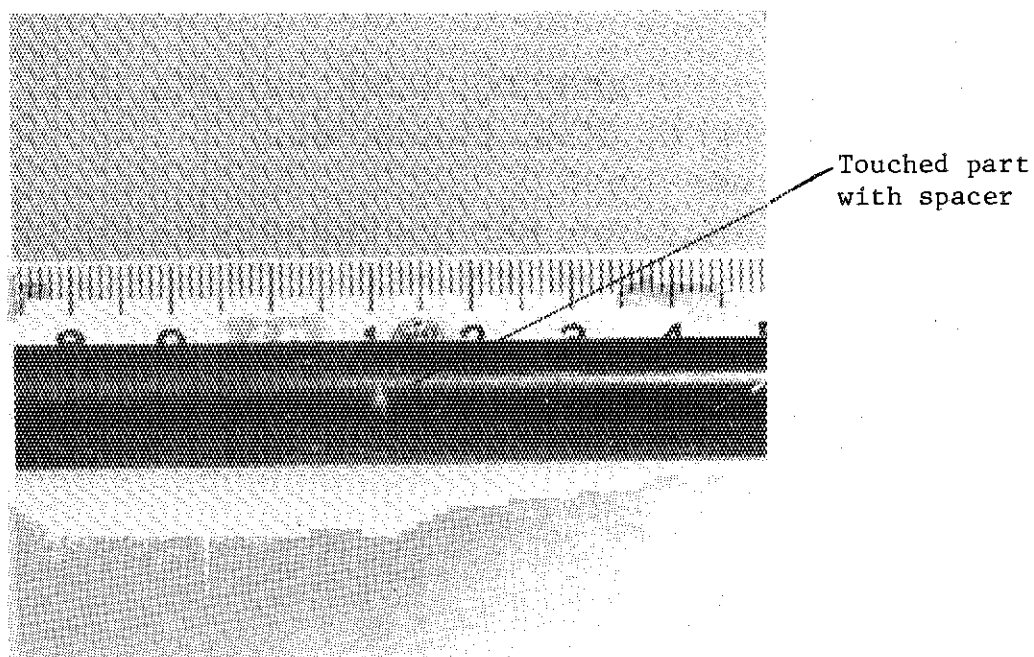


Fig. 4.3.1b Typical photograph of JRR-3 fuel pin  
(Fuel No.3122, Pin No. SE-222)

#### 4.3.2 JRR-3炉心装荷燃料体の点検

##### 1) 概況

JRR-3では昭和50年度第8サイクルの運転準備作業中に、炉心装荷燃料体の冷却管折損が発見された。その後、約1年間を費やして折損原因の調査を行うとともに、再発防止対策等の検討と各種の対策を講じた上で、昭和51年度第5サイクルから共同利用運転を再開し、今日に至っている。<sup>1)</sup>との間、装荷燃料体の振動測定や冷却管下端観察等を実施することにより異常を監視し、折損再発を防止している。

##### 2) 炉心装荷燃料体の全数振動測定

振動の全数測定は運転再開前に実施したのに続き、今年度第1サイクル運転前と第12サイクル運転終了後の2回行った。運転再開から全数振動測定実施時までの積算運転時間は、それぞれ、約1000時間及び約4300時間であった。全燃料体についての振動測定の結果をFig. 4.3.2に示す。ここでは各燃料体について測定された振動加速度値の最大値を示してある。

測定結果から判るように、運転再開後の振動値は極めて安定し、対策実施前のような大きな振動<sup>2)</sup>を示すものは見られず、燃料体の炉心管板への正常な着座状態が保たれているものと判断できる。また、第1次及び第2次燃料体のうちで、遮蔽プラグテーパ部を切削加工のうえ再装荷されたものについても異常は認められなかった。さらに、炉心管板の摩耗が比較的進んでいると見られる炉心孔に装荷された第5次燃料体も、振動値は全体的に若干高目ではあるが、特に問題となるような値にはなっていない。

このように、1年余経過しても、振動値は安定状態にあることから、炉心装荷燃料体の全数振動測定は一応終了し、今後は、冷却管下端観察と同様に代表例について測定し、原子炉運転中の連続測定と合わせて監視に役立てる予定である。

##### 3) 冷却管下端観察

冷却管下端観察は、第1サイクル開始前、8月定期自主検査時(第4サイクル開始前)、及び第9サイクル開始前の計3回にわたって行った。観察は「調査用」として残された燃料体及び振動測定の結果を参考にして選んだ燃料体について行った。下端観察の結果は次のとおりである。

①第1回……4月12日、13日の両日にわたって実施した。運転再開後4サイクルの運転しか経過していない時点ではあったが調査孔を含め計8孔について実施した。その結果、前回(折損原因調査時)の観察で異常なしと判断された燃料体については今回も異常は認められなかったが、下端摩耗の進んでいた燃料体(炉心孔#148孔、燃料体No.3145)では新たに遮蔽プラグテーパ部に当り傷が確認された。また、折損孔(#100孔及び#134孔)を含めて観察された第5次燃料体4体については特に異常は見い出せなかった。なお、#148孔については、その後燃料交換を実施し、新たに第5次燃料体を挿入した。

②第2回……運転再開後燃料交換を実施した4孔のうち2孔について、8月末に実施した。いずれも異常は認められなかった。

③第3回……運転再開後、8サイクルの運転を経過した1月10日に実施した。観察した燃料体6体は、いずれも運転中の振動が比較的大きな燃料体で、すべて第5次燃料体である。こ

これらの燃料体が装荷されている炉心孔は、管板の摩耗もかなり進んでいるものと推測されているが、冷却管下端の摩耗は観られなかった。ただし、#80孔の燃料体 (Na3564) については明確な着座跡が観られず、今後さらに観察して行く必要があると思われる。

以上、これまでに実施した冷却管下端観察では、特に異常と思われる下端摩耗の進展は発見されていない。今後は炉心装荷時間や燃料体の振動状況を目安として、下端観察を実施して行く予定である。

#### 4) 原子炉運転中の振動連続監視

運転再開以降、原子炉運転中における燃料体の振動の連続監視が続けられている。監視の対象となった燃料体は、全数振動測定の結果などにより選んだ12体で、測定された振動加速度値を打点式記録計で常時記録している。また、各振動計チャンネルとも警報設定機構を持ち、設定値は1galである。

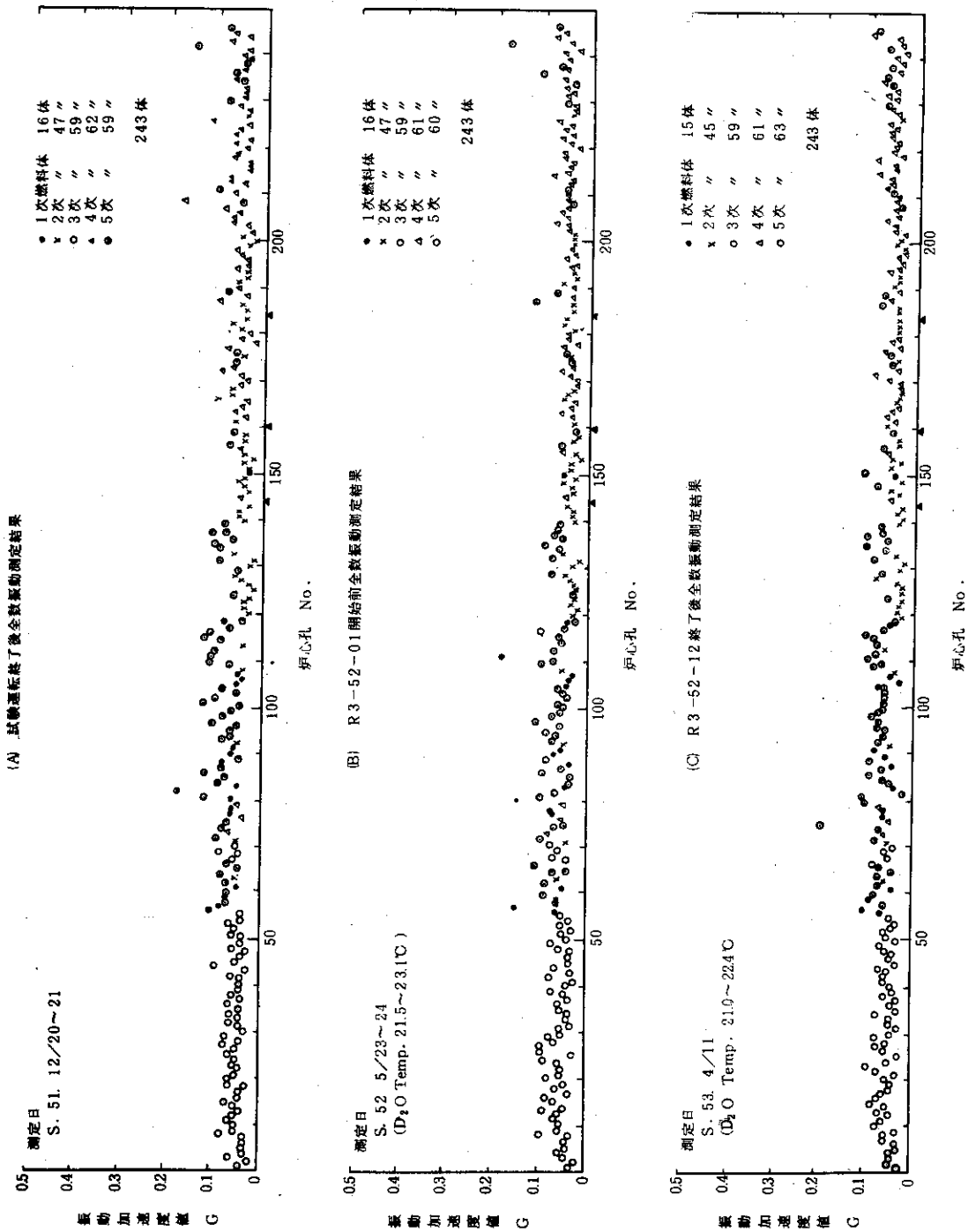
これまでの測定では、原子炉運転中の燃料体の振動値はほぼ安定し、警報設定値を越えるような振動は測定されていない。しかし、原子炉起動直後は比較的振動値が大きく、また、各チャンネル間のバラツキも大きくなる傾向にあることが判った。これは、炉内温度による影響（炉体・冷却管の膨張、あるいは重水の密度に起因するものなど）と見られるが、定量的な解析はできていない。また、FFD充填などで冷却管内の冷却水量に変化を与えると振動値は顕著に上昇し、平常の2、3倍となることも確認された。

各燃料体別の振動値を比較すると、炉心孔#80の第5次燃料体 (Na3564) 及び#148孔の第5次燃料体 (Na3562) の2体が監視対象となっている燃料体の中でも大きな値を示している。しかし両者の特徴は異なっており、前者が装荷以来定期的に監視対象燃料体の中で最も大きな振動（～0.1gal）を示しているのに対し、後者は振動の変動巾が大きい（通常は0.05gal程度であるが、しばしば0.3gal以上を示す）。この2体の燃料体については、2)で述べたように冷却管下端にはまだ摩耗が見られないが、今後の振動状況によっては解体検査などの措置をとる予定である。

#### 5) まとめ

前年度運転再開以来、使用中の燃料体について種々の監視を行ってきたが、冷却管の折損にいたるような異常は検知されず、折損防止対策終了直後の各データと比較しても大きな変化は見られない。これらの点から、51年度に冷却管折損防止対策として施された各種措置には一応の評価を与えることができる。

しかし、炉内での積算装荷時間の増加による燃料体の機械的な劣化は当然予想される場所であるから、今後も定期的な解体検査も含めて監視を実施して行く予定である。



注) 値は全て最大値を示した。

Fig. 4.3.2 The results of measurement of fuel vibration in reactor core

#### 4.3.3 使用済燃料貯蔵施設の調査

当部では、大量に貯蔵しているJRR-3金属天然ウラン使用済燃料を長期保管するため、技術的検討を進めている。<sup>1)</sup>今年度は、調査の一環として、「JRR-3 SF保管技術検討会報告書」<sup>2)</sup>のあとを受けて、既設の使用済燃料貯蔵施設（放射性汚染処理課所管）の健全性調査を行った。<sup>注</sup>調査は、① 埋設配管の外観（材質、施行状態） ② 同配管の気密性（漏洩、耐圧試験）について行った。（Fig. 4.3.3参照）調査の結果、以下のことがわかった。

- ① 施設全体の劣化状況は著しく、特に地上部分は使用できる状態ではない。
- ② 埋設配管部は上部（溢流部）、下部（注水管）配管とも外部の腐食が進行している。特に下部配管は劣化が著しい（雨期における地下水の影響と考えられる）。
- ③ 燃料保管孔のステンレス管は引抜鋼管ではなく、板厚に差がある。
- ④ 配管系には、内部腐食による“詰まり”状態はない。
- ⑤ 気密試験は2系統について行ったが、 $0.2\text{ kg/cm}^2\text{G}$ 加圧で、1系統にリークがある（これは真空試験でも同様の結果を得た）。

以上の調査結果から、当該施設は、① 施設の劣化状況及び気密保持状況から、最近の原子力施設の厳しい設置条件下では使用に問題があること、また、② スラブ・コンクリート躯体は使用可能であるが、配管系はすべて引換が必要であり、経済性を考慮すると補修は好ましくないこと、などが結論づけられる。

この結果に基づき、すべての金属天然ウラン使用済燃料を受入れられる保管施設を新たに設置する計画が立案されている。

#### 参考文献

- 1) 研究炉管理部：研究炉・ホットラボの運転と技術管理，JAERI-M 7347（1977）
- 2) JRR-3 SF保管技術検討会：JRR-3 SF保管技術検討会報告書（1976）

1) 本調査は、技術部技術兼務課が実施した。

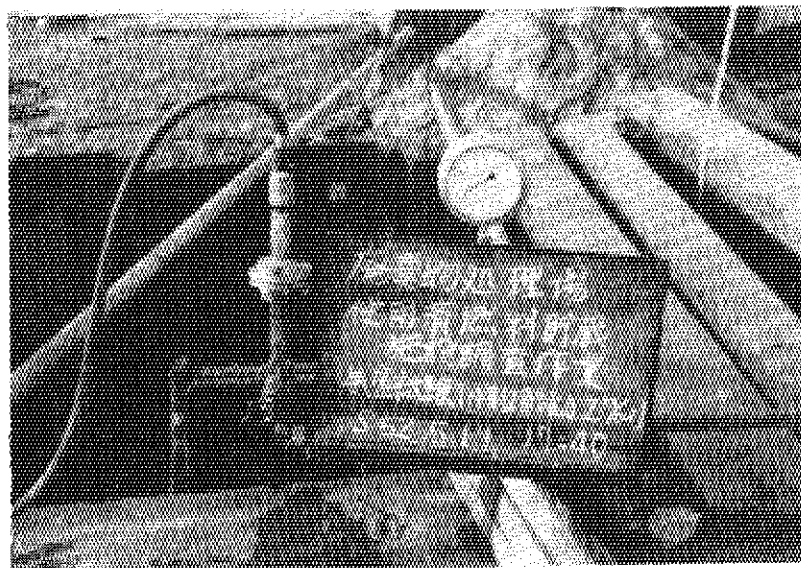


Fig. 4.3.3 Leak test of storage facility of JRR-3 spent fuels



## 4.4 照射技術

### 4.4.1 垂直照射孔における均一照射のための調査

#### 1) はじめに

シリコンの照射はJRR-4で順調に進められているが、原子炉の特性が異なるJRR-2及びJRR-3での照射の必要性があげられたため、その検討を行った。シリコン照射の条件として次のことがあげられる。

(1) 原子炉運転中の挿入、取出し

(2) シリコン全体の中性子の均一照射（大きさ最大 $100\phi \times 500\phi$ ）

(1) の場合は照射孔からの放射線の遮蔽を考慮する必要があり、その方法として幾つかあげられるがここでは軽水による遮蔽を考えた。すなわち照射孔内にほぼ上端まで軽水を満たして遮蔽しようというものである。また、(2)の均一照射では回転させて照射を行えば半径方向の均一化は得られるが、軸方向の均一化も考慮しなければならず照射孔内の中性子束分布が重要な要素となる。これらについての基礎データを得るためJRR-2のVT-9と、JRR-3のVC-3で照射孔内に軽水を入れて実験を行った。

#### 2) 実験

実験は遮蔽実験と、熱中性子束分布の測定をJRR-2と、JRR-3においてほぼ同じ要領でそれぞれに行った。

遮蔽実験の方法は原子炉を低出力で運転し、照射孔内に軽水を入れ水位を増しながら、炉上面での放射線量率の変化を測定した。また、中性子束分布は金箔を用い放射化法により軸方向と、半径方向の分布を測定した。この時JRR-2では実際にシリコンを用いシリコン中の分布も測定した。

#### 3) 結果

実験の結果をFig. 4.4.1～4.4.6に示す。

遮蔽実験ではJRR-2、JRR-3共にほぼ同じ結果が得られ照射孔内が空の場合、炉上面で $2000 \sim 3000 R/h$ であったが、軽水を満たすと、約 $250 R/h$ となった（いずれも10 MW換算値）。この時、中性子は検出されなかった。これは鉛10cm厚程度の遮蔽でハンドリング可能な線量である。

また、熱中性子束分布の測定の結果はJRR-2、VT-9では照射孔が炉心領域を離れた重水反射体領域にあるため、軽水中での中性子束の勾配は急であり、分布の均一化を $\Delta\phi(\%) = (\phi_{max} - \phi_{min}) / \phi_{min} \times 100\%$ で表わすと半径方向の分布は $\Delta\phi = 200\%$ であるがシリコン中では $\Delta\phi = 30\%$ とかなり均一化する。この測定値からシリコンを軸中心に回転させた時の半径方向の分布を計算で求めると $\Delta\phi = 1\%$ 以内となる。また軸方向の分布では $\Delta\phi = 10\%$ 以内の長さは350mmであった。JRR-3、VC-3での結果は照射孔が炉心領域のため半径方向で等高線を描くとほぼ円形になるが中心に向かっては、軽水による効果が顕著に認められて照射孔中心で最低となる谷型の勾配となった。しかしシリコン中では中性子の遮蔽効果が小さいために分布は平坦化すると予想される。軸方向の分布は $\Delta\phi = 10\%$ の範囲約500mm

とかなり平坦な結果が得られた。

以上のことからシリコンの実用照射についての明るい見通しを得たので今後さらに実験を進めていく。次回はシリコン結晶中にシリコンウェハーをはさんで照射し、その抵抗値から中性子束を求める実験を予定している。またこれらと平行して軽水の照射による水質の変化及びA $\theta$ の腐食等についての調査と検討を予定している。

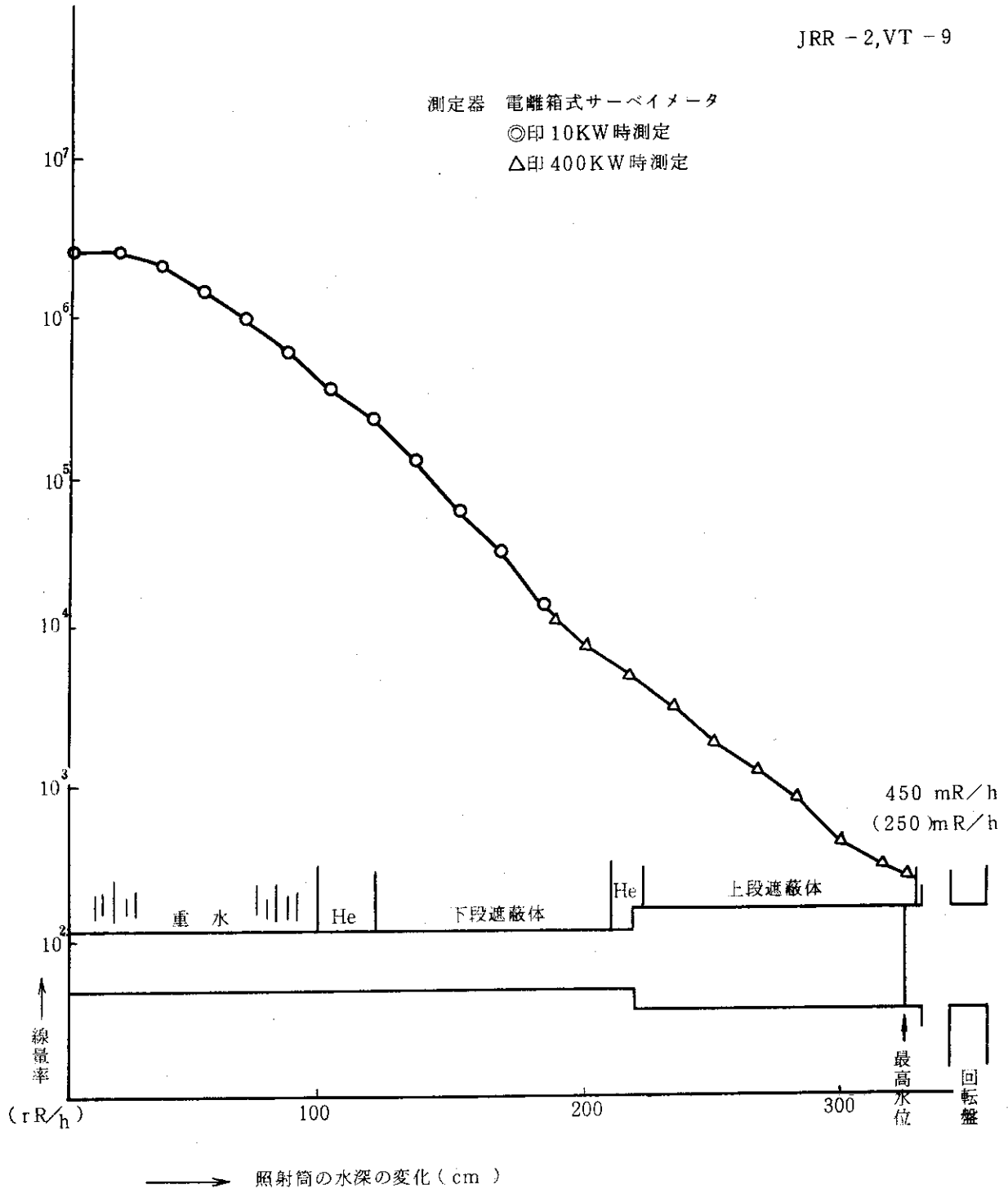


Fig. 4.4.1 Relation between dose rate and water level

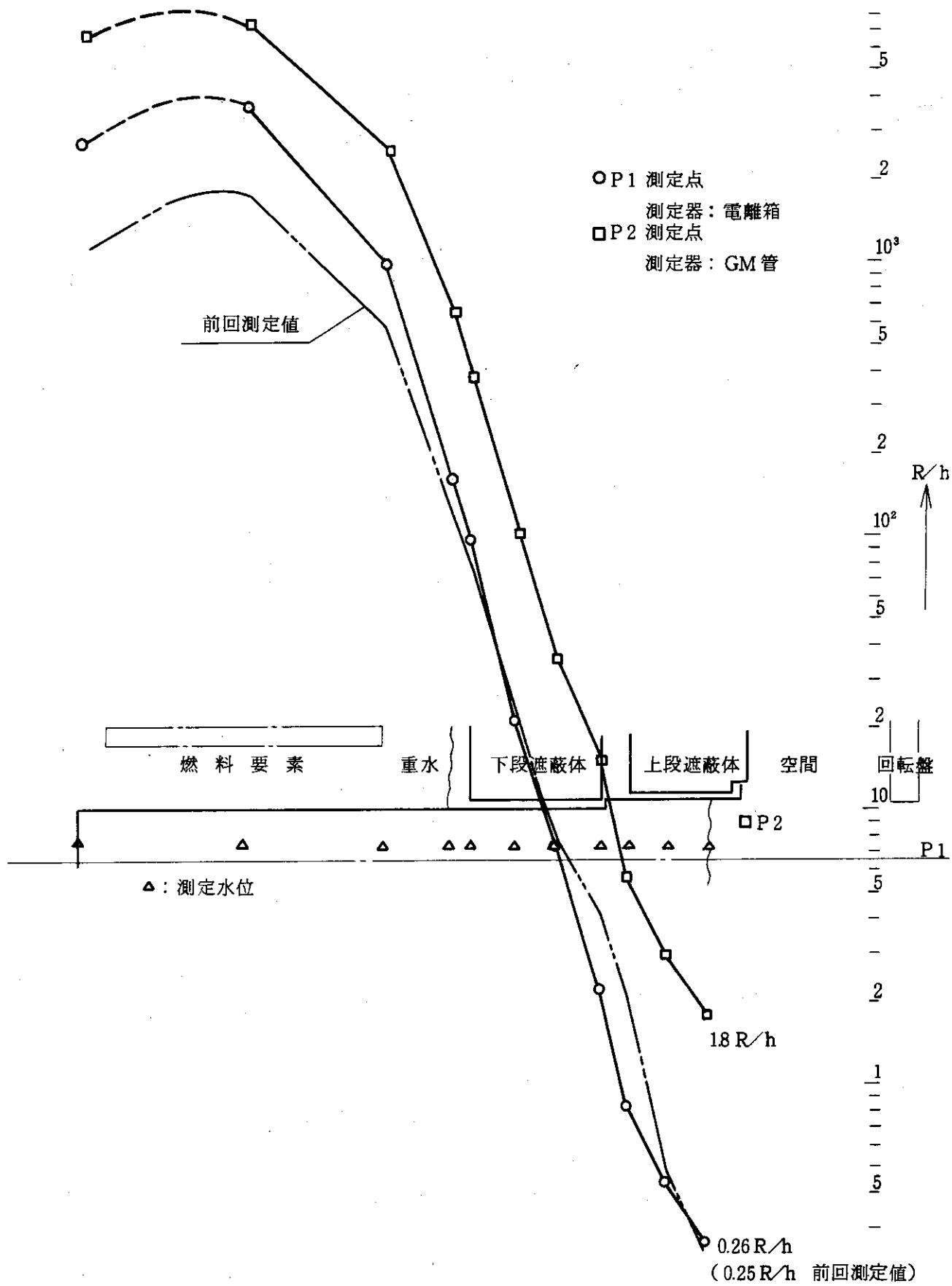


Fig. 4.4.2 Relation between dose rate and water level.

JRR-2 VT-9

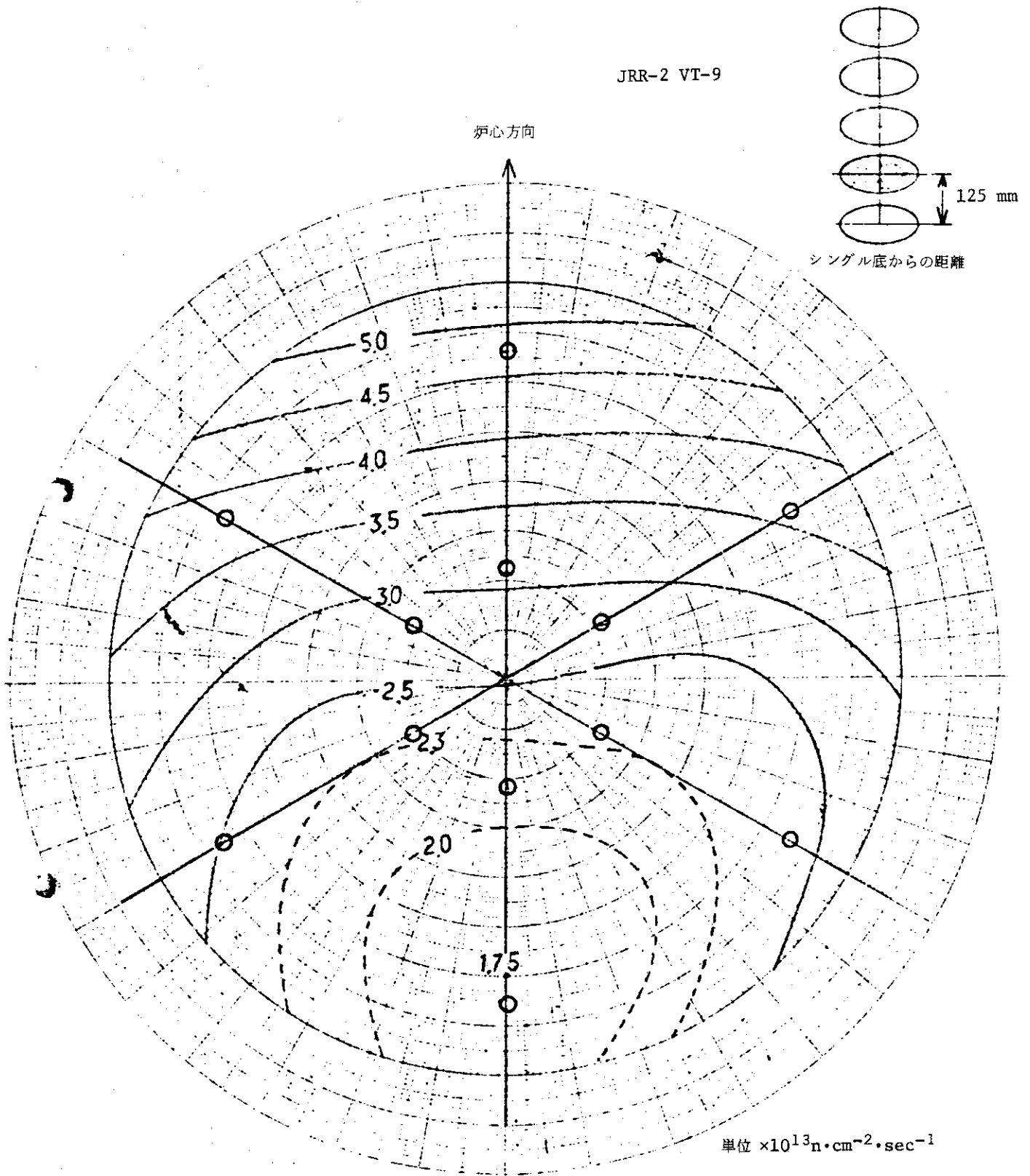


Fig. 4.4.3 Thermal neutron flux distribution inside water (cross section)

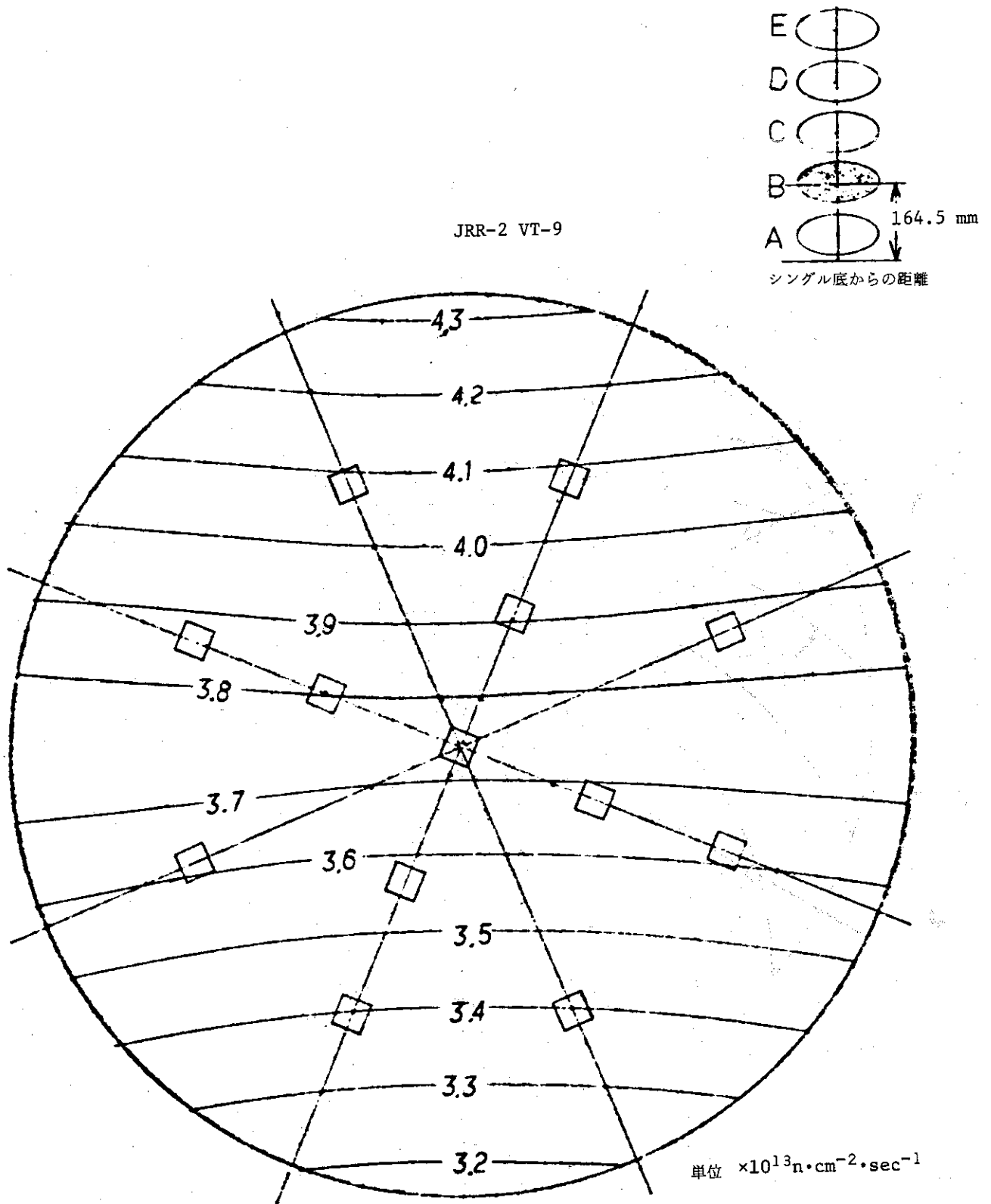


Fig. 4.4.4 Thermal neutron flux distribution inside Silicon specimen (cross section)

JRR-3, VC-3

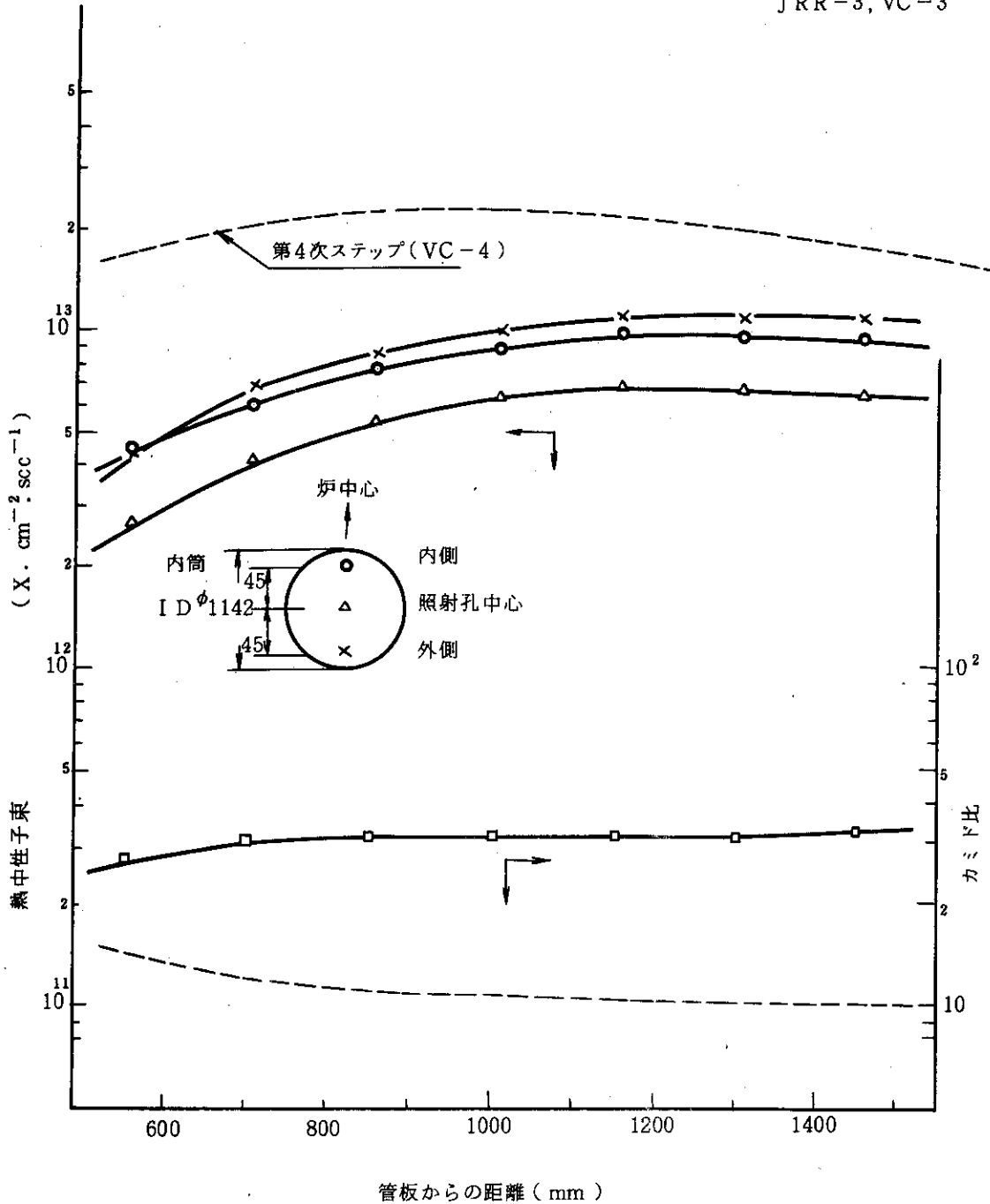


Fig. 4.4.5 Thermal neutron flux distribution along center axis

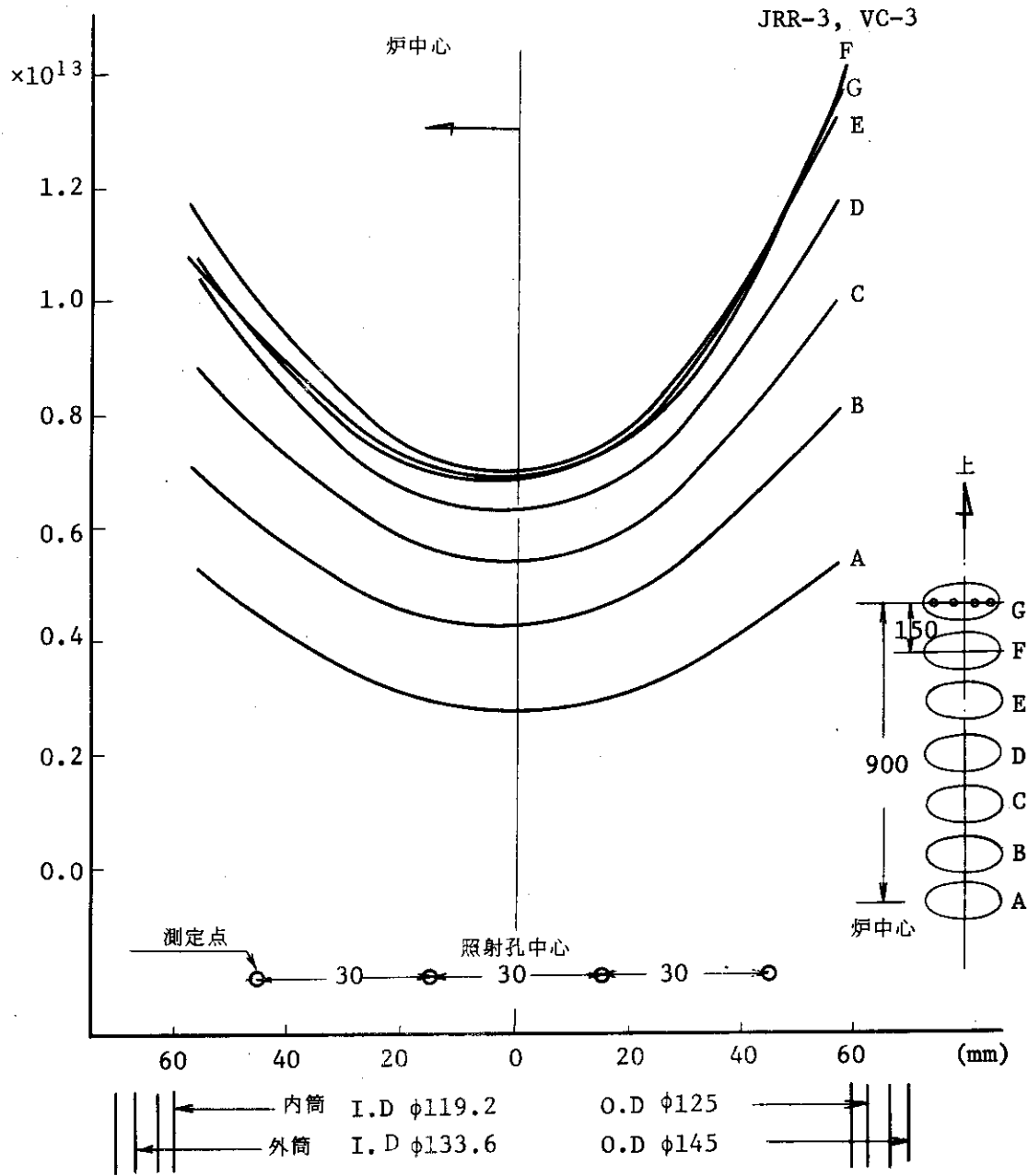


Fig. 4.4.6 Thermal neutron flux distribution along radial axis

#### 4.4.2 研究炉における燃料・材料の照射試験

##### 1) 研究炉における燃料照射試験

52年度研究炉における主な核燃料照射試験として、JRR-2 インコア照射孔で照射を行った、ICF-9H、ICF-10H及びICF-11Hの各キャプセルについて述べる。

##### (1) ICF-9Hキャプセル

高温ガス炉用被覆粒子燃料のアメーバ効果の調査を目的とする照射試験が46年度から、VT-1、インコア照射孔において実施されている。<sup>1), 2), 3), 4)</sup> 本キャプセルの照射試験もその一環をなすものであるが、今回は新たに設置した混合ガス温度コントロール装置を使用して、照射中の試料温度を一定に保つ温度制御照射方式を採用した。目標の照射温度は試料中心で1400℃である。

##### ① キャプセルの構造

照射キャプセルは、SUS304外筒、SUS316内筒及びNb-1%Zr試料筒の三重気密構造で、内筒-試料筒間に設けたギャップ0.5mmに、Ne及びHeの混合ガスを炉外から充填し、その混合比を変化させることによって試料温度をコントロールする構造である。キャプセルの概要をFig. 4.4.7に示す。

試料は円環状の黒鉛ディスクに収め、これを50層積み重ねて黒鉛ホルダに収めた。黒鉛ホルダ中央部には、ヒータ用被覆粒子燃料（TRISO型20%濃縮UO<sub>2</sub>）を充填した。装荷核燃料はヒータ用も含めて、<sup>235</sup>Uで1.15gである。照射中における温度の測定は、黒鉛ディスクに設置した、W-Re熱電対2本及びアルミニウム熱媒体に設置したC・A熱電対2本により行った。

##### ② 照射結果

キャプセルの炉内照射はR2-52-12サイクルから5サイクル間行った。炉内挿入に伴う反応度変化は、-0.38%ΔK/Kであった。

照射温度は、He 100%の時に1000℃、Ne 100%の時に1180℃と、設計目標値1400℃を下回る結果となった。この原因として① 温度計算のモデル化の不適正、② Nb-1%Zr試料筒表面の酸化等による輻射率の増大、③ ギャップ寸法が設計仕様より小さいことなどが考えられる。そのため封入ガスをNeより熱伝導度の小さいArに変更して温度制御を行った。その結果、照射温度を1320℃とし照射を継続した。

##### (2) ICF-10Hキャプセル

中空UO<sub>2</sub>ペレットの高温照射挙動の試験を目的とするキャプセルであり、動燃団との共同研究によって行ったものである。

目標の照射温度は試料中心で2100℃、線出力は550W/cmである。

##### ① キャプセルの構造

試料は、6w/o濃縮の中空、チャンファー型UO<sub>2</sub>ペレット65gをSUS316の被覆管に収めた燃料ピン1本である。照射キャプセルはアルミニウム外筒を使用し、アルミニウム熱媒体に収めた燃料ピンを収納した。従来、燃料照射試験キャプセルはSUS外筒の使用が通例であったが、炉内挿入時の負の反応度が大きいという問題がある。本キャプセルでは2



段接続したスエジロックを用い、熱電対のロー付けをこの位置で行うことにより、反応度の小さいアルミニウム外筒の使用を可能とした。

## ② 照射結果

炉内照射はR2-52-06サイクルから4サイクル間、インコア6B孔において行った。炉内挿入に伴う反応度変化は $-0.32\% \Delta K/K$ であった。照射温度は、熱媒体部の温度から推定して、最高 $\sim 2600^\circ\text{C}$ 、また線出力 $\sim 700\text{W/cm}$ に達した。

目標値を上回る結果となった原因は、中性子束の評価にあったと考えられる。即ち当初設計に用いた中性子束の値は、アルミニウム製ダミーキャプセル内部で測定した値<sup>5)</sup>であり、実際の照射とは体系が異なるため低くめに出ている。

照射温度が目標値を上回ったことについて、試験目的を損なわないこと及びキャプセル材の熱的な安全解析上問題はないことなどを確認して、照射を継続した。

なお、インコア6B孔は、49～50年の改修に際し新たに設置された炉心中央領域の中空円筒燃料内照射孔であり、本キャプセルは同照射孔における初めての燃料照射試験キャプセルである。

## ③ ICF-11Hキャプセル

混合酸化物燃料ペレットの軽水炉低出力時における焼きしまり挙動の試験を目的とするキャプセルで、動燃団との共同研究によって行ったものである。目標の照射温度は試料中心で $1400^\circ\text{C}$ 、線出力は $300\text{W/cm}$ である。

### ① キャプセルの構造

試料は $\text{PuO}_2$  6w/o 富化のディッシュ型 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ ペレット60gを、Zry-4の被覆管に収めた燃料ピン1本である。照射キャプセルはアルミニウム外筒に、SUS316とアルミニウムの共引管により製作したNaK管に、燃料ピン及びNaKを収納する三重気密構造である。また、燃料ピンの中心を、炉心上方18cmに一致させ、温度の上昇を抑える設計を行った。キャプセルの概要をFig. 4.4.8に示す。

### ② 照射結果

炉内照射はR2-52-07サイクルから2サイクル間インコア6D孔において行った。炉内挿入に伴う反応度変化は $-0.30\% \Delta K/K$ であった。照射温度は、NaK及び被覆管表面の温度から推定し、ほぼ目標値に等しい約 $1400^\circ\text{C}$ の好結果を得ることができた。

## 2) 原子炉材料等の照射試験

52年度、インコア及びVT-1の各照射孔において10体の材料照射試験キャプセルを照射照射した。これらをTable 4.4.1に示す。

### (1) 中高温照射試験キャプセル (照射温度 $300^\circ\text{C}$ 未満)

ICM-15, 16, 17及び18は研究炉の長期整備計画に関する調査の一環として、JRR-3黒鉛反射板の寿命評価を行うため同一ロット材を用いた照射試験キャプセルである。

照射温度はキャプセルの上段を $100^\circ\text{C}$ 、下段を $80^\circ\text{C}$ に保つため外筒と試料筒(熱媒体)のギャップをそれぞれ $0.2\text{mm}$ 及び $0.05\text{mm}$ とし、上段、下段の中間に断熱板を挿入した。また広域の速中性子の照射量を必要とするため、インコア照射孔で照射した。

V1R-9も照射温度 $100^\circ\text{C}$ 以下の黒鉛照射試験キャプセルである。当初VT-1照射孔に

よる照射を予定していたが、照射量及び照射温度からインコア6D孔に変更し、その結果65～70℃の低温照射を行った。

V1M-8は51年度のV1M-3と同一形状で高温耐熱材料であるモリブデン及びバナジウムの照射試験キャプセルである。前年度と同じく広領域の速中性子照射量をカバーするために長尺キャプセルとし、また照射温度を200℃以下に保つためにキャプセル形状をFig. 4.4.9に示すような冷却効率の高い特異な形状を採用した。この結果、照射温度を104℃以下に保つことができた。

### (2) 高温照射キャプセル (照射温度300℃以上)

ICM-6Hは核融合炉材として有望視されているモリブデン及びモリブデン合金等の照射試験キャプセルである。照射温度が600℃と高く、熱源はキャプセル構成材のガンマ発熱だけによるので封入ガスとしてAr 94%-He 6%の混合ガスを使用し、内筒、外筒ギャップを1mmと大きくした。インコア6B孔にて照射を行い、試料部で最高温度960℃に達した。この値は計算評価と良く一致した。

ICM-7HはOGL-1用黒鉛の照射試験キャプセルで、照射温度は800℃±50℃の高温を目標にするため内筒及び外筒にステンレス鋼、試料筒にNb-Zrを使用した。また、試料筒と内筒のギャップを1.8mm及び内筒と外筒のギャップを1.0mmと2段のギャップを取り、それぞれにAr 90%-He 10%の混合ガスを封入した。当初、高温を得るため高ガンマ発熱率をもつ6B孔で照射する予定であったが、種々の検討により6C孔に変更した。変更にあたって高出力下での照射試験を行った。その結果、6C孔での照射でも十分な目標温度が得られることが判った。実際の長期照射(3サイクル)では、照射温度が820～980℃となり、照射量の増加に伴い照射温度が上昇した。

一般に黒鉛試料の照射試験キャプセルは、照射量の増加に伴い照射温度が高くなる傾向にありICM-15～18及びICM-7Hで顕著な傾向を示した。この原因として、照射温度がそれほど高くはないところでは照射量の増加に伴い熱伝導率が減少すること、また黒鉛自身の寸法が照射量増加に伴い縮むことにより試料筒とのギャップが大きくなるため温度が上昇すると推測される。V1R-9は実際の照射温度が低いためこの現象は見られなかった。Fig. 4.4.10にICM-7Hキャプセルを示す。

V1M-10Hは高温ガス炉用圧力容器鋼材である $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼材の照射試験キャプセルである。照射温度が400～450℃と範囲が限られていること。試料重量が約2kgと大きいことから照射位置、試料筒と外筒とのギャップ及び封入ガスを種々変えて設計した。その結果、封入ガスにAr 50%-He 50%の混合ガスを使用し目標温度に至るまでキャプセルを上下に移動する位置制御方式をとった。しかし、実際の照射温度は低温部で350℃、高温部で500℃となり、150℃の温度幅を生じた。次年度に計画している同一構造キャプセルにはヒータを組み込み、温度幅を小さくする予定である。

### (3) 無計装バスケット型照射キャプセル

V1R-7Bは無計装バスケット型照射キャプセルである。前年度からのV1R-4B及び5Bのシリーズで、超Pu元素の捕獲反応による生成・確認を目的としてVT-1照射孔において2サイクルの照射を行った。

参考文献

- 1) 研究炉管理部 : 研究炉・ホットラボの運転と技術管理, JAERI-M 5025 (1972)
- 2) " " " " " , JAERI-M 5371 (1973)
- 3) " " " " " , JAERI-M 5845 (1974)
- 4) " " " " " , JAERI-M 7347 (1977)
- 5) " : JRR-2改修後の特性測定, JAERI-M 6943 (1977)

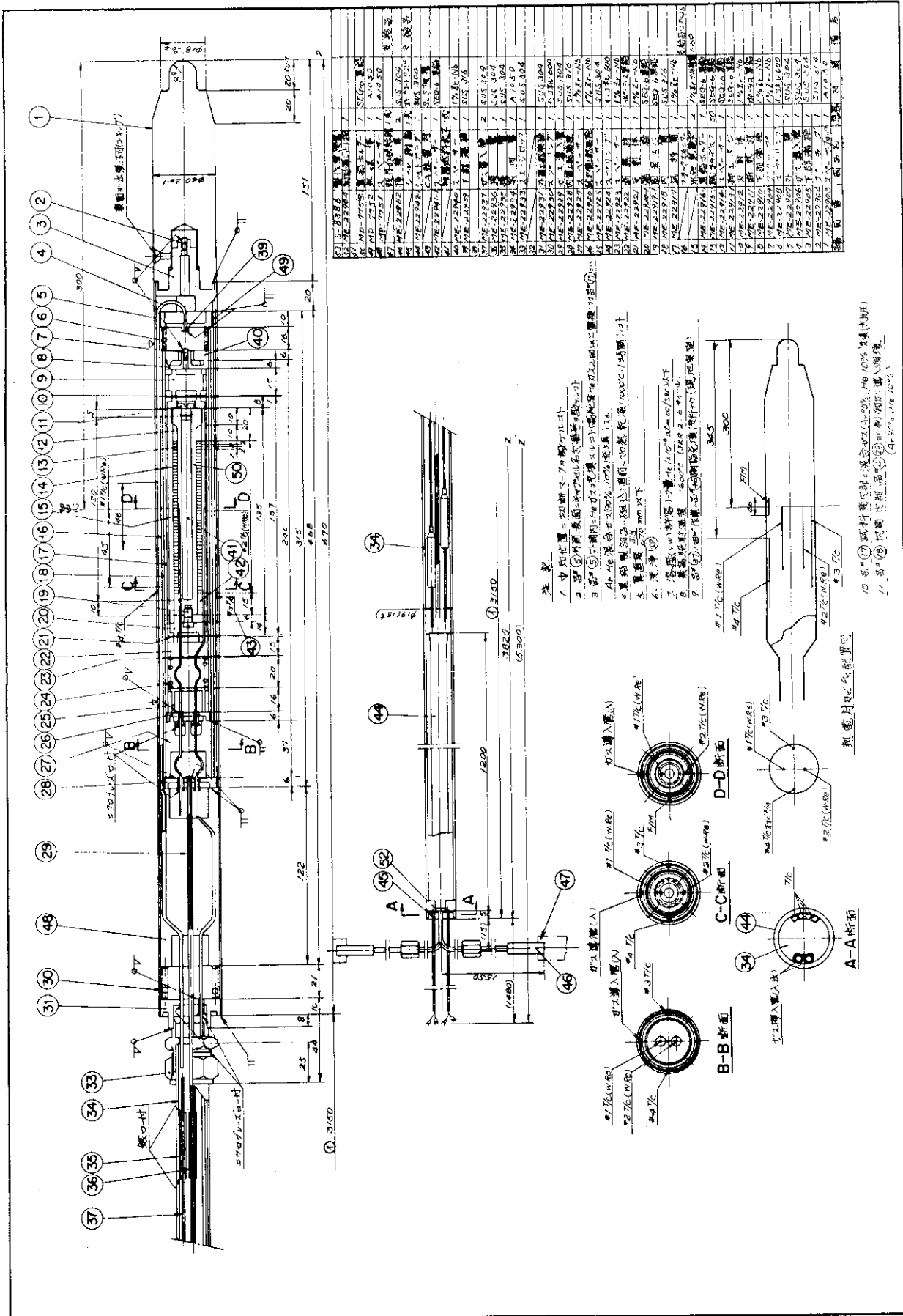


Fig. 4.4.7 ICF-9H capsule

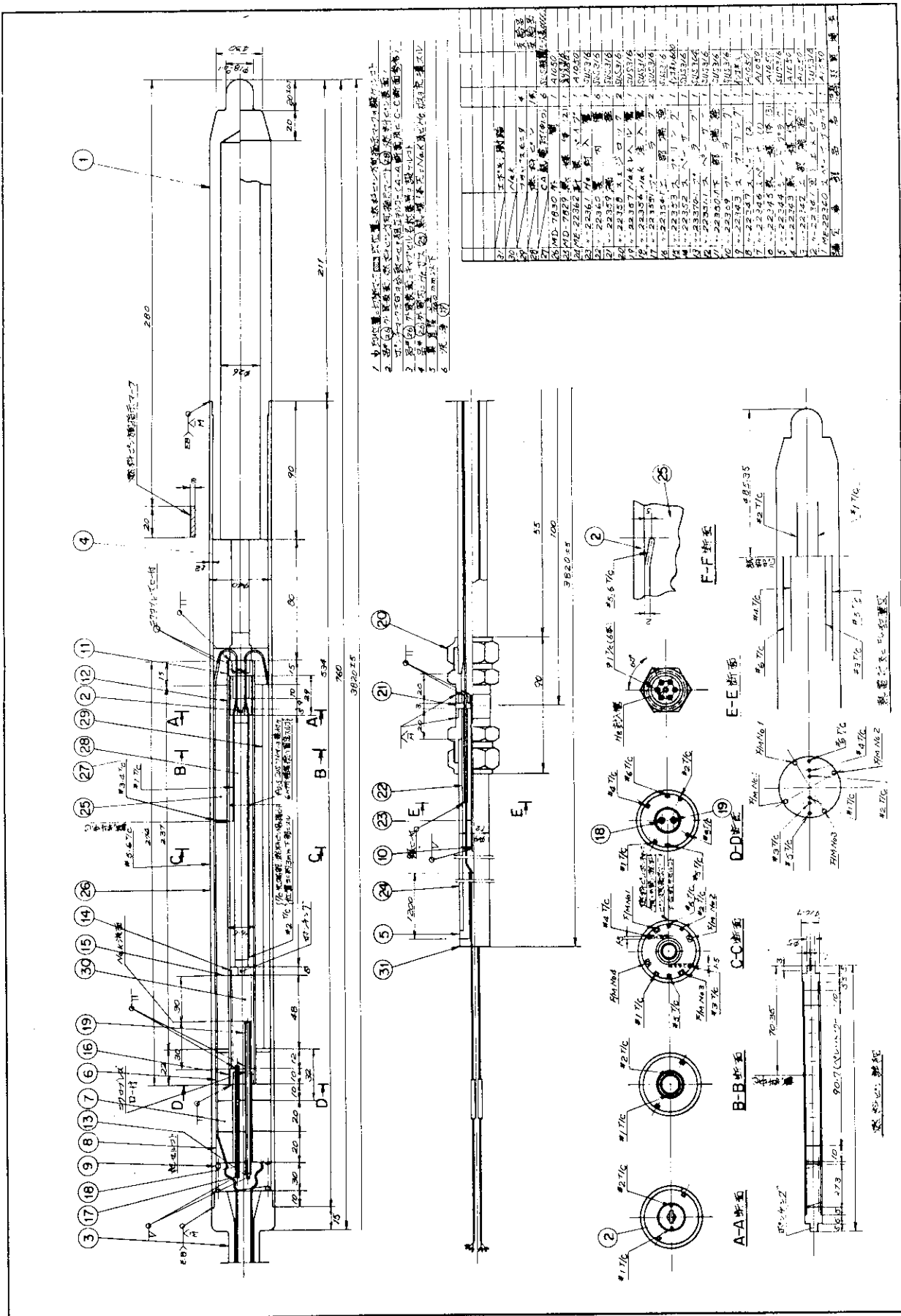


Fig. 4.4.8 ICF-11H capsule

Table 4.4.1 Instrumented capsules for material irradiation testing in JRR-2

キャプセル名	研究室	試料	キャプセル構造	計装	照射孔	照射量 (nvt)	照射時間	照射時期	照射温度	消費反応度	備考
*-1											
ICM-6H	材料物性	Mo, Mo合金 480g Ni合金 12g (PE-16)	二重気密封入 内筒内He封入 外筒内Ar+He封入	T/C C, A6本	6B	$1.4 \times 10^{20}$	3サイクル	0.2~0.4	960℃ (max)	%ΔK/K -0.85	
ICM-7H	黒鉛材料	Graphite 147g	二重気密封入 SUS内筒, 外筒内 Ar+He封入	T/C C, A5本	6C	$1.1 \times 10^{20}$	3サイクル	0.2~0.4	980℃ (max)	-0.59	
VR-9	固体物理第2	Graphite 74g	一重気密He封入 外筒Al	T/C C, A2本	6C	$5 \times 10^{19}$	2サイクル	13-53-01	69℃ (max)	-0.15	VT-1からインコ76C 孔に変更
ICM-15	JRR-3	Graphite 72g	一重気密He封入 外筒Al	T/C C, A4本	6C	$4 \times 10^{19}$	1サイクル	0.9	92℃ (max)	-0.1	
ICM-16	"	"	"	"	"	$8 \times 10^{19}$	2サイクル	10~11	128℃ (max)	-0.09	
ICM-17	"	"	"	"	6B	$2.5 \times 10^{20}$	5サイクル	10-53-01	312℃ (max)	-0.19	
ICM-18	"	"	"	"	"	$5 \times 10^{19}$	1サイクル	53-02	85℃ (max)	-0.20	
VR-7B	放射化学	超Pu元素 Cf <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	二重気密He封入 試料石英管封入	無計装	VT-1	$4 \times 10^{20}$	2サイクル	0.2~0.3	-	-0.05	専用ホルダー使用
VIM-8	材料物性	Mo 46.0g V 4g	一重気密He封入 外筒Al	T/C C, A4本	VT-1	$2 \times 10^{19}$	1サイクル	1.0	104℃ (max)	-0.33	
VIM-10H	高温材料強度	$\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼 約2000g	一重気密封入 外筒Al 外筒内Ar-He封入	T/C C, A4本	VT-1	$1.4 \times 10^{19}$	1サイクル	1.2	350℃ (高温部) 500℃ (高温部)	-0.66	照射中位置を制御 して温度制御

\*-1 キャプセル各略号は, IC: インコ7, V1: VT-1, M: 材料, H: 高温型, B: パスケット照射型をそれぞれ表わす。

\*-2 特性測定結果から算出。 \*-3 1サイクル≒2.65時間。 \*-4 実測値

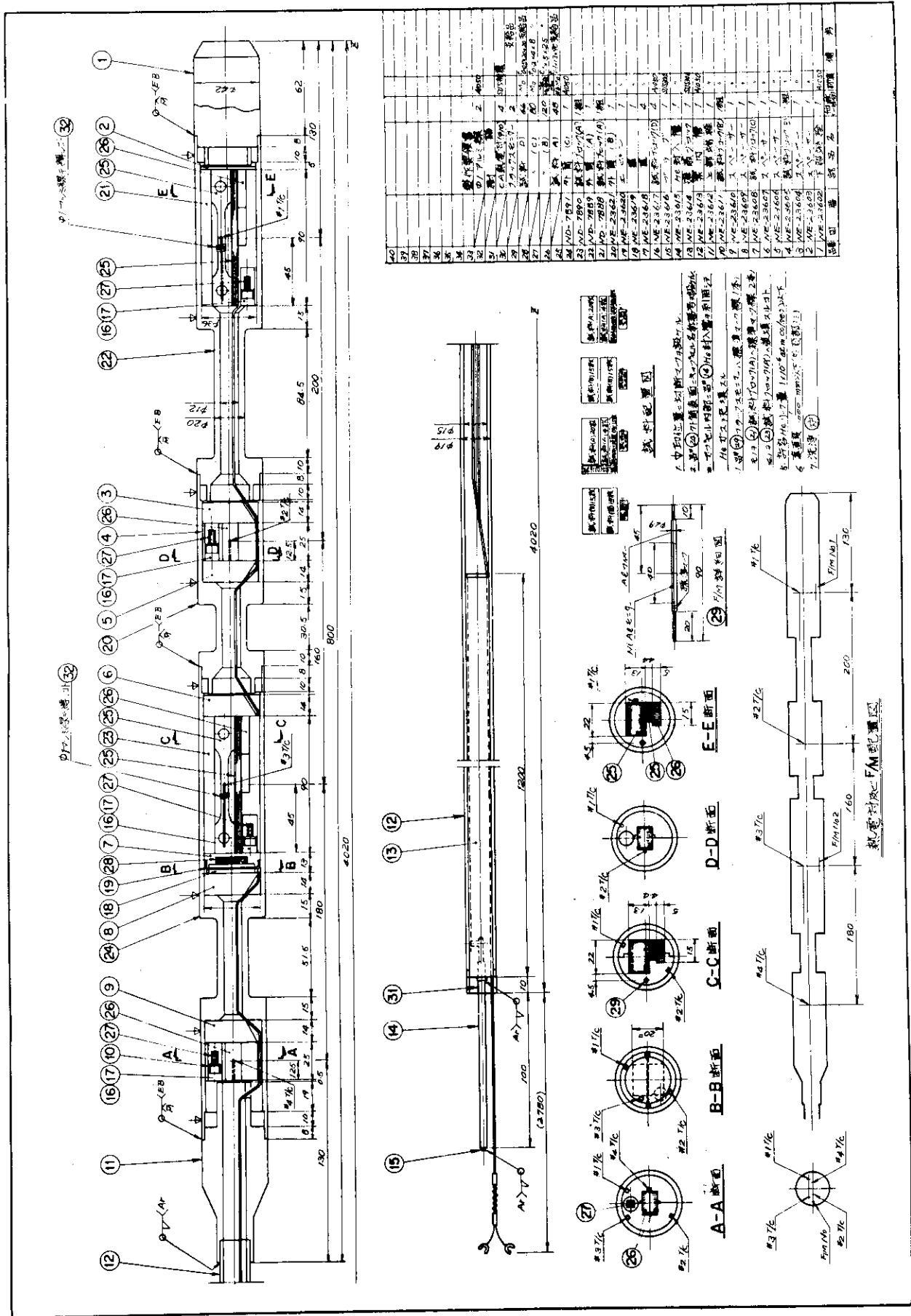
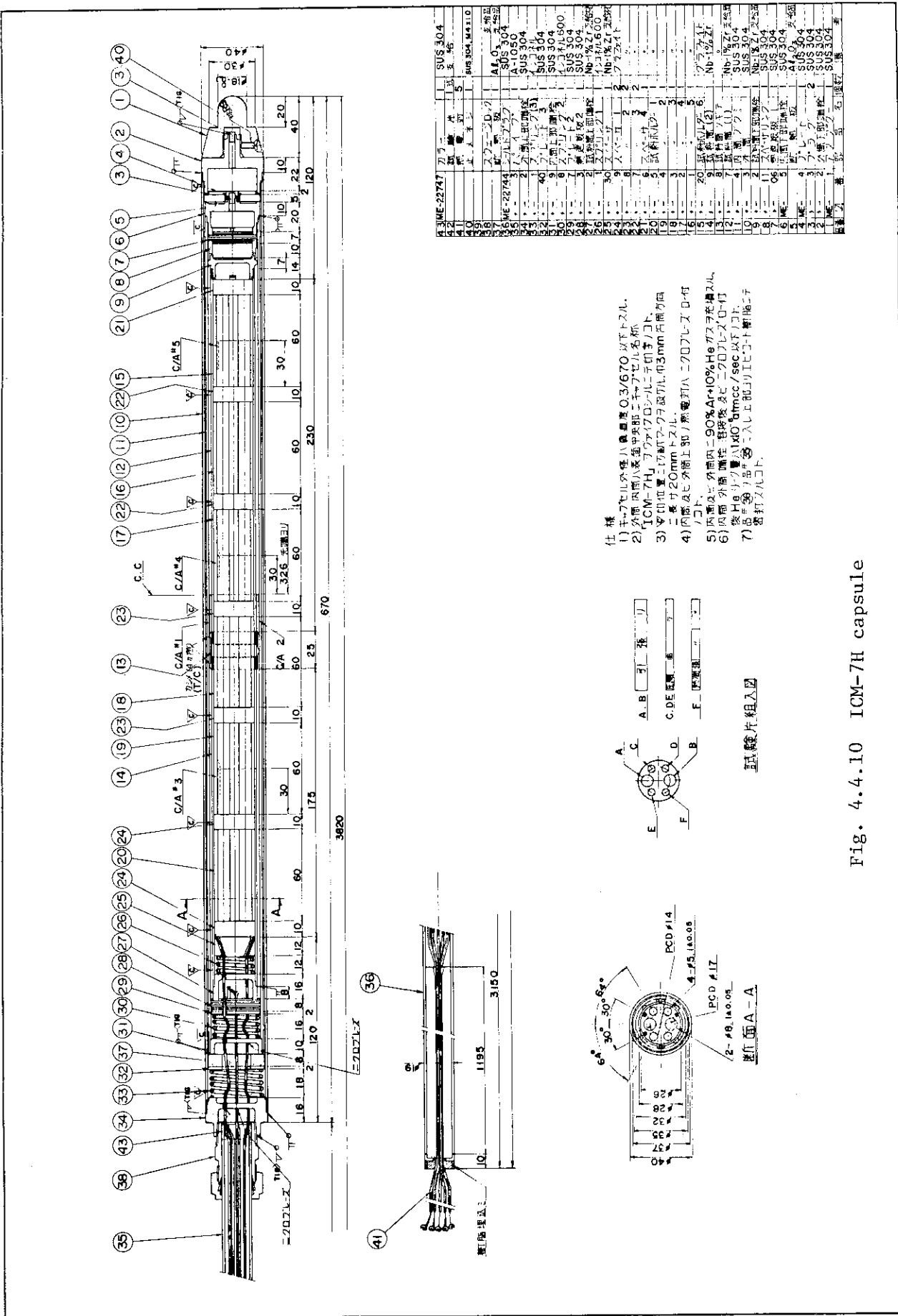


Fig. 4.4.9 VIM-8H capsule



仕様  
 1) 手マシ外径ハ公差 0.3/670 以下トスル。  
 2) 内径ハ公差 0.3/670 以下トスル。  
 3) 寸法 7H<sub>1</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 4) 寸法 7H<sub>2</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 5) 内径ハ公差 0.3/670 以下トスル。  
 6) 内径ハ公差 0.3/670 以下トスル。  
 7) 寸法 7H<sub>3</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 8) 寸法 7H<sub>4</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 9) 寸法 7H<sub>5</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 10) 寸法 7H<sub>6</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 11) 寸法 7H<sub>7</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 12) 寸法 7H<sub>8</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 13) 寸法 7H<sub>9</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 14) 寸法 7H<sub>10</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 15) 寸法 7H<sub>11</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 16) 寸法 7H<sub>12</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 17) 寸法 7H<sub>13</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 18) 寸法 7H<sub>14</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 19) 寸法 7H<sub>15</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 20) 寸法 7H<sub>16</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 21) 寸法 7H<sub>17</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 22) 寸法 7H<sub>18</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 23) 寸法 7H<sub>19</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 24) 寸法 7H<sub>20</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 25) 寸法 7H<sub>21</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 26) 寸法 7H<sub>22</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 27) 寸法 7H<sub>23</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 28) 寸法 7H<sub>24</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 29) 寸法 7H<sub>25</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 30) 寸法 7H<sub>26</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 31) 寸法 7H<sub>27</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 32) 寸法 7H<sub>28</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 33) 寸法 7H<sub>29</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 34) 寸法 7H<sub>30</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 35) 寸法 7H<sub>31</sub> マシマシロシロニテ切リコト。  
 36) 寸法 7H<sub>32</sub> マシマシロシロニテ切リコト。

Fig. 4.4.10 ICM-7H capsule



## 4.4.3 NBR-Oリングの耐放射線性試験

気密のために用いられるOリングの耐放射線性及び使用限界等に関する試験を行った。数多く一般に使用されている合成ゴムのNBR（ブタジェン・ニトリルゴム）のOリングに、 $\gamma$ 線を照射して重量の変化と100%伸びの応力変化を測定した。この結果から放射線環境下での使用限界をみきわめようとするものである。

試験に用いたOリングは日本オイルシール株から市販されているもので、規格及び照射前の諸特性をTable 4.4.2に示す。このOリング14本を7組にわけて、各組毎に1枚の八つ橋型のアルミニウム板にとりつけ、温度20℃の空気中のふん囲気でCo線源45KCiで照射した。取付けたアルミニウム板を半円の八つ橋型にしたのは、線状のCo線源からOリングが一様に照射されるように考慮したためである。照射中の線量率は7組とも $1.7 \times 10^6$  R/h、各組の積算線量は $1.7 \times 10^6 \sim 1.0 \times 10^9$ の範囲内に照射時間を調整することで行った。重量の変化は照射前及び照射後にマイクロ天秤で測定し、結果を次の式に代入して求めた。

$$\epsilon = \frac{W_2 - W_1}{W_1} \times 100 (\%)$$

$\epsilon$  : 重量変化率,  $W_1$  : 照射前重量,  $W_2$  : 照射後重量, 100%伸びの応力変化は、インストロン型試験機を使用して測定し、結果を次の式に代入して求めた。

$$\sigma = \frac{W}{A} \quad (\text{Kg/cm}^2)$$

$\sigma$  : 100%伸びの応力,  $W$  : 100%伸びのときの荷重,  $A$  : Oリングの断面積

以上の実験値から各組の平均値を求めてFig. 4.4.11に示した。この図から重量は $10^7$  R付近までは減少するが、 $10^8$  R付近より逆に増加している。100%伸びの応力変化は $10^8$  R付近より大巾に増加する。表面の観察では $8.5 \times 10^7$  R照射のものからざらざらした肌荒れがみられ、 $2.5 \times 10^8$  R以上のものは特に著しい。一般に高分子が $\gamma$ 線の照射を受けると、分子構造の主鎖の切断と架橋反応が共存して発生する。今回の実験でもNBRの主鎖の切断により $\text{H}_2$ 等の分解ガスの放出が生じて $10^7$  R付近以下の重量を減少させ、逆に $10^8$  R付近からは架橋反応の急激な増加により酸素がとりこまれて重量が増加したと考えられる。また架橋反応はNBRを硬化させたために弾力性が失われて伸び応力が増加したと考えられる。

Oリングによって気密を保つうえで最も重要なものは、この弾力性である。したがって $10^8$  Rが使用限界となる。今回はいくつかの線量率や断続照射のパターンをパラメータとして行った試験ではないので、実際の使用条件に必ずしもそのまま適用できないかも知れない。しかし一応のNBR-Oリングの $\gamma$ 線に対する使用限界の目安が得られたと考える。

Table 4.4.2 The characteristics of NBR-O-ring

NBRの化学型	<p>リングの材質NBRはブタジエン (<math>\text{CH}_2 = \text{CH} - \text{CH} = \text{CH}_2</math>) とアクリロニトリル (<math>\text{CH}_2 = \text{CH} - \text{CN}</math>) の共重合体である。基本構造式は</p> $\left( -\text{CH}_2 - \text{CH} = \text{CH} - \text{CH}_2 - \underset{\substack{  \\ \text{CN}}}{\text{CH}} - \text{CH}_2 - \right)_n$ <p>アクリロニトリルの量はJISにより18~48%である。</p>
リングの種類	<p>JIS, B2401-G70, 1種 A                  大きさ, 内径69.4φ×太さ3.1φ                  (日本オイルシール工業株製品)</p>

機械特性	項目	JIS規格値	照射前測定値
	引張破断荷重 (kg/cm <sup>2</sup> )	>100	16.65
	100%伸びの引張応力 (kg/cm <sup>2</sup> )	>28	25.4
	伸び (%)	>250	290.7
	硬度 (°) (ショア)	75±5°	-
比重(g/cm <sup>3</sup> )	1.2~1.3	1.23	

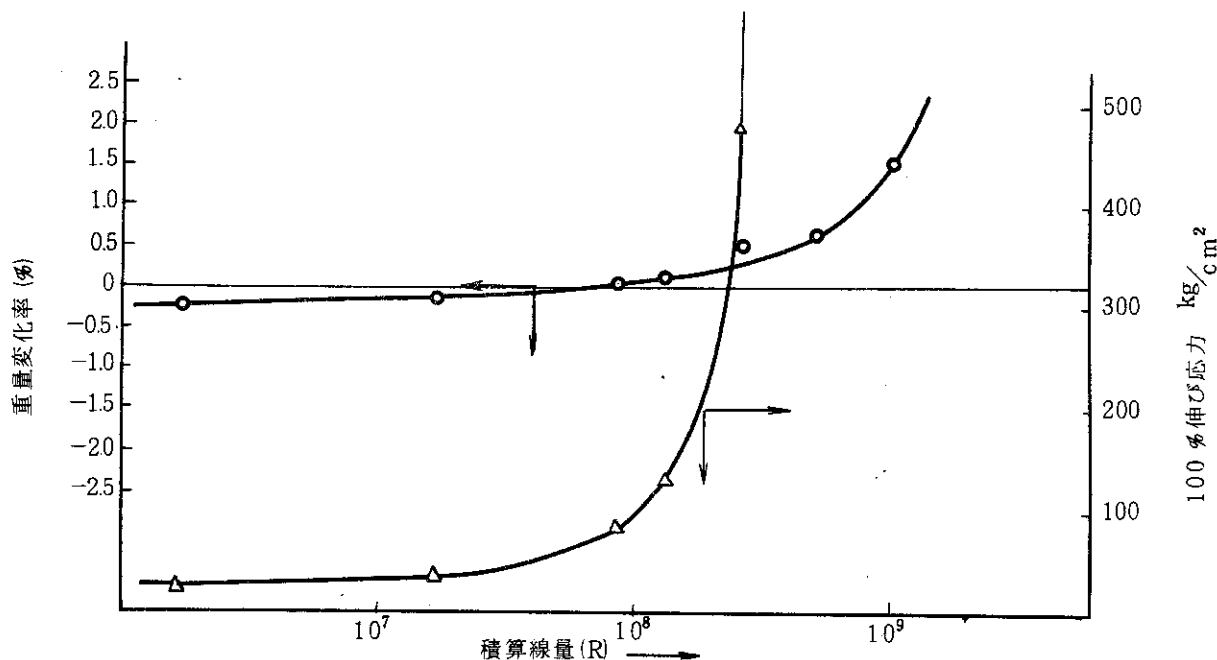


Fig. 4.4.11 Influence of  $\gamma$ -ray radiation on the weight and stress of NBR-O-ring

## 4.5 測定技術

### 4.5.1 核磁気共鳴法による重水濃度測定の検討

#### 1) はじめに

J R R-2, 3 は減速冷却材に重水を使用しており、その濃度低下は原子炉の安全運転上重要な問題なので重水濃度を測定し、監視する必要がある。重水濃度の測定法には比重法、質量分析法、赤外分光光度法などがある。J R R-3 では昭和40年から赤外分光法による重水濃度の連続測定を行ってきた。この装置はガス用赤外線分析計を液体用に应用製作したものであるため連続試料用としては試料セルの間隙が薄く(約0.2mm)、老朽化も加わり性能の維持が非常に困難になってきており更新する時期にあると考えている。この機会に他の原理による装置の開発を考え核磁気共鳴法によるスペクトルの分離が良好な点に着目し、重水濃度の定量について検討を進めた。重水の濃度は重水と軽水との割合であるから重水、軽水どちらかのスペクトルを観測しても重水濃度を知ることができる。核磁気共鳴によると軽水のプロトン共鳴が最も感度が良く、微量の水でもS/N比の良い測定が期待できる。プロトン専用の装置を用い11種類の濃度の試料について定量測定の実験を行った。

#### 2) 核磁気共鳴装置(NMR)<sup>\*</sup>

##### (1) 測定原理の概要

物質を構成している原子の原子核は磁氣的に一つの微小棒磁石にたとえられる性質があり、これを核スピンという。この微視的棒磁石は永久磁石などによる静磁場中に入れられると、いままでは勝手な方向を向いていたものが一定な方向をとる(配向)ようになる。その方向が水素原子核の場合は磁場の方向とその逆向きとの2方向に限られる。この磁場の方向と逆向きとの2つの方向は2つの異なった大きさのエネルギーに対応し静磁場の大きさが強ければ強い程大きいエネルギー差に分かれる。この微視的棒磁石集団の静磁場中での動きをくわしくみると首ふり運動(才差運動)をしている。この首ふりの回転の周期は原子核に特有なもので静磁場の強さに比例する。この関係を式で表わすと(1)式となる。

$$2\pi f = \gamma H_0 \quad (1)$$

$H_0$  : 静磁場強度 ( Gauss )

$\gamma$  : 磁気回転比

$f$  : すりこぎ運動の周波数 ( Hz )

いま、 $f$  と同一の周波数の振動磁場を Fig. 4.5.1, Fig. 4.5.2 に示したように静磁場と直角の方向からかけると、ランダムな才差運動をしていた微視的棒磁石群がそろって回転するようになり(ランダムな位相のものがそろってくる)、いわゆる共鳴現象を生ずる。この時、振動磁場をつくるコイルから高周波エネルギーが核スピンの集団へ伝わり、共鳴現象として受信コイルによって観測される。この現象は2つのエネルギー状態の分布の間で移動がおこっていること

\* Nuclear magnetic resonance

を意味し、2つのエネルギー状態にある核スピンの集団のうちエネルギーの低いものが高い状態に移動していく間だけ吸収がおこることを意味する。共鳴吸収の大きさは $H_0$ の二乗、磁場の均一度、原子核の数量に比例し、プロトンの場合が最高感度を示す。

### (2) 使用機器及び測定方法

使用した機器は日立製プロトン専用高分解能核磁気共鳴装置 R24B である。(1)式で示される  $f$  及び  $H_0$  がプロトン用に設定されており  $f$  は 60 MHz,  $H_0$  は 14092 ガウスで、試料管は外径 5 mm (試料容積 0.3 ml) である。

本装置には試料体積内の磁場均一度を上げるため試料管を高速回転する機能が附属してこれをスピナと称している。このスピナは寸法精度の良い試料管のみ使用可能である。測定方法は試料を封入した試料管を永久磁石による磁場の中心に挿入する。60 MHz の周波数を一定として磁場の強さを  $H_0$  (14092 ガウス) に対し 0.14 ガウス程度時間的に変えて共鳴吸収曲線を X-Y 記録計に描かせる。吸収スペクトルの大きさから濃度の差を読みとる方法として吸収曲線 (ガウス分布) のピーク高さと積分曲線 (ピーク面積) の 2 通りがある。それぞれスピナ使用とスピナ無の組合わせで計 4 通りの方法で実験を行った。今回の NMR 測定に用いた試料重水は 98.75 mol % ~ 99.84 mol % の高濃度範囲とさらに 89.02 mol % ~ 97.73 mol % の中間濃度範囲の合計 11 試料である。高濃度範囲の試料重水はそれぞれを NMR 用試料管にとり試料管の上部を溶封した。中間濃度範囲の試料重水は同一試料管で測定した。

### 3) 試料重水の調整

重水濃度既知の標準重水のモルパーセントを換算表を用いて重量パーセント(①)にする。共栓付三角フラスコ (30 ml) の重量(②), 標準重水を適量加えた重量(③), さらに蒸留水を加えた重量(④)の各々を秤量する。試料重水の重量パーセントは(2)式で表わせる。

$$\text{試料重水の重量\%} = \frac{(\text{③} - \text{②}) \times \text{①}}{\text{④} - \text{②}} \quad (2)$$

重量パーセントからモルパーセントへの換算は換算表で行う。秤量にはメトラー製直示天秤 H・54 型を使用した。

### 4) 測定結果と考察

試料の NMR スペクトル例を Fig. 4.5.3 ~ Fig. 4.5.6 に示す。Fig. 4.5.3 は試料管を高速回転するスピナ使用による 1 例を示し Fig. 4.5.5 はスピナ無のスペクトルの例である。Fig. 4.5.4, 6 はそれぞれスペクトルのピーク面積の例を示す。各重水濃度と吸収ピーク高さをまとめて Table 4.5.1, 2 に示す。また重水濃度と吸収ピーク値の関係を Fig. 4.5.7 ~ Fig. 4.5.10 に示す。重水濃度と吸収ピーク値の間にはおおむね直線性が得られ、重水濃度の定量が可能であることが解った。しかし、特に高濃度範囲 (99.84 mol % ~ 98.75 mol %) の測定ではスピナ無では S/N 比が悪く直線性に乏しい。中間濃度範囲 (89.02 mol % ~ 97.73 mol %) の測定では  $H_2O$  濃度が高濃度範囲に比べて高いのでスピナ無の測定でも S/N 比が非常に良い。したがってピーク高さ、ピーク面積とも直線性が良い。スピナ使用の場合でも良い結果が期待される。データは一点につき 3 回測定し、その平均値を用いた。データのバラツキがあるので一回測定では正しい値は期待できないと考える。NMR によるプロトン量の比較には本実験の吸収ピーク値の高さから求める方法のほかに試料管を二重管とし、標

標準物質を用いる外部標準法がある。標準物質にクロホルムを用いスピナ使用による高濃度範囲の測定では直線性が得られた。プロセス計の適用可能な方法としては  $f$  及び  $H_0$  を共鳴点に固定して共鳴吸収ピーク高さを時間的に連続指示させる方法が考えられる。赤外分光光度法による試料セルの間隙 (0.2mm) に対し試料体積を大きくとれる点は、配管により連続的に試料を送るプロセス計器として利用する場合有利である。しかしNMR 特有の問題として磁石を使用しているためその形状、重量等の設置性について検討が必要である。

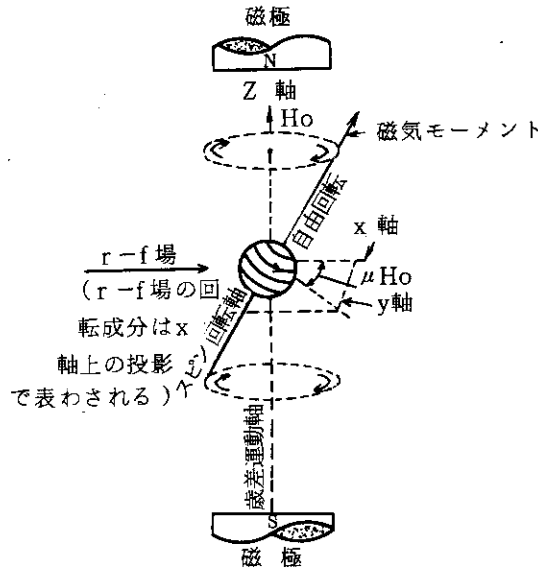


Fig. 4.5.1 Fundamental of NMR

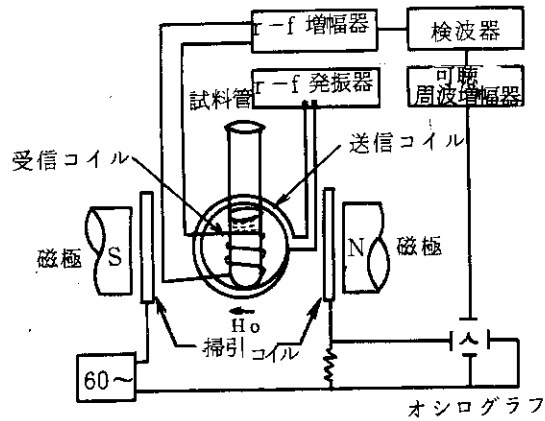


Fig. 4.5.2 Model of NMR spectrometer

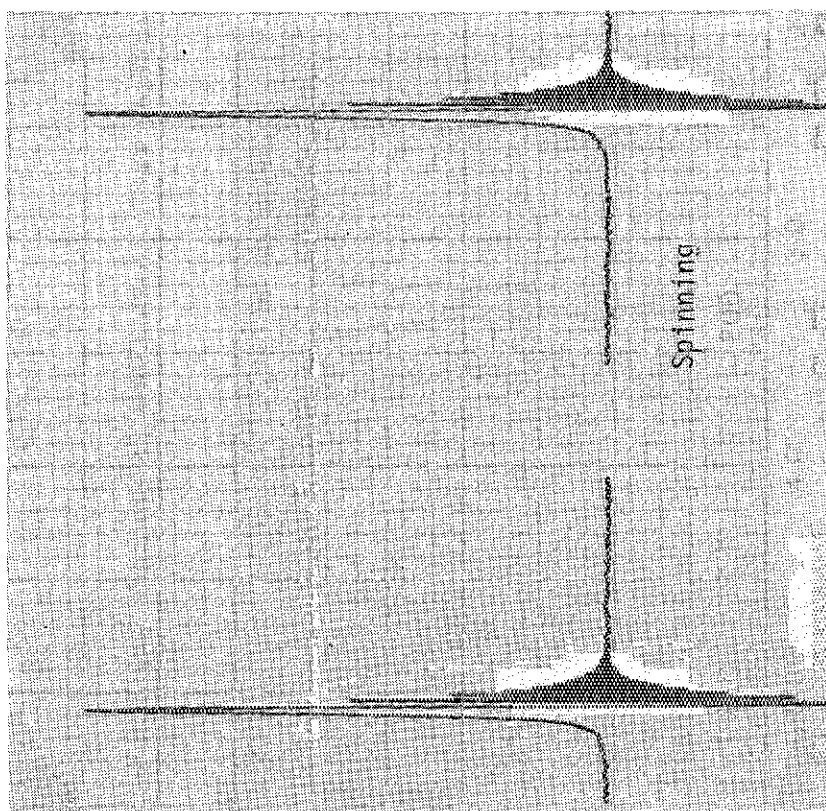


Fig. 4.5.3 NMR spectrum of heavy water (peak height)

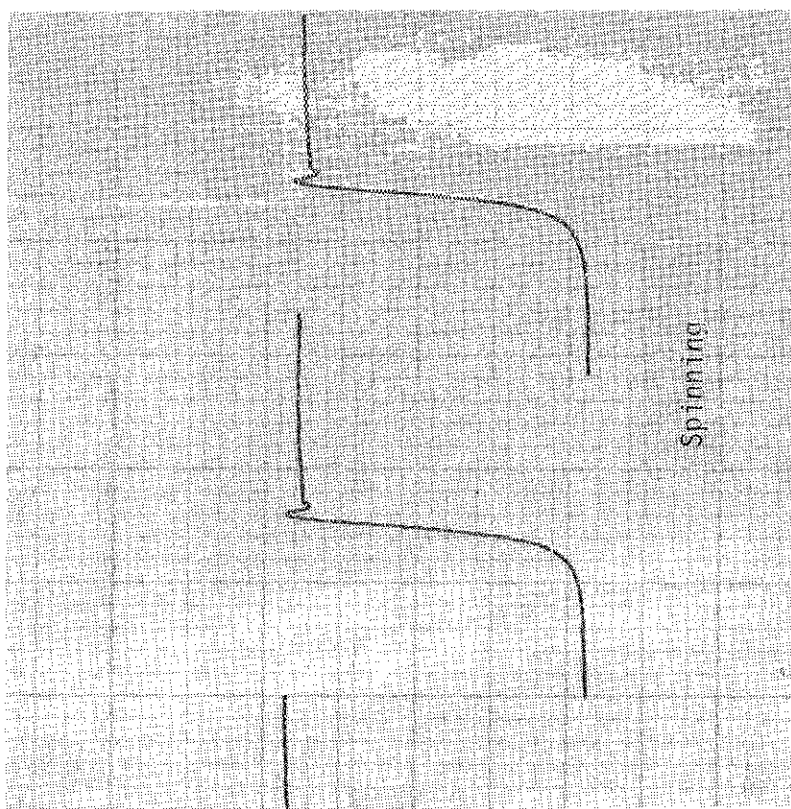


Fig. 4.5.4 NMR spectrum of heavy water (peak height)

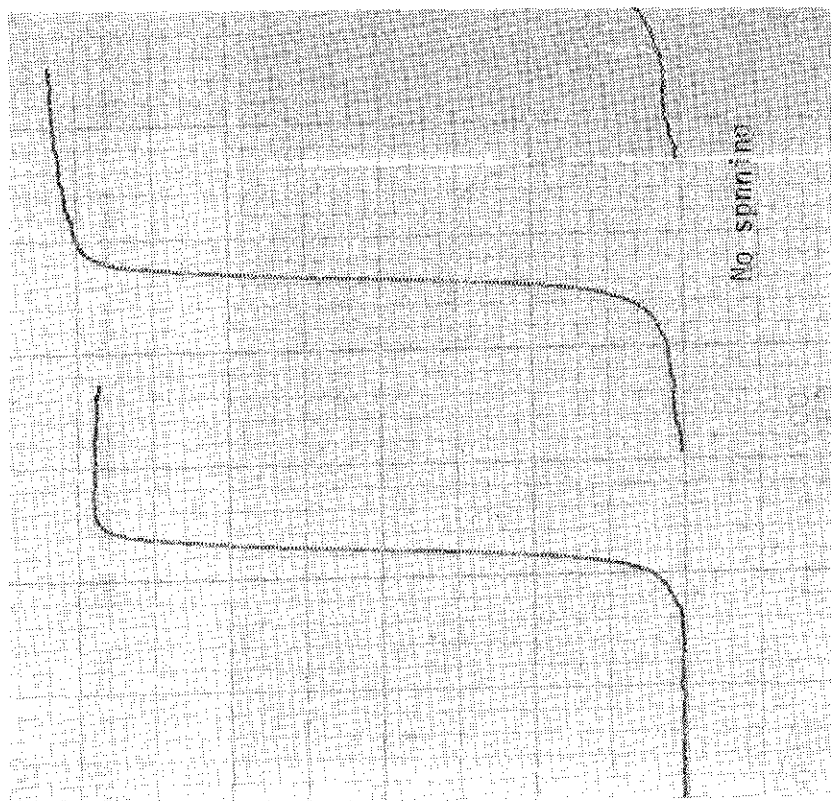


Fig. 4.5.6 NMR spectrum of heavy water (peak area)

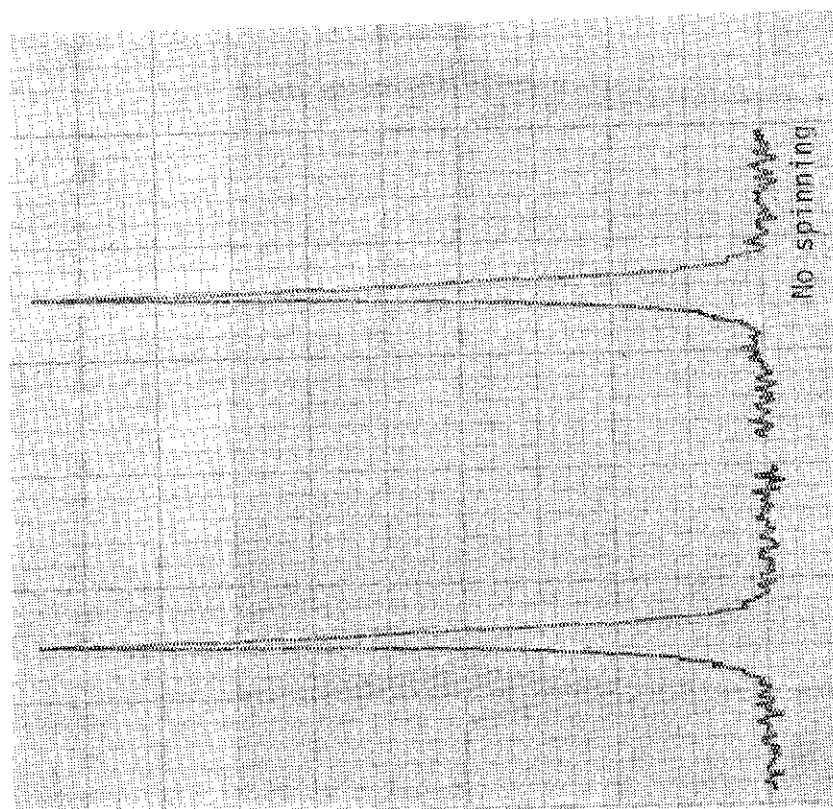


Fig. 4.5.5 NMR spectrum of heavy water (peak height)

Table 4.5.1 Result of heavy water analysis with a NMR spectrometer (1)

重水濃度 (mol%) 読取値 (div)		99.84	99.66	99.58	99.44	99.09	98.75
		スピナ 使 用	吸収曲線	20.5	—	36.0	46.5
	積分曲線	19.0	34.0	39.0	50.0	78.0	104.0
スピナ 無	吸収曲線	28.0	49.0	56.0	70.0	106.0	—
	積分曲線	29.0	40.0	45.0	56.0	88.0	—

Table 4.5.2 Result of heavy water analysis with a NMR spectrometer (2)

重水濃度 (mol%) 読取値 (div)		97.73	95.45	92.66	91.27	89.02
		スピナ 無	吸収曲線	27.3	54.2	87.4
	積分曲線	28.6	58.0	93.9	111.2	140.6



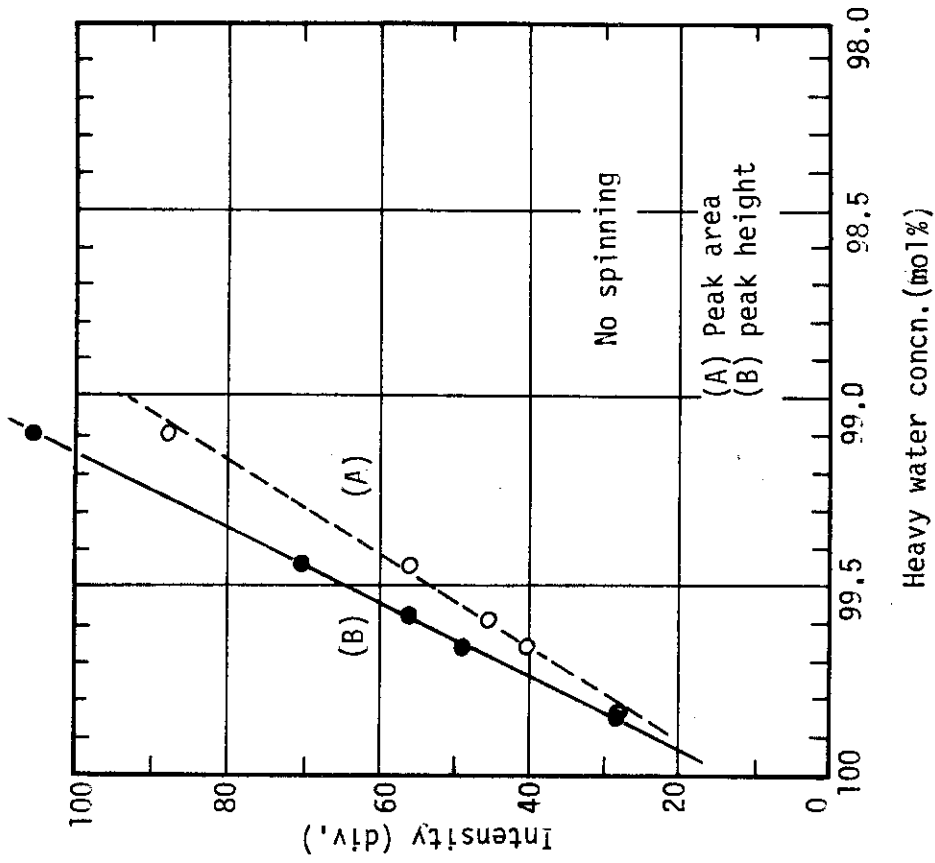


Fig. 4.5.8 Calibration curve of heavy water (no spinning)

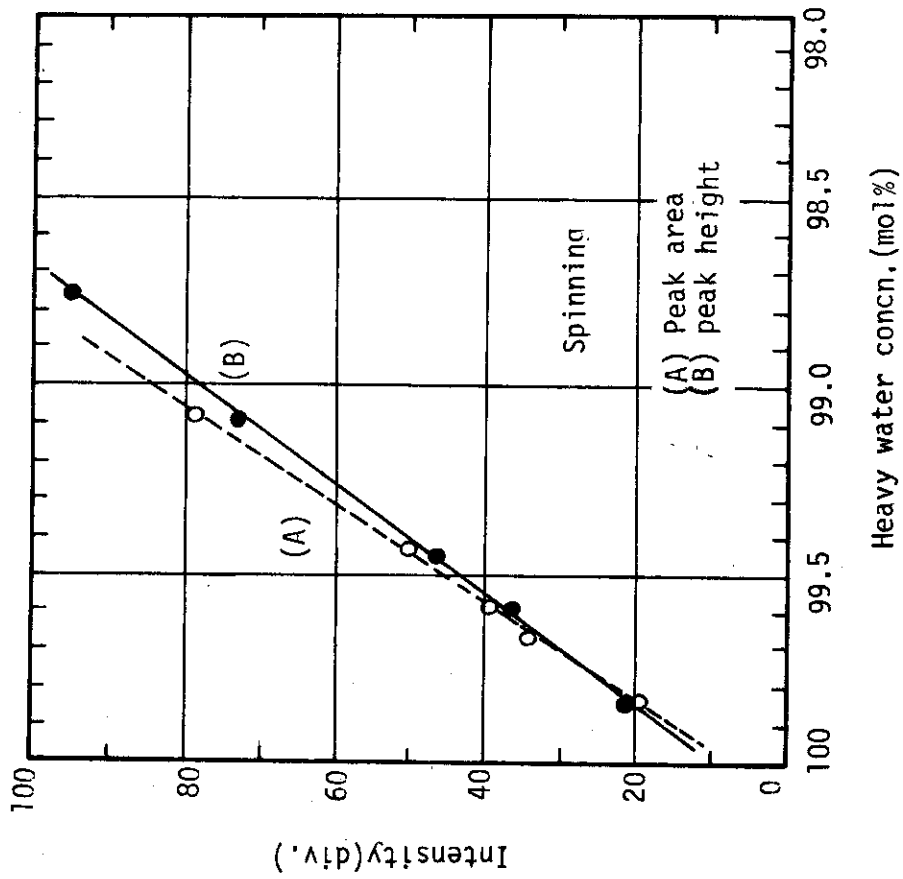


Fig. 4.5.7 Calibration curve of heavy water (spinning)

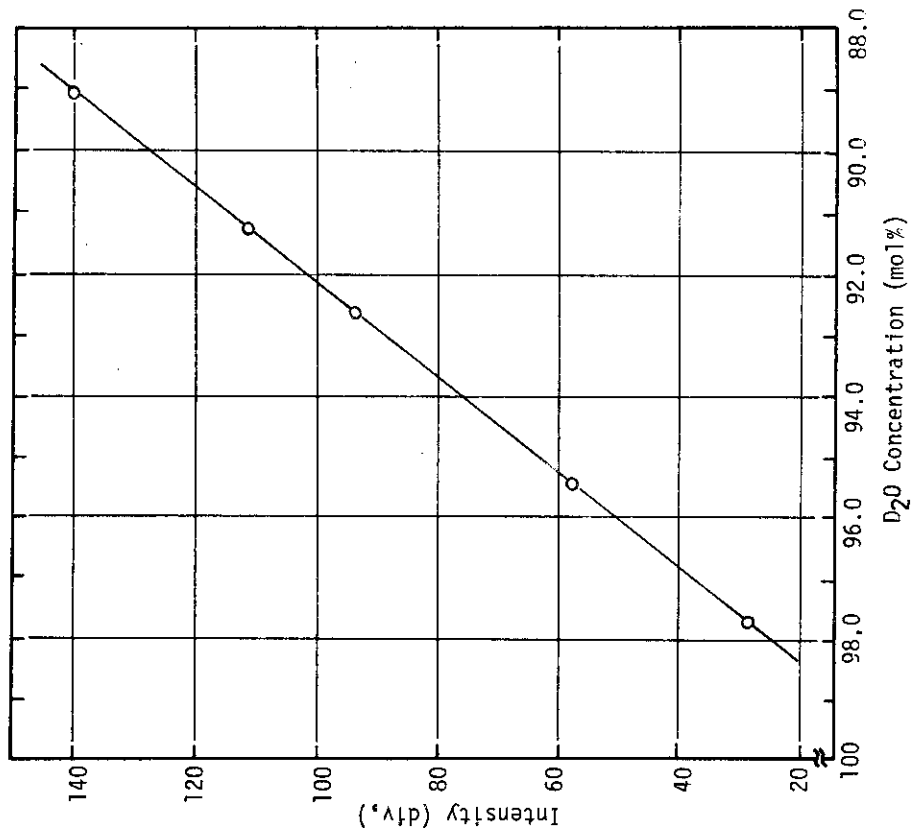


Fig. 4.5.10 Calibration curve of heavy water (peak area)

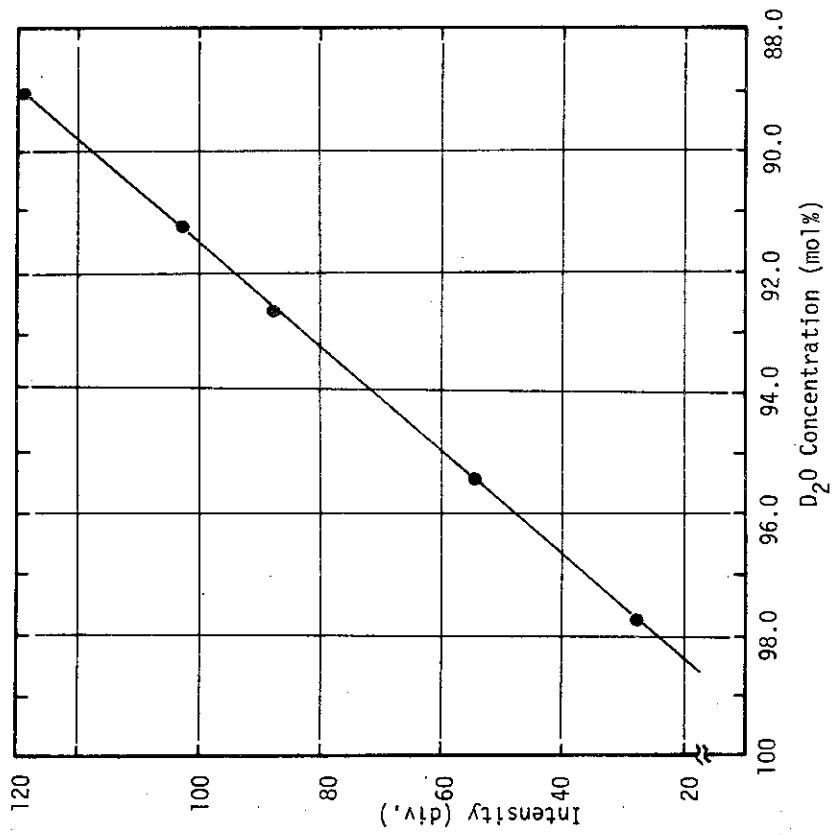


Fig. 4.5.9 Calibration curve of heavy water (peak height)

## 4.5.2 JRR-2 重水濃度の連続測定

## 1) まえがき

JRR-2は減速冷却材に重水を使用している。重水濃度の低下は原子炉の安全運転上重要な問題なので、重水濃度を測定し、監視する必要がある。重水濃度の測定法には比重法、質量分析法、赤外分光光度法、近赤外分光光度法などがある。JRR-2 重水濃度の測定は重水試料を採取し、赤外分光光度法により測定している。赤外分光光度法による重水濃度の測定は重水と軽水の赤外吸収スペクトルの強度が濃度により異なるのを利用して、重水と軽水の混合物中では $D_2O + H_2O = 2HDO$ なる反応によりHDOができ赤外吸収スペクトルには $H_2O$ 、 $D_2O$ 及びHDOによるものがある。対象とする濃度範囲で、強度変化の大きい波長を選んで測定を行う必要がある。また試料セルの窓材の赤外透過特性を考慮し波長を選定する。したがって、赤外分光光度法において広範囲の濃度を一定条件で網羅することは不可能である。JRR-2の重水濃度は昭和40年外周支持リング補修工事後10MW定常運転に入ってから著しく低下し、その後もゆるやかな低下をしている。この濃度低下は赤外分光光度法による測定を困難にし、特に赤外分光光度法による連続測定は装置の老朽化も加わり昭和45年使用不能となった。このため昭和50年10月近赤外液体分析計を分析部とする連続測定装置に更新した。本測定装置はJRR-2の重水(96.32 mol%)を0.06 mol%の感度で検出することができ、JRR-2共同利用運転R2-51-10~R2-52-13サイクルの(16サイクル)期間において非常に安定した測定値を示しており、プロセス計器としての信頼性を実証している。近赤外分光光度法による重水濃度連続測定装置の概要を以下に述べる。

## 2) 近赤外液体分析計

重水濃度連続測定装置の分析部に採用した近赤外液体分析計の基本動作及び実際の使用機器、測定方式等についての概略を述べる。

## (1) 基本動作

一般に液体物質は液体を構成する分子に固有な波長の近赤外域( $0.8\mu\sim 2.5\mu$ )の光をFig. 4.5.11のように吸収する。近赤外域の光の吸収は分子の振動誘起現象に起因するもので、本来それぞれの分子に固有で本質的には安定な吸収である。しかしたとえば周囲の分子と水素結合を形成するような分子を構成要素とする溶液では、吸収波長やスペクトルの形状や透過度が成分分子や温度によって多少変化するものがある。このような点を考慮した上で波長選択性を付与した分析計を構成する必要がある。

## (2) 使用機器及び測定方式

## ① 使用機器

連続重水濃度測定装置の分析部に使用した機器は、富士電機製造株製近赤外液体分析計である。分析発信器はFig. 4.5.12に示す光学的零位法を採用した複光束比色計で次のように動作する。タングステンランプから発光した光は光源レンズ系により平行光束となり選択素子挿入部分を透過後窓付回転光セクタにより約20Hzの周期で補償側(R)と試料側(S)の2光路に分割される。R、S両光路透過光間にエネルギー差があるとPbS光検出素子により交流信号が発生する。20Hz同調増巾器で増巾後、R、Sどちらの透過光が強いかを弁別するた

め同期整流し正負の直流出力として区別する。同期整流器直流出力をサーボ増巾器で増巾して、R光路に挿入された光学しぼりを開閉させるサーボモータを動作させる。光学しぼりの開度が両光路の透過エネルギーを等しくする位置まで動かされると、光検出器からの信号出力はなくなりサーボモータは停止する。光学しぼりの開度は直接指示板に指示されるとともに、外部へ直流値として発信される。

#### ⑤ 測定方式

近赤外分光光度法による広範囲重水濃度の測定は可能である。近赤外域における重水の吸収スペクトルの1例をFig. 4.5.13に示す。これはセル長10mmで波長 $1.18\mu$ の軽水の吸収を利用したものである。連続測定装置を更新設置するに当っては測定濃度範囲、温度依存性などの試験を行った。本分析計には波長選択性を付与する方式としてネガティブ方式、2色ポジティブ方式及び単色ポジティブ方式の3通りの方式があるが、分析対象溶液であるJRR-2重水と同程度の濃度(96.6%)の試料重水の吸収スペクトルを測定し、その物理的性質にしたがって適当な方式を採用することとした。重水濃度90~93 mol%, 95~97 mol%の試料重水を用いて比較検討を重ねた結果、波長選択性付与方式としては2色ポジティブ方式が有効であることが解った。すなわち試料セル長が10mm程度にとれ、試料温度の依存性が少なく、小範囲のスパン変更が可能である等の点である。2色ポジティブ方式はFig. 4.5.12においてR光路中に重水、軽水両者に透明な波長域の光を透過するフィルタを、S光路中には軽水の吸収波長光を透過するフィルタを挿入する。試料セル部には両光路をカバーする開口部を持った試料セルを置き試料重水を流す。試料セル中に軽水が入るとR光路の透過強度は不変であるのに対し、S光路透過強度は軽水の濃度に比例して減少する。したがって、両透過強度にアンバランスが生じこれを打消すように光学しぼりが動き濃度を指示するものである。ところで、近赤外分光光度法では分析目的成分濃度と試料層光路長の積は赤外分光光度法のその $1/10\sim 1/100$ となるので液体試料でも試料セル長を、mm~cmのオーダーにできる点が特長である。さらに近赤外域では普通のガラスも透明であり丈夫な窓材として使用できる。測定方式を決める上で測定感度、測定精度は重要な問題である。2) - (1)で述べたように重水の近赤外吸収スペクトルにも温度によって形状、透過度に変化する部分がある。濃度が99.93 mol%の重水を液温5.3℃, 50.1℃に変化させた吸収スペクトルの1例をFig. 4.5.14に示す。吸収スペクトルの変化は重水濃度が変化しなくても試料重水温度の変化により異なる2波長間の透過強度が変化する。これを避けるためには試料重水の液温を一定に保つ必要がある。液温を制御することはかなりやっかいな問題となる。本分析計では温度依存性についてはさらに検討・試験を行い、温度制御無しに実用できる見通しを得た。重水濃度90.08~93.02 mol%においては $-0.477\%/10^\circ\text{C}$ , 95.03~97.03 mol%では $-0.742\%/10^\circ\text{C}$ の試験結果を得た。濃度94.0 mol%の試料重水を液温49℃, 19℃, 6℃に変化させて得た吸収スペクトルをFig. 4.5.15に示す。このスペクトルから波長 $1.2\mu$ ,  $1.47\mu$ 付近に温度依存性の無いことが解る。したがって本分析部では波長選択性付与方式は2色ポジティブ方式とし、比較素子を $1.47\mu$ とした。

#### 3) 連続重水濃度測定装置の概要

本測定装置はJRR-2炉心重水の濃度を連続的に測定するもので、重水濃度が低下した場

合には直ちに警報されるようになっている。本装置はJRR-2炉室地下ファンルームに設置され、その構成は①分析部②サンプリングシステム③受信計器及び警報システムに大別される。

Fig. 4.5.16 に装置の外観を示す。

#### (1) 分析部 (Fig. 4.5.12, 4.5.16, 4.5.17 参照)

分析部は内部で中央防爆壁により2室に分割されており、左側の電気回路室には増巾器、光源、サーボモータ等が納められている。右側の試料セル室には受光部、試料セル及びケースの外部より操作できる光学的零調しぼり、チェックしぼり機構が納められている。重水漏洩には細心の注意を払い、特に試料セルの窓材には4mm厚のガラスを用いる等配慮した。試料セル室の外観をFig. 4.5.17に示す。分析部及びサンプリングシステムの大部分はトリチウムによる内部被曝を防止するためワークイン型フードに収納した。

#### (2) サンプリングシステム

サンプリングシステムは以前設置されていた連続測定装置の回路を使用し、主重水系、精製重水系の重水サンプリングが可能となるようにした。主重水系は主熱交換器から炉心タンクへいく配管からバイパスしてドレントank (DT-2) へ戻す配管、精製重水系は精製重水系DF-2から炉心タンクへいく配管からバイパスしてドレントank (DT-2) へ戻す配管の途中へサンプリングシステムを設置した。本測定装置の分析部は光の透過吸収特性を利用した分析計であるから試料セルへ導かれる試料は清浄でなければならない。気泡やダストが分散しているものは測定し難くなる。原子炉運転中には重水系のカバーガスであるヘリウムガスが重水中に混入してくる。この気泡は非常に細かい気泡となっているため測定上弊害となる。この重水中の気泡については従来から経験していたのでサンプリングシステム設置に当っては十分考慮し、気水分離タンクを設けた。これは約10ℓの容量で中に3枚の仕切板を入れ、試料重水が直接試料セルへ流入するのを防ぐものである。通常のサンプリングラインは精製系重水を流して測定している。

#### (3) 受信計器及び警報システム

受信計器及び警報システムは受信計器盤を設けてとりまとめた。受信計器盤には主電源、分析部用電源及びフード用電源のNFBを取りつけた。分析発信器用の電源スイッチ、ヒューズ、パイロットランプと発信器からの出力信号を基準化する調整抵抗を納めたコントロールボックスと大形自動平衡記録計を取りつけている。警報システムは重水漏洩及び重水濃度低下の2系統である。重水漏洩は試料セル直下に漏洩検知板を取りつけ、重水濃度低下は指示記録計警報装置により設定し、万が一にも重水漏洩、濃度低下が生じた場合直ちに制御室へ警報されるようになっている。

#### 4) 較正、記録及びレスポンス

本測定装置の分析計発信器はサンプリングシステムを利用して濃度の異なる較正用試料重水(3ℓ) 3~4種類を順次一定の流量(0.15ℓ/min)で流し、指示記録させる。指示記録が一定となってきたところで試料重水を採取し、あらかじめ較正された赤外分光光度計により重水濃度を定める。この指示と濃度の関係をプロットし、検量線を作成する。検量線の1例をFig. 4.5.18に示す。この検量線は95~97mol%の濃度範囲の検量線で、計器の指示値(mV)から重水濃度を知ることができる。測定記録の実績から本測定装置の安定性は記録計

指示値（フルスケール 10 mV）で±0.2mV 程度である。この安定範囲外の変動を検出感度とすれば-0.3mVとして重水濃度で約 0.06mol %である。この検出感度は JRR-2 炉心装荷重水量（約 9 トン）に対してどの程度の軽水混入を検出し得るかを、仮定を立てて検討した。仮定として(1) JRR-2 重水系 どの部分で軽水混入の原因が起ったとしても瞬間的に軽水混入時の重水濃度は均一となる。(2)その濃度の重水が気水分離タンクに入るものとし、またその混入状態も配管内による拡散は考えない。(3)気水分離タンクから試料セルまでの流量は考慮に入れない。

仮定から  $t = 0$  の時  $C = C_0$

$$C = C_{00} + (C_0 - C_{00}) e^{-\frac{m}{M} \cdot t} \quad (1)$$

ここに  $C_0$  : 気水分離タンク内初期濃度 (mol %)  
 $C_{00}$  : 気水分離タンク内に入ってくる濃度低下の重水濃度 (mol %)  
 $M$  : 気水分離タンク容量 (ℓ)  
 $m$  : 流量 (ℓ/m)  
 $t$  : 経過時間(m)  
 $C$  :  $t$  (m)後における気水分離タンク内重水濃度 (mol %)

計算結果を Fig. 4.5.19 に示す。 $C_{00}$  96.20 mol %はおよそ 11kg, 95.40 mol %は 83kg の軽水混入を表わすものである。JRR-2 重水系に約 10kg 程度の軽水混入が起った時約 2～3分後に検出可能である。

##### 5) あとがき

重水は減速材及び国際規制物質として規制を受けるとともに炉内使用中トリチウム生成（約  $0.2 \mu\text{Ci}/\text{ml} \cdot \text{MWD}$ ）によるトリチウムの蓄積量が多くなり、放射線管理上でもその取扱は合理的かつ慎重に行う必要がある。本測定装置の使用により重水濃度の連続監視という目的を達成するのみでなく重水中のトリチウム（約  $1\text{mCi}/\text{m}^3$ ）被曝防止の観点からも有効である。試料採取による回収重水量の減量は環境へのトリチウム放出低減化を目標としたトリチウム対策にも効果が大きい。

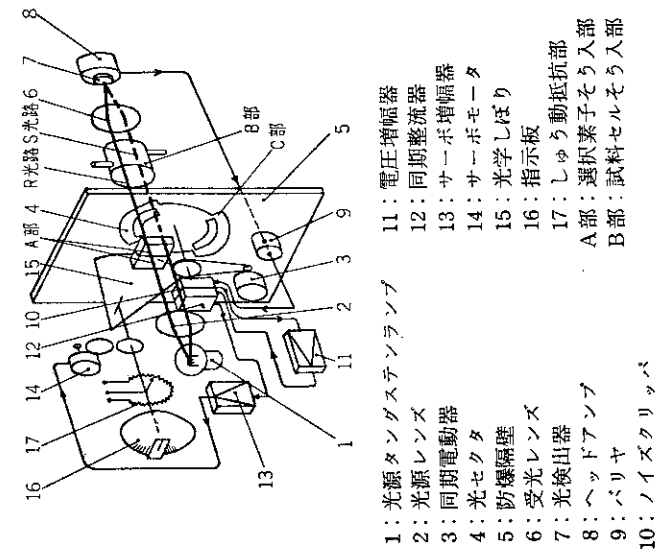


Fig. 4.5.12 Mechanism of continuous monitor

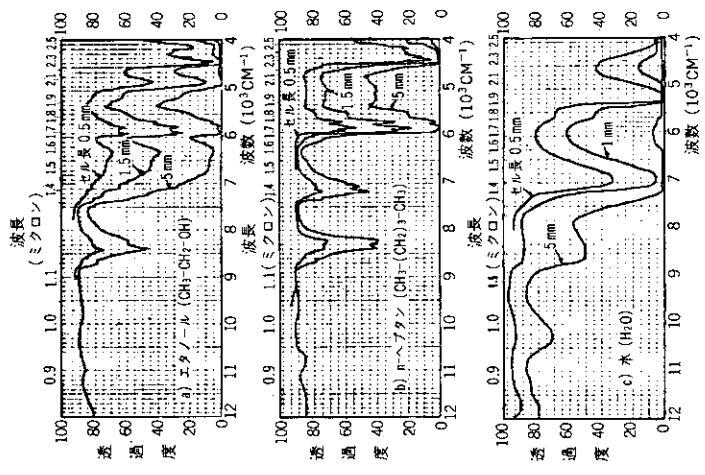


Fig. 4.5.11 Infra-red spectrum of light water and organic solution

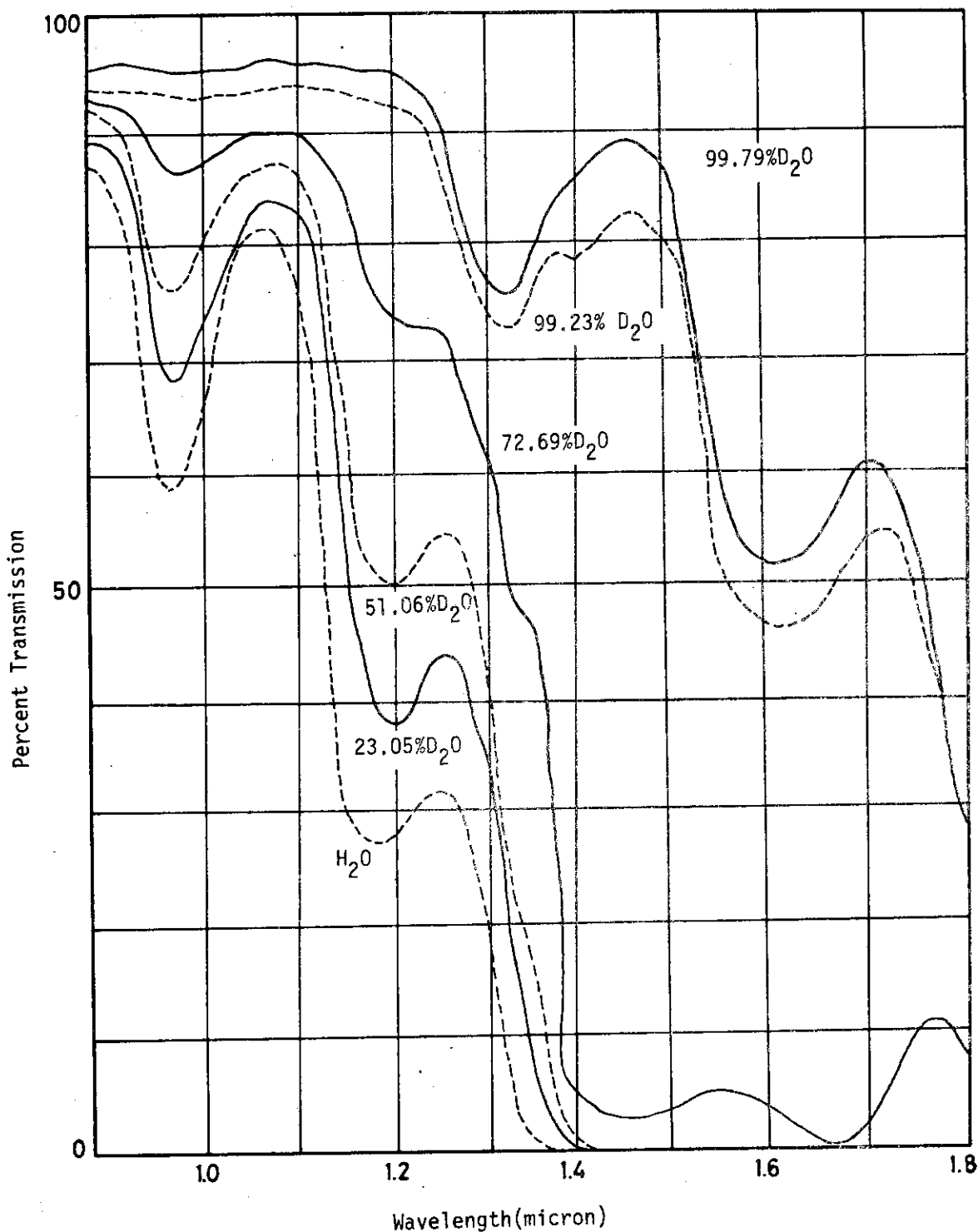


Fig. 4.5.13 Infra-red spectrum of heavy water



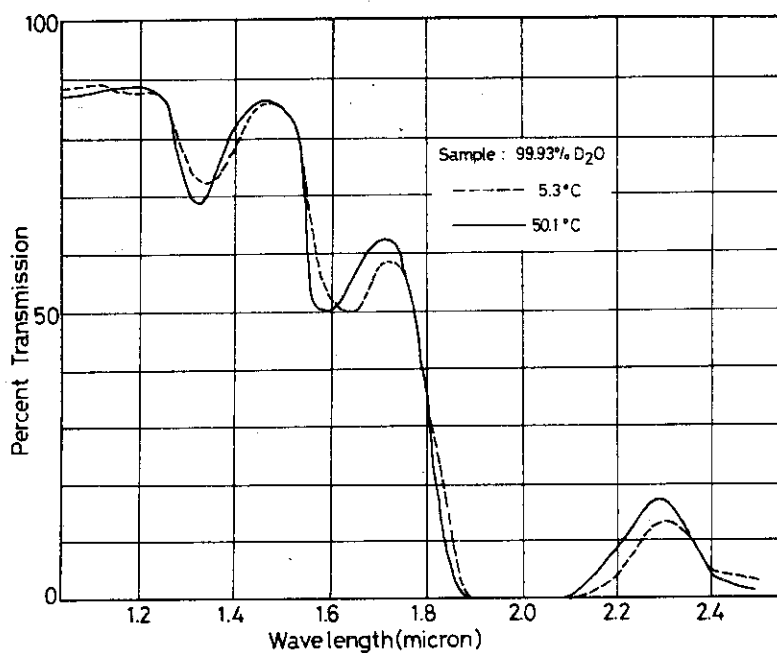


Fig. 4.5.14 Effect of temperature on the absorption due to heavy water (1).

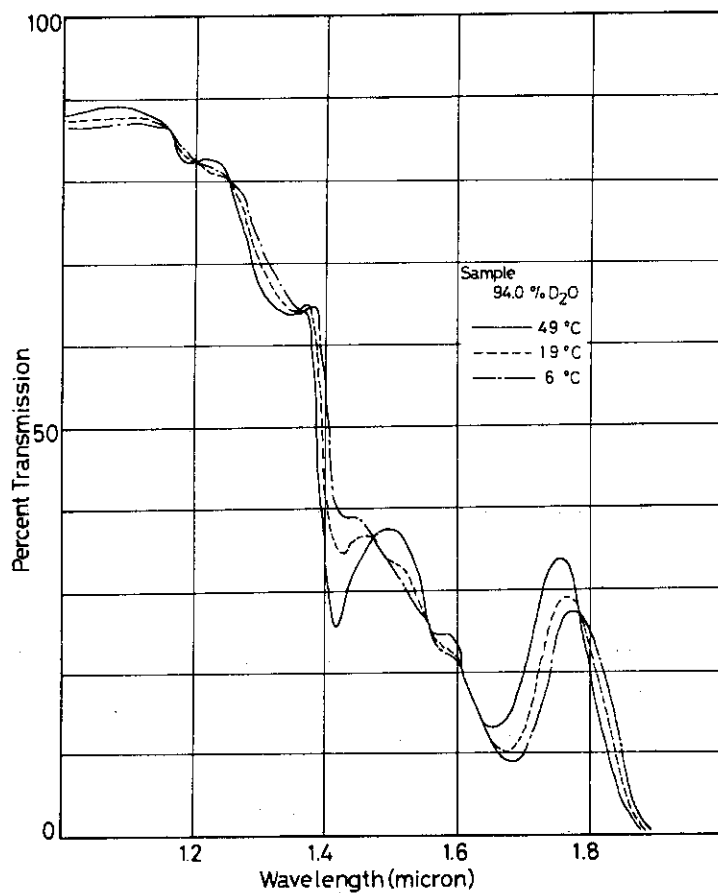


Fig. 4.5.15 Effect of temperature on the absorption due to heavy water (2)

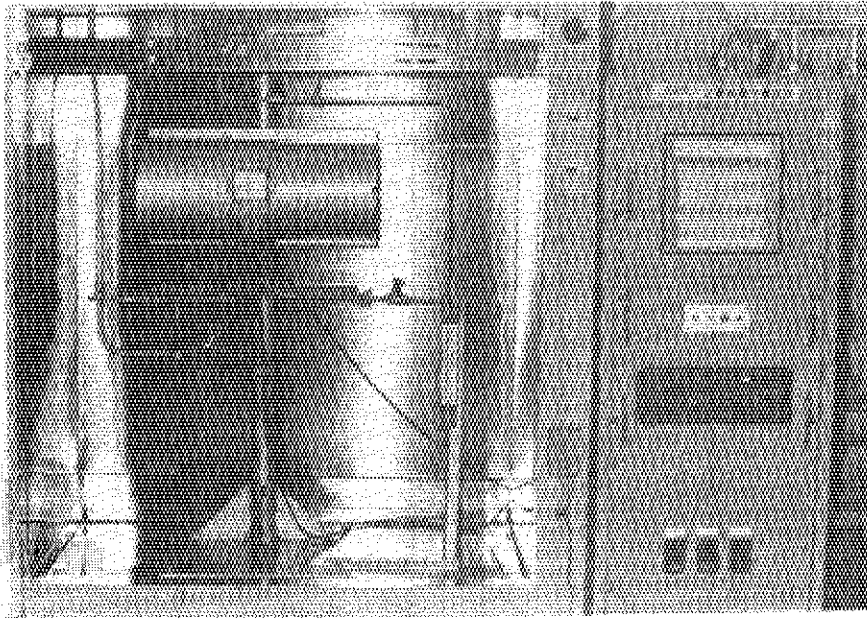


Fig. 4.5.16 Continuous monitor for high concentration of heavy water

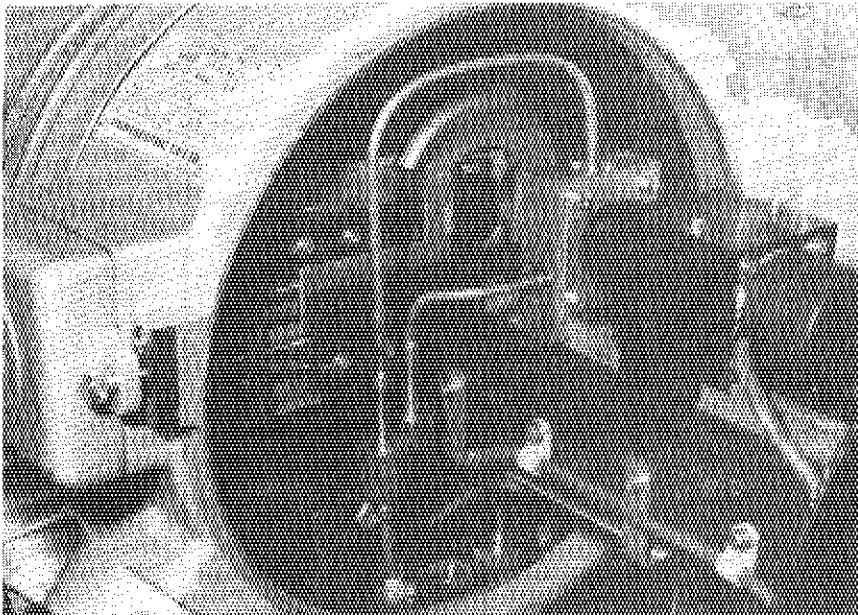


Fig. 4.5.17 Sample cell of continuous monitor

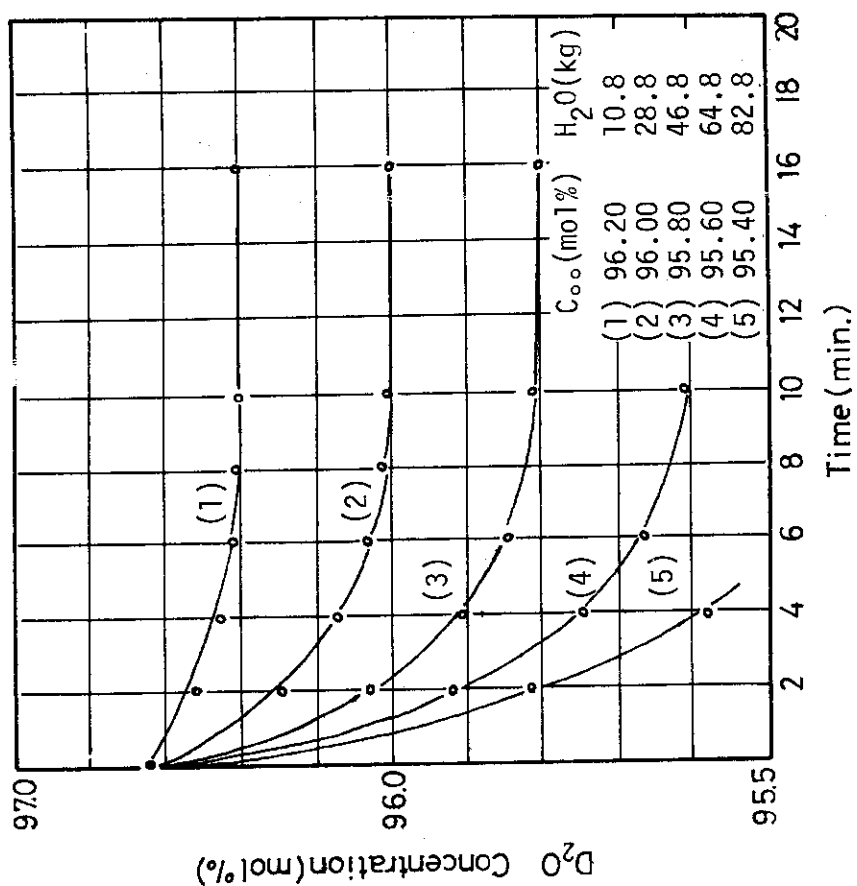


Fig. 4.5.19 Response time of continuous monitor from heavy water down grade

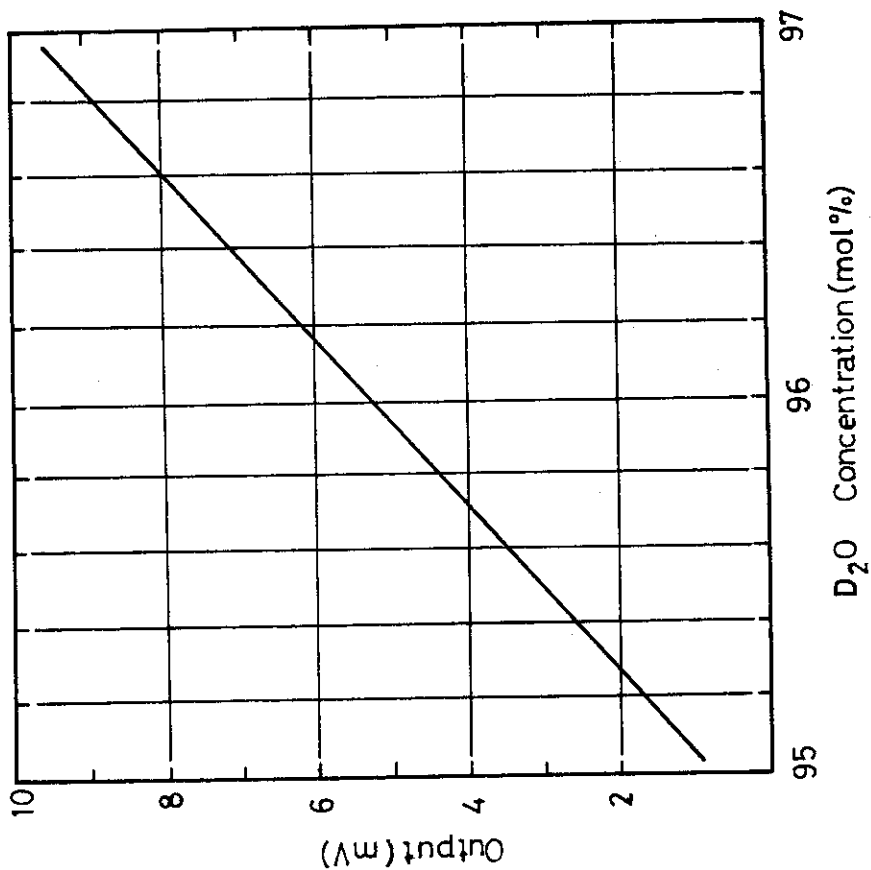


Fig. 4.5.18 Calibration curve of heavy water

## 4.6 ホットラボの技術

### 4.6.1 照射済被覆燃料粒子用外観・X線検査装置の試作

#### 1) はじめに

照射済被覆燃料粒子の健全性を調査する照射後試験法として、一般に外観検査とX線ラジオグラフィがそれぞれ独立して行われている。これを一步進めて照射済被覆燃料粒子の照射損傷及び照射挙動の非破壊検査による解析をより正確に行うために、摘出した任意の被覆燃料粒子について、その全表面をカバーできるように360度回転し、任意角度からの外観・X線両検査を実施することを考えた。すなわち、摘出した被覆燃料粒子の外観検査による表面の変化とX線検査による粒子内部の状態を対応させ、各々の変化の幾何学的に一致した写真が得られる外観・X線検査装置を試作した。

#### 2) 外観・X線検査装置の概略

外観・X線検査装置の概略図をFig. 4.6.1に示す。装置はX線発生部と写真撮影部から構成される。さらに、X線発生部は管球部、真空排気系及び制御盤から成り、また写真撮影部は試料台及びカセット台とその上下駆動装置、フィルムカセット出入装置および操作盤から構成される。

今回試作した装置をFig. 4.6.2に示す。装置の特徴を簡単に述べると、X線ターゲットは分解能を上げるために微小焦点を用い、実効焦点の大きさは長径50 $\mu$ m、短径5 $\mu$ mの円形である。ペリスコープは、X線検査と対応した外観撮影を行うものである。回転試料保持台は、微小粒子用エアースレット（外径0.4mm）を装着し、その先端に被覆燃料粒子を吸着摘出後任意角度方向に回転、上下できる構造になっている。試料昇降台とフィルムカセットはそれぞれ上下できる構造であり、試料・フィルム間距離は試料のもつ放射線によるフィルムのカブリと、希望する分解能との兼ね合いによって決定する。

#### 3) 実験方法

回転試料保持台の先端にある微小粒子用エアースレットにより、着目する被覆燃料粒子を吸着摘出後、試料昇降台へ乗せる。回転試料保持台をペリスコープの視野内にセットし、外観検査・撮影を行う。外観撮影後、回転試料保持台をスライドさせて、試料昇降台とフィルムカセットをX線撮影条件に合わせてセットし、シャッタの開閉によりX線ラジオグラフィ撮影を行う。以上の操作をくり返すことにより、常に被覆燃料粒子の対応のとれた外観・X線両検査を行うことができる。

#### 4) 結果と考察

被覆燃料粒子の変化をわかり易く知るために異常粒子を用い、角度は代表的に0°、45°、90°の三段階にわけて実験を行った。Fig. 4.6.3の外観写真とX線写真に見られるように、角度を変えて観察し、照射による被覆燃料粒子内部と外部の相対的变化を適確に把握できる。また、適用範囲の拡大を試みた結果、本装置により被覆燃料粒子の異常箇所を見つけ、その最良の位置で破壊試験（金相試験、破壊強度試験、XMA等）に移行することも可能となった。

以上のように、本装置は照射済被覆燃料粒子の任意角度における外観及びX線撮影に十分機能を発揮し、外部状態と内部状態の幾何学的に一致した満足のゆく写真が得られるようになった。

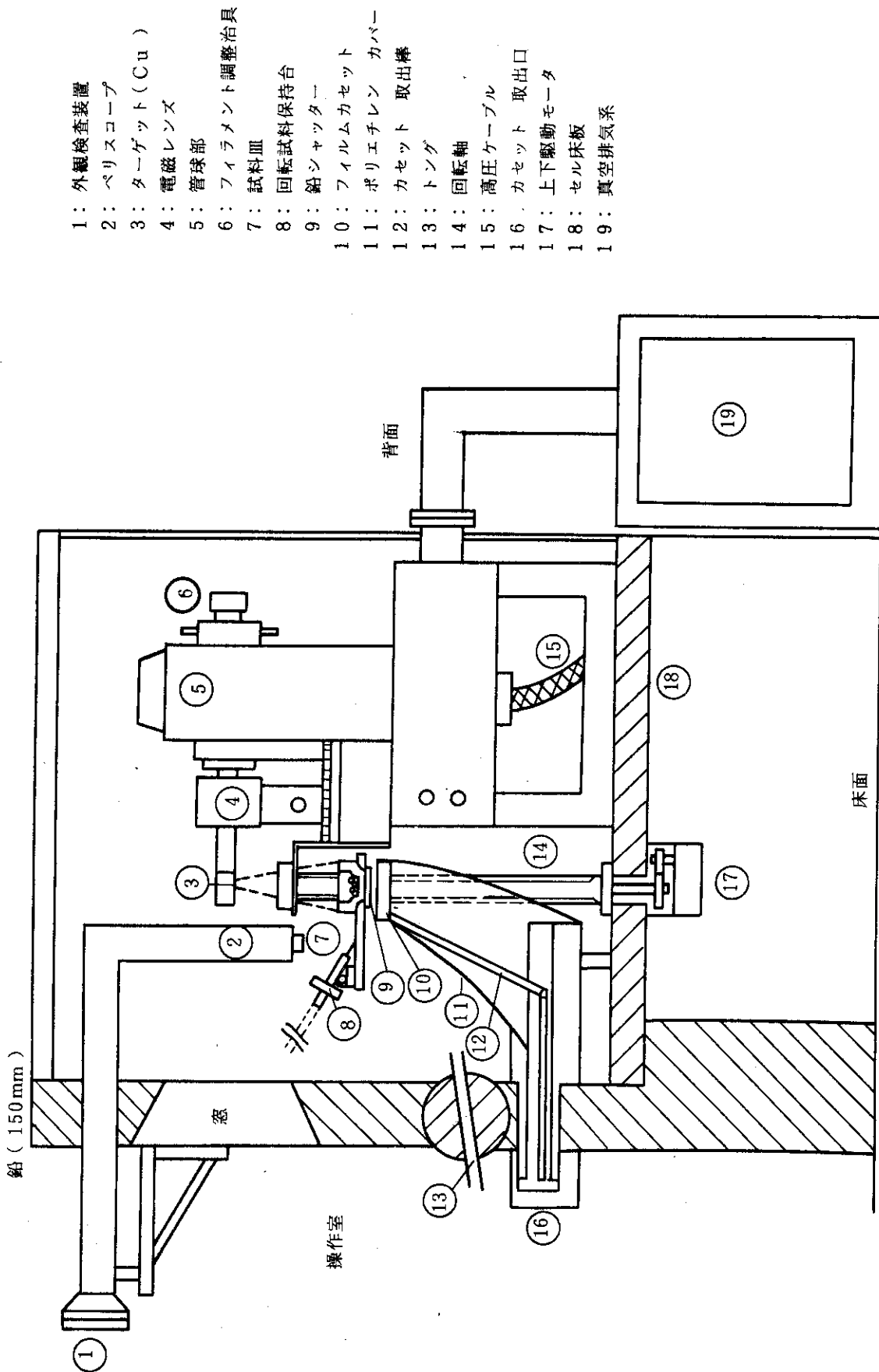


Fig. 4.6.1 Vertical view of cell & equipment

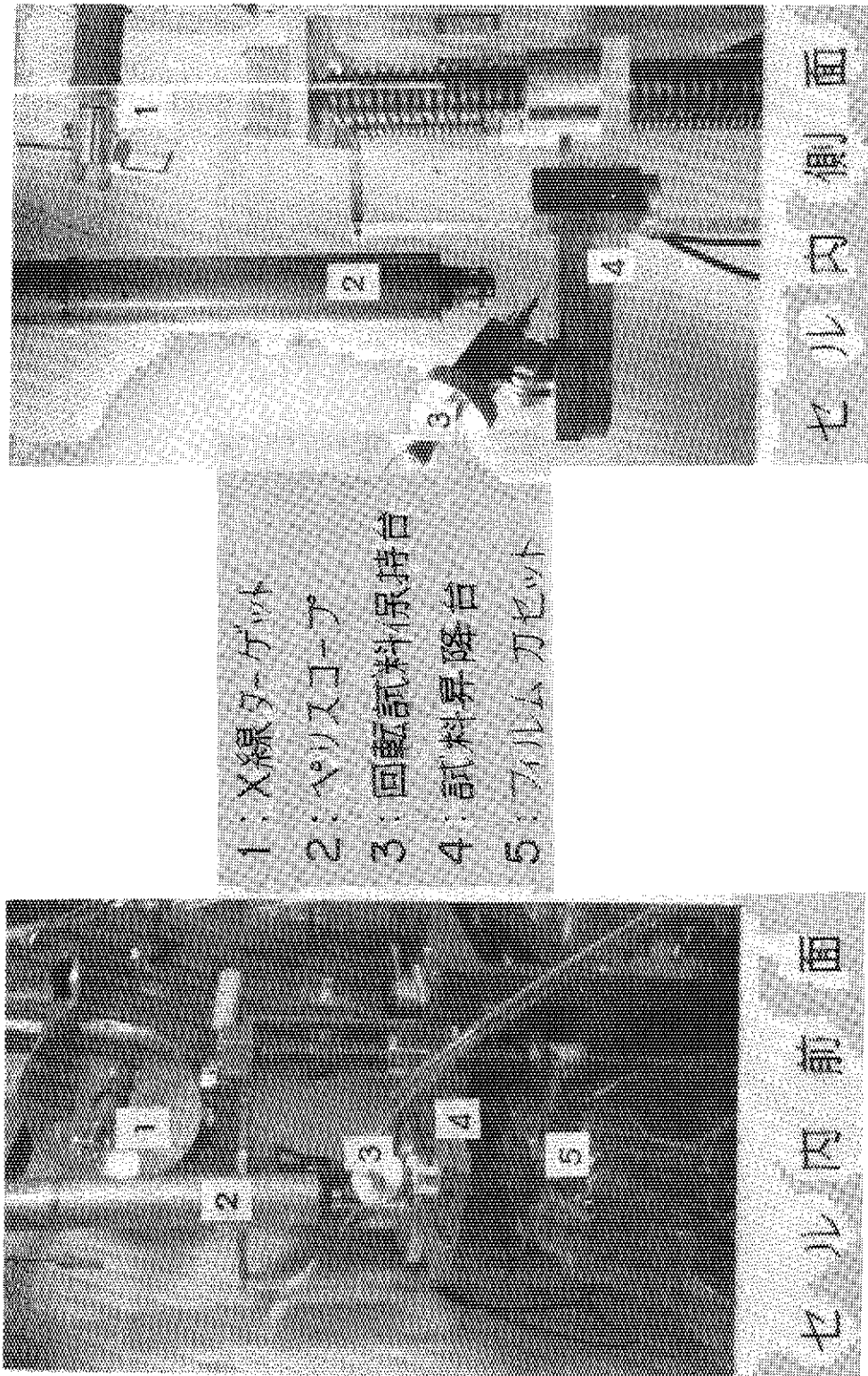


Fig. 4.6.2 Joint equipment of visual & X-ray inspection

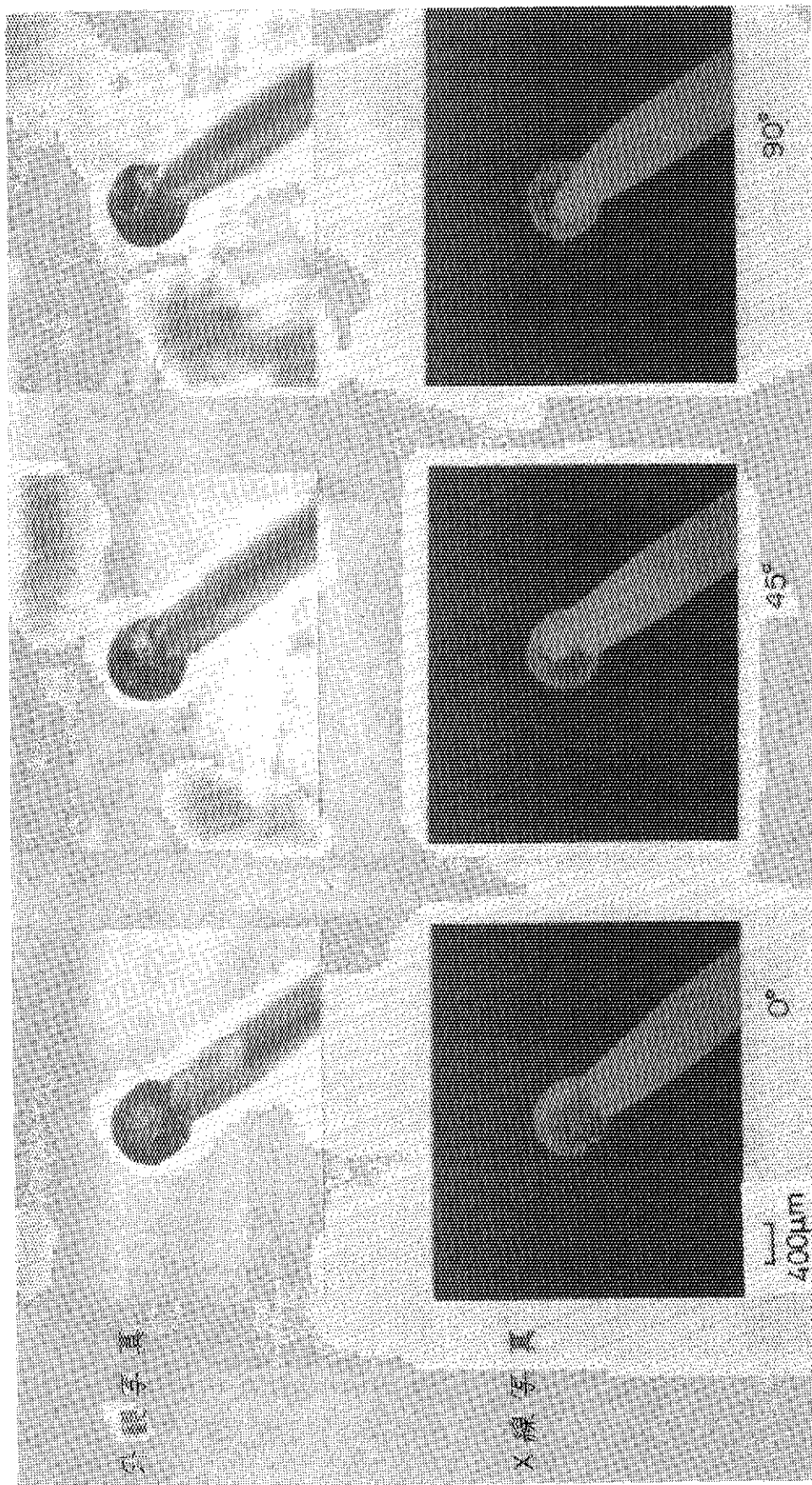


Fig. 4.6.3 Visual & X-ray photograph for rotation of irradiated coated particle (abnormal)

#### 4.6.2 中性子ラジオグラフィによるJAPCO燃料の寸法測定

フィルム上の透過像から被写体の寸法測定を高い精度で行うことは、X線ラジオグラフィにおいても特殊な場合に限られる。JAPCO燃料モニタリングにおいては、約10年間X線フィルム上からウラン棒の外径測定をシャーカステン付コンパレータにより目視測定を行っており、よいデータを得ている。

照射済試料の中性子ラジオグラフィにおいては、被写体からの直接の寸法測定が著しく困難なこともあり、開発当初からフィルム上からの寸法測定を試みてきた。最近、走査式微量濃度計が比較的容易に用いられるようになり、これを利用しての精度のよい測定が数多く報告されるようになった。

今回、JAPCO燃料モニタリングの一環として、破壊検査用燃料について中性子ラジオグラフィを撮影し、ウランの欠陥検出検査を行った。これと同時に外径、内径、肉厚の寸法測定を実施した。

実物燃料の測定に先立って、非照射の中空ウラン棒に対する撮影、フィルムからの寸法測定を試み、測定方法の決定・精度評価を行った。撮影方法は間接法を使用し、0.1mm及び0.3mmDy箔とKodak X線フィルムAAの組合せで、ウランミート部で濃度1.0~1.5になるように露出条件を定めた。測定器は散光透過型の走査式微量濃度計（以下SMDという。）でスリット巾は0.1mm×0.1mmである。

SMDによる寸法測定において最も問題となるのは、測定端が常にシャープにとらえられないということである。測定端がフィルム上でいかにシャープなコントラストを持っていても、微少な濃度変化は存在し、これに幾何学的な不鮮鋭さが加われば、SMDチャートではゆるやかな濃度変化の中に測定端がかくれてしまう。この測定端を決定するために、ベース濃度と最高濃度の中点の交点を利用する方法、 $1/7(D_{max} - D_{min})$ の点を利用する方法など、いくつかの方法が提案されているが、決定的なものはない。

我々の今回の測定では、一定の露出条件における濃度変化のパターンを用いた外挿法によった。これは試料がほぼ完全な円筒型であること、中空であること、マグノックス被覆付であることなどによる。外周部、内周部、マグノックス部、それぞれの濃度変化の基本的なパターンを決定し、これを各測定箇所におけるSMDチャートに適用してそれぞれの交点を求め、これを測定端とする方法である。

Table. 4.6.1は、あらかじめ測定した非照射の中空ウラン棒を中性子ラジオグラフィで撮影し、上記の方法により測定した結果を実測値（表では基準値となっている。）と比較したものである。外径は大変よく一致しており、差は0.1mm以内である。これに対して内径はやや悪く、0.2~0.3mmの差がみられる。このほかマグノックス付ステンレス棒、マグノックス被覆などの中性子ラジオグラフィを撮影し、寸法測定を行った。これらの結果から評価すると、精度は外径測定では最大誤差0.2mm、内径測定で最大誤差0.3mm、従って肉厚測定は最大誤差0.5mmとするのが妥当であると思われる。

JAPCO燃料における寸法測定は、両端部、中央部のそれぞれ指定された箇所3箇所の外径、内径、肉厚である。Fig. 4.6.4は端部の代表的なものであり、Fig. 4.6.5はこの燃料の右端か



らARGでNo 5～6間をSMDにより測定したものである。

今回の測定はわずか4本の燃料であったが、測定値をこれまでのデータ（燃焼率と変化率の関係をプロットしたもの）と比較すると大変よく一致しており、中性子ラジオグラフィによる寸法測定に一つの見通しを与えるものであると思われる。

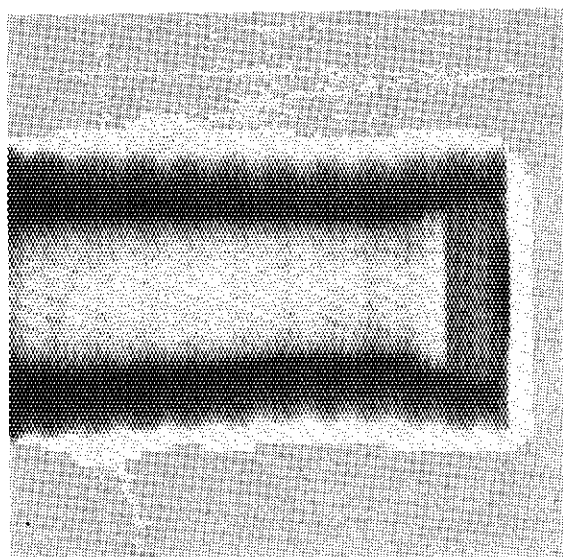
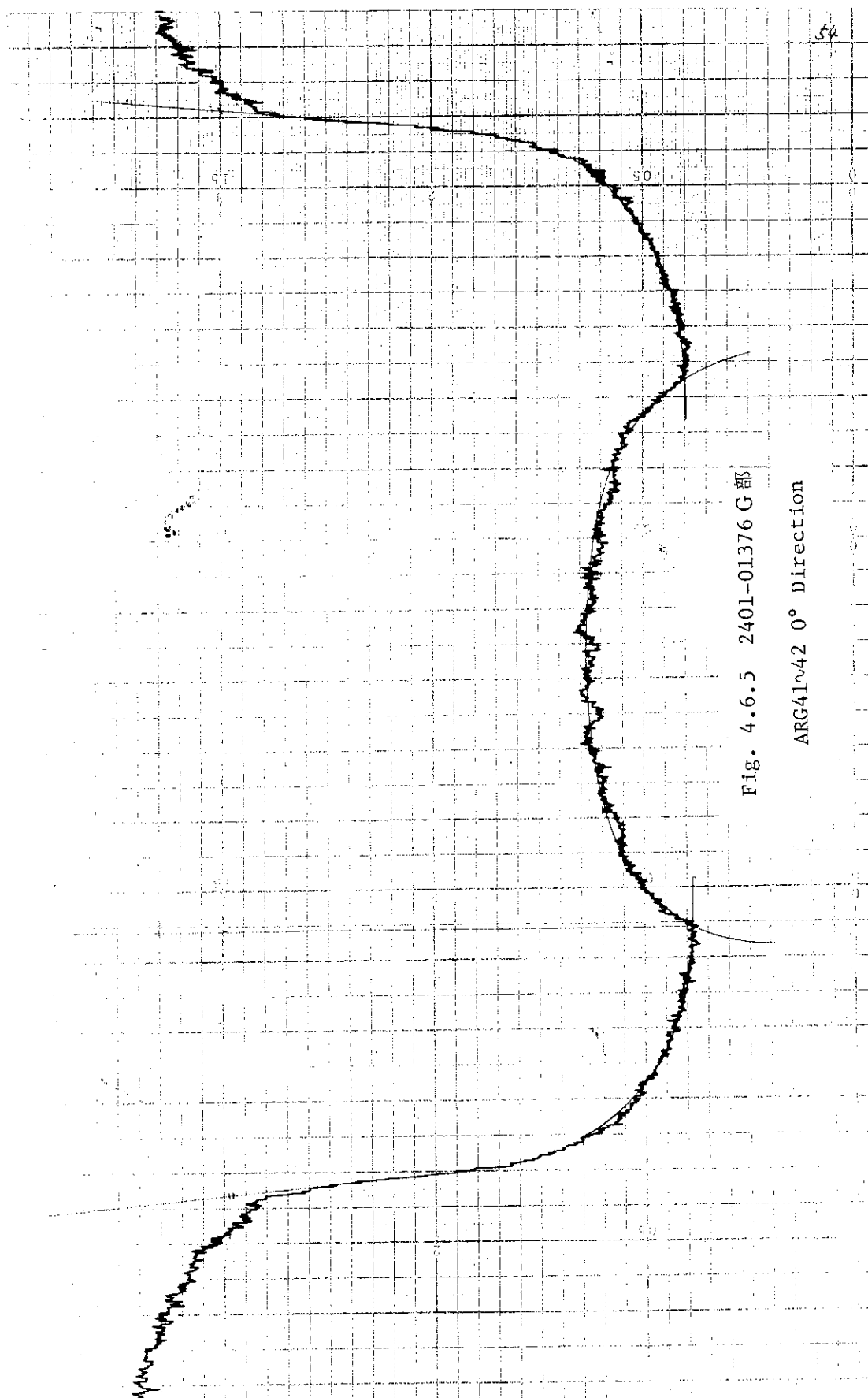


Fig. 4.6.4 2401-01376 G 部

Table 4.6.1 Results of non-irradiated uranium measurement

箔	測定部位	方向	外 径		内 径	
			NRG測定値	基準値	NRG測定値	基準値
0.1 Dy	2	0°	40.85	40.85	23.87	23.72
		90°	40.92	40.85	23.94	23.76
	3	0°	40.92	40.85	24.00	23.68
		90°	40.92	40.85	24.07	23.88
0.3 Dy	2	0°	40.85	40.85	23.94	23.72
		90°	40.92	40.85	24.07	23.76
	3	0°	40.85	40.85	23.94	23.68
		90°	40.98	40.85	24.13	23.88



## 4.6.3 コンプトンサブトラクション装置

## 1) はじめに

シングルチャンネルアナライザ（以下S・C・Aという）を使用したガンマスキューニングは、対象になる核種の光電ピークが高いコンプトンレベル上に位置するとき、信頼性のあるガンマ線強度分布が得られない欠点がある。このようなとき、Fig. 4.6.6.に示す放射線測定系を構成し、光電ピーク領域の計数率から、その領域に含まれるコンプトン成分と近似した他のコンプトン領域の計数率を差引くことにより、見掛上、光電ピークのみを計数したのと同値を得る方法がある。このことから、S・C・Aを使用したガンマスキューニングに上述の方法を採用するため、この放射線測定法の技術開発を行った。そのうちで、Fig. 4.6.6に示した放射線測定系で使用するコンプトンサブトラクション装置を設計製作したので、これを報告する。

## 2) コンプトンサブトラクション装置

## (1) 概 要

このユニットの入力端子として、光電ピーク領域に設定したS・C・Aの出力パルス $N_s$ を入力する端子と、コンプトン領域に設定したS・C・Aの出力パルス $N_c$ を入力する端子がある。出力端子は、これらの入力条件が $N_s > N_c$ のもとで $N_s - N_c$ のパルスを出力する。そのほかに、ユニットを外部信号で制御するゲート及びリセット端子がある。

このユニットの外観写真をFig. 4.6.7に示す。本体のベースは、アルミシャーシ原研1型を使用し、電源回路及び各種コネクタ類を組込んだ。また、主要回路は、入・出力段を除き全てTTL・ICを使用し、これらをマルチジャック付プリント基板上に構成した。電源回路は、42Pコネクタによってピン電源の $\pm 12V$ を受け、IC用電源のため $+5V$ に安定化している。

## (2) 仕 様

## (a) 機 能

2台のS・C・Aの出力パルス $N_s$ 、 $N_c$ 、が $N_s > N_c$ の条件下で、 $N_s - N_c$ のパルスを出力する。

## (b) 性 能

入力：振幅 2～5V，極性 正

ライズタイム 0.1～5 $\mu$ Sec

パルス幅 0.1～1.0 $\mu$ Sec

最高計数周波数：1MHz

ダブルパルス分解能：0.5 $\mu$ Sec以上

ゲート、リセット信号：振幅 2～5V

出力：振幅 5V，極性 正

パルス幅 0.5 $\mu$ Sec

## (3) 回路構成と動作

このユニットの回路構成は、Fig. 4.6.8のブロック・ダイアグラムに示すように、数段のゲート及びカウンタ、コンパレータなどのロジック回路で構成している。各ゲートは、検出回路及びコンパレータで制御されている。検出回路は、万一、両入力パルスが同時刻またはそれに

近い状態で入力したとき、後続回路での誤動作を防ぐためゲート $G_1$ 、 $G_2$ をOFFにする回路である。コンパレータは、2個のカウンタの計数を較べ双方が一致した時のみ論理Hレベルを出力し、ゲート $G_3$ をOFF、 $G_4$ をONにする。

回路の動作をブロックダイアグラムを見ながら述べる。まず、入力パルス $N_s$ 、 $N_c$ が全く入力していないとき各ゲートの状態は、コンパレータは論理Hレベルを出力しているのので、ゲート $G_3$ を除き他のゲートは全てONである。この状態で、 $T_s$ 端子に $N_s$ 個のパルスが入力すると、ゲート $G_4$ を通過しそのまま $N_s$ 個パルスが出力する。次に、 $T_c$ 端子に $N_c$ 個のパルスが入力すると、カウンタBは $N_c$ を計数し、コンパレータは論理Lレベルを出力するのでゲート $G_3$ 、 $G_4$ は互に逆転する。さらにこの状態で、 $T_s$ 端子に $N_s$ 個のパルスが入力すると、ゲート $G_3$ がONになっているのでカウンタAは $N_s$ を計数しようとする。ところが、カウンタA、Bの計数値が一致するとコンパレータは論理Hレベルを出力するので、ゲート $G_3$ 、 $G_4$ は元の状態に戻る。カウンタAは、常にカウンタBに等しい値を計数する。すなわち、ゲート $G_4$ がOFF状態となるのは、カウンタAが計数している間だけなので、出力 $N_{out} = N_s - N_c$ が成立する。

Fig. 4.6.9は、このユニットの具体的な回路図である。 $D_1$ 、 $D_2$ 及び $R_1 \sim R_4$ はリミッタ回路を構成し、後続にTTL・ICを使用しているため、入力の波高値を3.5Vに抑えている。また、 $IC_1$ 、 $IC_2$ はシュミット・トリガで、入力パルスを立ちよりの遠い方形波に整形している。 $C_1$ 、 $R_9$ 及び $C_2$ 、 $R_{10}$ は、検出回路の許容幅を決定するもので、両入力パルスの前縁を $0.1 \mu\text{sec}$ のスパイクパルスに微分整形している。この許容幅に同時入力したパルスは $IC_5$ で検出し、 $IC_{16}$ 、 $IC_{17}$ のユニバイブレータをトリガする。ユニバイブレータは $1 \mu\text{sec}$ の方形波を発生し、ゲート $IC_{13} \sim IC_{15}$ はこの時間だけOFFになる。 $IC_{16}$ は、 $N_s$ 、 $N_c$ を計数する16進カウンタである。 $N_s$ 、 $N_c$ のパルス幅は、カウンタの前段で $40 \text{ nsec}$ に $C_6$ 、 $R_{14}$ 、 $C_7$ 、 $R_{15}$ で微分整形し、レーシングを防止している。 $IC_{17}$ は、カウンタの4ビット・バイナリ出力を比較するコンパレータである。ゲート $IC_{15}$ を通過したパルスは、 $IC_{20}$ 、 $IC_{21}$ のユニバイブレータでパルス幅 $0.5 \mu\text{sec}$ に整形され、 $Q_2$ のエミッタホロウをとおり出力端子に出る。

#### (4) 特 性

入力パルス $N_s$ を $100 \text{ C} \cdot \text{P} \cdot \text{S}$ と一定にし、入力パルス $N_c$ を $100 \sim 10 \text{ cps}$ まで順次変化させたときの入出力特性をFig. 4.6.10、Fig. 4.6.11に示す。なお、Fig. 4.6.11は、入力パルス $N_s$ をパルス間隔 $0.3 \mu\text{sec}$ のダブルパルスにしたものである。このように直線性よく差引くことから、 $N_s - N_c = N_{out}$ の動作が精度よく行われている。また、放射線パルスのように接近した間隔のパルスについても十分によい特性を示している。

Fig. 4.6.12は、本ユニットの実際の放射線測定系機能試験のための模擬ガンマスキャンニングのブロック図である。これは、 $^{60}\text{Co}$ 線源をレコーダのチャートを利用し検出器に向け降下させ $^{60}\text{Co}$ のガンマ線強度分布を擬似的に作り、 $^{137}\text{Cs}$ のガンマ線強度分布測定を悪条件にしたものである。このときの両 $\text{S} \cdot \text{C} \cdot \text{A}$ のディスクリは、Fig. 4.6.12のガンマ線スペクトルに示す領域に設定した。この試験において、本ユニットを使用しないときに相当する $^{137}\text{Cs}$ のガンマ線強度分布測定結果をFig. 4.6.13に示し、本ユニットを使用した $^{137}\text{Cs}$ のガンマ線

強度分布測定結果をFig. 4.6.15 に示す。また、 $^{60}\text{Co}$  のコンプトン領域 (Nc 領域) のガンマ線強度分布測定結果をFig. 4.6.14 に示す。このようにガンマスキャンニングを模擬した試験において本ユニットの機能が十分に発揮され、実際のガンマスキャンニングに期待できる。

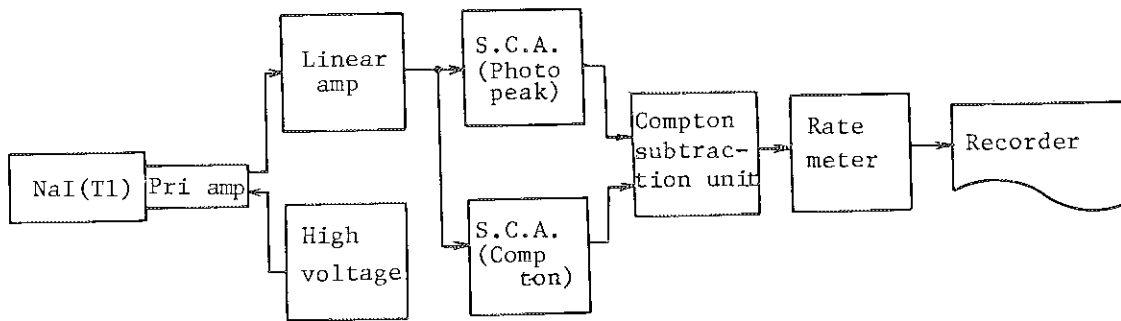


Fig. 4.6.6  $\gamma$ -ray measuring system using "Compton subtraction unit".

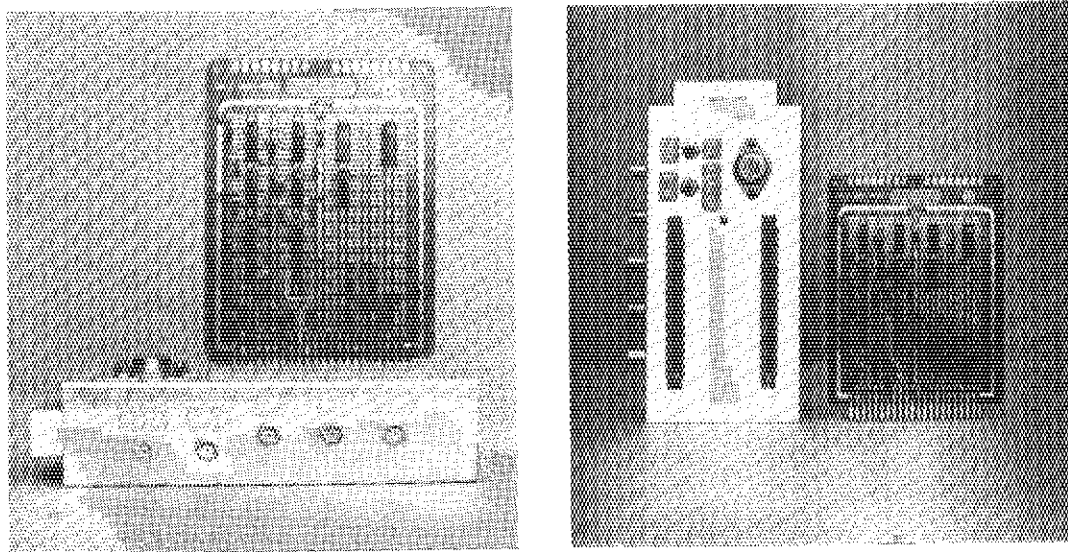


Fig. 4.6.7 A general view of "Compton subtraction unit".

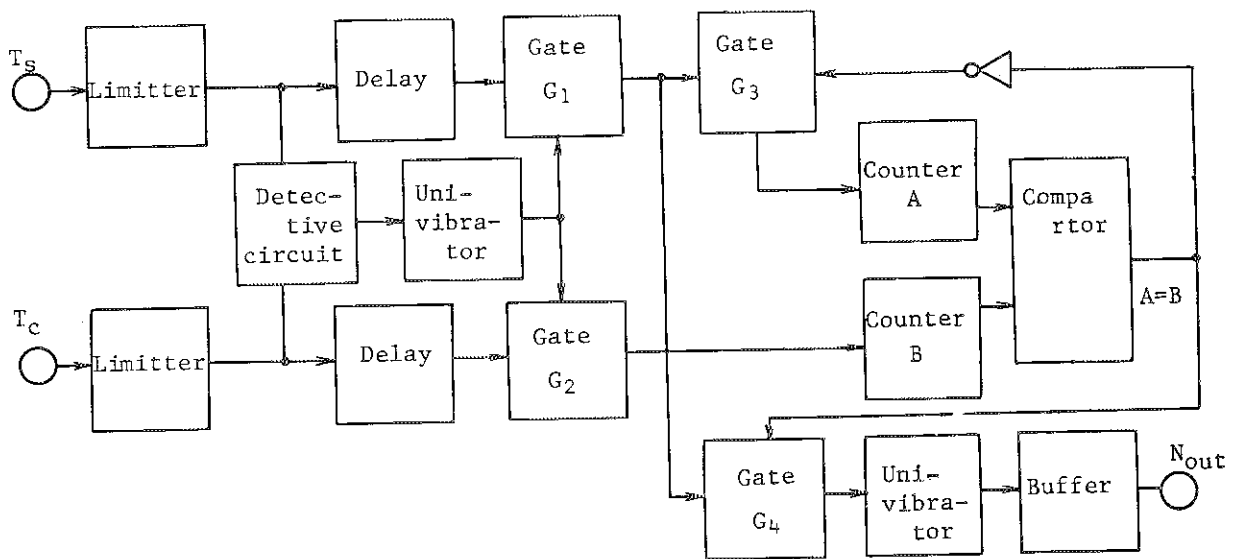


Fig. 4.6.8 Block diagram of "Compton subtraction unit".

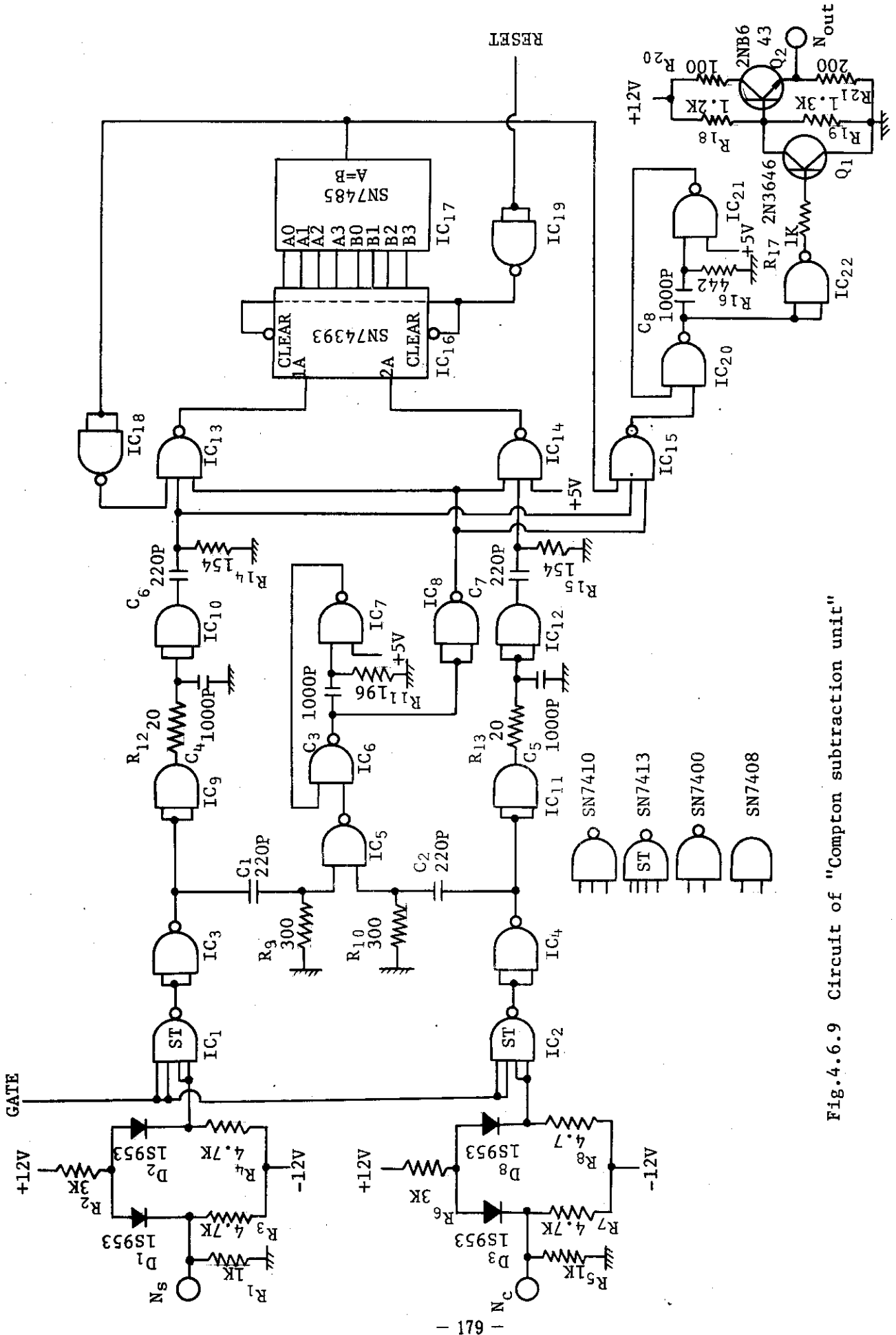


Fig.4.6.9 Circuit of "Compton subtraction unit"



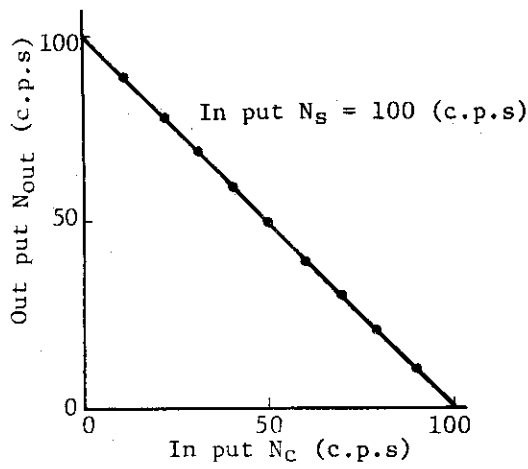


Fig.4.6.10 Calibration curve of Input Output Signals

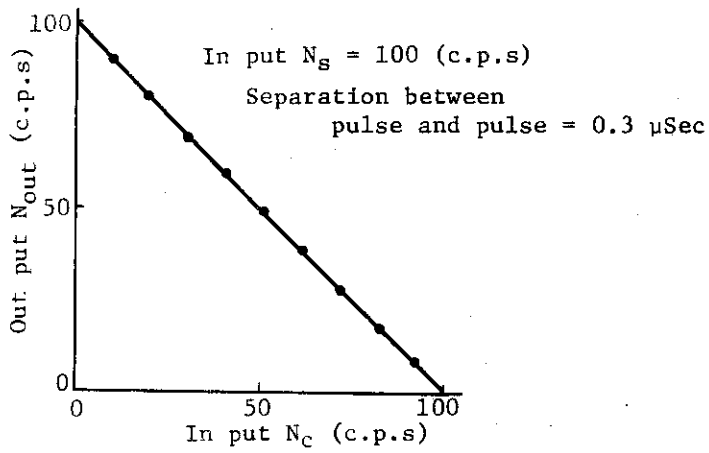


Fig.4.6.11 Calibration curve of double pulsed  $N_s$

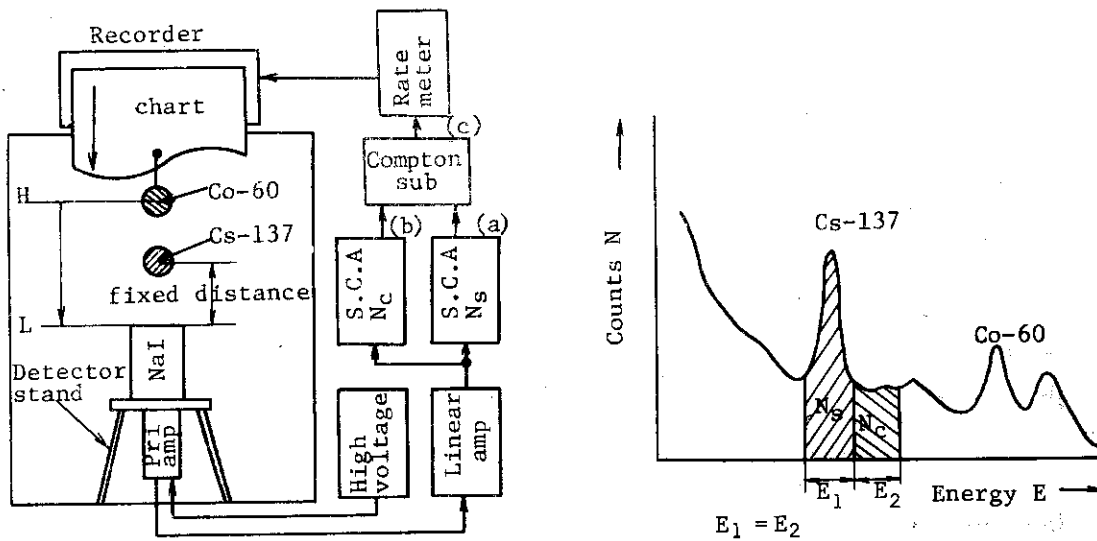


Fig.4.6.12 Schematic diagram of checking system for "Compton subtraction unit"

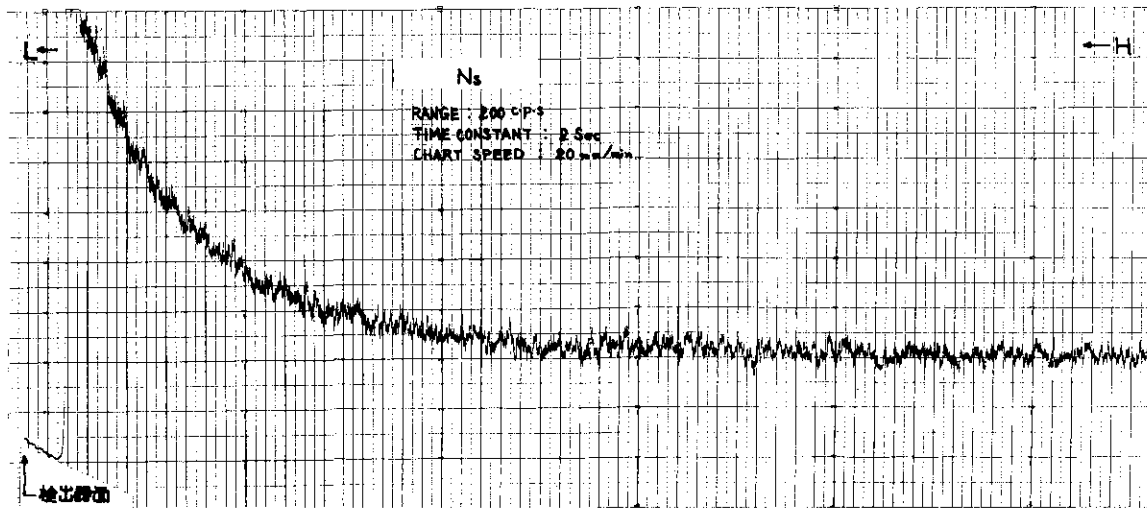


Fig.4.6.13 Distribution of out put signal at the point (a) shown in Fig.4.6.12

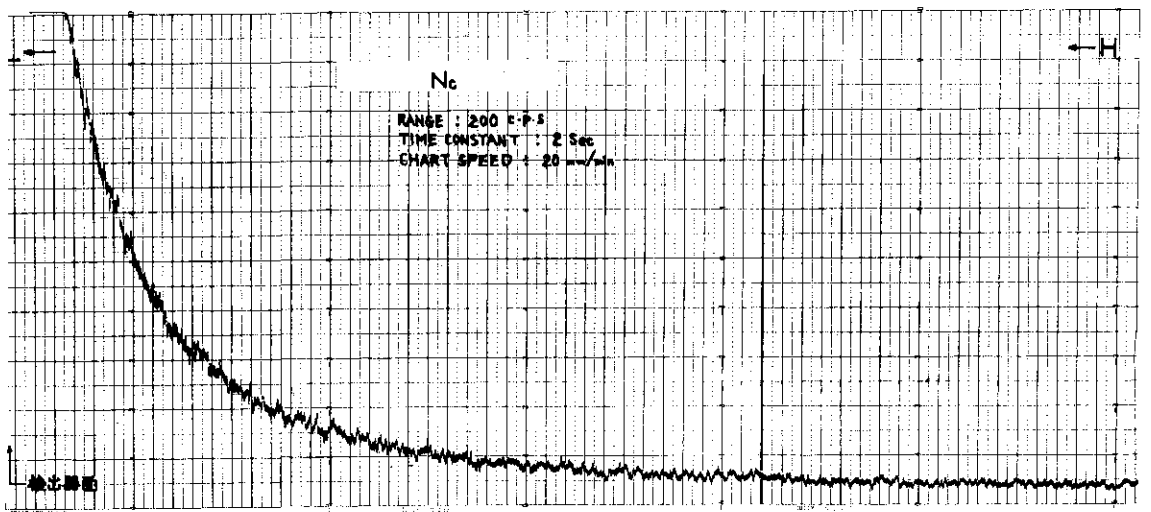


Fig.4.6.14 Distribution of out put signal at the point (b) shown in Fig.4.6.12

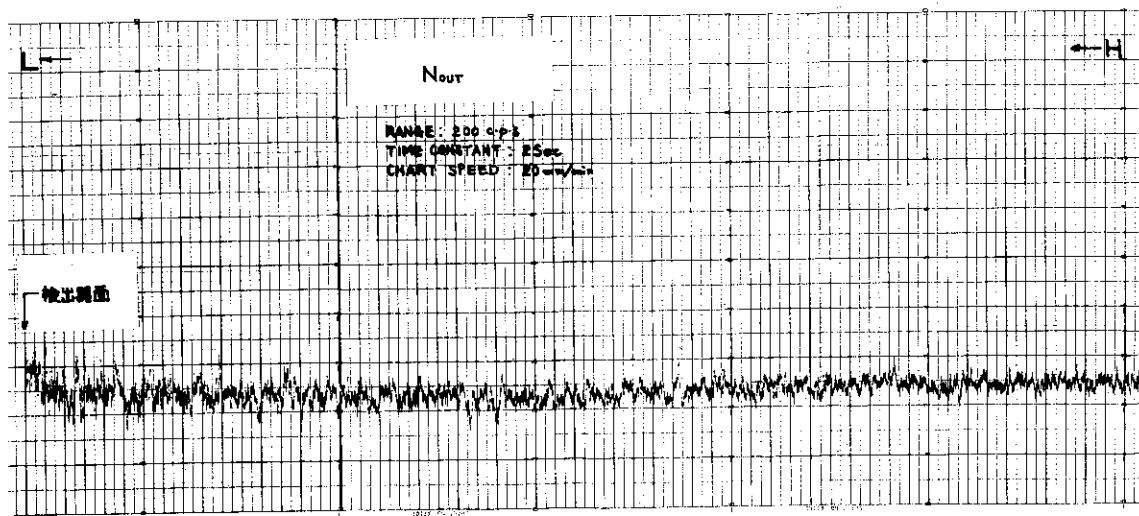
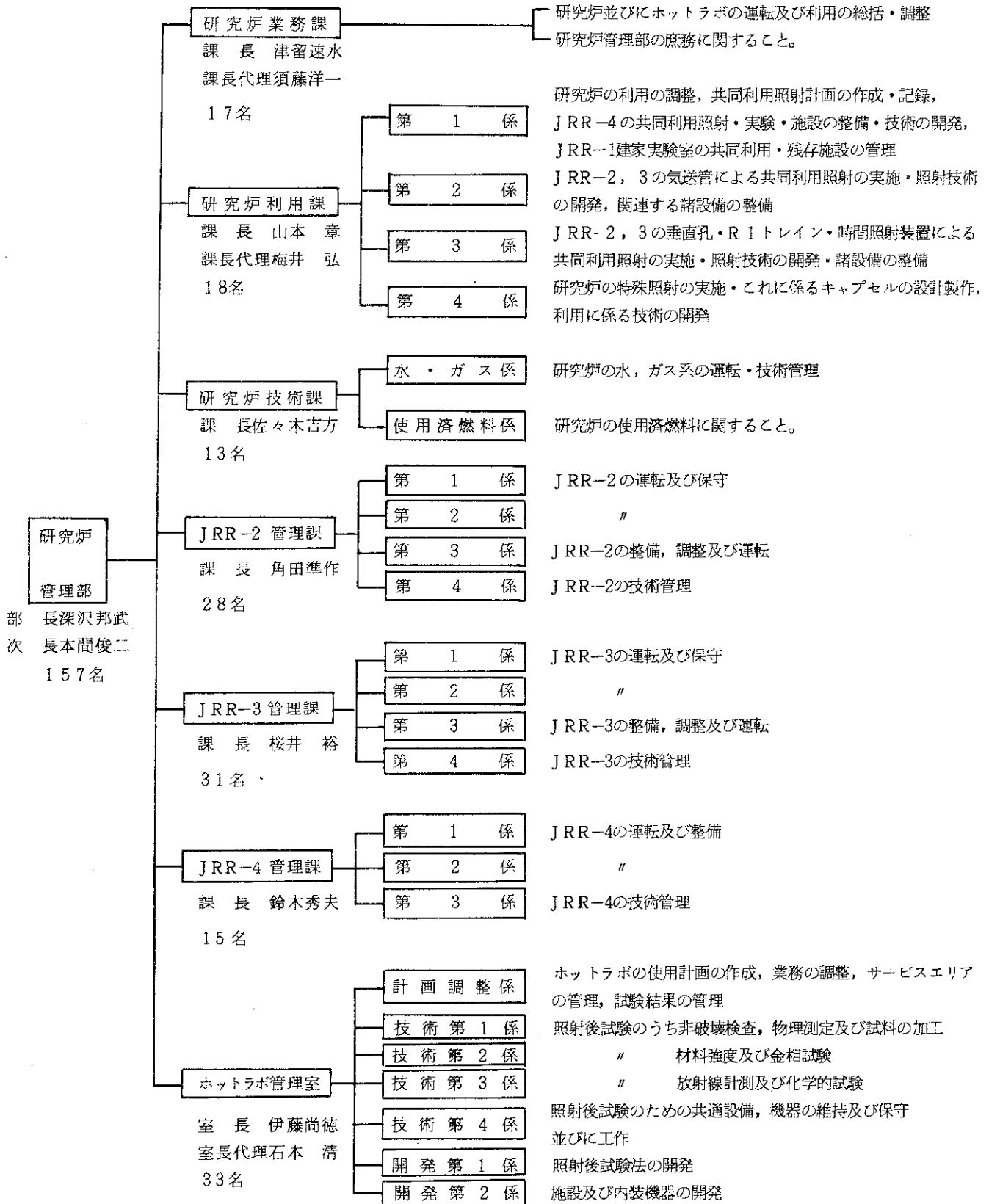


Fig.4.6.15 Distribution of out put signal at the point (c) shown in Fig.4.6.12

5.1 研究炉管理部の組織と業務

5.3. 3.31 現在



## 5.2 口頭発表

氏名	題目	発表学会名
根本伝次郎 (小金沢, 川上)	JRR-2 制御棒装置の設計および諸試験	日本原子力学会
清水 堅一 (宮坂)	原子炉改修にともなう放射線遮蔽対策の実例	日本原子力学会
原 邦男 (飯田)	JRR-2 $^{41}\text{Ar}$ 低減対策 (その1)	日本原子力学会
宮坂 靖彦 (山口, 番場)	JRR-2 の改修工事	日本原子力学会
高柳 政二 (宮坂, 島, 西沢, 船山)	JRR-2 円筒B型燃料要素の開発	日本原子力学会
斎藤 光男	被覆燃料粒子の圧縮破壊試験とその評価	日本原子力学会
鶴野 晃 (宮内, 松本, 井滝, 去来川, 浅見)	混合酸化物燃料の中性子ラジオグラフィ I (装置と方法)	日本原子力学会 核燃料炉材料分科会
黒羽根史郎 (松島, 斎藤, 小松, 鹿志村)	照射済被覆燃料粒子用外観・X線検査装置の試作	日本原子力学会

## 5.3 外部投稿論文

氏名	題目	投稿誌名
山本 章	半導体シリコンの中性子照射によるリンのドーピング技術	Radioisotopes
鶴野 晃	Neutron radiography experiments at JRR-4 (III) "Neutron radiography of mixed oxide fuels"	日本原子力学会誌 欧文誌

## 5.4 研究所刊行物

氏名	題目	レポート番号
研究炉管理部	研究炉・ホットラボの運転と技術管理	JAERI-M 7347
宮坂 靖彦 (他JRR-2課員)	Modification of JRR-2	JAERI-M 7484
番場 正男 (宮坂, 山口, 清水)	重水タンクシール及び炉心上部蔽遮体の改修	JAERI-M 7617
モハメド・アジム (堀木, 佐藤)	A Study of the Modifications of the Nuclear Instrumentation Systems for JRR-2	JAERI-M 7632

## 5.5 受託調査

件名	相手方	担当課	備考
原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査	日本原子力発電 (株)	ホットラボ管理室	5.1. 5.15~ 5.2. 5.31
中国電力島根原子力発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験に関する調査	中国電力 (株)	ホットラボ管理室	5.1. 5.15~ 5.2. 5.31
日本原子力発電株式会社敦賀発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験(第5回)に関する調査	日本原子力発電 (株)	ホットラボ管理室	5.1. 8. 2~ 5.2. 5.31
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> 燃料の照射挙動に係るカプセル設計製作(II)	動燃事業団	研究炉利用課	5.2. 7.26~ 5.3.1.2.28
中性子ラジオグラフィ法によるPuスポットの検査技術に関する業務	動燃事業団	研究炉利用課 ホットラボ管理室	5.1.1. 8~ 5.2. 6.30

## 5.6 共同研究

件名	相手方	担当課	備考
軽水炉用PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> 燃料の照射挙動に関する研究	動燃事業団	研究炉利用課	5.1. 9.26~ 5.4. 3.31

## 5.7 官庁許認可等一覧

原子炉名	件名	申請年月日	許可・認可 合格年月日	種類
J R R 1 2	第21次, 22次 B型燃料要素及び円筒B型燃料要素	(51. 7. 5)	52. 423	使用前検査
	制御棒装置	(52. 112)	52. 6. 1	"
	燃料貯蔵庫の移設及びSILの撤去	(52. 315)	52. 930	"
	サンプピット再循環ポンプの更新	53. 130 53. 327	53. 227	設計及び工事の方法の認可 ----- 使用前検査
J R R 1 3	主重水ポンプ(DP-2)の補修	(52. 131)	52. 622	使用前検査
	溢流重水ポンプの更新	52.11. 7 52.12.14	52.12. 5 53. 2. 8	設計及び工事の方法の認可 ----- 使用前検査
J R R 1 4	第5次B型燃料要素	(51.1220)	52. 4. 5	使用前検査
	L照射筒の設置	52.10. 5 52.10.28	52.10. 7 52.12. 5	設計及び工事の方法の認可 ----- 使用前検査
	トリチウム放出挙動実験装置	52.10.26 53. 2.23	52.11. 1	設計及び工事の方法の認可 ----- 使用前検査

## あ と が き

編集方針は昨年を概ね踏襲し、早期に刊行する目標で開始したにも拘らず遂に54年に入ってしまった。いろいろな理由はあるが、部内各課とも炉の順調な運転に伴う定常的な業務量の増加に加え、核燃料に係る問題、長期整備計画に係る問題、ホットラボの老朽化対策など業務量が飛躍的に増大してきたことが最大の理由であろう。勿論、意識的に年報を軽視したわけではないであろうが、タイムミットが他部門と関係している業務を優先せざるを得なかった結果と思う。今後この状態は緩和されるとは思われないので、年報の質を下げることなしに編集の労力を軽減する方策を考えて、53年度の年報の作成に臨みたいと思う。 (編集委員長)

## 編集委員会メンバー

- 委員長 本間俊二
- 委員 塚田 久 (研究炉利用課)
- 吉島哲夫 (研究炉技術課)
- 萩 肇 (JRR-2管理課)
- 市川博喜 (JRR-3管理課)
- 飯田謙一 (JRR-4管理課)
- 鶴野 晃 (ホットラボ管理室)
- 査読委員 宮坂靖彦 (JRR-2管理課)
- 白井英次 (JRR-3管理課)
- 田村和行 (JRR-4管理課)
- 石本 清 (ホットラボ管理室)
- 庶 務 清水時代 (研究炉業務課)