

JAERI-M

7 3 4 7

研究炉・ホットラボの運転と技術管理  
(昭和51年度)

1977年11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51年度)

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

(1977年9月27日受理)

本報告書は、昭和51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。研究炉管理部は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、放射線管理等幅広い業務を行っている。ホットラボでは、各種燃料・材料の照射後試験を実施するとともに、これらに関連する技術開発を進めている。

JAERI-M 7347

Report on Operation, Utilization and Technical  
Development of Research Reactors and Hot Laboratory  
(April 1, 1976 to March 31, 1977)

Division of Research Reactor Operation,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received September 27, 1977)

Activities of the Division of Research Reactor Operation in fiscal 1976 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.

## 目 次

まえがき	
1. 概 要	1
1.1 昭和51年度事業概要	1
1.1.1 研究炉の運転管理	1
1.1.2 研究炉の利用	1
1.1.3 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理	2
1.1.4 ホットラボの運転管理	2
1.1.5 その他	2
2. 研究炉の運転管理	5
2.1 JRR-2の運転管理	5
2.1.1 運 転	5
2.1.2 保守整備	5
2.1.3 燃 料	8
2.1.4 技 術	9
2.1.5 放射線管理	9
2.2 JRR-3の運転管理	14
2.2.1 運 転	14
2.2.2 保守整備	14
2.2.3 燃 料	16
2.2.4 技 術	17
2.2.5 放射線管理	18
2.3 JRR-4の運転管理	23
2.3.1 運 転	23
2.3.2 保守整備	23
2.3.3 燃 料	24
2.3.4 技 術	25
2.3.5 放射線管理	26
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	37
2.5.1 照 射	37
2.5.2 照射装置の保守整備	38

2.5.3 実験	39
3. ホットラボの運転管理	47
3.1 運転管理	47
3.2 保守整備	53
3.3 汚染除去	56
3.4 放射線管理	57
4. 主な技術的事項	61
4.1 原子炉施設及び機器	61
4.1.1 JRR-2計装照射設備の整備	61
4.1.2 気送管特殊照射装置	65
4.1.3 JRR-4プール水精製装置の改修	69
4.1.4 JRR-4気送管の再改造	72
4.2 原子炉の特性試験	75
4.2.1 JRR-2第4次特性試験	75
4.2.2 JRR-4出力上昇試験	83
4.3 燃料	95
4.3.1 JRR-3第1次UO <sub>2</sub> 燃料体の冷却管折損対策	95
4.3.2 JRR-3使用済燃料の解体検査	101
4.3.3 JRR-3金属天然ウラン使用済燃料の保管方法の検討	105
4.4 照射技術	107
4.4.1 中性子ラジオグラフィによる混合酸化物燃料中のプルトニウム スポットの測定	107
4.4.2 研究炉における燃料・材料の照射試験	114
4.4.3 気送管計装カプセルによる温度制御照射	123
4.5 アルミニウム腐食試験	128
4.6 ホットラボの技術	135
4.6.1 被覆燃料粒子の圧縮破壊強度試験	135
4.6.2 $\alpha$ - $\gamma$ セルアイソレーションボックスの廃棄	139
4.6.3 高温クリープ試験	144
4.7 研究炉長期整備計画	148
4.8 安全対策	151
4.8.1 JRR-2アルゴン41低減対策	151
4.8.2 JRR-3重水系イオン交換樹脂塔のカートリッジ化	154
5. 付録	157
5.1 研究炉管理部の組織と業務	157
5.2 口頭発表	158
5.3 外部投稿論文	158
5.4 研究所刊行物	158

5.5	受託研究	158
5.6	受託業務	158
5.7	受託調査	159
5.8	共同研究	159
5.9	官庁許認可等一覧	159
あ	と	
が	き	162

## Contents

### Preface

### 1 General Description

#### 1.1 Activities in Fiscal 1976

1.1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors

1.1.2 Utilization of Research Reactors

1.1.3 Water and Gas, Spent Fuel Management of Research Reactors

1.1.4 Operation and Maintenance of Hot Laboratory

1.1.5 The Others

### 2 Operation and Maintenance of Research Reactors

#### 2.1 Operation and Maintenance of JRR-2

2.1.1 Operation

2.1.2 Maintenance

2.1.3 Fuel

2.1.4 Reactor Techniques

2.1.5 Radiation Control

#### 2.2 Operation and Maintenance of JRR-3

2.2.1 Operation

2.2.2 Maintenance

2.2.3 Fuel

2.2.4 Reactor Techniques

2.2.5 Radiation Control

#### 2.3 Operation and Maintenance of JRR-4

2.3.1 Operation

2.3.2 Maintenance

2.3.3 Fuel

2.3.4 Reactor Techniques

2.3.5 Radiation Control



## 2.4 Water and Gas Management of Research Reactors

### 2.4.1 Heavy Water Management of Research Reactors

### 2.4.2 Water and Gas Management of JRR-2

### 2.4.3 Water and Gas Management of JRR-3

## 2.5 Utilization of Research Reactors

### 2.5.1 Irradiation

### 2.5.2 Maintenance of Irradiation Facility

### 2.5.3 Experiment

## 3 Operation and Maintenance of Hot Laboratory

### 3.1 Operation

### 3.2 Maintenance

### 3.3 Decontamination

### 3.4 Radiation Control

## 4 Techniques

### 4.1 Reactor Facilities and Equipments

#### 4.1.1 Improvement of JRR-2 Instrumented Irradiation Facility

#### 4.1.2 Facility of Instrument Pneumatic Tube

#### 4.1.3 Modification of Pool Water Clean up Facility on JRR-4

#### 4.1.4 Modification of Pneumatic Tube on JRR-4

### 4.2 Characteristic Measurements of Reactor

#### 4.2.1 4th Characteristic Measurements of JRR-2

#### 4.2.2 Power up Examination of JRR-4

### 4.3 Fuel

#### 4.3.1 Consideration of Shroud Tubes on JRR-3 $UO_2$ Fuel

#### 4.3.2 Disassemble Inspection Spent Fuel on JRR-3

#### 4.3.3 Technical Discussion Meeting Report for JRR-3 Spent Fuel Storage

#### 4.4 Irradiation Techniques

4.4.1 Measurement of Plutonium Spots Mixed Oxide Fuel by  
Neutron Radiography

4.4.2 Irradiation Test of Fuel and Material on Research Reactors

4.4.3 Temperature Control Test on Pneumatic Tube

#### 4.5 Corrosion Test for Thermal Shielding Aluminum Pipe

#### 4.6 Hot Laboratory Techniques

4.6.1 Crushing Test of Coated Fuel Particles

4.6.2 Disposal of  $\alpha$ - $\gamma$  Cell Isolation Box

4.6.3 High Temperature Creep Test for Irradiated Specimens

#### 4.7 Research Reactor Grade up Program

#### 4.8 Safety Consideration

4.8.1 Reduction of Argon-41 in JRR-2

4.8.2 Modification of Main Ion Exchangers in JRR-3

### 5 Appendix

5.1 Organization and Works of the Division

5.2 Oral Presentation

5.3 Papers

5.4 JAERI Reports

5.5 Entrusted Research Works

5.6 Entrusted Works

5.7 Entrusted Investigations

5.8 Common Study

5.9 Permission etc.

### Postscript

## ま え が き

昭和49年、50年と改修工事や故障などのため、3基の研究炉のいずれかが休止していたが、昭和51年度第3四半期に至り、JRR-2、3、4が揃って稼動したことは誠によろこばしいことであった。

JRR-2は、前年度に引続いて進めていた熱遮蔽軽水漏洩補修工事を4月に終了し、中断していた改修後の特性試験を再開した。続いて6月から利用運転に入り計画どおり年度内に10サイクルの運転を完了した。

JRR-3は、燃料体冷却管折損対策を進めていたが、原因究明のため、炉心の全燃料の検査が必要になったため、当初計画より運転再開が若干遅れたが11月には対策を完了し、試験運転の後、52年1月から利用運転を開始し、3サイクルを無事終了した。

JRR-4は、前年度に引続いて、原子力船「むつ」の遮蔽実験を6月まで実施し、有用な実験結果を得て完了した。懸案となっていた2.5 MWから3.5 MWへの出力上昇も、10月に試験運転を成功裡に終了し、以後最高出力3.5 MWの利用運転を行い、年間を通じて安定な稼動状況を示した。

ホットラボは、第4四半期の大半を大規模な整備工事に費やしたため、年間の稼動率は例年よりやや低下したが、多目的高温ガス炉用の燃料・材料、実用発電炉の鋼材モニタリング、研究炉の燃料など、予定した試験をほぼ終了することができた。

なお、昨年度から部内で進められていた、研究炉の長期整備計画の検討は、本年度後半に東海研究所として正式に採り上げることとなり、年度内にその大綱案の作成を完了した。

本報告書は、第2、3章に運転管理、第4章に主な技術的事項について述べてある。

## 1.1 昭和51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

前年度に引続いてすすめていた熱遮蔽軽水漏洩補修工事は、4月中旬に完了し、特性試験を経て5月下旬から利用運転に入った。改修工事は、特性試験並びに利用運転中の各種のデータから、予期以上の効果が認められた。特に大きな成果を挙げれば、Ar-41放出量が改修前の約10分の1になり、管理目標値に対して十分低い値におさえることができたこと、炉頂部の放射線量率が大巾に低減したこと、燃料、材料の交換に伴うトリチウムの環境への放出が減少したこと。燃料交換の作業性が改善されたこと、制御棒装置、中性子計装に起因するトラブルがほとんど無くなったことなどである。

なお、8月中旬、RIトレン部への熱遮蔽軽水の漏洩が認められ、調査・検討を行った結果、漏洩量が微量で、増加の傾向も認められなかったので、その後の利用運転を計画どおり実施した。

#### 2) JRR-3

昨年度10月に発見した燃料体冷却管折損に関する対策は、炉心の全燃料(243体)の検査のため、11月までを費やして完了をみた。その後、試験運転を含めて4サイクルの運転を実施した。運転再開後も燃料体の振動測定などの監視を継続したが結果は良好であった。

上記の燃料体冷却管折損は、燃料体数が多いため、長い期間にわたる原子炉の停止をもたらしたが、一方では、高い放射線下の炉心内の遠隔観察や異物回収、あるいは振動解析診断など、今後の運転管理に有効な技術、測定機器など有形無形の所産を得ることができた。

#### 3) JRR-4

前年度から継続して行っていた、原子力船「むつ」の遮蔽実験は、6月に無事終了し、改修対策に有益な情報を得ることができた。また懸案の2.5 MWから3.5 MWへの出力上昇は、51年10月、改良型燃料による炉心構成で実施し、成功裡に終了した。以後、最高出力3.5 MWの利用運転を行い、中国の核実験のフォールアウトにより運転を一時停止したほかは、年間を通して安定な稼動状況を示し、当初計画どおり、年間40週の利用運転を完了した。

### 1.1.2 研究炉の利用

JRR-2は、改修工事及び熱遮蔽軽水漏洩対策のため2年半、JRR-3は、燃料体冷却管折損対策のため約1年2箇月、共同利用運転を休止したのち、JRR-2は51年6月、JRR-3は52年1月、共同利用運転を再開した。

利用面では、JRR-2の改修に伴って利用設備を大巾に増強、改善した。またJRR-4も3.5 MWの出力上昇による照射筒の中性子束増加並びに利用設備の改善がなされた。さらに本年度は、JRR-2, 3におけるMo-99製造のための試験照射、JRR-4におけるP-31のドーピングに関する照射実験、中性子ラジオグラフィ法によるPuスポットの検査技術の開発、など研究炉の利用面の質的向上についても大きな前進を示した。

### 1.1.3 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理

JRR-2, 3の運転中は定常的に水・ガスの化学分析, 核種分析, 放射能測定を実施し, JRR-4の出力上昇にあたっては3.5 MW時のプール水の核種分析を行ったが, いずれも特に異常は認められなかった。また, 本年度は, 水・ガス分析機器の更新, 重水取扱施設の新設など設備の充実を図った。重水管理では, 本年度入手量910 kg, 年度末在庫量は約1,500 kgである。

使用済燃料管理では, JRR-3の使用済燃料再処理の見通しが得られなかったため, 使用済燃料貯槽の貯蔵能力の増量措置をとるとともに, 天然ウラン金属(MNU)燃料要素の長期保管について検討を行った。また, JRR-3 UO<sub>2</sub>燃料体冷却管折損の原因調査のため, 2体の燃料体の解体検査をホットラボで実施した。

使用済燃料の年度末貯蔵数は, JRR-2で41本, JRR-3では, MNU燃料体385体, 同要素677本, UO<sub>2</sub>燃料体59体である。

### 1.1.4 ホットラボの運転管理

当初計画にしたがい, 本年度は, ケーブ扉のインターロック更新工事, 廃液貯槽遠方操作化工事などの大型整備工事を第4四半期に集中して実施した。本年度の利用申込件数は73件で, 内訳は所内48件, 所外25件であり, 年度内に25件を完了した。これらの内容は, 燃料関係では研究炉の実用燃料検査, 多目的高温ガス炉用燃料試験, 材料関係は実用発電炉の鋼材モニタリング, 耐熱材料試験などが主なものである。

技術開発では, 多目的炉用燃料粒子の試験法の開発, 照射後試験技術としての中性子ラジオグラフィ法の確立, ガンマスキャンニング装置の改善, 高温クリープ試験の実施などが行われ, それぞれ着実な進展をみた。

### 1.1.5 その他

研究炉, ホットラボの長期的展望に立った整備計画, 運営計画はこれまでも検討してきたが, JRR-2の老朽化の兆候が顕著になったのを契機に, 早急に研究炉の将来計画を策定し, その具体化を推進する時期に至ったと判断した。このため, 昨年度後半から, 部内で検討を進めてきたが, ほぼ成案を得たので, 東海研究所長に上申した結果, 同所長を長とする「研究炉長期整備計画検討委員会」が12月に設置された。委員会は, 研究炉の施設, 利用の両面からの現状分析と将来予測の検討を年度内に完了した。次年度早々には, 研究炉整備計画案を確定する予定になっている。

施設の利用, 運転管理に直接関係するもの以外で, 本年度業務量が多かったものとして, 安全規制強化に伴う対官庁関係業務と保安規定改訂, 核燃料防護などの保安関係業務とが挙げられる。これらは, 研究炉業務課を窓口に関内各課の協力によって処理したが, 年毎に業務量が飛躍的に増大しており, 他の業務処理にも甚大な影響を与えてきている。



## 2.1 JRR-2の運転管理

### 2.1.1 運転

前年度に発生した熱遮蔽軽水漏洩の補修工事は4月に終了し、中断していた特性測定などを実施した後利用運転に入り、計画どおり年度内に12サイクルを実施した。なお、第1サイクルは官庁検査などの関係で運転時間を短縮した。

本年度の運転実績をTable 2.1.1に示す。計画外停止をTable 2.1.2に示す。計画外停止は第3サイクルにおける安全系No-2、第7サイクルにおけるLog-N Recorderによるスクラムのわずか2回で共に各サイクル開始前の点検運転中であつた。

運転以外では8月中旬にRIトレイン部から熱遮蔽軽水の漏洩が認められたので、一部の装置を解体し、漏洩箇所の調査を行った。部分的に漏洩箇所が発見され、補修を行ったが、その後も断続的な漏洩が生じている。しかし漏洩量は極くわずかであり増加の傾向が見られなかつたので、利用運転を計画どおり実施した。

改修後の特性試験ではほぼ期待した結果が得られた。特に $^{41}\text{Ar}$ の放出率は改修前の3.2 Ci/hに対し、約10分の1の0.2~0.4 Ci/hに低減することができた。この値は管理目標値0.8 Ci/h(1日平均)を十分満足するものである。

### 2.1.2 保守整備

#### 1) 概況

前年度に引続いて補修作業を進めていた熱遮蔽軽水漏洩補修工事は、4月に終了した。

その後8月にRIトレイン部から熱遮蔽軽水の漏洩があつたため気送管装置などを解体し、調査並びに一部漏洩箇所の補修を行った。詳細は(3)に述べるとおりである。

定期自主検査は7月12日から8月15日、12月19日から1月22日の2回実施した。定期官庁検査は5月14日、5月31日、6月1日、6月17日~18日に行った。

共同利用運転中の異常分類をTable 2.1.3に示す。

#### 2) 主な保守整備

##### (1) トリチウム対策

① トリチウムの放出源を調査するため重水及びヘリウム系バルブをビニールシートで覆い、その濃度を測定した。その結果バルブ本体のシート及びフランジ接続部から漏れているものが見つかり、劣化しているものは52年1月の定期自主検査期間に計画的に交換した。

② 燃料付着重水の回収を行うために、燃料交換キャスクブロー出口に冷凍式除湿装置を設けた。

③ 保守整備作業などにより生ずる重水廃液をJRR-2に一時貯蔵しておくために、重水廃液貯蔵容器並びに運搬容器を製作した。

④ 重水及びヘリウム系の保守整備作業の際に発生するトリチウムの吸入防護に用いる送風マスクの空気供給源を、重水ポンプ室を中心として計4箇所に設けた。

##### (2) ヘリウム系の一部改良工事

炉体改修の際、ヘリウム系についても二つのゾーンに分割するなどの改良を行った。この特

性試験を、利用運転中に行った。その結果新たに設けたA・Bゾーンの流量計に重水がたまって不安定になったり、凝縮器で回収した重水がドレン系にもどりにくいなどの現象が見られたため、52年1月に再度一部改良工事を実施した。主な改良箇所は、①凝縮器のドレンU字管の高さをこれまでの180mmから300mmにして、圧力差によりヘリウムがバイパスしないようにした。②A・Bゾーン各流量計入口側に新たに凝縮器及びヒータを設置して流量計の指示が安定するようにした。

### (3) R Iトレイン孔の熱遮蔽軽水漏洩

水平実験孔系の乾燥用配管取付け工事(8月11日)のため実験孔給気管の盲栓を取外した所、R Iトレインの給気管から約7ℓの軽水が回収され、分析の結果から熱遮蔽軽水であることを確認した。その後、漏洩水回収のため、重水ポンプ室にボトルを仮設して、回収及び監視ができるようにした。更に原子炉運転中漏洩量が急激に増した場合における安全性について検討・確認を行い、監視体制を強化して計画どおり第5サイクルから第9サイクルまでの5サイクルを終了した。この間の漏洩率は約0.2~2ℓ/dであった。回収水の分析結果はトリチウム濃度 $6.5 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、電気伝導度 $9.36 \times 10^{-1} \mu\Omega/\text{cm}$ 、P.H7.13であった。

漏洩位置確認のため、第9サイクル終了後熱遮蔽軽水系にヘリウムを加圧した状態で水位を下げながら漏洩位置の確認試験を行ったが、位置を確認できるような結果は得られなかった。

R Iトレイン孔内部を点検するため12月24日から気送管照射装置及び時間照射装置を解体撤去し、R Iトレイン孔の気密蓋を取外したところ、気密蓋取付けビス穴などからの漏水が認められた。調査の結果、気送管孔角型シンプルの炉壁面フランジ部にクラックが入っており、これが原因であることが判った。

補修工法はアルミニウム母材の状態及び構造上から溶接による手直しは不可能と判断して、J R R-2原子炉で使用実績のあるエピコート828を欠陥部周囲へ充填した。

R Iトレイン孔の内部点検は、1月13日に遮蔽プラグを引出し、仮遮蔽体を挿入してI T V及び鏡による目視観察を行った。内部は乾燥状態で欠陥や水の流れたような跡は確認できなかった。R Iトレイン孔の線量率(冷却日数27日)は最高600R/hであり、当初懸念されたステンレスライナの線量率は約100R/h程度であった。

その後、第10、11サイクルの利用運転を行ったが、第11サイクルの後半になって重水ポンプ室の#5面側回収ボトルの流入が認められるようになったので、第12サイクルの保守期間に#5面側R Iトレインのプラグを引出し点検した結果、熱遮蔽軽水タンク領域内のR Iトレインスリーブの突合せ溶接部に濡れている部分が認められた。またプラグ表面にも、その付近からR Iトレインの排気口に向って水の流れた跡が目視されたことから、漏洩位置はこの部分と判った。

なお、漏洩対策については今後更に検討し、昭和52年度に実施する計画である。

### (4) 主重水流量計及び軽水流量計の更新

主重水流量計(FX-1)及び軽水流量計(FX-5)は設置後10年以上使用され、差圧信号変換機構部が経年劣化により精度を保つことが極めて困難になった。これらはいづれも熱出力の算出上重要な機器であるため、最新型のものに更新した。

### (5) 非常用冷却系の点検



高架水槽のポンプ，配管及び弁の更新に伴って，完成後冷却水量の確認と調整を行った。結果は弁の特性が多少変化しており，少ない開度で規定流量（ $36.7 \text{ m}^3/\text{h}$ ）が得られることが判った。

#### (6) 主重水熱交換器の二次側の観察

51年度の利用運転に先立ち，熱交換器二次側の汚れ観察を行い，長期停止による汚れは無いことを確認した。51年度は12サイクルの利用運転を実施し，運転再開時 $1600 \text{ Kcal}/\text{m}^2 \text{ h}^\circ\text{C}$ の熱通過率は，最終サイクル時には $860 \text{ Kcal}/\text{m}^2 \text{ h}^\circ\text{C}$ に低下した。

#### (7) $\Delta T$ 測定系の整備

一次系冷却重水の炉心出入口温度差（ $\Delta T$ ）は測温抵抗体（白金）により検出，測定していたが，応答性も悪くデータに信頼性がなかった。これは検出素子のシース外径が細く，計測孔では点接触到近い状態になるためアルミ箔を巻き接触面積を大きくしていたが，アルミ箔の巻具合などによって計測条件が一定しないことによる。そこで検出素子を検出孔に合せて太くし，接触面積が大きくなるよう設計製作し，交換した。この結果，応答性も良くなり測定データの信頼性も高くなった。

#### (8) 警報装置の整備

出力超過警報の一つであるロッドリバーズの信号を Log N 記録計からとっていたが，安全出力計のトリップユニットからとるように変更した。その結果アラーム点の設定精度が上り，信頼性が向上した。

#### (9) 出力較出

炉体改修工事に伴って中性子計測系の更新を行った。臨界試験後の出力較正では熱出力を基準に2回実施した。コールド・クリーン時には中性子検出器の位置調整及び各出力計の増巾器利得の調整により行い，平衡炉心での較正は，各出力計の増巾器利得により行った。

コールド・クリーンから平衡炉心への移行により，各出力計の指示値は熱出力の50～70%程度になった。

#### (10) 熱出力計の整備

出力の制御は出力計（中性子計測）を基準とし，熱出力との対応については厳密になっていなかったが，改修後は熱出力との対応基準を定めこの範囲内に出力を制御することにし，熱出力計装を整備充実することとした。本年度は，47年に設置したデジタル温度計（YODAC-T50）に卓上計算機HP-9825Aを付加し，運転データの収録，熱出力等の演算が自動的になされるようにした。

52年度には引続き運転データの作表まで実施できるよう整備する計画である。

#### (11) 中性子計測の気密処理

出力較正における中性子検出器の検出位置調整終了後，アルゴン低減対策の一環として，計測孔の気密処理をした。ケーブル引き出し部の蓋は，シーラントを用いて気密化した。

その後，炉心部で生成されたアルゴンガスが拡散により計測孔入口の空間部まで達し，炉壁の空間線量が高くなることがわかったので，計測孔とシールドプラグのギャップをシーラントで埋め，計測孔入口の空間部にアルゴンガスが溜らないようにした。その結果，炉壁部の空間線量は30分の1になった。

## (12) 制御棒装置の整備

制御棒装置の予備品として、制御棒及び駆動装置各一式を製作した。ただし、電磁石と中性子吸収体は各々3体余分に製作した。これらは今後予備制御棒の製作時に使用する。電磁石の製作において、ON・MG検出特性を揃えることに特に留意した。

## (13) 制御棒試験台及び補修用キャスクの製作

制御棒(全長約3900mm)の炉外機能検査に用いる試験台は可搬式のものを使用していたが、不安定で作業性が悪かったので、炉室一階に3段のフローアをもつ架台を設置した。ここで制御棒装置の機能試験の他<sup>99</sup>Mo照射及びインコア照射用装置の組立・点検も行えるようにした。また、炉内で使用した制御棒の補修等に利用するキャスクも製作した。

## (14) 制御棒装置の点検

制御棒装置は炉内据付後、定期的に点検を行い、特に大きなトラブルはなかったが、微調整棒(CR-6)のトルクの変動と位置指示の不調が一回あった。トルクの変動はボールねじ部にモリコートをスプレーして解決した。位置指示の不調は揺動によるヘリボットの接触不良が原因であった。52年度には位置検出方法を無接触のエンコーダ方式に変更する計画である。

## 2.1.3 燃料

## 1) 概況

50年度の改修工事終了後に行った臨界実験に続いて全燃料孔に装荷したB型燃料20体、円筒B型燃料4体は、今年度に入り利用運転第6サイクルからBurn-upの進んだものから順次交換した。円筒B型燃料の照射及び燃料交換を行ったのは、今回が最初であり、照射中のFFDの監視、照射後の使用済燃料貯蔵プールでの目視観察では、異常はなかった。52年度には、解体検査を実施し、照射後の様子を詳しく調べる予定である。その他IAEAによる査察が、4月28日、7月27日、10月1日、2月4日の計4回実施された。

## 2) 使用状況

51年度に行った燃料交換は、7回で交換本数は16体であった。内訳は、B型燃料13体、円筒B型燃料2体、円筒型燃料1体である。この他、燃料の装荷位置交換を1回、実施した。

燃料の製作は、昨年度発注の第21、22次燃料(B型32体、円筒B型8体)が、1月10日納入された。今年度発注の第23、24次燃料48体(B型燃料40体、円筒B型燃料8体)の製作は、燃料製作会社に支給するウランの米国政府輸出許可証(E・Lと呼ぶ)が年度内に得られなかったため、製作に着手できなかった。来年度に入ってもなおE・Lの発給に数カ月以上もかかる様な事態になれば53年度以降の原子炉運転に影響が出ることも懸念される。51年度における燃料状況をTable 2.1.4に示す。

## 3) 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1.7体、原子炉への再挿入1体で、年度末における燃料貯蔵数は41体である。使用済燃料貯槽水の水質は、年度末現在pHは5.7、電気伝導度は $2.3 \mu\text{V} \cdot \text{cm}^{-1}$ 、放射能濃度は $6.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下で、いずれも管理基準値以内に維持している。貯蔵水中のトリチウム濃度は $2.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、昨年度末に比べ約10倍に上昇している。これは、燃料交換のたびに約 $10 \text{ cm}^3$ の重水を

持込む計算となり、今後の問題として残されている。

## 2.1.4 技術

### 1) 反応度管理

炉内装荷燃料24体が、すべて新燃料であるため、第1サイクル起動時の余剰反応度は約15%△K/Kであった。

従って第6サイクルに燃料シャフリングを行い、第7サイクルに2A孔のB型燃料1体を交換するまで燃料交換は行わなかった。以後、原子炉起動時の余剰反応度は、約6.1%～約7.6%△K/Kの範囲にある(試料による反応度減少を含む)。

改修工事後、制御棒等原子炉機器の信頼性が向上し、計画外停止が非常に少なくなった。このため、再起動時の反応度余裕を見込む必要性がなくなり、余剰反応度を従来より2%程度少くしている。これによって燃料の燃焼度向上に伴う使用本数の軽減あるいは照射利用反応度の増加が可能となった。

今後、利用の増加に伴い、円筒B型燃料の照射孔利用による反応度変化が炉心全体の反応度管理に大きく影響してくるので、従来の方法に加え、新たな方法の検討を開始した。

### 2) 特性試験の実施及びまとめ

前年度熱遮蔽軽水漏洩事故のため、臨界質量測定時点から中断していた特性試験を、4月から5月まで実施した。

その後、平衡炉心でのデータを12月に測定し、これらをまとめて、JAERI-Mレポートとして報告した。これらについては、第4.2.1項JRR-2第4次特性試験及びJAERI-M 6943を参照されたい。

## 2.1.5 放射線管理

### 1) 概況

10MW運転時における放射線レベルとしては、炉上部遮蔽体が改修されたことにより炉頂の空間線量率が改修前(48年度)の約1/3に低下したということ以外には炉体改修工事前と比べて著しい変化はなかった。

スタックから排出される<sup>41</sup>Arは排出量の低減化が図られたことによって、1サイクル当りの排出量が低減化前(48年度)に比べて約1/10に低減した。

本年度における主な放射線作業として熱遮蔽軽水漏洩の復旧作業、He系配管変更工事、RITレイン水漏れ点検作業、SIL撤去工事などが行われたが、いずれも計画被曝線量の範囲で予定した作業を終了した。

### 2) 排出放射性物質の管理

本年度の排出放射性物質の濃度及び排出量をTable 2.1.5に示す。スタックからの<sup>41</sup>Arの年間排出量は960Ci、サイクル当りの平均排出量は約80Ciであり、48年度当時のサイクル当りの平均排出量の約1/10に低減された。トリチウムはスタックから20Ci、排水から7.1Ci、合計27CiがJRR-2から排出された。これら<sup>41</sup>Ar、<sup>3</sup>Hはいずれも管理目標値を越えて排出されたことはなかった。

## 3) 被曝線量

JRR-2管理課員の被曝線量をTable 2.1.6に示す。年間の最大被曝線量は250 mrem、課員の平均では67 mremと前年度より約20%低くなった。

## 4) 主な放射線作業

## (1) 熱遮蔽軽水漏洩復旧作業

重水ダンプ管の熱遮蔽軽水漏洩箇所の復旧作業が前年度から継続して実施された。51年4月5日以後の被曝線量は最大187 mrem、作業者の合計で876 man-mremであった。

## (2) RIトレイン水漏れ点検

RIトレイン孔への熱遮蔽軽水漏洩箇所の調査が51年12月22日から52年1月24日まで行われた。トレイン孔の遮蔽体を引き抜いた状態における線量率は最大で400 mR/hであり、被曝線量を低減するため孔内観察器、鏡などを用いてトレイン孔内の観察が行われた。作業者の被曝線量は最大39 mrem、平均11 mremであった。

## (3) He配管変更工事

52年1月5日から1月14日までの間にHe系ドレン配管の変更、He循環系への凝縮機及びヒータの取り付け工事が行われた。作業はポンプ室内(作業位置の線量率3 mR/h~10 mR/h)で行われたため、被曝線量は最大44 mrem、作業者の合計で197 man-mremとなった。なお、配管切断時などでトリチウムが発生するような時には局所排気を行い濃度が下がってから作業したので内部被曝はなかった。

## (4) SIL撤去工事

52年1月10日から4月2日までの間に照射プラグ内筒及び地下の計器盤を除いた装置の撤去が終了した。照射試料を引き抜く際には炉心側からのビームで50 R/hとなったが、距離をとって作業を行ったので、予想した被曝線量以内で作業を進めることができた。この一連の撤去作業による被曝線量は最大35 mrem、作業者全員で222 man-mremであった。

Table 2.1.1 Data of JRR-2 reactor operation.

Cycle No.	Date	Operation time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		29858:13		244603.6	
Test operation	4/1-5/23	74:58	2.2	244605.8	0
R2-51-1	5/24-6/2	128:06	594.5	245200.3	0
R2-51-2	6/3-6/20	270:11	2557.4	247757.7	0
R2-51-3	6/21-7/11	276:28	2671.8	250429.5	1
Periodical inspection	7/12-8/15	0	0	250429.5	0
R2-51-4	8/16-9/5	277:56	2729.6	253159.1	0
R2-51-5	9/6-9/26	271:29	2689.0	255848.1	0
R2-51-6	9/27-10/17	277:47	2694.1	258542.2	0
R2-51-7	10/18-11/7	246:17	2370.0	260912.2	1
R2-51-8	11/8-11/28	281:06	2545.9	263458.1	0
R2-51-9	11/29-12/19	278:40	2671.2	266129.3	0
Periodical inspection	12/20-1/23	6:22	0	266129.3	0
R2-51-10	1/24-2/13	301:53	2656.2	268785.5	0
R2-51-11	2/14-3/6	281:23	2649.5	271435.0	0
R2-51-12	3/7-3/27	282:39	2678.0	274113.0	0
Total		3255:15	29509.4		2
Ending		33113:28		274113.0	

Table 2.1.2 Unscheduled shutdowns.

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

Table 2.1.3 Troubles in JRR-2.

Items	Troubles
Equipments in cooling system	7
Measuring instruments in cooling system	3
Equipments in control system	3
Measuring instruments in control system	3
Neutron measurements system	3
FFD	3
Radiation monitor	1
Irradiation & experimental facilities	6
Others	7
Total	36

Table 2.1.4 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-2 B型燃料	33	20	24	32	13	13	0	52	20	37
JRR-2 円筒型燃料	2	0	1	0	1	0	0	1	1	1
JRR-2 円筒B型燃料	3	4	0	8	2	3	0	9	3	3
計	42	24	25	40	16	16	0	66	24	41

(注) Shuffling のため, SFプールに一時保管したが, 移動本数からは除いた。

Table 2.1.5 Radioactive wastes from JRR-2.

Nuclide	Gas		Dust		Liquid waste	
	$^{41}\text{Ar}$	$^3\text{H}$	Long half life nuclide	$^{80}\text{Br}$ , $^{38}\text{Cl}$ $^{138}\text{Cs}$ , etc.	gross $\beta$	$^3\text{H}$
Annual release rate (Ci/Y)	$9.6 \times 10^2$	$2.0 \times 10^1$	$7.8 \times 10^{-7}$	$9.2 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-4}$	71
Annual average Concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	$2.0 \times 10^{-6}$	$9.2 \times 10^{-8}$	$< 2.1 \times 10^{-13}$	$2.3 \times 10^{-11}$	$9.2 \times 10^{-7}$	$2.5 \times 10^{-2}$

Table 2.1.6 Whole-body radiation exposure for JRR-2 personal.

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (mrem)	1,320	140	20	330	1,810
Average dose (mrem)	49	5.2	0.74	12	67
Maximum dose (mrem)	170	30	20	50	250

## 2.2 JRR-3の運転管理

### 2.2.1 運転

51年度の共同利用運転は、当初運転計画の8サイクルに対し4サイクルを実施した。中止した4サイクルは、50年10月に発見された第1次UO<sub>2</sub>燃料体の冷却管折損に関して、原因調査及び対策作業を実施したためである(第4.3.1項参照)。

本年度の運転実績をTable 2.2.1に、計画外停止原因の分類をTable 2.2.2に示す。運転した第5～8サイクルについては計画外停止はわずか1回で、極めて順調であった。その他特記すべき事項について以下に述べる。

(1) 第1次UO<sub>2</sub>燃料体の冷却管折損原因調査の結果、諸調査用として取り出した燃料体を含め、合計59体を今年度購入した第5次燃料体と交換したので、第5サイクルの運転再開に先立ち全数の制御棒較正を行い、余剰反応度等を測定するとともに今後の運転管理上の基礎データを得た。

(2) 第5サイクルは冷却管折損対策を施した後の試験運転として実施し、運転中及び運転終了後燃料体の振動測定、装荷寸法測定等を行い、燃料体に異常のないことを確認するとともに、1年を越える原子炉停止後の運転再開における各機器・計装に異常のないことを確認した。なお、定期官庁検査を合わせて実施した。

(3) 第6～8サイクルにおいて、<sup>99</sup>Mo製造照射試験を実施した。

### 2.2.2 保守整備

#### 1) 概況

年度の前半は第1次UO<sub>2</sub>燃料体の冷却管折損に関する原因調査とその対策等、運転再開に向けての復旧作業を行った。このため重水ポンプの補修など施設の整備は52年度に継続した。燃料体冷却管の折損に関する諸作業は10月末に終了し、第5サイクルに試験運転を行い、以後共同利用運転を行った。共同利用運転中の異常分類をTable 2.2.3に示す。水ガス計装機器関係の異常が昨年より多くなっているが、これらは計装機器の回路の部品劣化などによるもので、それぞれ修理を行い、運転には支障を及ぼさなかった。

定期自主検査は、燃料体冷却管の折損に関連し、例年より期間が長く、中止した4サイクルを含めた4月5日から12月5日、12月20日から1月16日及び3月21日から4月3日の間で実施した。

定期官庁検査は、12月7日から9日、14日から16日の間に受検し、燃料体冷却管の折損に関する復旧対策及び原子炉の性能について確認した。

#### 2) 主な整備作業

##### ① 燃料体冷却管の折損

燃料体冷却管の折損に関して、燃料体の解体検査、炉体寸法測定等を実施した結果、燃料体が管板に正常に着座していなかったことが判明した。これにもとずき装荷燃料体の全数点検、燃料体遮蔽プラグ部の切削加工による着座対策、燃料体寸法を変更した第5次燃料体の装荷、振動測定による装荷状況の確認などを行い、運転を再開した。これらについての詳細は第4.3.



1項で述べる。

② イオン交換樹脂塔の改修

重水精製系のイオン交換樹脂塔は、樹脂交換を流体輸送方式で行っていたが、交換作業に伴う安全性の改善及び環境へのトリチウム放出低減のため改修した。詳細は第4.7.2項で述べる。

③ 水ガス機器計装の整備

劣化機器の整備事項である主重水ポンプ(DP-2)の補修として、ロータ、ベアリング、インペラなどの交換及びRI炭酸ガス系ブロウ(CB-2)とそれに付属する冷却器(CE-2)の更新は、運転計画との関連で3月中旬から作業を開始したが、終了は52年度に繰越した。DP-2は12月の運転を再開する前の寸動試験で異音が発生し、系から吊上げ軸振れなどを測定した。約2700時間使用した溢流重水ポンプ(DP-5)は、第7サイクルの運転後、系から取り外し、分解、除染を行い摩耗したベアリングなどの部品交換を行った。また、原子炉の運転中、反射体炭酸ガス系からの炭酸ガス漏洩量が多くなり、停止期間にブロウ出口、配管接続部などについて、漏洩検出器を用いて検査を行ったが配管関係からの漏洩は発見できなかった。

水ガス計装系は、運転再開前に定期点検を行ったが、共同利用運転中に原子炉の熱出力計、主重水流量計、主重水ポンプ二次冷却水流量計の演算回路などが不調となり、各々修理した。

④ 制御棒、中性子計装の整備

中性子計装各系の単体、総合試験などの定期点検のほか、自動制御系メータリレーの交換、出力設定比較機構の点検、ガルバ系の点検修理を行った。

制御棒設備に関しては年度計画にもとずき、粗調整棒(S-11)、微調整棒(R-1)各1本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。また、モータブレーキの作動が不十分な制御棒についてはブレーキシューの交換を行った。

⑤ SFキャスクおよびFFD装置等の整備

破損燃料検出(FFD)装置(24ch)及び運転用モニタ(6ch)は劣化機器の更新として、回路をトランジスタ化する改造を加え、交換工事を3月中旬から開始した。

使用済燃料取替(SF)キャスクは、燃料体の点検などで頻度多く使用したが、この間、燃料体吊上げ用モータのカップリング不良、キャスク位置決め用微速モータの不調、精位置決め用ハットの変形など発生したが、それぞれ修理復旧した。

⑥ 中性子分光器の撤去

水平実験孔(H-9)に設置していた中性子分光器(PTNS-II)は実験を終了したので装置を撤去した。放射化したコリメータプラグの取り出しは、水平プラグハンドラを使用した。プラグ表面の最大放射線量率は9R/hで、プラグハンドラに収納した状態で7mR/hであった。また、約1年間の炉停止後であったためプラグを引抜いた状態で炉心からのビーム状放射線量率は炉壁面で約700mR/hであった。プラグの先端部分はかなり腐食しており、腐食生成物が孔内に堆積していたので回収し、専用の遮蔽プラグを挿入した。

⑦ 炉心孔案内管部の変形調査

48年度に発見した炉心孔案内管部の変形について、その後ゲージを用いて変形の進行状態

を定期的に点検してきた。しかし、変形量をより精密に測定するため測定器を製作した。変形量の検出は電気マイクロメータを案内管部で一周させ、電気信号により変形量を円グラフに記録させる装置である。本年度は炉心孔2孔について実測し、今後の使用に対する見通しを得た。

### ⑧ その他の整備

核燃料物質防護対策として、使用済燃料貯槽室のガラス窓に鉄製格子を取り付け、また、出入口扉2ヶ所も鉄製扉に改修した。また、原子炉建家周辺の保全区域用フェンスの補修整備を行った。

## 2.2.3 燃料

### 1) 概況

51年度末におけるJRR-3燃料在庫数をTable 2.2.4に示す。その他燃料に関する特記事項は次のとおりである。

① 第5次UO<sub>2</sub>燃料体(1.5%濃縮)を84体購入した(7月30日納入)。使用前検査は第5サイクル(試験運転)中に性能検査を受け、合格した。

② 燃料体冷却管折損に伴う着座対策として、装荷燃料体の遮蔽プラグテーパ部の切削加工を50体実施した。

③ 運転再開に当って59体、その他の燃料交換で2体、計61体を第5次UO<sub>2</sub>燃料体と交換した。

④ 第5次UO<sub>2</sub>燃料体のうち炉心孔No137に装荷した#3549の熱電対保護管から重水がもれた。燃料体を取り出し、原因を調査した結果、保護管先端の外表面に付着した異種金属との接触腐食によりピンホールができたと推定された。今後の製作に当っては検査方法等更に検討していく。

⑤ UO<sub>2</sub>燃料体への移行完了により残っていた未使用天然ウラン金属燃料(MNU)を処理した。燃料体15体を解体し、他の要素との合計102本のうち96本は動燃事業団へ返還することになり、鉄製容器に収納した。返還は52年度に実施する予定である。残りの6本についても核燃料課へ移管する予定である。

⑥ IAEAの査察が3回(7月27日, 12月9日, 52年3月17日)実施された。

### 2) 使用済燃料の管理

今年度は51体のUO<sub>2</sub>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(#3111, 3147)を解体検査のためにホットラボへ搬出し、年度末における燃料貯蔵数は天然ウラン金属燃料体385体、同要素677本、UO<sub>2</sub>燃料体59体である。使用済燃料貯槽水の水質は、年度末現在pHは5.8、電気伝導度は $1.7 \mu\text{S} \cdot \text{cm}^{-1}$ 、放射能濃度は $8.2 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、いずれも管理基準値以内に維持している。貯槽水中のトリチウム濃度は $5.6 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、昨年度末にくらべ若干低くなっている。これは、主に燃料取扱装置(カッティングマシン)の据付け作業のさい、貯槽水の水位を一時下げたので、再度給水したさい、希釈された影響によるものである。

JRR-3使用済燃料貯槽の燃料貯蔵限度は、今年度当初までは650体であった。一方、JRR-3の運転計画によれば、今年度内に使用済燃料の貯蔵数が貯蔵限度を越えるのは必至

であった。この対策として、①使用済天然ウラン金属燃料の再処理交渉の促進、②J.P.D.R燃料貯槽の借用、を考慮し作業を進めていた。しかし、①は国内、海外とも再処理事情が切迫してきていること、②は二つの原子炉が重複して施設を使用することの許可取得の困難さ、が障害となり、当面は両者とも断念せざるを得ない状況となった。このため、急遽、J.R.R.-3使用済燃料貯槽の燃料貯蔵限度を増加することを検討し、原子炉の設置変更申請をした結果、1100体まで貯蔵することが許可された。その後、新しく設計した冷却架台の工事認可を受けて製作し、使用前検査にも合格して、貯槽は実質的に1100体の燃料体を受入れることができるようになっていた。

## 2.2.4 技術

### 1) 反応度管理

#### ① 運転再開に当たっての余剰反応度の推定

燃料体冷却管の折損原因調査が終了した時点で、燃料体59体を今年度購入した第5次UO<sub>2</sub>燃料体と交換した。約1/4炉心の燃料体を交換することになるので、これに伴う余剰反応度の変化を推定した結果、反応度増加は約1.9%△k/kで、Xe毒作用の反応度を考慮すると低出力時の余剰反応度は約8.5%△k/kと計算された。

#### ② 制御棒校正及び余剰反応度の測定

運転再開に先立ち、全数の制御棒校正を行い、余剰反応度等を測定するとともに、今後の運転管理上の基礎データを得た。また、共同利用運転時の制御棒パターン(標準パターン)を決定した。

測定の結果、全制御容量は約15.0%△k/k、低出力時の余剰反応度は約8.7%△k/kと求められ、50年度第7サイクル終了時の余剰反応度(約6.8%△k/k)より約1.9%△k/k増加した。これらの測定結果は①で述べた計算結果と良く一致した。

#### ③ <sup>99</sup>Mo製造照射試験における試料の反応度測定

第6～8サイクルにおいて、UO<sub>2</sub>燃料(2.6%濃縮)を用いた(n, f)法による<sup>99</sup>Mo製造照射試験を実施した。この試料の炉心への挿入、取出しは10MW運転中に行うため、反応度の測定を行った。

測定は試料の挿入、取出し時の微調整棒(R-1又はR-2)の位置変化から、R-1、2の等価反応度曲線を使って算出した。試験照射のためUO<sub>2</sub>重量が、0.12～1.2gと少なかったため、反応度的には被覆材(SUS304)及びカプセル材(A1100)の吸収によるものと考えられるが、1個あたり約-0.01%△k/kであった。今後順次UO<sub>2</sub>重量を増加し、定常的には120gにする予定であるが、正の反応度になる可能性もあるので今後も測定を継続し、原子炉運転上の安全を期すことにしている。

#### ④ 運転に伴う余剰反応度の管理

第1～4サイクルが燃料体冷却管折損に関する原因調査とその対策のため中止され、本年度は第5～8サイクルの運転を行ったが、運転再開時の余剰反応度は先にも述べたとおり約8.7%△k/kで、第8サイクル終了時は約8.1%△k/kであるから、燃焼に伴う反応度減少は1サイクルあたり約0.15%△k/kと計算され、第4ステップの減少率約0.15%△k/k

と変わらない。

## 2) 主重水熱交換器の管理

運転再開に際し乾燥洗浄を計画していたが、他の作業との関連で実施できなかった。しかし、運転が冬期に当たっていたため、運転再開時の第5サイクルの汚れ係数は0.75で運転上は特に支障はなかった。以後徐々に下がり、第8サイクル終了時点では0.63と管理基準値0.65以下となったので、次年度当初に計画している定期自主検査時に乾燥洗浄を実施する予定である。

## 3) その他

① 動燃事業団からの受託研究として、原子炉計測研究室及び研究炉利用課と共同で実施してきた高速炉用中性子検出器の特性試験を終了した。これは50年度に計測孔(HI-3)及びRIトレン孔を改造し、炉内照射試験を実施する予定であったが、運転が中止されたため、今年度第5～6サイクルに炉内照射試験を実施したものである。

② 核燃料物質等の運搬に関する基準の変更に伴い、現在の新燃料輸送容器がこの基準に適合しなくなったため、新たに輸送容器を製作することになり、検討を行い、発注した。

③ 研究炉技術課と協力して、使用済燃料貯槽の貯蔵能力増加に関する検討、申請等を行い、これまでの650体を1100体に増量した。

④ 第6次UO<sub>2</sub>燃料に関する製作上の技術的検討と設計及び工事の方法の変更の認可申請を行った。

⑤ 研究炉の老朽化に伴う次期研究炉の調査、検討に関し、JRR-3の改造について、その可能性、解体方法、新炉心の選定等の検討を行った。

## 2.2.5 放射線管理

### 1) 概要

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度とほぼ同様であった。

年間を通じてスタックから排出された<sup>41</sup>Ar放出量は第1～第4サイクルの運転がなかったため、第8サイクル以後の運転が中止された前年度の放出量よりも若干少なかった。

主な放射線作業として、重水イオン交換樹脂塔の改修作業、燃料体冷却管折損に係る炉内観察及び異物回収作業、中性子分光器の解体作業、使用済燃料貯槽内の燃料切断装置更新作業、一次系重水ポンプの分解点検作業などが行なわれたが、放射線管理上の問題はなかった。

### 2) 放出放射性物質の管理

本年度におけるスタックから放出された放射性物質の平均濃度及び放出量をTable 2.2.5に示す。

放射性塵埃は、平均濃度が検出感度( $3.4 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )以下であった。

放射性ガスは前年度に比較して<sup>41</sup>Arが30%少い $5.5 \times 10^2 \text{ Ci}$ 、トリチウムは80%少い $1.3 \text{ Ci}$ が放出された。

一般排水溝へ排出された放射性物質の量は、未知核種が $8.8 \times 10^2 \mu\text{Ci}$ 、<sup>137</sup>Csが $2.8 \times 10^2 \mu\text{Ci}$ 、トリチウムが $1.0 \times 10^7 \mu\text{Ci}$ 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 790 mrem、平均 120 mrem であり、前年度とほぼ同様であった。

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うち、(1)重水イオン交換樹脂塔の改修作業による被曝は、合計 1,400 man·mrem、平均 60 mrem、最大 290 mrem、(2)炉内観察及び異物回収作業による被曝は合計 1,000 man·mrem、平均 40 mrem、最大 90 mrem、(3)一次系重水ポンプの分解点検作業による被曝は、合計 2,200 man·mrem、平均 110 mrem、最大 270 mrem、であった。(放射線作業による被曝の統計は業者の被曝線量を含む。)

Table 2.2.1 Data of JRR-3 reactor operation

Cycle No	Data	Operation time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		28,768:07		24,333.88	
Periodical inspection	4/5~8/22	0	0	24,333.88	0
R3-51-01 (discontinuance)	8/23~9/12	0	0	24,333.88	0
-02 (discontinuance)	9/13~10/3	0	0	24,333.88	0
-03 (discontinuance)	10/4~10/24	0	0	24,333.88	0
-04 (discontinuance)	10/25~11/14	0	0	24,333.88	0
Periodical inspection	11/15~12/5	33:41	0	24,333.88	0
-05 (Test operation)	12/6~12/19	174:26	1607.7	24,494.65	0
Periodical inspection	12/20~1/16	0	0	24,494.65	0
-06	1/17~2/6	267:55	2598.4	24,754.49	1
-07	2/7~2/27	271:45	2669.9	25,021.48	0
-08	2/28~3/20	269:35	2630.4	25,284.52	0
Periodical inspection	3/21~4/3	0	0	25,284.52	0
Total		1,017:22	9506.4		1
Ending		29,785:29		25,284.52	

Table 2.2.2 Unscheduled shutdowns

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

Table 2.2.3 Troubles in JRR-3

Items	Troubles
Equipments in cooling system	4
Measuring instruments in cooling system	7
Neutron measurement system	3
FFD & FT	3
Conventional equipment & radiation control	6
Irradiation & experimental facilities	1
Others	2
Total	26

Table 2.2.4 Fuel inventory of JRR-3

	Fresh fuel	In core fuel	Spent fuel	Total
1st MNU	4+(26)	0	173+(195) 体 本	177+(221) 体 本
2nd MNU	11+(26)	0	114+(476)	125+(502)
Additional MNU	0+( 5)	0	98+( 6)	98+( 11)
1.5% Enriched UO <sub>2</sub>	37	184	58	279
Natural UO <sub>2</sub>	2	59	2 (使用中一時貯 蔵1体を含む)	63
Total	54+(57)	243	445+(677)	742+(734)

( )内は要素本数を示す

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)		$5.5 \times 10^2$	$1.3 \times 10^1$	$2.2 \times 10^{-7}$
Concentration	annual average ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	$9.0 \times 10^{-7}$	$2.1 \times 10^{-8}$	$< 3.4 \times 10^{-13}$
	monthly average ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	$< 2.5 \times 10^{-8} \sim 3.8 \times 10^{-6}$	$< 2.5 \times 10^{-8} \sim 3.6 \times 10^{-8}$	$< 3.4 \times 10^{-13}$

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)	350	330	2350	920	3950
Average dose (mrem)	12	11	76	30	120
Maximum dose (mrem)	100	190	520	180	790



## 2.3 JRR-4の運転管理

### 2.3.1 運 転

年度当初の計画どおり、順調な運転を行った。「むつ」遮蔽実験は、昨年度から引続き4月～6月初めにかけて実施された。過密スケジュールのため一時計画の変更も考慮されたが、時間外運転及び土曜日運転等により切り抜け最終的にはスケジュール通り終了した。実験終了後の供試体の処分については、第1段階は炉室外搬出、一時保管とし、第2段階で3月末に処理場ピットへの収納作業を無事完了した。

9月には計画外停止が1回あるが、これは中国の核実験によるフォールアウトが二次冷却水に混入し、二次冷却水放射線モニターが異常値を示したため、原子炉を停止したものである。

10月には、当初の計画どおり、出力上昇特性試験運転を行い無事成功し官庁検査に合格した。したがって11月以降の利用運転は最高出力3.5 MWで行っている。

なお、52年1月19日積算運転時間が10,000時間に到達した。本年度の運転実績をTable 2.3.1 に計画外停止を2.3.2 に示す。

### 2.3.2 保守整備

#### 1) 概 況

50年度に引続き、原子力船「むつ」遮蔽改修モックアップ実験が6月上旬まで行われた。この間の実験に際しては、大型供試体の組替えに伴う炉心移動、プール水移動、排水、純水供給、純水装置再生及び中和等一連の作業が毎週繰返されるハードスケジュールであったが、計画どおり無事終了した。

原子炉施設機器の性能を維持するための点検整備は、定期自主検査の期間に行い、老朽化機器の更新や環境への放出放射能の低減対策としてプール水精製装置の改修等を行った。

運転中の異常分類をTable 2.3.3 に示す。

定期自主検査；前期51年6月7日～7月3日

後期51年11月1日～11月20日

定期官庁検査；51年7月5日～7月9日

#### 2) 主な保守整備事項

##### (1) 炉本体関係

- ① 炉心タンク伸縮接手の交換（6月）
- ② 炉心ブリッジの点検（6月）

①は前年度末にベローズの亀裂が発見されたもので、これを仮補修して今年度前半の原子力船「むつ」遮蔽実験のための運転を続行した。この間に伸縮接手（2台）を製作し、前期定期自主検査時に交換した。

②は駆動機器及びレール等の点検を行い、操作回路の絶縁及び動作等に異常のないことを確認した。

##### (2) 中性子計装制御関係

- ① 地震計の改修（6月）

## ② 検出器用乾燥空気装置の改修(11月)

①, ②は老朽化機器の更新計画に従って行った。地震計は水平動作と垂直動作の2台が設置されているが、これらは接点等が劣化しており、交換部品がなく入手できない。今回はこのうち水平動作地震計のみ更新した。

乾燥空気装置は、従来のものはシリカゲル再生式で、2本の脱湿筒を交互に再生使用するものであったが、脱湿筒のヒータ絶縁が劣化したので、冷却式除湿装置に更新した。

## (3) 冷却系関係

① 熱交換器の洗浄点検(6月)

② 炉心タンク精製系樹脂交換(12月)

③ 炉心タンク精製系前置フィルタの洗浄(5月)

④ 主ポンプ短管の改良(11月)

①は一次冷却系の熱交換器2基の一次側を分解し、伝熱管全数の洗浄を行った。洗浄後、管内検査鏡により伝熱管内面の機械的欠陥の有無を検査し、異常のないことを確認した。

②は樹脂筒2基のうち1の精製能力が劣化したので樹脂(540ℓ)を交換した。

③は原子力船「むつ」遮蔽実験時の大型供試体の塗装物等が目づまりの主な原因となっていた。

④は前年度製作したベロー型短管を従来の固定型と交換し、主ポンプの点検調整が容易に行えるようにした。

## (4) 実験設備関係

① 気送管の改修(6月)

② 散乱実験室遮蔽用シャッタの点検(6月)

③ 散乱実験室遮蔽用ドアの点検(6月)

④ ウランコンバータの点検(6月)

①についての詳細は第4.1.4項に報告する。

②, ③は駆動機器の点検を行い、操作回路の絶縁及び動作等に異常のないことを確認した。

④はプール水中に長期間保管しているのでこれを点検しネオプレンパッキンを交換した。

## (5) その他

① 炉室地下排水ビットの点検及びライニング施工

ホット廃液の漏洩防止対策として、炉室地下排水ビット並びにトレンチの腐食状況を点検したが異状はなかった。点検後はライニング塗装した。

## 2.3.3 燃料

## 1) 使用状況

JRR-4では、51年10月中旬から約半月にわたって、2.5 MWから3.5 MWへの出力上昇試験を行い、その後、年度末まで、3.5 MWの定常運転を実施してきた。3.5 MWの出力上昇時の炉心では、従来使用してきたA型燃料を6本、新しく製作したB型燃料を12本使用し、18本炉心を構成した。従来の2.5 MW時の炉心では、1次、2次燃料20本を使用して、炉心を構成していたが、このうち1次燃料9本を使用済燃料としてプールに移管し、2次燃料

3本を再使用するために一時貯蔵燃料として保管した。

50年度末のJRR-4における燃料の使用状況を、Table 2.3.4に示す。

## 2) 使用済燃料の管理

今回の出力上昇試験を機会に、昭和40年以来使用してきた1次燃料25本を、全部使用済燃料として扱うことにした。燃料番号は#101から#126までで、これらの平均燃焼度は約14%である。なお#105は破損燃料として昭和45年に解体検査し、処分済である。

## 2.3.4 技術

### 1) 反応度管理

51年度は、10月後半に3.5 MWへの出力上昇試験を実施したため、反応度管理は前半の2.5 MW 20本炉心の場合と、後半の3.5 MW 18本炉心の二つに分けられる。

#### ① 2.5 MW 20本炉心の場合

4月の年度始めの余剰反応度は、 $5.86\% \Delta k/k$ で、5月末までに、 $5.70\% \Delta k/k$ まで下った。6月の定期検査時に、制御棒校正と燃料の入換を行った結果、反応度が $6.1\% \Delta k/k$ までもどった。その後10月中旬まで、順調に運転し、A型燃料20本による2.5 MW運転の最終反応度が $5.7\% \Delta k/k$ であった。51年度前半の反応度減少値より年間の値を外挿して換算すると約 $1.7\% \Delta k/k/\text{年}$ となり( $-0.029\% \Delta k/k/\text{MWD}$ )ほぼ予想どおりであった。なお、この間、7月26日と8月9日の2回に下照射筒による金の照射を実施したが、反応度上は問題なかった。

#### ② 3.5 MW 18本炉心の場合

10月末に、3.5 MWの出力上昇試験を実施し、11月の定期自主検査後、12月から3.5 MWの定常運転に入り、年度末の3月末まで順調に運転を行った。12月初旬の18本炉心の初期反応度は、新しいB型燃料12本と旧A型燃料6本で、 $7.39\% \Delta k/k$ で、3月末の余剰反応度が $5.88\% \Delta K/K$ となった。この間の反応度減少分は、 $1.51\% \Delta K/K$ で、出力当りに換算すると $-0.046\% \Delta K/K/\text{MWD}$ となる。2.5 MWの20本炉心と比較すると約1.6倍である。年間に換算すると、3.5 MW、18本炉心で運転した場合は約 $4.4\% \Delta K/K$ の減少である。

### 2) 3.5 MW出力上昇試験(第4.2.2項参照)

#### 3) 炉心特性(炉1プールへの熱の逃げ量の測定)

熱出力校正の参考データとするため、炉心タンクから炉1プールへの熱の逃げる割合を調べた。その結果、3.5 MW運転中における炉1プール水温の温度上昇から推定して、原子炉による発熱量の約7.2%の熱が、炉心タンクから炉1プールへ逃げていることが判明した。

#### 4) 下照射筒での金の照射

3.5 MW出力上昇後、52年1月に下照射筒で金の照射を行った。従来と同じく、金曜日予備照射6時間、月曜日本照射5.5時間を行った結果、 $29 \text{ Ci}$ と従来より約1.3倍のでき高であった。これらの結果を検討した結果、今後は、月曜日1日の5.5時間の照射のみで、平均 $20 \text{ Ci}$ は確保できるものと推定している。

### 2.3.5 放射線管理

#### 1) 概況

前年度に引続いて6月上旬まで「むつ」遮蔽実験が行われ、その後、2.5 MW共同利用運転が行われた。10月から燃料体及び炉心構成を変更して3.5 MW出力上昇試験が行われ、11月以降は3.5 MW共同利用運転が開始された。

本年度の主な放射線作業として「むつ」遮蔽実験及び使用済供試体・組立架台等の廃棄処理、熱交換器1次系の洗浄、各種の中性子ラジオグラフィ実験、2重屈曲ダクト遮蔽実験などが行われた。

管理区域内の放射線量率は遮蔽実験に伴い炉室1階の作業区域で局部的に上昇したほかに特に問題なかった。炉出力を3.5 MWにした後は冷却機器室、リドタンク、炉心タンク及び $\#1$ プール付近の線量率は1次冷却水及び $\#1$ プール水濃度の増加によって、ほぼ炉出力に比例する上昇がみられた。

管理区域内の空气中放射性物質濃度に関する特記事項は次のとおりである。「むつ」遮蔽実験時に炉心タンク内の $^{41}\text{Ar}$ 、 $^{138}\text{Xe}$ ガス、 $^{138}\text{Cs}$ ダスト濃度がそれぞれ約 $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、 $3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に増加した。これらの核種は炉運転時間の水温上昇により発生する気泡と共に浮上するものであるが、今回の増加の原因はたまたまプール水を頻りに補給したため気泡の発生が増加したことによるものである。また、照射済試料を照射筒から取出す際、石英ガラス製封入管からF.P希ガスがプール水面に浮上したことによる炉室内の空気汚染(ガス濃度 $2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、核種 $^{138}\text{Xe}$ 、 $^{89}\text{Kr}$ )や、気送管照射装置の気密不良による空気汚染などがみられたが、内部被曝線量は特に問題にならなかった。

管理区域内の床等の表面汚染で特に問題になるような汚染の拡大はなかった。

#### 2) 排出放射性物質の管理

51年度中にJRR-4スタックから排出された放射性塵埃は $2.2 \mu\text{Ci}$ 、放射性ガスは $1.1 \times 10^{-1} \text{Ci}$ であった。

放射性廃液は $3 \times 10^3 \text{ m}^3$ 、 $6.1 \text{ mCi}$ を排出した。このうち $3.4 \times 10^2 \text{ m}^3$ は廃棄物処理場の希釈槽に貯留し、主な核種である $^{24}\text{Na}$ を減衰させてから排出したため環境へ排出された放射能は $4.2 \text{ mCi}$ であった。

51年度にJRR-4から排出された放射性物質の月別の濃度と量をTable 2.3.5に示す。

#### 3) 個人被曝線量

51年度におけるJRR-4管理課員及び常駐関係者の全身被曝線量は最大 $80 \text{ mrem}$ 、平均 $7 \text{ mrem}$ であった。JRR-4関係職員の年間被曝線量は $190 \text{ man-mrem}$ であった。

#### 4) 主な放射線作業

##### (1) 「むつ」遮蔽実験(51年2月9日~7月3日)

遮蔽実験時の放射線量率は、遮蔽供試体の計測案内管開口部で最大 $15 \text{ mrem/h}$ になったほかは特に問題はなかった。供試体組替作業時には、その表面で最大 $650 \text{ mR/h}$ に達したが、特に問題になるような被曝はなかった。

遮蔽実験終了後、使用済供試体、組立架台等を解体除染し、撤去した。組立架台等は炉室1階で解体後さらに除染し、放射化の恐れのない組立架台の鋼材は汚染が検出されないことを確

認してから、売却処分を予定して保全区域に撤去し、一時保管した。放射化した供試体類は廃棄物処理場へ搬出、又はJRR-4に設けた保管廃棄建屋に保管した。52年3月末に保管廃棄建屋内の供試体は、一部を残して廃棄物処理場へ引渡した。

遮蔽実験の全期間の放射性廃液量は約 $5.7 \times 10^3 \text{ m}^3$ 、 $1.3 \text{ mCi}$ であったが、環境へ排出される放射能を低減する措置（濃度の高い廃液を廃棄物処理場の希釈槽に貯溜し、主な核種である $^{24}\text{Na}$ の減衰後排水した）をしたため、環境へ排出された放射能は $6.4 \text{ mCi}$ であった。

(2) 熱交換器一次冷却水系除染（51年6月21日～28日）

熱交換器一次系細管内部を鉛プラグ付ブラシを水力で押し出し洗浄した。一次系内の表面汚染は約 $3 \times 10^4 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ あり、除染水の濃度は $3 \times 10^{-4} \text{ } \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の汚染が数件みられたほかは、作業区域外への汚染拡大はなかった。

(3) 3.5 MW出力上昇試験（51年10月12日～29日）

出力上昇試験に先立ち、燃料体内の熱中性子束分布、ボイド係数の測定などを行った。炉外に取出したB型燃料表面の線量率は最大 $1.5 \text{ R/h}$ 、作業位置で $300 \text{ mR/h}$ であったが、作業時間が短かく、かつ、鉛レンガによって遮蔽したため、作業者の被曝は問題なかった。

10月27日から29日まで3.5 MW出力上昇試験時に、放射線管理上の各種測定を実施した。管理区域内外の放射線量率、表面汚染、排出放射性物質、プール水等の測定を行ったが、管理基準以内であった。

(4) 二重屈曲ダクト遮蔽実験

52年1月24日から二重屈曲ダクトを用いた中性子遮蔽実験が行われた。供試体の表面量率は最大 $6 \text{ R/h}$ 、作業位置で $1 \text{ R/h}$ に達したが、放射化した箔の取外し作業を線量率が減衰してから行うなどの改善をしたことにより、被曝線量は $30 \text{ mrem}$ となった（1名）。

(5) その他

9月29日原子炉運転中、中国の原爆実験によるフォールアウト粒子が二次冷却水系に混入し、水モニタ指示が異常に上昇することがあった。このため、原子炉を停止して熱交換器の漏洩テスト、モニタ検出槽の除染等を実施した。

その他、前年度に亀裂が生じ応急措置をして運転していた一次冷却水系エキスパンションジョイントの交換、主冷却ポンプ入口配管の一部のエキスパンションジョイント交換（3個）、ウランコンバータのネオプレンパッキン交換などが行われたが、放射線管理上問題なく作業ができた。

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		9,328:47		11,541,782	
1976, 4	12	78:31	91,527	11,633,309	0
5	12	66:45	71,176	11,704,485	0
6	3	17:44	29,570	11,734,055	0
7	16	95:23	146,403	11,880,458	0
8	18	111:15	138,768	12,019,226	0
9	14	91:58	177,273	12,196,499	1
10	15	76:25	109,374	12,305,873	0
11	4	23:56	59,807	12,365,680	0
12	14	81:11	96,487	12,462,167	0
1977, 1	12	74:40	188,013	12,650,180	0
2	14	83:59	195,077	12,845,257	0
3	18	114:02	309,160	13,154,417	0
Total	152	915:49	1,612,635		1
Ending		10,244:36		13,154,417	

Table 2.3.2 Unscheduled shutdowns

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

Table 2.3.3 Troubles in JRR-4

Items	Troubles
Reactor structure	5
Cooling system	0
Nuclear instrument	18
Process instrument	1
Experimental facility	4
Building & peripheral	1
Others	1
Total	30

Table 2.3.4 Fuel inventory of JRR-4

	1st fuel	2nd fuel	3rd fuel	4th fuel	Total
Core	0	6	3	9	18
Fresh fuel	0	1	0	0	1
Temporaly irradiated fuel	0	3	0	0	3
Spent fuel	25	10	0	0	25
Total	25	10	3	9	47

Table 2.3.5 Radioactive wastes from JRR-4

Month	Radioactive dust 1)		Radioactive gas 2)		Radioactive liquid waste	
	Average concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	Release amount ( $\mu\text{Ci}$ )	Average concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	Release amount (Ci)	Volume ( $\text{m}^3$ )	Release amount ( $\mu\text{Ci}$ )
5 1. 4	$<2.4 \times 10^{-13}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$<2.2 \times 10^{-7}$	$8.4 \times 10^{-2}$	$8.2 \times 10^2$	$8.5 \times 10^2$
5	$<2.5 \times 10^{-13}$	0	$<2.2 \times 10^{-7}$	0	$1.1 \times 10^3$	$1.8 \times 10^3$
6	$<2.2 \times 10^{-13}$	$8.8 \times 10^{-2}$	$<2.2 \times 10^{-7}$	0	$8.7 \times 10^2$	$3.0 \times 10^3$
7	$<2.2 \times 10^{-13}$	0	$<2.1 \times 10^{-7}$	$1.4 \times 10^{-2}$	$9.5 \times 10^0$	$1.5 \times 10^1$
8	$<2.3 \times 10^{-13}$	0	$<2.1 \times 10^{-7}$	0	$1.0 \times 10^1$	$1.6 \times 10^1$
9	$<2.3 \times 10^{-13}$	$1.2 \times 10^0$	$<2.1 \times 10^{-7}$	0	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^1$
10	$<2.3 \times 10^{-13}$	0	$<2.1 \times 10^{-7}$	0	$8.5 \times 10^0$	$1.4 \times 10^1$
11	$<2.3 \times 10^{-13}$	$5.9 \times 10^{-1}$	$<2.1 \times 10^{-7}$	$5.3 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^2$	$3.8 \times 10^2$
12	$<2.3 \times 10^{-13}$	$7.5 \times 10^{-2}$	$<2.1 \times 10^{-7}$	$9.0 \times 10^{-4}$	$2.2 \times 10^1$	$4.0 \times 10^1$
5 2. 1	$<2.3 \times 10^{-13}$	$8.2 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-7}$	$4.8 \times 10^{-3}$	0	0
2	$<2.3 \times 10^{-13}$	0	$<2.1 \times 10^{-7}$	0	0	0
3	$<2.3 \times 10^{-13}$	0	$<2.1 \times 10^{-7}$	$2.4 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^1$	$1.7 \times 10^1$
Total	-	$2.2 \times 10^0$	-	$1.1 \times 10^{-1}$	$3.0 \times 10^3$	$6.1 \times 10^3$

1) long Life nuclide

2)  $^{41}\text{Ar}$ ,  $^{138}\text{Xe}$ ,  $^{89}\text{Kr}$



## 2.4 研究炉の水・ガス管理

### 2.4.1 研究炉の重水管理

51年度JRR-2, JRR-3, JRR-4における重水の管理状況をTable 2.4.1~2.4.3に示す。装荷重水量は前年度に比較して, JRR-2で90Kgの増, JRR-3で173Kgの減である。補給重水量はJRR-2で直接補給219Kgである。JRR-3は250Kgであり重水化作業に伴う間接補給である。両原子炉による重水消費量は410Kgで, 回収重水量は142Kgであった。なお, JRR-2の消費重水量は改修工事によって大巾に減少し, JRR-3は燃料のトラブルによって平年度より若干増加している。JRR-4でニュートロラジオグラフィ実験に伴い, リドタンク内重水の回収再補給が行われた。未使用重水913Kgをカナダ及びノルウェーから購入した。年度末における未使用重水在庫量は1455Kg, 回収重水在庫量は921Kg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		96.30~96.73	mol%
pH		6.13~8.30	
電気伝導度		0.02~0.37	$\mu\text{U}/\text{cm}$
全 $\beta$ 放射能	主重水系	0.025~0.067	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
	精製重水系	$5.19 \times 10^{-5} \sim 2.2 \times 10^{-4}$	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
		(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	$5.6 \times 10^{-2}$	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
	精製重水系	$6.0 \times 10^{-4}$	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
		(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核種検出されず

トリチウム濃度  $8.6 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (52.3.17現在)

鉄, アルミニウム濃度

鉄, アルミニウムとも検出感度(鉄  $0.09 \mu\text{g}/\text{cm}^3$ , アルミニウム  $0.04 \mu\text{g}/\text{cm}^3$ )以下

ウラン濃度 検出感度( $3 \text{ ng}/\text{cm}^3$ )以下

#### 2) ヘリウム

ヘリウム濃度は99.26~90.77 vol%に維持した。第1~12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1.2 vol%であった。ヘリウムチャージはAゾーン11回, Bゾーン2回, A, B両ゾーン6回の合計19回行った。使用ヘリウムガスは約320  $\text{m}^3$ であり, 平均のヘリウムガス使用量はAゾーン4  $\text{m}^3$ , Bゾーン30  $\text{m}^3$ , A, Bゾーン36  $\text{m}^3$ であった。酸素補給は7回行い, 合計0.34  $\text{m}^3$ の酸素を系内に補給した。重水の放射線分解

量は  $2.4 \text{ g D}_2\text{O} / \text{MWH}$  である。改修前に較べ著しく小さくなっている。

今年度、ヘリウムガスサンプリング配管を  $1/8"$  から  $1/2"$  に変更する工事を実施した。

### 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。イオン交換水の補給を9回実施し、約  $23 \text{ m}^3$  のイオン交換水を補給した。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①	$6.5 \sim 8.7 \times 10^{-2} \text{ } \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
②	$3.4 \sim 4.2 \times 10^{-2} \text{ } \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (RI 水漏れ試験後の値)
③	$2.9 \sim 3.0 \times 10^{-2} \text{ } \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (3月6日 $3.6 \text{ m}^3$ 補給後の値)
pH	5.45 ~ 6.93
電気伝導度	0.07 ~ 0.98 $\mu\text{U}/\text{cm}$
全 $\beta$ 放射能	検出感度以下
鉄, アルミニウム濃度	鉄, アルミニウムとも検出感度以下

### 4) 二次冷却水

冷却塔洗浄, 二次冷却水の交換に伴い, 防蝕剤(クリゼット S-303)の基礎投入(60 kg)を行った。原子炉運転中は毎日10 ppm 相当(4 kg)を自動補給し, 年間540 kgを補給した。原水のpHは6.40 ~ 9.30, 二次冷却水のpHは7.30 ~ 8.95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3回行った。重水系のイオン交換樹脂は12サイクルの運転(精製流量  $4467.2 \text{ m}^3$ )を終了してなお性能劣化は生じていない。炉心改修工事によって, 下段プラグからのコンクリートアルカリ成分や可溶性腐食生成物の溶解がなくなったこと, 燃料, 試料交換時の空気流入量が極端に少なくなったことなどがイオン交換樹脂の寿命を長くしているものと判断される。

熱遮蔽軽水補給のため純水装置イオン交換樹脂の再生作業を3回行った。

### 6) 中和装置

今年度は, 廃液の中和作業を5回実施した。またオーバーホール期間にすべてのボルトをSUS304に交換すると共に, パッキンを交換した。

## 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	$99.59 \sim 99.63 \text{ mol } \%$
pH	6.05 ~ 7.97
電気伝導度	0.03 ~ 0.60 $\mu\text{U}/\text{cm}$
全 $\beta$ 放射能	主重水系 $0.065 \sim 0.81 \text{ } \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
	精製重水系 $1.0 \times 10^{-3} \sim 2.8 \times 10^{-3} \text{ } \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

(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  $7.5 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 精製重水系  $6.0 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 

(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  $6.2 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (52.3.17現在)

## 2) ヘリウム

ヘリウム濃度は99.27~87.40 vol%に維持した。第5~8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5.4 vol%であった。ヘリウム精製は4回行い、液体窒素1370ℓを使用した。ヘリウム系の炭酸ガス濃度は1サイクル2~4回測定し、濃度は $1.4 \times 10^2$ ~ $3.9 \times 10^2$  ppmであった。

## 3) 熱遮蔽軽水

熱遮蔽水のpHは6.50~7.30、電気伝導度は0.07~1.57  $\mu\text{V}/\text{cm}$ であった。

## 4) 炭酸ガス

反射体系の炭酸ガス漏洩に伴い、濃度測定の結果66.6~75.5 vol%と低く、チャージを数回行った。その後は91.5~98.7 vol%の濃度を維持した。RI系の炭酸ガス濃度は89.8~98.9 vol%であった。

## 5) 二次冷却水

pHは7.50~8.60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カートリッジ化に伴い完全再生済イオン交換樹脂を用いて2基交換した。旧樹脂塔の樹脂の取出し作業を実施した。旧樹脂塔での積算精製流量は $\#1$ で1173.1  $\text{m}^3$ 、 $\#2$ で3802.6  $\text{m}^3$ 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,  
JRR-3 and JRR-4

	装荷重水量 (Kg) 51.4.1	補給重水量 (Kg)	回収重水量 (Kg)	消費重水量 (Kg)	装荷重水量 (Kg) 52.3.3.1
JRR-2	8,908	219	40	89	8,998
JRR-3	28,158	250	102	321	27,985
JRR-4	268	263	263	0	268
合計	37,334	732	405	410	37,251

Table 2.4.2 Stored heavy water

未使用重水量 (Kg) 51.4.1	受 入 れ (Kg)			払出し (Kg)	未使用重水量 (Kg) 52.3.3.1
	購 入	その他	小 計		
973	913	8	921	439	1,455

Table 2.4.3 Recovered heavy water

回収重水量 (Kg) 51.4.1	受 入 れ (Kg)	払 出 し (Kg)				回収重水量 (Kg) 52.3.3.1
		転用(補給)	計量調整値	廃 棄	小 計	
839	405	301	6	16	323	921

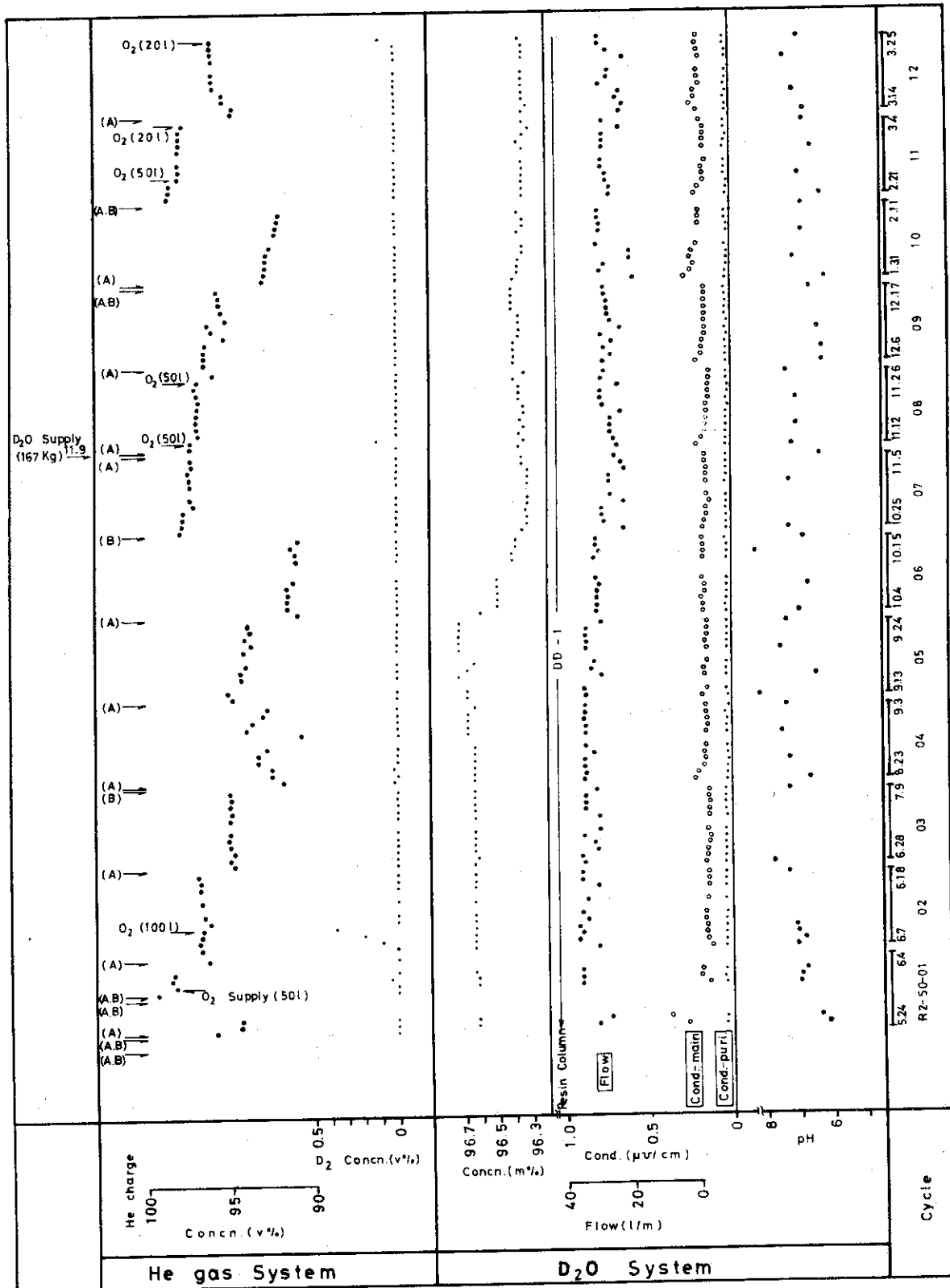


Fig. 2.4.1 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-2.

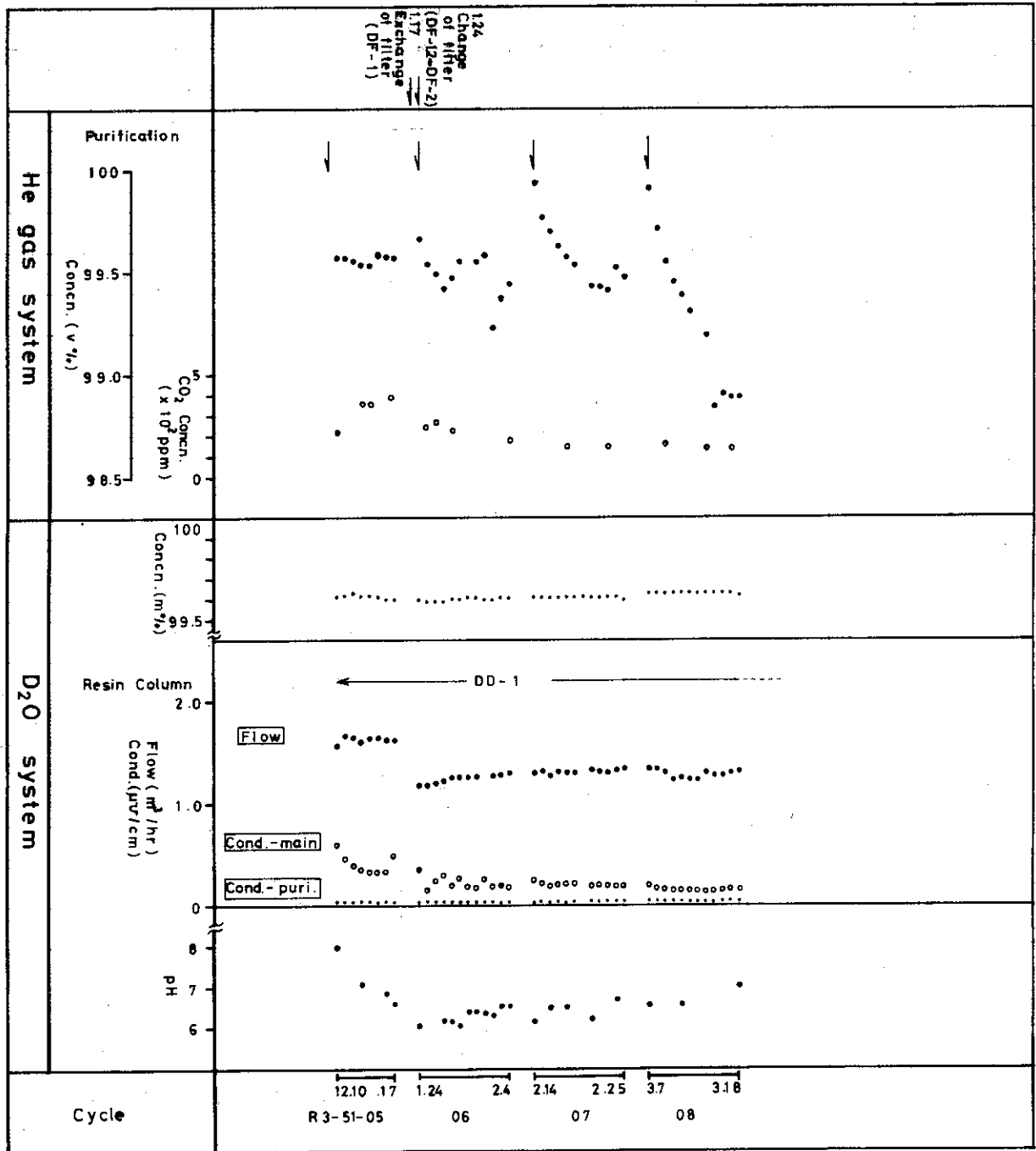


Fig. 2.4.2 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-3.

## 2.5 研究炉の利用

### 2.5.1 照射

51年度の研究炉の共同利用は、JRR-3が燃料体冷却管の折損に関する点検が終了して第6サイクルから運転が再開され、JRR-2及びJRR-4と共に3基の原子炉による共同利用が行われた。照射はJRR-2を重点的に利用し、これをJRR-4、JRR-3の順位で補う方針で実施し、効率的運用によって業務の分散を避けた。

照射数量の合計は1,119件、1,650個であった。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

51年度のJRR-2、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。照射カプセルの内訳は計装型カプセル14本、無計装型7本の合計21本で、照射試料による内訳は燃料1本、材料7本、RIその他が13本であった。実験の詳細は第4.4.2項を参照されたい。

その他のVT孔での照射は年間11サイクル実施した。この期間の照射実績は申込み件数で144件、カプセル数にして172個である。このうち所外利用者からの申込み件数は45件であった。

第10サイクルからMo-99生産のためのUO<sub>2</sub>の試験照射をVT-2で行った。照射量及び照射回数は120mgを一回、1.2gを2回照射し、照射時間はいずれも7日間であった。この間に炉出力10MW状態でのハンドリング試験も実施した。

時間照射装置による照射は、第4サイクルに故障のため一時停止したことと、第10サイクルから熱遮蔽水漏洩検査並びに修理のために解体され停止したことにより61件、62個にとどまった。

垂直孔照射では、所外申込みは放射化分析を目的としたものが多く、所内申込みはUO<sub>2</sub>やLi化合物照射が多かった。長時間照射では、大部分がRI生産を目的としたものであった。

気送管照射装置では426件、619個の照射を行った。これらのうち所外利用者による申込み件数の割合は約69%で、48年度より約20%の増加であった。照射目的別に見ると放射化分析の照射件数が約6割を占め、その他実験用RIの製造、生産用RIの製造、FPの研究の順に多かった。全サイクルをとおして定常的に行われた照射項目を挙げると、土壌、植物の放射化分析、Cd、Sn中のIn分析、FPガス放出実験のための二酸化ウラン照射及び陽電子消滅実験用の線源(Cu-64)作成などがある。

また第4サイクルに時間照射装置が故障したので、気送管計装カプセル照射装置によってこれを補った。また12月に、気送管及び時間照射装置を解体して炉のRIトレン軽水漏れの点検を行った。気送管照射装置は1月に再組立を行い支障なく使用したが、軽水漏洩点検を継続するために、時間照射装置の再設置を延期した。したがって時間照射は、気送管計装カプセル照射装置で代行した。

また気送管計装カプセル照射装置を使用して水蒸気の温度制御照射を行った。照射内容は、石英アンブルに10gの水を入れ、ヒータで150℃に加熱して5気圧の水蒸気としたのち

照射を開始し、照射中はカプセルの $\gamma$ 発熱に応じてヒータ加熱を減少させることによって150℃の照射を実現した。

Table 2.5.2 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

本年度のJRR-3における共同利用照射は、燃料体冷却管折損の修理、点検及び第5サイクルの高出力連続試験運転までの期間を中止し、第6サイクルから予定どおり実施した。なお、本年度はJRR-2の利用を重点的に実施し、JRR-4、JRR-3の利用で補って行く方針をとったこともあって、JRR-3による照射は、32件、67個と少なかった。Table 2.5.3に照射装置別利用状況を示す。

垂直孔では12件、14個の照射を行った。照射目的別に見ると実験用RIの製造及び放射化分析で72%を占め、その他照射損傷、トレーサ用RIの製造の順に利用された。

気送管照射装置では20件、53個の照射を行った。照射目的別に見ると、放射化分析が53%と最も多く、中性子束測定用が36%、その他(主として実験用RIの製造及び照射損傷など)が11%を占めた。放射化分析では、土壌、ブランクトンなどの照射が多く、実験用RIの製造ではフッ化ナトリウムによる $^{24}\text{Na}$ 生産が多かった。

### 3) JRR-4における照射

JRR-4における本年度の共同利用照射は、6月定期自主検査の前まで原子力船「むつ」の遮蔽実験に共存可能な範囲で行い、その後は計画どおり実施した。

照射カプセル個数は、前年度の802個に対し、本年度は702個で約13%ほど少なかった。

照射目的別にみると、放射化分析が最も多く約3.0%を占め、次いで水の放射線分解、FPの研究、実験用RIの研究、シリコン単結晶へのリンのドーピングの順に多かった。年間をとおして定常的に利用されたものは、土壌、植物の放射化分析、セレン化亜鉛中の不純物の分析、FP実験のための二酸化ウラン照射及びシリコン単結晶の照射などであった。

実験用RIの製造は、 $^{99}\text{Mo}$ 製造試験用の二酸化ウランの照射、トレーサRIの製造のための酸化モリブデンの照射などであった。

生産用RIの製造は、炭酸ナトリウム、炭酸カリウム、銅、白金、金などがあり、このうち金はS又はF照射筒を使用して年間5回実施した。なお、照射時間については、10月以降の3.5MW出力上昇に伴い13時間の照射が10.5時間に短縮された。

シリコン単結晶の照射は、前年度に引続き新金属協会から受託した「シリコン単結晶へのリンのドーピングに関する調査」によるもので、D照射筒において均一照射装置を使用して実施した。

Table 2.5.4 に照射装置別利用状況を示す。

## 2.5.2 照射装置の保守整備

JRR-2では、前年度において設置が完了した時間照射装置のアルゴン低減化工事と気送管管路変更工事の使用前検査を受け、これに合格した(単体機能試験及び総合機能試験は4月15日~17日、遮蔽検査は6月1日)。共同利用照射は6月の第2サイクルから開始された



が、熱遮蔽軽水漏洩箇所の点検調査のため、第9サイクル終了後両装置の一時撤去を行った。気送管装置については漏洩箇所の応急補修後に復旧したが、時間照射装置は、軽水漏洩状況を確認するため、復旧を延期している。

JRR-2, 3, 4 照射装置の定期自主検査は予定どおり実施し、異常は認められなかった。

JRR-2の保守整備の主なものは次のとおりである。

- (1) 気送管ブローAP-2の更新
- (2) 計装カプセル照射用配線の布設(第4.1.1項参照)
- (3) 垂直孔用キャスクの製作
- (4) JPDR用中性子源の再照射用特殊ホルダー及び治具の製作
- (5) インコアキャスクの改造(第4.1.1項参照)
- (6) インコアカプセル組立架台の設置(第4.1.1項参照)
- (7) 冷却保管筒の設置(第4.1.1項参照)

JRR-4では「むつ」遮蔽実験のためにTパイプの上部を一時取外していたが、同実験の終了後復旧した。

### 2.5.3 実験

#### 1) JRR-2による実験

改修工事の終了に伴って、第2サイクル以降12サイクルまでインパイル・ループ実験及びビーム実験が行われた。実験装置及びその利用状況をTable 2.5.5に示す。利用者はこれらの実験孔を長期間専有して装置を設置し、管理を行っている。また、47年度から開始されたHT-15(SIL)の実験は、第9サイクルで終了し、引続き装置の撤去作業を開始した。撤去完了は52年8月の予定である。

#### 2) JRR-3による実験

第5サイクル以降第8サイクルまでの4サイクルの共同利用運転が行われ、この間に実験が行われた。Table 2.5.7に実験装置及びその利用状況を示す。JRR-2同様、各実験孔は利用者が長期間専有し、管理を行っている。

#### 3) JRR-4による実験

No.2プールを使用して行っていた「むつ」の遮蔽実験は、本年6月をもって終了した。また、シリコンの実用照射の開始に先立って、Dパイプを利用して各種の照射実験が行われた。実験装置及び利用状況をTable 2.5.8に示す。

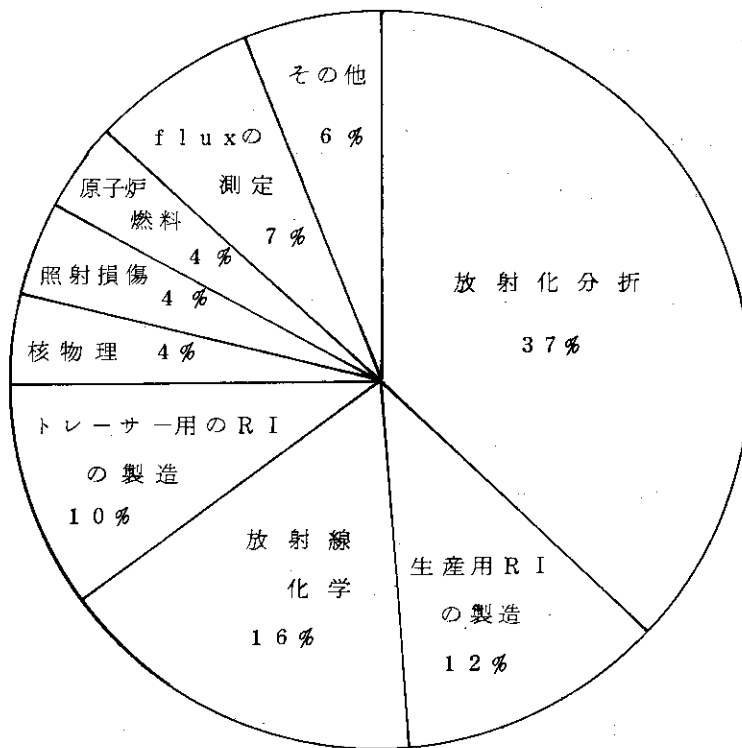


Fig. 2.5.1 Classification of irradiation purpose in JAERI research reactors.

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

照射孔	サイクル番号		位置 (5w, 4w)										試料名
	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0	1.1	1.2		
VT-1	底	6/7~6/18	X-1 Foil	VIR-I(1) RI:Ir	10/4~10/15	VIR-I(2) RI:Ir	11/15~11/26	VIR-I(2) RI:Ir	12/6~12/17	1/31~2/11	2/21~3/4	3/14~3/25	
	下			VIR-C(1) RI	10/4~10/15	VIR-C(2) RI		VIR-5B 放射: Cm					
	中			VIR-4B 放射: Cf									
	吊 (計装)							VIM-1H 材工: ハスチンイ 材物: Mo	VIM-3 材工: ハスチンイ 材物: Mo			VIR-6 固物2: Nb,V	
17	6C	X-2 SPD	Foil	ICM-2H 材物: Mo				ICF-3H 参照: CFPF					
	6D	ICM-1H 材物: Mo	ICR-S1 RI:S	ICR-S3 RI:S	ICR-S4 RI:S	ICR-S5 RI:S	ICR-4 固物2: HCP		ICR-5 (34φカプセル) 固物2: HCP			ICR-52-01	

< 標示記号 > ICM-1H — カプセル名  
 利用者 — 材料: Mo — 試料名

Table 2.5.2 Summary of in-pile irradiation (JRR-2)

照射孔 サイクル		垂 直 孔			時間照射	気送管照射	合 計
		VT-1 インコア	VT-2, 9	VT-4, 5, 7, 8			
1 (5/17~5/28)	件数			37			37
	個数			37			37
2 (6/7~6/18)	件数	3	1	13	9	41	67
	個数	2	1	15	9	46	73
3 (6/28~7/9)	件数	2	2	6	11	45	66
	個数	2	6	9	11	58	86
4 (8/23~9/3)	件数	6	1	15	2	34	58
	個数	9	4	17	2	42	74
5 (9/13~9/24)	件数		2	4	3	26	35
	個数		5	4	4	30	43
6 (10/4~10/15)	件数	3	3	3	8	26	43
	個数	3	6	3	8	30	50
7 (10/25~11/5)	件数	2	3	5	7	44	61
	個数	5	5	5	7	73	95
8 (11/15~11/26)	件数	3	2	3	10	40	58
	個数	3	2	3	10	72	90
9 (12/6~12/17)	件数	2	1	9	11	40	63
	個数	2	1	11	11	66	91
10 (1/31~2/11)	件数	1	5	20		50	76
	個数	1	6	20		75	102
11 (2/21~3/4)	件数		5			36	41
	個数		5			65	70
12 (3/14~3/25)	件数	1	1	3		44	49
	個数	1	1	6		62	70
合 計	件数	23	26	118	61	426	654
	個数	28	42	130	62	619	881

Table 2.5.3 Summary of in-pile irradiation (JRR-3)

照射孔 サイクル		垂 直 孔			気送管	合 計
		VC	VR	VG		
1 4		原 子 炉 運 転 中 止				
		高 出 力 連 続 試 験 運 転				
6 (1/25~2/4)	件数	2			6	8
	個数	2			21	23
7 (2/14~2/25)	件数	2		1	1	4
	個数	2		1	1	4
8 (3/7~3/18)	件数	2	2	3	13	20
	個数	2	4	3	31	40
合 計	件数	6	2	4	20	32
	個数	6	4	4	53	67

Table 2.5.4 Summary of in-pile irradiation (JRR-4)

月	照射孔	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			8	3	12	7	30
	個数			9	6	26	7	48
5	件数			7	6	13	3	29
	個数			12	7	15	16	50
6	件数			2		9		11
	個数			2		17		19
7	件数	28	20	9	4	14		76*
	個数	51	32	12	8	14		118*
8	件数	13	13	4	2	2	1	35
	個数	26	24	4	2	2	1	59
9	件数	23	17	6		4		50
	個数	36	26	7		5		74
10	件数	15	1	4		4		24
	個数	19	1	5		4		29
11	件数	6	2	3	1	2		15*
	個数	8	2	4	1	2		19*
12	件数	19	31	6	5	1		62
	個数	22	45	6	5	1		79
1	件数	15	20	3	1			40*
	個数	28	29	4	1			64*
2	件数	15	8	4	2	10	1	40
	個数	23	20	4	2	10	4	63
3	件数	19	12	2	6	12		51
	個数	34	25	2	7	12		80
合計	件数	153	124	58	30	83	12	463*
	個数	247	204	71	39	108	28	702*

\*印の数値はFパイプでの照射件数及び個数(3件5個)を含む。

Table 2.5.5 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 (TUNS)	東北大学 大阪大学	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子散乱による磁性体の動特性の研究</li> <li>インバー合金の光子振動の研究</li> <li>電子-格子相互作用とソフトフォノンなど</li> </ul>	第2~第12 サイクル
HT-2	中性子分光器 (DMNS)	中性子回折研	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子及びX線による物性の研究</li> <li>熱中性子散乱による物性の研究</li> </ul>	第2~第12 サイクル
HT-8	中性子回折装置 (ISSP-ND)	東京大学	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子回折による研究</li> <li>NiS<sub>2</sub>等結晶の磁気構造の測定</li> <li>中性子散乱による溶液のダイナミックスの研究</li> <li>Zn<sub>2</sub>CrSe<sub>4</sub>の低温磁性の研究など</li> </ul>	第2~第12 サイクル
HT-10	中性子回折装置 (CTNS)	中性子回折研	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子及びX線による物性の研究</li> <li>熱中性子散乱による物性の研究</li> </ul>	第2~第12 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2~第12 サイクル
HT-14	中性子分光器 (PTNS-1)	中性子回折研	中性子及びX線による物性の研究	第2~第12 サイクル
HT-15	SIL	安全工学第2研	ナトリウム中のF.P挙動に関する研究	第2~第9 サイクル

Table 2.5.6 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 (LTFI)	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5～第8 サイクル
H-3	偏極中性子回折装置 (ISSP-ND-II)	東京大学	偏極中性子による物性研究	第5～第8 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5～第8 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5～第8 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	崩壊熱核データの研究 (実験準備のため運転休止)	第5～第8 サイクル
H-7	中性子回折装置 (ND-1)	中性子回 折研	中性子及びX線による物性の研究	第5～第6 サイクル
		大阪大学	中性子散乱による金属合金の研究	第7サイクル
		東北大学	タンタル水素化合物の中性子回折	第8サイクル
H-8	偏極中性子回折装置 (ND-III)	東北大学	Cu, Cr <sub>2</sub> , Fe <sub>4</sub> , MnSbの偏極中性 子回折	第5, 7, 8 サイクル
		大阪大学	金属合金による中性子散乱の研究	第6サイクル
HI-3		原子炉計 測研	高速炉用炉外中性子検出系の特性試験 (CIC-SK400)	第5, 6 サ イクル
RIト レイン		原子炉計 測研	高速炉用中性子検出器の特性試験 (FC-FX2B, P7A)	第5, 6 サ イクル

Table 2.5.7 Utilization of experimental facilities in JRR-4

実験施設	利用者	利用実績
№1プール	遮蔽研 放射線管理課	二重屈曲ダクトの実験(1~3月) 放射化廃棄物の測定感度の決定(9月)
№2プール	遮蔽研	原子力船むつ遮蔽改修モックアップ実験(4~6月)
リドタンク	炉利用 ホットラボ	中性子ラジオグラフィ(7~12月)
気送管照射装置	放射化学 分析センター RI製造技術 炉利用 JRR-4 核物理第2	水の放射線分解(9月) 短寿命核種を用いる放射化分析(9月) γ線源の調整(12月) ダイニュートロン検出実験(10, 12, 1, 3月) 特性測定(11, 1月) (中性子束分布の測定及び照射温度の測定) 中性子核分裂生成物による崩壊熱の測定(3月)
A-1	東芝総研 エネルギー機器研	フィッションチエンパの特性試験(7~10月)
K照射筒	原子炉研修所	炉内中性子検出器の作動試験(7月) 原子炉炉内モニタリング(8, 9, 12月)
S照射筒	炉物理 JRR-4	β/ℓの測定(8, 12月) 炉内熱中性子束分布の測定(8, 12月) SPNDの特性測定(9, 11月)
F照射筒	炉利用 JRR-4	FTカプセルの照射試験(7月) 中性子束分布の測定(2月)
b照射筒	炉利用	bパイプにおける中性子束の日間変動調査(1~3月)
R照射筒	炉利用 ホットラボ	中性子ラジオグラフィ(3月)
P照射筒	東大	熱ゆらぎ出力計の実験(2月)



### 3.1 運転管理

#### 3.1.1 運転状況

##### 1) 運転計画

昭和51年度の運転計画は、照射計画調整会議で予定された約30件の照射後試験需要とJRR-2, 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などを勘案して決められた。試験実施予定数は、前年度繰越分21件、照射計画調整による各原子炉照射終了予定の25件を加えた計46件であった。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、核融合炉材料の高温照射挙動に関する研究、軽水炉の構造安全性に関する研究、使用済燃料モニタリングなど多岐にわたる照射後試験が要求され、これらを効率良く進めるため、Table 3.1.1に示す運転計画表を作成し、これに沿って燃料・材料の照射後試験を実施した。

##### 2) 運転実績

51年度の利用申込実績は73件で予定数の46件を大巾に上回ったが、その内訳は前年度繰越21件、新規申込件数52件である。今年度の処理累計は25件であり、次年度へ48件を繰越した。Table 3.1.2に申込件数と処理状況を示す。また申込件数については申込別比率をFig 3.1.1に、試験内容別比率をFig 3.1.2に示す。51年度の総受付件数は前年度とほぼ同数であり、第四半期に計画されたケーブルセルの保守整備及び特定施設改修工事(①廃液貯槽遠方操作化工事、②EX-2.3排気系改修工事)については、ほぼ計画どおり終了した。JRR-2の運転再開により、年度後半に照射済試料の搬入が多くなり、保守整備、改修工事と重なり実動日数の減少から、処理件数は前年度に比較し約半数となった。

#### 3.1.2 主な試験

##### 1) 使用済燃料モニタリング

JRR-2使用済燃料2体、JRR-3使用済 $UO_2$ 燃料5体について前年度からの繰越も含め安全性確認のための各種外観検査、解体切断、引張試験、金相、硬度試験など一連の照射後試験を行い、全て終了した。またJRR-3使用済天然金属ウラン燃料の保管に関する実験(1次~補充)については、 $^{85}Kr$ ガス捕集実験を行うための治工具類の製作を進めている。

##### 2) 研究炉照射試料の照射後試験

今年度はJRR-2の運転が再開され、6月から試験試料の搬入が始まり、年度末までに15件の新規申込みがあった。前年度繰越3件を含めて照射後試験を実施した。主なものは次のとおりである。

- ① 高速実験炉用計装燃料開発のための照射後試験(動燃受託)は、今年度照射終了の1カプセルを加え、5カプセルについて中性子ラジオグラフィ、燃料ピン切断、樹脂注入金相試験、モニタワイヤ測定を行い、ケーブル内試験を11月に終了し、52年2月に報告書を提出した。
- ② 核融合炉材料の高温照射挙動に関する研究では $M_0$ ,  $M_0$ 合金について真空高温引張試

験，金相試験を実施中である。真空高温引張試験は高温ガス炉材料であるハステロイなど今年度の試験申込本数が約300本にもなり，1台の装置での年間処理能力を越えている。今年度は12月の施設改修工事までに約150本を処理した。

- ③ 共同利用関係では，炭酸岩塩中のハロゲン元素の放射化分析（群馬大学）3件，鉄鋼の照射脆化に及ぼすCuの影響（日本学術振興会）を調べるため，電気抵抗測定実験，内部摩擦測定実験を行い終了した。
- ④ 超ウラン元素の化学的研究，HCP金属の照射損傷の研究各1件については照射終了後直ちにカプセルの解体を行い引渡した。

### 3) T M T R 照射試料の照射後試験

今年度の新規申込みは18件であり，前年度繰越分を加え28件について照射後試験を実施した。主なるものは次のとおりである。

- ① 高温原子炉用金属材料に関する試験研究では，9件の申込みがあり高温クリープ試験，真空高温引張試験，シャルピー試験，金相試験等がある。特に高温クリープ試験は～3000時間（125日）の試験を3台の装置で実施し，真空高温引張試験では600～1200℃の試験を行うため1件の作業に要する試験時間は長くなり，今年度は1件のみの終了となった。他に実施中のものは4件でありほぼ80%終了している。
- ② 高温ガス炉燃料，試料に関する試験研究では，7件の申込み中高温ガス炉試片カプセルの解体2件について終了した。また前年度から繰越した金相試験の一部（82個），粒子破壊強度試験は技術開発を終え，4種66個の粒子破壊試験を実施し第1四半期に終了した。
- ③ 軽水炉の構造安全性試験に関する研究では，原子炉圧力容器鋼材（A533B，A542）について，材料の機械強度試験を行い新規申込み2件中1件を終了した。
- ④ 陽電子消滅による格子欠陥に関する研究（共同利用）については，化学Aケープを使用して照射Ni中の $^{58}\text{Co}$ を化学分離し陽電子線源を作成した。（東京大学 2件）

### 4) 東海炉燃料モニタリング（受託調査）

51年度契約に基づく燃料要素10本中，非破壊検査10件，破壊検査4件について12月までにケープ内作業を終え，年度末現在報告書作成中である。（契約期間52年5月末日）昭和41年度から開始された第1，2期の東海炉燃料モニタリング計画を今年度で終了し，延試験燃料要素は395本に達した。

### 5) 実用炉鋼材モニタリング（受託調査）

中国電力島根原子力発電所圧力容器鋼材モニタリング（第1回）は，6月試験を開始しケープ内作業を今年1月に終了した。途中一部契約の変更（シャルピー試験12本の追加）があり年度末現在報告書作成中である。（契約期間52年4月末日）。

日本原子力発電敦賀発電所圧力容器鋼材モニタリング（第5回）は8月から試験を開始し，ケープ内作業を11月に終了し，報告書作成中である。（契約期間52年5月末日）。

前年度契約である東京電力福島2号炉圧力容器鋼材モニタリングについては，契約期間内である51年4月末日に報告書を提出した。

6) その他

東京電力福島2号炉チャンネルボックス材の機械強度試験に関する受託調査は、動燃大洗工学センター照射材料試験室(MFM)に走査電子顕微鏡による観察などの協力、燃料工学部に評価を依頼し、契約期間内(51年9月末日)に報告書を提出した。

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 転 関 係	1) 使用済燃料モニタリング													JRR-2, 3 使用済燃料
	2) 研究炉照射試料の照射後試験	↓											↑	
	3) J M T R 照射試料の照射後試験	↓											↑	
	4) 東海炉燃料モニタリング	↓											↑	非破壊 8 本, 破壊 4 本
	5) 実用炉鋼材モニタリング	↓											↑	島根炉, 敦賀炉
施 設 工 事	1) 負圧警報監視装置更新工事												↔	治金 A ~ D (第 I 期工事)
	2) ケーブインターロック設備更新工事												↔	D p タンク 1 ~ 6
	3) 廃液貯槽遠方操作化工事												↔	E x - 2 . 3 系統
	4) 排気ファイナルターユニット更新工事												↔	

Table 3.1.2 Request and performed experiment

申 込 先	前年度 繰 越 (1)	51年度 受 付 (2)	受付累計 (3) (1)+(2)	処 理 累 計 (4)	次年度 繰 越 (5) (3)-(4)	備 考
所内関係						
燃料工学部	10	19	29	5	24	
材料物性研	5	5	10	1	9	核融合炉用材料の高温照射挙動
燃料照射研	3	6	9	3	6	高温ガス炉燃料に関する研究
材料工学研	1	7	8	1	7	"  材料  "
pu燃料研	1		1		1	
黒鉛材料研		1	1		1	"
安全工学部	2	3	5	1	4	
構造強度研	1	2	3	1	2	軽水炉の構造安全性に関する研究
燃料安全第1研	1		1		1	
安全工学第2研		1	1		1	SIL
研究炉管理部	6	3	9	8	1	
炉技術課	5	3	8	7	1	JRR-2,3使用済燃料モニタリング
炉料用課	1		1	1		
原子炉化学部		1	1	1		
放射化学研		1	1	1		
物理部		3	3	1	2	
固体物理第2研		3	3	1	2	HPC金属の照射損傷に関する研究
材料試験炉部		1	1		1	
照射第1課		1	1		1	OGL-1 安全審査用試験
所内の計	18	30	48	16	32	
対外関係						
群馬大学		3	3	3		放射化分析
東京大学		2	2	2		<sup>58</sup> Co化学分離
日本学術振興会		1	1	1		鉄鋼の照射ぜい化
東電 福島	2		2	2		チャンネルボックス鋼材モニタリング
中電 島根		1	1		1	鋼材モニタリング
原電 敦賀		1	1		1	"
" 東海		14	14		14	使用済燃料モニタリング
動燃団	1		1	1		高速炉計測
所外の計	3	22	25	9	16	
合 計	21	52	73	25	48	

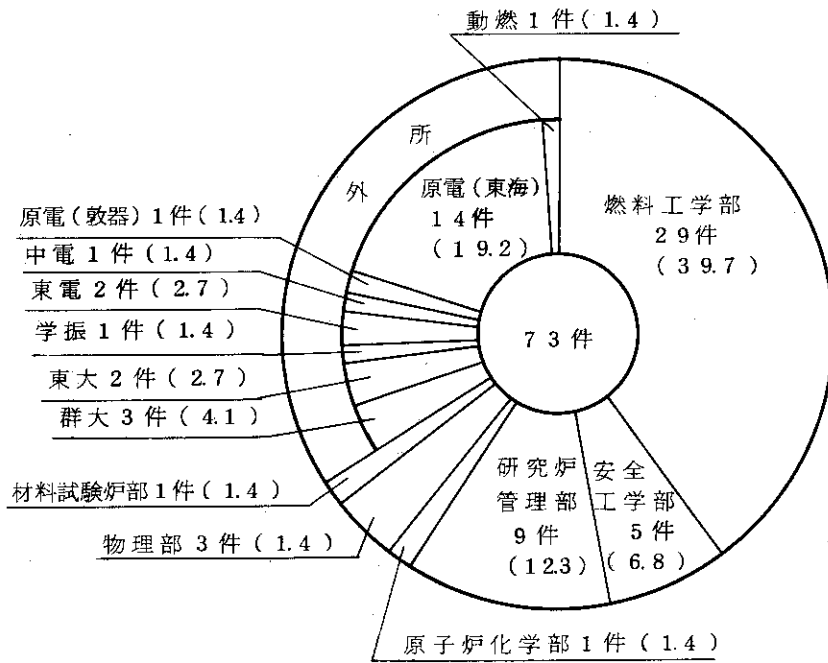


Fig. 3.1.1 Grouping of customers.

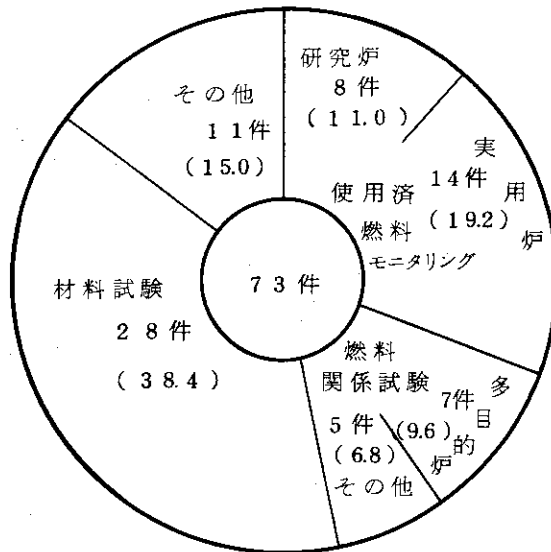


Fig. 3.1.2 Grouping of samples.

## 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おり、また照射後試験の内容も複雑多様化の傾向にある。これらに対処するため施設機器の点検、修理、改造などの保守整備を計画的におこなった。また治工具の製作などにより、照射後試験や施設の円滑な運転、能率化、機器の性能を確保している。本年度実施した保守業務のうち主なるものは次のとおりである。

### 3.2.1 施設関係

#### 1) ケーブ及びセル関係

年度当初より全施設運転停止の伴う①負圧監視警報装置更新工事②ケーブインターロック設備更新工事（第1期）、特定施設工事として③廃液貯槽遠方操作化工事、④排気フィルターユニット更新工事（EX-2.3）などの工事が予定された。また<sup>1)</sup> $\alpha$ - $\gamma$ セルアイソレーションボックスの廃棄に関しては48年の試験終了後廃棄方法などの検討が進められ51年10月に処理場保管廃棄施設に保管された。ケーブセルに関する内装機器整備、点検などは上記工事期間中にできるよう配慮し、12月から年度末の4箇月間に次の保守整備を実施した。

①低倍率顕微鏡整備 ②微小硬度計整備 ③試料移送コンベアの改造 ④気送管用ラビット閉閉装置改造 ⑤シャルピー衝撃試験機受台改修 ⑥真空高温引張試験機ロードセル検定、ヒータ特性測定、電気系真空系点検整備 ⑦縦型レジンノイドカッター モックアップ試験 ⑧小型フライスマックアップ試験 ⑨コンパクト燃料の電解々碎 ⑩ $\gamma$ スキャンセル天井遮蔽工事 ⑪DTケーブ遠隔除染整備 ⑫マイクロカッター 整備 ⑬化学A、B間仕切扉点検修理 ⑭インストロン引張試験機制御系修理

#### 2) 作業安全関係

- ① 前年度に引き続き、化学関係サービスエリア内の床（Pタイル）を技術部の協力を得て目地のないウレタン系樹脂の床とした。工事は7月22日から1箇月を要した。
- ② モニタリングケーブ間仕切扉コンプレッサータンクの肉厚測定、溶接部安全性検査のため非破壊検査を実施した。
- ③ 冶金ローディングドック床は、試料、廃棄物、資材など管理区域との重量物の搬出入の多い所であり、管理には特に配慮の必要がある。今回床コンクリートの割れ、塗装の剥げなどを生じたので、全床面をエポキシ系モルタル樹脂塗装に張替を行った。実施時期は試料の搬入の少ない年末年始を利用した。

#### 3) 機器補修作業

今年度の機器補修作業の受付件数は144件で、施設機器の補修点検及び治工具類の製作など133件を終了した。実施した作業内容は次のとおりである。

- ① マニプレータ関係 29件（オーバーオール8件を含む）
- ② 内装機器関係の修理、治工具製作 47件
- ③ 施設関係 20件
- ④ 電気関係 12件
- ⑤ 開発関係 17件
- ⑥ その他 8件である。

ホットラボは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が不可欠であり、今年度はM-8, M-9 マニプレータ各4台に付いてオーバーホールを実施し、他に21件の故障が発生している。Table 3.2.1 ~ 3.2.4に50年度のマニプレータ故障実績を示す。



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 ×100
M-H	9	6	28.6%
M-7	14	5	23.8
M-8	16	2	9.5
M-9	22	7	33.3
パワーマニプレータ	3	1	4.8
合計	64	21	100.0

Table 3.2.2 Manipulator troubles on caves

ケーブ名	故障発生件数	故障件数 合計件数 ×100
冶金 A	2	9.5
DT	4	19.0
CL	3	14.3
MT	1	4.8
U/M	6	28.6
スチールセル	2	9.5
セミホットセル	3	14.3
合計	21	100.0

Table 3.2.3 Defective parts list of Manipulator

部位(部品)名	件数	故障件数 合計件数 ×100
ワイヤー, テープ	14	51.9
ブーリ	3	11.1
ブーツ	1	3.7
指先	1	3.7
電気系	1	3.7
その他	7	25.9
合計	27	100.0

Table 3.2.4 Causes of manipulator troubles (Included in presumptive)

原因	件数	故障件数 合計件数 ×100
寿命老化(劣化)	15	71.4
組立不良	3	14.2
製品材質不良	1	4.8
過負荷	1	4.8
誤操	0	0.
その他	1	4.8
合計	21	100.0

## 3.3 汚染除去

今年度ホットラボで実施された除染作業関係の内訳をTable 3.3.1に示す。

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などの搬出入時の除染、また施設工事に伴い年末年始に集中した 冶金ケープ、ウランマグノックスセル及び スチールセルの除染があげられる。特に冶金ケープの除染ではケープ扉インターロック工事の関係でケープ間仕切扉周辺の高所における除染作業を行った。他に $\alpha$ - $\gamma$ セルアイソレーションボックス廃棄に伴う汚染防護作業が実施された。

Table 3.3.1 Decontamination of caves and cells

回数	期 間	延日数	場 所	延 人 数			備 考 ( 装 備 等 )
				HL	ビル	放管	
1	4/19~20	2	MT	10	8	4	エアラインスーツ
2	4/27	1	治C	5	4	2	"
3	5/14	1	U/M	4	4	1	ビニールアノラック
4	6/1	1	MT	5	4	2	エアラインスーツ
5	6/16	1	MT	4	4	2	"
6	6/22	1	Jr 5.6	3	4	2	"
7	8/12	1	MT	6	4	2	"
8	8/30	1	U/M	4	4	1	特別作業衣
9	10/13	1	MT	5	4	2	エアラインスーツ
10	11/4	1	MT	2	6	2	ビニールアノラック
11	11/29	1	MT	5	4	2	エアラインスーツ
12	12/2	1	化A	3	4	1	ビニールアノラック
13	12/9~10	2	治A	14	12	4	エアラインスーツ
14	12/13~14	2	治B . C	8	12	4	"
15	12/15~16	2	"	8	12	4	"
16	12/17	1	治A . B	6	6	2	"
17	12/20~22	3	MT . 治A	15	16	6	"
18	1/10~18	6	U/M1~6	18	42	12	"
19	1/11~12	2	St1~6	8	8	4	"
20	1/14~24	7	U/M5~12	28	47	14	"
	合 計	38		161	209	73	

### 3.4 放射線管理

#### 1) 概況

51年度中に実施された主な放射線作業は、ケープ・セル内の除染及びオーバーホール、排気設備のフィルタ交換、 $^{58}\text{Co}$ の化学分離、排気設備の更新、廃液貯留槽の遠方操作化、 $\alpha, \gamma$ セルの廃棄そして管理区域内の主要床面のウレタン系樹脂による塗装である。

これらのうち、放射線管理上、注目される作業を次に述べる。

大学開放研による $^{58}\text{Co}$ の化学分離実験では、昨年度から、廃棄物の回収及び詰め替え方法とそれに伴う被曝量の低減化等が問題として残されていた。本年は従来使用してきたセミホット・セルから、ガンマ・ゲートが設置された大型の化学Aケープに変更したため、上述した問題点が改善された。

排気フィルタ装置(第2, 3系統)の更新工事は、実質2週間で終了した。作業員の被曝線量は最大110mrem, 平均35mremであった。被曝原因の一つとして、放射性スラッジのホット排液管等の蓄積により作業場周辺の空間線量率が上昇(最大約8mR/h)していることがあげられる。これは以前から問題になっていたことである程度の改善が行われてきたが、今後も引続き作業環境の線量率低減化対策を実施して行く必要がある。

廃液貯留槽の遠方操作化工事にともなう作業員の被曝低減化のため、貯留槽の化学除染が遠方操作化工事に先だって実施された。この結果、除染前最大170mR/hあった貯留槽の表面線量率は約1/100に減少し、遠方操作化に従事した作業員の被曝線量は、約2.5月間にわたる長期にもかかわらず、最大120mrem, 平均54mremであった。化学除染は脱脂用薬液を高圧注入するジェットを用いた遠隔方式でなされ、化学除染時の平均被曝線量は52mremであった。

前年度から準備が進められてきた $\alpha, \gamma$ アイソレーション・ボックスの廃棄作業は、セル表面の線量率が最大400mR/hであることを考慮して実施された。廃棄方法はセル内汚染物質及び実験機器の接着剤による固定及びグローブ・ボート等セル開口部の密閉を行なったセルを廃棄容器に収納する方式がとられ、短時間で終了した。被曝線量は最大80mrem, 平均40mremであった。

なお、前年に引続いて、管理区域内の主要な室内の床面がアスタイルからウレタン系樹脂による塗装がなされ、除染が容易になるなど保守面での改善がなされた。

#### 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 3.4.1に示す。年間総排出量は4.5mCiで、昨年より、1.6倍増加している。核種は、昨年同様、 $^{125}\text{Sb}$ を主とした核分裂生成物であった。放射性ガスの排出は検出されなかった。一方、サブ・スタックからの放射性塵埃の排出は1.9 $\mu\text{Ci}$ 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。廃液量及び月間排出放射性物質量をTable 3.4.2に示す。

前年度と比較すると、総廃液量はほぼ等しいが、放射性物質量は、 $\beta(\gamma)$ で3.8倍、 $\alpha$ で4.7倍といずれも高い。この主な理由は、廃液貯留槽の化学除染により、タンク内に蓄積していた高放射性物質が廃液に移動したためと考えられる。

### ③ 固体廃棄物

総数は、Table 3.4.3 に示すごとく、3689個で前年度とほぼ同じである。これらの内訳は、低レベル不燃廃棄物が74%、低レベル可燃廃棄物が17%、中高レベル廃棄物が3.3%、その他（フィルタ類、ドラム 封入物質）が5.5%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 3.4.4に示す。各課室員の総被曝線量は、全身被曝の場合、昨年度と比較して、ホットラボ管理室員で2倍程度、放射線管理課員で3倍となり、いずれも高くなっている。この主な理由は、ケープ・セル等の除染及び $\alpha$ ・ $\gamma$ セルの廃棄作業など高線量率作業場の作業量が増加したためと考えられる。施設第1課員の場合はほぼ同程度であった。一方、外部業者の被曝状況は、1作業員当り最大被曝線量で150 mrem、総被曝線量では2720 man-mremであった。外部業者の総被曝線量はホットラボで被曝した総線量の約78%になっている。

局部被曝（手）については、ホットラボ管理室員の場合、平均被曝線量で52 mrem/回、103 mrem/人であった。外部業者の場合は総被曝線量が4450 mrem、最大被曝線量780 mremであった。

なお、内部被曝の定期及び臨時の検査結果は、すべて検出限界以下であった

Table 3.4.1 Average concentration and amounts of radioactive dusts released from main stack of Hot-laboratory.

項目	月	51年 4月	5	6	7	8*	9*	10*	11	12	52年 1	2	3	合計
平均濃度 (μCi/cm <sup>3</sup> )	一日平均最大濃度	25×10 <sup>-13</sup>	41×10 <sup>-15</sup>	42×10 <sup>-14</sup>	32×10 <sup>-13</sup>	28×10 <sup>-11</sup>	37×10 <sup>-12</sup>	25×10 <sup>-9</sup>	30×10 <sup>-13</sup>	48×10 <sup>-14</sup>	27×10 <sup>-14</sup>	1.0×10 <sup>-13</sup>	47×10 <sup>-14</sup>	
	月平均最大濃度	<5.6×10 <sup>-14</sup>	<1.2×10 <sup>-14</sup>	<1.1×10 <sup>-14</sup>	3.9×10 <sup>-14</sup>	2.6×10 <sup>-12</sup>	2.5×10 <sup>-13</sup>	4.2×10 <sup>-14</sup>	5.6×10 <sup>-14</sup>	1.3×10 <sup>-14</sup>	1.6×10 <sup>-14</sup>	4.1×10 <sup>-14</sup>	2.4×10 <sup>-14</sup>	
	一日最大排出量	2.5×10 <sup>-1</sup>	4.1×10 <sup>-2</sup>	4.2×10 <sup>-2</sup>	3.6×10 <sup>-1</sup>	2.8×10	3.7	2.5×10 <sup>1</sup>	3.6×10 <sup>1</sup>	4.8×10 <sup>2</sup>	2.7×10 <sup>2</sup>	1.0×10 <sup>1</sup>	7.6×10 <sup>2</sup>	
	月間排出量	8.7×10 <sup>-1</sup>	1.6×10 <sup>1</sup>	3.2×10 <sup>-1</sup>	1.2	8.1×10	7.3	1.2	1.6	3.9×10 <sup>-1</sup>	5.0×10 <sup>1</sup>	3.8×10 <sup>-1</sup>	7.1×10 <sup>-1</sup>	9.6×10
排出量 (g)	一日平均最大濃度	<1.6×10 <sup>-13</sup>	<1.6×10 <sup>-13</sup>	2.8×10 <sup>-12</sup>	2.7×10 <sup>-12</sup>	2.2×10 <sup>-12</sup>	1.1×10 <sup>-11</sup>	9.7×10 <sup>-11</sup>	3.3×10 <sup>-10</sup>	4.8×10 <sup>-10</sup>	<2.4×10 <sup>-13</sup>	<2.4×10 <sup>-13</sup>	<2.4×10 <sup>-13</sup>	
	月平均最大濃度	<1.6×10 <sup>-13</sup>	<1.6×10 <sup>-13</sup>	3.6×10 <sup>-13</sup>	6.0×10 <sup>-13</sup>	2.2×10 <sup>-13</sup>	1.9×10 <sup>-12</sup>	3.5×10 <sup>-12</sup>	9.0×10 <sup>-11</sup>	5.0×10 <sup>-11</sup>	<2.4×10 <sup>-13</sup>	<2.4×10 <sup>-13</sup>	<2.4×10 <sup>-13</sup>	
	一日最大排出量	0	0	2.8	2.7	2.2	1.1×10	9.7×10	3.3×10 <sup>2</sup>	4.8×10 <sup>2</sup>	0	0	0	
	月間排出量	0	0	1.1×10	1.9×10	6.8	5.4×10	1.1×10 <sup>2</sup>	2.7×10 <sup>3</sup>	1.5×10 <sup>3</sup>	0	0	0	4.4×10 <sup>3</sup>
														4.5×10 <sup>3</sup>
														總合計

\* : 核種, <sup>95</sup>Zr-<sup>95</sup>Nb, <sup>86</sup>Ru-<sup>87</sup>Cs, etc である。

Table 3.4.2 Radioactive liquid wastes transferred from the Hot-laboratory to the waste disposal plant

種類	月	51年 4月	5	6	7	8	9	10	11	12	52年 1月	2	3	合計
排出排液量 (m <sup>3</sup> )		1.6×10	5.4	5.4	9.1	6.8	8.3	7.5	1.1×10	1.5×10	3.0	3.4×10	3.2×10	1.7×10 <sup>2</sup>
排放射物質量 (mCi)	β(γ)	1.8×10	2.7	2.7	1.8×10	4.7	9.1	5.6	3.9×10	1.5×10 <sup>2</sup>	4.5×10 <sup>1</sup>	1.3×10 <sup>2</sup>	4.9×10 <sup>2</sup>	9.5×10 <sup>3</sup>
	α	2.9×10 <sup>2</sup>	1.9×10 <sup>3</sup>	1.9×10 <sup>3</sup>	3.8×10 <sup>2</sup>	2.9×10 <sup>3</sup>	5.1×10 <sup>3</sup>	7.2×10 <sup>2</sup>	1.1×10 <sup>2</sup>	5.5×10 <sup>1</sup>	1.2×10 <sup>3</sup>	3.9×10 <sup>1</sup>	2.3	3.4

Table 3.4.3 Radioactive solid wastes transferred from the Hot-laboratory to the waste disposal plant

種類	月	52年												合計
		4月	5	6	7	8	9	10	11	12	1月	2	3	
低レベル	可燃性廃棄物	25	17	33	33	32	46	23	62	50	198	79	43	641
	不燃性廃棄物	133	168	230	156	179	197	134	253	96	715	227	236	2724
中高レベル廃棄物	16	77	6	7	1		23	5	15	39		2	121	
その他の	フィルムダ類				5					48		33	34	120
	ドラム封入物等				1	12	5	1		14	18		32	83
													総合計	3689

Table 3.4.4 personnel exposure in the Hot-laboratory

被曝区分 対象	全身被曝			局 部			被 曝	
	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	フィルム、リンダ 使用延回数 使用人数	
ホットラボ管理室 (39名)	70	330	8	580	2480	52mrem/回 103mrem/人	48回 24人	
施設第1課 (4名)	60	150	38	—	—	—	—	
放射線管理課 (4名)	110	280	70	—	—	—	—	
外部業者 (216名)	150	2720	13	780	4450	84mrem/人	53人	

全身被曝線量は、線量計測課のフィルム、バッチ、サーピスによる値とポケット線量計による値とから求めた。

## 4.1 原子炉施設及び機器

### 4.1.1 JRR-2 計装照射設備の整備

#### 1) 概要

JRR-2 改修工事によって、炉頂構造が改善されたので、従来の計装照射設備の経験を生かし、種々の問題点の改善をはかった。

- ① インコア照射設備では既設の 6 C, 6 D 孔に加え 6 A, 6 B 孔を増設し、照射方式を改善し、さらにキャスクの改造を行った。
- ② VT-1 照射設備においては照射孔径を従来の 102mm $\phi$  から 88mm $\phi$  に変更したので照射ホルダの形状変更を行った。
- ③ 炉頂回転盤の設置に伴い計装カプセル照射中のヘリウム漏洩防止治具の改造を行った。
- ④ 計装カプセル照射の際に熱電対の指示信号をレコーダに記録させるための炉頂と測定室間の仮設計装配線を常設化する工事を行った。
- ⑤ インコア計装プラグと計装プラグを組立保管するためにインコア組立架台を設置した。
- ⑥ 炉内で照射したカプセル、治具その他を一時保管するため、冷却保管筒を SF プール内に取り付けた。

#### 2) インコア照射設備

##### (1) 計装方式

従来の照射方式は、Fig. 4.1.1 の(a)に示すようにインナープラグと計装カプセルの 3 段継ぎ方式であったが、Fig. 4.1.1 の(b)に示すように計装インナープラグと計装カプセルの一体化方式に変更した。これによって、カプセルの組立、挿入、取出作業の改善と被曝の低減が可能になった。

##### (2) インコアキャスク

従来インコア照射に使用していたキャスクは、上下分割方式のため作業上の困難があり、ホットラボでの試料取出しがケーブル内ローディング方式であるためキャスクを汚染させることがあった。さらにキャスク下部シャッタ機構がドロア方式であったので、カプセルの取出しを円滑に行えなかった。これらの点を改善するため上部キャスクを廃止し、ホットラボでのトップローディングが可能な構造とし、下部シャッタを回転シャッタ方式に改造した。さらに作業効率を向上させるためキャスク上部に電動パイプカッタを設けた。インコアキャスクの形状・寸法を Fig. 4.1.2 に示した。

##### 3) VT-1 照射設備

計装プラグは、20mm $\phi$  と 9mm $\phi$  の内径を有する 2 種類のもので従来は用いていたが、今回 20mm $\phi$  の計装プラグに統一した。これによりプラグ管理上の煩雑さが緩和された。

##### 4) 冷却保管筒

特性測定等に使用したダミーカプセル及び計装治具などの照射物を一時的に冷却保管するため、SF プール内に常設型の保管筒を設置し、据付けた。Fig. 4.1.3 に形状・寸法を示す。

##### 5) インコア組立架台

従来のインコアカプセル組立作業は、炉室一階床面で水平型組立架台を用いて行っていた。

この方法では、カプセルに曲りが生じやすく、また熱電対などの配線作業が困難であった。前記の問題点を改善するため、組立と保管をかねた垂直型組立架台を設置した。架台には寸法ゲージを取付けてあり、組立作業が容易に進行するようになった。

#### 6) 計装配線

改修前の計装配線は、測定室からブリッジを經由し炉頂中継箱までが常設配線で、炉頂部は仮設配線であり、中継点が多く、接続に用いるキャノンプラグの熱電対短絡が生じたり、測定値が不安定であるなどのトラブルがあった。今回の改善工事は、測定室から炉頂案内盤に新設したAM-P用コンジットボックスまで常設配線し、VT-1孔とインコア孔の計装カプセル熱電対をコネクタによって直接コンジットボックスへ接続する方式とした。この改善工事によって作業が容易になり、従来のような熱電対短絡などのトラブルが防止できた。

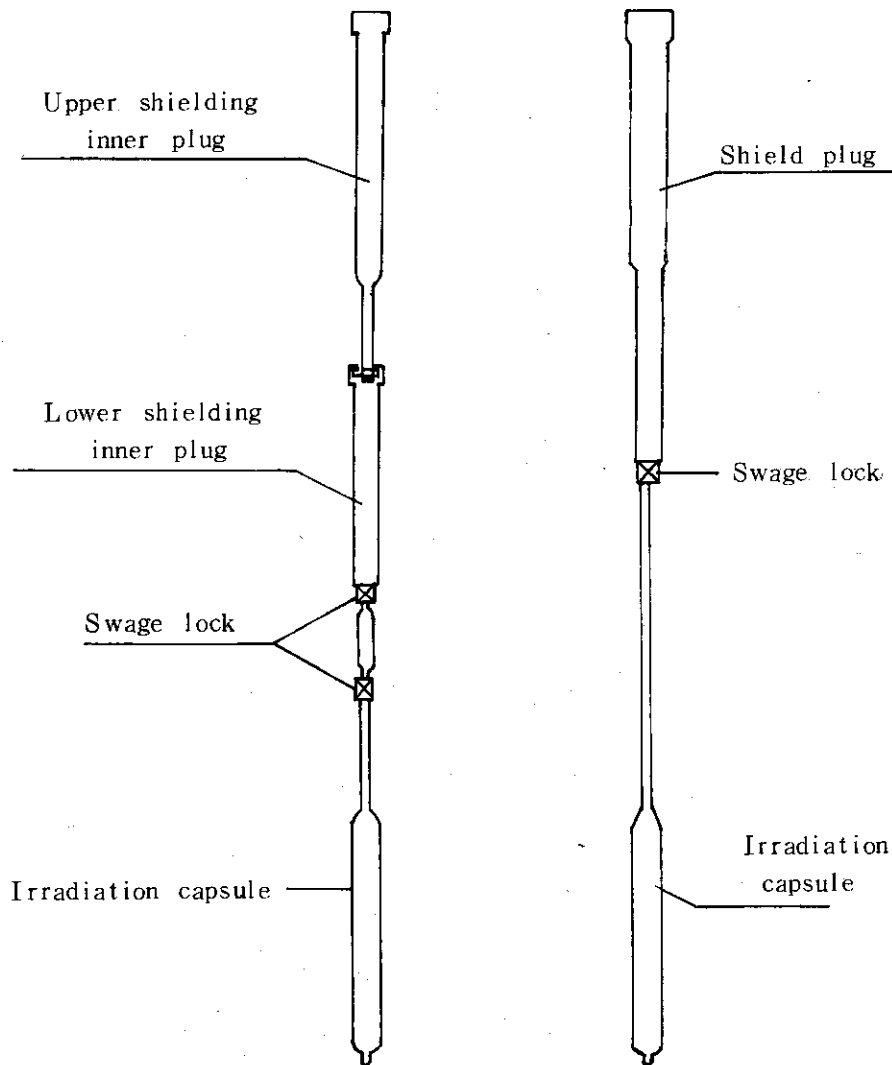


Fig. 4.1.1 Assembly of In-core irradiation capsule and shielding plug.



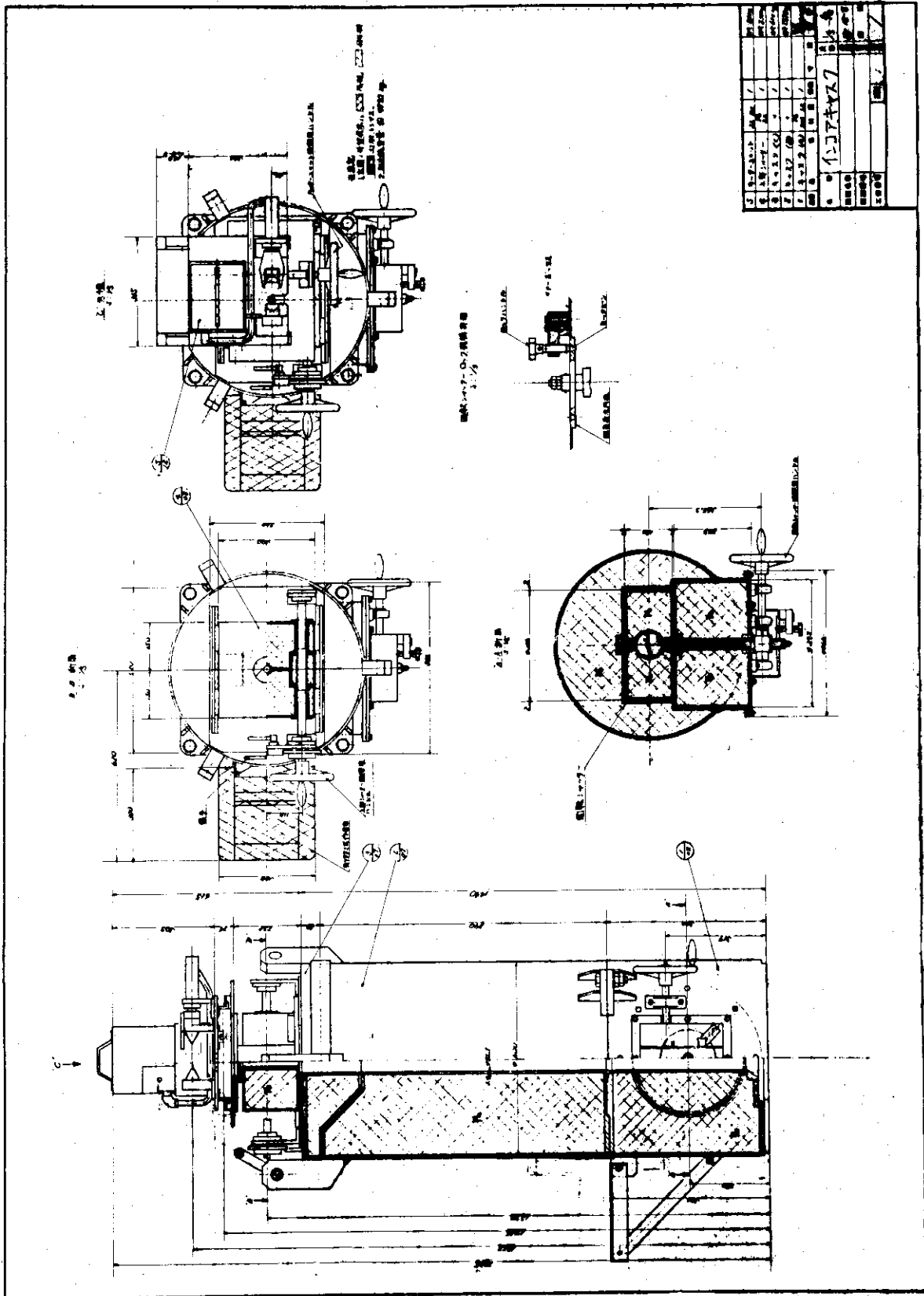


Fig. 4.1.2 Incore cask.



#### 4.1.2 気送管特殊照射装置

##### 1) 概要

この装置は、照射技術開発のため及び時間単位照射量の増大に対処するために昭和48年12月に計画立案し、51年7月に完成した。この装置は、JRR-2気送管装置に付設され、計装カプセルを気送管照射筒に挿入して照射し、照射終了後はホットケーブルに送り込むことができる。据付工事は、JRR-2<sup>41</sup>Ar放出低減対策工事と同時に行った。

##### 2) 構造及び機能

装置は2インチ気送管と共用の照射筒と通路交換箱、カプセル方向転換機、カプセル通路管、ワイヤ巻取機及びこれらを収納している遮蔽体で構成されている(Fig. 4.1.4, 4.1.5)。ラビット照射と計装カプセル照射の切換はY字型通路交換機のシャッタで行う。照射済カプセルをホットケーブルに送り込む通路はRIトレーンカプセル落下孔を使用している。照射筒とホットケーブルは通路交換箱、カプセル方向転換機及びカプセル通路管で連絡され、これらの周囲は鉛15cmの遮蔽体で覆われている。カプセルは空気吸引によりカプセル方向転換機、通路交換箱、通路管を介して照射筒に送られる。カプセルは照射後カプセルに取付けられたワイヤをワイヤ巻取機で巻取って引出された後、90度手動回転式のカプセル方向転換機で方向を垂直に変換されホットケーブル内へ送り込まれる。

気送管特殊照射装置及び<sup>41</sup>Ar対策装置を取付けた2<sup>B</sup>気送管装置の概要をFig. 4.1.6に、また主な仕様をTable 4.1.1に示す。

##### 3) 使用実績

本装置は51年7月に原子力局の使用前検査に合格した後52年3月までに次のような照射を行った。

##### (1) 無計装カプセルの照射

JRR-2時間照射装置の代替として主にRI生産用試料の照射を行った。照射は、延5サイクルにわたり、32カプセル、最大照射時間は70時間であった。

##### (2) 計装カプセルの照射

放射化学研究室からの依頼で行った温度制御照射、水入り石英アンプルの照射温度測定を2カプセル、水蒸気及び<sup>3</sup>He入り石英アンプルの150℃温度制御照射を4カプセル行った。

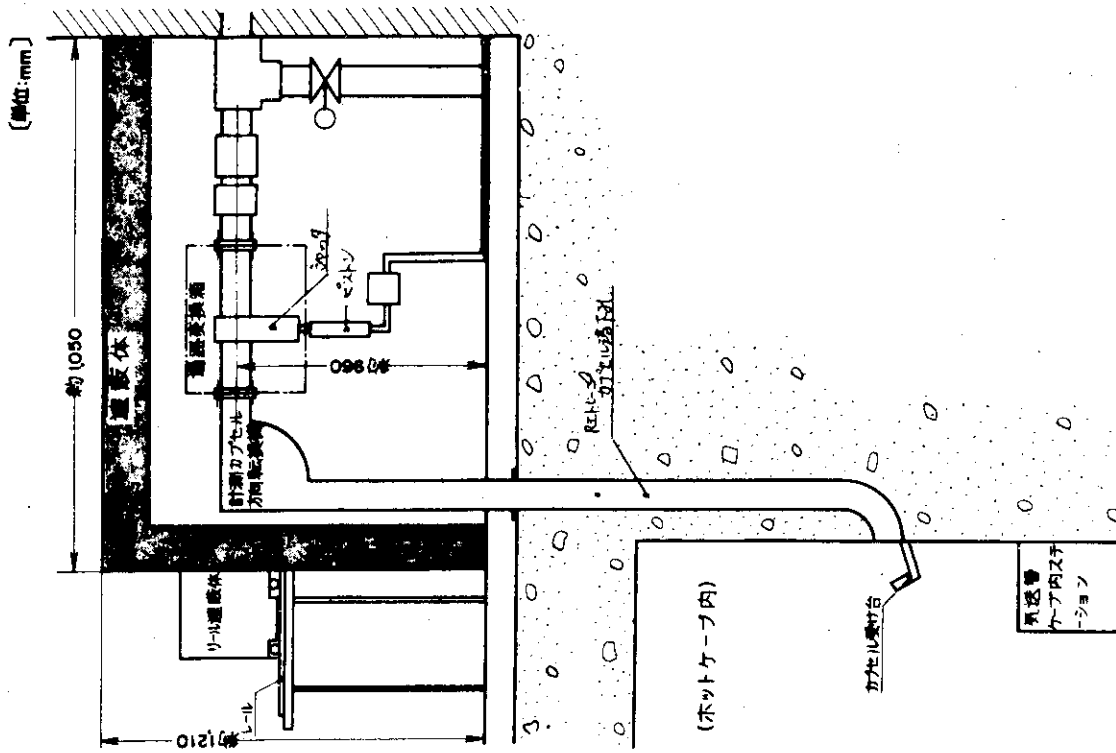


Fig. 4.1.5 Irradiation facility for instrumented capsule in 2inch pneumatic tube (Vertical cross section).

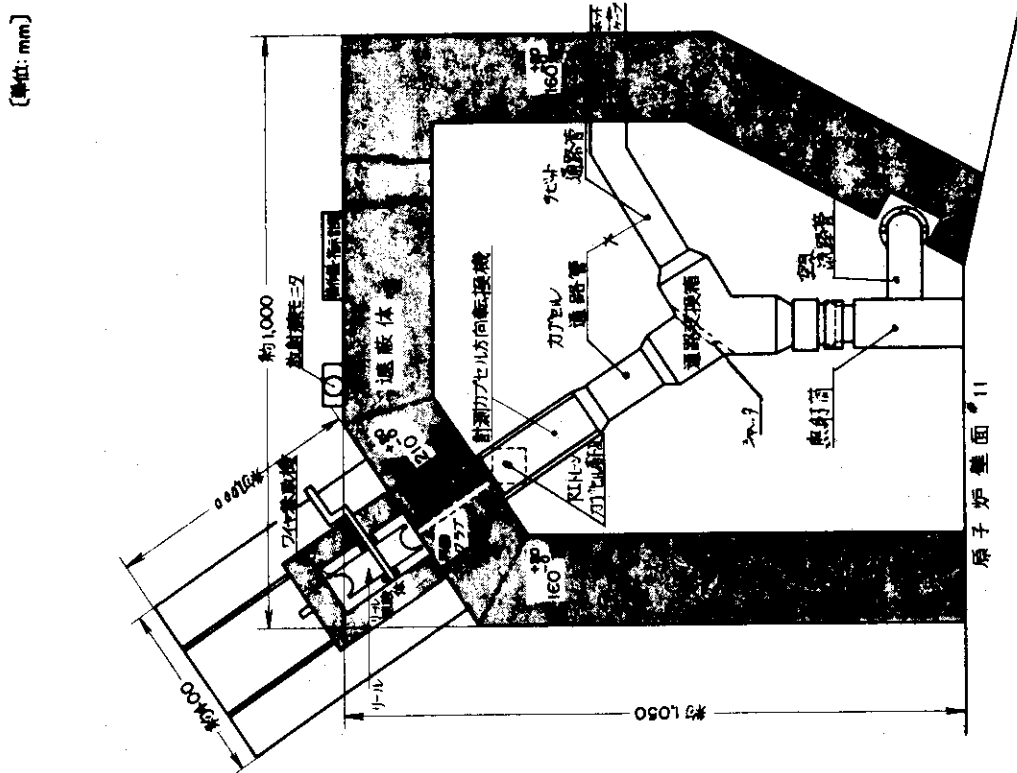


Fig. 4.1.4 Irradiation facility for instrumented capsule in 2inch pneumatic tube (Horizontal cross section).

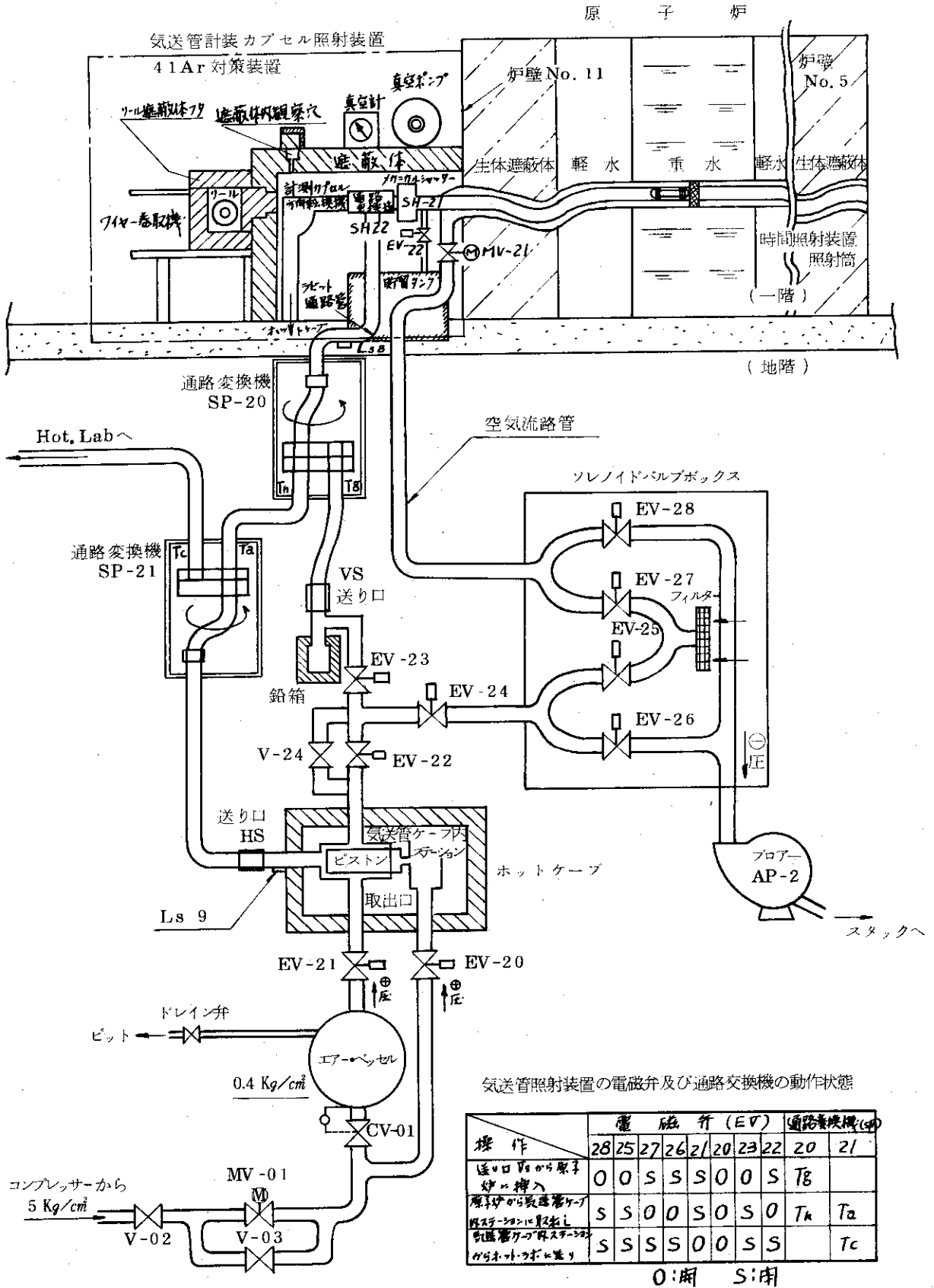


Fig. 4. 1. 6 Schematic diagram of JRR-2 pneumatic tube apparatus.

Table 4.1.1 Specification of 2inch pneumatic tube apparatus in JRR-2

項 目	仕 様
1. カプセル移送方式	空気吸引及びワイヤ巻取
2. 取扱い線源強度	$^{28}\text{Al}$ 100 mCi相当
3. カプセル	(1) 寸法; 48mm $\phi$ ×140mm以下 (2) 材質; 高分子物質及びアルミニウム (3) 重量; 200 gr 以下 (4) 張力線; クロメル線(0.32mm $\phi$ ) 2本以上
4. 熱中性子束	最大 $7 \times 10^{13}$ n/cm $^2$ ·sec
5. 速中性子束	最大 $2.5 \times 10^{12}$ n/cm $^2$ ·sec
6. カドミウム比	最小 9 (金箔による測定値)
7. 反応度	表面積162cm $^2$ のカドミウム円筒の場合 0.10% $\Delta K/K$
8. $\gamma$ 線線量率	最大 $2 \times 10^8$ R/h
9. $\gamma$ 線発熱量	最大 0.8 w/g
10. 冷 却	(1) 方式; 空気強制冷却 (2) 入口温度; 約30℃ (3) 流速; 約15m/s
11. 温 度	カプセル外表面温度90℃以下
12. 照射時間	(1) ポリエチレンカプセルの場合; 最大1h (2) アルミカプセルの場合; 最大100h
13. 照射位置	照射筒の任意位置
14. 挿入・取出し時の 衝撃	無
15. 挿入・取出し速度	手動により調整可能

### 4.1.3 JRR-4 プール水精製装置の改修

#### 1) 概要

今回の改修は環境への放出放射能の低減化対策として行ったものである。

従来のプール水精製装置（精製能力： $10\text{ m}^3/\text{h}$ ）はコールドエリアの純水製造室に設置されていた。この装置は、プール水の放射能濃度が通常約  $3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  なので精製時には樹脂筒表面線量が高まるおそれがあり、また使用樹脂は再生形なので再生処理に伴い放出される放射性物質等が一般排水されるようになっていたので使用できなかった。これらの問題点を解消するため、新たに精製装置を炉室地下の冷却機器室に設置し、精製能力を  $20\text{ m}^3/\text{h}$  に増量した。これにより実験等に伴うプール水の排水時には短期間に放射能濃度を低減するとともに、通常はプール水に混入する塵埃や藻の孢子等を除去し高い透明度を維持することが可能である。精製するプール水は $\#$ -1プール（ $400\text{ m}^3$ ）と $\#$ -2プール（ $600\text{ m}^3$ ）でこのいずれかを手動選択して使用する。本装置の系統は Fig. 4.1.7 に示すものである。

#### 2) 主要機器

##### ① 樹脂筒

樹脂筒は据付工事の搬入径路や設置場所がせまいため2基に分割し、形状や使用樹脂は既設の炉心タンク精製系の樹脂筒とほぼ同等にして予備の樹脂がいずれの装置にも使用出来るようにした。概略仕様は次の通りである。

形 式；手動式非再生形混床式

精製流量； $10\text{ m}^3/\text{h} \times 2$ 基

使用樹脂；陽イオン交換樹脂 180ℓ/1基当り（アンバーライト IRN-77）

陰イオン交換樹脂 360ℓ/1基当り（アンバーライト IRN-78）

構 造；円筒状整形

主要寸法；約  $960\text{ mm} \phi \times 1800\text{ mm}$

##### ② 後備フィルタ

後備フィルタは樹脂の流出を防止し、樹脂筒で除去できない微細な物（藻の孢子等）を除去するもので焼結金属（SUS-316）エレメントを使用した。ろ過精度は10ミクロンである。

##### ③ 操作盤

本装置の運転は原子炉の運転と並行して行うため操作盤を炉室2階の測定室に設置した。これには電気伝導度記録計、流量計及び流量積算計があり水質や樹脂寿命を監視するとともに流量低下異常時には自動的に流量調節弁を閉じてポンプを停止するようになっている。

#### 3) 結果

現在までの稼動実績によると、炉停止後プール水を排水する場合、プール水放射能濃度が樹脂筒入口で  $3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  のとき出口では  $2.8 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  の検出限界以下となり3桁以上低下した。これはJRR-4において  $200\text{ m}^3$  程度を排水する場合の放出目標値が約  $5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  であり、通常運転終了後ただちに排水するため本装置を通せば  $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  以下となり放出目標値を充分満足する結果であった。またプール水に含まれる主たる核種は $^{24}\text{Na}$ であるが、その他の核種（ $^{60}\text{Co}$ 、 $^{51}\text{Cr}$ 等）も除去することが期待できるので放出放射能の

低減化として良好な結果であった。なお、従来は排水するのに4日以上のコーリングを必要としたが本装置を稼動すれば8時間程度で排水が可能となる。

原子炉運転中に本装置を稼動したとき、プール水の放射能濃度は通常の数割程度低下し、塵埃等が除去されて透明度がすこぶる向上した。なお、今後は樹脂筒入口、出口のサンプリングを定期的に行い、精製能力の低下状況を確認する予定である。



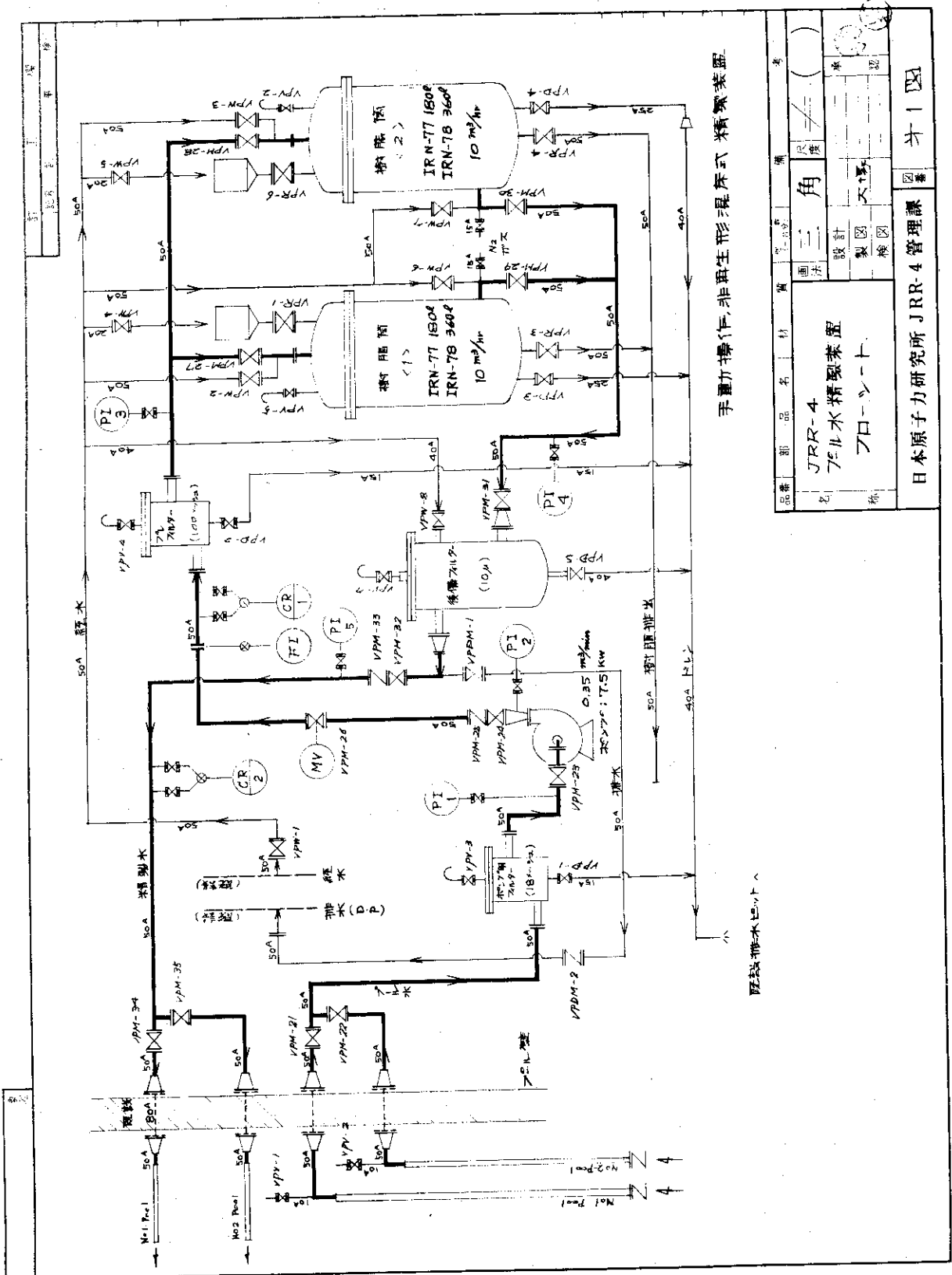


Fig.4.1.7 JRR-4 pool clean up system.

## 4.1.4 JRR-4 気送管の再改造

## 1) 改造の概要

JRR-4の気送管は、昭和48年度に一度改造を行った。その後の一年間の試験利用の結果、本格的共同利用に供するためには、2つの問題点があることが判明したので、再改造を行った。その結果、気送管の主たる目的である短寿命核種の研究に支障なく使用できるようになった。以下に問題点と改造の方法を述べる。

問題点① 2.5 MW、冷却なしの時の照射位置の雰囲気温度がポリエチレンカプセルの軟化温度(約120℃)より高く、数分以上の照射を行うと、カプセルが軟化、熔融する恐れが生じた。この原因は、気送管照射筒構成材料による $\gamma$ -heatingによるものと考えられ、熱電対(CA)で測定したところ、原子炉出力2500KW、一次冷却水温33℃の時、照射位置の雰囲気温度は約170℃であった。

問題点② 試料取出口にフード又は簡易セルなどの詰替設備がないため、周辺にダスト汚染が拡大する恐れが生じた。

①、②の問題点に対しては、次に述べる改造を行った。①については、Fig. 4.1.8に示すように気送管照射筒の構造を二重管方式から多孔肉厚円筒方式に変更し、 $\gamma$ -heatingによって生じる熱を炉心冷却水に逃げやすい構造にした。②については、試料取出口に簡易フードを設置し解決した。

## 2) 特性

## (1) 熱中性子束

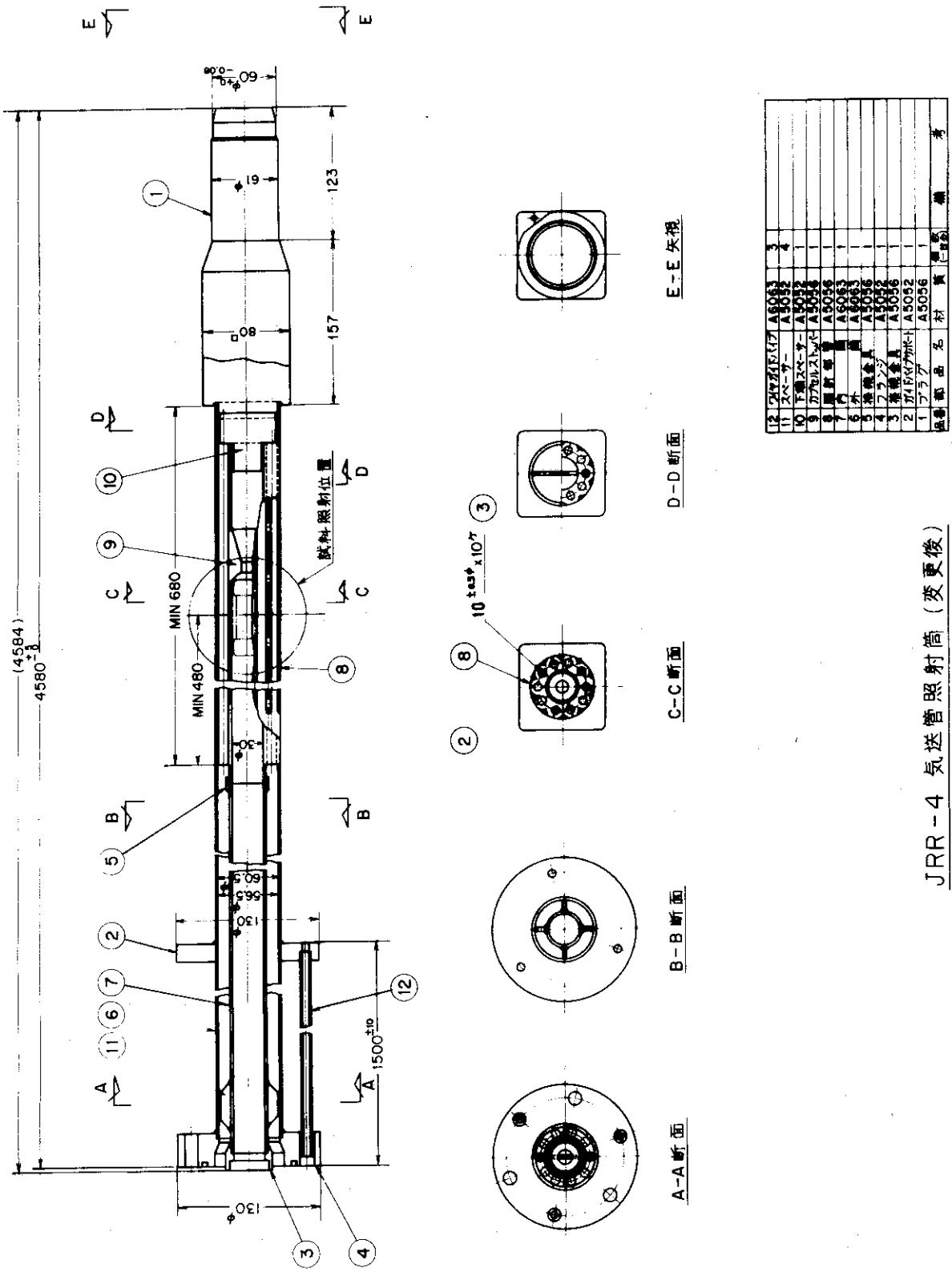
3.5 MW出力上昇後、金箔による放射化法で熱中性子束を測定した結果、3.5 MW時で $4.5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、カドミウム比は4.2であった。

## (2) 照射位置の雰囲気温度

改造後の照射位置の雰囲気温度と炉出力をFig. 4.1.9に示す。Fig. 4.1.9から、3.5 MW時の照射位置の雰囲気温度(冷却なし、一次冷却水温27.6℃)は、90℃で、改造の目的は達せられた。この結果を工認申請書での設計条件(出力3.5 MW、冷却なし、一次冷却水出口温度60℃)に換算すると118.8℃となり、設計熱計算推定温度103.5℃~116.3℃とほぼ良い一致を示した。なお、設計熱計算に用いた気送管(アルミニウム)の $\gamma$ -heatingによる発熱量は、TLD( $\text{Al}_2\text{O}_3$ )によって測定した0.96 w/g at 3.5 MWを使用した。

## (3) 照射カプセルの飛行性能

改造照射筒の炉内設置に先立ち、照射試料が何グラムまで照射可能か、アルミニウム及びポリエチレンカプセルについて実験した。その結果、アルミニウムカプセルについては50 g、ポリエチレンカプセルについては80 gまでの試料の照射が可能であるという結果を得た。なお、カプセル自重は、アルミニウムカプセルは47 g、ポリエチレンカプセルは10 gである。



JRR-4 気送管照射筒 (変更後)

Fig.4.1.8 JRR-4 pneumatic tube.

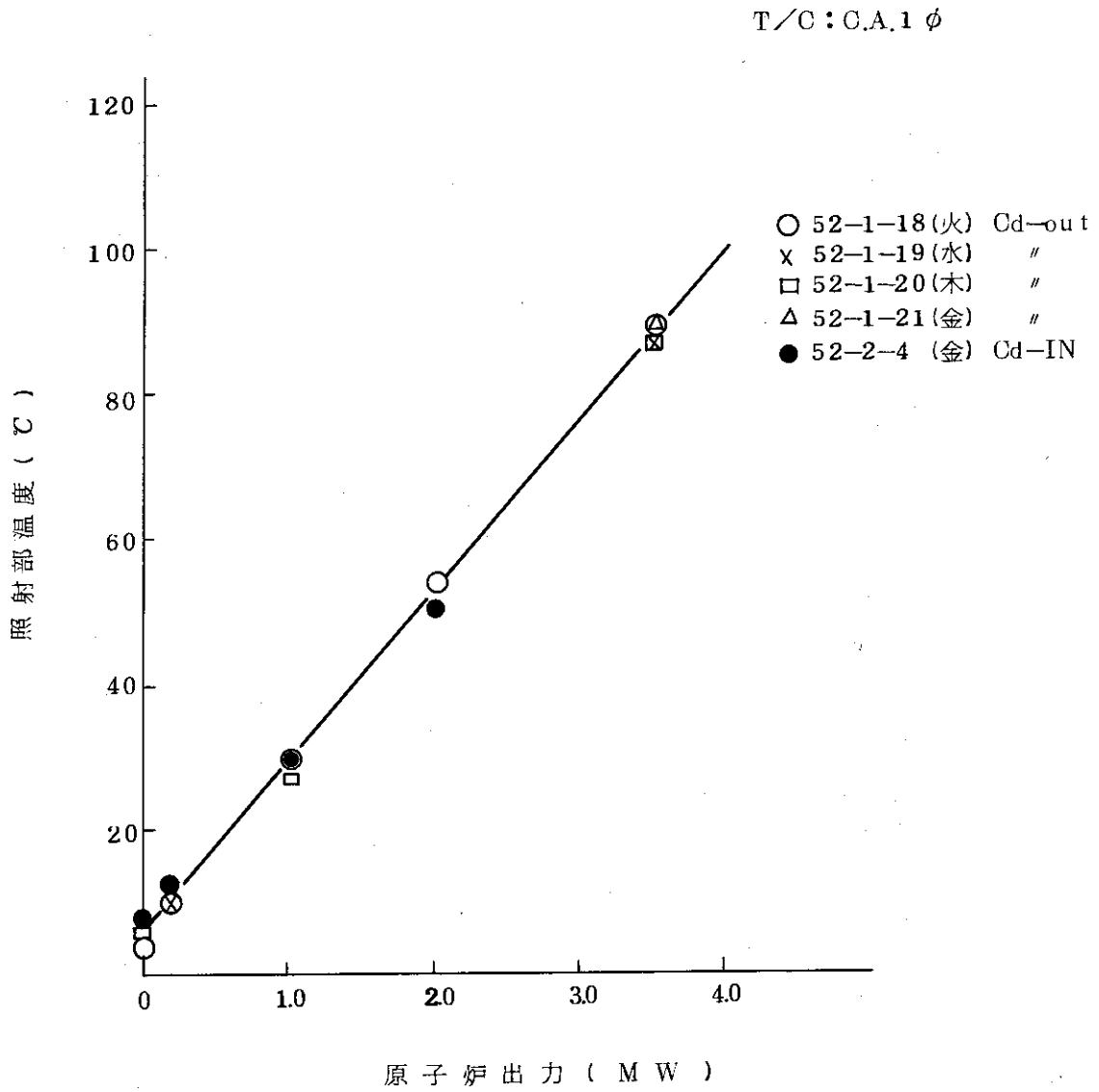


Fig. 4.1.9 Atmosphere temperature of irradiated position(no cooling).

## 4.2 原子炉の特性試験

### 4.2.1 JRR-2第4次特性試験

#### 1) 概況

昭和50年11月から、炉体改修工事後の特性試験（以後第4回特性試験と呼ぶ）を実施した。開始後間もなく、熱遮蔽軽水の漏洩事故が発生し、特性試験は一時中断した。51年4月末この補修工事が完了したので特性試験を再開し、6月から利用運転に入った。高出力平衡炉心での特性試験も10月には、完了した。特性試験は、運転管理に必要な特性試験と照射利用に必要な特性試験に大別し、前者をJRR-2管理課を主体に放射線管理課、研究炉技術課の協力のともに行い、後者は研究炉利用課を主体に実施した。

#### 2) 運転管理に関する特性試験

##### (1) はじめに

炉体改修工事は、炉心構造を基本的に変えていないので、今回は昭和45年に実施した第3次特性試験の項目のうち、結果がほぼ同じと予想されるものを極力省略し、主な変更点である円筒B型増量燃料の特性、上部遮蔽体の遮蔽能力などに重点を置いた。その他には、中性子検出系を更新したことによる熱出力較正、また第3次特性試験では実施できなかった新しい測定項目も今回の対象となった。

日程作成にあたっては、最初類似した測定項目を一週に集め、その中で細かく調整する方式を考えたが、特性試験に入った直後熱遮蔽軽水漏洩事故が発生し、特性測定を中断したため、再開後の日程は各測定項目が入り組んだ複雑なものになった。

また、高出力連続運転中の特性測定の内容は、各サイクルの反応度変化の測定、ヘリウム系の諸データ測定、熱出力の測定、熱遮蔽軽水系の放射能測定、ヘリウム漏洩率の測定、生体遮蔽体領域での線量測定等である。

##### (2) 主な試験項目と結果

###### ① 臨界質量の測定

臨界試験の結果、臨界質量は $^{235}\text{U}$ で約2240g（11.5本）であった。この値は第3回臨界試験（昭和45年）の際の値とほとんど同じで、改修工事による核的影響がほとんどないことを示している。

なお、本実験は前年度中に実施したので、前年度にも報告している。

###### ② 制御棒の較正

制御棒の較正は余剰反応度、燃料及び炉内挿入試験の反応度を測定するための基準となる。

正の炉周期法で求めた余制御棒反応度効果は、「5本gang法で測定し積算すると、3.475%ΔK/Kであった。この値は、旧制御棒の値とほとんど同じであった。

###### ③ 燃料及び諸反応度効果

JRR-2B型燃料（角型）20本と円筒B型燃料4本で構成した炉心で、各燃料の反応度及び諸反応度効果を測定した。

JRR-2B型燃料要素の反応度は炉心平均で1.67%ΔK/K、Aリングで2.76%ΔK/K

Bリングで1.66%ΔK/K，C，Dリングで1.13%ΔK/Kであった。これに対して比較測定によると6A，6B，6C，6D孔の円筒B型燃料は角型より0.3～0.2%ΔK/Kだけ値が大きく，同一含有量( $^{235}\text{U}$ : 195g)でありながら，構造の違いにより核特性が優れていることを示した。

諸反応度の主な測定値は次のとおりである。

温度効果(20°～60°の平均)	-0.035%ΔK/K°C
重水ダンブ効果	-0.6%ΔK/K
キセノン効果(5 MW飽和値)	-3.72%ΔK/K
燃焼効果	$-5 \times 10^{-4}$ %ΔK/K/MWh

なお，燃焼効果は第2サイクルの連続運転データでサマリウム効果を-0.8%ΔK/Kとし，各反応度効果を解析して求めた値である。

#### ④ 出力較正

出力上昇試験に当って，出力較正は，原子炉の安全運転に欠くことのできないものである。JRR-2の出力制御は中性子検出器で検出し，これを線型出力計に記録している。したがって，この検出器と熱出力とを対応つけなければならない。

改修後の再起動に当って，この中性子検出器は放射線損傷などで寿命がきたので，新しいものと交換した。このため，低出力での出力基準は，改修前にサーマルコラムに仮設したモニタ(CIC)で行った。その後の出力較正は400kW，5MW，8MWで試験運転し，熱出力を求め，徐々に熱出力と中性子検出器との対応をつけた。

熱出力上昇試験及び平衡炉心初期の段階(3サイクルまで)では8MWでの運転時間を長くし，温度及びXe蓄積効果が飽和値の80%以上のところで10MWに出力を上げるようにした。これは，初期炉心で余剰反応度が多く，初期の制御棒位置が45%と低いため，熱中性子束の歪が大きいので，これを60%以上で10MWにすることによって熱中性子束の歪を軽減するためである。また，熱出力測定の間遅れによる較正誤差を小さくするためである。

なお，改修後の利用運転に入ってから熱出力は10MWで+0%，-2%の範囲で運転管理するよう決めた。

#### ⑤ 炉心内の流れ分布試験及び温度測定

炉心内の流れ分布と温度測定は，燃料要素の出口部分で行った。この測定結果に基づいて，炉内の出力バランスを評価した。

#### ⑥ 重水系・ヘリウム系及び熱遮蔽軽水系の諸特性

出力上昇試験及び高出力連続運転に入って，放射線強度，温度，及び長時間運転に関する諸特性として，燃料破損検出器による燃料監視，重水分解量，重水濃度変化，ヘリウム漏洩率熱遮蔽軽水中の放射能などを測定した。この結果，①重水分解量は，立上りシールなどの効果で重水の水質がよく， $2\text{gD}_2\text{O}/\text{MWh}$ で改修前の $\frac{1}{6}$ 以下である。②ヘリウム漏洩率は炉体の気密よく，約 $2\ell/\text{h}$ であり，JRR-2の過去のデータでの最低の値となっている。③重水濃度は，改修前の値から51年10月までほとんど変化が認められていない。④熱遮蔽軽水中のトリチウム濃度は重水洩れが完全に止つたのでほとんど変化が認め

られない。また、軽水中の主要放射線核種は Na-24 で、Gross  $\beta \cdot \gamma$  の値で約  $5 \times 10^{-4}$   $\mu\text{Ci/cc}$  である。

#### ⑦ 炉頂の空間線量

炉心上部遮蔽体の改修によって、炉頂の空間線量は大部分の領域の表面で  $1 \text{ mrem/h}$  以下であるが、遮蔽体外周部の局部的なスリット線量率で約  $10 \text{ mrem/h}$  である。

これらの値は改修前の約  $\frac{1}{10}$  以下の値となっている。スリット線量率の主要核種はヘリウム中の  $^4\text{Ar}$ 、捕獲  $\gamma$  線の  $^{28}\text{Al}$  などである。また、中性子による線量率への寄与は小さく、 $0.2 \text{ mrem/h}$  以下である。

#### ⑧ 中性子束の測定

燃料要素、実験孔などの中性子束の測定は、燃料の熱的安全性の検討及び実験孔内照射利用のために行った。JRR-2 の中性子束分布を Fig. 4.2.1 に示す。

詳細については、JAERI-M6943 を参照されたい。

### 3) 照射利用に関する特性試験（照射孔の特性測定）

#### (1) はじめに

JRR-2 の改修に伴い照射利用の効果を高めるために、中性子束が高く、除熱能力の大きいインコア照射孔 (6A, 6B) の増設及び比較の利用効率が低かった VT-3, 5 を廃止し、その代りに燃料領域で中性子束の高い VT-10, 11, 12 を増設し、従来の VT-1.1 本に対して一挙に 4 本に増強した。改修後の新しい照射孔の配置を Fig. 4.2.2 に示す。

JRR-2 の共同利用開始に先立ち、新設の照射孔の特性の把握と、従来の照射孔の改修前後の特性変動を知るために、照射孔全般について諸特性の測定を行った。ここでは、それらの測定の結果について簡単に述べる。

なお、詳細は JAERI-M6943 を参照されたい。

#### (2) 主な試験項目と結果

##### ① 熱中性子束、速中性子束、カドミウム比の測定

熱中性子束とカドミウム比の測定は照射孔の軸方向分布について全照射孔について実施した。また、速中性子束分布の測定は、代表的な照射孔について実施し、類似した照射孔については割愛した。測定方法は、金箔とニッケルワイヤを用いて放射化法により行った。

測定結果では、熱中性子束が最大の照射孔は VT-1 で、 $2.0 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  であった。新設の照射孔の熱中性子束は、インコア 6A, 6B については、それぞれ  $1.1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  であり、VT-10, 11, 12 については、それぞれ  $1.0 \times 10^{14}$ ,  $1.4 \times 10^{14}$ ,  $1.3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  であった。速中性子束が最大の照射孔は 6A 孔で  $6.8 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  であった。またカドミウム比については、反射体領域で大きくなり VT-9 でその値は 100 であった。

Table 4.2.1 に各照射孔の諸元とともに測定結果を示す。また同表には炉心の燃焼度が進んだ 52 年 2 月と 3 月の測定結果を合せて示した。

##### ② 速中性子スペクトルの測定

速中性子スペクトルの測定は 6D 孔と VT-1 について実施した。測定はトリウム、ニッケル、鉄などの 8 種類の反応をしきい検出器として使用し、原子炉出力 200 kW で行

った。しきい検出器の放射能の絶対測定はGe(Li)検出器を使用し、中性子スペクトルを求めるための解析にはSANDII及びSPECTRAコードを用いた。しきい検出器の反応断面積はK.L. Simons, W.N. McEllogらによるSANDIIコードのライブラリ用に作られた評価データを用いた。

測定結果は、改修前に測定された6C孔の速中性子スペクトルと比較して大きな差はなく、核分裂スペクトルに近い分布を示した。Fig. 4.2.3にVT-1についての測定結果を示す。

### ③ 試料反応度の測定

照射試料の反応度の測定は次の照射孔を対象に行った。垂直孔ではインポートンスの大きいVT-1, 10, インコア6A, 6B, 更に気送管2インチ, 1インチ及び時間照射孔を選んで行った。

測定は中性子吸収体としてカドミウムを使用し、C6制御棒校正曲線をもとに等価反応度を求め、Rod position 25%~5%の間のReactivityを最小二乗法により直線回帰して求めた。

各照射孔で実験項目に多少の違いがあり、それを列記すると、垂直孔関係では、

- ① 中性子吸収体の重量効果の測定
- ② flux 効果の測定
- ③ 中性子吸収体の表面積効果の測定

について行った。気送管では上記①~③の測定のほかに

- ① 中性子吸収体を入れたラビットの挿入、取出しがOICに与える影響の測定
- ② 中性子吸収体による中性子束分布の歪の測定

について行った。時間照射装置では、

- ① 中性子吸収体による反応度の測定
- ② バスケットの挿入、取出しによる#2 Safety系(UIC)への干渉の測定

について行った。

各々の測定結果の詳細はJAERI-M6943に述べてあるので参照されたい。改修前、後では著しい変化は認められなかった。測定結果の一例として垂直孔での中性子吸収体の重量効果の測定結果と、気送管によるFlux効果の結果をFig. 4.2.4, 4.2.5に示す。

### ④ VT-1におけるステンレス鋼の発熱率の測定

VT-1におけるステンレス鋼の発熱率の測定は、非定常状態での温度の上昇率より求めた。測定は、熱量計を製作し、はじめに炉外実験において、熱量計に内蔵したヒータで、ステンレス鋼試料を加熱して、実効比熱を求め、次に5MW時に軸方向5点の位置について温度上昇率を求めた。これら実験における測定値から最小二乗法により最確値を求め、発熱率を計算した。

その結果、原子炉出力10MWに換算した最高発熱率は2.4w/gであり、発熱率分布をFig. 4.2.6に示した。この結果は同時に測定した、電離箱によるγ線量率分布とよく一致していることがわかった。



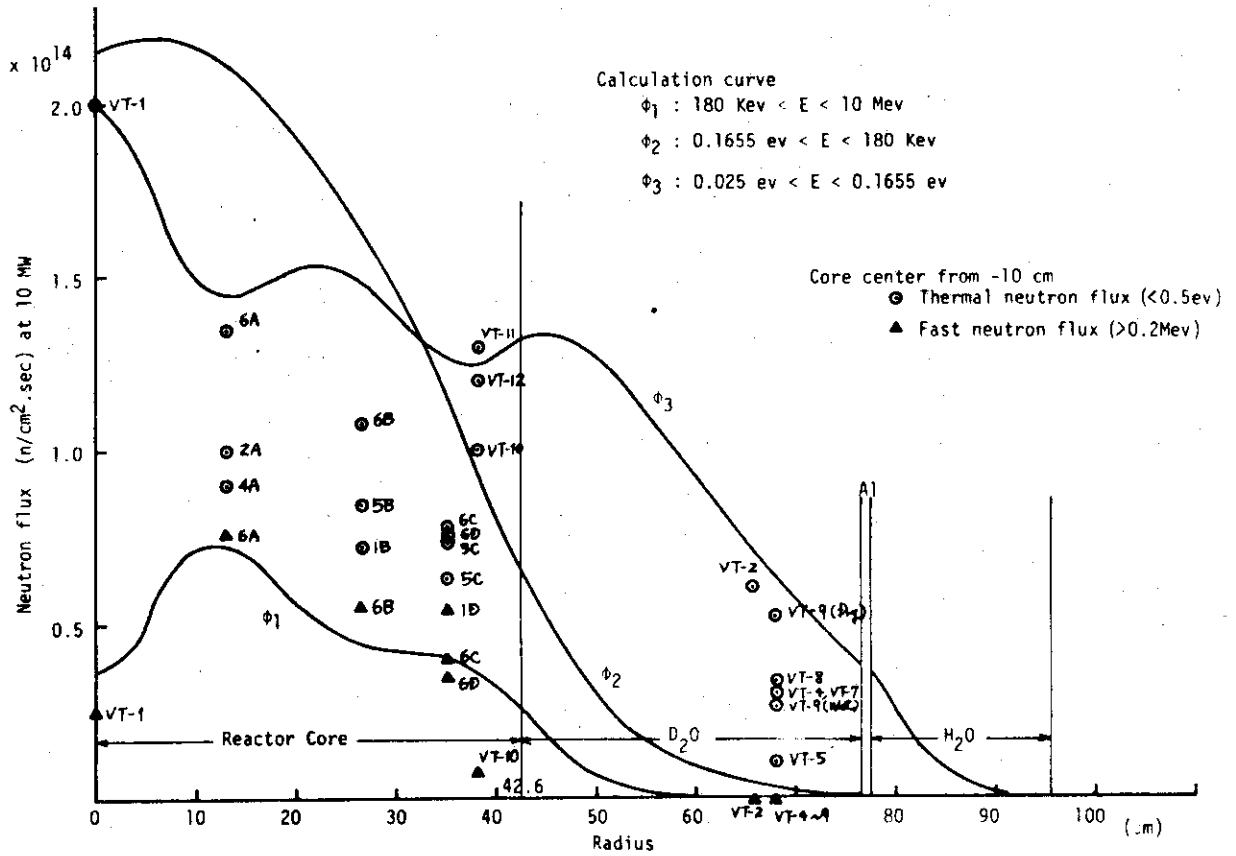


Fig. 4.2.1 Distribution of thermal neutron flux and fast neutron flux.

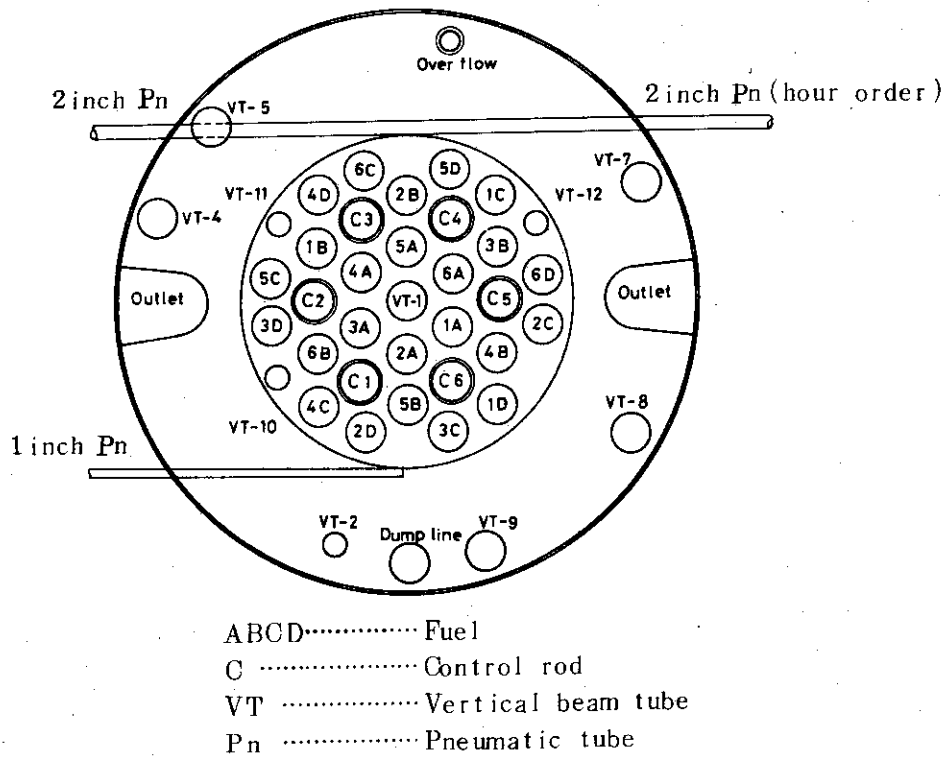


Fig. 4.2.2 JRR-2 core and irradiation hole configuration.

Table 4.2.1 Summary of in-pile irradiation in JRR-2

照射設備	設置領域	照射孔径	冷却方式	照射方式	照射カプセル	カプセル最大収納個数	熱中性子束	速中性子束	カドミ比
インコア照射設備	6 A	円筒燃料内	重水強制循環	計装カプセル	計装カプセル	1	( $9 \times 10^{13}$ ) $1.35 \times 10^{14}$	( $7.6 \times 10^{13}$ )	(1.5)
	6 B	"	"	"	"	1	( $7 \times 10^{13}$ ) $1.08 \times 10^{14}$	( $5.5 \times 10^{13}$ )	(1.5)
	6 C	"	"	"	"	1	( $5.4 \times 10^{13}$ ) $7.8 \times 10^{13}$	( $4.0 \times 10^{13}$ )	(2.0)
	6 D	"	"	"	"	1	(( $6.2 \times 10^{13}$ ) $7.6 \times 10^{13}$ )	(( $3.5 \times 10^{13}$ ))	(2.0)
垂直実験孔照射設備	VT-1	炉心中央部	重水自然循環	計装カプセル 無計装;ホルダー	計装カプセル 無計装;ホルダー	4	$2 \times 10^{14}$	$2.5 \times 10^{13}$	2.3
	VT-2	炉心タンク内 反射体領域	"	"	"		$6 \times 10^{13}$ ( $5.2, 2.16$ ) $4.8 \times 10^{13}$	$2 \times 10^{11}$	26
	VT-10 ~12	炉心周辺部	"	計装カプセル 無計装;ホルダー	計装カプセル 無計装用カプセル	1	VT-10 $1.0 \times 10^{14}$ VT-11 $1.3 \times 10^{14}$ VT-12 $1.2 \times 10^{14}$	$0.73 \times 10^{13}$	3.1 3.5 3.2
	VT-4, 5 7, 8	炉心タンク内 反射体領域	空気自然循環	ホルダー	アルミ製 ネジカプセル	16 (long) 32 (long)	VT-4 $3 \times 10^{13}$ (dry) VT-5 $1 \times 10^{13}$ ( " ) VT-7 $3 \times 10^{13}$ ( " ) VT-8 $3.3 \times 10^{13}$ ( " )	- - - -	15 36 16 13
	VT-9	"	軽水自然循環	"	"	20 (long) 40 (short)	$5.2 \times 10^{13}$ (dry) $2.6 \times 10^{13}$ (WeH <sub>2</sub> O)	$1.3 \times 10^{11}$	28 100
	2吋気送管	"	空気強制循環	ラビット気送	ポリエチレン製 カプセル	2	$8 \times 10^{13}$ ( $5.2, 3.25$ ) $5.5 \times 10^{13}$	$2.5 \times 10^{12}$	6.2
	1吋 "	"	"	"	"	2	$2.1 \times 10^{13}$	$4.5 \times 10^{10}$	30
	2吋時間照射	"	"	バケット気送	アルミ製 カプセル	2	$1 \times 10^{14}$	$1.8 \times 10^{12}$	8

注) 1) 中性子束は炉心中心より10cmの位置の値又は最大値を測定値より記入した。  
 2) ( )の値は40φアルミニウムキャプセル内の値。  
 (( ))の値は19φアルミニウムパイプ内の値。

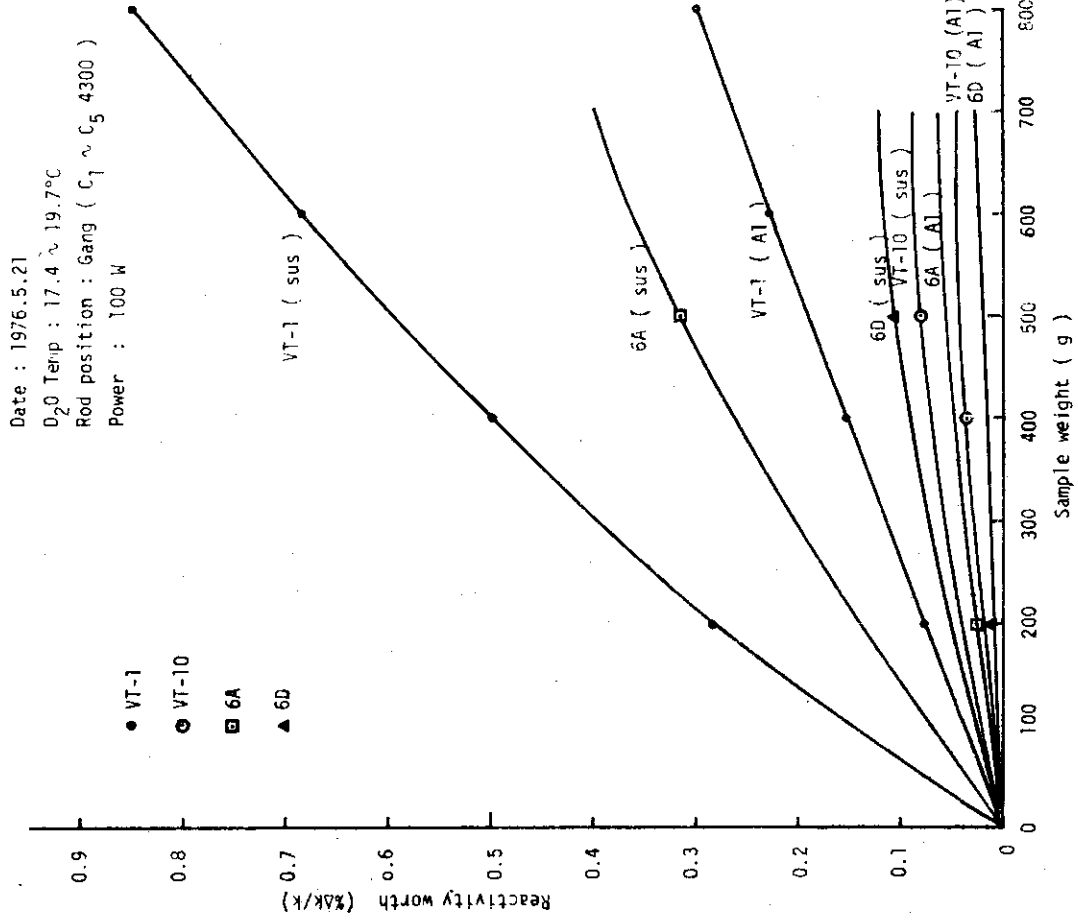


Fig. 4.2.4 Reactivity worth vs. sample weight at VT-1, VT-10, 6A, 6D.

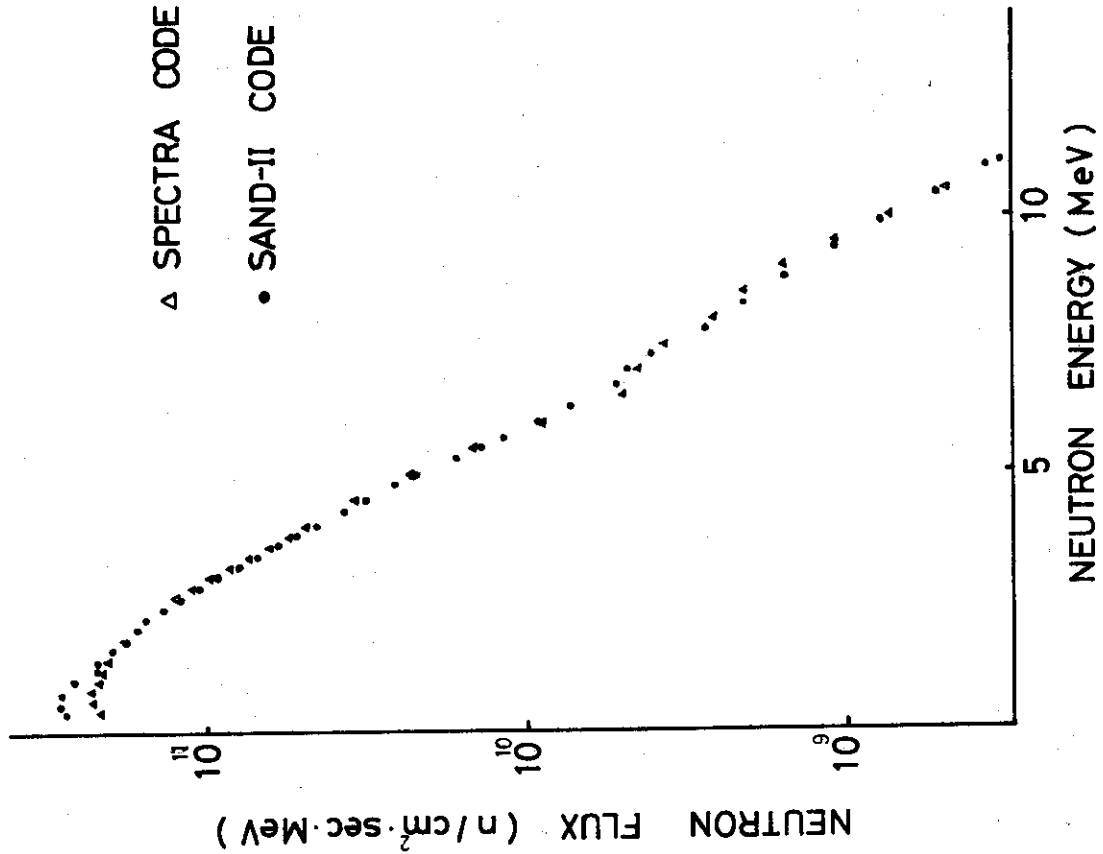


Fig. 4.2.3 Fast neutron spectrum at VT-1.

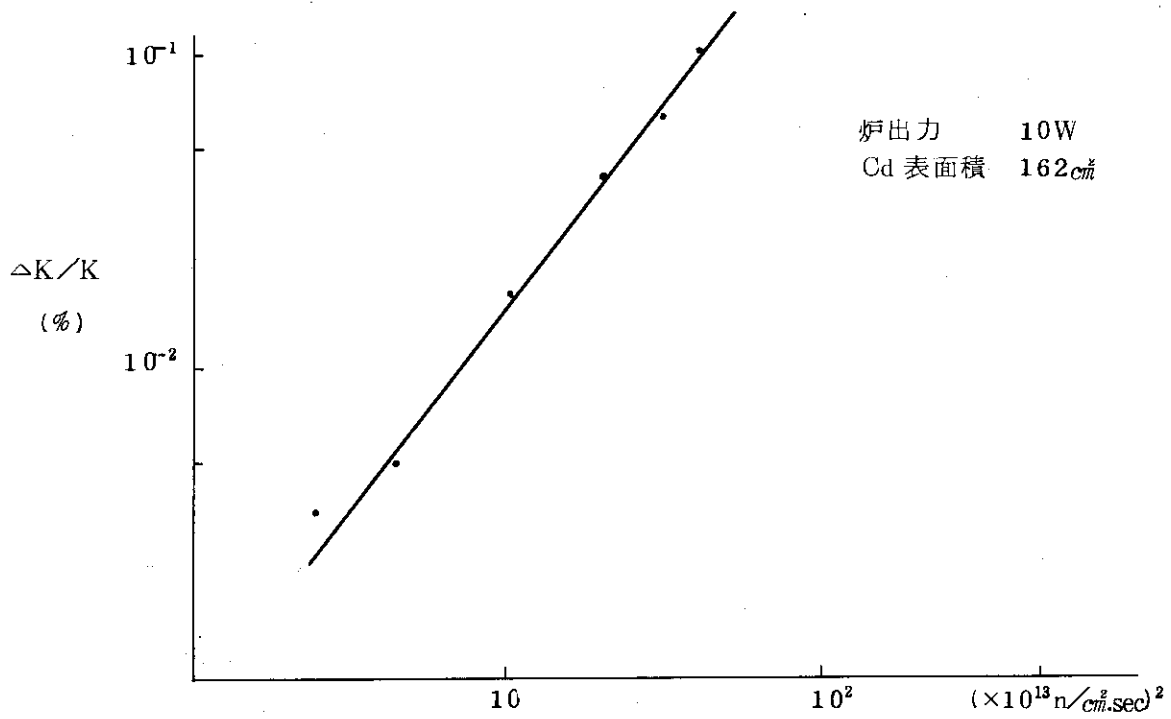


Fig. 4.2.5 Relation of self-multiplied thermal neutron flux vs reactivity worth.

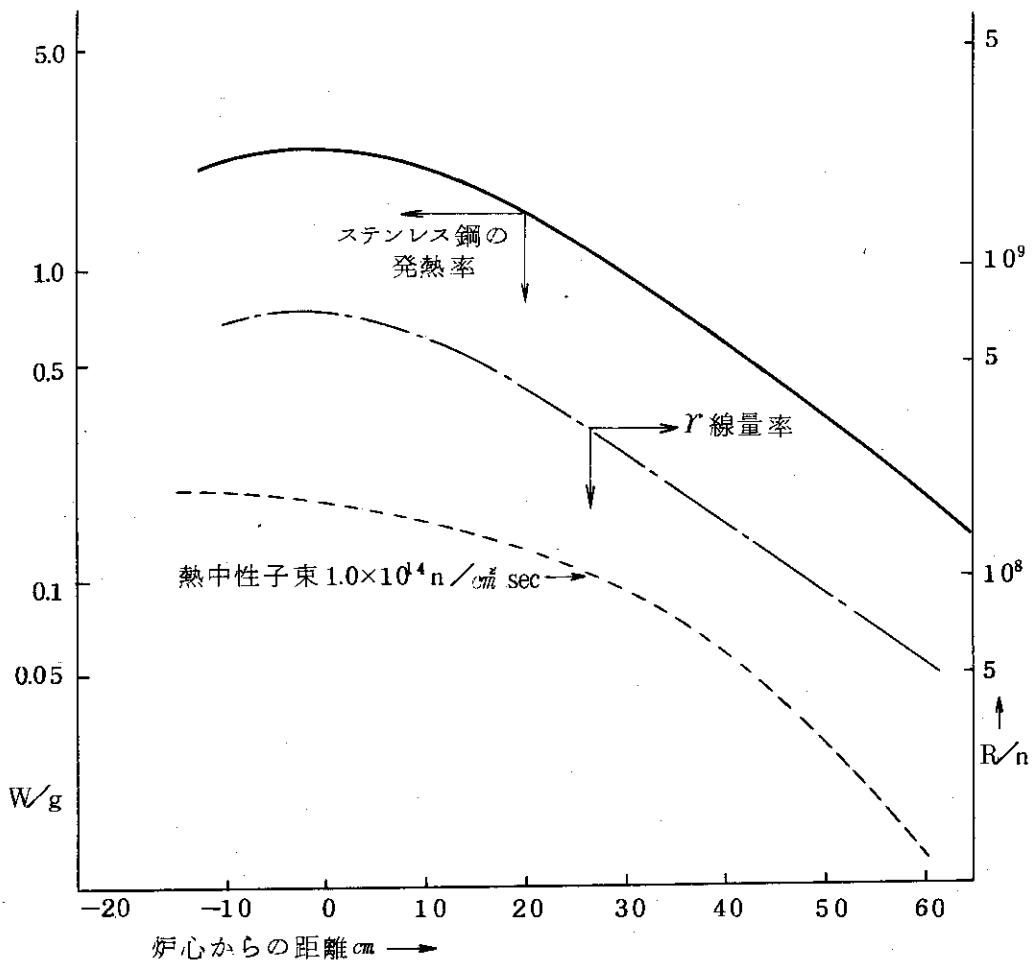


Fig. 4.2.6 Heating rates for stainless steel.

## 4.2.2 JRR-4出力上昇試験

## 1) 要旨

昭和49年12月に3.5 MW出力上昇試験を実施したが、その際は、燃料板の一部に温度が予想外に高いところが生じ、官庁の許可を得るに至らなかった。その後、改良型燃料(B型)の製作を急ぎ、昭和51年7月にB型燃料12本を入手し、同年10月に再度出力上昇試験を行った。テスト結果は良好で、官庁検査にもパスし、同年11月以後3.5 MWで利用運転を行っている。全体のスケジュールとしては、昭和51年10月12日～29日までの3週間をかけ、その中、12日～26日まではB型燃料装荷に伴う特性試験を、最後の3日で3.5 MWへの出力上昇試験を行った。各特性値は従来のもとのほぼ同じであり、3.5 MW時の燃料板温度は年間における最大値が100℃以下であることが判明した。また、利用し得る熱中性子束の最大値は約 $1 \times 10^{14}$ であることが確認された。

## 2) 試験日程

テストスケジュールをTable 4.2.2に示す。

## 3) 特性試験

## (1) 5 W臨界試験

今回の出力上昇試験では、炉心中央部にB型燃料12本を装荷し、残りの4本は従来のA型を用いて16本炉心を組み、臨界をとった。B型燃料は、外形・寸法、ウラン含有量ともにA型燃料と同一であり、燃料板15枚中のウランの配分を少々変更したのみで、臨界量は昭和40年当時のA型燃料12本と変らないものとみなし、詳細な臨界試験は省略した。この16本炉心における余剰反応度は、通常の不等高臨界と等高臨界で測定した結果、それぞれ7.34%ΔK/K、6.84ΔK/Kであった。

## (2) 熱中性子束分布

16本の全燃料要素について、銅テープと金箔を用いて燃料要素内熱中性子束分布を測定した。測定結果から燃料内平均熱中性子束は $0.993 \times 10^7$  n/cm<sup>2</sup>·sec·W、最大熱中性子束 $2.12 \times 10^7$  n/cm<sup>2</sup>·sec·W及び平均カドミウム比は2.25という値を得た。また、半径方向中性子束不均一係数Frは1.36となり、熱計算に用いた値と良い一致を得た。なお、Z方向の熱中性子束のピークは燃料下端から約200mmの位置に現われている。

## (3) ボイド係数測定

アクリル製のボイドボックス5個(有効体積178.5cm<sup>3</sup>)を取り付けてあるB型燃料を炉心内1/4象限について持ち廻り、各格子位置でボイドの反応度を測定した。ボイド係数の算出法としては、各格子位置における測定結果を用いて、対象な格子位置の数により加重平均をとった。使用した数値及び結果は次のとおりである。

$$\text{ボイド体積 } u = 178.5 \text{ cm}^3, \text{ 減速材体積 } V = 46434 \text{ cm}^3$$

$$\text{ボイド率 } u/V \times 100 = 0.384 \% \text{ Void}$$

$$\text{ボイド係数} = -2.94 \times 10^{-3} \text{ } \Delta K/K / \% \text{ Void}$$

## (4) 質量係数測定

ボイド係数の測定と対で本測定を実施した。測定の実施に際しては炉心の対称性を仮定し、1/4象限5箇所について、燃料を装荷した場合と引抜いた場合の反応度を求めた。測定結果

では、炉心外周における燃料要素1本当りの反応度は約2%ΔK/K、中心で約6%、質量係数としては、外側で $1.3 \times 10^{-2}$  %ΔK/K/g(U-235)、中心で $3.5 \times 10^{-2}$ であり、炉心平均では約 $2.2 \times 10^{-2}$  %ΔK/K/g(U-235)であった。

#### (5) 制御棒較正

本測定は通常のベリオド法と比較法を用いて実施した。結果は次のとおりであり、良好であった。

粗調整安全棒合計	;	16.86%ΔK/K (>14)
微調整棒	;	0.52 " (>0.2)
最大反応度印加割合	;	1.00 " (<1.5)
後備安全棒合計	;	1.51 " (>1.5)
最大過剰反応度	;	
不等高臨界		7.34 " (<8)
等高臨界		6.84 " (<8)

#### (6) Xe 効果測定

本測定は利用運転を開始した11月末～12月上旬にかけて実施したものであり、18本炉心を対象としている。

JRR-4の標準的運転パターンは、各週、火水木金の4日間、その中、火曜日は5.5時間、その他の水木金は6時間、3.5 MW運転を行っており、金曜日の朝の臨界時がXe効果は最大となり約3%ΔK/Kである。

また、長時間運転を行った時は、約50時間で飽和し、その反応度は約3.7%で、停止後は約9時間でピークに達し、その時の値は約8%と算出された。

#### (7) 温度係数測定

本測定は3月1日に実施し、18本炉心についてである。

測定方法としては、二次系をスチームで昇温し、熱交を介して一次系を昇温した。温度範囲は11.48℃～37.38℃の約26℃で、その間の反応度変化量は約0.33%ΔK/Kであった。この間の変化割合は温度に対して直線ではなく、次の値を使用することとした。

温度区分(℃)	温度係数(%ΔK/K/℃)
4.8～8.0	-0.0089
8.0～12.0	-0.0101
12.0～23.0	-0.0113
23.0～40.0	-0.0139

#### 4) 出力上昇試験

特性試験の終了に引続き、10月27日～29日にかけて3.5 MWへの出力上昇試験を実施した。測定の主眼は燃料板の温度と各箇所の放射線量率に置かれた。ステップ状に出力上昇を行った時の冷却系の温度をFig. 4.2.7に、燃料板の温度をFig. 4.2.8に、また、3.5 MW運転中の空間線量率の代表例をFig. 4.2.9に示す。

試験結果ではA型燃料の最高点で82℃、B型燃料の最高点で73℃となり、これらの値を基に、年間の最高値を算出して、100℃に達しないことが確認された。

また、放射線管理上特に問題になる点もなく、総合的に良好な結果を得、官庁検査にも合格し、11月以後、3.5 MWでの利用運転を開始した。

#### 5) JRR-4 共同利用施設の中性子束分布測定

JRR-4は51年10月に試料を挿入して定格熱出力を2.5 MWから3.5 MWに上昇した。新しい炉心構成をFig. 4.2.10に示す。

JRR-4の共同利用施設には、Tパイプ、Sパイプ、Dパイプ及び気送管などがあり、今回は出力上昇によるこれら照射孔の中性子束分布を箔放射化法により測定した。各照射孔の寸法図をFig. 4.2.11に示す。使用した箔検出器は、金及びニッケルで、熱中性子フィルタとしてカドミウムを使用した。

各照射孔の照射孔中心軸に沿った中性子束分布をFig. 4.2.12~4.2.15に示す。これより出力上昇及び炉心構成の変更による中性子束の増加は、出力上昇比1.4倍より大きく、中性子束の最大値で比較すると約2倍になっている。パワーアップ前後の最大中性子束をTable 4.2.3に示す。また熱中性子束の最大値の位置は、出力上昇前より約5 cm低くなり、燃料ミートの中心から約10 cm下になっている。これは新しい燃料の挿入によって実効炉心が小さくなったことによるものと思われる。出力上昇前後における制御棒の位置変化をTable 4.2.4に示す。

今回の測定により、出力上昇による各照射孔の中性子束分布は予想以上に増加したことがわかり、出力上昇が共同利用にとっても極めて有効であったといえる。今後、リドタンク及びプールの実験設備などの施設についても測定し、より有効な利用に供したい。

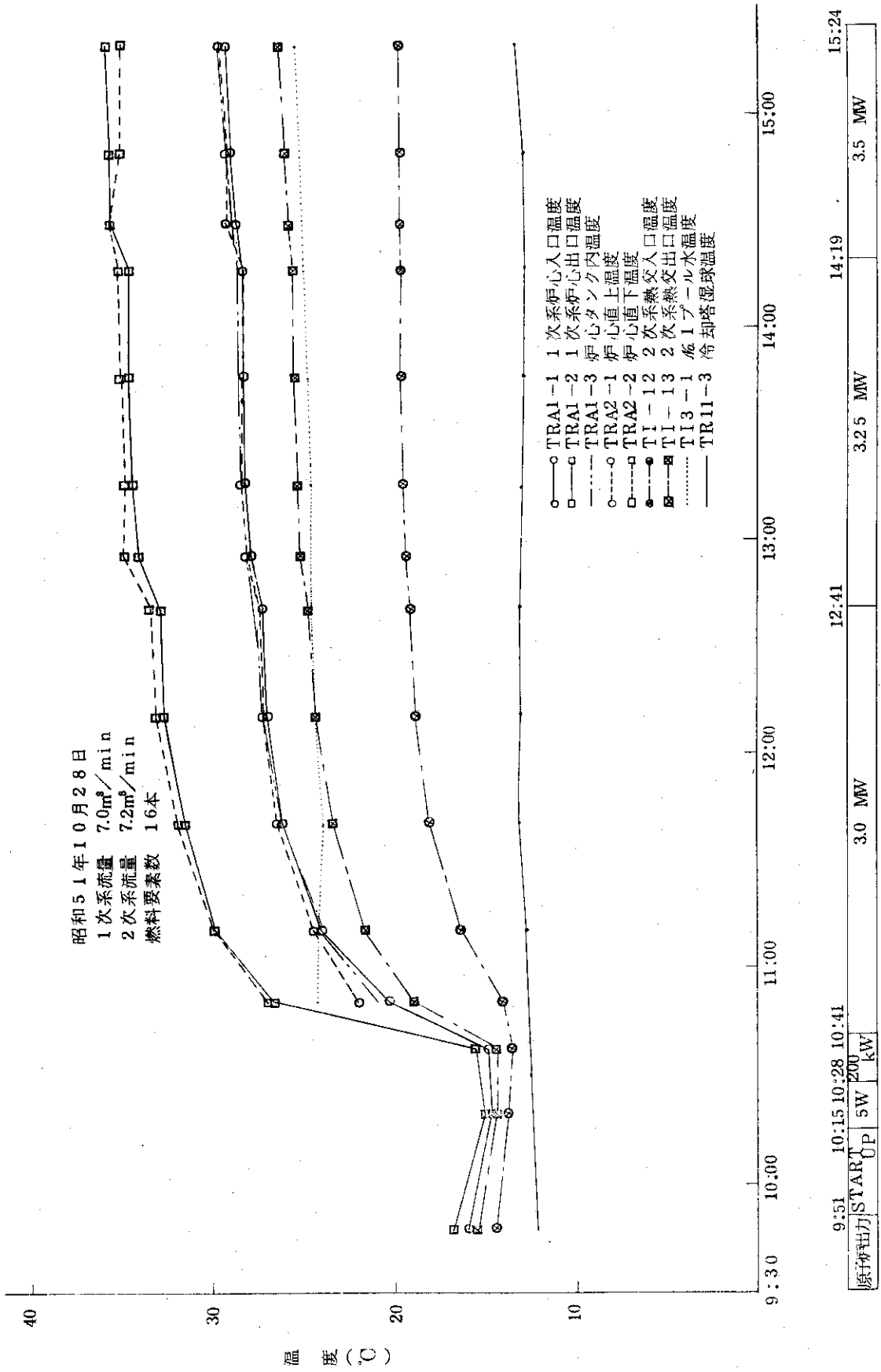
#### 参 考 文 献

- 1) JRR-4の出力上昇試験(1976)
- 2) JRR-4計装燃料の製作と燃料温度の測定(1976)
- 3) JRR-4の再出力上昇試験(1977)

Table 4.2.2 JRR-4 Power up schedule

月	日	曜	試験項目	炉出力	9:00	10:00	11:00	12:00	13:00	14:00	15:00	16:00	17:00	18:00	19:00
10	12	火	燃料交換・5W臨界	5W											
	13	水	中性子束測定	50W (60分)											
	14	木	"												
	15	金	"												
	16	土													
	17	日													
	18	月	ボイド係数 質量係数 測定	10W											
	19	火	"												
	20	水	20周年記念大運動会												
	21	木	制御機校正	10W											
	22	金	"	10W											
	23	土													
	24	日													
	25	月	Frの測定	50KW											
	26	火	"	"											
	27	水	出力上昇試験												
	28	木	"												
	29	金	"												





時刻及び原子炉出力  
 時刻及び原子炉出力  
 Fig. 4.2.7 Power up examination date on JRR-4  
 (Temperature curve of cooling system).

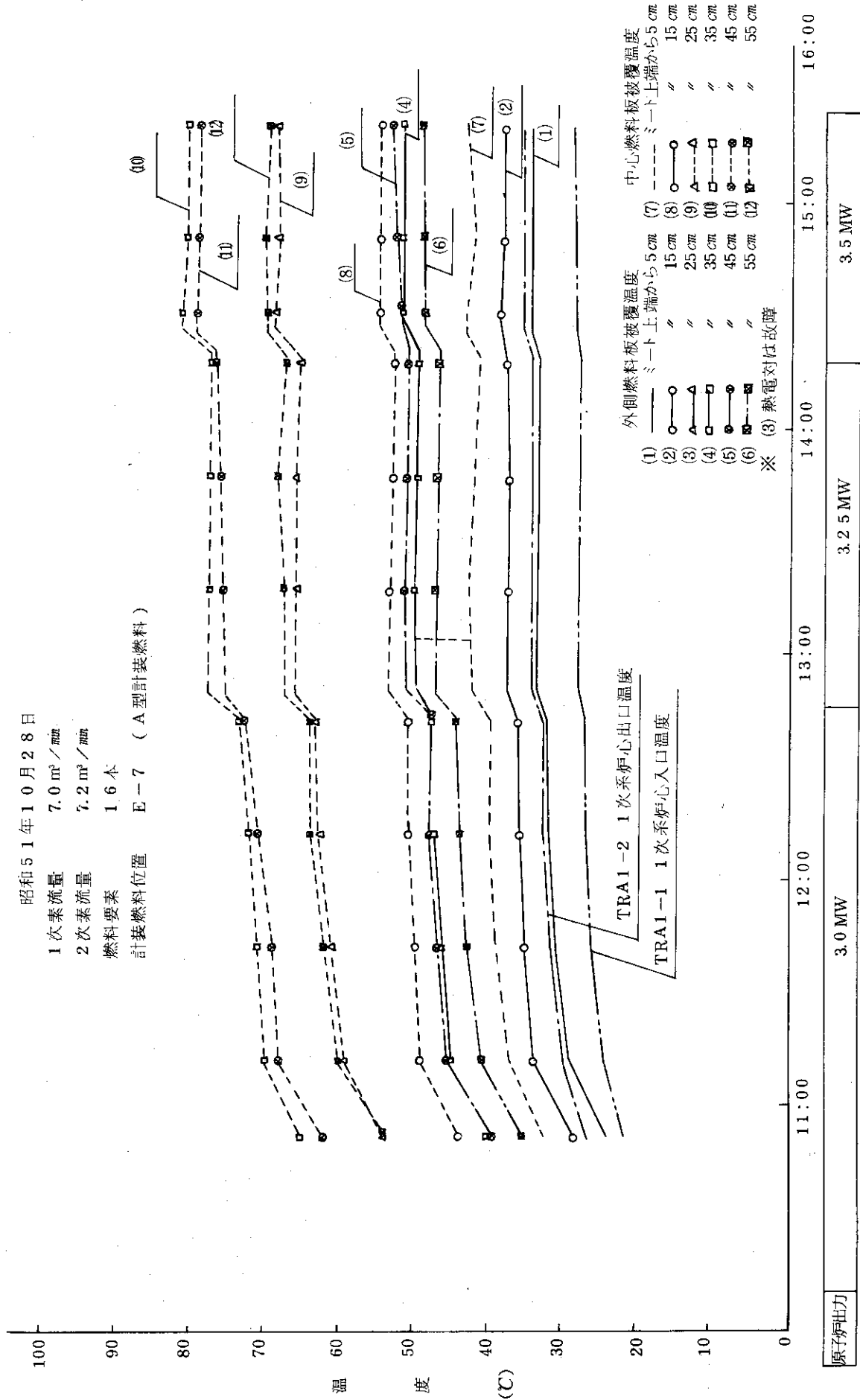


Fig. 4.2.8 Power up examination data on JRR-4 (Temperature curve of fuel clad).

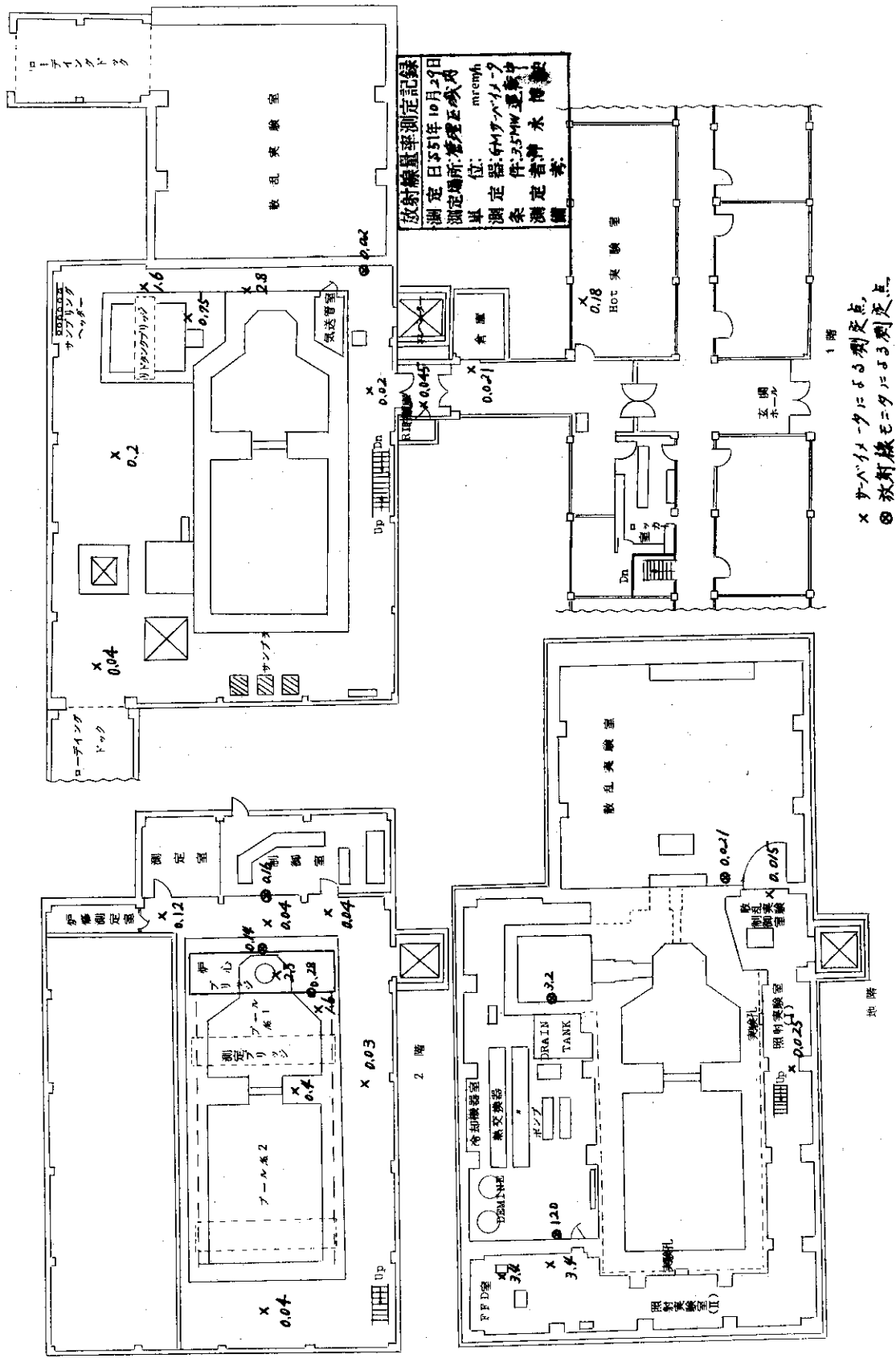


Fig. 4.29 Dose rate in radiation control area at 3.5MW operation.

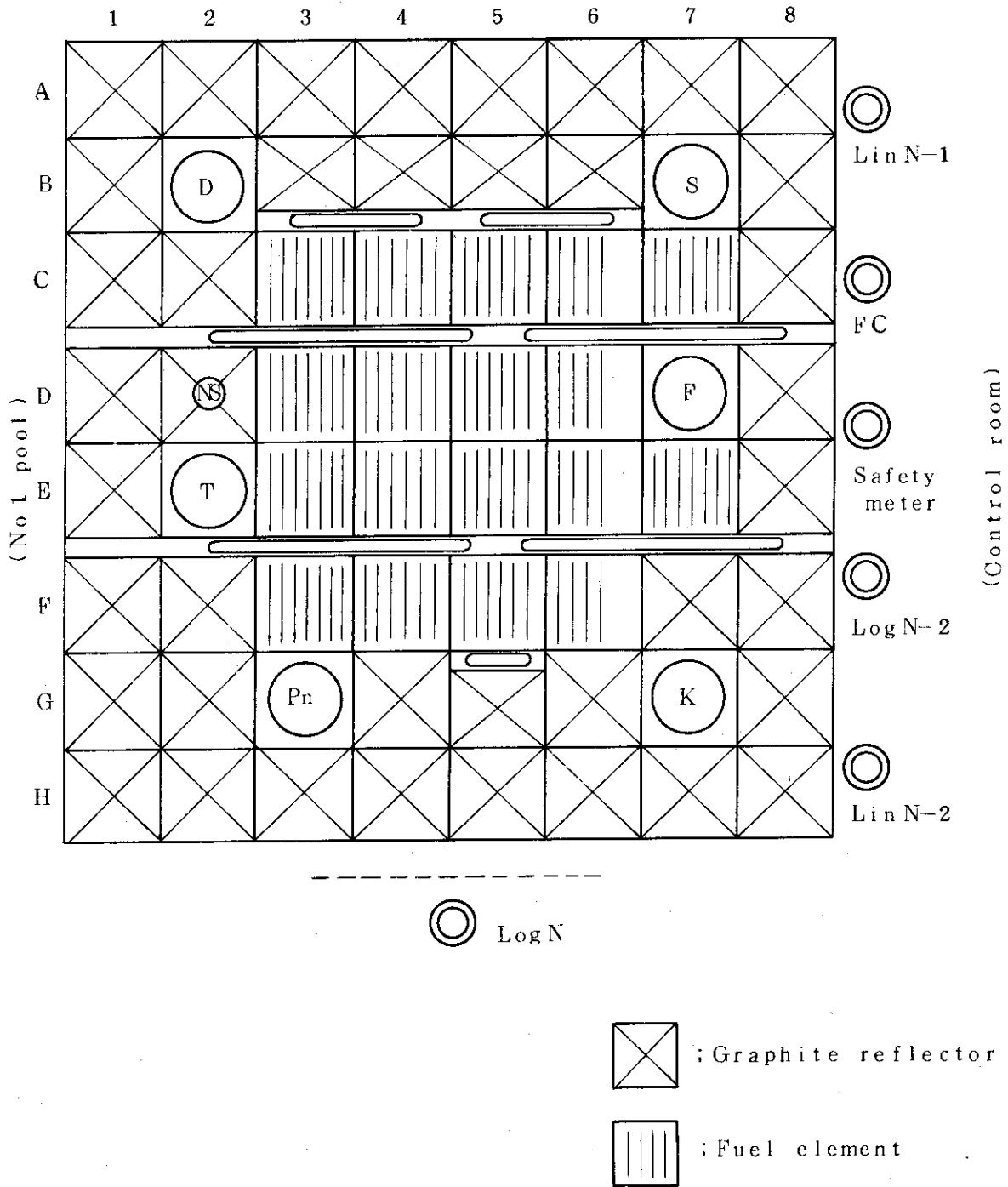


Fig. 4.2.10 Schematic view of core constitution of JRR-4.

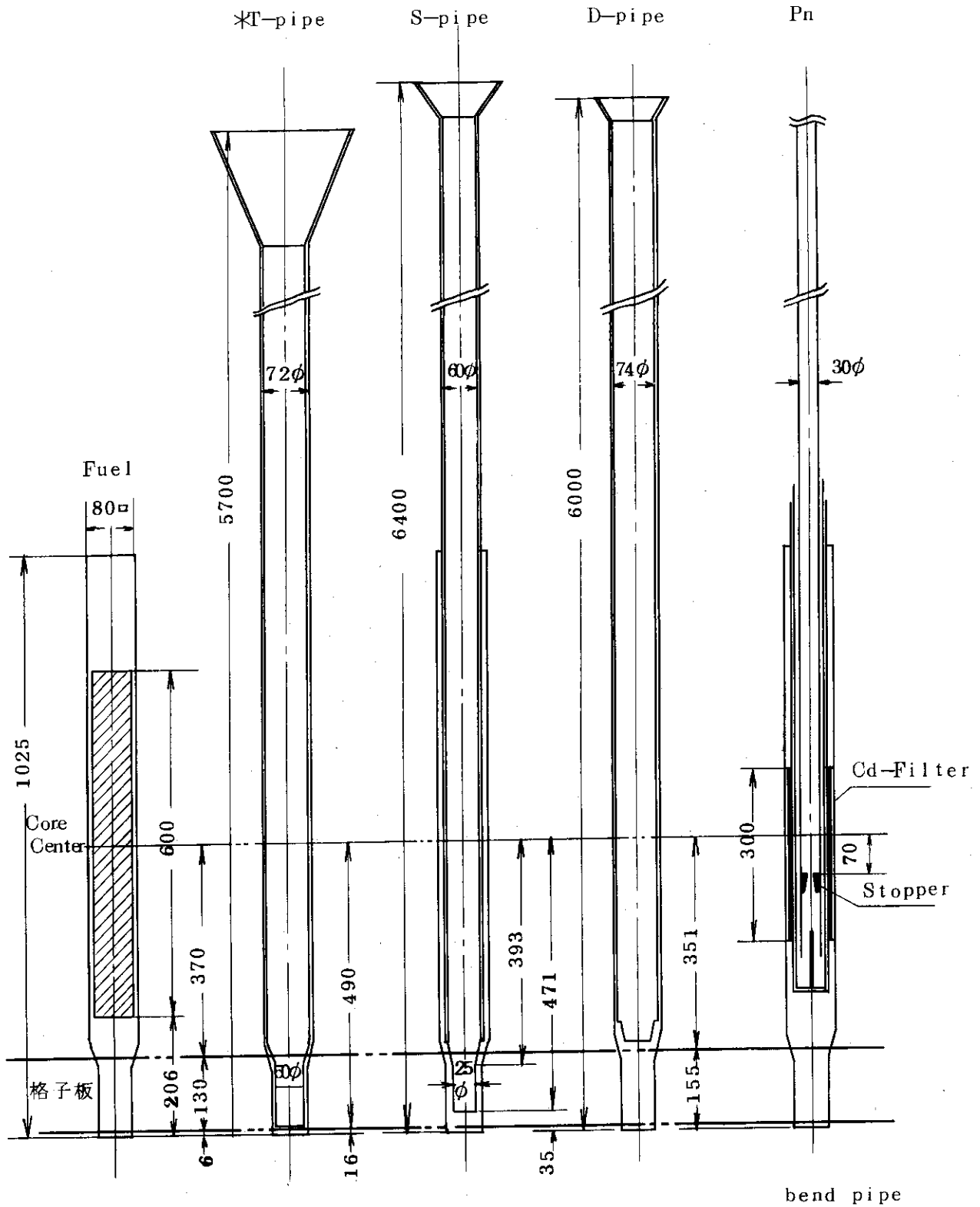


Fig. 4.2.11 Irradiation hole in JRR-4.

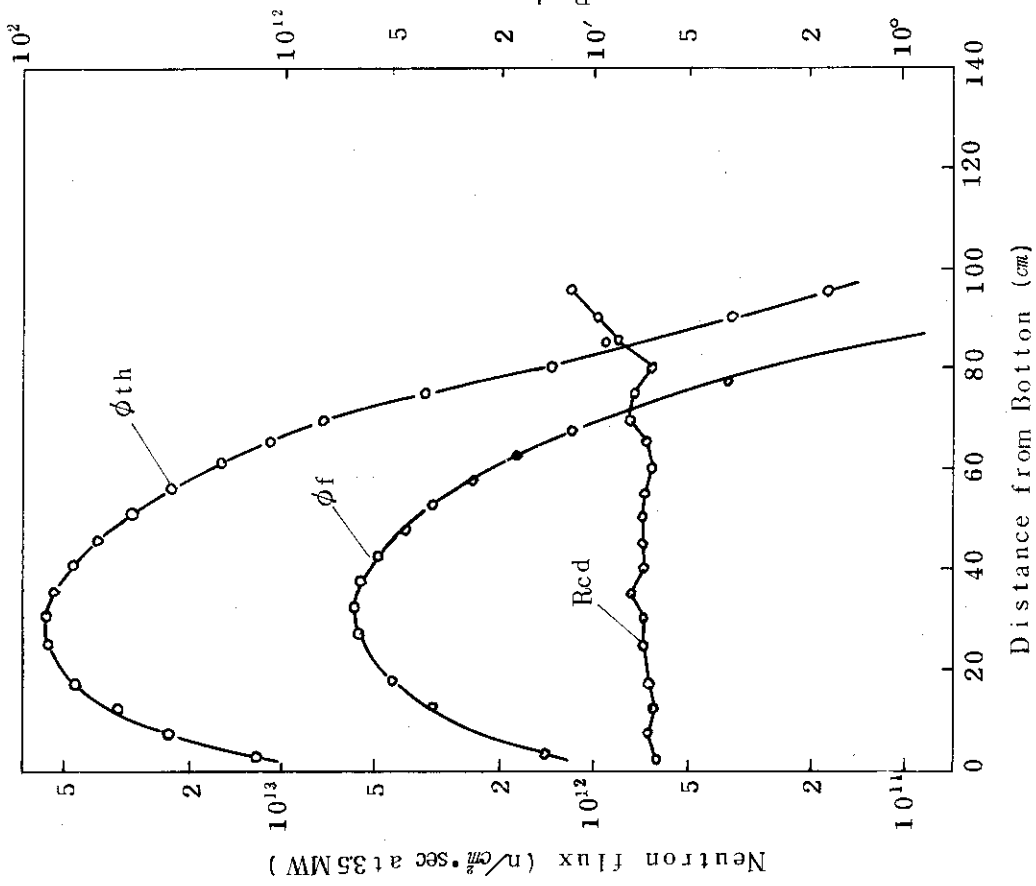


Fig. 4.2.13 Neutron flux distribution of S-pipe.

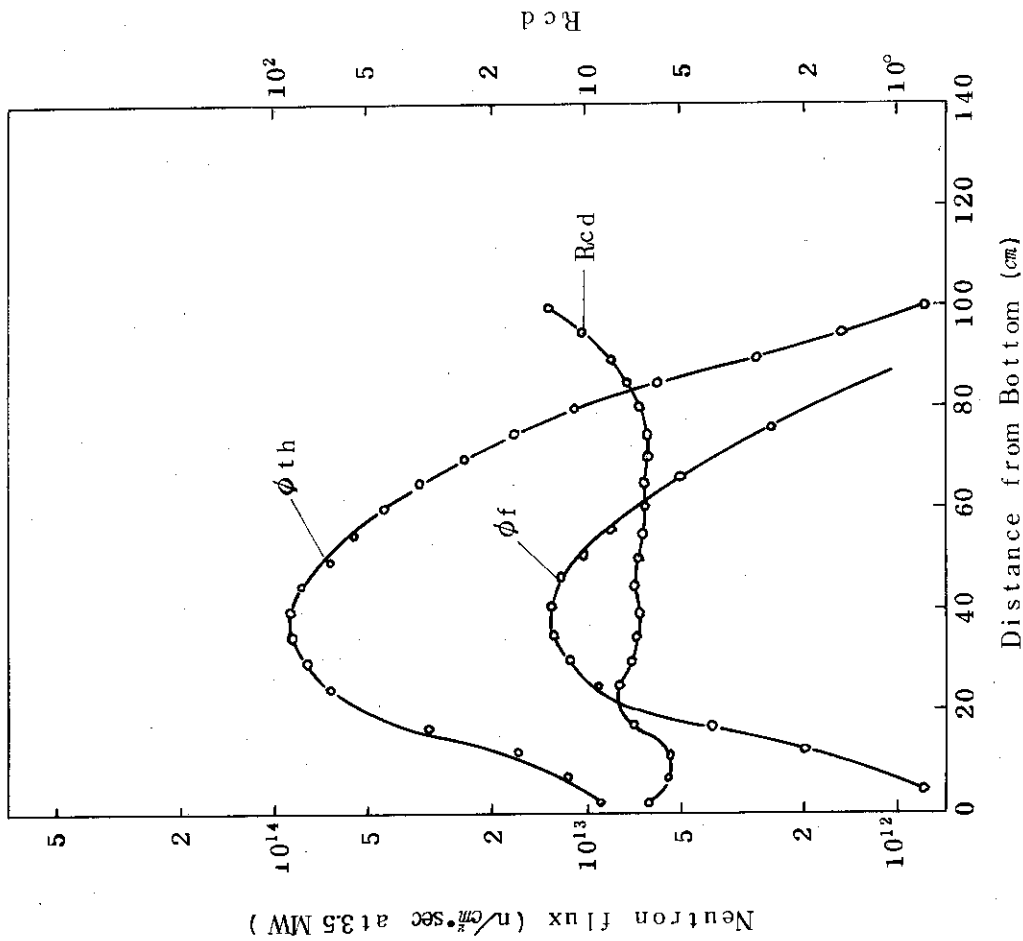


Fig. 4.2.12 Neutron flux distribution of T-pipe.

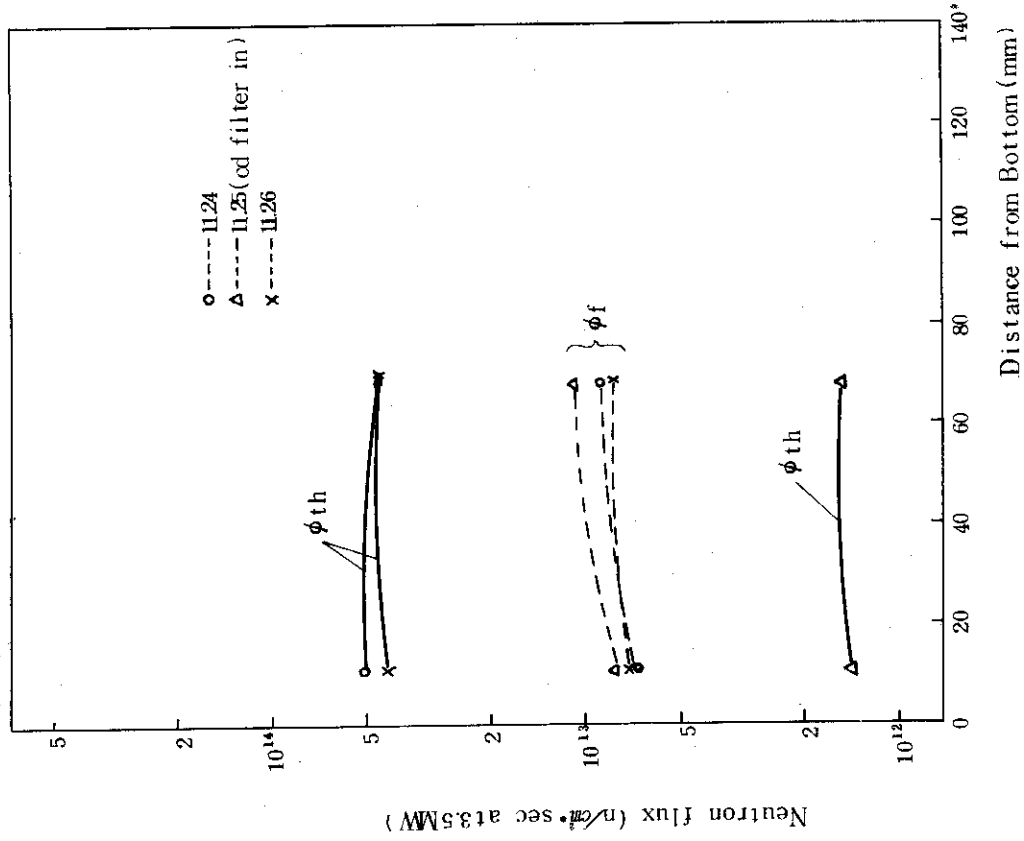


Fig. 4.2.15 Neutron flux distribution of pneumatic tube.

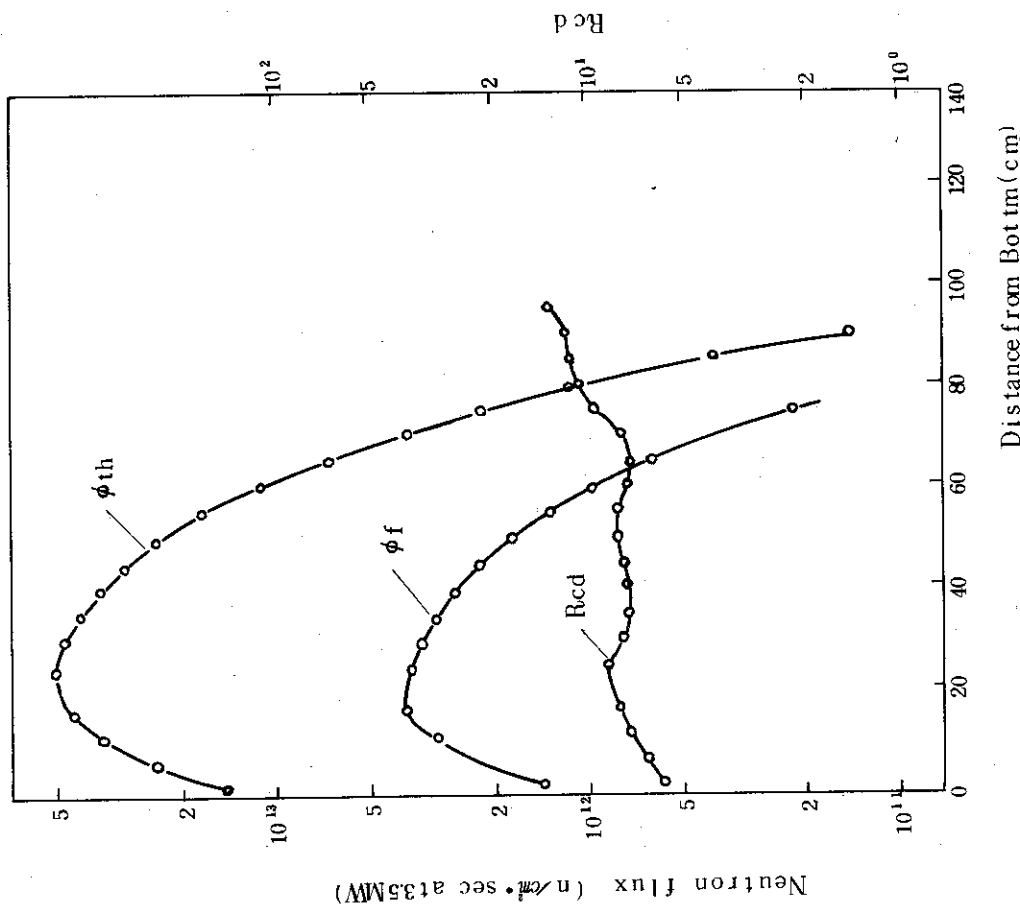


Fig. 4.2.14 Neutron flux distribution of D-pipe.

Table 4.23 Maximum neutron flux for power up of JRR-4

Irradiation pipes	Symbol of flux	Maximum neutron flux at 2500 kW ( $n/cm^2 \cdot sec$ )	Maximum neutron flux at 3500 kW ( $n/cm^2 \cdot sec$ )	* Ratio	Reference
T-pipe	$\phi_{th}$	$4.3 \times 10^{13}$	$8.8 \times 10^{13}$	2.05	JAERI-memo 6417 (2500 kW)
	$\phi_f$	$6.0 \times 10^{12}$	$1.3 \times 10^{13}$	2.17	"
S-pipe	$\phi_{th}$	$3.0 \times 10^{13}$	$5.8 \times 10^{13}$	1.93	"
	$\phi_f$	$3.6 \times 10^{12}$	$5.8 \times 10^{12}$	1.61	"
D-pipe	$\phi_{th}$	$2.5 \times 10^{12}$	$5.3 \times 10^{12}$	2.12	JAERI-memo 6859 (2500 kW)
	$\phi_f$	$2.5 \times 10^{12}$	$3.8 \times 10^{12}$	1.52	"
Pneumatic tube	$\phi_{th}$	$2.3 \times 10^{13}$	$4.6 \times 10^{13}$	2.00	R=4 Pn manual
	$\phi_f$	—	$7.0 \times 10^{12}$	—	

\*Ratio =  $\phi_{max}$  at 3500 kW /  $\phi_{max}$  at 2500 kW

Table 4.24 Thermal neutron flux for power up of JRR-4

Irradiation pipes	Maximum thermal neutron flux ( $n/cm^2 \cdot sec$ )	Position of thermal neutron flux maximum (from core center)	Date of measurement and reactor power
T-pipe	$4.3 \times 10^{13}$	4cm below	1976.3 (1) (2500 kW)
	$8.8 \times 10^{13}$	10cm below	1976.11 (3500 kW)
S-pipe	$3.0 \times 10^{13}$	5cm below	1976.3 (1) (2500 kW)
	$5.8 \times 10^{13}$	11cm below	1976.11 (3500 kW)
D-pipe	$2.3 \times 10^{13}$	8cm below	1976.4 (2) (2500 kW)
	$5.2 \times 10^{13}$	11cm below	1976.11 (3500 kW)



### 4.3 燃料

#### 4.3.1 JRR-3 第1次UO<sub>2</sub>燃料体の冷却管折損対策

##### 1) 経緯

昭和50年10月23日、第8サイクルの運転準備作業中に、炉心孔No100に装荷されていた第1次UO<sub>2</sub>燃料体(#3010、昭和47年1月装荷、燃焼度3203MWD/T)の冷却管折損を発見した。また、その後の観察中に、炉心孔No134に装荷されていた同種の燃料体(#3007、昭和47年1月装荷、燃焼度2942MWD/T)の冷却管にも同様の折損を発見した。折損原因を調査するため、冷却管折損燃料体の解体検査、同種の燃料体の外観検査とこれに基づくサンプリング燃料体の解体検査、炉体関係の寸法測定、振動実験等を実施するとともに、所内専門家からなる「JRR-3燃料体冷却管損傷原因調査委員会」において折損原因の究明とその評価を行った。これらの折損原因調査等に関しては、すでにまとめている<sup>1)</sup>。

これらの調査の結果、冷却管の折損原因は、炉心に装荷された燃料体が炉心タンク管板に正常に着座していなかったため、管板ノズルから吹き上げられる一次冷却水によって燃料体の冷却管が振動し、下部タイプレートが冷却管内面を全周にわたって摩耗させ、冷却管を折損させるに至ったものであることが判明した。そして、燃料体が正常着座しなかった原因としては、冷却管折損を生じた第1次UO<sub>2</sub>燃料体の冷却管部の寸法が短い側にあったことと炉体側の着座位置までの深さが図面寸法より長目であったことで、この取り合い寸法が十分でなかったことが挙げられている。

これらの冷却管折損原因の究明結果に基づき、冷却管折損の再発を防止するため、冷却管部の寸法を長くすることを中心とした対策を施した。

##### 2) 燃料体の点検結果

冷却管の折損原因を調査する過程で、冷却管下端の摩耗状況が燃料体の着座状況を知るのに有用であり、また、冷却管内面の損傷状況を推定することもできることがわかった。そこで、装荷燃料体の全数について工業用テレビによる外観検査等を実施した。燃料体の種別(製作ロットの違い)や使用時間等が異なるため、摩耗の程度にも差があったが、全体的な傾向として、冷却管折損が生じたものと同種の第1次燃料体は摩耗がひどかった。また、遮蔽プラグ部で炉体と接触した傷も見られた。これらの点検結果をまとめて、Table 4.3.1に示す。これらの点検に基づいて区分したうえで施した対策については同表の処置内容の欄に示した。

冷却管の振動を発生させた原因の一つとして、炉体と燃料体の寸法関係が重要であることがわかったため、治具を用いて炉心孔の長さ等を測定し、燃料体が完全に着座する寸法を求めた。また、すでに冷却管の振動によって炉体側の管板ノズルの変形が生じていることがわかっているため、その変形の程度を測定した。前者の炉体の寸法関係では、全体的に管板から下段遮蔽体上面までの寸法が長い方向にあることがより明らかになったことと、炉心孔のスリーブ(82mmφ)が約1mm細くなっているものがあることがわかった。これらは、燃料体を装荷したとき干渉する可能性を増し、燃料体の着座条件を悪くしていたと推定された。後者は、フレキシコン(商品名)を用いた型取りによって観察したが、炉心孔No100の管板ノズルは全周にわたって摩耗している等の結果が得られた。この方法によって、遠隔操作で比較的容易に水中にお

ける型取りをすることができ、有用であることがわかった。これについては、観察結果に基づき人工的に変形させた管板ノズルを製作し、炉外実験を行い、支障がないことを確かめた。

### 3) 燃料体の補修

前に述べたとおり、いろいろな調査を実施してきたが、使用中の燃料体に対する折損防止対策として、下段遮蔽体上面に接触する可能性がある燃料体の遮蔽プラグテーパ部を切削加工し、燃料体を管板へ着座させたときに余裕を持たせることにした。使用中の燃料体に施すものなので、切削治工具の製作、モックアップ試験、切削加工後の強度評価、作業時の安全性評価等十分に検討をしたうえで実施した。

切削治工具は、市販のパイプカッタを加工して作り、位置決め、切削形状の均一性等を容易に行える機構とした。切削治工具と切削加工の概要を Fig. 4.3.1 に示す。この治工具の設計にあたっては、炉内からの放射線を考慮し、線量評価や実測を行って安全性を確認し、遮蔽を施した結果、作業位置での放射線量率を  $5 \text{ mR/h}$  以下に抑えることができた。

切削加工は、遮蔽プラグテーパ部に接触きずの生じていたものうち 50 体に施し、外観、寸法、液体浸透損傷等の検査を行い、最終的に 48 体を合格とした。十分な準備を行ったうえで作業を実施したこともあって、被曝線量はいずれの作業員もフィルムバッチの検出感度以下であった。

### 4) 第 5 次燃料体

燃料体冷却管の折損が発見されたとき、第 5 次燃料体を製作中であつたが、折損原因調査中、作業を停止した。折損原因が究明されたので、燃料体の寸法を十分着座する長さに変更し、製作した。構造全体についても再検討を行ったが、冷却管の折損が生じた燃料体と同種のものであつても異常が見られないうものもあることから、長さ関係のみを変更し、また、公差を設定し、着座に対し余裕を持たせた。

この燃料体の遮蔽プラグは、48 年に発見された炉心孔案内管部の変形<sup>2)</sup>を考慮し、約  $1 \text{ mm}$  細く製作していたため、今回発見された炉心孔スリーブの変形に対しても干渉を受けないですむと考えられたが、念のため燃料体の装荷に支障がないことを確かめた。そして、Table 4.3.1 に示した、冷却管下端の摩耗が生じていた第 1 次燃料体等をすべてこの新しい第 5 次の燃料体(計 59 体)に交換した。

### 5) 装荷燃料体の振動測定

今回の燃料体冷却管の折損は、管板から浮いたことによつて振動し、生じたものと推定された。これを監視する方法として、燃料体頭部へ加速度型の振動計を取り付け、一次冷却水を流したときの振動を測定することが有用であることがわかった。そこで、以上述べたような折損防止対策を施し、燃料体の管板への着座が完全になつたと考えられる状態になつたところで、全数の振動測定を行った。また、原子炉を運転したことによる効果を調べるため、8 日間の試験運転を行った後で同様の測定を実施した。これらの結果を折損防止対策実施前のデータと合わせて Fig. 4.3.2 に示す。ここでは、各燃料体について測定された加速度値の最大値を示してある。

結果からわかるように、対策実施前の測定では、第 1 次燃料体の約半数と第 4 次燃料体の一部等に大きな振動が見られたが、その他は全体的に  $0.2 \text{ g}$  の振動加速度値以下であつた。これ

は、調査時に観察した冷却管下端の摩耗の状況とほぼ対応する傾向であった。しかし、燃料交換等の対策を実施した後は、0.2gの振動加速度値を越えるものが11体あったが、全体的には明らかな振動の減少があり、着座したものと判定して良い結果が得られた。これらのやや振動の大きいものを含んだ燃料体について、10 MW運転中の変化を監視しながら、試験運転を行った。運転中の測定では、多少の変動はあったが、特に運転によって大きく変わるものはなく、燃料体は着座状態を維持していると推定できた。

試験運転終了後、再度、全数の振動測定を行ったところ、更に振動が減少した。これは変形した管板ノズルに対して着座のなじみができた結果と考えられる。これらの振動測定を通じて、原子炉の運転に係りなく、燃料体は管板に着座していたと考えられる。

#### 6) まとめ

燃料体冷却管の折損が発見されて以来、1年余にわたって原因調査、再発防止対策等について検討を実施してきた。その結果、燃料体の浮きによって大きな振動が生じ、これによって冷却管の折損に至ったことがわかり、各種の対策を講じたところ振動を少なくすることができた。調査対象が多いため、点検、データ分析等に時間を要したが、対策を施すことによって所期の目的を達することができた。今後、振動測定や冷却管の下端観察等を行い、その結果を評価することにより、より良い異常診断技術の開発に役立てる計画である。

#### 参 考 文 献

- 1) JAERI-M 6766, 研究炉・ホットラボの運転と技術管理(1976), p83, p79
- 2) JAERI-M 5845, 研究炉・ホットラボの運転と技術管理(1974), p97

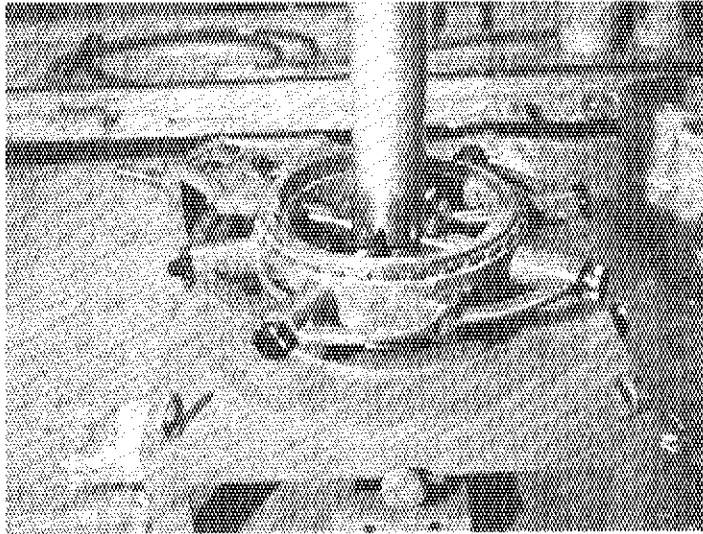


Fig. 4.3.1 Jig cutter of shield plug  
for JRR-3 fuel assembly.

Table 4.3.1 The check list of the fuel in reactor core of JRR-3

燃料体種別	装荷数 (50年10月現在)	遮蔽プラグテーパ部接触きず	冷却管下端 摩耗	処置内容
第1次 (EUO <sub>2</sub> )	68 体	原因調査用 : 11 体		第5次に交換
		有 56 体	有 41 体	第5次に交換
			無 15	テーパ部切削加工後使用
		無 1	有 0	
			無 1	着座確認後使用
第2次 (EUO <sub>2</sub> )	50	有 1	有 0	
			無 1	着座確認後使用
		無 49	有 25	着座確認後使用 <sup>*1</sup>
			無 24	着座確認後使用 <sup>*2</sup>
第3次 (NUO <sub>2</sub> )	59	有 0	有 0	
			無 0	
		無 59	有 7	着座確認後使用
			無 52	着座確認後使用
第4次 (EUO <sub>2</sub> )	66	有 37	有 22	テーパ部切削加工後使用 <sup>*3</sup>
			無 15	テーパ部切削加工後使用
		無 29	有 17	着座確認後使用 <sup>*4</sup>
			無 12	着座確認後使用

\*1 : このうち2体を調査用として取り出し, 第5次に交換した。

\*2 : このうち1体を調査用として取り出し, 第5次に交換した。

\*3 : このうち1体を調査用として, 2体を切削加工後の検査不合格として取り出し, 第5次に交換した。

\*4 : このうち1体を調査用として取り出し第5次に交換した。

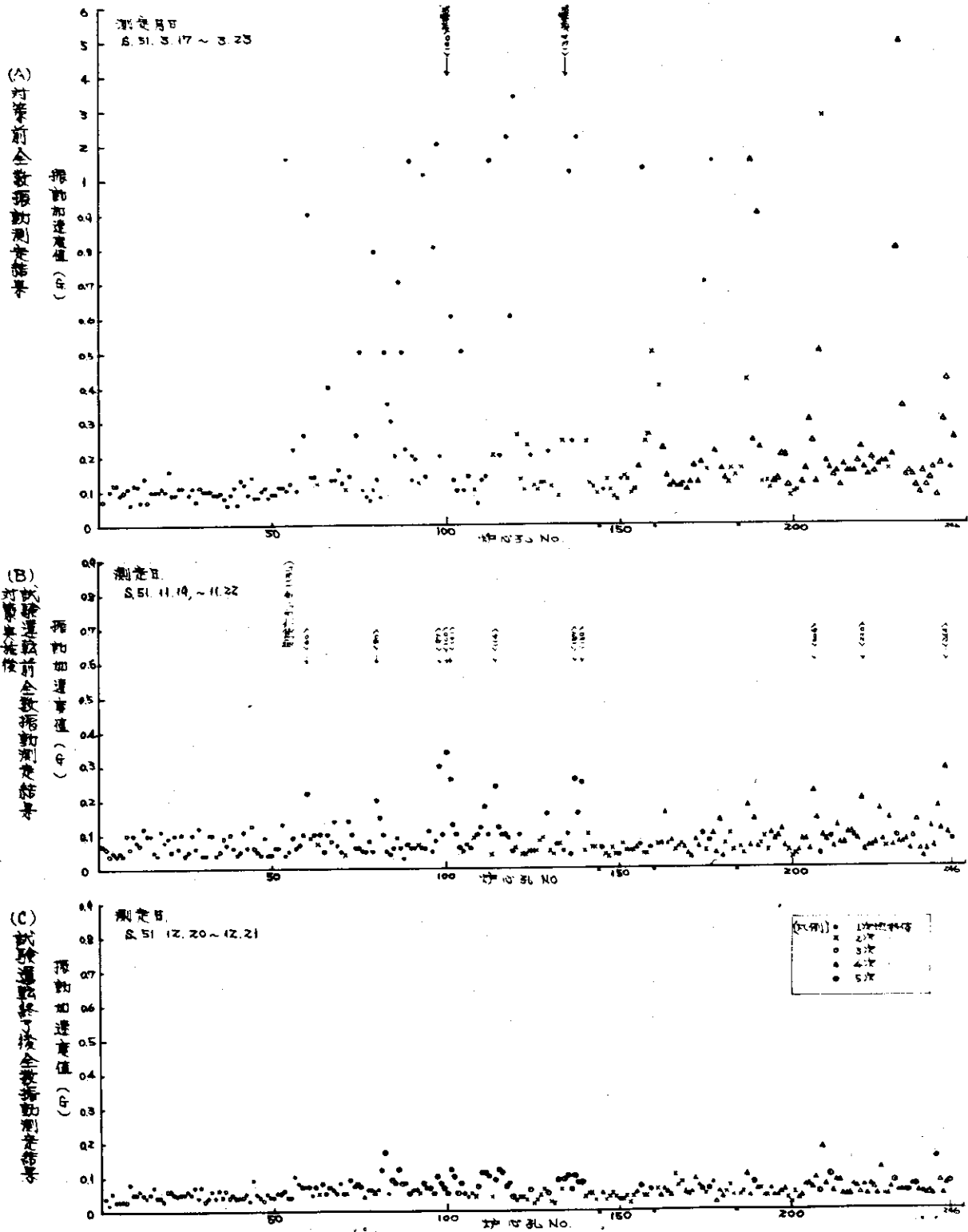


Fig. 4.3.2 The results of measurement of fuel vibration in reactor core.

## 4.3.2 JRR-3 使用済燃料の解体検査

50年度発見された冷却管折損燃料の折損原因を調査するため、「JRR-3 燃料体冷却管損傷原因調査委員会」の指示を受け、各種の $UO_2$ 燃料体の解体検査を実施した。

## 1) 検査の結果

検査の結果次のことが明らかになり、それについて委員会で詳細な検討<sup>1)</sup>が行われた。

## (a) 冷却管の外観観察

折損燃料の下端部摩耗が著しい他、同種燃料で同程度に摩耗したものが多数あるにもかかわらず、他方まったく摩耗していない燃料体もある。

## (b) 冷却管の内面観察

下部タイプレート当り部の冷却管の肉厚減少が著しく、顕著なものはキーの変形が進行している。また、この肉厚減少及びキー部変型の程度は、下端部摩耗の程度と同一傾向にある(キー部の変形の様子を Fig. 4.3.3 a に示す)。

## (c) クラスタの解体作業

特に異常部は確認されなかった。

## (d) 構成部品の外観検査

折損燃料体のスペーサ損傷が著しく、他の燃料体においても、損傷の程度は冷却管下端部及び内面の摩耗程度と同傾向にある。また、損傷燃料体の上部タイプレートの片減りが著しい。損傷の著しいスペーサと健全スペーサの写真を Fig. 4.3.4, 4.3.5 に示す。

## (e) 燃料ピンの外観検査

被覆管の損傷程度は(d)と同傾向にあるが、被覆管を貫通するような損傷(破損)は生じていない。

## (f) 冷却管の金相・硬度検査

材質的には特に問題がないが、Fig. 4.3.3 b に示すように折損部相当位置の加工硬化が著しい。

## 2) 検討結果

冷却管は、次に掲げる経過で折損したものと推察された。

- ① 燃料体は炉心に装荷した時点で、その下端が炉心タンク管板に正常着座していなかった。
- ② 管板ノズルから吹き上げる一次冷却水により、下端が拘束されていないこれらの燃料体は激しく振動した。冷却管の下端は管板ノズル部にあたり、相互に摩耗・変形した。
- ③ 燃料クラスタは、全体が冷却管に対して振動するようになった。
- ④ 冷却管内部では、特にキーに対して直角方向に振動するタイプレートが、冷却管内面及びキーを摩耗させた。
- ⑤ キーの摩耗が進行すると、キーによる下部タイプレートの拘束力が弱まり、燃料クラスタはより自由に振動するようになる。このため、冷却管内面はほぼ全周にわたって摩耗が進行し、肉厚の減少が生じた。
- ⑥ 内面が摩耗して強度が低下した冷却管に、振動による繰り返し応力がかかった。疲労によって冷却管に亀裂が生じ、亀裂は冷却管の円周方向に進行していった。応力は破断

値を超えるに至り、冷却管は折損した。

今回の検査により、炉内振動と冷却管下端部及び内面の摩耗程度、燃料ピンの損傷程度などの関係が極めてよく関連づけられた。この結果、第1次燃料体においては、冷却管下端部の摩耗状況観察（これは炉心内でも非破壊的に検査することができる）は、炉内振動測定とともに燃料体の健全性を評価するうえで非常に有力な方法であることがわかった。

#### 参 考 文 献

- 1) JRR-3 燃料体冷却管損傷原因調査委員会，「JRR-3 燃料体冷却管損傷原因調査について（答申書）」，（昭和51年4月19日）



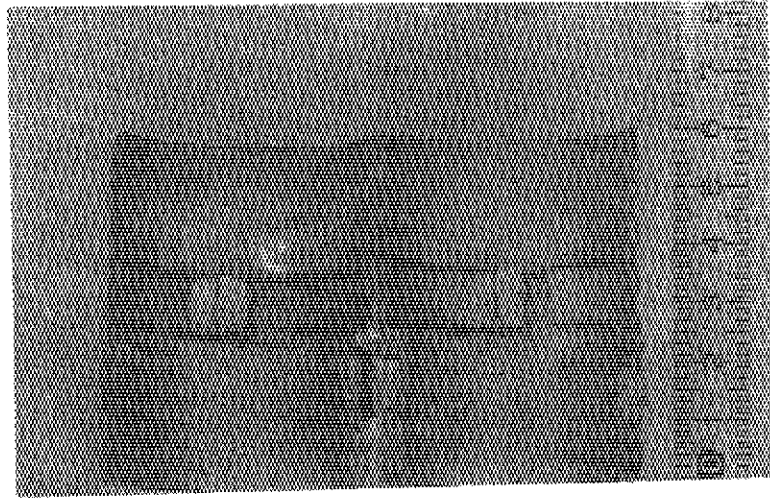


Fig. 4.3.3 a Damaged key of cooling tube in JRR-3  
UO<sub>2</sub> fuel (No. 3065).

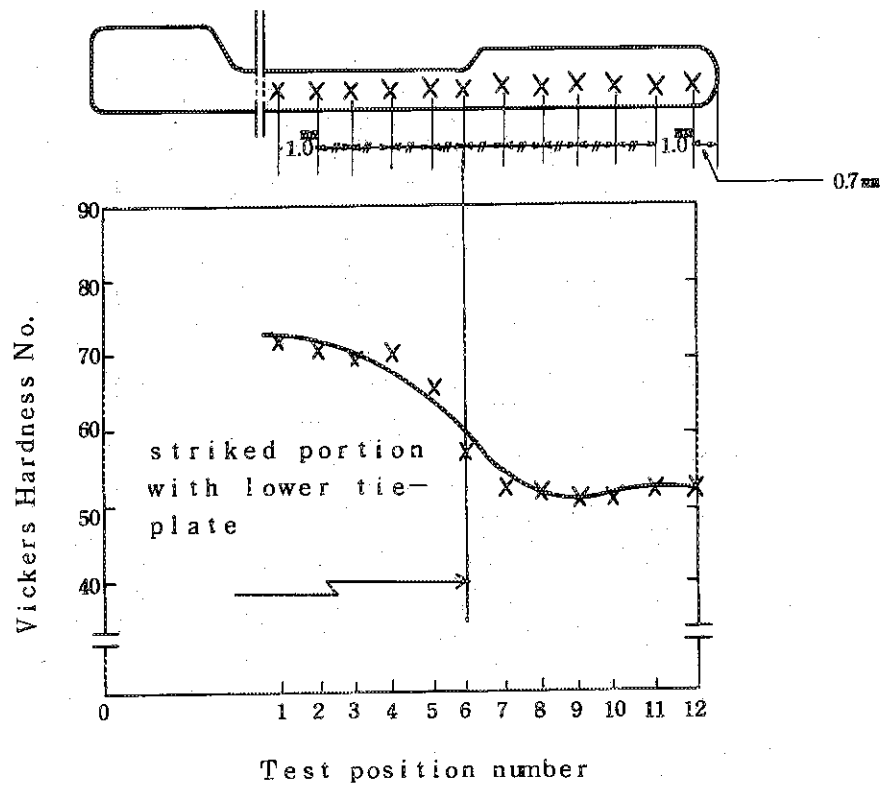


Fig. 4.3.3 b Hardness number of cooling tube in JRR-3  
UO<sub>2</sub> fuel (No. 3018).

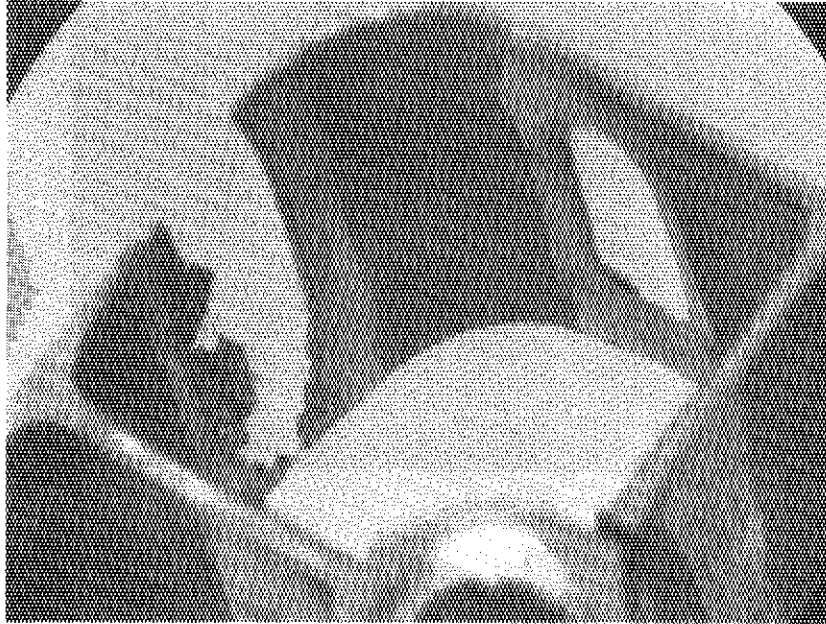


Fig. 4.3.4 Failed spacer in JRR-3 UO<sub>2</sub> fuel.  
(No. 3010)

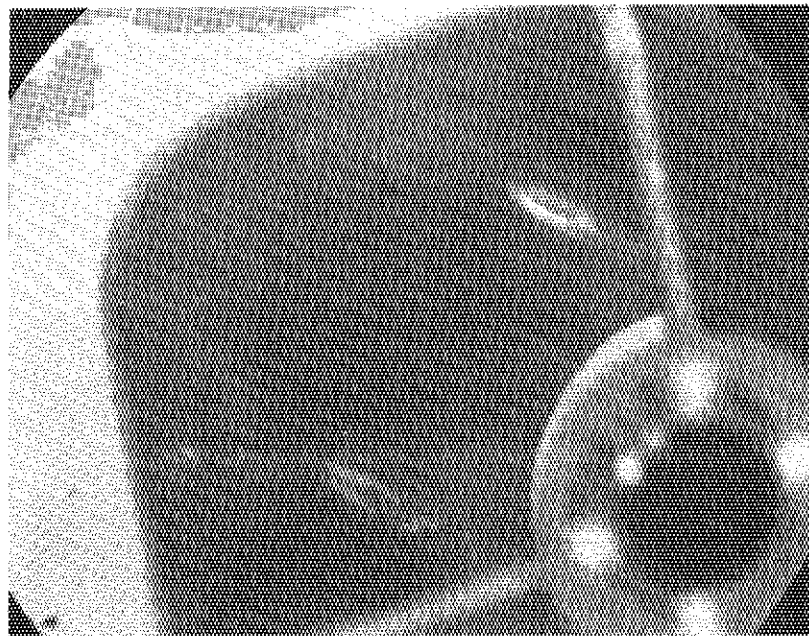


Fig. 4.3.5 Normal spacer in JRR-3 UO<sub>2</sub> fuel.  
(No. 3002)

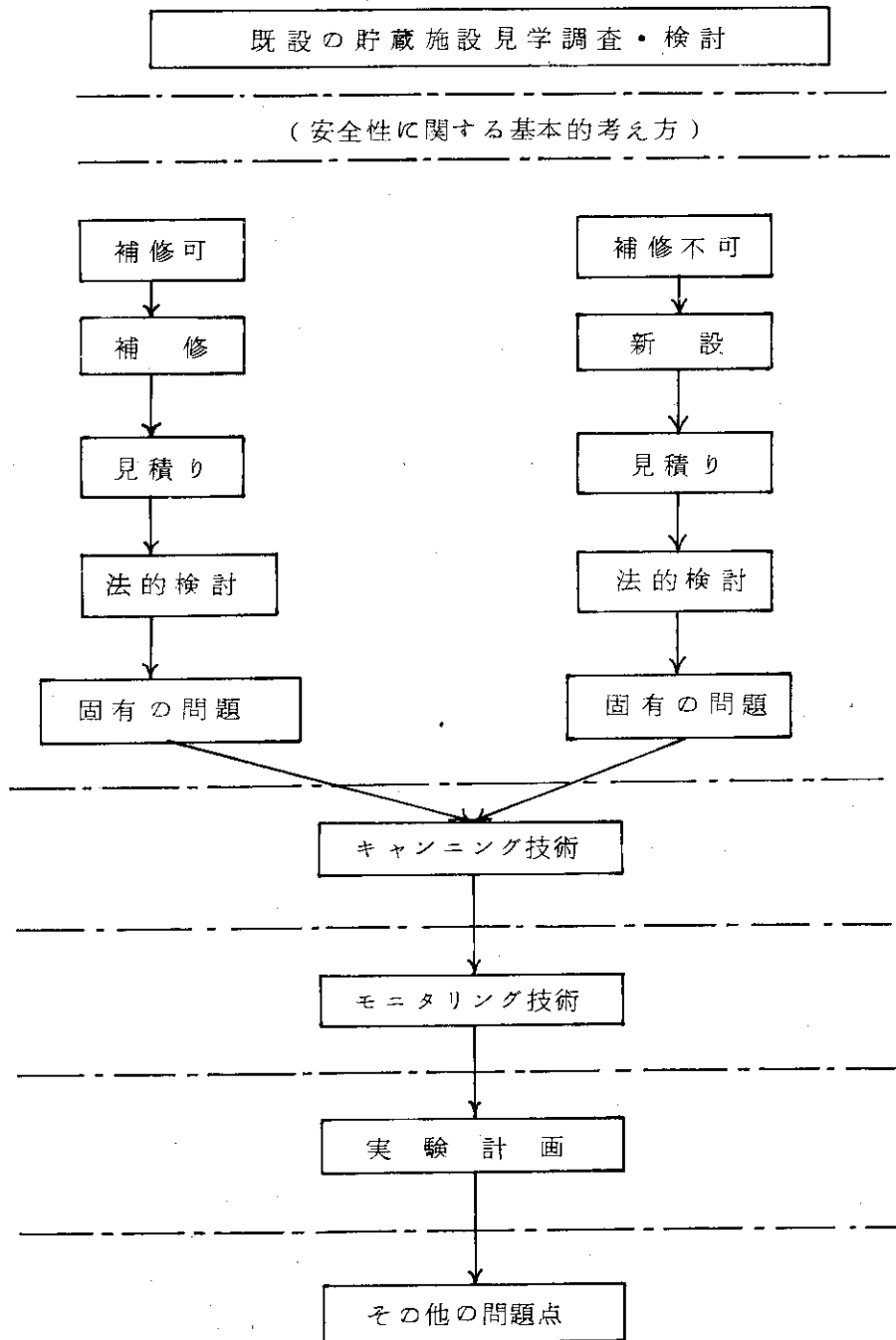
## 4.3.3 JRR-3 金属天然ウラン使用済燃料の保管方法の検討

JRR-3では、金属天然ウラン使用済燃料の貯蔵数がすでに677体（昭52.4.13現在）に達している。当部では、これらの使用済燃料を処理するため、(1)再処理、(2)貯蔵能力の増加、(3)施設の増設、(4)他施設の借用、(5)長期貯蔵施設の設置などについて検討を加えてきた。しかし、(1)は、国内・海外のいずれにおいても、諸般の事情により再処理の実施が極めて困難な情勢になっていること、(2)は、貯蔵能力が建設当初180体であったのを350体、650体、1100体と再三にわたり増加しており、これ以上の増加は物理的にも不可能な状態となっていることにより期待できないと判断された。また、(3)、(4)案については継続して検討中であるが、これらはいずれも所管する課室の使用予定並びに法的規制の重複などの問題があり、早急の実施は困難と考えられる。このため、(5)の長期貯蔵を実施するべく、「JRR-3 金属天然ウラン使用済燃料を保管するうえで、技術的な問題を検討する。」ことを目的として、昭和51年6月『JRR-3 SF保管技術検討会（主査：長崎隆吉 燃料工学部主任研究員）』が設置された。同検討会は、現在放射性汚染処理課の所管する施設内に設置されている保管施設が補修できる場合と補修できない場合の2ケースにわけて、Table 4.3.2に示す過程に従って検討を行った。検討結果、

- ① 貯蔵方式は乾式とし、密封は容器と系の2重構造とするのが望ましい。
- ② 既設貯蔵施設については、担当課による早急な詳細評価が必要である。
- ③ 既設貯蔵施設について、担当課の詳細評価の結果、補修が不可能であると判断された場合、または既設施設の貯蔵能力および耐久性に問題があると判断された場合には、当検討会の設計指針にもとずき、貯蔵施設を新設する必要がある。
- ④ 保管を実施するうえでは、キャンニング及びモニタリング技術を考慮する必要がある。しかし、これらはいずれも現有の技術で十分可能であると考えられる。
- ⑤ 保管を実施するにあたっては、密封容器の溶接試験、アルミニウムの腐食試験、燃料の解体検査（FPガス捕集）、モニタリング技術に関する試験を行う必要がある。
- ⑥ 保管開始後も、燃料及び密封容器の健全性について、定期検査が必要である。

などの結論が得られた。

Table 4.3.2 Discussion procedure for dry storage  
of JRR-3 metallic natural U spent fuels



## 4.4 照射技術

### 4.4.1 中性子ラジオグラフィによる混合酸化物燃料中のプルトニウムスポットの測定

#### 1) はじめに

$\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 混合酸化物ペレット中のプルトニウムスポットについて、その粒径及び濃度の分布状況を確認することは、燃料の健全性を保持するために必要とされている。このため焼結ペレット検査の一項目として $\alpha$ オートラジオグラフィ試験の実施が一般的である。

ところで、中性子ラジオグラフィ試験により同様の目的が達成できるとすれば、短時間に多量のペレットを、被覆管に封入した状態において検査できることになるなど多大な利点が考えられる。

この観点から名古屋大学がJRR-4 R照射筒を使用して一連の実験を行っており、昨年度においては模擬燃料ペレット( $\text{TiO}_2$ )中に分散した吸収体スポット( $\text{Eu}_2\text{O}_3$ )の測定に成功している。

本実験は動燃団の委託を受け、名古屋大学の実験の成果を踏まえて、実用燃料ペレット中のプルトニウムスポットの測定を行ったものである。

なお、本実験は本稿執筆時(4月20日現在)未だ進行中であり、ここでは中間報告を行うにとどめる。

#### 2) 概要

##### (1) 装置

装置としてはJRR-4 R照射筒の上部を改造したものを使用した。設置の状況及び設置後の特性測定結果をFig. 4.4.1, 4.4.2に示す。

##### (2) 試料

試料としてはTable 4.4.1及びFig. 4.4.3に示す燃料ピン2本を使用した。3種類のペレットは各々原子炉燃料として使用するものと同一仕様であり、予め $\alpha$ オートラジオグラフィによってプルトニウムスポットの検査を行ったものである。

##### (3) 実験

直接法に拠った。ガドリニウム箔(50 $\mu$ 及び100 $\mu$ 厚さ)をコンバーター(バックスクリーン方法)とし、ミニコピー、SR、SS及び高分解能乾板の各フィルムを検出体とした。はじめに模擬試料( $\text{B}_4\text{C}$ 粉末)を用いコンバーターとフィルムの全ての組み合わせについて最適条件を求めめるためのサーベイを行った。

次いで求められた最適条件において、3種類の燃料ペレットの濃縮度及びPu富化度にあわせて3~4段階の中性子照射量を選択し測定を試みた。

最後に、燃料ピンを90°ずつ回転し、スポット像の移動を確認した。

#### 3) 結果

Table 4.4.2及びFig. 4.4.4に模擬試料の試験結果を示す。この結果に基づき、試料の撮影は主としてミニコピーフィルムによって行った。

Fig. 4.4.5に試料の中性子透過写真の一例を示す。「EPRI」ペレット及び「ふげん」ペレットについては、吸収体の存在に起因すると思われるスポット像が撮影されている。中性子透

過写真撮影は、さらに良好な条件を求めて実施中である。中性子透過写真の解析についても、引続き実施中である。

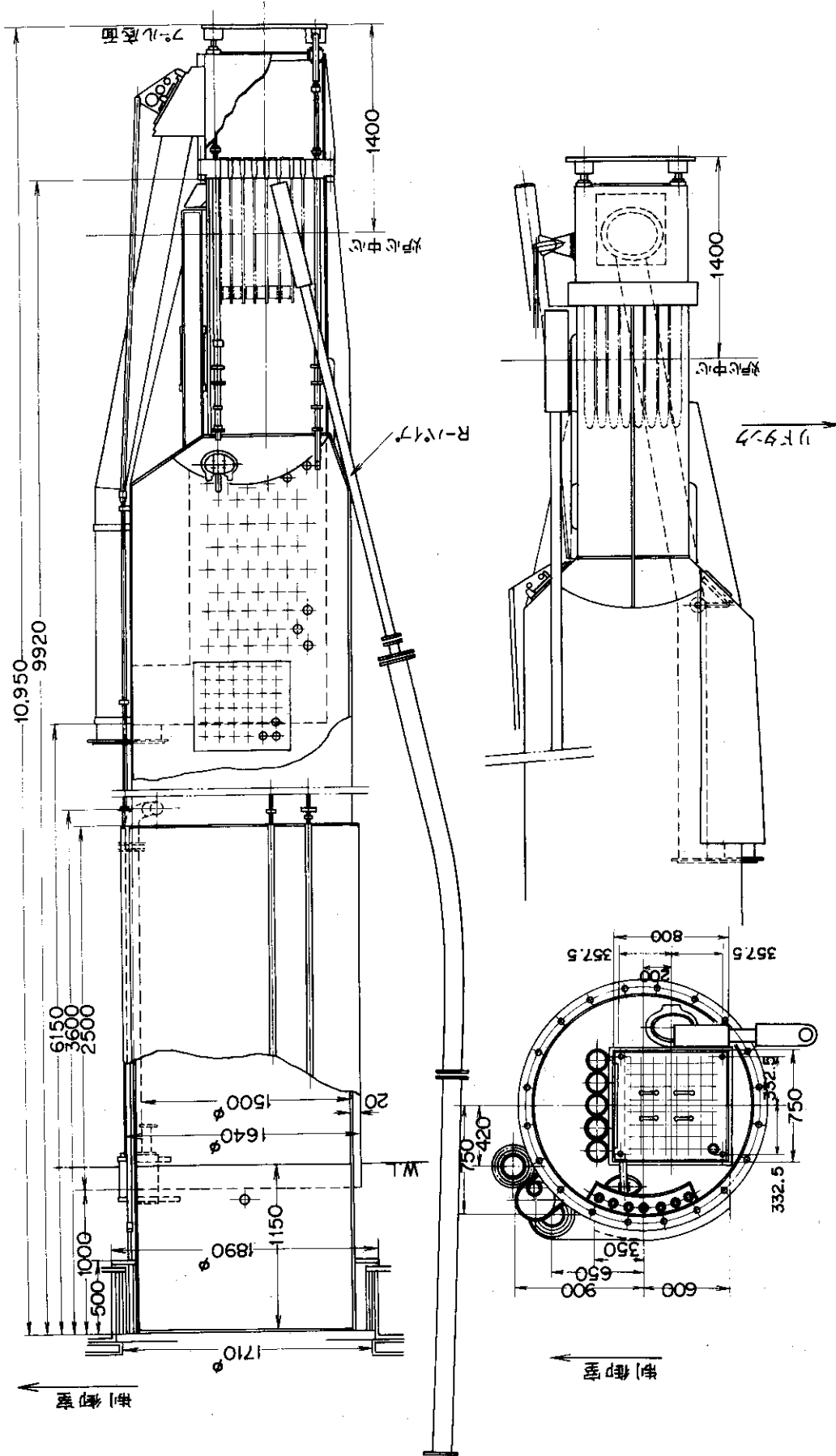


Fig. 4.4.1 Structure of reactor core tank and R-pipe.

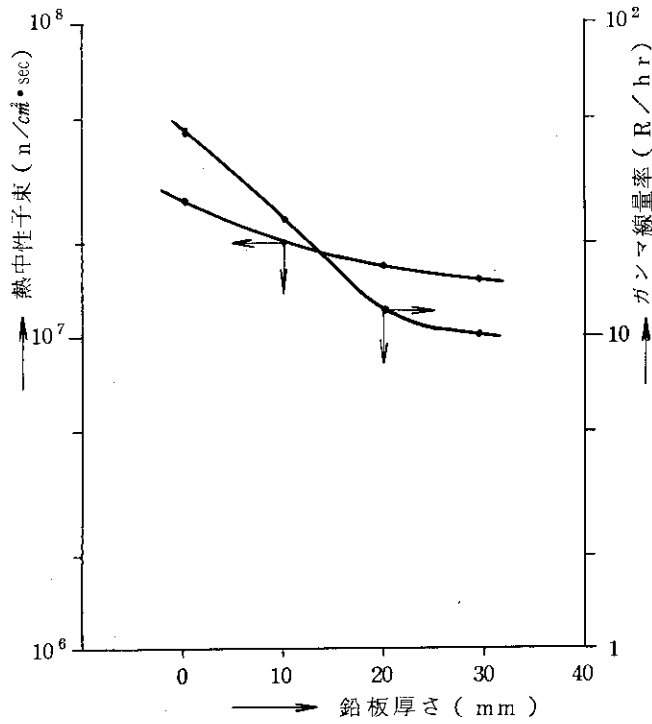
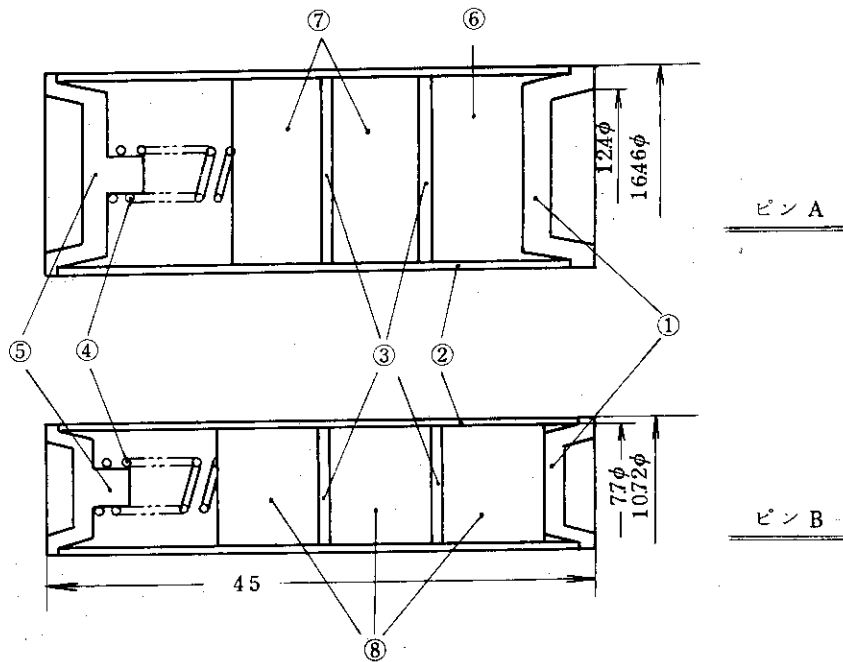


Fig. 4.4.2 Neutron density and gamma dose of R-pipe, at 4m from top of tube.



№	名称	材質	№	名称	材質
1	上部端栓	Zry-2 (A), Zry-4 (B)	5	下部端栓	Zry-2 (A), Zry-4 (B)
2	被覆管	" "	6	ペレット	「ふげん」
3	スペーサー	Al 合金	7	"	「ハルデン」
4	スプリング	SWPA	8	"	「EPR1」

Fig. 4.4.3 Structure of mixed oxide fuel pins.



Table 4.4.1 Summary of mixed oxide fuel pins

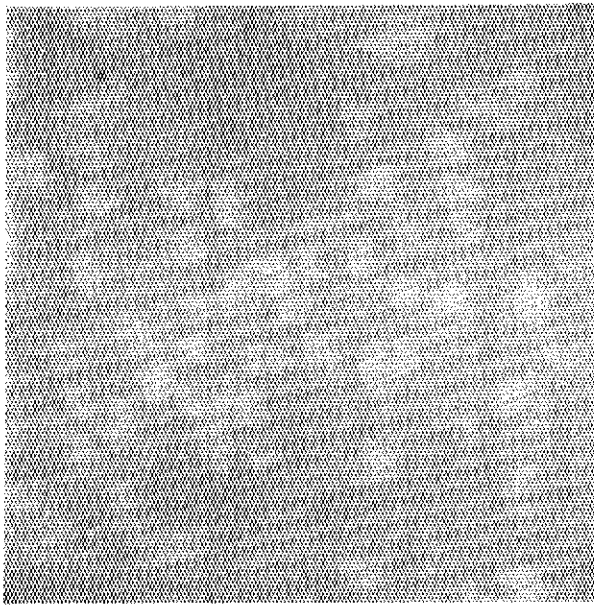
燃料ピン名	ペレットキャラクタ-				Pu 富化度	α オートラジオグラフィ試験結果			
	ペレット名称	ペレット数	ペレット直径	<sup>235</sup> U濃縮度		スポット径分布		スポット面積比	スポット平均Pu濃度
						平均値	標準偏差		
ピンA	ハルデン	2	1.43mmφ	7.0 W%	1.2W% PuO <sub>2</sub>	120μ	0.25	1.769×10 <sup>-1</sup>	7.8 W%
	ふげん	1	1.44mmφ	0.72 W%	1.0W% PuO <sub>2</sub>	60μ	0.13	3.545×10 <sup>-2</sup>	低い
ピンB	EPRI	3	9.25mmφ	0.72 W%	6.0W% PuO <sub>2</sub>	100μ	0.19	1.342×10 <sup>-1</sup>	11.6 W%

Table 4.4.2 Result of N.R.G test for dummy samples

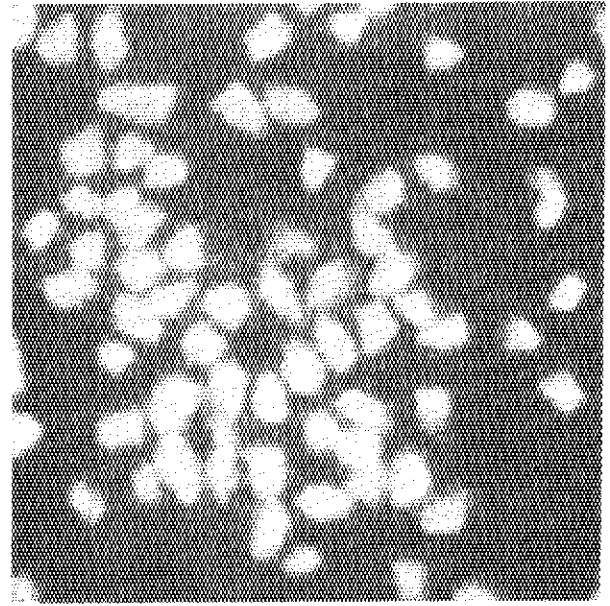
フィルム	適正中性子照射量	*-1 必要照射時間	爆影試験結果	結論
SS	2 × 10 <sup>10</sup> (nvt)	20分	全面露出オーバー、γ線による「かぶり」と考えられる。100μ以下のスポット検出不可	本試験に採用しない
SR	1 × 10 <sup>9</sup>	1分	コントラスト最も鮮明 粒子荒い	本試験での最適条件サーベイに使用
ミニコビー	1 × 10 <sup>10</sup>	10分	粒子細かく鮮明	本試験の主力として使用
高感度乾板	5 × 10 <sup>11</sup>	*-2 5時間	粒子最も細かく良質な画像	参考用として使用する。今後、中性子束の高い装置では最も有望

\*-1 鉛遮蔽板 20mmを使用

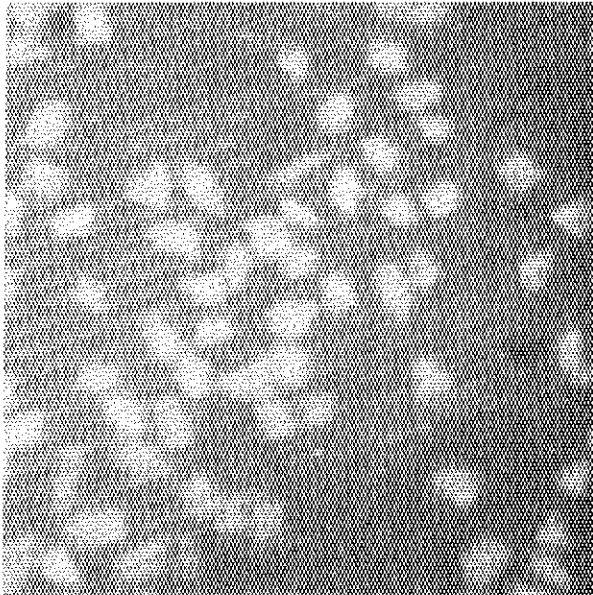
\*-2 " " 使用せず



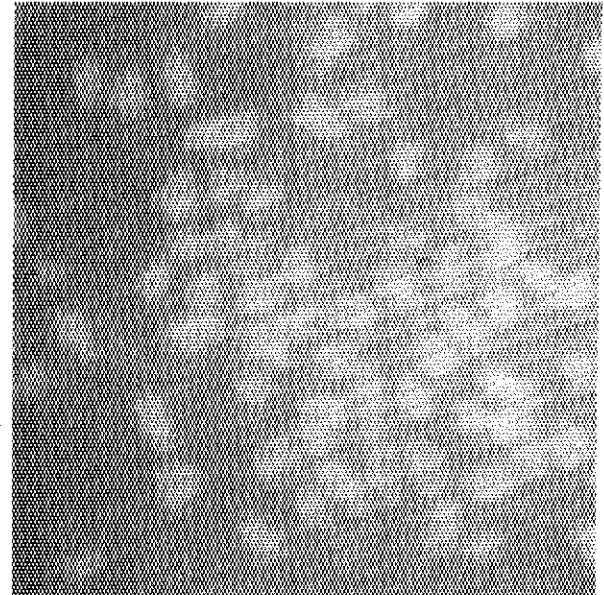
(a) SS



(b) SR



(c) ミニコピー



(d) HR

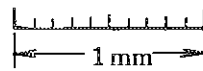


Fig. 4.4.4 Neutron radiographies of boron carbide powder for comparison of resolution and sensitivity of several films.

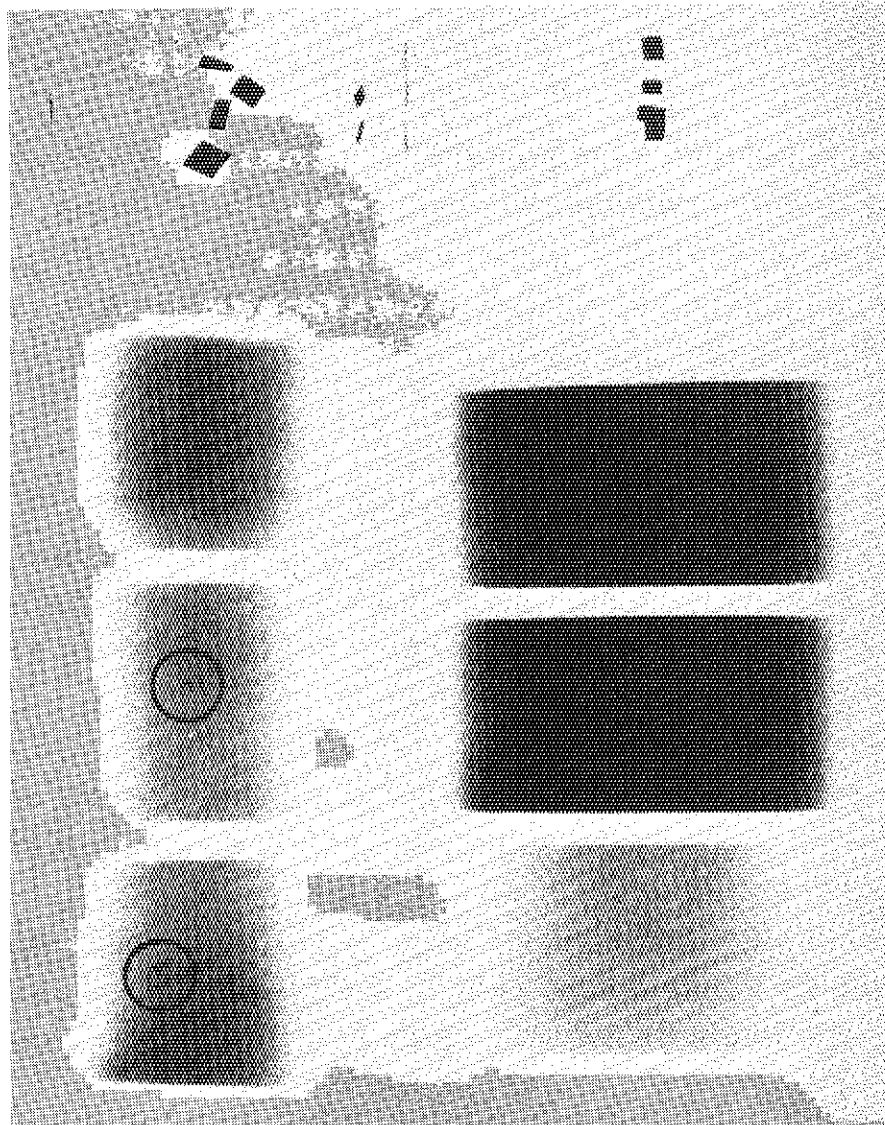


Fig. 4.45 Neutron radiograph of mixed oxide fuel pins.

## 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

51年度研究炉における主な核燃料試料の照射として、JRR-4F照射筒でのFT-5カプセルとJRR-2インコア60孔でのICF-3Hカプセルについて述べる。

## (1) FT-5カプセル

本カプセルは、動燃団から49年3月に受託した一連の照射試験の一部で、試験の目的は動燃団で開発した非リード線型測温素子の温度較正である。カプセルの設計、製作及びFT-1~4カプセルの照射試験については、50年度の年報<sup>1)</sup>に報告した。ここでは51年度実施したFT-5カプセルの改造及び照射について、また照射後試験の一部として行った中性子ラジオグラフィ試験について報告する。

## ① 熱電対の交換

前年度実施した4本のカプセル中FT-1とFT-4の2本は、タングステン・レニウム熱電対のトラブルにより照射試験の中止を余儀なくされた。熱電対予備品による種々の試験によって、トラブルの原因はタングステン・レニウム熱電対の中間部に設けた特殊スリーブによる接続部の気密構造に問題があり大気中の水分が熱電対内部に浸入し絶縁抵抗劣化を招いたものと判断した。このためFT-5カプセルに取付けてあった特殊スリーブ付熱電対を標準仕様のものに交換することにした。

## ② 封入ガスの変更

測温素子部の照射温度が最高目標温度2000℃に達しなかった点に関しては、燃料被覆管外のギャップ・コンダクタンスの設計値に対し実際には輻射熱伝達の寄与率が予想以上に大きかったためと判断した。

ガス・ギャップ層の温度差を大きくするため、ヘリウムガスに適当な熱伝導率特性を有するガスを加える方法が有効であると考え、90%アルゴン、10%ヘリウム混合ガスを使用した。混合ガス体の熱伝導率の算出にはWASSILJEWAの式及びWASON-SAXENA<sup>2),3)</sup>の式を用いた。

## ③ 照射結果

照射試験の結果カプセル中心温度は原子炉出力2MWにおいて2000℃を得ることができた。Fig. 4.4.6にFT-5カプセル内温度分布の計算値と実測値を示す。

## ④ 中性子ラジオグラフィ試験

高温照射下でのUO<sub>2</sub>ペレットはセンタポイドあるいはクラックが生ずるため1.6φ×2mmの微細な測温素子が定位置から移動する可能性があり、燃料ピン切断後測温素子の所在を確認することは不可能に近い。従って燃料ピンの切断に先立って、中性子ラジオグラフィによる素子の位置確認を行った。試験はJRR-4リドタンク実験設備に簡易なコリメータを設置し、ディスプレイ用箔とさくらRRX線フィルムの組合せによる間接法で撮影した。Fig. 4.4.7に撮影結果を示す。この結果懸念した素子の移動は起っていないことを確認できた。

## (2) ICF-3Hカプセル

ICF-3Hカプセルは高温ガス炉用被覆粒子燃料のアメーバ効果を調べる目的で、燃料照

射研究室が計画した照射カプセルである。これと同様な試験は既に46年からVT-1, イ  
ンコア照射の実績があるが、5サイクルに及ぶ長期照射は初めての経験である。  
4),5),6)

照射条件はインコア6C孔 ( $\phi_{th}=6 \times 10^{13} \text{ n/cm} \cdot \text{sec}$ ) で線出力200~250 w/cm, 試料温  
度約1700°Cを目標とした。

照射カプセルはAl外筒, SUS内筒, Nb-1%Zr試料筒の三重気密構造とし, 試料筒内は  
試験用被覆粒子燃料を円周状に列べたリング状の黒鉛ディスク47層を積み重ね, これを黒  
鉛ホルダーに収めた。さらに黒鉛ホルダー中央部にはヒータ用被覆粒子燃料 (TRISO型20  
%濃縮 $\text{UO}_2$ ) を充填した。試験用被覆粒子燃料は $\text{UO}_2$ ,  $\text{UC}_2$ , UCNを燃料核とする種々の  
燃料が用いられ, その核燃料総重量はヒータ用粒子も含めU-235換算で1.20 grであ  
った。ICF-3Hカプセルの組立図及び部品構成をFig. 4.4.8, 4.4.9に示す。

試料部の照射温度は黒鉛ホルダー周辺部に埋込んだ2本のタングステン・レニウム熱電対で  
測定した。最高温度1330°Cに達し, この位置での目標温度1400°Cに近い値を得ることが  
できた。

カプセル挿入時の反応度変化量は $-0.30\% \Delta K/K$ であった。これはカプセル外筒, 熱媒体  
にAl材を, 試料筒に黒鉛材を使用したことによるものである。

## 2) 原子炉材料等の照射試験

51年度, インコア及びVT-1の各照射孔において9体の材料照射カプセルを照射した。  
これらをTable 4.4.3に示す。

### (1) 中高温照射カプセル (照射温度300°C未満)

ICR-4, 5は稠密六方晶型金属の照射試験カプセルである。照射温度は100°C以下を  
目標として設計し, 試料熱媒体とカプセル外筒間隙を0.1 mm以下とした結果, 80~90°C  
の照射を実現した。先行したICR-4は, このためカプセルを解体して試料を取出す際に困  
難を生じた。ICR-5は構造を改善して照射を行った。

V1R-6はICR-4, 5とほぼ同一形状のVT-1用カプセルである。照射温度は~135  
°Cと高くなったが, 主に照射孔の冷却効率の差によるものと考えられる。

V1M-3は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カプセルである。こ  
のカプセルでは, 広領域の速中性子照射量をカバーするために長尺カプセルとし, また照射温  
度300°C以下を保つために穴あき外筒を使用して, 好結果を得ることができた。

### (2) 高温照射カプセル (照射温度300°C以上)

ICM-1H, 2Hは共に高温耐熱材モリブデン, モリブデン合金, バナジウムなどの照射  
試験カプセルである。前者では, 照射温度~600°Cを設計の条件に対し照射温度は540°C  
であった。また後者では, 約300°Cと約800°Cの2段階の照射温度を同一カプセル内に  
実現するために熱媒体と外筒間隙を調整し, また, グラファイト反射筒を挿入するなどによ  
って好結果を得ることができた。Fig. 4.4.10にICM-2Hカプセルを示す。

V1M-1Hは高温炉材料であるハステロイXの照射試験カプセルである。900°Cの高温  
下における低熱中性子照射量の特殊な照射条件に対して, マイクロヒーターの組込み, ニ  
ッケル反射筒三層の挿入により好結果を得た。なお, このカプセルでは照射に先立って炉外  
モックアップによって確認実験を行った。また照射は, 原子炉出力2 MWで2時間の運転を

行って実施している。Fig. 4.4.11 に V1M-1H カプセルを示す。

(3) 無計装バスケット型照射カプセル

V1R-4B, 5B は無計装バスケット照射型のカプセルである。共に超 Pu 元素の補獲反応による生成、確認を目的として VT-1 照射孔においてそれぞれ 2 サイクル及び 6 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 6245 (1975)
- 2) Y.S. Tovloukian, et al : "Thermophysical properties of matter Vol. 3" ; "Thermal conductivity" (1970), IFI/plenum.
- 3) N.V. Tsederberg : "Thermal conductivity of Gases and Liquids".
- 4) 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)
- 5) 研究炉管理部：研究炉・ホットラボの運転と技術管理，JAERI-M 5371 (1973)
- 6) 研究炉管理部：研究炉・ホットラボの運転と技術管理，JAERI-M 5845 (1974)

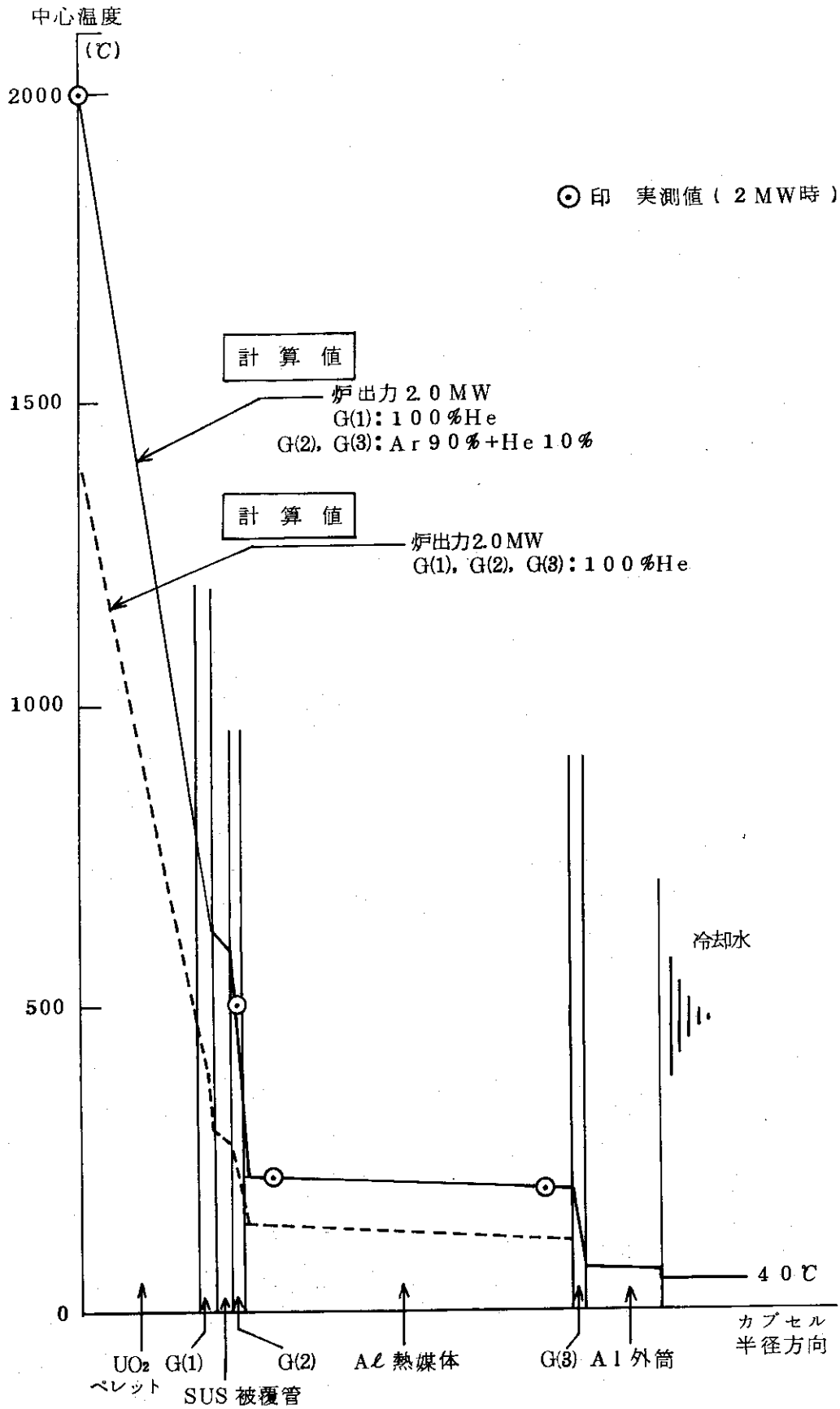


Fig. 4.4.6 Temperature distribution of FT-5 capsule.

Table 4.4.3 Instrumented capsules for material irradiation testing in JRR-2

カプセル名 * - 1	研究室	試料	カプセル構造	計装	照射孔	*-2 照射量 (nvt)	*-3 照射時間	照射時期	*-4 照射温度	*-4 酒費 反応度 %ΔK/K	備考
ICM-1H	材料物性	Mo 132g V 10g Fe 187g	二重気密He封入 インナカプセルSUS カプセル外筒AL	T/C C・A4本	6D	4×10 <sup>19</sup> (Fast)	1サイクル	0.2サイクル	540°C (max)	-0.46	
ICM-2H	材料物性	Mo, Mo合金 825g SUS 274g	二重気密He封入 外筒AL 内筒SUS グラファイト反射筒	T/C C・A5本	6C	1×10 <sup>20</sup> (Fast)	3サイクル	0.4~0.6 サイクル	300°C (低温部) 800°C (高温部)	-0.40	
ICR-4	固体物理 第2	ICP金属	一重気密 外筒AL	T/C C・A2本	6D	4×10 <sup>19</sup> (Fast)	1サイクル	0.8サイクル	90°C (max)	-0.17	
ICR-5	固体物理 第2	HCP金属	一重気密He封入 外筒AL	T/C C・A1本	6D	1.5×10 <sup>20</sup> (Fast)	4サイクル	1.0サイクル ~52-01サイクル	90°C (max)	-0.15	旧型円筒燃料内において 照射表施
VIM-1H	材料工学	ハズロイX 650g	二重気密He封入 外筒AL 内筒SUS Ni反射筒使用	マイクロ ヒーター T/C C・A7本	VT-1	2.7×10 <sup>17</sup> (thermal)	2時間	0.8サイクル	900°C (max)	-1.4	特殊運転下で照射実施 炉出力: 2MW
VIM-3	材料物性	Mo 537g V 36g	一重気密 アルミ内筒He封入 アルミ外筒リキ型	T/C C・A4本	VT-1	2.4×10 <sup>19</sup> (Fast, max)	1サイクル	0.9サイクル	220°C (max)	-0.76	長尺カプセル
VIR-6	固体物理 第2	超伝導材料	一重気密 He封入	T/C C・A2本	VT-1	2.4×10 <sup>19</sup> (Fast)	1サイクル	1.2サイクル	135°C (max)	-0.96	
VIR-4B	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	4×10 <sup>20</sup> (thermal)	2サイクル	0.4~0.5 サイクル	—	-0.20	専用ホルダ-使用
VIR-5B	放射化学	超Pu元素 Cm <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	1.2×10 <sup>21</sup> (thermal)	6サイクル	0.6~1.1 サイクル	—	-0.14	専用ホルダ-使用

\*-1 カプセル名略号は、IC; イソコブ, VI; VT-1, M; 材料, R; R I生成, H; 高温型, B; パスケット照射型をそれぞれ表わす。

\*-2 特性測定結果より算出

\*-3 1サイクル=264時間

\*-4 実測値



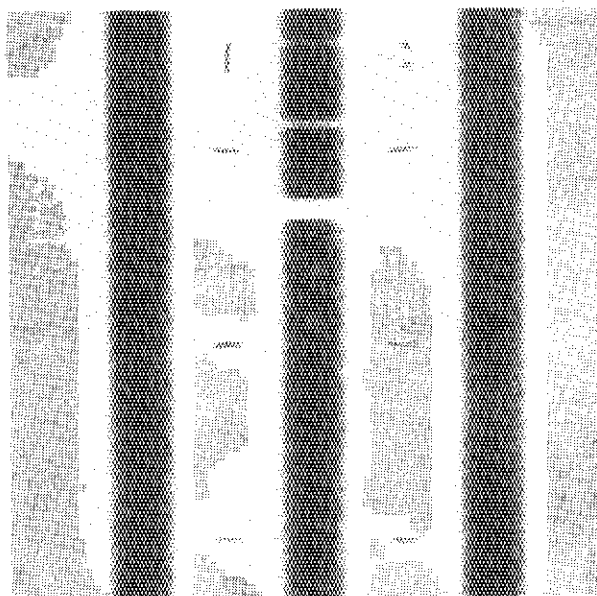


Fig. 4.47 Neutron radiographs of irradiated fuel pin.

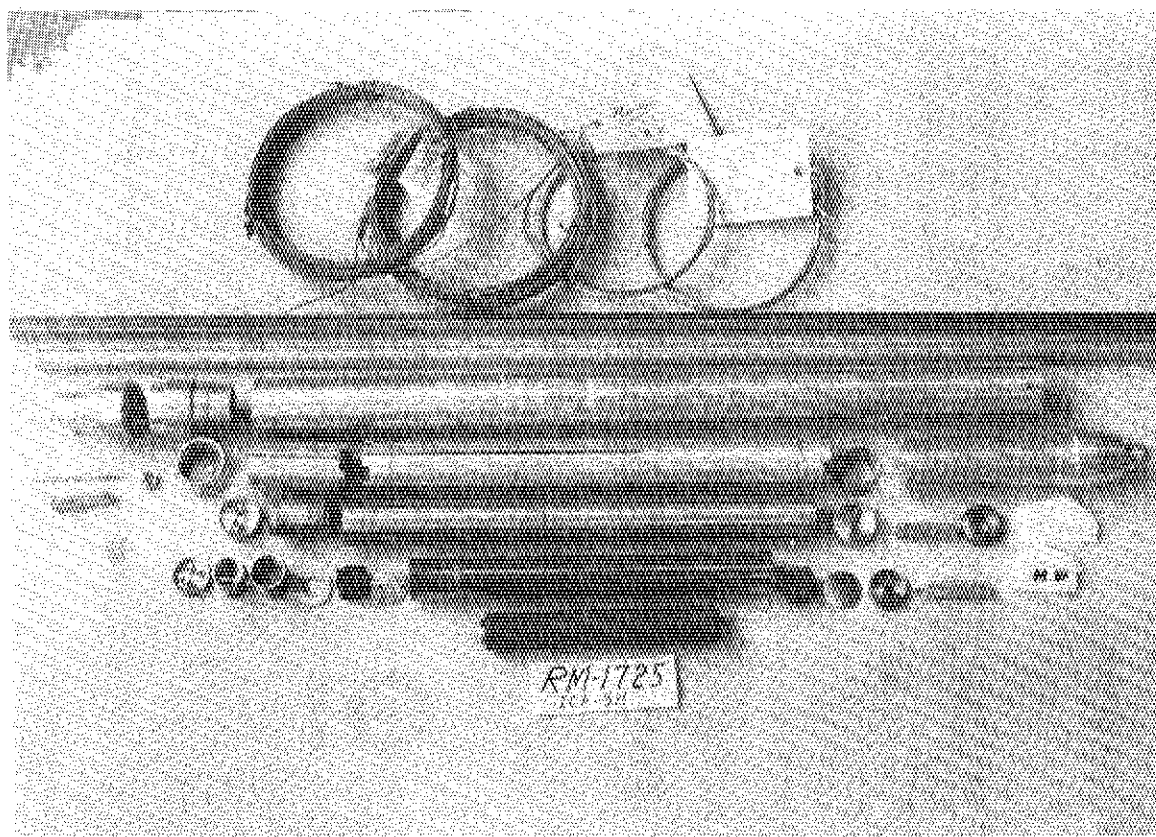


Fig. 4.49 Components of ICF-3H capsule assembly.



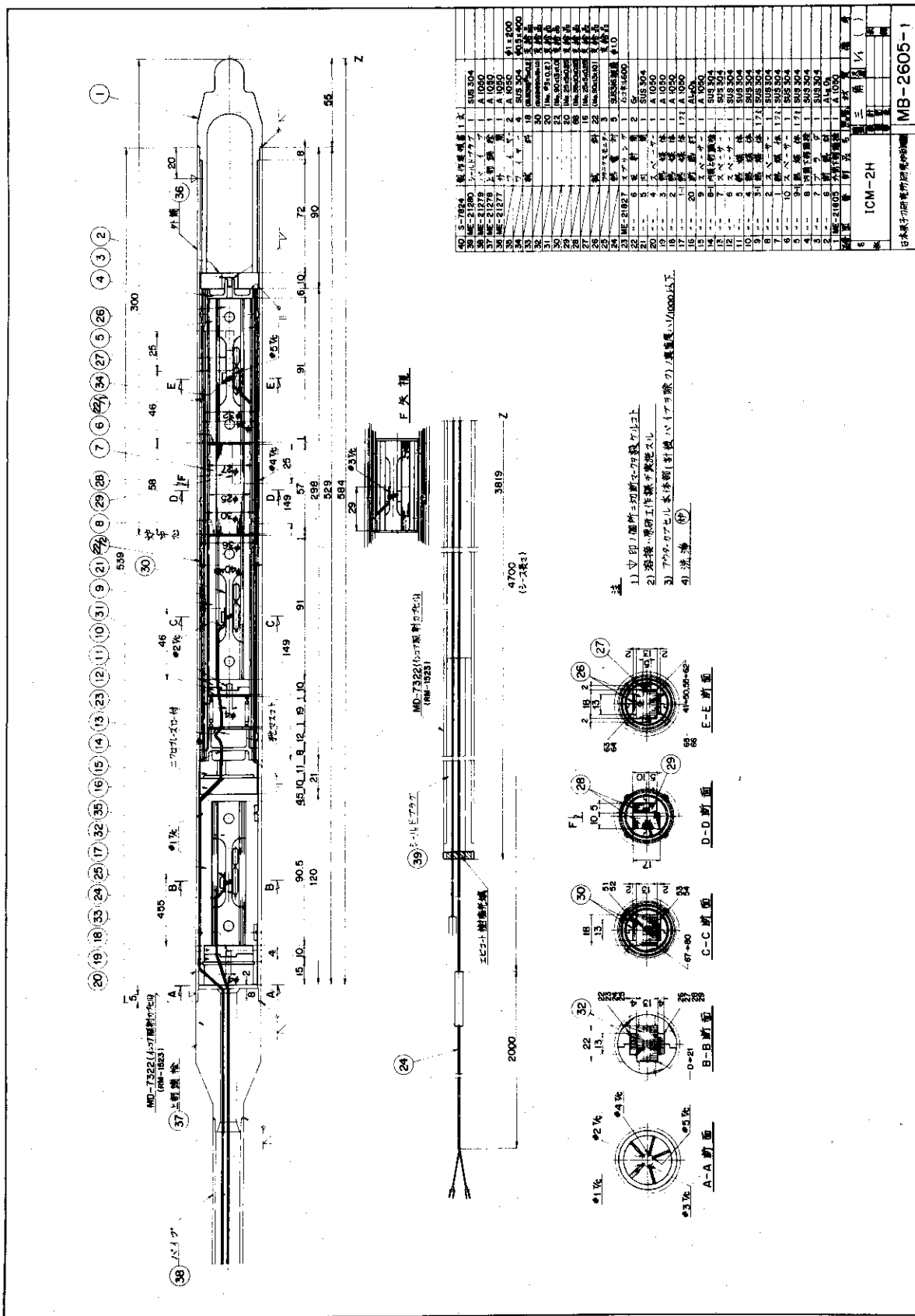


Fig 4.4.10 VIM-1H capsule



#### 4.4.3 気送管計装カプセルによる温度制御照射

##### 1) 概要

軽水型動力炉におけるトリチウムの固定及び回収の基礎データを得るため水と<sup>3</sup>Heを封入した石英アンブルを照射し、水蒸気とトリチウムの相互作用を調べる目的の照射を放射化学研究室の依頼によって行った。

この実験では、水蒸気量を石英アンブル内の飽和蒸気密度から求め、トリチウム量を石英アンブルに封入する<sup>3</sup>He量と熱中性子照射量から求める必要がある。したがって、石英アンブルは一定温度でかつ一定熱中性子束で照射することが必要である。

今回は気送管計装カプセル照射装置によって照射実験を行った。

3回の照射実験により石英アンブル温度は146~154℃で1時間の照射を行うことができた。カプセルを照射位置へ挿入してからカプセルの温度を一定にするのに必要な時間は約3分であった。

##### 2) カプセルの製作

照射は熱中性子束が $6 \times 10^{13} \text{ n/cm} \cdot \text{sec}$ の気送管によって、150℃の温度で実施することにした。

試料を封入した石英アンブルは照射位置へ挿入する前にヒータで予熱し、挿入後ヒータ加熱を減少してカプセル構造材の $\gamma$ 線発熱を補償して温度上昇を抑制することとした。

照射カプセルの構造をFig. 4.4.12に示す。カプセル内の温度分布は $\gamma$ 線発熱及び冷却の不均一によりカプセル前方で高く後方で低くなる。この温度差を小さくするため次のような構造にした。

- (1) ヒータの巻き方は前方で疎、後方で密にする。
- (2) アルミ筒No.2の後方に断熱材を入れる。
- (3) 後方蓋の冷却穴は前方より小さくする。

##### 3) 照射実験

照射カプセルの温度は鉄・コンスタンタン熱電対で測定した。ヒータ調整回路をFig. 4.4.13に示す。ヒータ入力は一巻変圧器及び可変抵抗で行った。

照射カプセルの予熱は照射筒先端から50cmの位置で約130℃とした。この予熱温度は照射位置に挿入した後、 $\gamma$ 線発熱との関係で適当な温度に選ぶ必要があった。この位置での熱中性子束は約 $1 \times 10^{13} \text{ n/cm} \cdot \text{sec}$ で照射位置の約1/6である。

照射カプセルの温度記録の一例をFig. 4.4.14に示す。照射カプセルの挿入及び温度調整は次のようにして行った。(1)照射筒先端から約1mの位置でヒータ入力を約55Wにしてカプセルの温度を上昇させながら50cmの位置まで挿入する。(2)この位置で約130℃に予熱した後手早く照射位置まで挿入する。(3)ヒータ入力を調整してアルミ筒No.1温度を150℃一定にする。

実験結果をTable 4.4.4に、照射カプセル内の温度分布をFig. 4.4.15に示す。カプセルAはヒータを等間隔に巻いた場合で、カプセルBはヒータを前方で疎に後方で密に巻いた場合、カプセルCはヒータをカプセルBより後方で長く巻き、さらに、断熱材を使用した場合である。

## 4) 結論

今回の照射実験によって、(1)石英アンプルの温度勾配は8℃、(2)1時間の照射中の温度変化は照射始めの約3分間に約15℃の変化があった他は一定温度に保つことができ、放射化学研究室の実験目的を満足する照射ができた。

この照射実験は手作りの照射カプセルによって計算と実験を繰返しながら実施したので多くの時間と労力が必要であった。しかし、実用化の一例となり、今後の利用に役立つ貴重なデータが得られた。

今後さらに気送管計装カプセルの標準化を検討し有効な利用に役立てたい。

Table 4.4.4 Result of irradiation test

カプセル番号	項		目		
	ヒータ加熱とγ線加熱切換時の		ヒータ入力 (W)	アルミ筒内温度 (℃)	アルミ筒内温度差 (deg)
アルミ筒内温度変化	切換に要した時間				
A			6.3	143	35
B	110~140℃	約5分	(8MW) 18.6	147	15
			(10MW) 9.5	147	
C	135~150℃	2~3分	6.2	149	8

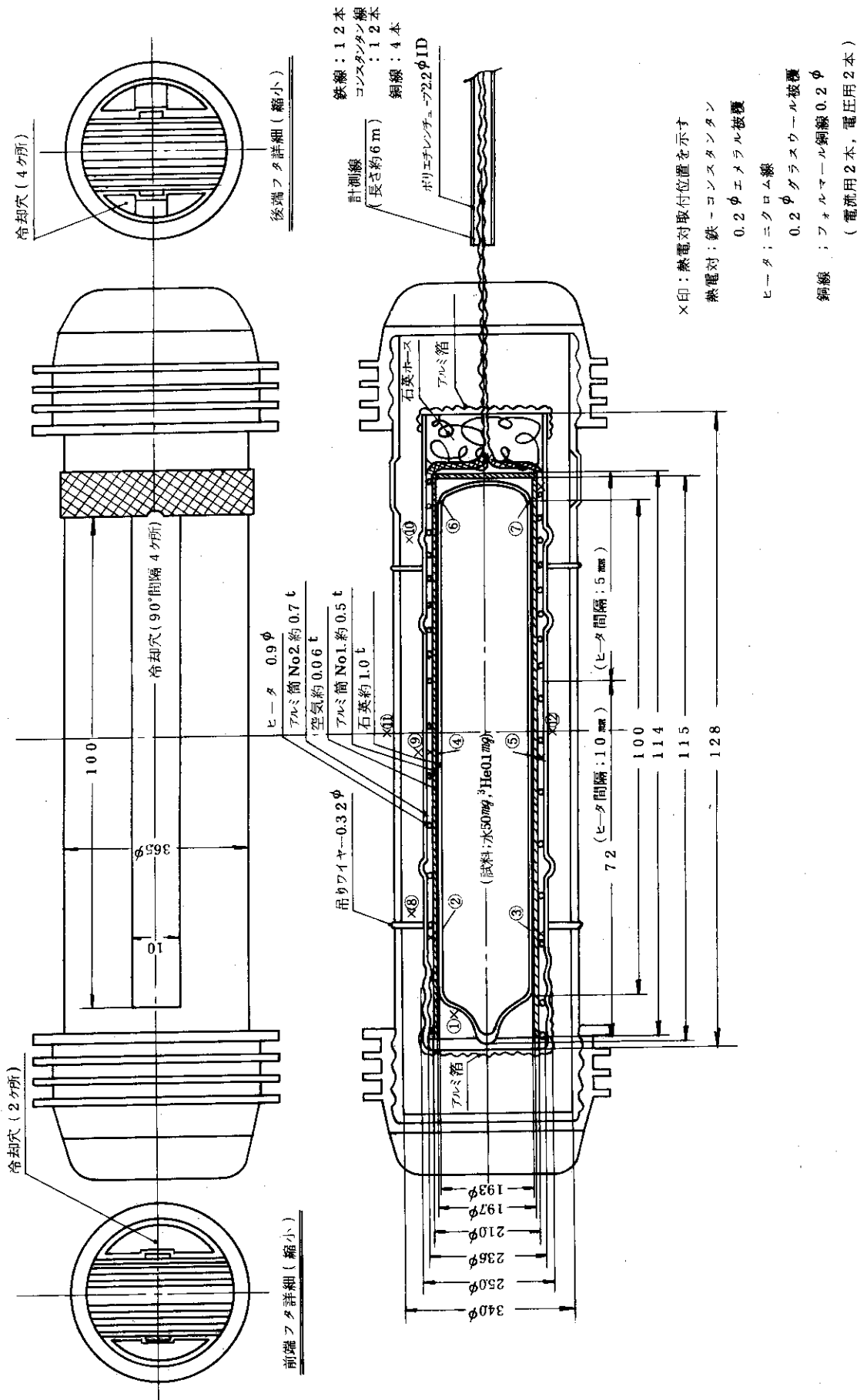


Fig. 4.4.12 Capsule C.

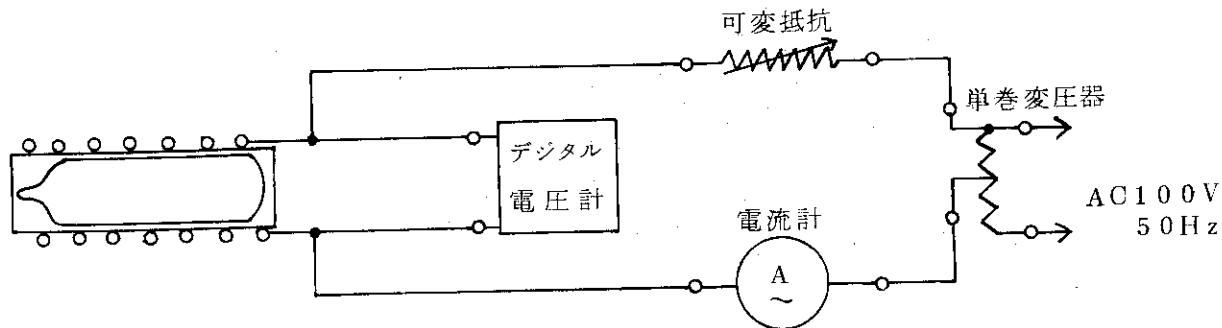


Fig 4.4.13 Heat regulation circuit.

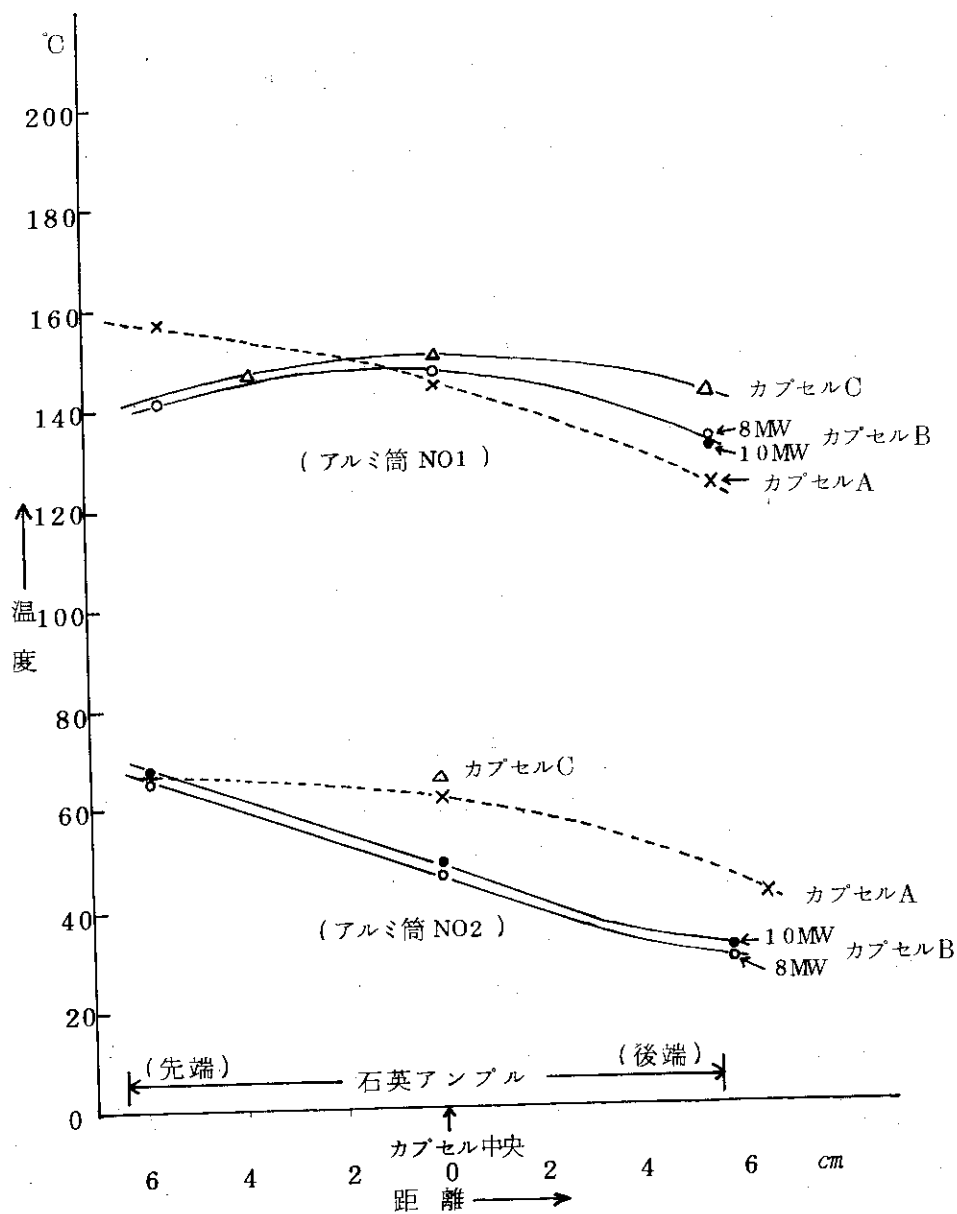


Fig. 4.4.15 Temperature distribution of Al tube.



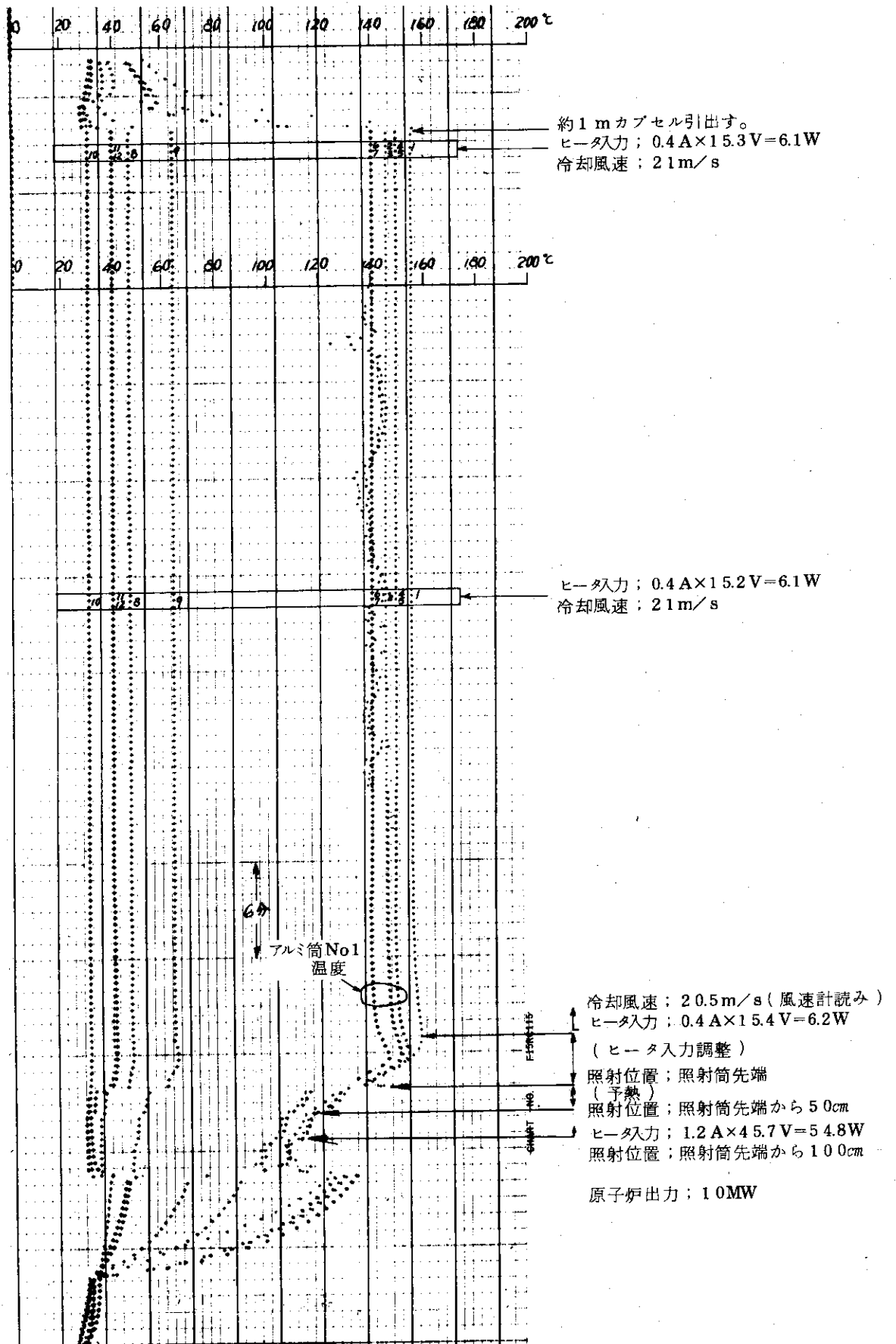


Fig. 4.4.14 Temperature of capsule C.

## 4.5 アルミニウム腐食試験

## 1) はじめに

JRR-2 熱遮蔽軽水漏洩の詳細は既に50年度の研究炉管理部年報<sup>1)</sup>に記述している。これを要約すると、漏洩原因は各種の化学分析、測定結果並びに検討結果に基づき次のように推定された。原子炉建設時にポリ塩化ビニルシート（以下「塩ビ」という）が熱遮蔽軽水配管外側に使用された。塩ビは原子炉の運転・停止時を問わず強放射線下に曝され、放射線損傷を受け、分解生成物として塩素並びに塩化水素が発生した。アルミニウム配管外側は、この塩素並びに塩化水素で腐食された。もう一つの腐食機構は、凝結水などが重コンクリートのアルカリ成分を溶出し、このアルカリ水は充填物をつたわって、もしくは塩ビ等で配管表面に水が溜まるような状態になっていた。そのために長期間にわたってアルミニウムを腐食した。今回の熱遮蔽軽水漏洩には、これら二つの腐食原因が考えられるが、主たる要因は前者と判断できる。腐食によって熱遮蔽軽水配管に穴があき、熱遮蔽軽水漏洩が発生したと結論した。この結論の妥当性を実験的に立証すると共に今後の参考資料を得る目的でアルミニウム(6061T6)の腐食試験(1000h)並びに材料工学研究室の指導協力を得て、金属顕微鏡による腐食状態の観察を行った。

## 2) 腐食試験

## (1) 方法

熱遮蔽軽水配管腐食環境にできるだけ近似した条件で腐食試験を行うこととした。電気恒温水槽（小林理化製T2型）に適量の水を張りヒータで水温を35℃にコントロールする。試験水溶液の入った各々のポリエチレン広口瓶（100ml）を水槽に設置し、アルミニウム試験片を静止水状態の溶液中に浸せきする。試験片を一定時間毎に取り出し、それらの重量を測定、外観検査写真撮影を行い、再び試験水溶液中にもどして試験を続ける方法（断続法）で行った。試験片重量は試験片を取り出し後、蒸留水で水洗、水切後電気恒温乾燥器（ヤマト科学製DZ54形）で70～80℃30分間乾燥後に化学天びん（島津製作所製直示天びんL形）で測定した。

## (2) アルミニウム試験片

材 質 : 6061T6  
 成 分 : Cu 0.24%, Si 0.6%, Fe 0.2%, Mn 0.02%, Mg 1.0%, Cr 0.05%,  
 Ti 0.01%, 残 Al  
 形 状 : 46mmφ(38mmφ)×50mm  
 縦方向4分割したものを横方向に2分割  
 前処理 : 脱脂洗浄（アセトン）後、蒸留水で十分洗浄し水切後、電気恒温乾燥器で乾燥した。

## (3) 試験水溶液

試験水溶液は充填物除去の際重水溢水管外側、重水出口管外側、重水入口管外側などから

1) 研究炉管理部, 研究炉・ホットラボの運転と技術管理 JAERI-M6766(1976)

回収された塩ビ、牛毛、コンクリートの一定量をイオン交換水中に浸せきした溶液を試験水溶液とした。

- ①イオン交換水 20 ml
- ②イオン交換水 20 ml, 塩ビ 4 g 浸せき水溶液
- ③イオン交換水 20 ml, 牛毛 4 g 浸せき水溶液
- ④イオン交換水 20 ml, 塩ビ 4 g 牛毛 4 g 浸せき水溶液
- ⑤イオン交換水 20 ml, 塩ビ 4 g 牛毛 4 g コンクリート 4 g 浸せき水溶液

#### (4) 結果

一定時間毎の試験片重量測定結果並びにその回帰線を Fig. 4.5.1 に示す。イオン交換水浸せき試験片だけが重量増で、他はすべて重量減の傾向を示している。塩ビ浸せき水溶液の試験片で重量減量はもっとも大きく、また予測した通り孔食の著しいことは写真 (Fig. 4.5.2) から明瞭である。イオン交換水浸せき試験片の全面腐食には腐食度 ( $\text{mg}/\text{dm}^2/\text{day}$ )、あるいは侵食度 ( $\text{mm}/\text{y}$ ) の数値は使用できるが、塩ビ浸せき試験片等の腐食は局部腐食で孔食であり、適用できない。そこで金属顕微鏡による試験片の状態観察を行った。

### 3) 金属顕微鏡による観察

各試験水溶液の試験片について表面状態を観察し、孔食の有無、数、大きさについて調べた。使用した金属顕微鏡はオリンパス社製万能金属顕微鏡 MODEL PME である。

#### (1) 方法

各試験片は外観検査用 ( $10\text{mm} \times 20\text{mm}$ )、断面検査用 ( $10\text{mm} \times 10\text{mm}$ ) 共にマイクロカッタ (中部熱錬研究所製) で切断した。検査用試験片はスケールと孔食を明らかにするため化学研磨を実施した [(リン酸 80%, 硝酸 15%, 酢酸 5% 溶液)  $60 \sim 80^\circ\text{C}$  10 秒]。外観検査用試験片の表裏について接写撮影 (倍率  $\times 3$ ) を行い、更に 10 倍に投影し大きさ及び数の測定を行った。断面検査用試験片は金蒸着後ニッケルメッキした。この試験片はさらに樹脂埋込器 (笠井商工 KK 製) を用い埋め込みプレス用樹脂 (粉末: 丸本工業 KK 製) に埋め込み検鏡試料とするためにエメリーペーパーで研磨後超音波洗浄器 (国際電気 KK 製 UO 200 F 型) で超音波洗浄しダイヤモンドペースト研磨をくり返して顕微鏡写真を撮った。孔食の深さの測定は外観検査用試験片を用い試験片表面と孔食底との顕微鏡の焦点のズレを利用する方法で行った。

#### (2) 結果及び考察

金属顕微鏡による観察では特に孔食の有無、数、更にその大きさを観察することを主に行った。外観用試験片での外観検査からは部分的な腐食、また多数の凹凸状腐食を観察した。各外観検査用試験片から測定した単位面積当りの孔食数の分布を Table 4.5.1 に示す。またこれら孔食面積をピラニメータで測定し、これより求めた孔食径の分布を Table 4.5.2 に示す。孔食深さの測定は評価の対象とした全数について測定することができないので代表的孔食について測定した。測定した中での最大深さ、最小深さ及び最大最小深さからの平均深さを Table 4.5.3 に示す。本観察結果で孔食の直径が深さに比べて 10 ~ 20 倍以上で浅いものを準局部腐食、また直径が深さの数倍程度 (広い孔食)、同程度 (中位の孔食)、又はより小さい (せまい孔食) によって分類し、深さの最大値及び平均値で分類したものを Table

4.5.4に示す。深さ平均値でみた分類からは非試験試料，イオン交換水浸せき試験片，牛毛浸せき水溶液試験片では殆んどが準局部腐食に含まれる。塩ビ浸せき水溶液試験片は広い孔食に分類され，特に塩ビ牛毛浸せき水溶液試験で中位の孔食が観察された。断面検査用試験片の検鏡では1部の孔食についてだけしか測定できないが検鏡結果からは特に塩ビ浸せき水溶液試験片に外観検査用試験片で測定した深さに相当する孔食深さが観察された。各充填物浸せき水溶液試験片は非試験試料，イオン交換水溶液試験片に比較して数，大きさ，深さについていずれも大きな値を測定した。これらは明らかに塩ビから溶出した塩素並びに塩化水素の影響が大きいと考えられる。深さの平均値約70～100 $\mu$ から熱遮蔽軽水管（肉厚8.1mm）貫通に要する時間は単純計算で約9年となる。以上の実験結果に基づき熱遮蔽軽水配管腐食孔は充填物（特に塩ビ）の放射線分解で塩素並びに塩化水素が発生し腐食環境に大きく影響したことが考えられ，先の結論が間接的には立証できたものと確信している。

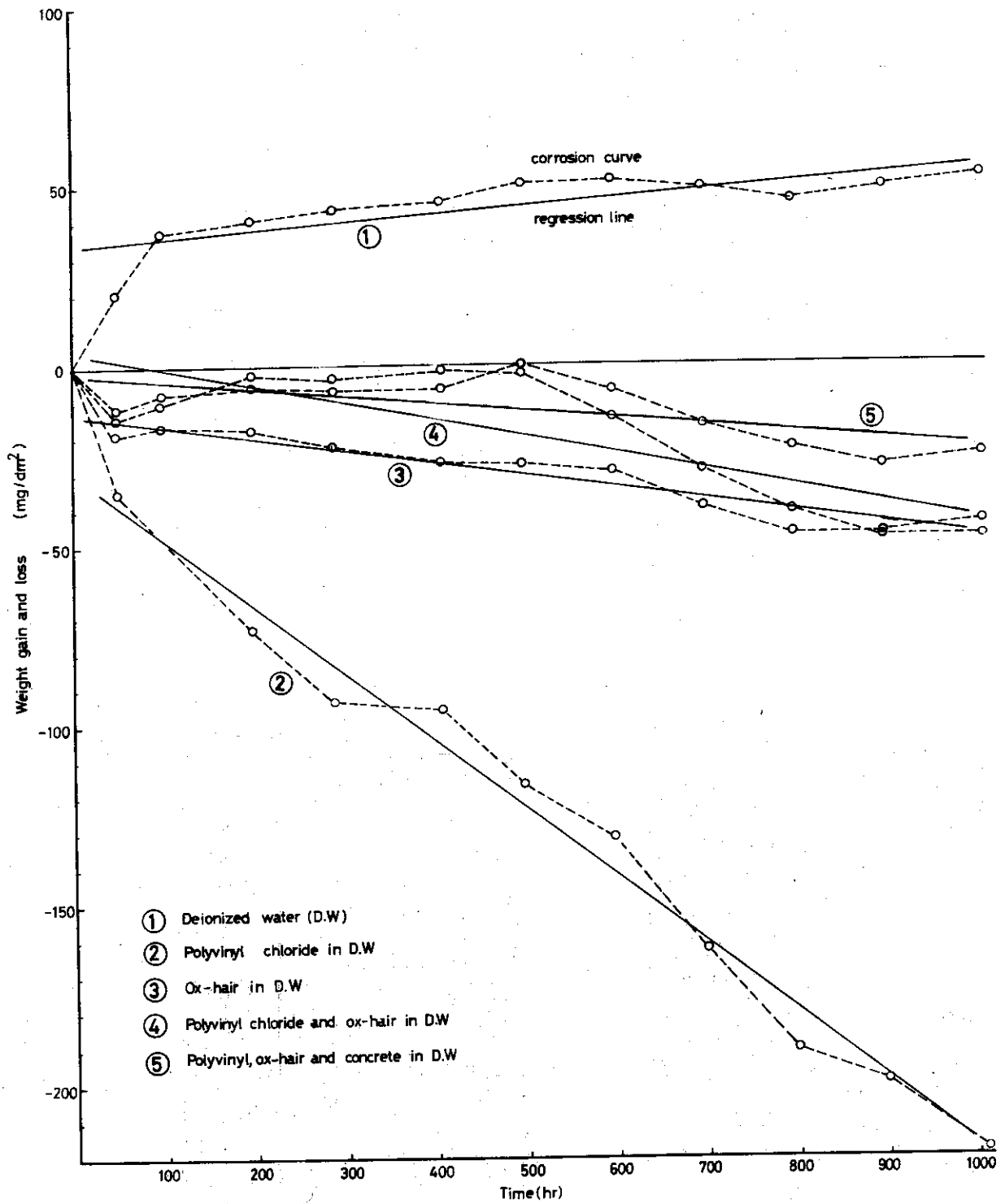
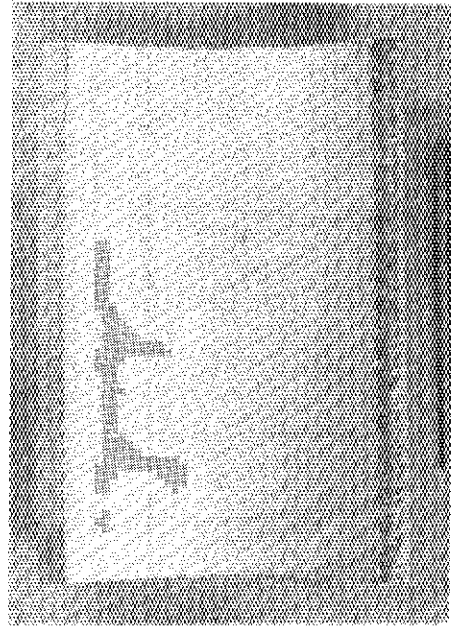
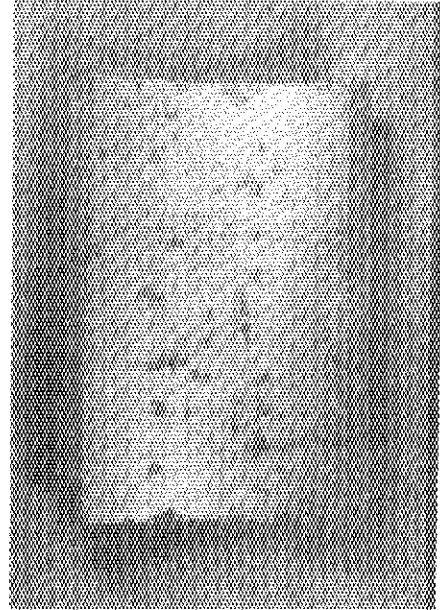


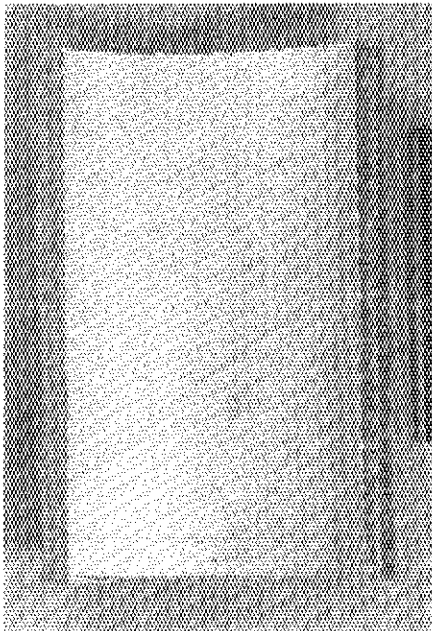
Fig. 4.5.1 Corrosion test results of aluminum alloy 6061 specimens.



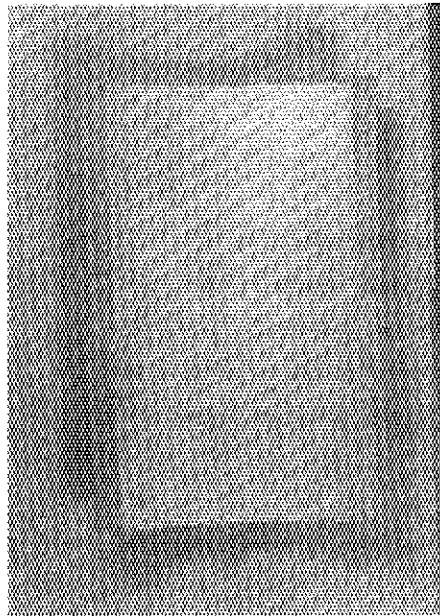
(b) before exposure



(d) after exposure to PVC-water



(a) before exposure



(c) after exposure to D-water

Fig. 4.5.2 Aluminum alloy 6061 specimens after 1011hr exposure

to PVC-water and D-water at 35°C.

PVC: Polyvinyl chloride D: Deionized water

Table 4.5.1 Numbers of pits

試料	個数(ヶ)	
	表	裏
非試験試料	19	14
	76	48
イオン交換水	143	29
	118	8
牛毛浸せき水溶液	93	29
	69	16
塩ビ牛毛, コンクリート 浸せき水溶液	69	16
	16	

Table 4.5.2 Distribution of pitting radius

試料(評価面積)	半径(mm)					
	0.05 未満	0.06~0.1	0.11~0.2	0.21~0.3	0.31~0.4	0.41~0.5
非試験試料	35	—	—	—	—	—
イオン交換水	77	33	12	—	—	—
塩ビ浸せき水溶液	—	151	20	7	1	2
牛毛浸せき水溶液	33	35	50	6	—	—
塩ビ牛毛浸せき水溶液	—	47	20	17	7	—
塩ビ牛毛, コンクリート 浸せき水溶液	9	26	18	3	1	—

Table 4.5.3 Depth of pits

試料	深さ(μ)		最大値	最小値	平均値
	表	裏			
非試験試料	表		2	2	2
	裏		2	2	2
イオン交換水	表		10	2	3
	裏		10	2	6
塩ビ浸せき水溶液	表		130	11	65
	裏		100	13	75
牛毛浸せき水溶液	表		15	2	7
	裏		6	3	6
塩ビ牛毛浸せき水溶液	表		250	10	110
	裏		260	11	100
塩ビ牛毛, コンクリート 浸せき水溶液	表		100	3	20
	裏		160	5	70

Table 4.5.4 Classification of pits

試料	分類	深さ最大値				深さ平均値			
		せまい 孔食 (個)	中位の 孔食 (個)	広い孔 食 (個)	準局部 腐食 (個)	せまい 孔食 (個)	中位の 孔食 (個)	広い孔 食 (個)	準局部 腐食 (個)
非試験試料		—	—	—	28	—	—	—	28
イオン交換水		—	—	51	65	—	—	—	116
塩ビ浸せき水溶液		—	218	51	7	—	—	256	33
牛毛浸せき水溶液		—	—	25	92	—	—	—	117
塩ビ牛毛浸せき水溶液		60	13	25	—	—	43	40	15
塩ビ牛毛, コンクリート 浸せき水溶液		16	15	74	3	—	16	24	68



## 4.6 ホットラボの技術

### 4.6.1 被覆燃料粒子の圧縮破壊強度試験

#### 1) はじめに

多目的高温ガス炉用被覆燃料粒子は、照射によって被覆層内に応力が誘起されると同時に被覆層の機械的強度にも変化を及ぼすことが知られている。その機械的強度が照射によってどのように変化するかを知ることは、照射健全性との関連で重要になっている。

本報告は、被覆燃料粒子の圧縮破壊試験装置の詳細と、これによる試験結果についてまとめられたものである。

#### 2) 圧縮破壊試験装置

圧縮破壊試験装置の概要を Fig. 4.6.1 に示す。

##### (1) 上部加圧板駆動部

- 直流ギヤードモータ (トルクリミッタ用クラッチ内蔵)
- トルク設定 …… 10 kg
- 加圧板上昇下降速度調整 …… 0.025 ~ 0.5 mm/min
- 上昇上限リミットスイッチ

##### (2) 加圧部

- 上部加圧板 …… SUS-304 真空保持のため燐青銅製ベローズをつけ、本体に溶接されている。
- 下部加圧板 (試料皿) …… (60mm×40mm) の試料皿受 (SUS-304) に (5mmφ×5mm) の穴のある (20mmφ×11mm) の井戸型試料皿 (SUS-430) をねじ込み、加圧部横から挿入する。

##### (3) 検出部

- 荷重変換器 …… 最大荷重 10 kg 用 LR 型荷重計 (引張り圧縮両用)
- 変位変換器 …… ±0.4 mm 用 U ゲージ (定格容量 ±0.4 mm を ±1.0 mm にするよう検出棒を改造)

##### (4) 記録計 (TYPE RC-9001)

X 軸に荷重量を、Y 軸に変位量を記録させ、各々最大を 10 kg、1 mm とした。

#### 3) 試験法

被覆燃料粒子 1 個を吸引式エアピンセットを用いて試料皿に入れ、0.4 mm/min の圧縮速度で圧縮した。記録計のチャートから、被覆層及び燃料核の破壊荷重とその時の変位、粒子の径、燃料核の径、被覆層の厚さを実測した。

試験結果の代表的な例を Fig. 4.6.2 に示す。(ただし、チャートでは X 軸に荷重量、Y 軸に変位量を記録したが、Fig. 4.6.2 では、X 軸に変位量、Y 軸に荷重量で表わした。)

##### (1) 荷重の測定

この装置の特性として、加圧部に燐青銅製ベローズを使用しているため、上部加圧板を徐々に下げていくと、直線的に荷重量が増加する (バックグラウンド)。したがって真の破壊荷重量は、被覆または燃料核が破壊した点から記録紙の Y 軸に垂線を下ろし、そのバ

ックグラウンドとの交点までの距離から算出する。

## (2) 変位の測定

試料粒子を圧縮しはじめた位置から破壊した位置までの曲線は、試料粒子が圧縮されることによる歪みと破壊する時までの荷重による装置そのものの歪みとの合成された形で現われる。したがって粒子の歪み量(変位)は、合計変位量から装置の歪み量を差引いた値となる。

そこで、あらかじめ圧縮荷重が増加することによる装置自体の変位量を、試料粒子を挿入しない状態で測定した。

## (3) 被覆厚の測定

現在までのX線検査の経験から、核及び粒子全体の真球度はかなりのばらつきがあるが、被覆層の厚さは、少なくとも1個の粒子では製造工程から言っても一様になっていると思われる。そこで上部加圧板が粒子に当たった位置から燃料核に当たった位置までの距離を2で割った値を被覆厚とした。

## 4) 結果と考察

測定結果のうち、被覆層の破壊荷重についてまとめたものがFig. 4.6.3である。

測定結果のうち、被覆層及び燃料核の破壊荷重についてまとめたものがTable 4.6.1である。以上のことから次のことが言える。

- (1) 被覆層および燃料核の破壊までの荷重及び変位、粒径、被覆層の厚さそして燃料核の径が遠隔操作で読みとれる様になった。
- (2) この種の試験では、十分満足できる精度(10 $\mu$ m, 0.1kg)を得ることができた。
- (3) その結果として、破壊荷重(機械的強度)は、照射によって、また照射温度によって減少する。
- (4) 被覆層の破壊のメカニズムが、非照射の場合、4層とも同一挙動で単純に破壊するのに対し、照射粒子の場合、複雑な過程をたどる。

被覆燃料粒子の圧縮破壊試験の初期の目標を達成することができたが、より迅速な試験法の開発による試験粒子数の増加や、破壊のメカニズムの解明など今後に残された課題は重要であると思われる。

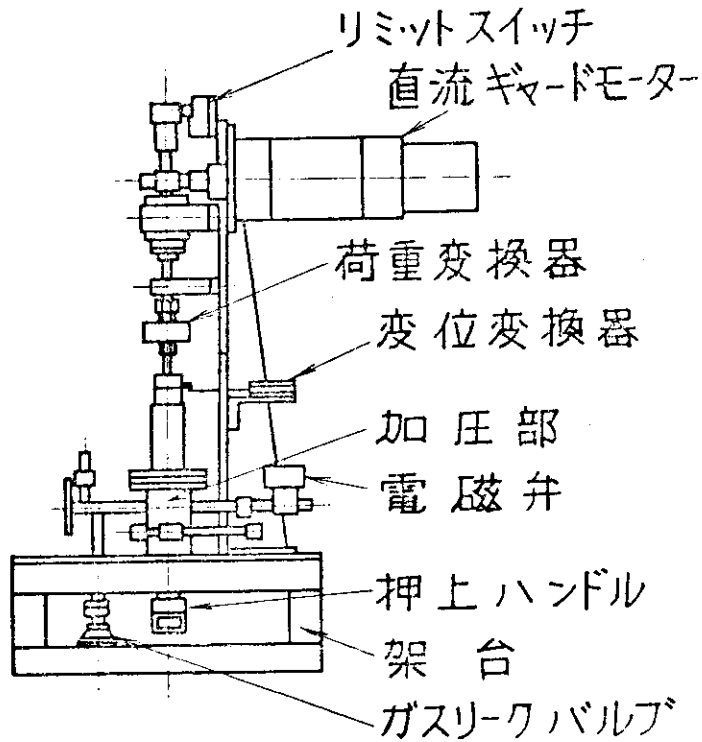
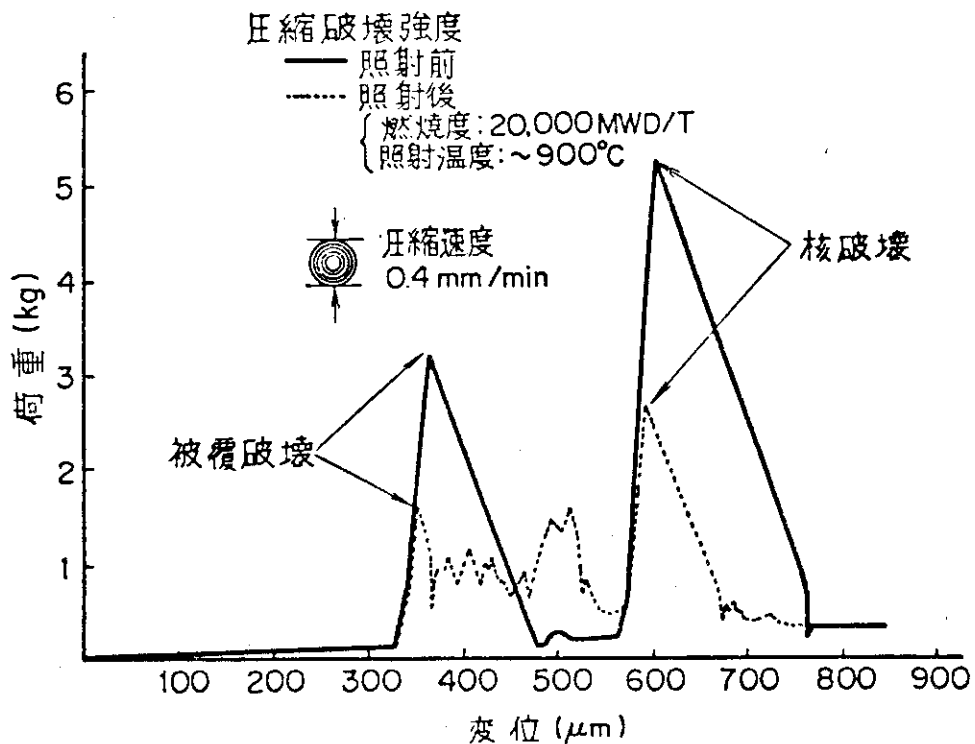


Fig. 4.6.1 Crushing apparatus of coated fuel particles.



未照射被覆燃料粒子比べ照射被覆燃料粒子は圧縮破壊荷重の低下と破壊のメカニズムの変化が見られる。

Fig. 4.6.2 Curves of load versus displacement of coated fuel particles.

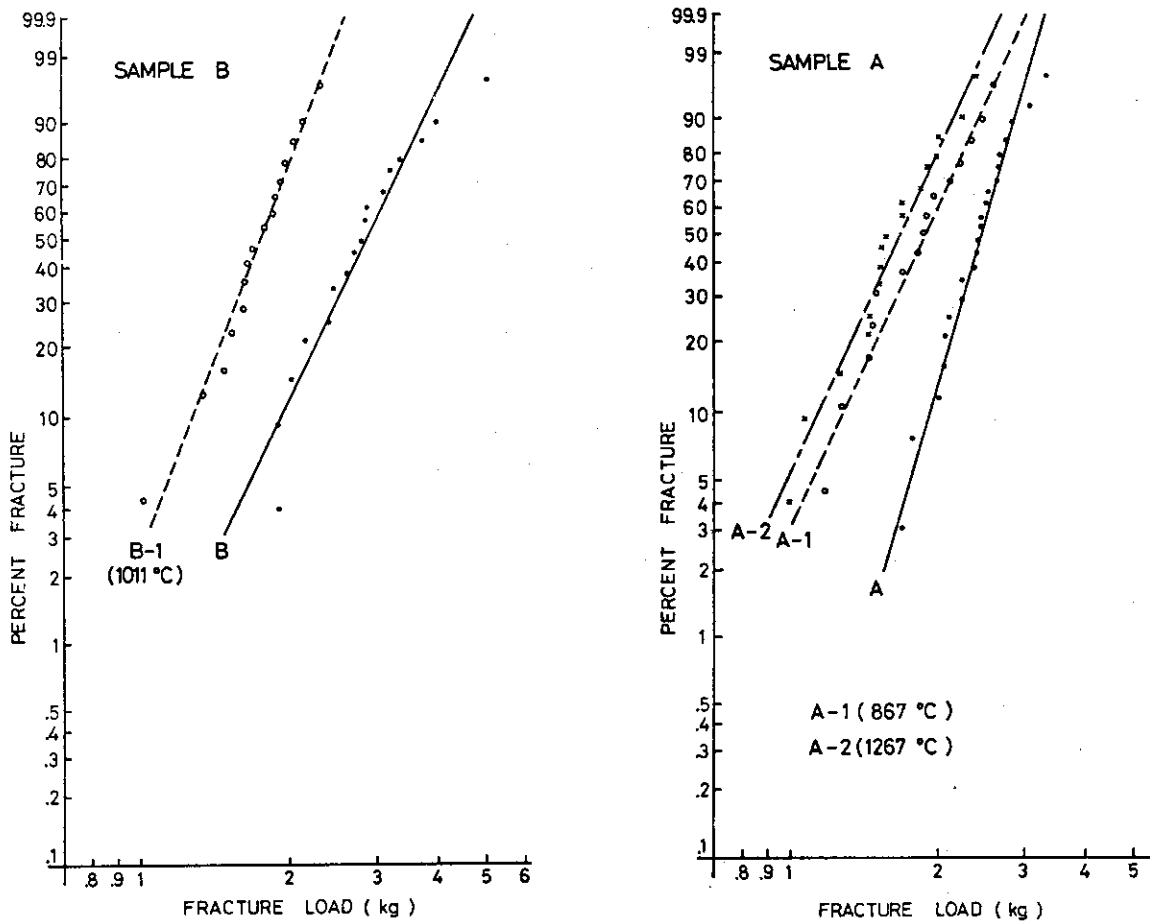


Fig. 4. 6. 3 Weibull plots of fracture load for coatings.

Table 4. 6. 1 Result of crushing test for coated fuel particles (~ 20,000MWD/T).

Sample No.	temp. av. °C	fracture load (unirradiated) av. kg	fracture load (irradiated) av. kg	difference	
				kg	%
A - 1	867	2.43 (coating)	1.86	-0.57	-23.5
		6.83 (kernel)	5.12	-1.71	-25.0
A - 2	1267	2.43 (coating)	1.65	-0.78	-32.1
		6.83 (kernel)	2.69	-4.14	-60.6
B - 1	1011	2.88 (coating)	1.75	-1.13	-39.2
		6.72 (kernel)	4.25	-2.47	-36.8

4.6.2  $\alpha$ - $\gamma$ セルアイソレーションボックスの廃棄

## 1) はじめに

今回廃棄したアイソレーションボックスは、我が国初の照射済プルトニウム燃料取扱施設として昭和44年8月に完成したものであるが、昭和48年に予定の試験を全部終了したこと、及びアイソレーションボックス内部の高放射性汚染、構成部品の老朽劣化が著しいこと等から継続使用を不相当と判断したので、昭和51年10月29日に原研東海研究所内廃棄物処理場不定形用保管廃棄物施設(M型ピット)へ保管廃棄した。本報告書はこれの廃棄作業について記したものである。

なお、本廃棄作業は、原研放射線管理課員及び外部業者の協力によりホットラボ管理室員が実施し、汚染、被曝その他の一般的な事故もなく無事終了した。

## 2) アイソレーションボックスの形状

寸法 1940mm×1270mm×高さ1250mm

材質 ステンレス鋼板製 厚さ4mm

重量 約700kg

## 3) 作業経過

廃棄作業は、昭和51年9月29日から昭和51年10月29日に実施した。作業経過をTable 4.6.2に示す。

## 4) 主な事項

## (1) 作業員の被曝線量

Table 4.6.3に作業期間中の被曝線量を示す。最大80mrem、平均約33mremで計画被曝線量(100mrem)以下であった。作業中ビニールテント内のエアサンプリングによる空気汚染濃度は、最大 $4.7 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  ( $\beta$ ・ $\gamma$ 検出限界 $3 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )であった。作業員は防護マクスを着用しており、吸入による内部被曝はなかった。

## (2) アイソレーションボックス及び廃棄容器の表面汚染と表面線量率

いずれも表面汚染は検出されなかった( $< 200 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ 以下)。表面線量率をFig. 4.6.4, 4.6.5に示す。廃棄容器の表面線量率は、最大120mR/hで運搬に係る基準値(200mrem/h以下)内であった。

## (3) 容器の気密性

アイソレーションボックスについては、非金属部分を水中ボンドで固定し、周囲を十分に密封した。廃棄容器は、予め行った漏れ試験で漏洩はなく、アイソレーションボックス収納封入後のカラーチェックによる検査でも溶接仕上げは完全に漏洩のないことが確認された。

(4) アイソレーションボックス廃棄後の $\alpha$ - $\gamma$ セル

アイソレーションボックスを取去った後の $\alpha$ - $\gamma$ セルの内部に汚染はなく、これまでと同様に $-20 \text{ mmAq}$ の負圧を保って給排気を行っている。

なお、アイソレーションボックスがない状態では、 $\alpha$ - $\gamma$ セルとしての機能を有しないため、照射済プルトニウム燃料の照射後試験は行わない。今後は多目的高温ガス炉用被覆粒子燃料の照射後試験の $\beta$ - $\gamma$ セルとして改造し、使用する考えである。

Table 4.6.2 Summary of disposal work on  $\alpha$ - $\gamma$  cell isolation box

実施月日	作業手順	方法	所要時間	備考
9月29日	内装機器固定	予め配合したエポキシ系接着剤「Eセット」をセル天井から流し込み、ボックス内面を全て覆った	2時間	
10月5日	M-7 マニプレーター引き抜き	鉛遮蔽を外し、マニプレータータ孔から引き抜いた。	1時間	汚染なし
10月25日	教育訓練	作業手順、放射線管理についての説明を行った。	3時間	
	ビニールテント設置	$\alpha$ - $\gamma$ セル背面の作業場所に骨組み	3時間	風向測定：異常なし
10月26日	スマイヤチェック ボックス背面部の盲蓋取付け（配管、配線フラグ引き抜きを含む）	予め配合した水中ボンドで背窓、グローブポート、ヌートポートに盲蓋（A $\angle$ 製）を固定した。同時に配管、配線のジョイント部を水中ボンドで固定した。	1分 15分	汚染なし
	アイソレーション・ボンボックス引出し	台車をセットし、ワイヤロープで徐々に引出し、台車に乗せた。台車をテント内中央に移動	7分	表面汚染検査：<200 dpm/100cm <sup>2</sup> （汚染なし） 表面線量率測定：Fig. 4.6.4 参照
	盲蓋の取付け	予め配合した水中ボンドで採光窓、マニプレーターホール等計15ヶ所に盲蓋（A $\angle$ 製）を固定した	16分	ローカルエアサンプリング（テント内）結果：4.7 $\times$ 12 <sup>-12</sup> $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> Fig. 4.6.6 参照
	アイソレーション・ボンボックス吊り上げ	専用吊り具を取り付けて、ビニールテント天井を開き5tonクレーンで吊り上げた。	1分	
	廃棄容器へ収納		1分	$\alpha$ - $\gamma$ セル作業履歴、ボックス廃棄申請書（写し）、許可書（写し）も同時に収納。廃棄容器表面線量率測定：Fig. 4.6.6, 4.6.5 参照
	アイソレーション・ボンボックス固定	L型鋼を使用し、廃棄容器に溶接固定した。	5分	
10月27日	廃棄容器蓋の溶接	全外周部及びボルト穴の溶接を実施	1時間	廃棄容器内エアサンプリング結果：3.0 $\times$ 10 <sup>-12</sup> $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> （検出限界）
	溶接部の漏洩試験	カラーチェック「ウルトラ」を使用	1時間	深さ20 $\mu$ m以上の欠陥はなかった。（溶接仕上げ合格）
	廃棄容器の仕上げ	エポキシ系塗料で下塗り、黄色塗装を実施	2.5時間	廃棄容器表面汚染検査：<200 dpm/100cm <sup>2</sup> （汚染なし）
10月29日	廃棄物処理場へ運搬	フォークリフト（5ton）による運搬、処理場クレーン（18ton）でM-26-Bピットに保管	15分	

Table 4.6.3 External exposure dose of disposal work on  $\alpha$ - $\gamma$  cell isolation box.

外部業者作業員	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	平均値
フィルムパッチによる被曝線量	—	70	30	30	30	※20	60	80	※10	30	30	327

注 1) 単位：mrem

ホットラボ管理室職員	L	M	N	O	P	Q	平均値
フィルムパッチによる被曝線量	—	30	20	30	※5	※8	133

2) 一印は、検出限界 (20mrem)以下を示す。

3) ※印を付したものは、ポケットドジメータの値を示す。

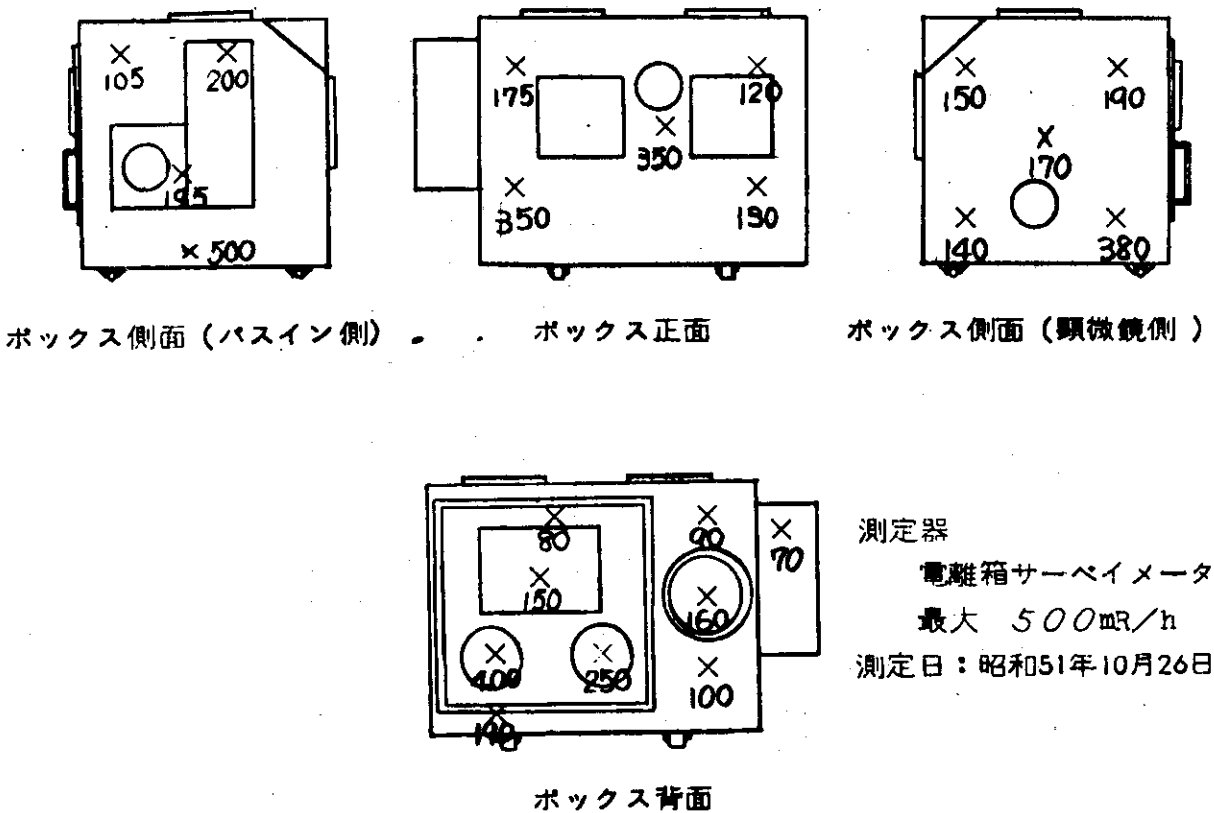


Fig. 4.6.4 Surface dose rate of  $\alpha$ - $\gamma$  cell isolation box.

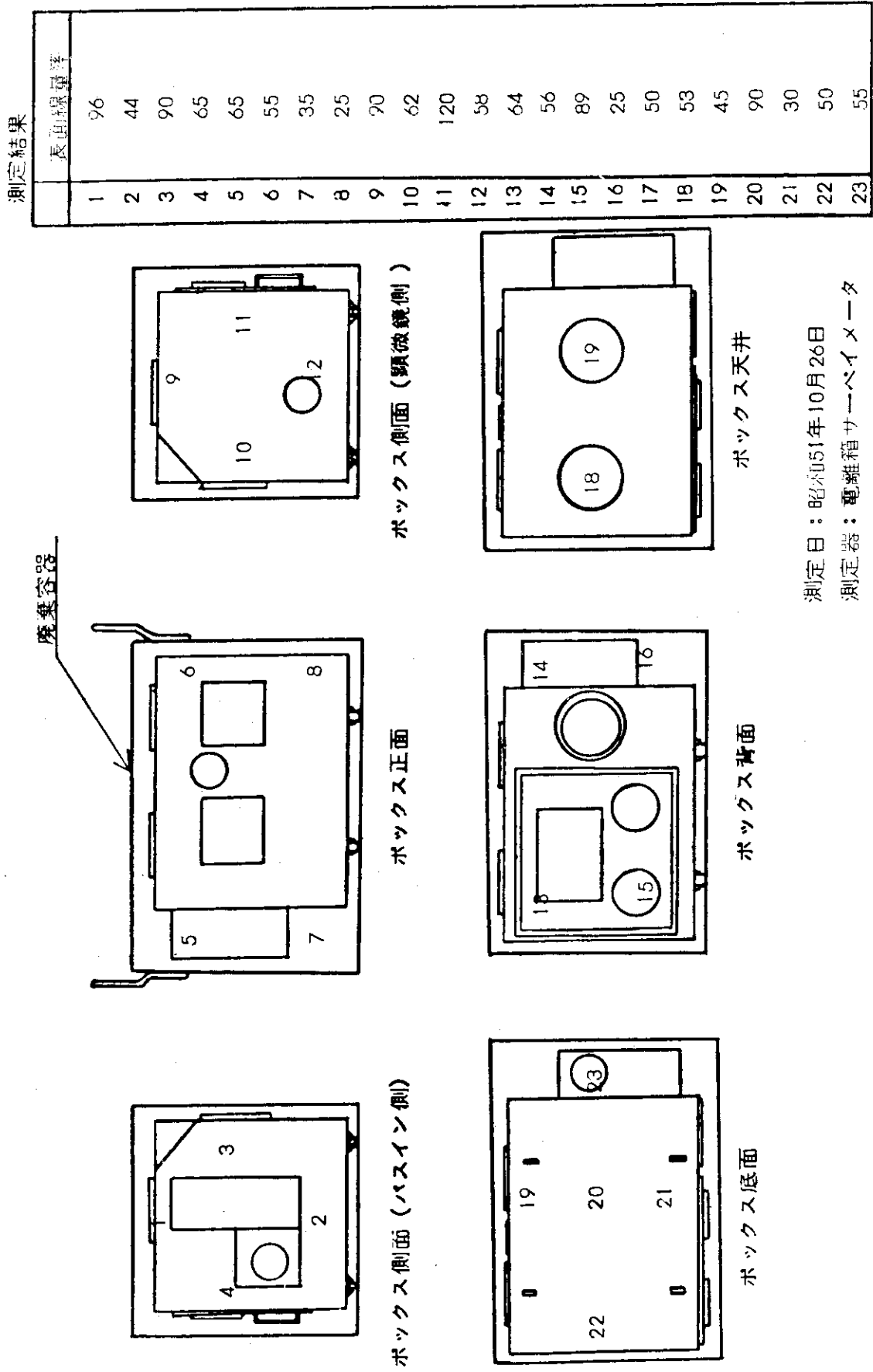
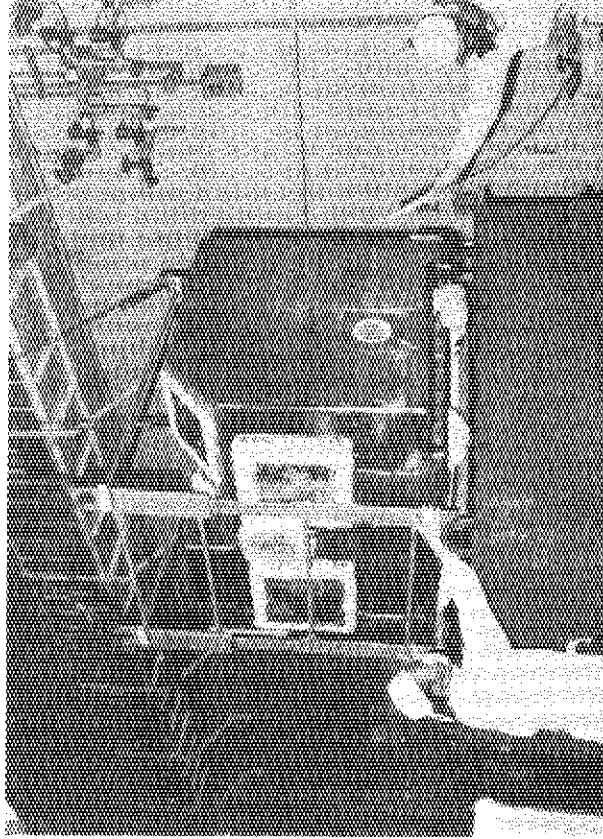
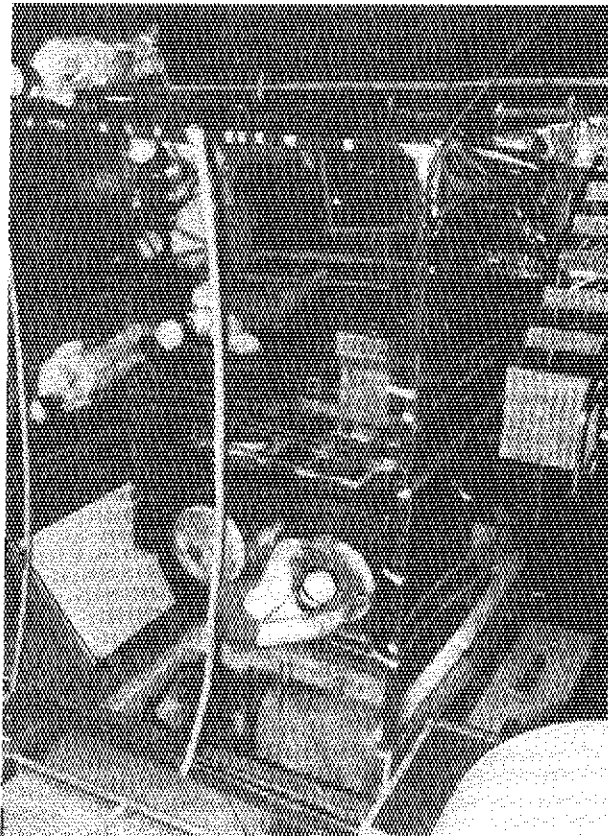


Fig. 4.6.5 Surface dose rate of disposal container.





廃棄容器へ収納



盲蓋の取付け

Fig. 4.6.6 Disposal work of  $\alpha$ - $\gamma$  cell isolation box.

### 4.6.3 高温クリープ試験

#### 1) 試験の経過

多目的高温ガス炉実験炉計画の一環として、JMTRに付設されたガスループ照射装置OGL-1用材料である Hastelloy-X の安全審査用長期クリープ特性データを用意するために、昭和48年度予算で3台の高温クリープ試験機を東海ホットラボに設置した。先ず SUS304 鋼を用いて試験機の確性試験を行い、次いで非照射 Hastelloy-X による初期条件確認試験を行った後、JMTRで照射した 73M-2A カプセル（熱中性子照射量  $6.6 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ）について照射後試験を実施した。

#### 2) 73M-2A カプセルの照射後試験

73M-2A カプセルの照射後クリープ試験結果を Table 4.6.4 に示す。また、応力、伸びと破断時間の関係を Fig. 4.6.7 に示す。この図から明らかなように、破断時間 ( $T_{rup}$ ) が  $T_{rup} < 1000 \text{ h}$  と  $T_{rup} > 10000 \text{ h}$  では顕著なクリープ挙動の差が認められる。この代表例として試験番号 G19 ( $T_{rup} = 37.4 \text{ h}$ ) と G21 ( $T_{rup} = 3174.6 \text{ h}$ ) の金相試験を行ったところ、G21 に G19 では認められない再結晶などの組織変化及び全面にわたるクラック発生がみられた。Fig. 4.6.8, 4.6.9 に G19 の破断部及び均一伸び部、Fig. 4.6.10, 4.6.11 に G21 の破断部及び破断部近傍を示す。これらのデータは OGL-1 の安全審査追加データとして重要な問題と考えられるので、長時間の照射後クリープ試験を実施したものについて、次年度に詳細な金相試験を実施する予定である。

Table 4.6.4 Results of irradiated creep test

OGL-1 Hastelloy-X test temperature 900°C

応力 (kg/mm <sup>2</sup> )	破断時間 (Hr)		伸び (%)	試料番号	備考
5.0	1.5	1.7	0.5	G15	
	1.9		0.6	G14	
4.5	1.5	1.6	0.9	G17	
	1.6		0.9	G16	
4.0	0.8	7.0	15.0	53	
	17.9		0.6	G18	
	2.2		0.9	G7	
3.0	29.7	33.6	2.4	G20	
	37.4		0.9	G19	
2.5	98.7	54.1	0.9	G4	
	27.6		1.1	G6	
	36.0		1.0	G5	
2.3	911.3	911.3	10.0	G11	
2.2	89.7	1120.1	1.2	G9	
	3096.2		23.0	G8	
	174.5		3.3	G10	
2.0	3055.2	3114.9	19.4	G22	
	3174.6		24.7	G21	
1.5	2667.0		13.0	G3	途中中止

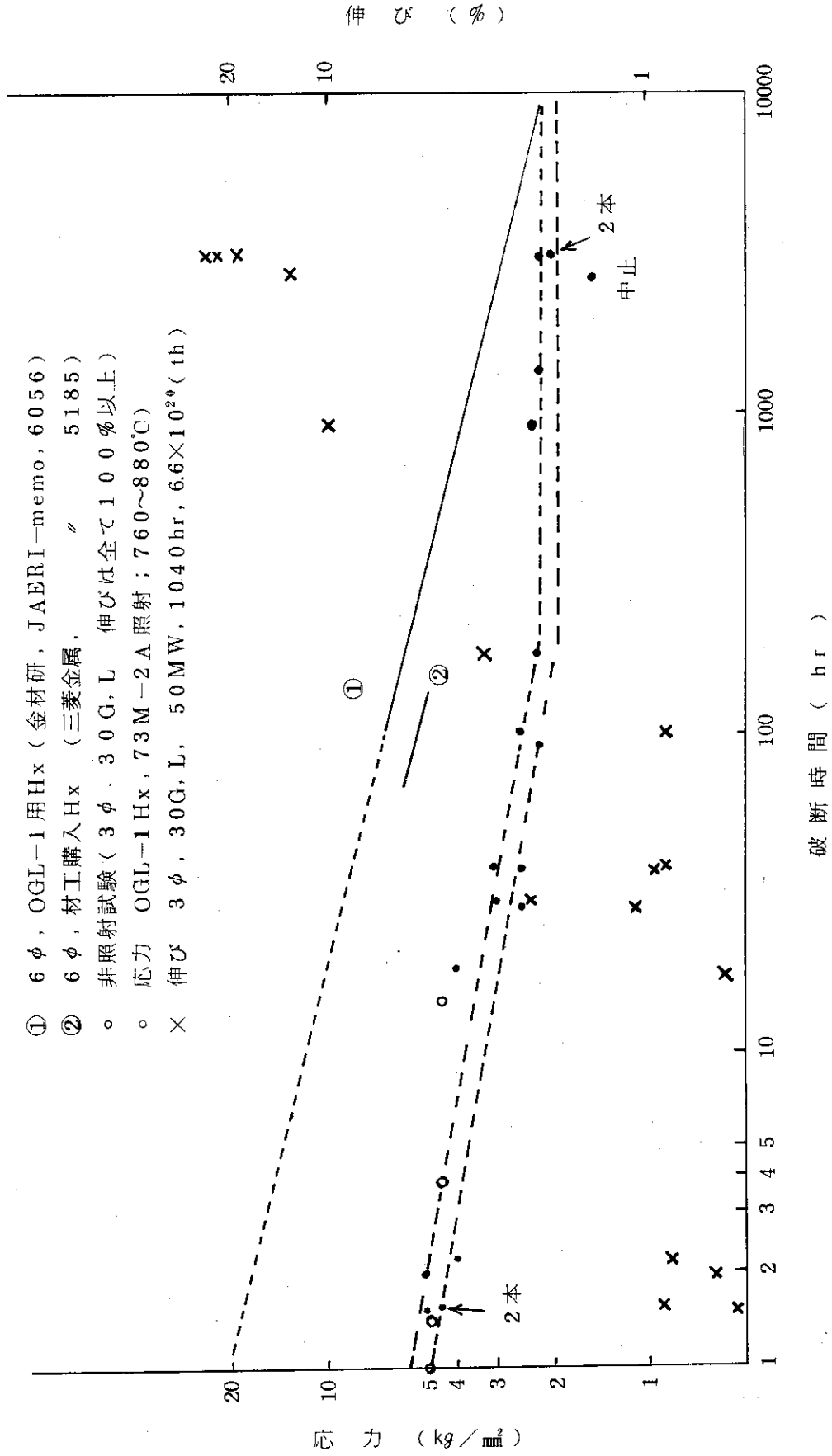


Fig. 4.6.7 Curves of stress versus creep rupture time of irradiated creep test.

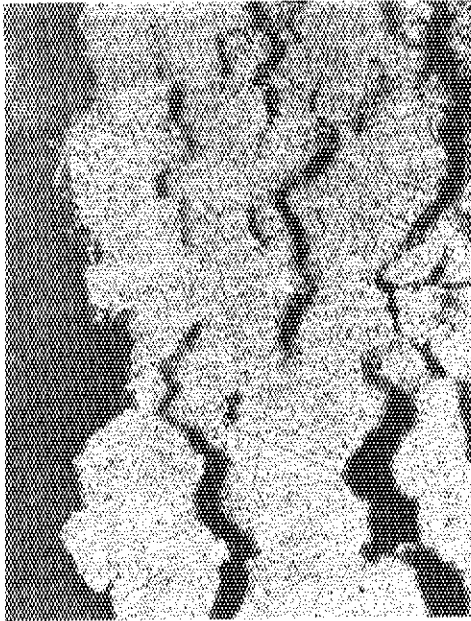


Fig. 4.6.10 G 21 Rupture point.

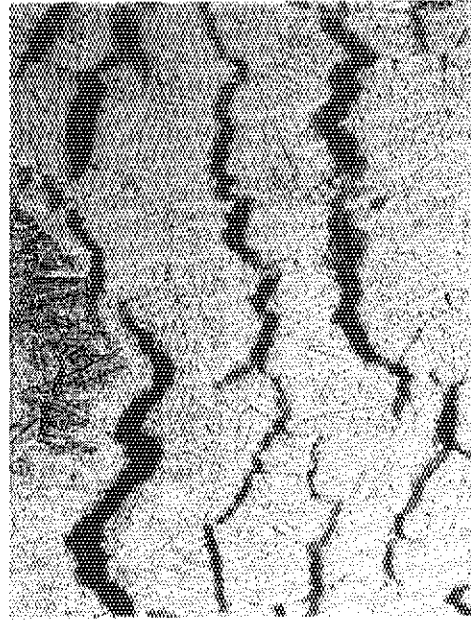


Fig. 4.6.11 G 21 Adjacent to rupture point.



Fig. 4.6.8 G 19 Rupture point.

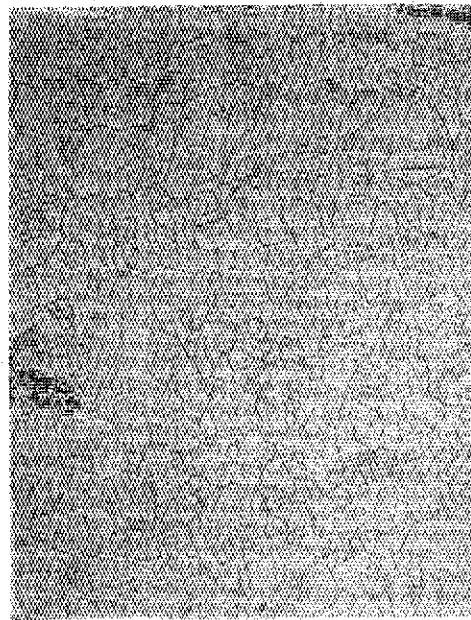


Fig. 4.6.9 G 19 Uniform elongation section.

## 4.7 研究炉長期整備計画

## 1) 研究炉対策委員会

研究用原子炉JRR-2, 3, 4は、大型利用施設としてそれぞれ昭和35, 37, 40年に完成し、以来十有余年にわたり所内外の研究開発に大きな役割を果たしてきた。

この間JRR-2は経年劣化に伴う構造上の問題、JRR-3は性能不足による利用の減少と維持費の問題、JRR-4は構造上からくる利用の制約などが指摘されてきた。

昭和50年、最も利用度の高いJRR-2に熱遮蔽軽水の漏洩が発生し、比較的近い将来定常運転の維持が困難になることが予測されるに及び、早急に研究炉の将来計画を検討、推進すべき時期にあると考えられるに至った。

そこで、研究炉管理部内に研究炉対策委員会（部長、次長及び課室長並びにワーキング・グループ(W.G.)メンバーからなる）を設置し、次のような活動を開始した。

- ① 昭和51年1月14日 研究炉対策委員会：基本方針、検討項目、日程の検討
- ② 昭和51年2月10日 第1回研究炉対策W.G.委員会：改造炉型、検討項目・分担、検討内容、スケジュールの検討
- ③ 昭和51年3月10日 第2回研究炉対策W.G.委員会：分担項目の報告審議、予算等の報告審議
- ④ 昭和51年3月24日 第3回研究炉対策W.G.委員会：JRR-3の改造についてのまとめ
- ⑤ 昭和51年6月4日 第4回研究炉対策W.G.委員会：JRR-3改造に係る調査費について検討
- ⑥ 昭和51年6月24日 第5回研究炉対策W.G.委員会：新研究炉及び改造炉に対する調査項目の検討
- ⑦ 昭和51年6月29日 第6回研究炉対策W.G.委員会：新研究炉の調査費に対する説明資料の検討

これと併せて、実験利用関係については、次のような調査等を行った。

- ⑧ 昭和51年3月19日（於 東海クラブ） 研究炉利用協議会：研究炉の将来計画について概要の説明
- ⑨ 昭和51年6月29日 東京大学原子力研究総合センター（事務長宛）：研究炉長期整備計画に関する調査協力を依頼
- ⑩ 昭和51年4月12日 物理部：物理部の要望事項（LHTL-2号機の設置及び中性子実験施設の設置について）説明

これらの結果、JRR-2の代替炉として利用度の低いJRR-3を改造することとした。この場合オープン型の軽水炉にするためには、現在の建家及び炉体の高さが不足であることなど検討項目が多く、検討に長時間を要すること、ビーム実験には重水炉の方が適していることなどから総合的に判断して、重水炉を選定することとした。また、燃料型式は高濃度ウラン板状燃料を用いることを決定した。次いでJRR-4については現炉型と同型式であるが、汎用性に重点を置いた改善を図ることとした。同時に、研究炉長期整備計画に関する今までの検討結果を次期研究炉の必要性、概要、

1), 2)  
調査必要事項等に整理しまとめた。

## 2) 研究炉長期整備計画検討会

前述の委員会により、研究炉管理部としての研究炉の将来構想がほぼ固まった。これに引続いて、この構想を東海研究所の構想に進展させるため、前述の研究炉対策委員会を発展的に解消し、新たに部内に標記検討会を設置した。本検討会は次項に述べる東海研究所の委員会に対し、研究炉管理部の考え方を決定し反映させることを主目的とし、主として次のような活動を行った。

- ① 昭和51年11月19日 第1回研究炉長期整備計画検討会：検討会設置、これまでの経緯、運営会議・理事会議への報告事項について検討
- ② 昭和51年12月10日 第2回研究炉長期整備計画検討会：所長報告(12/3)の経緯、各炉の現状と見通し、検討会の進め方について検討
- ③ 昭和52年1月28日 第3回研究炉長期整備計画検討会：各炉の現状と見通し、その他の報告及び検討
- ④ 昭和52年3月8日 第4回研究炉長期整備計画検討会：次期研究炉選定の経過、利用者側の声について報告審議
- ⑤ 昭和52年4月21日 第5回研究炉長期整備計画検討会：次期研究炉選定の結果について報告審議

## 3) 研究炉長期整備計画検討委員会

東海研究所としての研究炉将来計画を策定するため、昭和51年12月、東海研究所に研究炉長期整備計画検討委員会(委員長 天野東海研究所長)が設置され、次期研究炉の型式、諸元及び実施計画並びに概算費用等詳細を調査検討が行われた。

委員会の審議経過はTable 4.7.1に示すとおりで、年度内に実質的な検討を終了し、本委員会の最終結論を次年度に持ち越した。

検討結果の概要は次のとおりである。

- ① JRR-2の定常運転の維持が困難になる時点を昭和59年度末とし、全体計画を策定する。
- ② JRR-3は57年度から3年の間において、JRR-2をモデルとする熱出力20MWの重水減速冷却炉に改造する。
- ③ JRR-4は昭和55、56年度の2年間に2炉心固定型スイミングプール炉に改造する。すなわち、炉1プールには熱出力5MWの中型汎用炉を新設し、炉2プールに現炉心を移設し、最高熱出力400kwの教育訓練及び遮蔽実験用自然循環冷却炉とする。
- ④ JRR-3、4の改造にあたっては、利用設備の充実について十分配慮する。

すなわち、改造JRR-3ではビーム実験設備及び冷中性子源を設置し、物性研究の進展に備える。改造JRR-4ではフォークロッド型の制御板の採用による照射利用の際のフレキシビリティの増加及びホット・セル、リグ取扱設備を設けることによる照射効率の向上を図ることとする。

参 考 文 献

- (1) 研究炉管理部，次期研究炉整備計画(案)，(1977)
- (2) 研究炉管理部，研究炉対策について(案)  
(JRR-3改造計画の概略)，(1977)

Table 4.7.1 The progress of discussion

研究炉長期整備計画検討委員会		部 会 (次期研究炉選定専門部会)	
開 催 日	審 議 内 容	開 催 日	審 議 内 容
5 1.1 2.1 6	(1)委員会設置の経緯と運営大綱 (2)研究炉管理部からの報告 (3)今後の具体的進め方		
5 2. 2. 7	(1)研究炉の現状 (2)利用の将来 (3)部会の設置	5 2.2. 8	J R R - 3 , 4 炉型選定に係る方針
		5 2.2.1 6	J R R - 3 , 4 改造原案における利用特性
		5 2.2.2 2	(1)J R R - 3 の炉型選定の基本方針 (2)利用者の要望を炉型選定へどう反映させるか
		5 2.3. 1	J R R - 4 炉型選定に関する基本方針
		5 2.3. 9	J R R - 4 炉型の諸元，型式
		5 2.3.1 5	J R R - 3 , 4 の利用設備
		5 2.3.2 4	J R R - 3 炉型の諸元，型式
		5 2.3.2 9	答申書の基本方針
		5 2.3.3 1	答申書まとめ



## 4.8 安全対策

### 4.8.1 JRR-2 アルゴン41低減対策

JRR-2<sup>41</sup>Ar低減対策は50年度までに水平実験孔の気密化・<sup>41</sup>Ar減衰ダクトの設置などを完了した。

51年度は原子炉の特性試験運転及び利用運転中に各排気系から排出する<sup>41</sup>Arの濃度測定をし、<sup>41</sup>Ar減衰ダクトなどの性能を確認した。

#### 1) スタックからの<sup>41</sup>Ar排出実績

利用運転におけるスタックからの<sup>41</sup>Arの排出率及び排出総量をTable 4.8.1に示す。排出率は第12サイクルまでの平均で0.30Ci/hで、管理目標値0.8Ci/hをかなり下まわっており、JRR-2<sup>41</sup>Ar低減対策は所期の目的を達成した。

#### 2) 排気系統別<sup>41</sup>Ar排出率

<sup>41</sup>Ar低減対策前後の排気系統別<sup>41</sup>Ar排出率はTable 4.8.2に示す。

熱遮蔽系は排気系の関係でエアカーテンからの寄与分を含んでいるが、エアカーテンからの排気系を除いた熱遮蔽系からの排出率は約0.03Ci/hであった。

#### 3) <sup>41</sup>Ar減衰ダクトの効果

<sup>41</sup>Ar減衰ダクトの効果は出口濃度と入口濃度の比で表わしその結果をFig. 4.8.1に示す。

水平実験孔系の排気風量はこれまでの利用運転時の実績から約5~10ℓ/minの範囲内で維持されておりこのときの濃度比は0.05~0.2で、<sup>41</sup>Ar減衰ダクトの性能は期待したとおり、非常に良いことが確認された。

#### 4) 今後の予定

51年度に実施した特性試験の結果、全体としては実施前の約10分の1以下に低減しており、その目的を十分達成したが、垂直実験孔・エアカーテン系などからは予想外の排出率を示している。

今後はこれらの系統を更に調査し、可能なかぎり低減化をはかっていく予定である。

Table 4.81 Release amount of Argon-41  
from stack of JRR-2

サイクル名	排出率 (Ci/h)	排出総量 (Ci)
R2-51-01	0.36	18※
51-02	0.44	130
51-03	0.24	66
51-04	0.35	96
51-05	0.24	65
51-06	0.20	55
51-07	0.17	45
51-08	0.27	73
51-09	0.24	65
51-10	0.33	89
51-11	0.42	118
51-12	0.35	96

※原子炉の運転時間：他のサイクルの約1/5

Table. 4.8.2 Release rate of Argon from each exhaust systems

排気系統		<sup>41</sup> Ar 排出率 (Ci/h)		低減目標値 (Ci/h)
		低減前	低減後	
水平実験孔系		2.6 ~ 2.9 (垂直実験孔からの排出割合)	0.03 *1	0.5
気送管系		0.3 ~ 0.6	0.02 *2	0.1
その他	垂直実験孔	—	0.06	—
	熱遮蔽系	0.02	0.11 (エアカーテンからの排出割合)	—
スタッフ		3.2	0.22	0.6

\*1 : S. 51. 12. 16 ~ 12. 22 に測定. 水平実験孔系排気風量 5 l/min  
 \*2 : 気送管装置使用時 0.06 Ci/h 時間照射装置使用時 0.08 Ci/h, 各装置の稼働率 10 % から算出

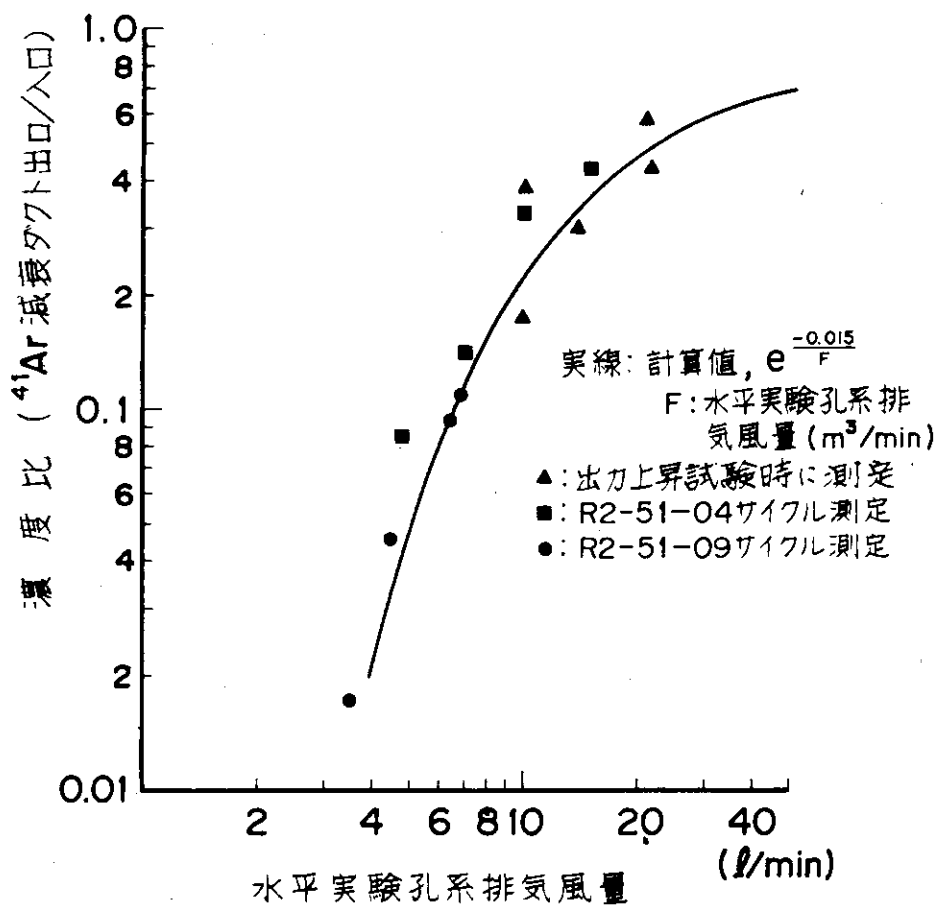


Fig. 4.8.1 Effect of Argon holding up ducts.

## 4.8.2 JRR-3重水系イオン交換樹脂塔のカートリッジ化

JRR-3重水中のトリチウム濃度は52年3月現在約0.6Ci/lである。原子炉運転に伴う上昇率は0.08mCi/l, MVDである。使用済イオン交換樹脂1基分廃棄に伴うトリチウムの環境への放出量は約10Ciである。この放出量は重水中トリチウム濃度の増加に比例して増大する。トリチウムの環境への放出低減, イオン交換樹脂作業時の被曝低減, 並びに使用済イオン交換樹脂廃棄処理の簡易化等を目的にイオン交換樹脂塔を内筒カートリッジ方式に更新した。

新旧イオン交換樹脂塔の主な仕様をTable 4.8.3に, 新イオン交換樹脂塔をFig. 4.8.2に示す。新イオン交換樹脂塔の特徴は次の通りである。

- ① 使用済イオン交換樹脂の廃棄に伴うトリチウムの環境への放出を零に低減できる。
- ② 内筒カートリッジはステンレス鋼製で, 上下の重水入出口にはクイックカブラ, ボールバルブを取り付け二重の機密構造にし, 使用済イオン交換樹脂を内筒カートリッジに密封した状態で廃棄物処理施設グレープヤードに保管廃棄できる。
- ③ 重水化作業が原子炉の運転停止に関係なくでき, また空間線量率の低い場所で行える。内筒カートリッジはJRR-2, JRR-3に共通して使用でき, 互換性があるので経済効果がある。
- ④ 鉛遮蔽体の厚さを, 実績経験に基づきTable 4.8.3のように設計し, イオン交換樹脂塔の重量を4.5tに軽減したのでホークリフトによる運搬が可能になった。
- ⑤ 空間線量率の高い処での作業を最小限の作業時間でできるよう, イオン交換樹脂塔の系からの分離, 系への接続, 運搬, 並びに内筒カートリッジの廃棄処理作業等を簡易化した。

次に, 新イオン交換樹脂塔の性能試験結果をFig. 4.8.3に示す。イオン交換樹脂塔の性能は原子炉一次冷却重水系において十分に機能することが証明された。

なお, 本工事を実施するに当っては, 昭和51年5月にイオン交換樹脂塔の設計及び工事の方法について認可申請を行った。9月に更新工事を終了し, 10月に新イオン交換樹脂塔を用いイオン交換樹脂の重水化を行い, 重水系に組み込み, 昭和51年12月から使用を開始した。

Table 4.8.3 Specification of new and old ion exchange resin column

	旧樹脂塔	新樹脂塔
樹脂交換方法	流体輸送	カートリッジ
樹脂塔寸法	外径 約 910 mm φ 全長 約 2500 mm φ	外径 約 600 mm φ 全長 約 2700 mm
樹脂塔重量	8,000 kg	4,500 kg
内筒内容量	100 ℓ	85 ℓ
樹脂充てん量	75 ℓ	75 ℓ
遮蔽体厚さ	鉛 全面 150 mm	鉛 前面 100 mm 側面 80 mm 後面 60 mm
精製流量	1.4 m <sup>3</sup> /hr 以上	1.4 m <sup>3</sup> /hr 以上

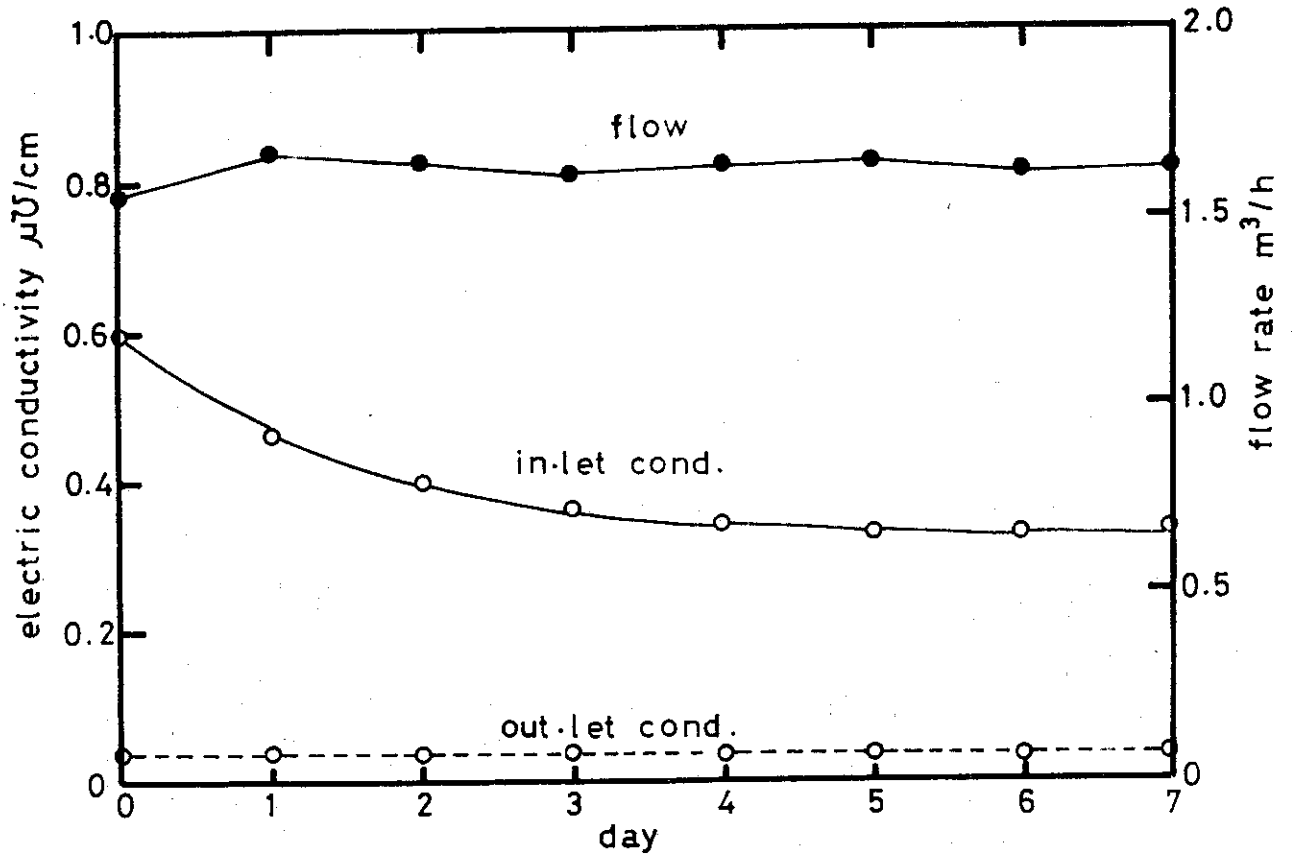


Fig. 4.8.3 Result of performance test for new ion exchange resin column.

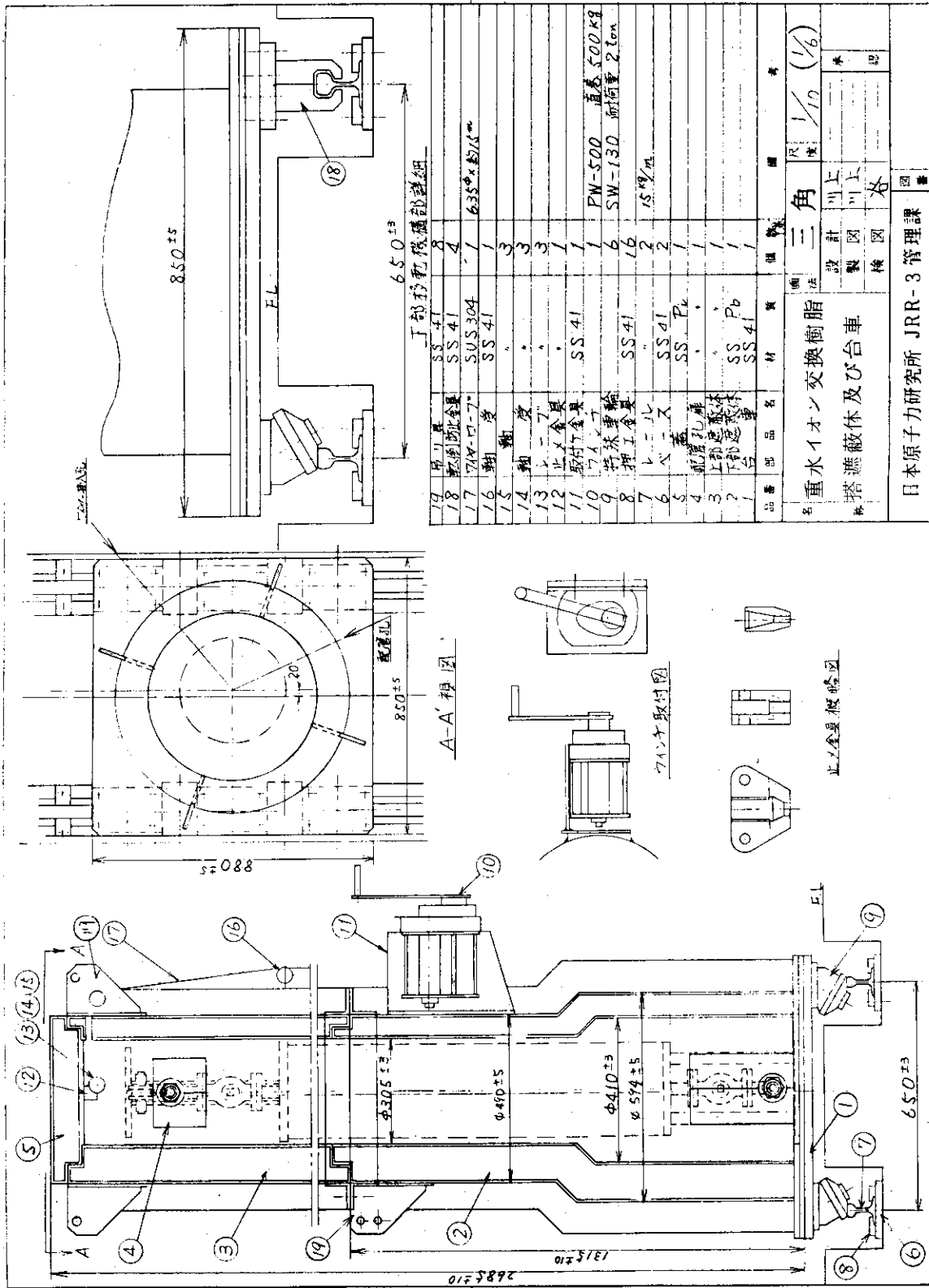
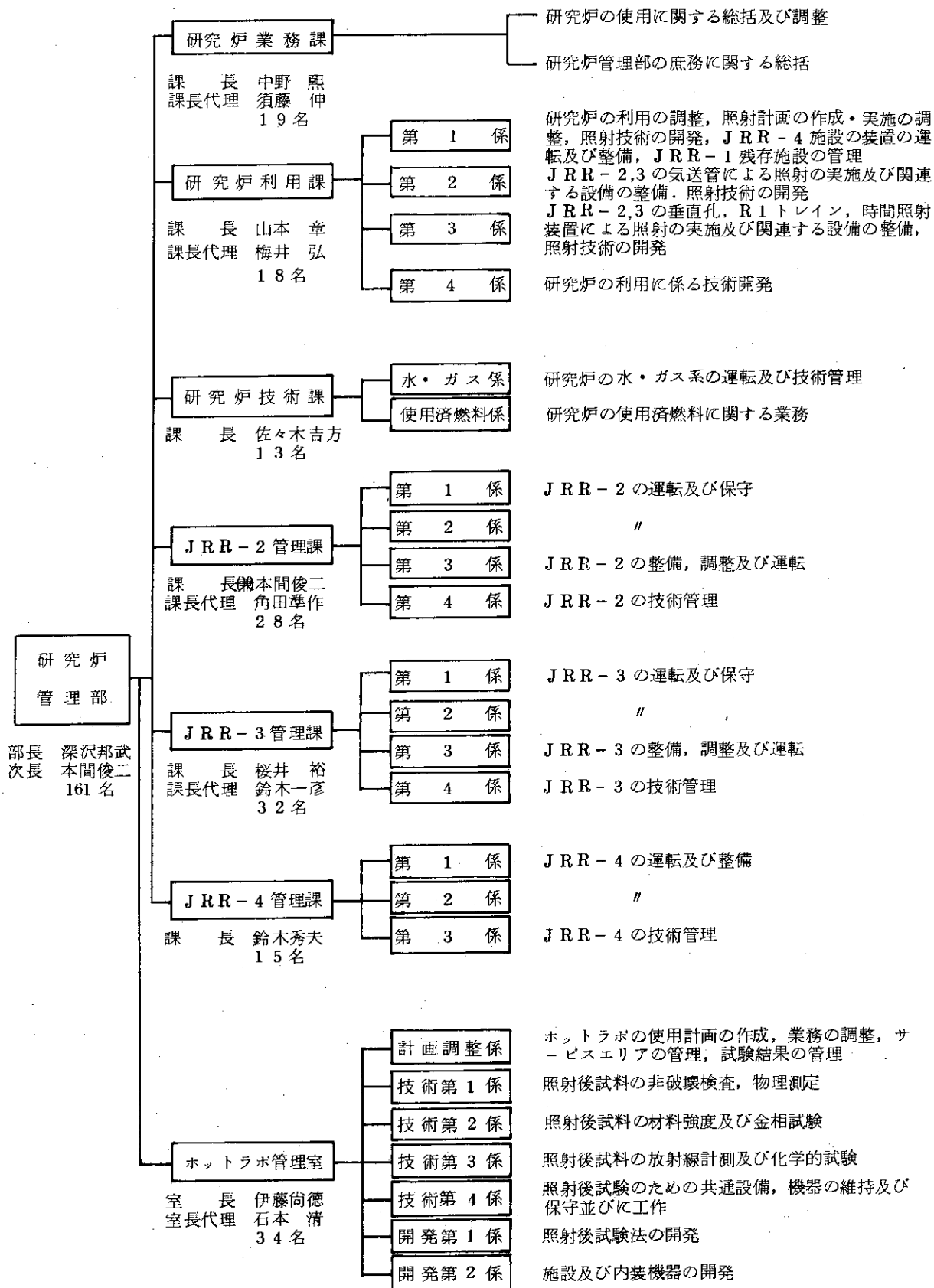


Fig. 4.8.2 JRR-3 new ion exchange resin column.

5.1 研究炉管理部の組織と業務

5.2.3.31現在



5.2 口頭発表

氏名	題目	発表学会名
鈴木 紘	研究炉における中性子ラジオグラフィの現状	中性子ラジオグラフィ短期研究会

5.3 外部投稿論文

氏名	題目	投稿誌名
鶴野 晃 佐々木, 松本, 伊藤 その他	ホットラボの設計と管理	原子力学会「ホットラボ」研究専門委員会報告書

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(昭和50年度)	JAERI-M 6766
鈴木 義雄 吉島, 重本, 近藤 田中, 鎌田, 浅見	JRR-2における破損燃料要素のロケーション	JAERI-M 6862
清水 堅一 宮坂, 番場, 山口 小金沢	JRR-2改修工事に用いた塗料の諸試験及び施工法 (塗料の耐放射線性, 耐熱性, 耐アルカリ性試験)	JAERI-M 6930
宮坂 靖彦 船山	JRR-2改修後の特性測定	JAERI-M 6943

5.5 受託研究

件名	相手方	担当課	備考
高速炉用炉外中性子検出系の特性試験(Ⅲ)	動燃事業団	JRR-3管理課	50. 6. 2
		原子炉計測研究室	52. 5. 31
高速炉用炉外中性子検出器の開発(Ⅱ)	動燃事業団	JRR-3管理課	50. 9.
		原子炉計測研究室	52. 3.

5.6 受託業務

件名	相手方	担当課	備考
新型転換炉原型炉「ふげん」初装荷用重水分析	動燃事業団	研究炉技術課	52. 1. 10
			52. 4. 30



5.7 受託調査

件名	相手方	担当課	備考
高速実験炉用計装燃料の開発のための照射試験及び照射後試験に関する業務	動燃事業団	研究炉利用課 JRR-4管理課	50. 9. 1 52. 2. 28
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㈱	ホットラボ管理室	51. 5. 15 52. 4. 30
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㈱	ホットラボ管理室	51. 5. 15 52. 5. 31
日本原子力発電㈱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㈱	ホットラボ管理室	51. 5. 15 52. 5. 31
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調査	動燃事業団	研究炉利用課 ホットラボ管理室	51. 11. 8 52. 6. 30
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)	(社)新金属協会	研究炉利用課	51. 12. 1 52. 11. 30

5.8 共同研究

件名	相手方	担当課	備考
軽水炉燃料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 安全工学部	51. 9. 26 52. 3. 31

5.9 官庁許認可第一覧

原子炉名	件名	申請年月日	許可・認可合格年月日	種別
J R R I 2	気送管改造の一部変更	(51. 3. 29)	51. 7. 3	使用前使査
	第18次燃料製作の使用前検査の一部変更	(50. 12. 20)	51. 7. 19	"
	被照射空気系の変更の使用前検査の一部変更	(51. 3. 29)	51. 7. 3	"
	TLG-1-50の撤去等の使用前検査の一部変更	(51. 3. 29)	51. 7. 21	"

原子炉名	件名	申請年月日	許可・認可 合格年月日	種別
J R R 1 2	第19次, 20次, B型燃料使用前 検査の一部変更	(51. 3.29)	51. 7.19	使用前検査
	円筒B型燃料使用前検査の一部変更	(51. 5.21)	51. 7.19	"
	炉心上部遮蔽体使用前検査の一部変 更	(51. 2. 9)	51. 7.19	"
	軽水漏洩の補修方法	(51. 3.15)	51. 7. 3	"
	スパーサー取扱いキャスク等使用前 検査の一部変更	(51. 3.29)	52. 4. 7	"
	B型燃料要素及び円筒B型燃料要素	(51. 7. 5)		"
	燃料貯蔵庫の移設及びSILの撤去	52. 1.12 52. 3.15	52. 2. 3	設計及び工事の方法 使用前検査
	制御棒装置	52. 1.12		使用前検査
J R R 1 3	二酸化ウラン燃料体使用前検査の一 部変更	(50.12.20)		"
	"	51. 4.12		"
	"	51. 9.24	52. 2. 1	"
	重水イオン交換樹脂塔の改造	51. 5.14 51. 7.26	51. 6.11 51.10.26	設計及び工事の方法 使用前検査
	二酸化ウラン燃料体の製作	51. 5.27	51. 7.14	設計及び工事の方法
	二酸化ウラン燃料体の補修	51. 6.29 51. 9.24	51. 7.21 51.11. 9	設計及び工事の方法 使用前検査
	使用済燃料冷却架台	51. 9.24 51.11. 1	51.10.23	設計及び工事の方法 使用前検査
	使用済燃料冷却架台使用前検査の一 部変更	51.11.24	52. 3.15	使用前検査
	二酸化ウラン燃料体の製作	51.11.24	52. 1.28	設計及び工事の方法
	主重水ポンプ(DP-2)の補修	52. 1.31		使用前検査
J R R 4	フィッションチェンバ照射装置	(51. 3.22)	51. 7.27	使用前検査
	ガンマ線源装置の改造	(51. 2.16)	51. 8.26	"

原子炉名	件名	申請年月日	許可・認可 合格年月日	種別
J R R 1 4	簡易照射筒D照射筒の設置	(51. 2.16)	51. 3.22	使用前検査
	保管廃棄施設の増設	(51. 3.22)	51. 3.30	"
	B型燃料要素	51. 4.28	51. 9. 4	"
	計装反射体要素の製作	51. 9. 3	52. 3.29	"
	炉心タンク伸縮接手の製作	51. 4.28 51. 6. 3	51. 5. 7 51. 6.15	設計及び工事の方法 使用前検査
	プール水精装置の改修	51. 9.22 51.10. 6	51. 9.28 51.12.20	"
	熱出力の変更及びB型燃料要素の製作	51. 9.30	51.12. 3	使用前検査
	微調整及び粗調整安全板	51.10.18		"
	第5次B型燃料要素	51.12.20		"
ホ ッ ト ラ ボ	$\alpha$ - $\gamma$ アイソレーションボックスの 廃棄	51. 7. 3	51. 8.31	変更許可
	廃液貯槽遠方操作化	51.12.23	- 52. 3.28	変更許可 施設検査(1.2系) 施設検査(3~6系)

## あ と が き

昭和41年11月に発刊した「研究炉の運転管理データ（昭和41年度上期）」が研究炉管理部年報の第1号誌といえる。それから数えると、この年報は、11年目にあたる。この間の変遷をふりかえってみると、昭和42年度、43年度は、「研究炉の運転年報」として纏められ、昭和44年度からは「研究炉・ホットラボの運転と技術管理」にかえ、名実ともに研究炉管理部年報となり今日に至っている。なお、昭和45年度から、全てのデータを一冊にするには、あまりにも大冊になることもあって、本編と資料編に分冊発刊している。

「できるかぎり要領よく、技術データとして利用しやすいように」をモットーに歴代の委員が編集にあたってきている。年報に対する評価が、毎年編集委員会で採り上げられ、討論のなかで種々意見がだされた。しかし、この10年間で、概ねこれらの意見を集約した形で、編集の大筋が固まったように思う。また、年報の性格上、ある程度データの一貫性も必要である。そういうことで、本年報の編集は、概ね50年度を踏襲することにした。

(編集委員長)

## 編集委員会メンバー

委員長	深 沢 邦 武
副委員長	本 間 俊 二
委 員	塚 田 久 (研究炉利用課)
	鈴 木 義 雄 (研究炉技術課)
	高 柳 政 二 (JRR-2管理課)
	*宮 坂 靖 彦 ( " )
	新 保 利 定 (JRR-3管理課)
	*白 井 英 次 ( " )
	島 敬二郎 (JRR-4管理課)
	*田 村 和 行 ( " )
	内 田 英 雄 (ホットラボ管理)
	*石 本 清 ( " )
庶 務	清 水 時 代 (研究炉業務課)

( \* 印は委嘱査読委員 )