

JAERI-M  
5371

研究炉・ホットラボの運転と技術管理  
(昭和47年度)

1973年8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47年度)

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部  
(1973年7月31日受理)

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

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

ホットラボでは、各種燃料の照射後試験およびこれらの技術開発が行なわれ、順当な成果をあげた。

本報告書は、昭和47年度におけるこれらの業務全般について記録し、問題点とその解明の経過、方法等についてまとめたものである。

Report on the Operation, Utilization and Technical  
Development of Research Reactors and Hot Laboratory  
( April 1, 1972 to March 31, 1973 )

Division of Research Reactor Operation, Tokai, JAERI  
( Received July 31, 1973 )

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

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

In this report are described the works made in fiscal 1972 ( April to March ) in the division; and problems encountered and the procedures applied to solve them.



## 目 次

まえがき	1
1. 概要	3
1.1 研究炉管理部の組織と業務	5
1.2 昭和47年度事業概要	5
1.2.1 研究炉の運転管理	5
1.2.2 研究炉の利用	7
1.2.3 ホットラボの運転管理	8
1.2.4 研究および技術開発	9
2. 研究炉の運転管理	11
2.1 運転	13
2.1.1 総括	13
2.1.2 JRR-2	13
2.1.3 JRR-3	13
2.1.4 JRR-4	13
2.2 保守整備	18
2.2.1 JRR-2	18
2.2.2 JRR-3	20
2.2.3 JRR-4	22
2.3 燃料	25
2.3.1 JRR-2	25
2.3.2 JRR-3	26
2.3.3 JRR-4	27
2.4 技術	31
2.4.1 JRR-2	31
2.4.2 JRR-3	32
2.4.3 JRR-4	32
2.5 重水・ヘリウム管理	36
2.5.1 研究炉の重水管理	36
2.5.2 JRR-2の重水・ヘリウム管理	37
2.5.3 JRR-3の重水・ヘリウム管理	38
2.6 放射線管理	42
2.6.1 JRR-2	42
2.6.2 JRR-3	43
2.6.3 JRR-4	44

3	研究炉の利用	47
3.1	照射	49
3.1.1	JRR-2による照射	49
3.1.2	JRR-3による照射	54
3.1.3	JRR-4による照射	56
3.2	実験	58
3.2.1	JRR-2における実験	58
3.2.2	JRR-3における実験	58
3.2.3	JRR-4における実験	58
4	ホットラボの運転管理	63
4.1	運転管理	65
4.1.1	運転状況	65
4.1.2	主な試験	65
4.2	保守整備	70
4.3	放射線管理	71
4.4	汚染除去	73
5	JRR-3温度測定用燃料体(TMF)の損傷とその取出し作業	74
6	JAPCO東海発電炉燃料モニタリング5カ年間の成果	84
7	主な技術的事項	93
7.1	原子炉施設	95
7.1.1	JRR-2改修工事計画	95
7.1.2	JRR-2冷却塔の改修	102
7.2	原子炉機器	106
7.2.1	JRR-2主重水ポンプ(DP-1, DP-2)の交換	106
7.2.2	JRR-2重水補助熱交換器(DE-3)の交換	108
7.2.3	JRR-3ヘリウム圧縮機(DB-1)の増設とヘリウム系の改修	110
7.2.4	JRR-4 反射体要素の解体	111
7.3	原子炉の特性試験	114
7.3.1	JRR-3 UO <sub>2</sub> 燃料第2ステップ特性試験	114
7.3.2	JRR-4 出力上昇の準備	119
7.3.3	JRR-4 照射筒内の速中性子スペクトルの測定	128
7.3.4	SPECTRAコードの整備	129
7.4	原子炉の化学	134
7.4.1	JRR-4 炉室屋根裏火災後のプール水の調査	134
7.4.2	アルミニウムの消火剤水溶液による腐食試験	138
7.4.3	JRR-3燃料体冷却管表面付着ウランの分析	138
7.4.4	JRR-2 FP異常放出燃料体ロケーション	139
7.4.5	JRR-2 熱遮蔽水への重水漏洩	144

7.5	燃料	147
7.5.1	使用済燃料の検査	147
7.5.2	使用済燃料貯槽水の放射性物質除去試験	147
7.5.3	JRR-2第7次燃料余剰反応度低下の原因調査	149
7.6	計測制御	153
7.6.1	JRR-4制御板位置指示計の改修	153
7.7	照射技術	157
7.7.1	茨城固体 火の採火実験	157
7.7.2	JRR-2による核燃料の照射	162
7.7.3	JRR-2による炉材料の照射	167
7.7.4	石英ガラスの照射試験	169
7.7.5	JRR-2気送管の熱中性子束の変動	176
7.8	ホットラボの技術	178
7.8.1	ホットラボモニタリングケーブルのオーバーホール	178
7.8.2	マイクロドリリング装置およびマイクロガンマスキャンナの開発	181
7.8.3	中性子ラジオグラフィーによる非破壊試験の開発	183
7.8.4	$\alpha$ - $\gamma$ セルの試験施設としての検討	186
7.8.5	ケーブル内モニタ, 照明器具の更新	188
7.8.6	ケーブル内間仕切扉の修理調整	190
7.8.7	ホット排水管汚染対策(その2)	193
8	研究開発	199
8.1	高温ガス配管内におけるFP沈着	201
8.2	中性子ラジオグラフィーの実用化試験	206
8.3	JRR-4の炉雑音測定	212
8.4	高温ガス炉用燃料試験法の開発	217
8.5	非破壊測定法による核燃料の燃焼度測定法の開発	223
8.6	鉄鋼材料の照射効果	226
9	安全管理	229
10	付録	234
10.1	研究炉管理部の組織と業務	235
10.2	外部投稿論文	236
10.3	研究所刊行物	236
10.4	口頭発表	236
10.5	特許	237
10.6	受託業務	238
10.7	受託調査	238
10.8	受託研究	238
10.9	共同研究	238

10.10	協力研究	238
10.11	委託調査	239
10.12	外国出張・留学	239
10.13	委員会	239
10.14	教育訓練講師	239
10.15	官庁許認可等一覧	240
あとがき		242

## Contents

### Preface

### 1 General Description

#### 1.1 Organization and Works

#### 1.2 Activities in Fiscal 1972

##### 1.2.1 Operation and Maintenance of Research Reactors

##### 1.2.2 Utilizations

##### 1.2.3 Operation and Maintenance of Hot Laboratory

##### 1.2.4 Research and Development

### 2 Operation and Maintenance of Research Reactors

#### 2.1 Operation

##### 2.1.1 General Description

##### 2.1.2 JRR-2

##### 2.1.3 JRR-3

##### 2.1.4 JRR-4

#### 2.2 Maintenance

##### 2.2.1 JRR-2

##### 2.2.2 JRR-3

##### 2.2.3 JRR-4

#### 2.3 Reactor Fuel

##### 2.3.1 JRR-2

##### 2.3.2 JRR-3

##### 2.3.3 JRR-4

#### 2.4 Reactor Techniques

##### 2.4.1 JRR-2

##### 2.4.2 JRR-3

##### 2.4.3 JRR-4

#### 2.5 Heavy Water and Helium

##### 2.5.1 Heavy Water

##### 2.5.2 JRR-2

##### 2.5.3 JRR-3

#### 2.6 Radiation Control

##### 2.6.1 JRR-2

##### 2.6.2 JRR-3

##### 2.6.3 JRR-4

### 3 Utilization of Reactors

#### 3.1 Irradiation

- 3.1.1 Irradiation with JRR-2
- 3.1.2 Irradiation with JRR-3
- 3.1.3 Irradiation with JRR-4
- 3.2 Experiment
  - 3.2.1 Experiment with JRR-2
  - 3.2.2 Experiment with JRR-3
  - 3.2.3 Experiment with JRR-4
- 4 Operation and Maintenance of Hot Laboratory
  - 4.1 Operation
    - 4.1.1 General Description
    - 4.1.2 Post-Irradiation Examination etc.
  - 4.2 Maintenance of Equipment etc.
  - 4.3 Radiation Control
  - 4.4 Decontamination
- 5 Falling of Instrumented Fuel Assembly and the Recovery
- 6 Five-Years Fuel Monitoring of JAPCO TOKAI Magnox Reactor
- 7 Reactor Techniques
  - 7.1 Facility
    - 7.1.1 Maintenance Program in JRR-2
    - 7.1.2 Maintenance of Cooling Tower in JRR-2
  - 7.2 Reactor Instrumentation
    - 7.2.1 Maintenance of Main-Pump (DP-1, DP-2) in JRR-2
    - 7.2.2 Maintenance of Auxiliary D<sub>2</sub>O Heat Exchanger in JRR-2
    - 7.2.3 Installation of Helium Gas Blower and Modification of the Helium Gas System
    - 7.2.4 Disassembling of JRR-4 Swollen Reflector
  - 7.3 Reactor Performance Test
    - 7.3.1 Second Test on the Characteristics of JRR-3 UO<sub>2</sub> Fuel
    - 7.3.2 Preparation for the Power-Up of JRR-4
    - 7.3.3 Measurement of Fast Neutron Spectrum in JRR-4
    - 7.3.4 SPECTRA Code
  - 7.4 Reactor Chemistry
    - 7.4.1 Survey of Reactor Water after a Fire in JRR-4 Reactor Room
    - 7.4.2 Corrosion Test of Aluminum in Aqueous Solution of Extinguishant
    - 7.4.3 Chemical Analysis of Deposited Uranium on Cooling Tubes of JRR-3 Fuel
    - 7.4.4 Location of Leaky Fuel in JRR-2 Core
    - 7.4.5 Leakage of D<sub>2</sub>O into the Water Thermal Shield in JRR-2
  - 7.5 Fuel
    - 7.5.1 Inspection of Used Fuel

- 7.5.2 Decontamination Test of Water in Spent Fuel Pond
- 7.5.3 Investigation on the Decrease of Excess Reactivity  
in the Seventh Core Charge of JRR-2
- 7.6 Measurement and Control
  - 7.6.1 Improvement of JRR-4 Control-Rod Position Indicator
- 7.7 Irradiation Techniques
  - 7.7.1 Experiment of Producing a Torch Fire for the IBARAKI  
National Athletic Meet
  - 7.7.2 Irradiation of Nuclear Materials in JRR-2
  - 7.7.3 Irradiation of Reactor Materials in JRR-2
  - 7.7.4 Irradiation Test of Fused Quality
  - 7.7.5 Fluctuation of Neutron Flux in JRR-2 Pneumatic Tubes
- 7.8 Hot Laboratory Techniques
  - 7.8.1 Overhaul in Equipments in Fuel-Monitoring Caves
  - 7.8.2 Micro-Drilling Machine and Micro-Gamma-Scanner
  - 7.8.3 Development of Neutron Radiography
  - 7.8.4 Examination of the  $\alpha$ - $\gamma$  Facility
  - 7.8.5 Renewal of Radiation Monitor and Lighting Equipment  
of Hot Caves
  - 7.8.6 Repair and Adjustment of Partition Door of Hot Cave
  - 7.8.7 Countermeasure for Radioactive Contamination of Hot Drain  
Pipes
- 8 Research and Development
  - 8.1 Deposition of Fission Products in High-Temperature Gas System
  - 8.2 Studies on Neutron Radio Graphic Techniques
  - 8.3 Measurement of JRR-4 Reactor Noise
  - 8.4 Development of the Testing Method for HTGR Fuel
  - 8.5 Fuel Burn-Up Measurement by Non-Destructive Method
  - 8.6 Irradiation Effects of Iron and Steel
- 9 Safety Control
- 10 Appendix
  - 10.1 Organization of the Division
  - 10.2 Papers
  - 10.3 JAERI Reports
  - 10.4 Oral Presentation
  - 10.5 Patents
  - 10.6 Entrusted Works
  - 10.7 Entrusted Investigation
  - 10.8 Entrusted Research Works
  - 10.9 Joint Research Works

- 10.10 CO-Operative Research Works
- 10.11 Commissioned Investigation
- 10.12 Overseas Inspection
- 10.13 Activities of Committees
- 10.14 Lecturers for School
- 10.15 Permission etc.



## ま え が き

研究炉管理部では、JRR-2、JRR-3およびJRR-4の三つの原子炉を中心として、その運転管理、保守整備、利用、技術管理などを行なう個所が有機的に組織されており、さらに、照射後試験施設としてのホットラボが付置されている。これらを担当する個所の業務は、大型施設を対象とするだけにその範囲は極めて広く、また、施設自体、我が国の原子力技術の揺らん期に建設されたもので、すでに10年余を経過しており、運転・保守における安全管理の面で一層の留意が要求されている。

一方、当部の支柱である研究炉の安定運転については、各炉の管理課を中心として、その確保に献身的努力が払われており、ホットラボについても、施設の安全管理はもとより、各種技術の開発にも多くの成果がみられた。

47年度は、4月にJRR-2南側屋外での廃液漏洩、6月にJRR-4炉室屋根裏断熱材の焼損、8月にJRR-3温度測定用燃料体(TMF)の取り出し時の損傷など、大型施設の安全管理の面で一層の留意を喚起させることが発生したが、JRR-2においては冷却塔の改修、主重水ポンプ(DP-1, 2)のキャンドモータへの交換、ナトリウム・インバイル・ループ(SIL)の炉内新設などが実施され、JRR-4においても、必要な保守整備が実施されて当初計画した利用運転をほぼ達成することができた。

JRR-3においてはTMFの取り出し作業や各種点検などのため、当初計画した利用運転の半分を達成するにとどまったが、UO<sub>2</sub>燃料移行計画第2ステップや主な保守整備は計画どおり順調に完了した。また、ホットラボの原子炉燃料・材料の照射後試験も順調にすすめられた。

このような当部の活動の全ぶりを前年度とほぼ同様に技術的事項に重点をおいてまとめた。本報告は、第2章から第4章までに各炉の運転管理状況、利用状況、ホットラボの運転管理状況など、施設の運転・保守に関することをまとめてあり、第5章から第7章までにこれらの運転・保守にあたって生じた技術的問題とその解明の経過および方法について述べた。さらに第8章では当部で行なった研究の成果についてふれた。

なお、管理データは昨年度と同様別冊にまとめる。本報告については、45年度、46年度と同様の編集方針でまとめたが、不十分な点などについて次年度以降、さらに改善を続けてゆきたい。

# 1 概 要

---

General Description

## 1.1 研究炉管理部の組織と業務

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

研究炉の効率的な利用をはかるために、研究炉の安定運転や技術の開発が行なわれ、また、照射試料の照射後試験を行なうための、技術、研究開発の努力も行なわれている。

JRR-2、JRR-3の各管理課は、10MWの定格出力による連続運転と保守を行なっている。

JRR-4管理課は、中型汎用炉としての特色を生かし、利用者の要求に応じた出力(最大2.5MW)で運転を行なっている。

研究炉技術課では、JRR-2、JRR-3の水・ガスおよび使用済燃料の管理を行なうとともに、部全体にわたる技術的業務を担当し、研究炉の安定かつ効率的な運転に寄与している。また、ガスループを用いて照射中の燃料から放出されるFPの沈着に関する研究もすすめている。

研究炉利用課では、JRR-2、JRR-3およびJRR-4により効率的な利用照射をすすめるとともに、照射技術の開発を行なっている。

ホットラボ管理室では、燃料材料の解体から顕微鏡観察、化学処理などを含む幅広い要求に対処するとともに、必要な施設、機器の保守整備と試験技術の確立に努めている。

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

研究炉の安定運転は当部のほか、技術部施設第1課および保健物理安全管理部の協力によって成立っている。

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

## 1.2 昭和47年度事業概要

### 1.2.1 研究炉の運転管理

#### (1) JRR-2

前年度に継続し、炉物理実験、材料、燃料等の照射およびRI生産などの共同利用に供された。

昭和47年度におけるJRR-2の運転は、研究炉使用計画に基づいて13サイクルを予定していたが、夏期定期自主検査の期間に、二次冷却塔の改修工事、主重水ポンプ(DP-1、2)および非常用ポンプ(DP-4)の交換工事、実験装置についてはナトリウム・インバイル・ループ(SIL)の取付け、完成後の原子力局立会使用前検査も含めて7週間以内に工事を完了することが困難な状態となり利用関係個所と調整の結果、第6サイクルのみを中止したほかは順調に稼働した。

JRR-2の改修に関しては、下段プラグ燃料孔の腐食が、47年1月の燃料交換時に4B

孔で認められ、直ちに応急補修を実施したが、原子炉を今後長期にわたって使用するためには、新規に遮蔽体を製作し補修することが必要となった。このため、JRR-2の改修に関して広く所内識者の意見を求めるための委員会を設置し、5月にその答申を得た。

その答申案の主旨に沿って改修案の細部の検討を行ない、49年4月から現場工事を開始する予定で鋭意改修計画の推進を計った。また、排出放射性アルゴン低減対策についても、その工事を49年の改修工事中に着手する予定で垂直実験孔、水平実験孔および各照射設備の気密化ならびに被照射空気系の排気氾濫法についても検討を進めた。

その他

- ① ホツ素入り燃料の炉心内照射試験。
- ② JRR-2燃料非破壊検査装置の製作後各種の燃料要素、燃料板を用いた比較測定。
- ③ 利用運転時におけるアルゴンの排気に関する試験。

などを実施した。

## (2) JRR-3

JRR-3における本年度の特記事項として、 $UO_2$ 燃料移行計画第2ステップの特性試験と温度測定用燃料体の取り出し作業が挙げられる。

第2ステップの特性試験の実施にあたり、第1ステップの実施結果から炉性能の基準値の一部が申請値を下廻ることが予想されたため、 $UO_2$ 燃料移行計画に伴う核特性を再検討し、第2ステップの特性測定の実測をもとに最大過剰反応度、制御容量等の規制値を変更した。このため、第1サイクルと第2サイクル前半の共同利用運転を中止した。

また、第4サイクルにおいて温度測定用燃料体(TMF)の取り出し中、TMF燃料体の吊上げワイヤが切断、落下して、TMF燃料体の先端部が変形し、取り出し困難となった。この燃料体の取り出し、およびこの作業に附随して発見された炉心孔の変形調査のため、第4サイクルから第8サイクルまでの共同利用運転を中止した。

これらの計画外業務の処理のため、本年度の共同利用運転は年度当初の計画サイクル数の半分にとどまった。

保守整備関係では、業務計画に基づく施設機器の整備のほか、故障等に伴う補修等をほぼ計画どおり消化した。業務計画に基づく主なものとして、水ガス計装置の改修、地階電源盤操作回路の改修、ヘリウムブロー( DB-1 )の設置、燃料棒温度測定装置の改修などがあり、故障等に伴う業務として、TMF燃料体の取り出し、炉心孔の変形調査、主重水ポンプ( DB-1 )の分解補修などが挙げられる。

このほか、 $UO_2$ 燃料移行計画第3ステップの $UO_2$ 燃料体の製作などの準備を完了した。

## (3) JRR-4

JRR-4は、前年度に継続し、中型汎用炉としての特徴を生かした利用運転を計画し、計画どおり順調に業務を推行了した。

運転については、起動回数、積算出力、運転時間、日数など前年度を上廻る実績を示した。この結果、原子炉研修所の運転実習、遮蔽実験を始めとする実験利用、RI生産、研究のための照射利用など、所内18課室、所外5機関からの利用申込(676件)をすべて、順調に実施完了して、その責任を十分に果たした。

このうち特殊利用として、金のR I生産のための長時間照射は、前年度の200%を実施し、また名古屋大学との協力研究である中性子ラジオグラフィの実験は実用化の見通しを得て、48年度に実用化に着手することとなった。さらに、県の要請による茨城国体炬火の採火実験は公開実験に成功して、好評を得るなど、多くの成果を得てJRR-4の特徴を発揮した。

他に、東芝との受託契約による高速炉用核分裂計数管の照射試験がある。

整備については、6月期および11月期に定期自主検査を実施して、7月に官庁検査を受けたほか、後備安全板の改修、主ポンプ起動リアクトルの設置、特殊反射体の改修、制御棒位置指示計の改修、炉心タンク振動防止装置の設置など12件の整備工事を実施した。

運転に関する技術的事項については、燃料管理面で、反応度補充として3本の燃料交換を行ない、2次燃料10本の発注(計装燃料1本を含む)、受入れを実施した。

出力上昇計画は、核熱計算、安全解析などを行なって所内安全審査を受け、申請書作成および資料の整備を進めた。

第1四半期末に、炉室屋根裏断熱材の焼損事故があり、この処理のため計画にややくれを生じたが、原子炉の運転に支障はなく、第2四半期にはおくれも消化して順調に運転計画を進め、年度内には事故による改修工事もすべて完了した。

### 1.2.2 研究炉の利用

研究炉の利用は、大別して、研究炉利用課が担当する共同利用照射と、利用者が装置やループを実験孔に設置して実験を行なり実験利用とに分けられる。装置やループの運転管理は、利用者がこれにあたり、実験利用の実態は、年度ごとに使用計画を、各サイクルごとに実験利用の内容を各研究炉の管理課長に提出することにより把握されている。共同利用照射については、研究炉利用課が申込書の受付から照射試料の検討、照射試料受付、照射、詰替、照射試料引渡し、その他付属作業にいたる一貫業務を行なっている。昨年度までは各炉別に業務を分担していたが、本年度から課内組織を変更し、照射装置の分類による専門化をはかったため、作業予定の編成や作業内容の掌握についてかなり改善された。

次に、本年度の利用実績の概要を各炉別に述べる。JRR-2は第6サイクルのみが、夏期定期自主検査期間中の二次冷却系改修工事およびナトリウム・ループ設置工事のおくれのため中止されただけで、他のサイクルは順調に稼動し、ほとんどの利用業務が行なわれた。JRR-3は第1サイクルおよび第2サイクル前半が原子炉設置変更許可申請のため利用運転ができず、特性測定用の低出力運転のみとなったため、この期間の利用業務は行なわれなかった。また、第4～第8サイクルが温度測定用燃料体の損傷とその取り出し作業およびそれに伴って発見された炉心孔変形の点検のため中止となった。第9サイクルから第12サイクルまでは順調に稼動したため、通常の利用業務が行なわれた。JRR-4は順調に稼動し、照射利用の伸びも著しく、第3四半期にはすでに前年度の照射件数に達している。さらに、JRR-3、JRR-2の停止期間(上述)における照射支援炉としても貢献し、放射性金の生産のための15時間照射を数回行なったほか短時間の振替照射も数多く行なった。

JRR-2では共同利用照射として昨年度まで垂直実験孔、気送管、R Iトレインを利用していたが、本年度から新たに時間照射装置の利用を追加した。水平実験孔も昨年度に引続きループ、ビーム実験装置による各種の実験に使用されたが、本年度には水平実験孔HT-15に設

置されたナトリウム・インパイルループが第8サイクルから利用を始めた。JRR-3では垂直実験孔，時間照射装置，気送管を共同利用照射に利用し，水平実験孔はJRR-2と同様の実験に使用された。JRR-4の利用施設も昨年度に引き続き各種実験，RIの生産等に利用されたが，本年度においては前述のようにJRR-2，JRR-3に対する支援炉として活躍した。

### 1.2.3 ホットラボの運転管理

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

現在行なっている照射後試験の項目は燃料集合体，カプセル照射リグなどの解体，切断から顕微鏡による金相観察に至るまでのものであり，これらの試験について特性の異なる種々の試料を処理することが可能のように施設の改善や技術の開発をする必要がある。一方，研究開発の動向によって各項目ごとに測定精度の向上と新しい技術の導入をはかることが望まれている。このような新しい技術の開発と精度の向上を現状の各項目について，より効率的運営による試験数量の増加と並行して実施することが，ホットラボの当面の最大課題である。

47年度における主な業務は

- ① JRR-2使用済燃料の対米送還に関する作業。
- ② JMTR試用期間中の燃料，材料の照射後試験。
- ③ JRR-2照射試料の照射後試験。
- ④ JPDR燃料等の照射後試験。
- ⑤ 多目的炉用燃料の照射後試験。
- ⑥ JAPCO東海炉燃料モニタリング。

などであり，これらについては第4章を参照されたい。なお，⑥項は46年度の繰越し分を第3四半期までに終了し，第一次炉心のモニタリングが完了したのを機にプロジェクトを廃止したが，これらの経過とその結果については第6章を参照されたい。

保守整備に関しては，

- ① マニプレータ修理室の増設。
- ② γスキャンニングセルの増設。
- ③ ケーブ・セルのオーバーホール（モニタリングケーブおよびウランマグノックス・セル系（UM系），ステールセル系（st系）鉛セル）。
- ④ ホット排水管の撤去，更新。

などが行なわれた。また，これらと関連して施設の補修と治工具等の工作が行なわれているが，室内工作要求は，（工作工場への依頼等を除く）100件のうち91件を室内で処理した（技術第4係担当）。

技術開発については，①多目的炉用粒子燃料照射後試験のためジュニアセルの整備，粒子破壊試験機器の検討，発注等，②非破壊法による核燃料燃焼度測定法の開発のためのγスキャンニングセルの建設に関する業務，③スキャンナの改良，測定法の検討とソフトウェアの整備などであった。これらについては，第4章，第7章および第8章を参照されたい。

運転に附随する問題として，廃棄物の処理，施設の汚染除去などがある。本年度の通算処理

量は下記のとおりである。

- ① 気体廃棄物（ダストを含む。メインスタック総排出量），約 38mCi。
- ② 液体廃棄物，130m<sup>3</sup>，平均濃度  $2.2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ （ $\beta, \gamma$ ）， $9.8 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ （ $\alpha$ ）。
- ③ 固体廃棄物（紙バケツ封入個数）年間約 5,600 個，このうち中高レベル廃棄物は年間総数の約 8%，可燃性低レベル廃棄物は年間総数の約 10% である。これを前年度と比較すると気体廃棄物は約 10 倍，液体および固体廃棄物の液量，個数は変わらないが，廃棄物中の放射能レベルは約 2 倍程度の増加が見られた。

汚染除去では外部委託を必要としたものが 36 件あり，その所要人員は，ホットラボ室員，放管係員，ビル代行職員を合計して延べ約 500 人であった。これは前年度に比較して所要人員で約 40% の増加である。

#### 1.2.4 研究および技術開発

各研究炉の安定運転と利用効率の向上およびホットラボ施設の有効利用をはかるためには，施設の効率的な保守整備と積極的な技術の開発，研究が望まれるが，これらに関しては部外の協力も得て，広範にわたる技術の検討，実験などが行なわれ，貴重な経験を蓄積している。

JRR-2 では，JRR-2 改修工事のための各種モックアップ試験，冷却塔の改修工事，主重水ポンプ（DP-1，2）のキャンドモータポンプへの交換工事などを行なって安定運転のため尽力している。

JRR-3 では，UO<sub>2</sub> 燃料第 2 ステップの特性試験を無事終了し，特性の確認をすることができた。また，TMF 燃料体の取り出しにおいては冷工具の設計，製作，モックアップ試験などが精力的に行なわれるとともに，下段遮蔽体案内管部の点検も実施され，安全性を確認することができた。

JRR-4 では，出力上昇のための所内安全審査資料の作成，屋根裏火災後のプール水の調査，中性子ラジオグラフィの実用化試験，炉雑音の測定，計装燃料の製作など，部外の協力も得て，安定運転と利用の向上のための技術の開発と研究が行なわれた。

研究炉による照射の面では，各種試料の試験照射を行ない照射技術の向上をはかるとともに，照射施設の改良・増設が行なわれた。

ホットラボを利用しての照射後試験を円滑に進めるための必要な施設，機器の改良を行ない，測定，試験技術の開発に努めた。

水・ガス管理については，回収重水の精製，樹脂の活性化のほか，各種分析，調査を行なった。

また TLG-1 ガスループを利用した高温ガス配管内への FP 沈着の研究が昨年度に引続いて行なわれた。

このようにして得られた技術や研究成果は，各個所に有効に反映させていく必要がある。現在すすめられている研究，開発のうち，47 年度に結果が得られたもののうち主なものを第 8 章にあげた。

なお，主な技術的事項を第 7 章に，その中で特記すべきものを第 5 章，第 6 章にあげた。

## 2 研究炉の運転管理

---

Operation and Maintenance of  
Research Reactors



## 2.1 運 転

### 2.1.1 総 括

昭和47年度の研究炉の運転は、昭和47年度事業の大綱ならびに実行予算等に基づき、JRR-2およびJRR-3は必要な整備を行なって、それぞれ年間13サイクルおよび12サイクルの利用運転を確保する計画であったが、JRR-2は、夏期定期自主検査期間の延長により、第6サイクルの運転を中止し、12サイクルの利用運転、JRR-3はTMFの取り出し作業などもあって、5サイクル半の利用運転にとどまった。JRR-4は6月末に炉室屋根裏断熱材の焼損があったが利用運転に特に支障はなかった。ホットラボについては、試料の処理を促進し、効果的な利用がなされた。

昭和47年度の研究炉使用計画と実績をFig. 2.1.1に示す。

### 2.1.2 JRR-2

昭和47年度の利用運転は、10MW、13日連続運転を13サイクル行なり計画であった。47年夏期定期自主検査の期間に二次冷却塔の改修工事およびSodium Inpile LoopのHT-15実験孔への取付工事、その他、完成後の原子力局使用前検査を完了することが困難な状態となり、第6サイクルを中止したほかは順調に運転された。

各利用運転の準備期間には、燃料交換、試料反応度測定およびインコア試料の反応度測定のための運転を行なった。また、第4サイクル原子炉停止時に $^{135}\text{Xe}$ のBuild-upによる反応度測定およびReactor Dead Time（原子炉再起動不能時間）の測定を実施した。第7サイクルの点検試験運転時に冷却塔改修後の10MW性能テストのための運転を実施した。

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

### 2.1.3 JRR-3

昭和47年度は、 $\text{UO}_2$ 燃料計画の第2ステップ特性試験から始まった。当初の計画では、このステップを終えた6月15日から第1サイクルが開始され、47年度は、計12サイクルの共同利用運転を行なり予定であった。

しかし、①第2ステップの実施にあたり制御容量等に関して原子炉設置変更許可申請が必要となったため、第1サイクルの共同利用運転を中止して特性試験の一部を実施したこと、②第4サイクル休止期間中の8月10日、燃料シャフリング作業中に炉内に落下した温度測定用燃料体(TM F)の取出し作業(第5章参照)を行なったことおよび③これに伴い炉心孔の変形調査等に長期間を要したことなどにより、実際に共同利用運転を行なりできたのは、第2サイクルの後半、第3および第9～第12サイクルの計5.5サイクルにとどまった。

運転実績をTable. 2.1.3に、計画外停止原因の分類をTable. 2.1.4に示す。

なお、運転時間、運転出力量および累計出力量には、それぞれ試験運転時の時間と出力量が含まれている。

### 2.1.4 JRR-4

昭和47年度の利用運転は、計画をすべて消化し、順調な運転を実施した。6月期の定期自主検査時に炉室屋根裏断熱材焼損事故が発生し、運転計画は、約1週間遅れたが、利用計画には支障をあたえなかった。

なお、特殊運転としては、Au照射のために15～16時間連続運転を8回実施した。47年



Table 2.1.1 JRR-2 Reactor operation results (From Apr. '72 to Mar. '73)

Cycle No	Date	Operation time(hr)	Power(MWh)	Integrated power(MWh)	Unscheduled shut down*
Beginning		23562:37		185,372.5	
R2-47-1	4/3~4/23	298:33 (6:33)	2900.2 (0)	188,272.7	1
- 2	4/24~5/21	302:53 (7:50)	2,941.4 (0)	191,214.1	0
- 3	5/22~6/11	247:26 (9:15)	2,342.6 (0.4)	193,556.7	0
- 4	6/12~7/2	285:06 (9:27)	2,652.5 (0)	196,209.2	0
- 5	7/3~7/23	302:01 (8:21)	2,930 (0)	199,139.2	0
Periodical inspection	7/24~9/27	9:11 (9:11)	0 (0)	199,139.2	0
- 7	9/28~10/22	314:23 (24:14)	2,946.3 (62.9)	202,085.5	0
- 8	10/23~11/19	308:01 (13:58)	2,920.2 (0.1)	205,005.7	0
- 9	11/20~12/10	272:02 (8:09)	2,574.6 (0)	207,580.3	0
Periodical inspection	12/11~1/7	(0)	(0)	207,580.3	0
- 10	1/8~1/28	303:40 (11:47)	2,848.8 (0)	210,429.1	1
- 11	1/29~2/18	305:54 (11:47)	2,905.9 (0)	213,335.0	0
- 12	2/19~3/11	280:05 (14:58)	2,636.4 (0)	215,971.4	0
- 13	3/12~4/1	309:29 (16:04)	2,919.8 (1.0)	218,891.2	1
Total		3538:44 (151:34)	33,518.7 (64.4)		3
Ending		27101:21		218,891.2	

\* Unscheduled shutdown during 10MW operation

Table 2.1.2 List of unscheduled shutdown

Cause of trouble	
Short period	20 (20*)
Rod off magnet	4 (4*)
Manual scram	1
Other troubles	2
Total	27 (24*)
* Marks show scrams during sub-critical operation below 100w	

Table 2.1.3 JRR-3 Reactor operation results

Cycle No	Date	Operation time (hr:min)	Full power time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		18881:42			152810.6	
Periodical inspection	4/10-6/4	67:18	0	0	152810.6	1
R3-47-1	6/5-6/25	10:59	0	0.1	152810.7	0
-2	6/26-7/16	175:13	70:32	764.8	153575.5	0
-3	7/17-8/6	304:30	274:36	2824.2	156399.7	2
-4	8/7-8/27	0	0	0	156399.7	0
-5	8/28-9/17	0	0	0	156399.7	0
-6	9/18-10/8	0	0	0	156399.7	0
-7	10/9-10/29	0	0	0	156399.7	0
-8	10/30-11/19	0	0	0	156399.7	0
Periodical inspection	11/20-1/14	0	0	0	156399.7	0
-9	1/15-2/4	294:28	282:54	2846.5	159246.2	2
-10	2/5-2/25	301:16	263:50	2640.3	161886.5	1
-11	2/26-3/18	295:19	284:30	2869.3	164755.8	1
-12	3/19-4/8	250:07	240:30	2410.5	167166.3	0
Total		1699:10	1416:52	14355.7		7
Ending		20580:52			167166.3	

Table 2.1.4 List of unscheduled shutdown

Cause of trouble	
Neutron measurement system	3
Measuring instrument in cooling system	0
Trouble of electric power supply	1
Miss-operation	1
Earthquake	0
Other troubles	2
Total	7

度運転実績は、Table. 2.1.5 に示すとおりである。また、計画外停止の内訳は、Table. 2.1.6 に示すとおりであり、中性子計測系のトラブルが圧倒的に多い。しかし、全件数としては、46年度の13件に対し、47年度は6件に半減している。

Table 2.1.5 JRR-4 reactor operation results

Month	Operation days	Operation time (hr:min)	Power (kWh)	Unscheduled shut down
Apr. 1972	16	102:54	202,825	0
May.	14	90:58	153,181	2
Jun.	0	0	0	0
Jul.	15	85:07	22,148	1
Aug.	21	149:04	220,826	0
Sep.	19	127:23	217,427	0
Oct.	19	123:59	148,478	0
Nov.	6	36:07	38,816	0
Dec.	14	92:57	174,105	2
Jan. 1973	12	63:50	26,442	1
Feb.	16	104:05	105,554	0
Mar.	15	83:08	154,548	0
Total	167	1,059:32	1,464,350	6

Integrated power 7,446,860 kWh

Integrated Operation time 6,515 hr:01 min

Table 2.1.6 List of unscheduled shutdown

Cause of trouble	
Neutron measurement system	5
Other troubles	1
Total	6

## 2.2 保守整備

### 2.2.1 JRR-2

#### (1) 概況

昭和47年度の原子炉利用運転は、第6サイクルを中止したほかは当初の研究炉使用計画に基づいて計画のとおり運転を行なった。夏期定期自主検査の期間に、二次冷却塔の改修工事、主重水ポンプ(DP-1, 2)および非常用ポンプ(DP-4)の交換工事、実験装置についてはSIL(Sodium Inpile Loop)の取付けを実施した。

定期自主検査は、機器の交換工事を含めて47年7月24日から9月30日までの期間および47年12月11日から48年1月6日までの期間、定期官庁検査は12月25, 26日および48年1月12日にかけて、また、10MW運転時における飽和値測定は第10サイクル運転時の1月25日, 26日に実施された。JRR-2保安規程遵守状況についての調査も同時に実施された。

利用運転中および運転前の異常分類をTable 2.2.1に示す。

Table 2.2.1 List of troubles in JRR-2

	Before start up	On Power		
		Shut down	Power down	others
Control system	1	0	4	12
Cooling system	0	0	1	15
Others	1	0	1	3
Total	2	0	6	30

#### (2) 主な保守整備

##### イ) 主重水熱交換器

前年度から主重水熱交換器の熱貫流率が低下したので第2サイクル終了後核加熱による乾燥剥離洗浄作業を原子炉出力300kWで実施した結果熱貫流率が850KCa l/m<sup>2</sup>·h·°Cから1200KCa l/m<sup>2</sup>·h·°Cに回復した。

また、同様の方法で第13サイクルの点検試験運転時に核加熱による乾燥剥離洗浄作業を原子炉出力400kWで実施した結果570KCa l/m<sup>2</sup>·h·°Cから900KCa l/m<sup>2</sup>·h·°Cに回復した。

##### ロ) 制御棒

夏期定期自主検査の期間に制御棒孔C-1, C-2の制御棒の交換作業および制御棒反応度測定を実施した。

制御棒孔 C-1ではV-17を新制御棒CR-10に交換した。

C-2ではV-15を新制御棒CR-9に交換した。

制御棒V-15については、41年12月原子炉内挿入し47年8月21日取り出した。制御棒V-17については、44年1月原子炉内挿入し、47年8月21日取り出した。交換理由

はマグネット部分の電気回路の故障である。

#### ハ) ポンプ

7月末から9月末にかけての定期自主検査の期間、主重水ポンプ(DP-1, 2)および非常用ポンプ(DP-4)を新型キャンドモータポンプに交換した。

同時に、起動方式を抵抗起動からリアクトル起動方式に交換し電源、制御盤回路屋外変圧器も含めて改修工事を実施した。

#### ニ) 冷却塔の改修工事

昭和33年に建設され、現在まで10年間利用運転に供されたが冷却塔性能劣化、送風機、エリミネータなどに相当摩耗が見られ、また腐食が著しかったので、電源盤制御起動回路を含めて夏期定期自主検査の期間(7月末から9月末)にかけて改修工事を実施した。

#### ホ) 重水補助熱交換器の交換

重水精製系補助熱交換器(DE-3)はアルミニウム製品であり、また、性能劣化腐食が考えられたのでSUS製のものを作成し、12月のオーバーホールの期間に交換作業を実施した。

#### ヘ) 熱遮蔽軽水の交換作業

夏期定期自主検査後、熱遮蔽軽水への重水漏洩が増加する傾向を示したので、第11サイクルの点検週に熱遮蔽軽水の交換作業を実施した。

第7サイクルから第10サイクルに至る期間に熱遮蔽軽水中重水濃度は1.05mol%まで上昇した。各サイクルの重水濃度上昇率は0.284mol% / Cycleであった。

熱遮蔽軽水交換後第11サイクルから48年度第1サイクル終了の時点で0.98mol%に上昇したので、前回と同様再度交換作業を実施した。49年1月からの炉体改修までの期間、今後、数回程度は水ガス管理上および重水濃度上昇による放射性物質管理上軽水希釈による廃棄が必要である。

#### ト) 炉心内燃料FP放出調査について

第7サイクルの運転中、破損燃料検出装置のBF<sub>3</sub>カウンタおよびNaIシンチレーションカウンタ指示が前サイクルに比較して上昇した。そこでロケーション調査のための運転を10月27日に実施した。

その結果6D孔田筒燃料であることが確認された。なお、当該燃料については冷却貯槽池で冷却後ホットラボにて解体検査の予定である。

#### チ) 下段プラグの点検について

47年1月から3月末にかけて、下段プラグの腐食した燃料孔4B, 2C, 6D, 1C, 1Dについて応急補修を実施した。その後、9月25日に10MWにて5サイクル運転後の腐食状態を点検したところ、4B孔プラグの表面の部分に点食が見られたが腐食の進行は特になく異常は認められなかった。再点検については48年の第3サイクル点検運転期間に実施を予定している。

#### リ) 排気用煙突から放出される放射性アルゴンガス

低減対策は、49年度に実施する予定で検討中であるが第13サイクル10MW運転中被照射空気系から排出される放射性物質濃度の測定、排出過程の調査、気送管用ブロワ(AP-2)停止条件での実験を行ない現在さらに検討中である。

ヌ) その他

積算流量計の取付け，温度計の交換，圧縮空気系機器の改修，二次冷却系サンピットポンプ（HP-3）の撤去，原子炉壁面熱遮蔽軽水漏洩レベル検出器の取付け，ヘリウムヒータ交換工事を実施した。

ル) 廃液の漏洩について

4月19日14時20分ごろホットラボから廃液輸送管を通じて廃棄物処理場へ輸送した廃液の一部がJRR-2南側屋外トラックヤード入口のホースカプラーから地面上に漏洩していることを発見した。このため，直ちにバルブを締め放射線管理課員立会のもとで応急処置をした。

措置としては，タンクローリー用ホースカプラーを取り外し，盲プラグを取り付け，バルブ部分に覆いをし標示を行なった。また，汚染の残っているコンクリートは表面を剥離して汚染除去し，床上部をアスファルト塗装方式で改修した。

### 2.2.2 JRR-3

(1) 概況

47年度は，温度測定用燃料体（TMF）の落下に伴う取り出し作業，炉心孔の変形調査，第1主重水ポンプ（DP-1）の分解点検などの主要な保守作業を行なった。なお，UO<sub>2</sub>燃料計画第2ステップの実施等と関連して共同利用運転は6サイクル実施するのみにとどまった。

定期検査は，48年2月8～10日，2月21，22日および3月3日に行なわれ，あわせて保安規程の遵守状況の調査を受けた。

(2) 運転期間中の故障および保守

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

イ) FFD吹付けヘリウム用ブロワ（DB-6）の分解点検

第2ステップの出力上昇試験運転中，DB-6からヘリウムが漏れていることがわかった。

Table 2.2.2 List of troubles in JRR-3

Items	
Equipments in cooling system	19
Measuring instruments in cooling system	6
Neutron measurement system	11
FFD & FT	10
Conventional equipments & radiation control	5
Irradiation & experimental facilities	4
Others	7
Total	62



分解点検の結果ダイヤグラム(ネオブレン板)に約4 mmφの孔があいていた。約2400時間運転しており、クランク内のオイルダイヤグラム裏面に付着していたことから、経年劣化で破損したものと考えられる。ダイヤグラムを交換し復旧した。

#### ロ) FFD系の整備

47年度を通じて、老朽化により重水リークを起した流量計25本、不良流調弁2個、不良二分岐弁1個、浮子不良となった吹付けヘリウム流量計1本を交換した。また、7月7日ch. 1.2のDNタンク計測孔から減速材の軽水漏洩があり、ステンレス鋼製の予備品と交換した。旧品は軟鋼製であり長期間の使用により腐食したものと考えられる。

#### ハ) TMF燃料体の落下とその取り出し作業および炉心孔の変形調査

これについては第6章で述べる。

#### ニ) 第1主重水ポンプ(DP-1)の分解点検

10月6日DP-1の点検運転を行なったところ擦過音が発生した。原因調査のため分解点検を行なった結果特別異常なキズ等は発見できなかったが、下部ベアリングカートリッジの外径が運転時間にくらべて異常に摩耗していることが判明した。この現象は前回の分解点検時(46年12月)にも見られ、カートリッジを交換した経緯があるが、それ以来約1400時間しか運転しておらず、製作者(三菱電機)に根本原因の調査と対策の検討を依頼した。その結果、当面の対策として新カートリッジの外周に硬質クロームメッキを施したものと交換し復旧したが、恒久的には来年度の定期自主検査時に上下部ベアリングの交換(設計変更)等を行なう予定である。なお、この間の運転にあたっては振動測定等の監視を続けていく。

#### ホ) 第2主重水ポンプ(DP-2)の点検調整

第12サイクルの運転開始日(3月26日)にDP-2の振動値が増加していることがわかり、製作者(日立製作所)立合で点検を行なった。振動値低減対策として上部エンドブラケットのギャップを均一にするため、ライナ(1.1 mm)を入れ振巾値の変化を調べたがあまり変わらなかった。46年12月の分解点検後約2300時間しか運転しておらず、はっきりとした原因はわからなかったが、今回の振動値もポンプに対して有害なものではないとの判断が出されたので、2日間遅れて3月28日原子炉の運転を開始した。しかし、次回分解点検時にはモータ等の交換が必要とのコメントがあった。なお、運転中は振動測定等の監視を続けていく。

#### ヘ) 炉心重水液面計用 リズムブロワ(DB-4)の分解点検

46年度第12サイクルおよびUO<sub>2</sub>燃料装荷試験中に吐出圧が出なくなり、分解点検を行なった結果ダイヤグラム(ネオブレン板)に亀裂がはいていた。ダイヤグラムを交換して復旧したが、第12サイクルに再び吐出圧が出なくなり再度分解点検を行なった。その結果ダイヤグラムに異常はなく、油の注入量と排出側安全弁の調整により正常に作動するようになった。

### (3) 整備事項

今年度整備した主な事項について次に述べる。

#### 1) 電気伝導度計(CR-5-1, 2, 3)の改修

重水系および軽水系の電気伝導度計が老朽化し作動が不安定になったため新しい検出器に交換した。また、設置位置を保守作業上放射線量率の低い場所へ移設した。

## ロ) 水ガス計装盤の改修

グラフィックパネルとモザイクパネルを併用し、運転監視を容易にするとともに保守上計器交換等が容易に行なえるよう改修した。なお、制御卓に主な水ガス機器の操作スイッチを移設するとともに、デジタル温度指示計を設置し、機器操作、温度監視を容易にした。また、この改修工事に合わせて発信器、指示計等の老朽した計器を新しい型のものに交換するとともに、水ガス機器の操作回路およびランプ回路の作動電圧をこれまでの200Vから24Vに落とし、リレー、ランプ等を同じ規格のものに統一した。これにより水ガス計装盤には200Vで作動するものがまったくなくなり、保守作業が容易になると同時に電氣的トラブルに対してもより安全となった。

## ハ) ヘリウム系の改修

ヘリウムブロウ(DB-1)の増設と活性炭吸着塔(DA-1)の改修を行なったが、これらについては第8.2.3項で述べる。

## ニ) 中性子計装系の改修

点検作業等で中性子計装系の増巾器を引き抜いていても原子炉の起動ができる回路となっていたため、安全上の観点からこれを改良した。また設定比較機構が老朽化してきたため交換した。

## ホ) 燃料棒温度測定装置(F T盤)の改修

46年度に引き続きF T盤の改修を行ない装置の改修をすべて終了した。今後は $UO_2$ 燃料計画に合わせて熱電対の整備を行ない、燃焼度の測定等に利用していく計画である。

## ヘ) 燃料交換キャスク(S Fキャスク)の整備

燃料シャフリング、 $UO_2$ 燃料装荷試験等S Fキャスクの使用頻度が多く、小さな故障はそのつど補修したが、T M F燃料体落下以後炉心孔変形調査等で再び使用頻度が増加したため、吊上げケーブルの交換を含め十分な点検を行なった。また、操作用リレー、荷重計を新しいものに交換した。

## ト) その他

その他の整備項目としては次のようなものがあった。

- ① R I炭酸ガスブロウ(CB-2)の分解点検
- ② 主重水熱交換器(DE-1, 2)の乾燥洗浄
- ③ 制御棒駆動装置(粗調整棒2本)の定期オーバーホール

## 2.2.3 JRR-4

## (1) 概要

今年度中に処置したトラブル件数を項目別に整理したものをTable 2.2.3に示す。保守・整備は通常の点検、保守および定期自主検査のほか、次の項目について実施した。

- ① 出力上昇のための整備
- ② データロガーのための整備
- ③ 制御棒関係の整備
- ④ 中性子計測系の保守・整備
- ⑤ プロセス系および冷却系の保守・整備

Table 2.2.3 List of troubles in JRR-4

Items	Troubles
Reactor structure	4
Cooling system	2
Nuclear instrument	34
Process instrument	2
Experimental facility	0
Building & peripheral	10
Others	0
Total	52

⑥ 反射体要素の改修

⑦ その他の保守・整備

(2) 内容

通常の点検・保守および軽微な整備は、主に運転時間外に行なっているが、年度計画に基づくものは、主に定期自主検査期間に実施した。

イ) 出力上昇のための整備(8.3.2項参照)

- ① 炉心タンク振動防止装置の改修
- ② 後備安全棒(B<sub>1</sub>, B<sub>2</sub>)の改修
- ③ 一次冷却系主ポンプ起動リアクトルの増設

ロ) データローガーのための整備

- ① メモリ増設(4 KW)
- ② ホットテープリーダ設置
- ③ インターフェイス制御装置の発注・製作
- ④ 制御棒位置指示計の改修(C<sub>1</sub>~C<sub>5</sub>, FC)

ハ) 制御棒関係の整備

- ① 制御棒直線交換部予備品製作(含, Rod部)
- ② 制御棒駆動試験装置の製作

ニ) 中性子計測系の保守・整備

- ① 制御棒保持電磁石用電源のモジュール化
- ② Lin N-2用検出器ケーブル張替
- ③ 制御系レコーダ全面オーバーホール
- ④ 中性子計測系のモジュール化発注(第6期)

自動制御系メインアップ(1台)

Lin N 用信号発生器ユニット予備品(1台)

FFD用H・Tユニット, トリップユニット(各予備品1台)

ホ) プロセス系および冷却系の保守・整備

- ① 一次冷却系の圧力計改修 (PIA-4~6, 36)
- ② 熱交換器洗浄
- ③ 炉-2 プール大量排水管にストレーナ取付

へ) 炉心要素の保守・整備

- ① 反射体要素の全数外観検査
- ② 特殊反射体要素 (I型, 微調用) 予備品製作 (1本)
- ③ 特殊反射体要素 (III型, 大型) 製作・使用 (5本)

ト) その他の保守・整備

- ① V照射筒の設置
- ② 炉室天井裏断熱材取付
- ③ 炉室天井裏火災検知器取付

(3) 定期自主検査

本年度も定期自主検査は、春期と秋期の2回に分けて実施した。前期は官庁検査のためのデータ収集および官庁検査に主眼をおき、後期は長期間を要する工事を主力とし、その間に実施可能な自主検査を並行して行なった。なお、オーバーホール終了直前に炉室天井裏に焼損事故が発生したため、官庁検査が予定より1週間遅れた。

実施期間は次のとおりである。

春期 47年5月28日~7月8日

焼損後始末 6月26~7月4日

特性試験運転 7月5日~7月8日

官庁立合 7月5日, 8日

秋期 47年11月5日~11月25日

## 2.3 燃料

## 2.3.1 JRR-2

## (1) 燃料管理

47年度の運転計画では、1サイクル288時間の運転が13サイクル予定されたが、第6サイクルが中止されたため合計で12サイクルの運転が実施された。47年度の燃料使用状況をTable 2.3.1に示す。

Table 2.3.1 Comparison between fuel schedule and accomplishment

	Scheduled value	Accomplished value
Mean burn-up percent of discharged fuel	2.34 %	2.22 %
Mean number of refueling in a cycle	3.5	3.8
Total number of fuels used in fiscal '72(12 cycle)	42	46
Reactivity prepared for irradiation	1.7% $\Delta K/K$	mean . 1.54% $\Delta K/K$ max. 1.93 " min. 0.69 "
Reactivity before start of operation	over 7% $\Delta K/K$	mean . 7.25% $\Delta K/K$ max. 7.72 " min. 6.72 "

燃料の使用計画では、45.5本(13サイクル)で、1サイクル中止になったため42本で済む予定であったが、第7サイクルに反応度不足現象が起きたため、3.5本の燃料交換本数を7本にした。そのため使用計画数を多少越えた。取り出し時平均燃焼度が予定より多少低いのは、第7サイクルの反応度不足現象時に燃焼度の低い燃料も交換しているためである。47年度に購入予定の第17次燃料は、JRR-2改修工事に伴う変更などにより48年度に持越された。したがって、納入燃料はなかった。対米送達は2回行われ、本数は計48本であった。

## (2) JRR-2 使用済燃料の管理

今年度は、第11回と第12回の米国への送達を行なった。送達した燃料は各々24本で、第11回に送達した2本の円筒燃料以外はいずれもJRR-2B型燃料(U-235量、1.95g)である。JRR-2B型燃料の送達には中性子増倍率の測定が必要となったため、使用済燃料貯槽において、輸送容器に燃料を装荷した状態で、中性子増倍率の測定を行なった。燃料の詳細と中性子増倍率の測定結果をTable 2.3.2, Table 2.3.3に示す。

第11回の送達では、横浜港において第1容器から漏水があったが、これは冷却水ではなく、鉛膨張槽の溜り水であり、汚染などについて検査した結果、送達には支障のないことを確認した。

Table. 2.3.2 Detail of shipped fuels

Shipment No.	Cask	Total activity (Ci)	Average burn up (%)	Cooling time (days)
11 th	No. 1	32,000	27.4	404
	No. 2	22,000	24.8	440
12 th	No. 1	12,000	20.7	666
	No. 2	13,000	22.6	587

Table 2.3.3 Measurement of neutron multiplication factor in shipping casks

Shipment No.	Cask	Neutron multiplication
11 th	No. 1	4.55
	No. 2	4.48
12 th	No. 1	3.70
	No. 2	3.45

第12回の送還は11月になったため、バルブなどに凍結防止措置を行なった。

今年度の使用済燃料貯槽への燃料の受け入れは45本、炉への再挿入2本、米国への送還48本で、年度末の貯蔵数は77本である。

貯槽水は pH、電気伝導度、放射能濃度のいずれも規定値 (pH: 5.5~7.5, 電気伝導度:  $1.0 \times 10^{-5} \text{ } \Omega \cdot \text{cm}^{-1}$  以下, 放射性濃度:  $1.0 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  以下) 以内に維持している。前年度問題となったトリチウム濃度の上昇は、若干の水交換により今年度末で  $2.0 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (前年度末  $2.6 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) と低下している。

### 2.3.2 JRR-3

#### (1) 概況

47年度は、年度当初に JRR-3 の  $\text{UO}_2$  燃料計画の第2ステップへの移行を実施した。第2ステップにおいても第1ステップ時とほぼ同様、82炉心孔にわたる炉心内の燃料シャフリングを行ない、 $\text{UO}_2$  燃料への移行が完了する時点までに燃料交換をほとんど行なわなくても済む。第2ステップで挿入した  $\text{UO}_2$  燃料体 (1.5% 濃縮) は57体で、炉心の約半分が  $\text{UO}_2$  燃料体に置き換えられたことになる。

年度内に12サイクルの原子炉運転が予定されていたが、年度途中において、温度測定用燃料体 (TMF) が炉心内に落下し、これに伴い取り出し作業で運転休止期間が長くなったため、運転による燃料の燃焼度も低くなり、燃焼度管理の面からは  $\text{UO}_2$  燃料移行計画に対して余裕ができた。このため年度後半に予定していた各運転サイクル間における第3ステップ用  $\text{UO}_2$  燃料体の装荷は行なわなくても済むことになり、48年度第2サイクル終了後にまとめて第3ステップの  $\text{UO}_2$  燃料装荷を実施することにした。

燃料の移動は TMF 燃料体落下に関連した炉心内の燃料移動があったが、TMF 燃料体取り出し作業は順調に行なわれたため、他の燃料へ損傷を与えたり、余分な燃料体の取り出しも行なわずに済んだ。落下した TMF 燃料体を含めて3体の燃料体を取り出し、新燃料と交換したが、挿入した新燃料体のうち2体は S-H 燃料体である。

#### (2) 燃焼度計算コード

$\text{UO}_2$  燃料炉心の第1, 第2ステップの運転実績から炉の反応度変化に関するデータが蓄積

されている。UO<sub>2</sub> 燃料炉心では、余剰反応度の減少に応じて燃料交換を進めていく予定である。この点を考慮に入れて、UO<sub>2</sub> 燃料炉心へ完全に移行が終了した後の燃焼度計算コードについて引続き検討を進めている。

### (3) JRR-3 使用済燃料の管理

今年度は、60体の燃料交換を行なった。使用済燃料の内訳は1次燃料12体、2次燃料44体(うちS-H燃料32体)、補充燃料2体と計装燃料2体である。年度末における貯蔵量は燃料30.8体、燃料要素536本である。

使用済燃料貯槽水の水質は、放射能濃度を除けばいずれも管理規定値(JRR-2と同じ)以内に維持している。放射性濃度(max.  $2.8 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/cc}$ )の上昇は、カッティングマン修理による貯槽の水位低下のために、長期間にわたり水の循環、精製ができなかったのが原因で、循環開始とともに急激に低下しつつある。

UO<sub>2</sub> 燃料の切断と金属天然ウラン燃料の再処理のための搬出に備えて、カッティングマンの改造・整備を行なった。

### (4) その他

JRR-3の燃料に関するその他の特記事項は、次のとおりである。

- ① 5月18日にIAEAの査察が実施され、在庫状況等が確認された。
- ② 天然UO<sub>2</sub> 燃料体65体が住友電工(株)から納入された(納入完了日:47年4月30日)。
- ③ UO<sub>2</sub> 燃料体の第4次分(1.5%濃縮UO<sub>2</sub> 燃料体)として76体の購入契約が成立し、原子燃料工業(株)において製作することになった。納期は48年11月末である。

## 2.3.3 JRR-4

### (1) 概況

JRR-4の燃料交換計画は、昭和46年度に基本方針が決められ、今年度はその方針に基づいた業務が遂行された。

燃料管理上新しく行なったことは、炉心燃料交換と2次燃料および計装燃料の製作である。これらはJRR-2、JRR-3、JMTR等では定常業務的に行なっていることであるが、JRR-4でははじめての経験であった。燃料要素の状況は、年度当初新燃料2本、炉心装荷燃料20本、一時貯蔵燃料3本であり、年度末には、新燃料12本炉心装荷燃料20本、使用済燃料3本となった。

### (2) 燃料交換

昭和47年12月に炉の余剰反応度が、5%ΔK/K以下となったので燃料交換を行なった。2次燃料購入を機会に燃料の整理を行ない、 $\mu$ 1プールに冷却してあった一時貯蔵燃料を炉心に装荷した。この交換計画の作成にあたっては、昨年測定しておいた炉心内各位置における燃料要素単位の燃料質量係数<sup>1)</sup>を用いて予測したが、交換後の実測値とはよく一致した。燃料交換の結果、余剰反応度は約6%ΔK/Kまで回復した。

### (3) 2次燃料の購入

計画に従って2次燃料9本および計装燃料(IFE-1)1本を製作した。主な仕様は、1次燃料と同一であるが、1次燃料の使用経験から次の2項目の修正を行なった。

① JRR-4 燃料は、炉心装荷期間が長く、燃料の移動に際しては要素ごとに所在の管理を慎重に行なう必要がある。このため2次燃料では、水中での確認が容易に行なえるよう刻印を深くした。

② JRR-4 定常運転開始後検討したところによると、燃料要素の外側を流れる冷却水の流速が、要素内より低いという結果がでた。その解決策として、2次燃料では要素下側プラグの燃料板側に切り欠きを入れ流路を広くした。

2次燃料はJRR-4としてははじめての製作経験であるため、仕様、検査等は慎重に行ない、年度末に納入された。これらの業務を遂行するに当たって、JRR-2における製作経験と使用実績が大きく寄与し、支障なく製作を完了した。

2次燃料要素の全体図をFig. 2.3.1に示す。

計装燃料要素の全体図をFig. 2.3.2に示す。

参考文献 1) 研究炉管理部編, JAERI-M 5025 91 (1972)







## 2.4 技術

### 2.4.1 JRR-2

原子炉の運転は、前年度に継続して、3週間を単位とした利用運転が12サイクル実施された。燃料要素の交換本数は合計46本で、各利用運転サイクル前の平均燃料交換は平均3.8本であった。また、運転開始前にもつ炉の余剰反応度は、普通7%  $\Delta K/K$  以上を計画しているが、当該期間は平均7.25%  $\Delta K/K$  でその変動は $\pm 0.5\%$   $\Delta K/K$  であった。途中第7サイクルで余剰反応度不足現象が起ったが、この反応度を維持するため、燃料交換本数を増して運転した。

前年度末に、下段プラグの燃料挿入孔に腐食があることがわかり、ただちに、接着充填剤を用いた応急補修を実施したが、原子炉の長期運転を予想して、新規にプラグを製作し交換する必要があった。このプラグの交換に際しては、従来からある重水タンク支持リングからの重水漏洩を止めること、また、現在の制御棒機構のうち駆動装置を改造することなどを含めて、炉上部を改修する計画を作成した。この改修計画について広く所内有識者の意見を求めるため、JRR-2改修検討委員会が設置され、5月にその答申を待た。この答申案の主旨に沿って、改修の細部検討を進めた。途中、遮蔽体の材料および工法、また、制御棒駆動装置の設置場所について答申原案の一部変更があったが、改修工事の設計、溶接試験、制御棒その他の試験の契約作業をほぼ予定どおり終えることができた。改修される炉上部の構造を簡単に説明すると、重水タンク支持リングフランジに円缶状のアルミニウムシール(立上りシール)を溶接し、これによって重水漏洩を止める。下段遮蔽体をプラグ状の中央遮蔽体と環状遮蔽体の2体に分け、上段遮蔽体も現在の回転プラグ方式を固定プラグに変え、炉頂をかさ上げして炉頂盤を設置する。遮蔽材は重コンクリートおよび鉛を主体にした、現在のものと同様の組成であるが、燃料孔の形状は丸型孔になる。

遮蔽体の製作については、コンクリート充填試験、アルミニウム腐食試験(耐放射線)、鉛充填試験、また、制御棒の製作については、電磁石からの吸収体落下試験、絶縁材の耐放射線試験などが進められたが、いずれも良好な結果が得られている。重水タンクに立上りシールを溶接する工事の方法については軽金属協会に調査を依頼し、協会内の第3次W.R委員会でも検討された。この溶接工法は、来年度7月に行われる自動溶接機を用いた実物大溶接試験の結果をみてきめられる。また、炉上部遮蔽体の改修によって、燃料要素および交換用キャスクがそれぞれ一部変更または新造されるが、これらについても検討が進められ、改修工事は49年度に実施される予定である。JRR-2の改修工事に関しては、第7.1.1項参照のこと。

次に放射能アルゴンの減少対策について述べる。環境放射線の基準線量は現在の規制では周辺監視区域外において年間被曝線量が500mremを越えないように定められ、もちろん原研にある他の原子炉JRR-3、JPDRからの寄与と合わせてJRR-2から排出される放射性排気ガス濃度も十分これを満たすより低い値に管理されている。しかし、外国における動力炉施設からの放射性廃棄物に関する規制、その他環境に与える被曝をできるだけ低くする要請があることなどを考慮して、原研においても周辺監視区域外の最大被曝地点での年間被曝量を7mrem以下に管理して運転を行なうことになった。

このため、JRR-2では、将来運転中に排気筒から放出される放射性アルゴン量を現在の

平均 3.3Ci/h から約 1/10 に減少させるため、前に述べた改修工事中に、垂直実験孔、水平実験孔およびその他の各照射設備の気密化工事を行なうよう計画するとともに被照射空気系の放射性アルゴン除去装置についても検討を進めている。風量低減試験の結果では、被照射空気系の炉内滞在率が予想より短かったので、配管変更後、再度試験を行なう。

その他燃料要素の開発については、① JRR-2B型燃料要素の芯合金にホウ素約 1g を添加した可燃物添加燃料要素 2本を試作し、内 1本について炉内に挿入し燃焼に伴う試験を行っている。また、② 燃料非破壊検査装置を用いて、中性子透過法および自然放射能検出法によって、各種燃料要素のウラン分布を測定した。

照射実験については、本年度、① JRR-2円筒燃料による高速炉用  $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$  燃料開発のための照射試験を動燃事業団との共同研究で行なったこと ② HT-15 水平実験孔への SIL (Sodium Inpile Loop) の設置 (安全工学第 2 研究室) があげられる。

#### 2.4.2 JRR-3

今年度は  $\text{UO}_2$  燃料第 2 ステップ特性試験と関連し、制御容量等に関する原子炉設置変更許可申請を行なったこと、温度測定用燃料体 (TMF) の炉内落下に伴う取り出し作業および炉心孔の変形調査等のため、約半分の共同利用運転が中止された。このため、通常の運転に伴う技術管理として測定した余剰反応度および主重水熱交換器の熱貫流率についても、その変化について十分なデータが得られなかった。余剰反応度に関しては、 $\text{UO}_2$  燃料計画の第 2 ステップとして 47 年 5 月に 57 体の 1.5% 濃縮  $\text{UO}_2$  燃料体を装荷することにより、 $4.2\% \Delta K/K$  増加し、 $10.6\% \Delta K/K$  になった。それ以後の変化は、VU-4 垂直実験孔へ中性子吸収の多い試料 (約  $-0.25\% \Delta k/k$ ) を入れ、しかも途中で少しづつ取り出したため、十分なデータが得られなかった。しかし、この余剰反応度の変化は小さいので原子炉の運転上は支障がなく、次の第 3 ステップ特性試験実施時に詳細な検討を行なう予定にしている。一方、主重水熱交換器については、第 1 サイクルの開始前に乾燥による洗浄を行なった結果、汚れ係数が約 0.5 から 1 に回復し、以後徐々に低下している。これについては今後も年 1 回の洗浄を実施していく。

このほかの主要な技術管理事項として、第 2 ステップ  $\text{UO}_2$  燃料特性試験のデータ解析 (第 8.3.1 項参照) と TMF 燃料体取り出し作業に関する安全性の検討 (第 6 章参照) を行なった。また、燃料の燃焼度計算に関して、 $\text{UO}_2$  燃料計画の移行途中における計算および  $\text{UO}_2$  燃料炉心における計算方法の検討を行なった。前に述べた余剰反応度の管理から求まる燃焼に伴う反応度変化等のデータを有効に利用するように考慮している。

TMF 燃料体落下原因の調査に伴って発見された炉心孔案内管部の変形について調査を開始した。詳細な変形発生の原因は今後検討していくが、当面変形の発生している炉心孔の割合、変形の程度を調べデータを蓄積していく予定である。今のところ案内管のアルミニウムが腐食し、体積膨脹により変形したと推定されている。

#### 2.4.3 JRR-4

##### (1) 余剰反応度管理

昭和 47 年度における JRR-4 余剰反応度の推移を Fig. 2.4.1 に示す。图中余剰反応度が回復している箇所は 12 月に燃料交換を行なったことによるものである。

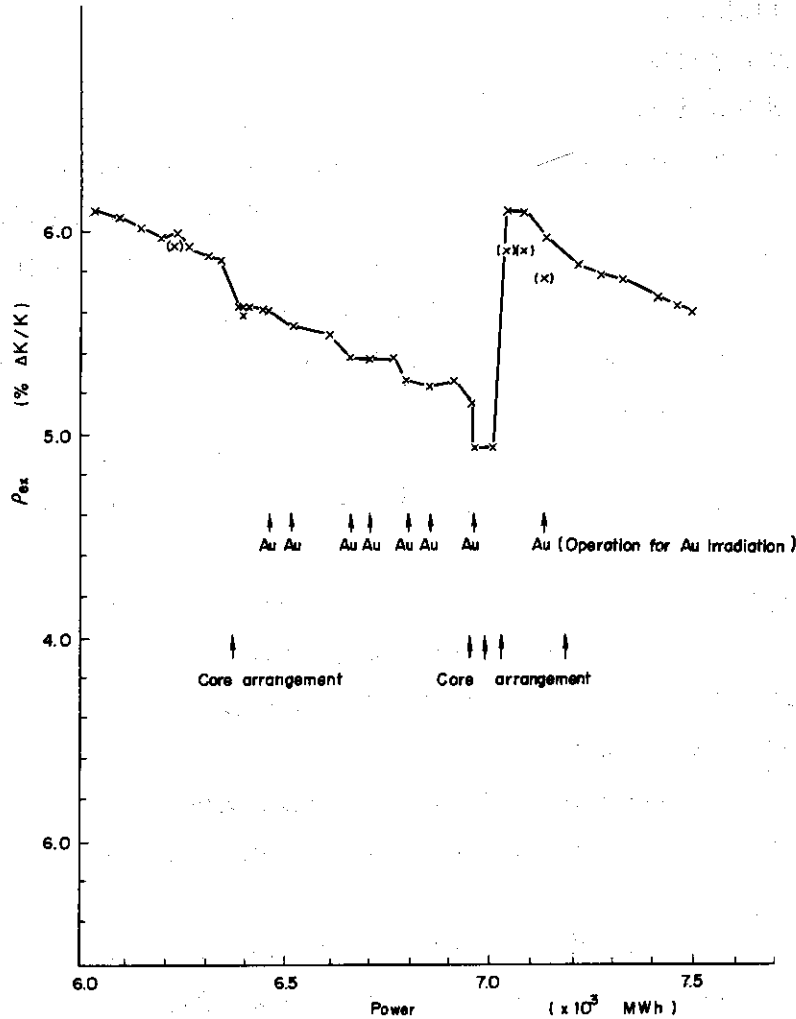


Fig. 2.4.1 Variation of JRR-4 excess reactivity in fiscal 1972

## (2) プール水の濁り対策

本年度6月の炉室天井裏断熱材焼損事故後、炉水（一次冷却水およびプール水）に溶解した消火材除去のため炉水を全面的に交換した。

運転再開後約2週間でプール水（特に、No.1プール水）の濁りが認められ時間とともに増加した。

原子炉に対する影響について調査した結果、水の電気伝導度、pH、放射能、その他炉の反応度、各種計器の指示値等いずれも以前の値と比較して異常は認められなかった。

炉水調査の結果、原因は判明できなかったが、給水系統を通過してきた微生物がプールで繁殖したものと推定された。JRR-4では原水を混床型イオン交換樹脂塔で精製して原子炉に給水している。原水中の無機塩類はイオン交換樹脂により炉水として使用するのに十分な程度に除去されるが、微生物の孢子等は除去されない。JRR-4の原水は殺菌処理がなされていないため生じた濁りであると考えられた。

当面の対策として、炉心タンク水精製系のフィルタによる濾過を行なったが良好な結果は得られなかった。次の処置として適宜、炉水の更新を行なった。その結果、冬期に近づくと従って

濁りは少なくなり、11月に行なった炉水の更新でほぼ以前の状態に回復した。

長期的対策としては、原水の殺菌処理を検討する計画である。

### (3) 特殊反射体要素の目視検査

昨年度制御棒スティックの原因調査の結果、微調整制御棒ガイド用特殊反射体要素Ⅰ型のふくれが発見された。この経験により本年度6月、炉内反射体要素の目視検査を行なったところ、プール実験における中性子束増強のために装荷してある大型の特殊反射体要素Ⅲ型6本全部のふくれが発見された。この反射体要素Ⅲ型は11月に全部交換した。

この結果、年一回程度、炉心要素の目視検査は行なり必要のあることが認識された。なお、解体検査結果等については、3.2.4項参照。

### (4) 気送管改修予備試験

JRR-4既設の気送管は、炉心外に照射筒があるため熱中性子束が $1.5 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ と低く、まったく利用されていない。

最近の利用者側の要求として、速中性子束による核反応を利用した短半減期核種の放射化分析の可能な気送管が望まれている。これは東海研内に現存する照射装置では困難であるため、JRR-4の気送管装置をこの目的に合りよう改修することにした。

改修の主な内容は、次の2項目である。

- ① 照射筒を炉心タンクの燃料と隣接する位置に移設し、試料位置の中性子束を上げる。
- ② 照射筒を移動可能なカドミウム板で包み、速中性子束照射および熱中性子束照射のいずれも可能にする。

炉の運転中燃料に隣接した位置で照射試料の挿入取り出しが行なわれる場合、炉に対する反応度外乱が問題となる。これに関する情報を得るため照射筒設置予定位置(炉心番地G-3)で予備試験を行なった。

実験は、照射筒内にカドミウム片を吸収体としたカプセルを吊り下げてカプセルの予定飛行速度(10m/sec)に近い早さ(8m/sec)で引き抜き、炉周期計の最大変動巾を測定する方法で行なった。このとき炉は自動制御で運転されている。

今までの運転経験から自動制御運転時に炉周期計の最大変動値が100秒になる程度の反応度外乱は、JRR-4の運転上支障にはならないことが分っている。

カドミウム板の面積を変えた試料を作成し、小さな試料から始めて逐次大きくして測定し、炉周期計の最大変動値が100秒で止めることにした。

その結果、カドミウム板面積で $10 \text{ cm}^2$ 相当(等価反応度にして $0.012\% \Delta k/k$ )まで照射可能なことが分った。JRR-2の気送管における照射試料の制限値はカドミウム板面積で $3 \text{ cm}^2$ である。

以上の結果から気送管照射筒移設計画は、遂行可能であることが判明した。

### (5) 炉心タンクダストモニタに関する調査

JRR-4は、上部開放タンク型炉であるため燃料被覆破損時炉水に溶解した放射性ヨウ素が水面上に遊離してくる可能性がある。これを監視するため、炉心タンクダストモニタを45年8月に設置した。モニタ指示値は設置以来変動が多かったが、11月以降、高い値になったのを機会に調査を行なった。

ゲルマニウム検出器による測定の結果，モニタの計数率に寄与している放射性核種は，ダストフィルタに附着した $^{138}\text{Cs}$ と，検出器(GM管)前面を通過するサンプリング空気中の $^{41}\text{Ar}$ であると判定された。 $^{41}\text{Ar}$ は炉水に溶解している $^{40}\text{Ar}$ が炉心で放射化され，炉心タンク内の水温上昇に伴って過飽和になり，炉心タンク水面から遊離してきたものと推定される。

$^{138}\text{Cs}$ はFPであるが，発生からフィルタに附着するまでの経路はまだ解明されていない。発生原因としては，次の2つが考えられる。

- ① 燃料被覆の破損により燃料ミートから炉水に放出された。
- ② 燃料製作時被覆材表面に附着したウランから炉水に放出された。

上述の①の可能性についてFFDの指示値の検討，炉水中の放射性核種分析，およびOn - power Sipping 法による調査等を行なった結果，燃料ミート中に蓄積されたFPが炉水に溶出するような被覆破損はないと判定された。原因としては②か，ミート中のFPガスのみ脱離可能な程度のピンホールまたはクラックから水中に溶解したものと推定されるが，判別できる情報に待られていない。 $^{138}\text{Cs}$ は親核種の $^{138}_{55}\text{Xe}$ が水面を浮上し，空気中に遊離した後変換したと考えるのが妥当である。

モニタ指示値の変動原因は解明されなかったが，炉心タンク上部の遮蔽水に生ずる対流と関係があるものと推測される。

## 2.5 重水・ヘリウム管理

## 2.5.1 研究炉の重水管理

昭和47年度末の装荷重水量は、JRR-2で8,858kg、JRR-3で27,776kgである。前年度と比較してそれぞれ約50kg、約170kgの増である。重水の補給量はJRR-2で883kg(直接補給784kg、イオン交換樹脂の重水化による間接補給99kg)、JRR-3で180kg(直接補給)である。JRR-2、JRR-3両原子炉による昭和47年1月～12月における重水の消費量は、572kgであり、装荷重水に対する比率は1.6%である。

本年度は、重水879kgを購入し、重水430kgを再生した。回収重水326kgの精製を継続実施中で納入は次年度の予定である。

在庫重水量は、48年3月末現在で1,133kgである。重水の手持量、補給重水量をTable 2.5.1、2.5.2に示す。

Table 2.5.1 Heavy water holdings

	Mar. 31, 1972			Mar. 31, 1973		
	JRR-2	JRR-3	Total	JRR-2	JRR-3	Total
Heavy water in Cooling system	kg 8,808	kg 27,659	kg 36,467	kg 8,858	kg 27,776	kg 36,634
New heavy water	38	768	806	11	1,122	1,133
Recovered heavy water	138	508	646	12	22	34
Total			37,919			37,801

Table 2.5.2 Heavy water Supplied for reactors

	Supply		Deuterization		Total
	Date	weight(kg)	Date	weight(kg)	Supply(kg)
JRR-2	Apr. 5	282	Dec. 26	99	--
	Sep. 6	280	--	--	--
	Nov. 22	85	--	--	--
	Feb. 7	87	--	--	--
	Mar. 14	50	--	--	--
	Total	784	--	99	883
JRR-3	Jun. 23	157	--	--	--
	Oct. 13	23	--	0	--
	Total	180	--	0	180



## 2.5.2 JRR-2の重水・ヘリウム管理

## (1) 重水

## イ) 重水濃度

重水濃度は96.64~96.80mol%で前年度までのような濃度低下は認められない。これは装荷重水よりも濃度の高い(平均濃度99.63%)重水883kgを補給したからである。Fig. 2.5.1参照。

## ロ) pH

重水のpHは年間を通じて6.0~7.5と正常値であった。しかし、8.0近いアルカリ性の傾向を示す時があった。この原因としては下段プラグ重コンクリートのアルカリ成分が何らかの原因で重水中に溶出したものと推定される。Fig. 2.5.1参照。

## ハ) 電気伝導度

重水の電気伝導度は、0.36~0.40 $\mu\text{U}/\text{cm}$ に維持された。前年度と同じく原子炉起動日に一時的に高い値を示すことが年間を通じて7回あった。この原因は、燃料・試料交換時ヘリウム系に空気が混入するがこの空気中の可溶性ガスが重水中に溶解しイオン化することと、アルミニウム腐食生成物の可溶性成分がポンプ起動で重水系に溶け出すためと考えられる。Fig. 2.5.1参照。

## ニ) アルミニウム・ウランなどの定量分析

重水中のアルミニウム濃度は0.02~0.27 $\mu\text{g}/\text{ml}$ であった。前年度のような濃度 $\mu\text{g}/\text{ml}$ のアルミニウムが検出されなかったのは、前年度における下段プラグ燃料孔の腐食箇所補修工事の成果であろう。重水中のアルミニウム濃度からは、重水系内でのアルミニウムの異常な腐食は起きていないものと推定される。

重水中のウラン濃度は検出感度(3ng/ml)以下で、異常は認められていない。

ホ)  $\beta$ ,  $\gamma$ 放射能

原子炉出力10MW時サンプリング1時間後の値で $\beta$ 放射能0.028~0.051 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ ,  $\gamma$ 放射能0.017~0.081 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ であった。この値は $\beta$ ,  $\gamma$ 放射能ともに前年度とほぼ同じである。

ヘ)  $\gamma$ 線スペクトル

Ge(Li) $\gamma$ 線検出器により検出される核種は、 $^{24}\text{Na}$ ,  $^{27}\text{Mg}$ ,  $^{56}\text{Mn}$ ,  $^{41}\text{Ar}$ などである。第7サイクル(10月19日)にFPを検出し、FP異常放出燃料体についてのロケーションを実施した。これについては第8.4.3項で述べる。

## ト) トリチウム

重水中のトリチウム濃度は、昭和48年3月10日現在 $9.1 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。

## (2) ヘリウム

ヘリウムチャージは各サイクルごとに1回、燃料・試料交換完了後に実施し通算12回行なった。ヘリウム濃度は12サイクルの平均値で原子炉起動時が94.7%, 原子炉停止時93.8%である。第10サイクル運転開始2日目にヘリウム濃度の異常低下が起きたが原子炉運転中約13m<sup>3</sup>のヘリウムを使用してヘリウム濃度を81%から92.6%まで上昇させた。ヘリウムの年間使用量は651m<sup>3</sup>である。ヘリウムからの $\gamma$ 線スペクトルは第7サイクルのFP異常

放出検出時以外は正常であった。ヘリウム系には重水の放射線分解で重水素および酸素が発生する。原子炉運転で酸素は徐々に消費される（アルミニウムの腐食が主な原因と考えられている）ので重水素が相対的に蓄積される。酸素/重水素の濃度比が0.35以下になると再結合器の重水素再結合性能は急激に低下する。そこで重水素の再結合が完全に行なわれ、ヘリウム中の重水素濃度を低く維持するために酸素補給を年間を通じて16回実施した。酸素の補給量は平均128ℓ/回である。第1,第2サイクルで重水素濃度が上昇し酸素補給を実施しても重水素濃度が低くならなかった。(Fig. 2.5.1参照) この原因としてはヘリウム系配管の一部に重水がたまり再結合器への流量が低下したためであり重水をドレンしてから正常に再結合反応が行なわれ重水素濃度は低下した。

### (3) 熱遮蔽水

熱遮蔽水中の重水濃度変化をFig. 2.5.2に示す。重水系から熱遮蔽水系への重水漏洩量は約180kg(昭和47年4月~48年3月)である。熱遮蔽水のpHは5.90~8.0,電気伝導度は0.82~1.02 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。熱遮蔽水の交換のためにイオン交換水の補給を8回(27 $\text{m}^3$ )実施した。

### (4) 二次冷却水

補給水量は、400~450 $\text{ton}/\text{day}$ に維持し腐食防止剤ポリクリンI-131 10ppm相当量の注入を行なった。pHは7.3~8.5であった。

### (5) イオン交換樹脂

重水系イオン交換樹脂には100%活性化したものを使用し1回交換した。熱遮蔽水系は純水装置で活性化したイオン交換樹脂を使用し4回交換した。

## 2.5.3 JRR-3の重水・ヘリウム管理

### (1) 重水

#### イ) 重水濃度

重水濃度は、99.63~99.67 $\text{mol}\%$ で、重水の濃度低下は認められない。(Fig. 2.5.3参照。)

#### ロ) pH

重水のpHは第2,第3サイクルは6.6~7.6と正常値であった。第9サイクル始めと第10,第11サイクルにおいては微アルカリ性の傾向を示している。(Fig. 2.5.3参照)。原因としては第9サイクル始めについては長期間原子炉の運転が停止されており、アルミニウム腐食生成物等が精製系で除去されていなかったためであろう。また、第10,第11サイクルに関しては精製系イオン交換樹脂の性能劣化によるものである。樹脂塔切り替え後は正常値に戻っている。

#### ハ) 電気伝導度

重水の電気伝導度は第2,第3サイクルは0.3 $\mu\text{S}/\text{cm}$ と正常値に維持されたが第10サイクルの開始後精製系イオン交換樹脂の性能劣化に伴って、徐々に上昇した。イオン交換樹脂塔の切り替え後は正常値に戻っている(Fig. 2.5.3参照)。

#### ニ) ウランの定量分析

重水中のウラン濃度は、昭和47年12月27日サンプリングの重水に5 $\text{ng}/\text{ml}$ 検出された以外は、すべて固体蛍光法の検出感度(3 $\text{ng}/\text{ml}$ )以下であった。 $\text{UO}_2$ 燃料への交換

に伴って取り出された天然ウラン燃料体冷却管表面付着ウランの分析を実施した。これについては8.4.3項で述べる。

ホ)  $\beta$ ,  $\gamma$ 放射能

原子炉出力10MW時サンプリング1時間後の値で、 $\beta$ 放射能0.11~0.15 $\mu$ Ci/ml、 $\gamma$ 放射能0.055 $\mu$ Ci/mlであった。

ヘ)  $\gamma$ 線スペクトル

Ge(Li) $\gamma$ 線検出器による重水からの $\gamma$ 線スペクトルはJRR-2重水の $\gamma$ 線スペクトルと異なり、核分裂生成核種が検出されている。これは炉心領域内付着ウランが原因しているものと考えられる。

ト) トリチウム

重水中のトリチウム濃度は、昭和48年3月10日現在 $4.4 \times 10^2 \mu$ Ci/mlである。

(2) ヘリウム

ヘリウム精製は、各サイクルごとの原子炉起動時に実施し通算8回行なった。ヘリウム精製に液体窒素2,550ℓ消費した。ヘリウム濃度は、6サイクルの平均値で原子炉起動時が96.56%、原子炉停止時で89.51%である。ヘリウムの年間使用量は322m<sup>3</sup>である。JRR-3では重水の放射線分解量が少なくヘリウム中に重水素ガスの蓄積がほとんどないのでJRR-2のような酸素補給は行っていない。

(3) 熱遮蔽水

熱遮蔽水のpHは6.2~8.2、電気伝導度は0.08~0.10 $\mu$ S/cmであった。pHはアルカリ性の傾向を示している。

(4) 二次冷却水

腐食防止剤ポリクリンI-131, 10ppm相当量の注入が行なわれpH値は6.4~8.3の間であった。

(5) イオン交換樹脂

重水系、熱遮蔽水系ともにイオン交換樹脂の交換は行っていない。

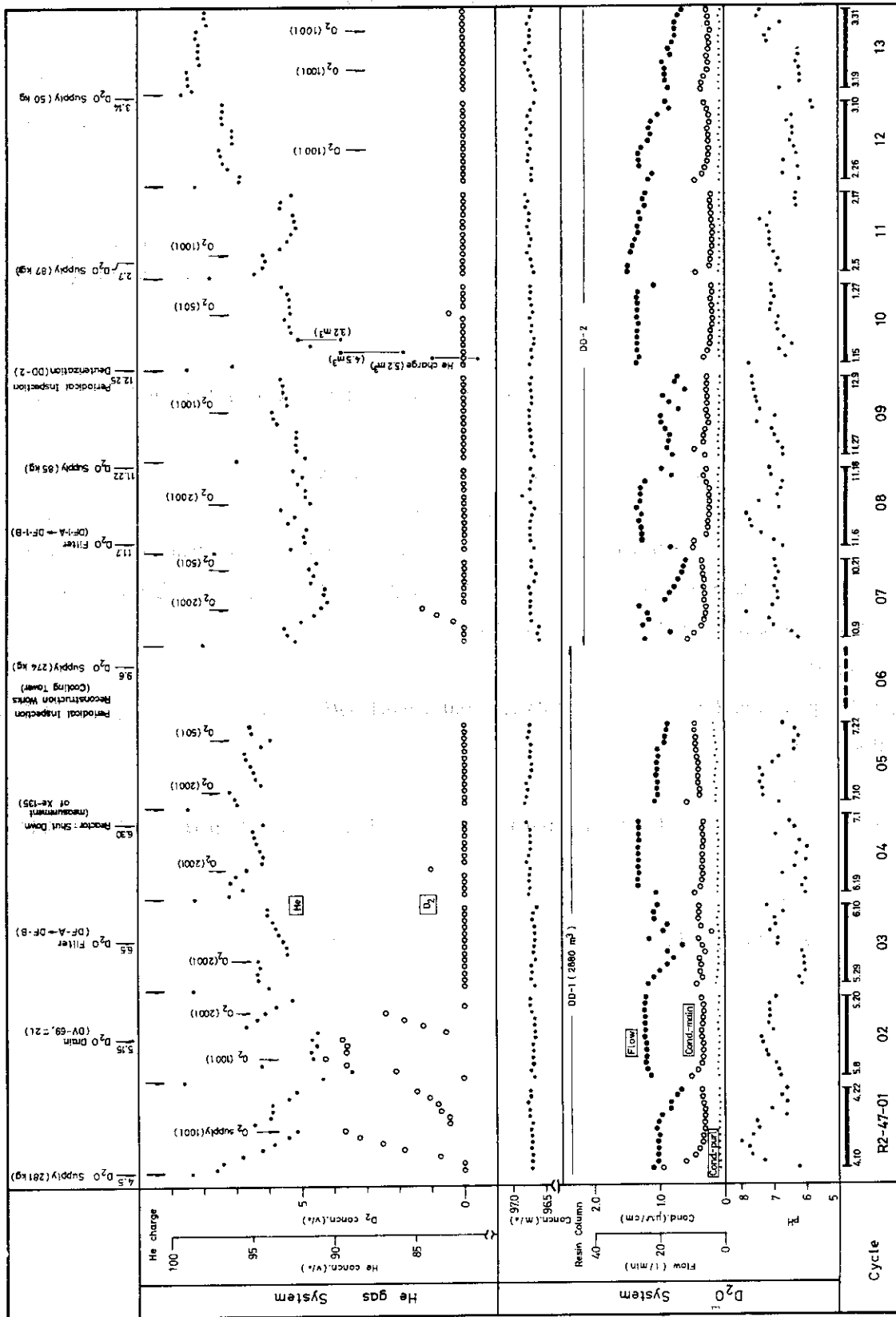


Fig.2.5.1 Results of analysis of heavy water and helium gas in JRR-2

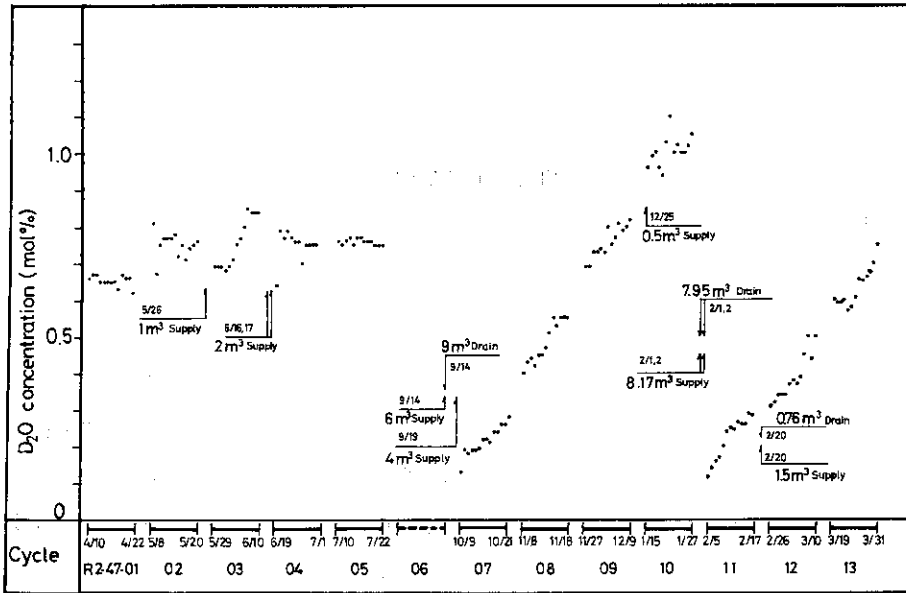


Fig.2.5.2 The concentration of heavy water in JRR-2 thermal shield water

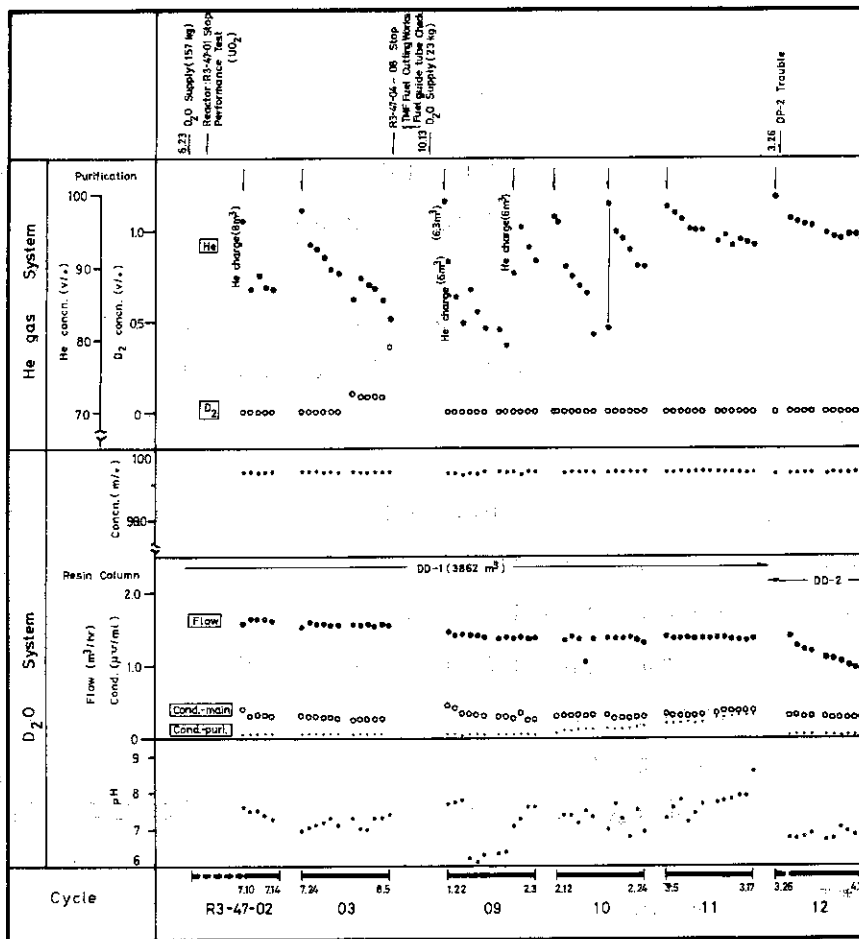


Fig.2.5.3 Results of analysis of heavy water and helium gas in JRR-3

## 2.6 放射線管理

### 2.6.1 JRR-2

#### (1) 概況

共同利用運転(10 MW)時における原子炉施設内の放射線レベルは、炉室内の通路、実験者の常時立ち入る場所では概して前年度と同様である。昨年度設置された水平実験孔(HT-1)の中性子分光器の周辺は遮蔽を強化することによって線量率が低下した。

JRR-2から排出される放射性物質のうち、放射性塵埃、放射性ガス( $^{41}\text{Ar}$ )ともほぼ前年度と同様の排出率であった。本年度から煙突から排出されるトリチウムの連続サンプリングを実施した。排水溝に排出した放射性廃液は昨年と同じく熱遮蔽軽水中のトリチウムが主であり、昨年度より30%多く排出された。

本年度に実施された主な放射線作業は、主重水ポンプの交換作業、補助熱交換器の交換、SIL(Sodium Inpile Loop)設置工事などであるが、特筆すべきこともなく無事終了することができた。

#### (2) 放射線レベル

10 MW運転中における放射線量率は、HT-1の中性子分光器附近が若干高かったが、分光器と炉壁間の遮蔽強化によって、実験区域周辺を約2 mR/hにすることができた。

47年4月、廃液用タンクローリ用ホース取口のバルブがゆるんでいて、廃液が路上に漏洩し汚染を生じた。この種の事故が再発しないよう全所的に改善処置が施された。2月にTLG(インパイルガスループ)の試料取り出し時に、装置周辺が $10^5$  dpm/100 cm<sup>2</sup>程度 $^{182}\text{Ta}$ で汚染した。汚染はただちに処置され大きく拡大するまでに至らなかった。

#### (3) 排出放射性物質濃度と排出量

排出塵埃のほとんどは短半減期核種の $^{80}\text{Br}$ 、 $^{38}\text{Cl}$ であり、年間0.17 Ciの排出であった。排出ガスは $^{41}\text{Ar}$ が主であり、年間 $9.6 \times 10^3$  Ci排出された。いずれも被照射空気系からの排出である。また、排気系から年間約80 Ciのトリチウムが排出された。

47年度中に排出された廃液量は $2.0 \times 10^4$  m<sup>3</sup>であり、 $1.6 \times 10^2$  Ciのトリチウムが排出された。これは熱遮蔽軽水の排水によるものであり、熱遮蔽軽水への重水の漏洩量の増加、重水中トリチウム濃度の増加によって、昨年度より30%多いトリチウムの排出となった。しかし、48年度に実施されるJRR-2改修工事(第7.1.1項参照)によってこの排出はなくなる予定である。トリチウム以外に水ループ(HWL-1)から1.4 mCiの $^{60}\text{Co}$ が排出された。

#### (4) JRR-2における被曝線量

JRR-2管理課員の47年度における被曝線量は、最大410 mrem、平均123 mremであり、昨年度の平均被曝線量194 mremより約35%減少した。

#### (5) 主な放射線作業

主重水ポンプ(DP-1, 2)のキャンドモータポンプへの交換作業が約1カ月にわたって実施され、最高380 mrem、作業者平均121 mrem(作業人員27名)の被曝があった。作業中には一時的にトリチウムによる $10^{-4}$   $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の空気汚染が生じたが、防護マスクの着用によって10 mrem以下の内部被曝で作業は終了した。

SIL実験孔プラグの交換作業があり、実験孔口において約300 R/hの線量率であったが、

綿密な作業計画によって平均約 5 mrem の全身被曝で作業を完了することができた。

## 2.6.2. JRR-3

### (1) 概況

10 MW 共同利用運転時における原子炉施設内での放射線レベルは、実験者などが常時立ち入る場所では、例年に比べとくに大きな変動はなかった。しかし、原子炉停止時には、冷却機器室における高放射線レベル下での作業が依然多く行なわれ、ここでの被曝線量は前年度と同様に全被曝線量の過半数を占めている。

本年度に実施された特殊な放射線作業としては、温度測定用燃料体 (TMF) の炉心への落下に伴う取り出し作業 (第 6 章参照) をはじめとして、炉心孔の点検、主重水ポンプ (DP-1) の分解・点検、ヘリウム系改修工事および使用済燃料取扱装置カuttingマシンの改造工事などがあげられるが、いずれも、周到な作業計画と放射線管理によって計画被曝線量の範囲内で作業を完了した。

一方、 $UO_2$  燃料計画 (第 2 ステップ) に基づいて、一連の特性試験 (第 7.3.1 項参照) が実施されたが、放射線管理上はとくに問題はなかった。

### (2) 排出放射性物質濃度と排出量

本年度、JRR-3 のスタックから排出された放射性ガスの総量は、 $^{41}Ar$  が  $7.0 \times 10^2 Ci$ 、トリチウムが  $3.3 \times 10 Ci$  であった。運転月間中の放射性ガスの平均濃度 ( $^{41}Ar$ ) は、 $9.2 \times 10^{-7} \sim 2.1 \times 10^{-6} \mu Ci/cm^3$  であり、ほぼ前年度と同様な値であった。放射性塵埃は、年間  $2.9 \mu Ci$  排出されたが、ほとんどが検出限界濃度 ( $2.6 \times 10^{-13} \mu Ci/cm^3$ ) 程度のものであった。

排水中の放射性物質濃度は、カuttingマシンの改造工事に伴って行なわれた使用済燃料プール水の排水により、最大  $5 \times 10^{-3} \mu Ci/cm^3$  (トリチウム) に達したが、この廃液は第 2 排水溝で雑水により希釈し排出した。なお、その他の排水については、大部分が検出限界 ( $2.0 \times 10^{-6} \mu Ci/cm^3$ ) 以下の濃度であった。

### (3) 特殊作業時の放射線管理

TMF 燃料体の取り出し作業は、8 月 10 日～8 月 12 日 (前期) と、10 月 2 日～10 月 25 日 (後期) にわたって行なわれた。この作業期間をとおして作業者の位置での放射線量率は、最大  $150 mR/h$  (前期: ボロスコープによる検査時) に達したが、実際の燃料体取り出し作業時 (後期) には、 $0.1 \sim 0.4 mR/h$  程度におさえられた。この一連の作業における作業者の被曝線量は最大  $42 mrem^*$  で、合計  $323 man-mrem^*$  であった。また、引き続き行なわれた炉心孔点検 (11 月 8 日～12 月 22 日) における作業者の被曝線量は最大  $30 mrem^*$  で、合計  $385 man-mrem^*$  であった。このほか、DP-1 の分解点検、DP-2 の振動点検、ヘリウム系改修工事などの放射線作業が行なわれたが、いずれも、計画被曝線量の範囲内で作業を完了した。

### (4) JRR-3 における被曝線量

本年度における JRR-3 管理課員の四半期別被曝線量を Table 2.6.1 に示す。年間の平

\* 直読式ポケット線量計の値

均被曝線量は、390mremであり、前年度(575mrem)の約2/3に減少した。個人の年間最大被曝線量は1,450mremで、これも前年度(1,820mrem)の値を下回った。なお、トリチウムによる内部被曝は、すべてが検出限界以下であった。

Table 2.6.1 Statistics of accumulated dose in JRR-3

	The First quarter	The Second quarter	The Third quarter	The Fourth quarter
Maximum dose (mrem)	310	280	250	770
Average dose (mrem)	69	62	93	164
Accumulated dose (man-mrem)	2,410	2,110	3,170	5,560

### 2.6.3 JRR-4

#### (1) 概況

定格出力(2.5MW)運転時における原子炉施設内の放射線量率は、炉室内の通路および実驗者が常時立ち入る場所では前年度とほぼ同様であり、特に、変化はなかった。

JRR-4から排出された放射性物質のうち、放射性塵埃および放射性ガスについては前年度と同じく検出感度以下(放射性塵埃： $2.0 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、放射性ガス： $1.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )の排出であった。しかし、一般排水した放射性廃液については、排出廃液量はほぼ同じであるが、排出放射エネルギーは約1/15に減少した。

本年度に実施した主な放射線作業は、ケミカルシム照射筒の解体(4月)、O-5特殊反射体の解体(6月)などがあるが、特筆すべきトラブルもなく終了することができた。また、6月に発生した炉室天井裏焼損事故においても、放射線管理上問題となるようなことはなかった。

1-1月の定期自主検査以後、2.5MW運転時に炉心タンクダストのモニタ指示値がしばしば上昇し、 $^{138}\text{Cs}$ が検出されている。原因は目下JRR-4管理課と調査中である。(2.4.3項(6)を参照)

#### (2) 炉室内の放射線レベル

2.5MW運転中における放射線量率は、FFD室4mR/h、1階南側通路2.5mR/h、供試体置場3mR/hおよび炉心ブリッジ上のタンク周辺2mR/hで、その他は0.1mR/h以下である。

#### (3) 排出放射性物質濃度と排出RI量

JRR-4から排出された放射性塵埃および放射性ガスは、いずれも検出感度以下(放射性塵埃  $2.0 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、放射性ガス  $1.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )であった。排水については年間1040 $\mu\text{Ci}$ を放出した。核種別にみると $^{24}\text{Na}$ (600 $\mu\text{Ci}$ )、 $^{51}\text{Cr}$ (350 $\mu\text{Ci}$ )その他 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{58}\text{Co}$ 、 $^{60}\text{Co}$ など(90 $\mu\text{Ci}$ )である。 $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{60}\text{Co}$ などの発生原因は炉心材に使用している不銹鋼によるものと推定される。 $^{24}\text{Na}$ については前年度の16.5mCiに比較し約1/15である。これは前年度のように緊急にプール水を排水する必要が生じなかったため、 $^{24}\text{Na}$ の減衰をま



って排水したためである。しかし、廃液貯溜槽からの排水中に $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{60}\text{Co}$ などの半減期の長い核種が検出されはじめたことは注目すべきである。

(4) JRR-4における被曝線量

JRR-4管理課員および常駐関係者の全身被曝線量は、最大310mrem、平均26mremでありいずれも前年度より増加した。

(5) 主な放射線作業

ケミカルシム照射筒の解体を4月に行なったが、被曝線量は最大被曝者で全身10mrem、局部(指)60mremで作業を終了した。O-5特殊反射体の解体作業など、その他の作業においては、被曝線量が問題となるようなことはなかった。

炉心タンク内壁の表面汚染が10月頃から急に増加し、タンク内作業を行なうと作業服で $3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度の汚染が生ずるようになった。核種は $^{51}\text{Cr}$ と $^{60}\text{Co}$ が大部分をしめている。このため、タンク内作業中は移動式ダストモニタにより連続ダストサンプリングを行ない、空気中の放射性物質濃度を監視している。今までの結果では、作業中のタンク内ダスト濃度の上昇は認められない。JRR-4管理課では除染を計画し、その方法を検討中である。

### 3 研究炉の利用

---

Utilization of Reactors

### 3.1 照射

#### 3.1.1 JRR-2による照射

##### (1) 気送管による照射

JRR-2気送管照射装置による47年度の共同利用照射は、第6サイクルを除き、ほぼ予定どおり12サイクルを実施した。また、JRR-3の運転を中止したときJRR-3の気送管、水平照射装置に申込まれた試料の一部の振替照射を行なった。

所内課室別、所外機関別の利用状況をTable 3.1.1に示す。47年度の照射内容の特徴として次のような点があげられる。

イ) 放射化分析を目的とした照射カプセル数が全照射カプセル数の半分以上をしめたことで、そのなかには公害問題に関連する浮遊塵埃中の短寿命核種の分析、水俣湾、有明海底の泥土とプランクトン中の水銀の分析のための試料が特に多く、また、岩石中のハロゲン元素、茶の中に含まれる金属、無機物質中の不純物などの分析、動植物と土壌の分析、ペーパークロマト用濾紙やポリアミドフィルムの分析なども全サイクルをとおして定期的に行なわれた。

ロ) 実験用RIの製造ではトレーサ用RIの製造、F-18の製造、陽電子消滅実験用線源の作成、NaIおよびNaエアゾルの拳動捕集実験に関する試料が多かった。

ハ) 核化学・核物理関係では、Cu-64の製造、反跳核の効果、ホットアトム化学の試料が主であった。

ニ) FPの研究では二酸化ウランからのFP放出とヨウ素の放出、高分子フィルムによるFFtrackingの研究、被覆燃料粒子のFP放出拳動に関するものがあった。

ホ) 照射効果では無アルカリガラスウールの照射損傷、接点金属の移転に関するものがほとんどであった。

特殊な照射として、気送管装置を占有して、酸化ジルコニウムおよび浮遊塵埃中の短寿命核種の放射化分析を行なった。また、ドライアイスによる冷却照射・再照射、ラビット密封照射、ラビットに直接試料容器を入れての照射も行なった。

照射中または照射後に異状が発見された試料としては次のようなものがあったが、そのつど異状試料の気密容器への封入、ホットケーブル保管、試料がカプセルからもれていないことの確認などの処置をするとともに原因を明かにするためのテスト、実験、検討を行ない同じ異状が起こらないようにつとめた。

- ① 臭化エチルの入ったコルツアンプルの破損。
- ② ベンゾチザゾール誘導体の入ったポリエチレンカプセルの溶融。
- ③ ショックアブソーバーとして使用していたポリウレタンフォームからのCl-38の発生。
- ④ 四臭化ケイ素の入ったコルツアンプルの破損。
- ⑤ ナイロン繊維の入ったカプセルからのI-128の検出。
- ⑥ 堆積岩粉末の入ったポリエチレンカプセルの変形。

装置の保守に関しては、9月～10月に定期自主検査を行ない機器の外観および機能、管路からの空気もれ、電気機器の絶縁抵抗と接地抵抗の測定など総合動作に異状がないように点検保守を行なった。しかし、1サイクル平均の照射ラビット数が100個と多いため通路変換器の起動不可能、停止位置不良、マニプレータ爪の開閉状態の不良と前後左右電動動作の故障が

発生し、そのつど修理調整を行なった。その他、気送管用排風機電源スイッチの移設、1インチ気送管装置の整備を行なった。

#### (2) 時間照射装置による照射

昭和47年度JRR-2時間照射装置による照射実績は、総照射件数109件、121カプセルであった。その内訳は所内照射72件、所外照射37件で利用状況はTable 3.1.1のとおりである。

標準外の照射例としては第7サイクルにおいてミリポアAA濾紙(エステルセルローズ)20mgを石英管封入し、3時間照射した。その結果、エステルセルローズが溶解したため照射時間を1時間に短縮して照射した。

夏の定期自主検査期間には装置の点検マニュアルを作成し、各部の詳細点検を行なった。冬の定期自主検査期間には気送管制御回路を作り替えて、制御盤に取り付け、操作の改善をはかった。また、時間照射装置台車ビット部に照明灯を取り付けて作業の環境改善に務めた。

補修の面ではキャリアフレーム挿入、取り出し用不銹鋼ワイヤの素線が切れてきたので交換した。今後の時間照射装置の課題としては照射作業の自動化と照射容量の増加対策を講じる必要があること、および所外試料運搬容器の遮蔽不足がある。

#### (3) 垂直実験孔による照射

JRR-2にはVT-1~9の9本の垂直実験孔がある。VT-1では炉心領域での計装付キャプセルを中心にした照射を行ない、VT-2~9では無計装での単純な照射を行なった。VT-2, 9は実験孔の中に、軽水を注入してあり、比較的照射温度を低くおさえた試料の照射に用い、この2本の実験孔は主にRI生産用の二酸化テルル、クロム酸カリが主となった。照射申込は所内、大学、民間にわたって年間12サイクルで220件、カプセル個数で325個あった。Table 3.1.1に各実績を示す。

次に、垂直実験孔の保守、管理について記述する。VT-2, 9は、実験孔内に軽水を注入して使用しているため、シンプルの素材のアルミニウムと空気中の窒素によってできた硝酸アルミニウムが軽水中に溶けて、シンプルを腐蝕させる原因となることが考えられるので、定期自主検査期ごとに、軽水の交換を行なった。また、47年1月にVT-9を、47年9月にVT-2のシンプルの交換を行なった。他に、VT-6のシンプルの交換も行なった。これらのシンプルは前回の交換時から2年から3年経っているが、異常は認められなかった。取り出したシンプルは高線量であるため、一時燃料貯蔵プールに保管し、JRR-2改造工事の際にまとめて廃棄処分する予定である。

炉運転中に垂直実験孔からAr-41ガスの洩れがあった。この問題はJRR-2の放出アルゴン低減対策と同時に根本的対策を講じることとし、当面は垂直実験孔の封上面をビニールシートでシールして運転を行なった。

#### (4) 円筒燃料内照射

47年度JRR-2円筒燃料内照射孔の利用状況をTable 3.1.2に示す。6D照射孔では全サイクルをとおりP-32生成のため、硫黄の照射を実施した。年度途中から硫黄照射用IS-2カプセルに代わって、カプセル開封時の問題点を改良したIS-3カプセルを使用した。6C照射孔では燃料および材料の照射を行なった。MT-6H, 7H, 8H各照射カプセル

ルは炉材料の高温照射を目的として設計，製作した。IT-1, 2 照射カプセルは60 照射孔における燃料照射を目的として製作されており，冷却材としてNaK が用いられた。円筒燃料は冷却効果上の問題から，照射カプセルを装荷しない状態での空運転ができない。第12, 第13 サイクルでは，照射カプセルの製作がおくれたため，ダミーカプセルを代わりに装荷した。

円筒燃料内照射カプセルは，すべて温度測定用の熱電対が組み込まれており，照射中の温度変化は測定室に設置された3台のレコーダに記録される。熱電対の本数はまちまちであるため，補償導線とレコーダ入力端子の接続をサイクルごとに組み替える必要があり，また最低1本は制御室にアラーム信号が出るようにしている。必要があればスクラム信号も取り出せるような結線を行なう。こうした熱電対の結線作業は，誤配線，取扱中の断線等を引き起こす原因となるため，このトラブルの解消と能率を高める目的で，マトリックスピンボードの計装パネル盤を製作した。

#### (5) RIトレインによる照射

RIトレイン照射装置は，試料つかみ機構に操作上取扱いが困難な部分があるため，特に強い要望のない照射申込み試料は，なるべくVT-3 照射孔で照射するように調整した。したがって，今年度はRIトレインの照射件数は，カドミウム比の高い位置で照射希望のマンガン酸化物試料1件であった。

RIトレイン照射孔は，カドミウム比の高い(約20.0)熱中性子照射孔であるが，また，他の照射孔よりも低い熱中性子束領域もあるなど特殊な条件があつて，特に照射を希望されるはあいがある。しかし，前述の操作上の困難さだけでなく，熱中性子束分布の変化が大きいために照射位置の決定が困難な照射孔である。このため熱中性子束分布のより詳細な測定を行ないFig. 3.1.1の結果を得た。

Table 3.1.1 JRR-2 照射利用状況

機関・課室名		照射個数			
		気送管	時間照射	垂直実験孔	合計
所 内	RI製造課	28	62	166	256
	フッ素研究室	29		2	31
	放射化学研究室	37		12	49
	FP研究室	207		34	241
	分析センター	64		5	69
	材料物性研究室	20		7	27
	燃料照射研究室	42		3	45
	RI製造技術課	15	13	34	62
	高温融体材料研究室	28			28
	廃棄物処理処分開発室	2			2
	利用開発室	274	4	3	281
	研究炉利用課	74		3	77
	RI研修所	2			2
	JRR-4管理課	9			9
	燃焼率測定開発室	1			1
	放射線管理課	16			16
	原子炉研診所	1		2	3
	核物理第一研究室	1		5	6
	核物理第二研究室	1			1
	固体物理第一研究室			6	6
固体物理第二研究室			3	3	
材料工学研究室			5	5	
炉化学研究室			1	1	
小計		851	79	291	1221
所 外	大学関係	524	26	45	595
	国・公立研究機関	286	12	19	317
	民間会社関係	42	4	7	53
小計		852	42	71	965
合計		1703	121	362	2186

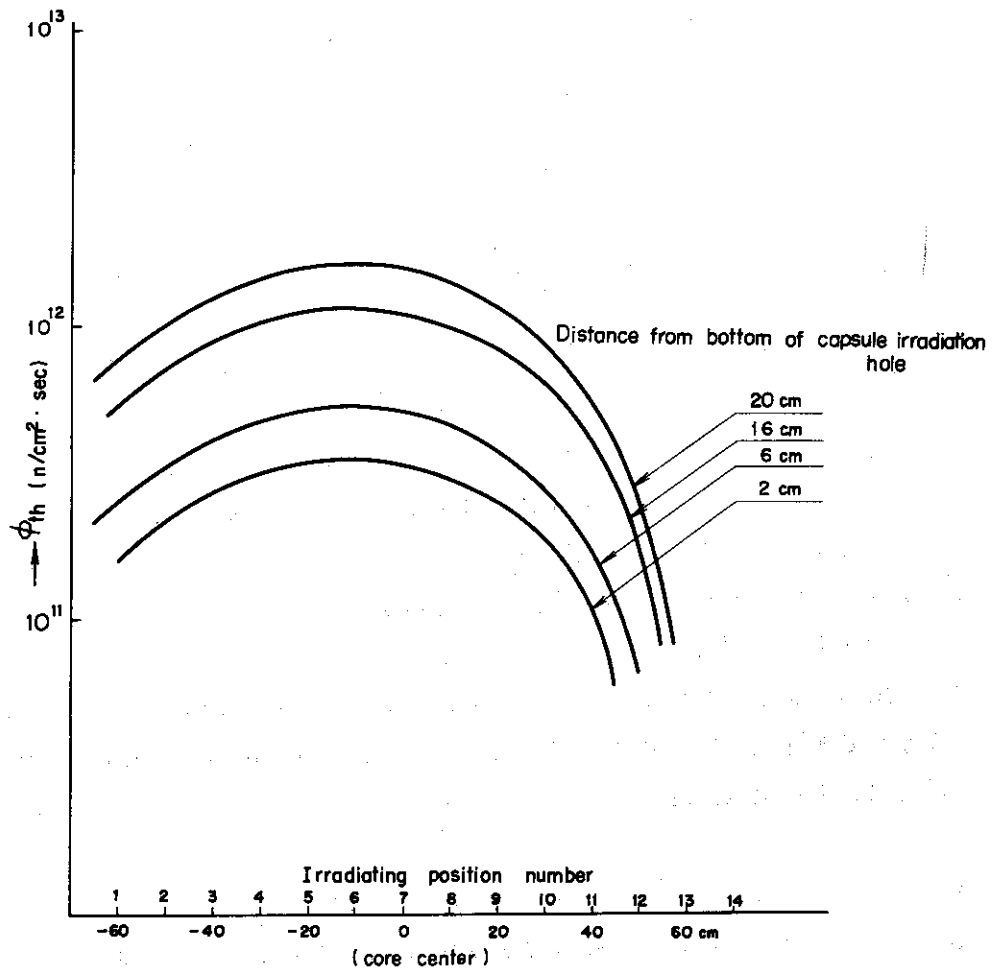


Fig. 3.1.1 Thermal neutron flux distribution at Radio-Isotope Train of JRR-2

Table 3.1.2 List of JRR-2 in-Core irradiation results

Cycle No.		01	02	03	04	05	07	08	09	10	11	12	13
In Core	C	MT-6H			MT-7H		IT-1	IT-2	MT-8H			DUMMY	
	6	Graphite(77g) Incoloy-800(20g) SUS(40g) V(47g)			Graphite (10g) V(43.1g) etc.		UO <sub>2</sub> (78g)	UO <sub>2</sub> (78g)	Steel(720g)			6C Capsule	
	D	IS-2	IS-2	IS-2	IS-2	IS-2	IS-3	IS-3	IS-3	IS-3	IS-3	IS-3	IS-3
	6	S(200g)	S(200g)	S(200g)	S(150g) Cd(19g)	S(200g)	S(200g)	S(200g)	S(200g)	S(200g)	S(150g) Cd(51g)	S(200g)	S(200g)

### 3.1.2 JRR-3による照射

#### (1) 気送管による照射

47年度気送管の照射実施率は、申込件数の約59%にとどまった。これは、第4～第8サイクルの温度測定用燃料体落下に伴う取り出し作業(第5章参照)により運転開始時期が定まらず、申込受付は行なったが運転できず、中止したりJRR-4にて代替照射を行なったためである。利用状況をTable 3.1.3に示す。

照射利用は、放射化分析、実験用RI製造(線源作成)、F.P.の研究などが多く、特に、反射体領域にある低中性子束気送管(HP-3)での長時間照射が増加している。

気送管照射装置(HP-1~HP-4)の定期自主検査を5月8日~5月26日の間に実施し、異常は認められなかった。また、以前から取り付けてある通過検出器に対する信頼性に問題があったため、耐ノイズ性、検出ミスの減少などの対策を講じた新しい通過検出器の製作、取り付けを行ない良い結果を得た。なお、HP-3, 4において挿入時に排気系の容量が小さいため、逆圧によって正常な位置への挿入に問題があり、これら排気系の容量を大きくするため、排気系をホットケープに入れ、問題なく挿入できるようにした。

#### (2) 水平照射孔による照射

炉の共同利用運転サイクルが少なかったが、サイクル平均照射個数でみると、所内利用が半減したのに対して所外利用は50%増加した。利用状況をTable 3.1.3に示す。照射目的の面では販売用RIの生産は定常化してきたが、需要がなく照射中止になった試料も多くあった。

46年度に行なった水平照射孔用キャスクの改造と詰替セルの新設により、本年度は照射終了から試料渡しまでの作業時間が大幅に短縮された。照射装置としては挿入インジケータが若干ずれていたため、ボールが入らず未照射であったことが数件あった。インジケータを調整して解決したが、より確実にするため試料挿入音モニタと磁気記録による再生音の確認を行なうことにした。

#### (3) 垂直照射孔による照射

照射は、前年度268個/11サイクルに対し、今年度42個/5サイクルで1サイクルあたりの照射個数でも前年度より1/3程度に減少した。共同利用照射の状況をTable 3.1.3に示す。

照射目的別にみると半程度はRI生産に利用された。RI生産以外では実験用RI製造として $UO_2$ 、U-Al合金等を照射した。放射化分析はほとんど所外者が利用し主に素材中の不純物、有機物の分析などの照射目的で無水ケイ酸、炭酸カルシウム、マロン酸ニッケル、生体組織等を照射した。トレーサ用RI製造では金属インジウム、ベンゾチアゾールの誘導体などを照射した。今年度は各分野とも未経験照射試料はなく、特殊な照射試料としてはVC-4照射孔にて44年度最終サイクルから照射中の $C_0$ 大量照射が47年度第7サイクルから第11サイクルまで4回に分けて取り出し照射を終了した。

特殊なものとして第3サイクルに放医研から爆発性物質のヘキシル約400mgの照射申込があり昇温試験、加熱試験などを実施した結果約200°C以下では安定であることを確認し、48年度には低中性子束領域で少量の試験照射を予定している。



Table 3.1.3 JRR-3 照射利用状況

機関・課室名		照射個数		
		気送管	水平照射孔	垂直照射孔
所内	RI製造課		14	19
	RI製造技術課	2	5	8
	燃料照射研究室	9		
	体内放射能課	2		
	FP研究室	22		22
	利用開発室	1		
	材料物性研究室	4		
	放射線管理課	3		
	核物理第二研究室			1
	小計	43	19	30
所外	大学関係	51	15	7
	国・公立研究機関	27		2
	民間会社	18	4	3
	小計	96	19	12
合計		139	38	42

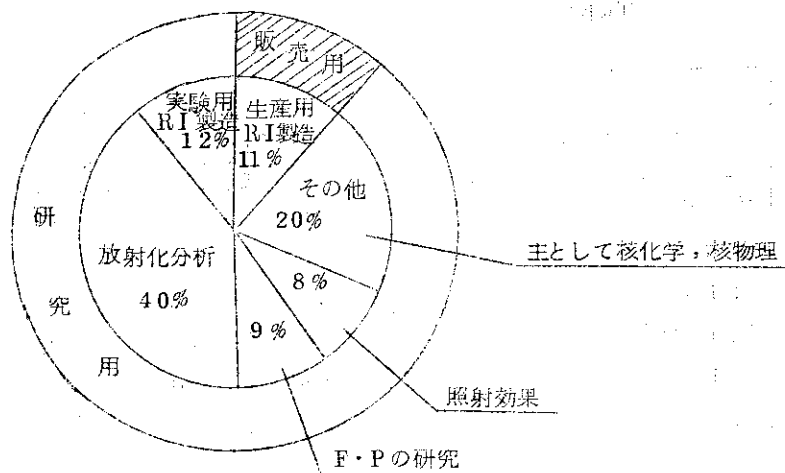


Fig. 3.1.2 JRR-2 における照射目的別分野の比率

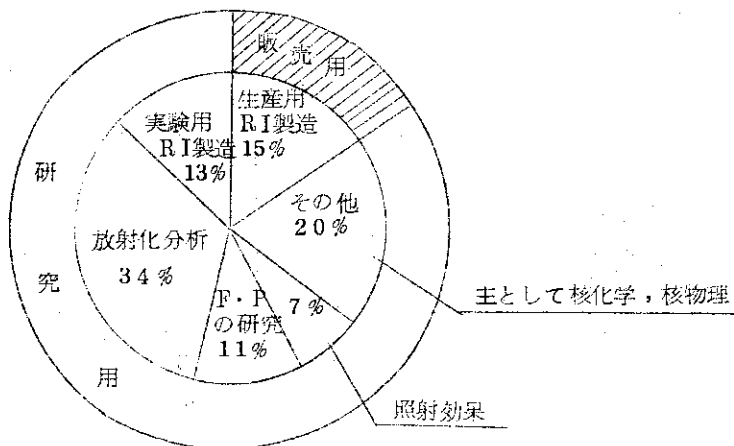


Fig. 3.1.3 JRR-3 における照射目的別分野の比率

## 3.1.3 JRR-4における照射

JRR-4における47年度の照射状況をTable 3.1.4に示す。照射個数の上では、前年度の565個に対し、本年度は625個で約10%の増加であった。

JRR-4における照射目的別分野の比率をFig. 3.1.4に示す。この図に示されるように、最も大きな割合をしめたものは前年度と同様、ホットアトムの研究であった。照射内容は、臭素、および臭素と有機物（メタン、エタン、シクロプロパン）などの混合物を、石英アンブルに気密封入とし、試料の重量 および照射量（中性子束、照射時間）を種々変えて照射した。

炉内放射線による化学反応の研究は、核分裂片等による窒素-エチレン系からのシアン化水素の生成量を調べるためにおこなったものであるが、その照射内容は、窒素-エチレン混合ガスと、ウランパラジウム合金箔をステンレスのキャプセルに気密封入とし、試料のガス圧 および照射量を種々変えて照射した。

熱中性子束測定は、原子炉研修所が研修生の実習としておこなったもので、JRR-4炉心内照射装置のSパイプにおいて、特殊キャプセル（55mmφ×760mmφ）を使用し、金箔、および銅線を照射して測定した。

Table 3.1.4 JRR-4 照射利用状況

	機関・課室名	照射個数			
		Tパイプ	Sパイプ	Kパイプ	合計
所 内	放射化学研究室	356			356
	高崎研究所（東海駐在）	56			56
	RI製造課	39	13		52
	原子炉研修所		32	2	34
	RI製造技術課	18	10		28
	遮蔽研究室	21	1		22
	大洗研究所（利用開発室）	7	8		15
	材料物性研究室	9	4		13
	炉物理実験研究室	10			10
	FP研究室	5	2		7
	JRR-4管理課	3			3
	炉計測研究室		2		2
	分析センター	2			2
	研究炉技術課	2			2
	フッ素化学研究室	1			1
	小計	529	72	2	603
所 外	大学関係	16	3		19
	国立研究機関		3		3
	小計	16	6		22
	合計	545	78	2	625

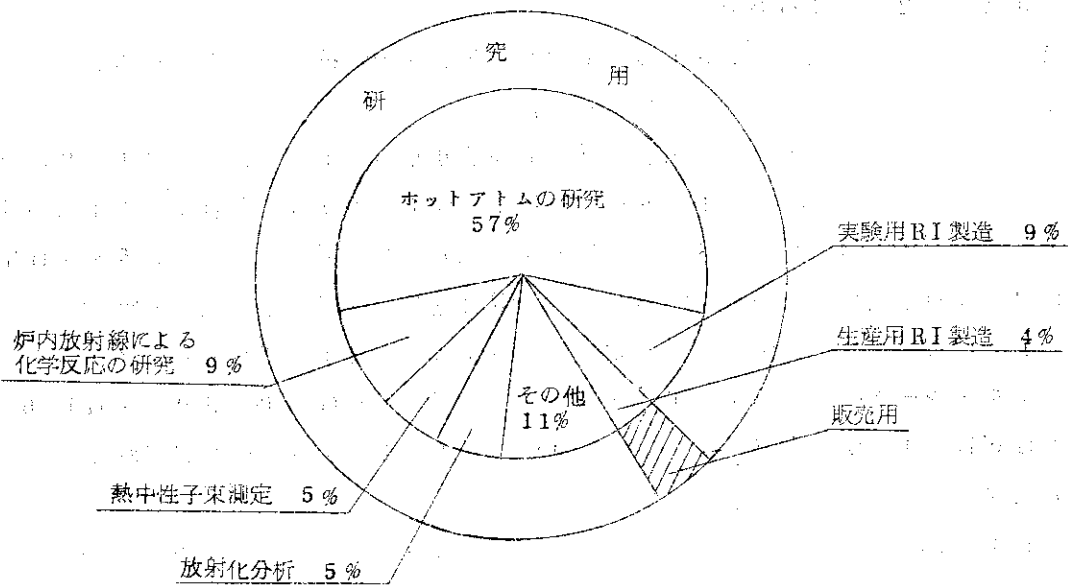


Fig. 3.1.4 JRR-4における照射目的別分野の比率

RI製造研究用としては、二酸化ウラン、ウラン-アルミニウム合金、リチウム塩、フローレン、などの照射が多かった。また、RI生産用としては、炭酸ナトリウム、フタロシアニン銅、イオウ、金、などで、いずれもJRR-2, 3の休止期の補充として照射したものである。その中で金の長時間照射は、8回行ない、いずれも15時間の照射であった。

放射化分析としては、公署調査に利用されたところの空気中の浮遊塵埃の照射が最も多かった。照射内容は、いずれもミリポアフィルタに集じんしたものを、ポリプロピレン管に気密封入し、2.5 MWで、約3時間照射した。

その他、特殊照射としては、材料の挙動を調べるため、バナジウム10gをアルミ箔に包み、Sパイプを使用し、2.5 MWで、積算約100時間の長時間照射を行なった。

## 3.2 実験

### 3.2.1 JRR-2における実験

JRR-2には水平実験孔が15本あり、そのうち中性子回折装置等のビーム実験に5本、インパイル・ループ装置に3本使用されている。

ビーム実験関係では、HT-1に東北大学の中性子分光器(TUNNS)、HT-8に東京大学物性研究所の中性子回折装置(ISSP-ND)、HT-10およびHT-14に中性子回折研究室の中性子分光器(CTNSおよびPTNS-1)が設置されている。なお、HT-8にISSP-NDと共用して設置してあった日本電信電話公社茨城電気通信研究所の中性子回折装置(IECL-ND)は、所期の実験目的を達成したので今年度をもって撤去された。

インパイル・ループ関係では、HT-2にガスループ(TLG-1-50)、HT-6に水ループ(HWL-1)が設置されているが、HWL-1は48年9月に撤去されることもあり、今年度の実験計画はなかった。

一方、HT-15には動燃事業団からの受託によって、ナトリウム・インパイル・ループ(SIL)が新設され、実験が開始された。

今年度のJRR-2における実験装置の利用状況をTable 3.2.1に示す。

### 3.2.2 JRR-3における実験

JRR-3には中性子回折装置等のビーム実験装置が7基、インパイル・ループ装置が3基設置されている。

ビーム実験関係では、H-3に東京大学物性研究所の偏極中性子回折装置(ND-2)が、H-7とH-9に中性子回折研究室の中性子回折装置(ND-2)と中性子分光器(PTNS-2)が、H-8に東北大学金属材料研究所の中性子回折装置(ND-3)がそれぞれ設置されている。また、サーマルコラム(H-1)には核物理第1研究室の中性子速度選択器が、H-4にはホットラボ管理室の中性子ラジオグラフィ装置が、H-6には核物理第2研究室のコンプトンスペクトロメータが設置されている。

インパイル・ループ関係では、H-2に高崎研究部の低温化学照射装置(LTFL)が、H-5に固体物理第2研究室の極低温照射装置(LHTL)が、VC-3にFP研究室の核分裂ガス拡散ループ(FGRL)が設置されている。なお、FGRLは48年6月に撤去されることもあり今年度の実験計画はなかった。

今年度のJRR-3における実験装置の利用状況をTable 3.2.2に示す。

### 3.2.3 JRR-4における実験

JRR-4では、炉1プール、リドクンクおよび散乱実験室における実験装置により、それぞれ中性子ラジオグラフィ実用化試験、原子炉遮蔽の研究、ATR遮蔽実験などが行なわれた。

今年度のJRR-4の実験施設の利用状況をTable 3.2.3に示す。

Table 3.2.1 昭和47年度JRR-2における実験一覧表

実験孔名	実験装置の名称	実験の概要, 運転サイクル等
HT-1	中性子分光器 (TUNS) (東北大学理学部)	(1) TUNS を用いて散乱中性子のエネルギーを解析し金属の格子振動の分散関係を求める。(第1, 2, 5, 9, 12サイクル) (2) FeMnのスピン波の測定。(第3, 4, 8サイクル) (3) Fe, Ni, Cr合金(ステンレス)の低温におけるパラマブソン等の中性子散乱による研究。(第10, 11 サイクル) (4) MnTiOの磁気臨界散乱の磁気転移点近傍での測定。(第7サイクル) (5) 試料から散乱される中性子をエネルギーで解析してスピン波を調べる。(第13サイクル)
HT-2	ガスループ (TLG-1-50) (研究炉技術課)	加熱試料をTLG-1で照射し, 放出するFPPの高温配管への沈着を調べる。(第1.7~11サイクル)
HT-6	水ループ (HWL-1) (燃料照射研究室)	実験計画なし
HT-8	中性子回折装置 (ISSP-ND) (東京大学物性研究所)	(1) 熱中性子回折装置の試運転及び調整の後に測定。(第1サイクル) (2) ISSP-ND-1中性子回折装置による低次元磁性体のCritical phenomenaの研究を行なう。(第3, 5, 11, 13, サイクル) (3) ハロゲン化水素固相の相転移の研究。(第7~10, 12サイクル) (4) NiS <sub>2</sub> の磁気構造を決定。(第2, 4サイクル)
HT-10	中性子分光器 (CTNS) (中性子回折研究室)	(1) 強磁性体MnSbのスピン波および空子波の分散関係を熱中性子を用いて測定する。(第1.5, 7, 10, 12サイクル) (2) CTNSの調整, U <sub>2</sub> N <sub>3+x</sub> の中性子回折実験。(第2サイクル) (3) SrTiO <sub>3</sub> の格子振動分散関係の測定。(第3, 4サイクル) (4) Cu-Ni合金単結晶の格子振動の分散関係を中性子非弾性散乱で求める。(第8, 9, 11, 12サイクル)
HT-11	クリスタル, モノクロメータ (核物理第1研究室)	全断面線の測定 (第1~5, 7~13サイクル)
HT-14	中性子回折装置 (PTNS-1) (中性子回折研究室)	(1) Pt-Hの熱中性子散乱。(第1サイクル) (2) ポリオキシメチレンによる熱中性子散乱。(第2サイクル) (3) ZrCr <sub>2</sub> Se <sub>4</sub> , SrFeO <sub>3</sub> , CO <sub>3</sub> O <sub>4</sub> , MnF <sub>2</sub> の常磁性散乱。(第3, 4, サイクル) (4) フロンの格子振動の測定および装置の調整整備。(第5サイクル) (5) 金属及び非金属の熱中性子散乱。(第7サイクル) (6) KMnF <sub>3</sub> の常磁性散乱による一般化帯磁率の測定。(第8サイクル) (7) 磁性による熱中性子の散乱実験。(第9~13サイクル)
HT-15	ナトリウム・インバナルループ (SIL) (安全工学第2研究室)	(1) 照射試料部に模擬燃料(SUS-27板)を使用し, <sup>24</sup> Naのγ放射能, 遷移中性子の測定および感度性能とループの安全性の確認を行なう。(第8サイクル) (2) 照射試料部に金属ウラン(U <sub>235</sub> 10g)を使用し, Fとγ放射能および遷移中性子の測定を行なう。(第10~12サイクル)

Table 3.2.2 昭和47年度 JRR-3 における実験一覧表

実験孔名	実験装置の名称	実験の概要	運転サイクル等
VC-3	核分裂ガス拡散ルーフ (FGRL) (FP研究室)	実験計画なし	
サーマルコラム H-1	改良型速度選択器 (核物理第1研究室)	Chopper and TOFによる中性子断面積の精密測定を行なう。	(第3,9~12サイクル)
H-2	低温化学照射装置 (LTFI) (高崎研研部)	エチレン(C <sub>2</sub> H <sub>4</sub> )と酸素(O <sub>2</sub> )とを、ウラン、パラジウム合金盤の存在で、低温で照射し、エチレンと酸素の核分裂片による反応を調べる。	(第3,9~12サイクル)
H-3	中性子回折装置 (ND-2) (東京大学物性研究所)	偏極中性子のスピントルによる散乱強度の変化を測定して物質中の局在磁性電子分布を調べる。	(第3,9~12サイクル)
H-4	中性子ラジオグラフィ装置 (ホットラボ管理室)	装置の性能試験	(第3,9~12サイクル)
H-5	極低温照射装置 (LHTI) (固体物理第2研究室)	FC系運転および低温照射実験	(第3,9~12サイクル)
H-6	コンプトン・スペクトロメータ (CGS) (核物理第2研究室)	鉛の中性子捕獲ガンマ線を利用し、錫( $\gamma, \gamma'$ )の測定と中性子束強度の相対測定を行なう。	(第3,9~12サイクル)
H-7	中性子回折装置 (ND-1) (中性子回折研究室)	(1) 粉末試料の室温での中性子回折実験を行なう。 (2) 中性子回折によって、MnSb, Ni, Cr等の研究を行なう。 (3) U <sub>2</sub> N <sub>3+x</sub> の結晶構造解析のための中性子回折実験。 (4) 中性子回折装置を用いて、BaFeO <sub>3</sub> , FeSbの磁気構造回折を行なう。(第11サイクル) (5) CO, Al合金およびPtNi合金の中性子回折。	(第3サイクル) (第9サイクル) (第9,10サイクル) (第11サイクル) (第12サイクル)
H-8	中性子回折装置 (ND-3) (東北大学金属材料研究所)	強磁性体(金属間化合物, 合金)の磁気能率の分布を測定する。	(第3,9~12サイクル)
H-9	中性子分光器 (PINS-2) (中性子回折研究室)	高分子及び磁性体の熱中性子散乱の実験。	(第3,9~12サイクル)

Table 3.2.3 昭和47年度 JRR-4 における実験一覽表

実験設備名称	研究テーマ	実験の概要および方法	利用期間
/61 フォール	(1) 中性子ラジオグラフィ実用化試験	中性子ラジオグラフィ実用化のため実験装置を製作して最良の装置、構造及び技法自体を実験的に調べる。	{ 4/4~4/30, 5/7~5/28 8/9~9/14, 9/25~10/6 10/17~10/20, 12/10~12/24, 3/18~3/25 5/7~5/28, 11/28~12/22, 2/27~3/23
	(2) 原子炉遮蔽の研究	黒鉛貫通孔からの中性子およびγ線の漏洩測定。	
	(3) ATR遮蔽実験	新型駆換炉圧力管遮蔽フラグ等の遮蔽実験。	8/24~9/1
	(4) JRR-4の技術管理	イ 炉雑音測定実験。 ロ 中性子角度分布測定。 ハ 鉄層透過高速中性子スペクトル測定。 ニ B <sub>4</sub> Cの熱中性子による発熱とカプセル温度の測定。	6/16~6/17 { 4/4~4/30, 7/27~8/18, 9/6~9/7 9/19~9/29, 10/24~11/2 1/30~2/24 5/16~5/7, 9/8
リドバンク	原子炉遮蔽の研究	イ 黒鉛貫通孔からの中性子およびγ線の漏洩測定。 ロ TLD照射。 ハ 中性子被曝線量の評価。 ニ 核分裂飛跡検出器の特性試験。	10/11~10/24 8/14~8/17 5/12~5/26 9/6~9/14, 9/27~9/29
散乱実験室	(1) ATR遮蔽実験	新型駆換炉圧力管遮蔽フラグ等の遮蔽実験。	10/30~11/2
	(2) JRR-4技術管理	イ 散乱実験孔熱中性子束変動測定。 ロ <sup>60</sup> Coによるγ線の過渡実験。	9/11~9/20 48年 2/8~2/28

## 4 ホットラボの運転管理

---

Operation and Maintenance of  
Hot Laboratory



## 4.1 運転管理

### 4.1.1 運転状況

#### (1) 運転計画

47年度は、前年度から繰越された多数の試験に加えて、国外炉(HBWR)照射燃料の照射後試験、東京電力(株)福島発電炉鋼材モニタリング(第1回)などの試験要求が予想された。

これらの試験要求に対処するため、特に、JMT R試用期間中照射後試験の終了を47年度末を目途に47年度の運転計画を定めTable 4.1.1のように実施した。

#### (2) 運転実績

47年度の利用申込件数の前年度からの繰越しと新規件数の内訳をTable 4.1.2に示す。前年度と比較して前年度繰越51件に対し91件、新規151件に対し96件、計202件に対し187件、処理105件に対し148件、次年度繰越し97件に対し35件、処理率81%は前年度に比べ、約60%の増であった。申込別比率をFig. 4.1.1に示す。申込件数187件について、さらに試験内容および照射原子炉別をみるとFig. 4.1.2, Fig. 4.1.3のようになる。

#### (3) 作業状況

47年度の運転担当者の作業状態図をFig. 4.1.4に示す。これをみると準備、機器調整時間およびその他の時間の減少がみられる。これらは例年にくらべ比較的経常的な試験が多かったことと、作業日報の集計方法の改善によるものである。

#### (4) ケーブ デー

ホットラボにおける部別ケーブデー使用実績の推移をTable 4.1.3 Table 4.1.4に示す。本年度は、JMT R試用期間中試験の終了に伴い材料試験炉部の使用、クリーン、ダーティケーブのオーバーホールなどに多くのケーブデーを使用した。Table 4.1.5にセル別ケーブデーを示す。

予定以上のケーブ稼働率をあげたセルはSt-2(シャルビー試験)セル、目標値の80~100%のセルはDt-2(切断)ケーブの95%をはじめ6セル、60~80%のセルは、UM-5~12(金相試験)セル、冶金B(引張り試験)ケーブの72%をはじめ4セルとなっている。さらに、47年度における年間稼働予定日数200日以上のもので平均値(66%)以上の稼働をあげたものは、冶金A(切断)ケーブ、冶金B(引張り試験)ケーブ、冶金D(金相試験)UM-5~12(金相試験)ケーブである。

### 4.1.2 主な試験

#### (1) JRR-2使用済燃料の対米送還(第11, 第12回)

本年度における使用済燃料の対米送還は、2回(8月, 11月)実施した。第11回の対米送還に伴い切断処理および重量測定は4月中に終了したが、海員組合のストライキのため搬出が3カ月おくれて8月になった。このため輸送用キャスクの返送がおくれて、第12回の対米送還、Dt, CLケーブのオーバーホールの着手およびその他のホットラボ作業に大きく影響した。



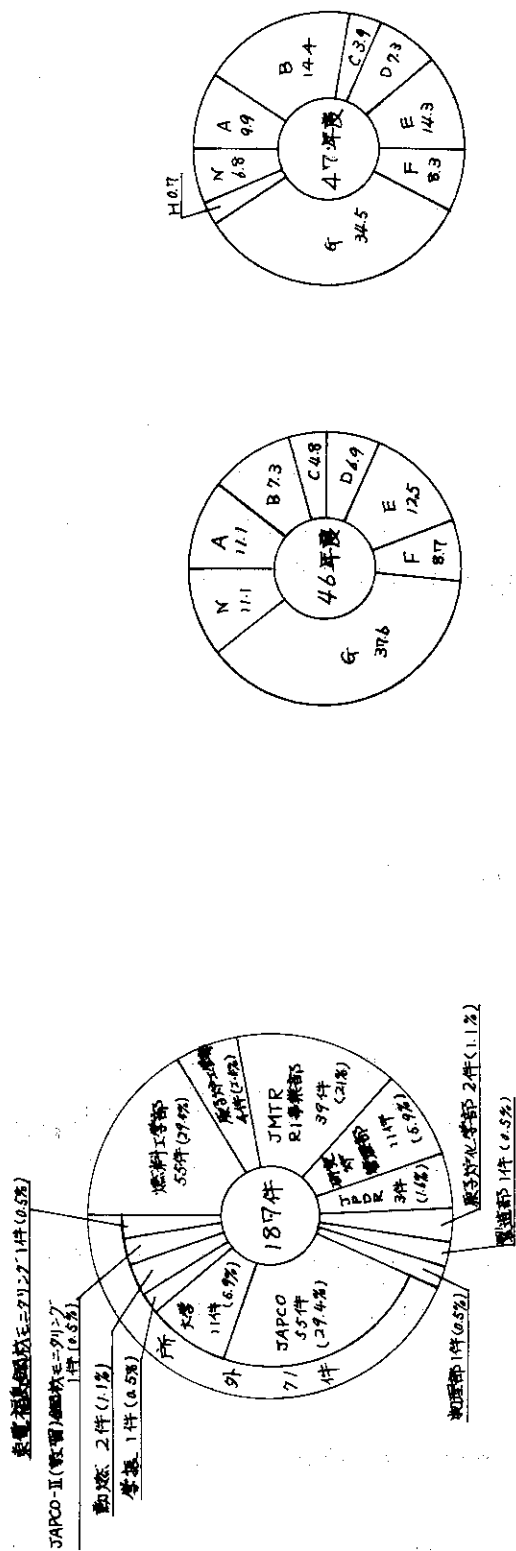


Fig. 4.1.1 47年度申込別比率

- A : 機器点検調整, Y-7外コールドテスト
- B : Y-7内洋筒, Y-7内コールドテスト
- C : 機器搬入, 調整
- D : Y-7燃料搬入, 燃料貯蔵待り
- E : 燃料検査し, 移動
- F : 廃棄物搬出, 汚染除去
- G : Y-7機器
- H : 増設作業, Y-7調整
- I : 燃料搬入, 調整
- J : 燃料搬入, 調整
- K : 燃料搬入, 調整
- L : 燃料搬入, 調整
- M : 燃料搬入, 調整
- N : その他

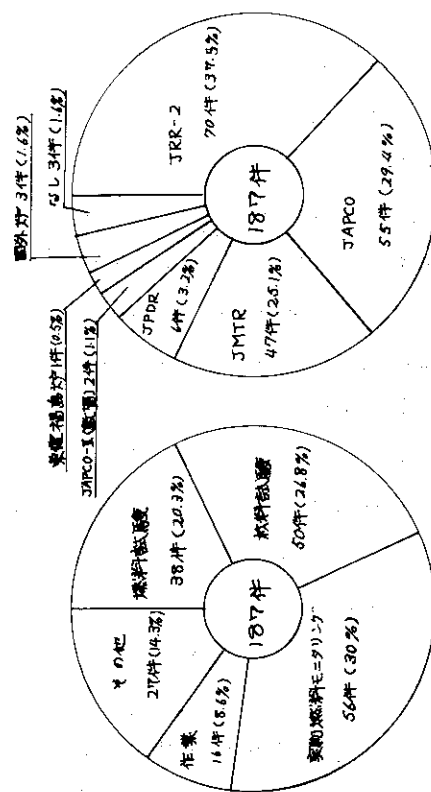
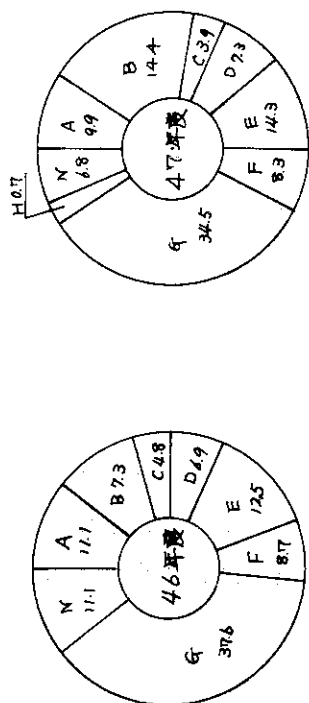


Fig. 4.1.2 試験内容

Fig. 4.1.4 ホットラボ作業状態図



## (2) J M T R 試用期間中の燃料・材料の照射後試験

J M T R 試用期間中の試料は全部で材料が 30 キャプセル、燃料が 18 キャプセルあり、このうち本年度に繰越されたものは材料が 19 キャプセル、燃料が 13 キャプセルあった。この照射後試験を、前年度から引続き実施し、本年度末までに一応終了した。

J M T R 照射試料のなかには高放射能のものが多かったために試験の遂行上種々の問題を提起した。

たとえば、スチールセルの遮蔽壁厚、高レベル廃棄物処理、燃料の Na K 処理前の安全性評価、汚染拡大防止などがあげられる。

材料関係については、引張り、シャルピー衝撃、剥離、扁平、曲げ、金相、硬度などの各試験を実施し、制御材の燃焼度測定については分析センターに依頼して実施した。試用期間枠外の 3 キャプセルの一部を除いて試験はすべて終了した。

燃料関係についてはホルダ解体、NaK 処理後、非破壊検査（外観、寸法、リークテスト、γ-スキャン）、破壊検査（FP ガス捕集、金相試験、オートラジオグラフィ、二段レプリカ、セシウム分析）を行ない、大学関係の燃料 2 キャプセルを含めてすべて終了した。ただし、プルトニウム入り燃料については非破壊検査のみ実施し、破壊検査はとり止めとなった。

## (3) J R R - 2 照射試料の照射後試験

本年度に行なった主な試験は、

- ① 高速炉用材料の常温・高温引張り試験
- ② 原子炉圧力容器用鋼材の焼鈍、シャルピー衝撃試験
- ③ 照射脆化研究用材料の引張り試験

など 4 1 件の照射後試験が終了し、この他に共同利用施設として化学ケープおよびセミホットセルにおいて放射化分析など 17 件の実験を終了した。

## (4) J P D R 燃料関係の照射後試験（ハルデン照射燃料を含む）

本年度実施したものは、次のとおりである。

① J P D R 照射済燃料の燃料および被覆管の金相試験、人工欠陥付燃料については燃料の金相試験、被覆管のリング引張り試験、破断面写真、金相試験等を実施した。また、J P D R - I 燃料の燃焼度測定用試料採取（径方向マイクロサンプリングを含む）を行ない、試料については一部を除き、燃焼率測定開発室へ搬出した。

② ハルデン炉照射燃料の被覆管のリング引張り試験、金相試験などを実施し、ハルデン炉照射のプルトニウム入り燃料の検査および詰替えはホットラボ CL ケープ、J P D R プールの両方を用いて実施し終了した。

## (5) 多目的炉用燃料の照射後試験

昨年度から繰越された燃料 5 キャプセルのうち被覆燃料粒子の酸浸出および金相試験を実施し終了した。

本年度の実施予定は J R R - 2 照射が 5 キャプセル、J M T R 照射が 3 キャプセルの合計 8 キャプセルであったが、年度末までに 3 キャプセル（J R R - 2 から 2 キャプセル J M T R から 1 キャプセル）の搬入にとどまったため、試験開始時期を 48 年度に繰越して実施することとした。

なお、この種の試験については経験も少なく、照射用キャプセルの設計および材料の選択、照射後試験方法などについて、いろいろの問題があるので依頼者側の研究室と十分打合せながら進めている。

#### (6) 実用発電炉鋼材モニタリング

① 日本原子力発電(株)敦賀発電所の第2次鋼材モニタリングはモニターワイヤの測定を行ない、中性子照射量の算定を行なって終了した。なお、この結果についてはJAERI-memo 4982を参照されたい。第3次鋼材モニタリング(敦賀発電所)については、12月に搬入予定となっていたが、敦賀発電所において試料取り出し中に装置の故障が起きたため、搬入できなくなり48年度実施となった。

② 東京電力(株)福島発電所の初期および第1次鋼材モニタリングについては試料搬入が47年11月末に行なわれたが、 $D_T$ 、 $C_L$ ケーブルのオーバーホール中であったため3月下旬に容器解体を実施した。なお、引張り試験、シャルピ衝撃試験、モニターワイヤ測定などは48年4月以降の実施となった。

#### (7) 東海炉モニタリング

本年度の東海炉モニタリングは、燃料および黒鉛について実施し、鋼材については休止年度であるため実施していない。

##### イ) 燃料モニタリング

① 第1次5カ年計画のうちの残り分として本年度に繰越されたものが23本あり、このうち6本が非破壊検査のみ行ない終了した。昨年度すでに非破壊検査を終了したもののうち破壊検査のみ本年度実施するものと本年度非破壊検査および破壊検査を実施するものの合計17本を実施しすべて終了した。

なお、ペースト燃料の金相試験については、試料採取がうまくいかず、状況写真のみ作成し中止した。

本年度実施した第1次計画分燃料は、現在までに得られた最高燃焼度のものを含め、要素としては4500~6000MWD/Tの範囲のものである。この試験結果からは、この種の燃料としては燃焼上限に近く、ウランのスエリングに伴う種々の現象が確認され、今後燃料の照射挙動を検討する上で有意義なデータが得られた。

② 第2次計画分のうち本年度は非破壊検査のみ40本を実施する予定であったが、9本が前述(1)のとおりモニタリングケーブルのオーバーホールの着手のおくれと燃料が計画燃焼度に達しなかったため、年度内に搬入できなくなり繰越しとなった。なお、この試験は48年9月までに終了の予定である。

第2次計画のうち本年度実施した燃料は燃料温度が相対的に低く、炉内滞留時間は比較的に長いものであるが、現在までに得られた試験結果からは照射温度と燃焼度の影響は比較的大きく、滞留時間の影響はあまり明確にあらわれていない。全般的には、特に目立った変化がなく燃料寿命の予測に大きく貢献する成果が得られた。

なお、この東海炉燃料モニタリングを推進するため設置された「東海炉燃料モニタリングプロジェクト」は本年度末をもって終了し、48年度からは通常組織により受託調査として処理されることとなった。

## ロ) 黒鉛モニタリング

黒鉛モニタリングについては、46年度から燃料工学部黒鉛材料研究室が実施することとなっているので成果などの詳細は、その報告書を参照されたい。

なお、当ホットラボ管理室としては、化学ケープを用いて黒鉛試験試料の解体、取り出し、区分け、試料移動、試験後の試料組込みなどを実施し協力している。

## 4.2 保守整備

ホットラボ施設の定常運転のためにこの数年、ケープ・セルの装備機器の老朽化が目立ってきている一方では、ホットラボ試験項目の多様化傾向に伴って、新しい試験装置の設備等が要望され、施設やケープ・セルの不足が生じてきている。

このため、絶えず施設の増設、改造修理、機器点検修理などの保守整備業務および開発試験、照射後試験に伴う冶工具作成などの工作業務はホットラボの円滑な定常運転のために不可欠な業務となっている。

このため、本年度は、次の保守整備に重点を置いて実施し、今後の定常運転に備えた。

### (1) マニプレータ修理室の新設

ホットラボの内装機器のうちでマニプレータの故障頻度が一番多い。このため操作室北側にあった工作室を改造してマニプレータ修理室とした。

### (2) γスキャンニングセルの増設

長尺燃料の非破壊検査用のセルとして増設コンクリートケープの北側に隣接して設置することになり2月から工事を開始した。48年8月末完成の予定である。

### (3) ケープ・セルのオーバーホール

#### ① UMセルのオーバーホール(7月～9月)

硬度計の修理、MHマニプレータの取付け、金属顕微鏡の修理および内部高汚染除去を実施した。特に、高燃焼度燃料の破壊検査を行なってきたため、汚染度が高く除染作業は難行したがほぼ予定どおり終了した。

#### ② DT, CLケープのオーバーホール(47年10月～48年3月)

老朽化した内装機器の点検修理および撤去更新のため実施した。遠隔操作によるケープ内整理および除染から開始し、フログマンによる除染、内装機器の解体、取出しおよび調整を行なった。なお、この作業の一部は外注により実施した。

#### ③ St-1, 2セルのオーバーホール(47年11月～48年2月)

シャルピー試験機操作盤の改造および恒温槽の改造を主として実施し予定どおり終了した。

#### (4) 地下排水管の撤去および更新(12月)

地下排水管(化学ケープ関係を除く)に放射性物質の蓄積があり、空間線量率が高くなり放射線管理上好ましくないため、種々検討した結果、排水管を撤去したのち更新を行なった。このため空間線量率を以前の1/5にまで下げることができた。

#### (5) 施設の修理および工作業務

本年度は、100件の工作依頼に対し91件を処理した。

その主なものは、

- ① ケーブ間仕切扉の修理 (MT-DT, CL-ST)
- ② 大型コンクリート容器の溶接
- ③ 廃棄物運搬容器の修理
- ④ 増設コンクリートケーブ用架台の改造
- ⑤ MHマニプレータの取付

などでいずれも前述のオーバーホールおよび廃棄物搬出に伴うものが多かった。

### 4.3 放射線管理

#### (1) 概要

47年度にホットラボ建家内において行なった作業のうち、放射線管理上、特に、留意した作業は、セルやケーブ内の機器の補修と除染、東海炉グラファイトモニタリング、排気系フィルタ交換作業、JRR-2使用済燃料アダプタの切断、地階の放射性廃液用排水管の撤去作業、マニプレータの修理、照射試料および廃棄物の撤去などの作業であった。なかでも、鉛セルの除染作業、増設コンクリートケーブのオーバーホール作業、地階の放射性廃液用排水管の撤去更新作業および排気系のフィルタ交換作業については、放射線量率と放射性汚染度がともに高かったため、作業前に作業の内容および手順について綿密な打合せをしてから行なった。そのため、放射線管理上、特に、これといった異常も発生することなく、すべて計画被曝線量以下で終了した。しかし、一般的傾向として、年々被曝線量が増加していく傾向にある。この原因としては、放射線作業の増加とともに取扱試料の照射量(燃焼度)が増大していることなどが考えられる。

管理区域内における放射線管理上の問題点は、作業者の作業衣が高度に放射性汚染する問題と前年度も指摘した地階排風機室内の放射性廃液用排水管による放射線量率の上昇の問題である。作業衣の放射性汚染の問題は、来年度にゲートモニタを設置し、汚染検出体制を強化する予定である。一方、地階の放射性廃液用排水管による放射線量率の上昇の問題については、本年度、放射性廃液用排水管の一部を切断撤去する更新作業が行なわれ、同室内の放射線量率は、床上1.5mの位置で約1/5に低下した。しかし、その数カ月後には、切断前の線量率に近づきつつある現状であり、早急に抜本的対策を講ずる必要がある。

管理区域周辺の問題としては、増設ケーブおよびセルから排出される放射性廃液を貯留するタンクの周辺の放射線量率が徐々に上昇し、0.6mrem/hをこえる場所が発生しているという問題がある。現在、柵となわばりをして標示しているが、恒久的な問題であるため来年度に遮蔽壁が設けられる予定である。

#### (2) 主な放射線管理データ

##### 1) 排出放射性塵埃およびガス

ホットラボ建家から排出される放射性塵埃の大部分はメインスタックから排出され、これらの年間総排出放射能は約38mCiであった。この値は、前年度の総排出放射能(3.8mCi)と比較すると約10倍に相当する。この増加の主な原因は、JRR-2において照射した試料のアンブルが破損したことにより漏洩した短半減期核種 $^{80m}\text{Br}$ 、 $^{80}\text{Br}$ および $^{38}\text{Cl}$ によるものと、 $^{226}\text{Ra}$ 線源から、これも短半減期のRnおよびその娘核種が漏洩したことによるものであった。例年、燃料切断時に排出される長半減期核種( $^{125}\text{Sb}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{144}\text{Ce-Pr}$ 、

$^{106}\text{Ru-Rh}$ ,  $^{90}\text{Sr-Y}$  etc.)の排出放射能は約  $8.0\text{mCi}$  であり、前年度の値と比較すると約2倍に増加している。このように増加の傾向にあったが、保安規程で定める放出濃度をこえるようなことはなかった。

なお、排出放射性ガスは検出されなかった。

ロ) 排出放射性廃液

ホットラボ建家から排出される放射性廃液は、一般排水されるものではなく、すべて廃液輸送管により廃棄物処理場の方へ送られる。これら放射性廃液の年間平均放射性濃度は、 $2.2 \times 10^{-2} \mu\text{Ce}/\text{cm}^3$  ( $\beta, \gamma$ ),  $9.8 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  ( $\alpha$ ) であり、年間廃液量は  $130\text{m}^3$ 、年間排出廃液中放射能は  $2.9\text{Ci}$  ( $\beta, \gamma$ ),  $1.2\text{mCi}$  ( $\alpha$ ) であった。これらの値を前年度の値と比較すると、年間廃液量はあまり変わらないが、排出放射能は約2倍に増加している。

ハ) 放射性固体廃棄物

放射性固体廃棄物の年度総数は  $5,586$  個であり、このうち中高レベル廃棄物の占める割合は年度総数の約8%、可燃性低レベル廃棄物の占める割合は年度総数の約10%であった。これらの値を前年度の値と比較すると、中高レベルの廃棄物の占める割合が5%から8%に若干増加している外は、ほぼ同様であった。

ニ) 放射線作業従事者の被曝

47年度におけるホットラボ建家内放射線作業従事者(施設第1課員 3名、放射線管理課員4名を含む)の外部被曝線量を Table 4.3.1 に示す。

平均被曝線量および最大被曝線量について前年度の値と比較すると、局部被曝の最大被曝量が約半分となった以外は、全身被曝、局部被曝ともにほぼ同様であった。ただし、外部業者に委託した放射性廃液用排水管の撤去更新作業とストレージおよびクリーンケープのオーバーホール作業などにおける総被曝線量数  $\text{man} \cdot \text{rem}$  が Table 4.3.1 の値に含まれていない。

内部被曝線量は、測定対象者全員  $20\text{mrem}$  以下であった。

Table 4.3.1 高線量率、高放射性汚染の作業場における主な除染作業

実施年月日	除染場所	除染目的	除染前状況		所要人員			全身被曝線量	
			max. dpm/100 cm <sup>2</sup>	max. mR/h*	H/L	ピル代	放管	max. mrem/man	man·mrem
47.4.13	冶金Aケープ	JRR-2 S.F. アダプタ切断	$10^8$	200	2	4	2	80	270
47.7.31	鉛セル	試験終了	"	6000	5	5	2	130	400
47.8.1~5	"	" "	"	900	25	21	10	170	1100
47.12.5 12.12~14	ダーティケープ	機器解体修理	"	1000	40	10	8	200	1000
48.1.23~31	クリーンケープ ストレージケープ	機器修理	$10^7$	300	30	55	14	180	1000

\*  $\gamma$  線量率



4.4 汚染除去

47年度にホットラボで行なわれた除染作業の内、外部委託を必要とした除染作業は36件あり、所要延人員はホットラボ管理室員約200名、業者(ビル代行)約220名、放射線管理課員90名であった。外部委託のうち、放射線量率と放射性汚染度がともに高い場所の除染作業について列挙し、Table 4.4.1に示す。実際には、外部委託のほかに小規模ではあるが、物品の搬出時および機器の点検補修時などに伴う除染作業が多数ある。

本年度の除染作業で特徴的であったことは、

① 過去の除染経験が生かされ、今まで以上に入念な遠隔除染が行なわれ、線量率および放射性汚染度の低減努力がなされたこと。

② 前年度指摘したグリーンハウスの設置により、放射性空気汚染および表面汚染の拡大を局所的にとどめることができたこと。

③ これまで外部委託作業は、除染作業場が高汚染( $10^6$  dpm/cm<sup>2</sup>以上)している場合に、職員がエアラインスーツを着用して一次除染を行なったのちの作業のことであったが、今回初めてストレッチおよびグリーンケープの除染作業のすべてを業者に委託したこと、などである。

なお、これら除染作業をつうじて頭髮、顔および手指等の身体汚染が数例あったが、直ちに除染し、特に問題なかった。

今後、改善、改良すべき点は次のとおりである。

① 個人用警報線量計(理研計器製)の警報音が小さすぎて、エアラインスーツを着用した場合または作業周辺の騒音が大きい場合には聞えないことがあり、着用位置の工夫または警報音をより大きく改良する必要がある。

② エアラインスーツ着用時の通話体制の整備が必要である。

③ より密着性のよい改良型防護用半面マスク(DM-25)を一部使用したが、鼻梁部接触面への圧迫痛がひどく、1時間以上の作業には耐えられないほどであるので改良する必要がある。

Table 4.4.1 放射線作業従事者の年間外部被曝線量

項目	被曝区分	全身被曝関係	局部被曝関係
放射線作業員数		54名(放管4名, 施設1課3名含)	
フィルムリング使用者数			29人
〃 使用延回数			96回
総被曝線量		8,870 man・rem	3,293.0 man・rem
内訳ホットラボ課員		7,000 "	
放射線管理課員		1,140 "	
施設第1課員		730 "	
平均被曝線量		164 mrem	1,132 mrem/人 342 mrem/回
最大被曝線量		680 mrem	3,440 mrem

## 5 JRR-3 温度測定用燃料体(TMF)の 損傷とその取り出し作業

---

Falling of Instrumentated Fuel Assembly and the Recovery

## 5.1 概 要

天然ウラン金属燃料体各部の温度と各炉心孔における中性子束測定のために、昭和40年度に温度測定用燃料体(TMF)を2体製作した。

昭和41年9月から昭和44年6月までそのうちの1体を用いて各種の測定を行ない、昭和44年6月17日炉外に取り出した。その後 $UO_2$ 燃料移行計画の特性試験のために、昭和46年8月から他の1体を用いて中性子束の測定を行なってきた。昭和47年8月他の炉心孔に測定位置を変更するためTMF燃料体の取り出しを行なっていたところ、TMF燃料体が炉内に落下し損傷した。このため炉内から取り出しが困難となった。その後種々の検討を行ない、取り出しに用いる治工具を製作し、それらを用いて昭和47年10月13日炉内から取り出すことができた。ここではこれら一連の作業についてまとめた。

## 5.2 経 過

### (1) 損傷の状況

昭和47年8月10日、第4サイクルの燃料交換計画にもとずいて、TMF燃料体を炉心孔No.24から炉心孔No.41に移動するため燃料交換用キャスク(SFキャスク)で取り出し作業を行なっていたところ、炉心管板から約2.2m吊り上げた位置でSFキャスクの荷重計が約200kg(通常荷重100kg, 過負荷設定値150kg)を示し停止した。このためTMF燃料体を炉心内にもどすよう操作ボタンを二、三回押し上下操作を行なったところ、TMF燃料体はSFキャスクからもとの炉心孔内に落下した。ただちにSFキャスクを点検した結果、燃料体吊上げケーブル〔4.5mm $\phi$ 芯線(19本の鋼鉄線6本撚線)を外側信号線6本で囲んだ外径18mm $\phi$ のキャプタイヤケーブル〕が切断していた。TMF燃料体落下前後でスタックガスおよび被照射空気系ガスモニタの指示値に変化がなかったことから、燃料被損には発展していないと判断した。

8月11日吊上げケーブルを同規格の新品と交換し再度取り出し作業を行なったが、10日とほぼ同様の位置で荷重計の指示が過負荷となるのでSFキャスクでの取り出し作業を一時とりやめた。かわりにSFキャスクの付属ホイストに荷重計をとりつけ引抜き試験を行なったが、約2.6m吊り上げたところで同様に荷重計の指示が100kgを超過したので、TMF燃料体の下部を観察する必要があると判断して作業を中止した。

8月12日ボロスコープを隣りの炉心孔No.41に据え付け、TMF燃料体を上下に移動させながらその状況を観察した。その結果Fig.5.1の模擬体に示すようにTMF燃料体の下端から約400mmの位置まで冷却管に密着しているべき測定管が浮き上り、さらに、測定管下端の測定箱が両側に押し上げられていることを確認した。TMF燃料体は下端部を除いて特に、顕著な異常は認められなかったが、測定管を冷却管に固定している最下端のバンドの1か所に擦傷が認められた。

これらの観察結果から、最初の取り出し時に測定管固定用バンド(最大径65mm $\phi$ )が何かのひょうしに下段遮蔽体案内管部に接触して動かなくなり、吊上げケーブルの損傷と合わせて操作中にケーブルが切断し、落下したものと考えられた。そして、TMF燃料体落下時の衝撃で燃料要素の連結ピンが切断し、燃料要素が落下して測定箱を押し上げ、冷却管下端部の最大

径(図面寸法 $67.5\text{ mm}\phi$ )がさらに大きくなり、下段遮蔽体の下部案内管(内径寸法 $69\text{ mm}\phi$ )にあたり取り出し困難となっているのであり、あたる場所は冷却管下端部から約 $190\text{ mm}$ の位置であることが判明した。

## (2) 工法および治工具の設計・製作

### イ) 工 法

ボロスコープによる観察の結果をもとに、TMF燃料体を取り出すための基本的な作業方法を次のとおり決めた。

- ① TMF燃料体の下端部を切粉受具で固定する。
- ② 測定箱を固定している溶接部を回転式カッタで切断する。切粉は切粉受具と切粉回収ポンプでできるだけ回収する。
- ③ 測定管を水圧式カッタで切断する。
- ④ 測定箱を水圧トングで回収バケツに入れ炉内から取り出す。
- ⑤ TMF燃料体をSFキャスクで炉内から取り出す。

これらの一連の作業はすべて作業手順書に従って行ない、ボロスコープによって監視し、確認をしながら進める。また、各治工具類は十分な炉外試験を実施して、その機能の確実性を向上させ、合わせてその取り扱い方法を習得する。

### ロ) 治工具の設計

今回の取り出し作業に用いた各治工具類の設計は、炉心内の重水中でしかも遠隔監視、操作と高放射線量下であるという、非常に制約された条件を考慮してあたらねばならなかった。したがって、一般機械設計においてはらう考慮のほか、次の点について特に注意した。

- ① 可能な限りフェイルセーフの原則をもって設計した。
- ② 部材の選択にあたっては、放射線の影響、温度、腐食等を考慮するとともに、重水の濃度低下、汚濁等を生じさせないようにした。
- ③ 可能な限りバックアップ処理、すなわち同一作業を異なった治工具でも実施できる設計とした。
- ④ 使用時、炉心内における部品の脱落等が生じないように考慮した。
- ⑤ 炉心孔( $69\text{ mm}\phi$ )および制御棒孔( $73\text{ mm}\phi$ )を利用するため、治工具の挿入、取り出しについての機構、構造等を十分に考慮した。

### ハ) 治工具の製作

今回の取り出し作業用に製作した治工具類を次に示す。

- ① 模擬炉心  
上、下段遮蔽体、炉心タンクおよび炉心管板等を模擬したもので、各種の炉外試験に用いる。
- ② 模擬TMF燃料体  
TMF燃料体を観察した結果から、下端変形部を模擬したもので、各種の炉外試験に用いる。
- ③ 作業架台  
炉上面に据付け、治工具類の炉心内吊込みに用いる。

- ④ 保管架台  
炉上面に据え付け、治工具類の保管と使用後の汚染拡大防止に用いる。
- ⑤ 治工具取付板  
炉頂の回転遮蔽体に据え付け、治工具類の固定に用いる。
- ⑥ 盲栓、吊り棒  
盲栓は、炉心プレナム室への異物落下防止に、炉心管板の燃料体受座部の蓋に用いる。また、吊り棒は盲栓の操作用に用いる。
- ⑦ 切粉受具  
Fig. 5.2 に示すように、作業時の TME 燃料体固定と、扇状カサで切削屑の回収に用いる。
- ⑧ 回転式カッタ  
Fig. 5.3 に示すようにチェーン駆動による円状回転刃で、測定箱両端の溶接部の切断に用いる。先端のセットをかえることによって縦切りも横切りも可能な機構としてある。
- ⑨ 水圧式カッタ  
Fig. 5.4 に示すように重水圧駆動による切断刃で、測定管の切断に用いる。また、Fig. 5.5 に示すように、刃先を交換することによって水圧式トングとして測定箱のはく離に用いることができる。
- ⑩ 水圧トング  
Fig. 5.6 に示すように、重水圧駆動によるトングで、測定箱およびその他落下物等の炉心内ハンドリングに用いる。
- ⑪ 切粉回収ポンプ  
渦巻ポンプとフィルタを組み合わせた循環回路で、切削屑の回収に用いる。
- ⑫ 回収バケツ  
測定箱およびその他の炉内からの回収に用いる。
- ⑬ 照明器具  
ボロスコープの補助照明に用いる。

### (3) 炉外試験

8月14日から各治工具類の設計、製作に入り、8月31日模擬炉心を炉室内に据え付けた。その他の治工具類は工場単体試験を実施したうえ9月5日にほぼ搬入された。

9月6日から模擬炉心を用いて第1回の炉外試験を実施し、各治工具の単体機能を確認し必要に応じて一部手直し等を行なった。9月12日から20日まで第2、3回の炉外試験を実施し、各治工具の組合せによる機能を確認するとともに、治工具の取り扱い技術を習得した。

これらの炉外試験の結果をもとに、各治工具の改良を進め、また、作業手順書を検討、作成し、さらに安全上の評価を行ない作業の信頼性、安全性の確保につとめた。

9月25日から第4回の炉外試験として水中における一連の作業工程を作業手順書に従って実施した。これによってTME燃料体の模擬取り出し作業は、すべて計画どおり順調に進み完了させることができたので、安全性の最終評価と作業手順書の最終決定、また、各治工具類の最

終整備と調整を行なった。

### 5.3 取り出し作業

10月2日からTMF燃料体の取り出し作業の準備として、炉心孔No.24の周辺の炉心孔No.23, 40, 41, 63, 64の各燃料体および制御棒(S-3)を取り出した。

10月6日から作業手順書に従って、各治工具類を挿入し、ボロスコープと工業用テレビ(ITV)の組合せによる炉内観察をもとに取り出し作業を開始した。10月7日Fig.5.7に示すように、回転式カッタを用いて測定箱を固定している両端の溶接部4カ所を切削し、10月8日Fig.5.8に示すように、水圧式カッタで測定管4カ所の切断を行なった。10月9日にはFig.5.9に示すように、水圧式カッタの刃先を交換した水圧トングにより、測定箱2個のはく離を行ない、それぞれ回収バケツを用いて炉外に取り出し廃棄物容器に収納することができた。なお、回転式カッタによって生じた切削屑は、切粉受具と切粉回収ポンプによりできるだけ回収した。なお、この取り出し作業時には写真がとれなかったため、ここでは炉外試験時のものを示してある。

これらの作業はすべて計画どおり順調に進み、10月13日にはTMF燃料体をSFキャスクにより炉内から取り出し、大破損容器に収納しSFプールに貯蔵することに成功した。

TMF燃料体を取り出したのち、ボロスコープにより炉内の状況を観察したが、炉心管板の燃料体受座および近傍の燃料体ならびに気送管(HP-2)スリーブの損傷は認められなかった。

### 5.4 SFキャスクの燃料体吊上げケーブルの破断原因

TMF燃料体の吊上げ作業中、吊上げケーブルに異常荷重が加わった原因を調べるため、TMF燃料体を炉内から取り出した後、炉心孔No.24を観察した。その結果下部案内管の下端部に接触傷が認められた。これはTMF燃料体の引き抜き中、測定管固定用バンドが下端部に接触したものと考えられる。また、吊上げケーブルの破断面を調査した結果、吊上げケーブルの中心にあるテンションメンバ(0.26mmφ×19本、6組硬鋼線)の素線先端が細くなっており、素線の一部は溶断していた。また、信号線(6線)にはキンク現象がみられ、破断部は扁平になっていてその内の1線は溶断していた。

これらの状況から吊上げケーブルの破断原因を推定すると、後述する炉心孔の変形等が作用して、TMF燃料体の引き抜き時に下部案内管の下端部に接触した際の衝撃荷重、または信号線の1線がキンク現象により絶縁破壊してテンションメンバと短絡し破断したか、あるいはこれらが重畳したものと考えられる。

### 5.5 今後の措置および対策

#### (1) 燃料体の製作について

TMF燃料体はその外径と炉心孔下部案内管内径の間隔が少なかったが、今後製作する計測用燃料体等については寸法的に十分余裕あるものとし、ひっかかり等が生じない構造とする。

#### (2) SFキャスクの改造および操作について

今回の吊上げケーブルの破断原因の調査結果を考慮して、現在の電氣的過負荷安全機構に加えて、さらに巻上げ装置部に機械的過負荷安全機構を設け、燃料体の取り扱い中に異常があった場合でも、吊上げケーブルを破断するまでの荷重が加わらないように改造する。SFキャスクの操作については、燃料交換前に必ず荷重計をセットしたホイストを用い引抜き試験を行なって異常のないことを確認してから行なうこととした。

(3) 炉心孔の下部案内管変形について

TMF燃料体の取り出し作業の実施にあたって治工具の据付けのため周辺の燃料体を取り出した際、通常のSFキャスクの操作では抜き取り困難なものがあったので、下部案内管部の状態を確認するため簡易ゲージによる内径寸法測定およびボロスコープによる内面観察を行なった。この結果、一部の炉心孔に局部的に変形のあることがわかった。この原因は下部案内管部のソケット(ステンレス鋼)とスカート(アルミニウム)のネジ接合部に腐食が発生したためと推定された。同様の変形が他の炉心孔についても発生している可能性があると考えられたため、全燃料体の引抜き試験および約半数の炉心孔については内径寸法測定を実施した。その結果全数引抜きには支障がなかったが、変形は他の一部の炉心孔にも発生していたので、今後は計画的に腐食の生長状況を調査し、その状況により補修等の必要な措置を検討していくことにした。

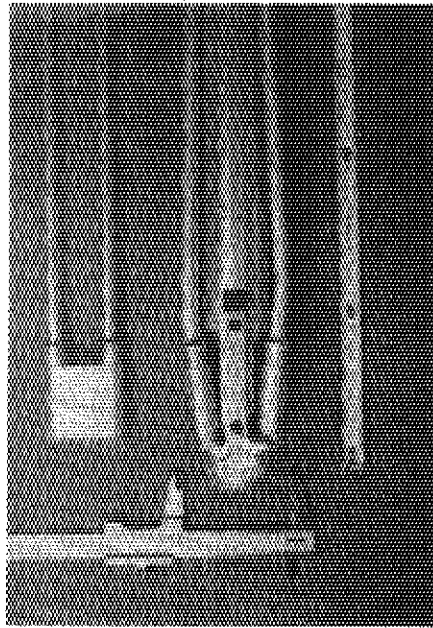


Fig.5.1 Lower part of defected fuel assembly  
with neutron flux measuring tubes(model)



Fig.5.2 Support jig



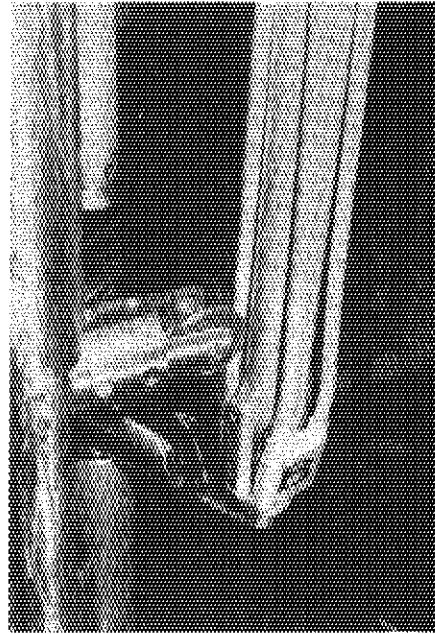


Fig. 5.3 Cutter I (wheel saw)

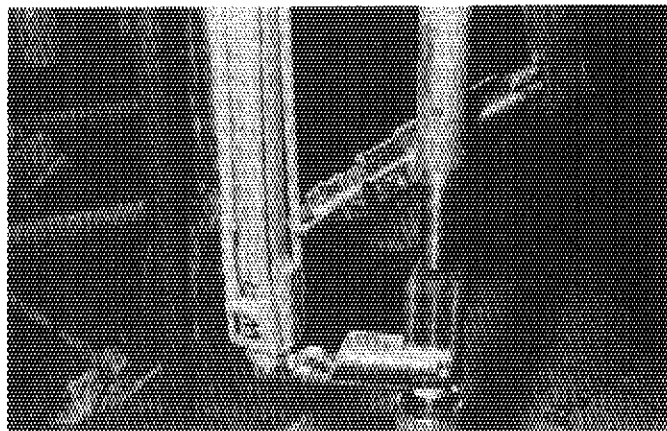


Fig. 5.4 Cutter II (hydraulic cutter)

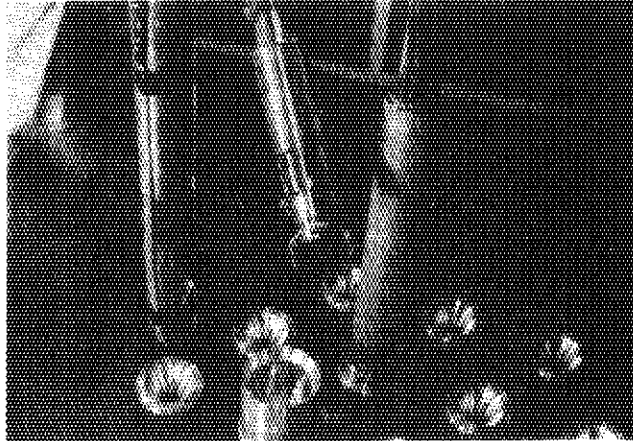


Fig. 5.5 Hydraulic tongs I

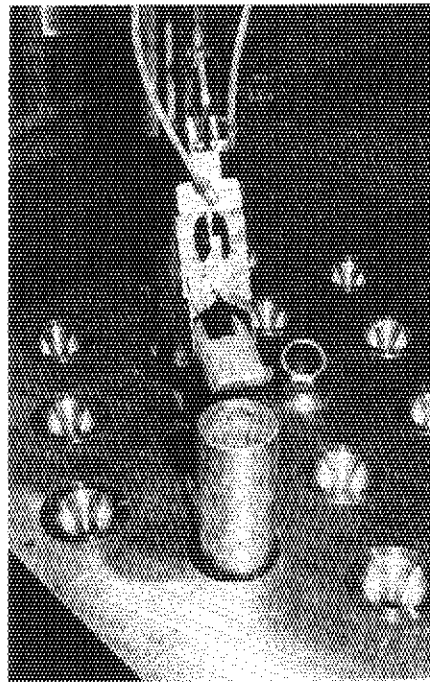


Fig. 5.6 Hydraulic tongs II

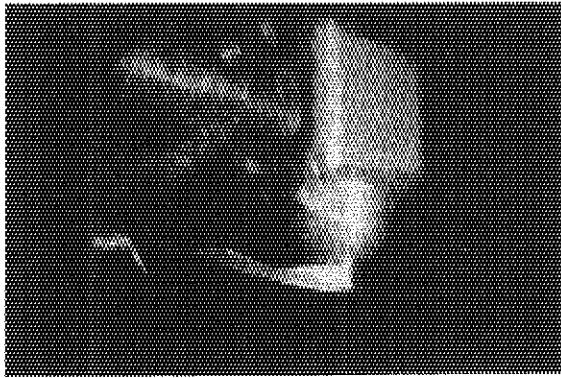


Fig. 5.7 Cutting view by wheel saw  
cutter(mock-up test)

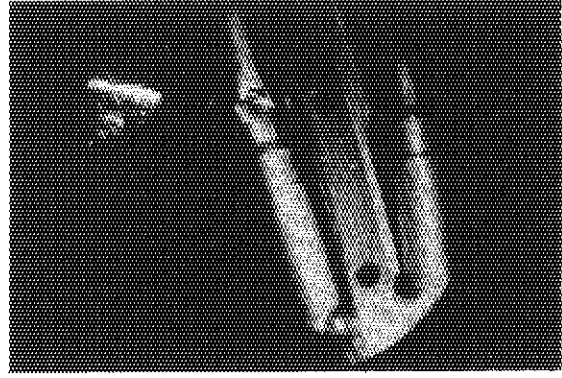


Fig. 5.8 Cutting view by hydraulic  
cutter(mock-up test)



Fig. 5.9 View of box handling  
with hydraulic tongs  
(mock-up test)

# 6 JAPCO東海発電炉モニタリング 5 カ年間の成果

---

Five-years Fuel Monitoring of JAPCO TOKAI Magnox Reactor

## (1) 経 過

東海発電炉は、昭和40年11月から Pressure Step Testを行ない、のち昭和41年6月から営業運転を開始し今日に至っているが、日本原子力発電株式会社では、我が国初めての商用発電炉の安全と経済性の向上に資するため原研に対して燃料、材料（鋼材および黒鉛）の照射挙動の調査について、協力を求めてきた。

原研は、この申し入れに対し、昭和36年から西堀理事（当時）、中尾原子力工学部長（当時）、村上ホットラボ管理室長（当時）を中心に検討を行ない、当時計画されていた東海研ホットラボの増設部分において燃料、材料の照射後試験を実施することとした。

この計画に従って、ホットラボは、昭和40年9月実用炉燃料モニタリング専用ケーブ増設を完了したが、モニタリングにおける照射後データの解析評価は広く所内の専門家の力を結集すべきであるとの考えから、“東海発電炉モニタリングプロジェクト”が発足した。

以来8年間、燃料、材料のモニタリングは、予備調査、機器の整備、照射前および照射後試験、データの解析の各々について、所内各所の協力によって進められそれぞれの部門で東海発電炉の安全と経済的な運転に大きく寄与してきた。しかし、この8年間のモニタリングを通じて、直接この作業に従事する職員の経験と知識が集積されてきており、評価担当研究室とホットラボの協力による受託業務として遂行するに十分であると判断され、昭和48年3月31日プロジェクトは廃止された。

この間、第1期燃料モニタリングでは、昭和40年11月の Pressure Step Test 時の燃料要素2チャンネル4本、(65-001, 002-TM)以降、昭和46年度分終了(71-044-TM)まで44チャンネル、254本について非破壊検査を行ない、うち55本について破壊検査を行なった。この中には破損および破損の疑いあるもの11チャンネル、45本が含まれ、6本について破壊検査を行なっている。

以下プロジェクトとして運営された期間に実施された燃料モニタリングの結果について報告する。

## (2) 試験項目および供試燃料

燃料モニタリングは、非破壊検査と破壊検査に大別され、さらに通常モニタリングと破損燃料検査に区分される。

通常モニタリングでは非破壊検査項目は、①燃料要素外観検査、②X線ラジオグラフ、③カートリッジ外観検査、④リーク検査の4項目からなり、この項目実施のためにドライボトルを切断して燃料要素を取出すデボトル作業、グラファイトスリーブを取除くデスリーブ作業、リーク検査のためスプリッタ、エンドキャップを取除くデスプリッタおよびエンドキャップリムーバル作業などが行なわれる。（ここで非破壊検査と呼ぶものは、検査のためにウランミートが露出された状態にならない検査の意味であり、燃料として再使用できる完全な形のままの検査という意味ではない）。

破壊検査は、燃料の切断を伴うもので項目としては⑤ウランミート表面観察、⑥マグノックスキャン内面観察、⑦4インチウラン試料によるARG\*間距離測定、⑧4インチウランによる内径お

\* Anti-Ratcheting Groove の略、被覆とウランロッドのずれを防ぐため設けられた溝

よび肉厚測定，⑨ウラン密度測定（4インチウランおよび1/8インチウラン），⑩ウラン金相観察，⑪マグノックス金相観察，⑫ウラン硬度測定が含まれる。

これに伴って、マグノックスキャンの剥離をするデキャンニング作業、ウラン、マグノックス試料採取のための切断作業などが行なわれる。

この通常モニタリングは、燃料の各燃焼度レベルにおける照射挙動の解明と健全性の確認に主眼がおかれるものであり、このなかには製作時に各部寸法を詳細に測定したメジャードロッドと呼ばれるウラン棒を被覆した燃料と、図面寸法公差で製作された燃料とがあり、後者は平均値に対しての変化を評価する。

破損燃料検査は、通常モニタリングとは試験の目的を異にし、破損箇所の確認とその原因の調査を行なうため試験内容も異なってくる。非破壊検査は、通常モニタリングと同様に行なりが目的は破損位置および程度を確認することであり、X線ラジオグラフでも各部寸法の測定などは行なわない場合が多い。破壊検査は非破壊検査によって確認された破損の状況により必要と認められた場合にのみ行ない、破損部近傍で燃料を切断し、キャンの破損部位の金相観察、ウランの同位置での金相観察を主として行ない、破損原因を究明する。したがって、通常モニタリングの場合のような密度、硬度、寸法などの測定は行なわない。

モニタリングを行なった燃料254本は、Pressure Step Test時の約3 MWD/Tというほとんど未照射に近いものから、71-039-TMのチャンネル平均約4,000 MWD/T、要素最高約6,000 MWD/Tに至る各段階の燃焼度のものがあり、ウラン温度は300°C以下のものから、550°Cに達するまでの各温度範囲が含まれている。また、マグノックス被覆材は炉内温度の低い位置（チャンネル内位置No.1～3）にはLTA材、高い位置（同No.4～8）ではHTA材と呼ばれるものを使用している。これはいずれもマグノックスAL30材であるが、LTA材は熱処理温度が低く（390°C）比較的細粒のもので低温での展性の大きい材質であり、350°C以下で使用される。HTA材は高温（520°C）で安定化処理された比較的粗粒のもので350°C以上の条件で用いられる。

### (3) 試験結果および解析

昭和46年度分までの第1期燃料モニタリング中に得られたデータの一部を紹介する。本項に記載したものはすべて照射前値に対する変化の割合を、その部位における燃焼度に対して表示したものである。この場合燃料のウランミート温度の影響を考慮してチャンネル内位置No.1, 7, 8を低温領域、同No.2, 5, 6を中温領域、同No.3, 4を高温領域として分離して表示した。この場合前述の nominal value として全長713.74mm、外径40.79mm $\phi$ 、密度は18.78% $\text{cm}^3$ をとっている。

この整理方式は温度の寄与をある程度表現しているがまだ不十分な点も多い。例えばチャンネルが異なった場合位置が同一でも温度が必ずしも一致するとはいえない。また、依頼者が報告してくる温度は、燃料取出直前の条件での温度であるが燃料の炉内滞留時間は4～6年であり、その間同一温度にあることは考えられない。さらに、今回プロットしたデータは5か年間の測定値であり、特に、46年度分は5年以上の滞留期間のものであるが、この間に東海炉は運転時冷却材出口温度を約30°C低下させている。（初期390°C～400°C、44年末以降360°C～

370℃) これは冷却材による構造材の酸化を防止するための処置であるが、燃料温度も当然低下することになったと考えられ、チャンネルごと挿入から取出しまで2段階の温度レベルを経験し、その各レベルに存在した期間が異なるという結果になっている。

これらは、すべて整理されるべきではあるが、現在のところ技術的に困難でありやむを得ず上述の方式によったものである。

データのうち破壊検査によったものは、実施された燃料の本数および測定位置の不揃いなどで測定点数の著しく少ないものがあり、さらに、データのバラツキが比較的大きいことなどもあって十分な評価に耐えるものではないが、一応の傾向はつかみ得ると考えられる。

#### イ) 全長変化

全長の変化について Fig. 6.1 に示す。この結果から見るといずれの温度領域においても燃焼度の増加による変化率も増大する傾向にある。この傾向からまったくはずれるのは低温領域の  $\#1$  位置のデータであり、得られた測定値の範囲では照射初期には変化が少いかまたは若干の伸長を示し、約 2,000 MWD/T あたりから急激に収縮するよう見られる。このように他の位置と異なる挙動を示す理由は、この位置が冷却材の流入する炉底に最も近くウラン温度が 400℃ をかなり下廻っているためと考えられる。

全体的にみると高温であり、かつ中性子束密度の高い位置ではかなり著しい伸長が認められるようである。

#### ロ) 外径変化

X線ラジオグラフからの外径測定箇所は上、下端部をはじめ7か所あるが、そのうち2例のみを示す。

Fig. 6.2 はウランミート上端の外径変化を示したもので、上端(下端も同じ)はエンドプラグを挿入した中央部である。この部分では中温、高温領域で燃焼度の増加に比例して著しく増大の傾向にあり、特に、4,000 MWD/T をこえて急激に増大し、 $\#2, 3$  の外径変化は 6,000 MWD/T で7%に達する。この部分についてのみ考えれば体積に換算して約2.0%のスウェリングに相当する。低温領域ではこれに反してほとんど燃焼度の増加による増大傾向は認められない。

下端部のデータも傾向的には上端とほぼ一致しているが、中温領域では変化率が低くなっている。

中温領域の  $\#2$  位置より低温領域の  $\#7$  の変化が明瞭であった点が上端と異なっている。

Fig. 6.3 に中央部における外径変化率を示す。これは ARG 24~25 間における測定値であるが、高温領域と中温領域の  $\#5, 6$  および低温領域の  $\#7, 8$  では燃焼度に比例して増大する傾向は同じである。しかし、これに反して低温、中温領域の  $\#1$  および  $\#2$  位置では外径が燃焼度の増加に対し収縮する現象を示している。これは他の部位の測定結果をあわせて考えると、 $\#1$  燃料では両端部を除き約 2,000 MWD/T から急激な外径収縮が認められ、 $\#2$  燃料では中央部から下の部分のみが同じ傾向を示すことが確かめられている。この変化は炉底に近い部分にのみ起ると考えられるが原因については明確でない。

総体的には、外径は燃焼度に比例して変化するがその変化は膨張と収縮の相反する現象を示し、低温側では収縮、高温側では膨張を示すと考えられる。

## ハ) 破壊検査による測定結果

上述2項目は非破壊検査による測定結果であるが、破壊検査においても内径、肉厚、密度、硬度、金相観察などの測定による結果が得られている。これらは、破壊検査を行なった絶対数が少く、特に、低温領域ではその数が少いため十分な検討は行ない得なかったが、その変化の傾向をうかがうことはできた。

ウランロッドの内径の変化は得られた測定値がすべて減少を示していた。この変化は中、高温領域とも燃焼度の増加とともにほぼ直線的に変化しており、その変化は中温領域がより大きい。また、外径の収縮と強い相関を示し、 $\#2$ 燃料では外径収縮の著しい中央部から下部で同じように顕著な内径減少を示している。特に、下端に近いARG 4-1~4-2間では燃焼度約4,500 MWD/Tで25%を超える内径減少が見られた。低温領域ではデータ数が不足しているが、外径変化との関係から推定して燃焼度と直線的な比例関係にあり、かつ、その程度は中温領域よりさらに著しいと考えられる。これは上部ARG 5~6間の測定値燃焼度約4,500 MWD/Tにおいて-39.8%の内径減少を測定していることから推察し得る。

ウランロッド肉厚の変化は内、外径変化によって起るもので当然上述と類似した傾向を示している。

肉厚の変化はすべて増加の値を示しており、外径変化の傾向と一致したように見うけられ、特に、高温領域では4,000 MWD/T以上で急激な増加を示している。中温領域では $\#5$ 、 $\#6$ に高燃焼度データはなく明確な傾向はつかめないが、 $\#2$ では高温領域に比較して変化が著しく大きい。低温領域では $\#1$ 燃料の高燃焼度データの変化が著しく大きく、その変化はおそらく $\#2$ 燃料よりさらに激しいと推定される。

密度変化は金属ウランのスウェリングを知る指標の一つであり、内外径、肉厚の変化がスウェリングに起因するものであるので、変化の傾向は一致することが考えられる。事実、この変化は前述の諸変化と良く対応しておりなら矛盾するところはない。

密度変化の傾向は燃焼度の増大とともに密度の減少を示し、特に、4,000 MWD/T以上で急激な減少が認められ、減少の割合も高温領域より中温領域、特に、 $\#2$ 燃料で著しい。ただ、低温領域 $\#1$ 燃料の高燃焼度データが急激な減少を示しておらず、予測と逆の結果になった点が注目される。

以上の諸変化は燃焼度の増加によって顕著になる点で、燃料の照射挙動を評価する観点からは慎重に検討することを要するが、この挙動はウランロッドが中空であるために、スウェリングが内径の減少、肉厚の増加という中空部分での吸収により著しい外径の変化(特に増加)を防いでおり、マグノックス被覆に過大な応力のかかることが避けられるので必ずしも負の効果であるとはいえない。

現在までの最高燃焼度(要素最高約6,000 MWD/T)の燃料において、ウラン金相観察の結果、ウランの結晶粒界に微細な亀裂の存在が認められ、その発達したと思われる大きな亀裂に起因して解体時にロッドが破損したと、マグノックス金相観察の結果顕著な結晶粒生長が認められたことなどから、この種燃料にとってチャンネル平均4,000 MWD/T、要素最高6,000 MWD/Tの燃焼度は上限に近いものと判断されることは事実である。

しかし、総体的には、マグノックスA $\ell$  80材被覆はミートによく追随し、この燃焼度でも



燃料の破損は起しておらず、供試試料の範囲では燃料の健全性は保たれていた。

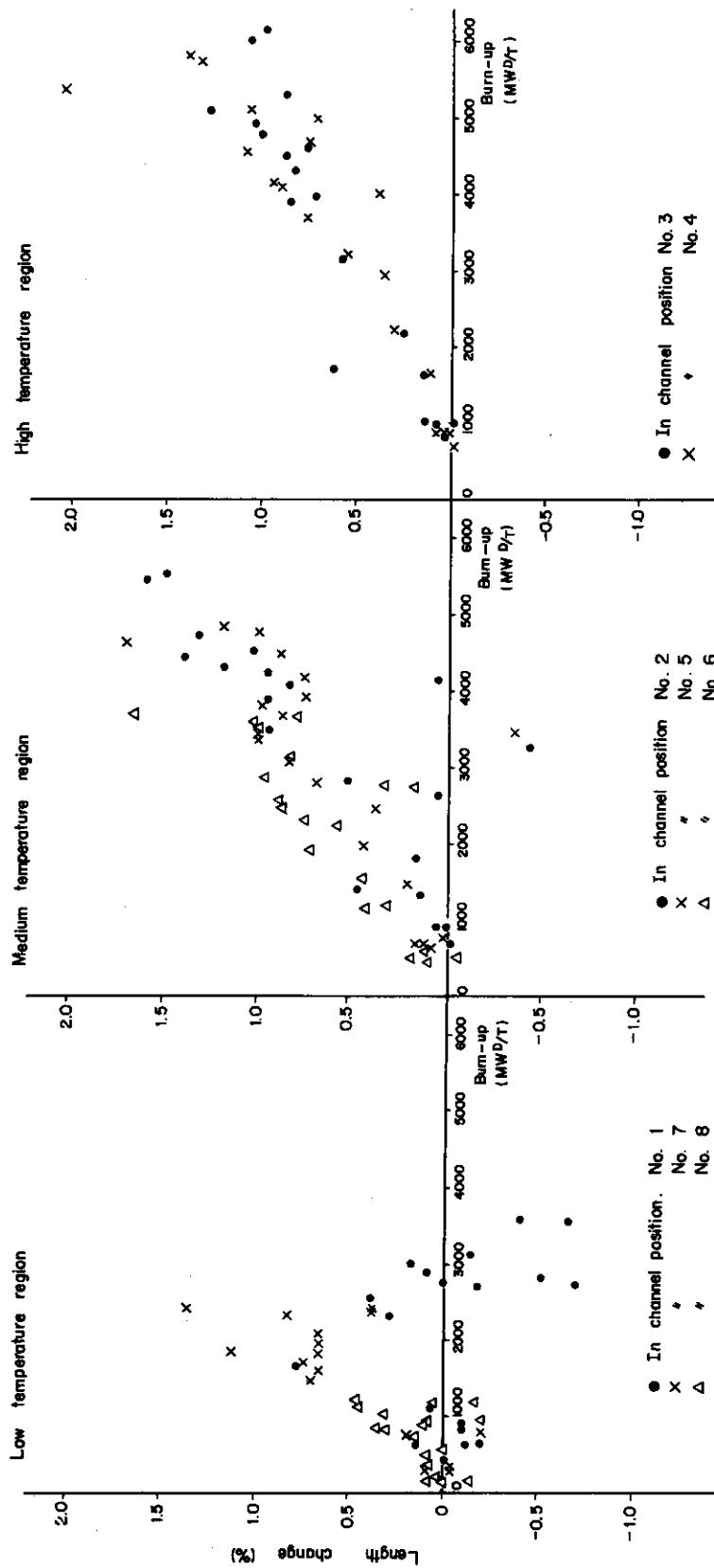


Fig.6.1 Length change of uranium tube as a function of burn up

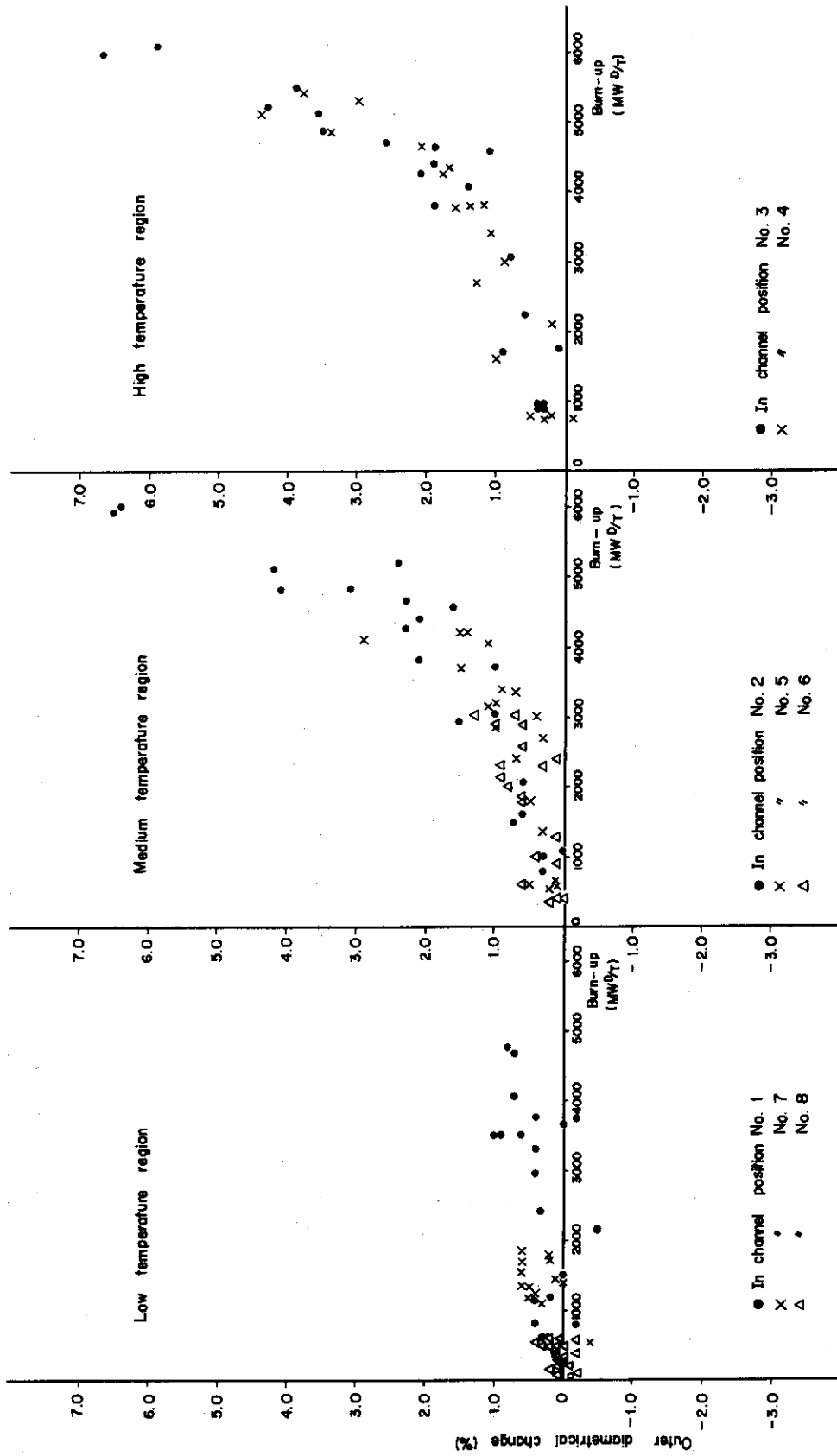


Fig.6.2 Outer diametrical change of uranium tube as a function of burn up (between ARG 1~2)

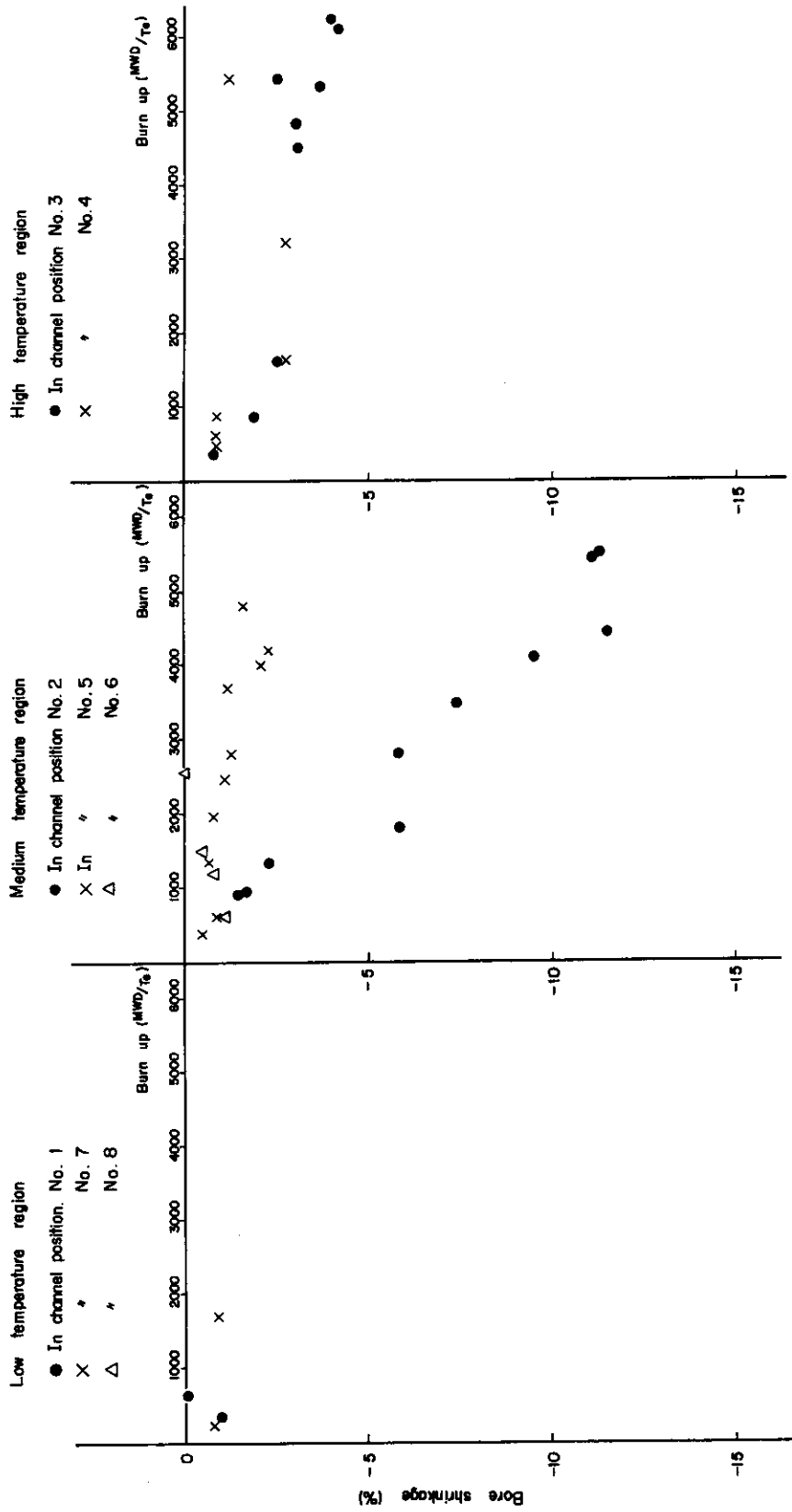


Fig. 6.3 Bore shrinkage of uranium tube as a function of burn up (between ARG 24~25)

## 7 主な技術的事項

---

Reactor Techniques

## 7.1 原子炉施設

### 7.1.1 JRR-2 改修工事計画

#### (1) まえがき

JRR-2 においては、重水タンクの支持リング部から重水の熱遮蔽軽水への漏洩、昭和47年1月の下段プラグ燃料孔スリーブの腐食発見などの問題が起った。

これらに関する改修については、東海研究所に、昭和47年4月4日付けで「JRR-2 原子炉改修検討委員会」が設けられ、補修する場所、工法とも相互に関連しているので一括して解決する案について検討された。

この委員会の検討結果に基づき、JRR-2 原子炉は、49年度に、原子炉上部遮蔽体の改造および重水タンクからの立上りシール溶接構造による漏洩防止工事を予定している。また、この工事と関連して、制御棒装置および燃料交換キャスクの新造も計画している。

#### (2) 改修工事計画

この改修工事は、昭和49年1月から原子炉を停止し、約3カ月間冷却したのち、遮蔽体などの撤去、据付けおよび調整を行なう。工事完了は昭和49年9月末を目標としている。改修工事スケジュールは他の工事も含めて Table 7.1.1 のとおりである。

昭和47年度は、改修検討委員会での諸案の比較検討に引続き、下記の項目の設計およびモックアップ試験を開始した。

- ① 遮蔽体の設計および立上りシールのモックアップ溶接
- ② 遮蔽体への重コンクリート（密度  $5 \text{ g/cm}^3$  以上）の充填試験
- ③ 制御棒装置の試作（一式）および炉外試験
- ④ 制御棒装置の電磁石の試作および諸特性試験
- ⑤ 防食塗料の耐放射線性、耐アルカリ性試験
- ⑥ 燃料交換キャスクの設計、昇降装置部分の試作および炉外試験
- ⑦ 鉛流し込み時の遮蔽体構造材温度測定

これらの諸試験は昭和48年8月頃までに終了する予定である。この結果は、本番の製作、据付けに十分活用できるものである。今回の改修工事は、放射線下での作業が多く、また、高放射線下での長期の使用に耐えることが要求されるので、できるかぎり諸試験を実施する方針で進められている。

#### (3) 炉心上部遮蔽体および立上りシール溶接

##### イ) これまでの経過

JRR-2 原子炉は、建設以来（初期臨界：昭和35年10月）13年間の運転経験を有する。この間に重水タンク支持リングのフランジ部からの重水漏洩のため、重水漏洩防止補修として、昭和40年には外周部レジン充填工事、昭和43年には外周部のシールプレート溶接工事および内周部のボルト増締めを行なっている。また、遮蔽体内の燃料孔スリーブの腐食に対する補修は、昭和43年には腐食によって糸巻き型に変形したスリーブの交換工事、昭和47年には交換したスリーブに腐食孔が発生し、レジン充填による仮補修処置を行なった。

現状では、熱遮蔽軽水への重水漏洩量はサイクルあたり約20～30 kg である。このた

Table 7.1.1 Construction schedule

区分	年 月																				
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月
(1) JRRI-2 改修工事 上部遮蔽体 立上リシールド 制御棒 垂直孔 <sup>41</sup> Ar対策 燃料交換キャスク	設計・モックアップ																				
	設計・モックアップ																				
	設計・モックアップ																				
	設計 試験																				
	設計・駆動装置試作																				
(2) インパイル・ループの撤去																					
(3) 円筒燃料の <sup>235</sup> U増量																					
(4) 特定施設速力稀薄化工事																					
(5) CIG, UICの交換																					
(6) SIL照射試料部交換																					
(7) 冷却ポンプの交換																					
(8) 一次系大型バルブ交換																					
運転シミュレーション																					

(HWL-1) (TLG-1-50)

器材準備 撤去作業 器材準備 撤去作業

設計・試作 製作

設計・製作 製作

購入

交換工事

交換工事

交換工事

交換工事

燃料取出 制御棒取出

共同利用運転第1～第6サイクル 自主検査

共同利用運転第7～第10サイクル

炉心冷却

炉室内整理, 炉内掘付, 使用前検査

遮蔽体撤去 廃棄

性能試験

特性試験

自主検査

定期検査

共同利用 運転

め重水消費の面だけでなく、重水中のトリチウム濃度が $930\mu\text{Ci}/\text{cc}$ （47年度第12サイクル終了時の3月10日まで）と高く、熱遮蔽軽水約9トンの希釈排水交換処置の面でも困難が多い。また、現在の下段遮蔽体は気密構造になっていないので、重水蒸気浸入による燃料孔スリーブに腐食孔の発生が心配される。

#### ロ) 設計

新造遮蔽体は、立上りシール新設のために下段遮蔽体部が環状遮蔽体と下段中央遮蔽体に2分割される。上段遮蔽体は、従来の回転プラグ部分を含めた一体構造であり、燃料孔、制御棒孔および実験孔は下段中央遮蔽体と同数の丸孔が“蜂の巣”状に設けられている。また、上段遮蔽体の上の回転盤は、燃料孔などのスリットからの漏洩線量の防止、燃料交換用および制御棒水平軸のスペース確保などのために設けたものである。（Fig. 7.1.1参照）

なお、この改修工事の設計上の基本的考え方は次のとおりである。

遮蔽体については、

① 炉心上部にある円柱状の遮蔽体は、従来と同様、構造材に耐食アルミニウム合金（A6061, A5052）を使用し、重コンクリートを充填する。

また、防食などの対策としては次の諸点を考慮した。

- ② 燃料孔は角型孔 $80\text{mm}\square$  から丸型孔 $111\text{mm}\phi$ に変更する。
- ③ 遮蔽体製作にあたっては、気密構造とし、腐食原因となった重水蒸気の浸入を防止する。
- ④ アルミニウム・スリーブには耐放射線の防食塗料を使用する。
- ⑤ 遮蔽体製作にあたっては、諸試験を実施する。（重コンクリートの充填、耐放射性塗料の確認）

立上りシール工事については、

① 重水漏洩防止は、重水タンクのフランジ部に円筒状の立上りシール溶接で行なり。この部分での線量率は約 $5\text{R}/\text{h}$ と高いので自動溶接で行ない、作業者の被曝量をできるだけ低くなるように工事計画を立案する。

② 工事の信頼性を確立するため、炉外で1:1モックアップによる実証試験を行なり。

(4) 制御棒装置

JRR-2改修工事において、熱遮蔽軽水系への重水漏洩を防止するため、立上りシール溶接構造を採用するので、制御棒の駆動装置の位置は炉壁から炉頂に変更される。このため制御棒装置を新造する。

新制御棒装置は、制御棒、水平軸および駆動装置の三つの部分で構成されている。炉心には6本の制御棒が入っており、それぞれ単独に駆動する。

制御棒はボール・ねじ機構により電磁石を上下させ、これに吸収体が吸着する。原子炉本体に据付けるときは、回転盤の制御棒孔から挿入し、新たに設置した回転盤の下に水平軸をとおし、駆動装置と連結する。

吸収体の材質、形状、炉心内での位置、駆動速度および全スクラム時間などは、旧制御棒と同じである。したがって、反応度制御効果は変更されない。

なお、制御棒装置の新造にあたっては、これまでの経験をもとに、電磁石、カールコードな



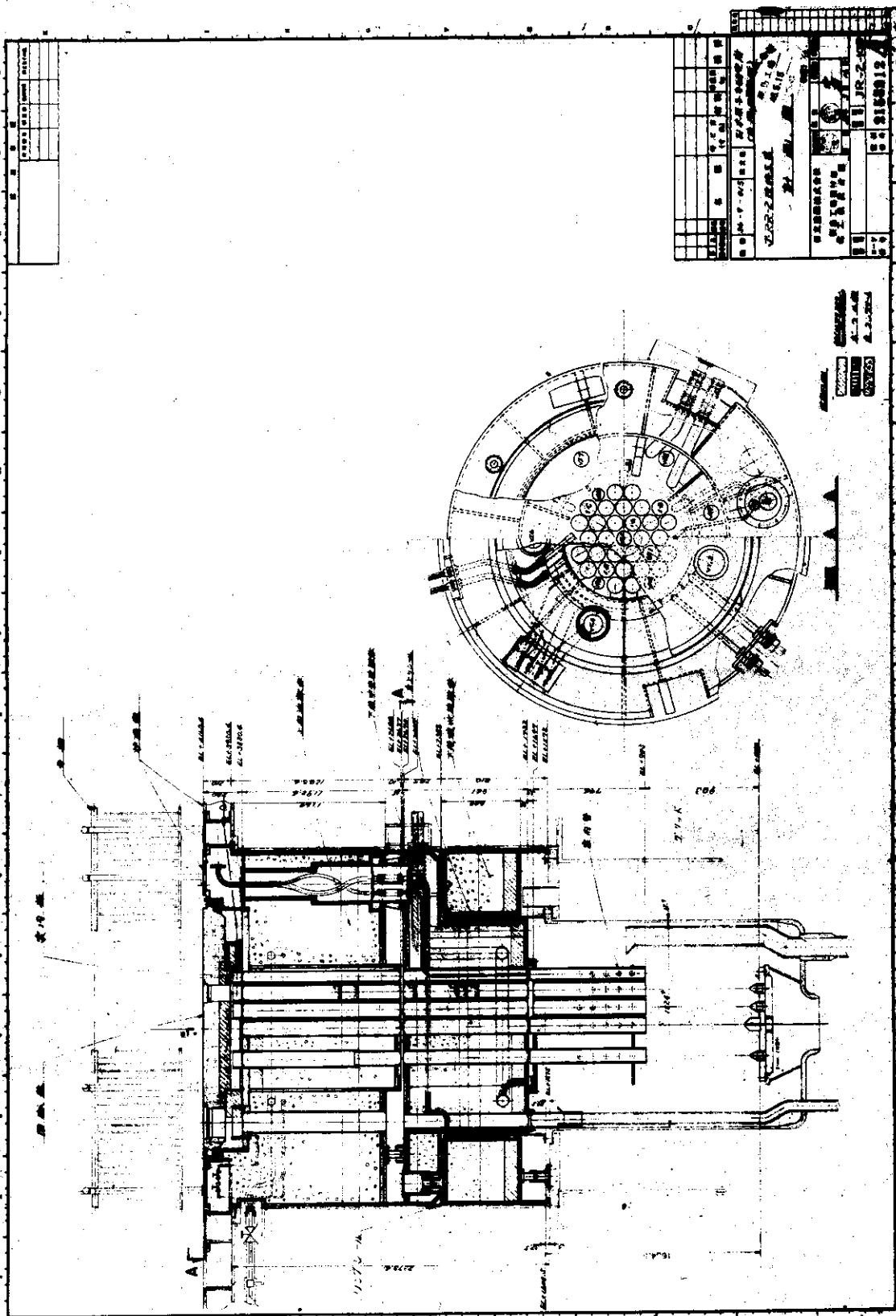


Fig.7.1.1 Plan of maintenance in JRR-2

どの部品の改良につとめ、試作制御棒装置による炉外総合試験として、連続運転約 1,000 回を行ない分解検査する。

次に、新・旧制御棒装置の比較を Table 7.1.2 に示す。

#### (5) 燃料交換キャスク

炉心上部遮蔽体の新造に伴い、燃料孔がこれまでの角形から丸形（加工性と機械強度の面で優れている）のものに変更されるので、燃料交換キャスクを新造することになった。

新造するキャスクの操作はチェーン・チェーンホイール方式で電動および手動併用方式である。また、グripperの爪の開閉は、2本のチェーンを上下にスライドシカムによって行なう。安全装置としては、トルク・リミッタ、位置検出器、オフロード検出器、オーバーロード検出器があり、操作手順と連動する。

キャスク本体の鉛遮蔽厚さは胴体部で約 35 cm、上部の駆動装置側と下端の回転ドアが約 30 cm である。通常の燃料交換時の表面線量率は燃料要素 1 本あたり線源強度  $1.2 \times 10^5$  Ci（冷却 4 2 時間）で約 5 mR/h 以下である。新造キャスクの重量は鉛遮蔽厚さは当価であるが、楕円形から円形になるため旧キャスクの約 19 トンから約 13 トンに軽減される。

燃料交換に関するキャスクなどの新・旧の比較は Table 7.1.3 に示すが、新造キャスクの操作方式にチェーン・チェーンホイール方式を採用した主な理由は次の点にある。

旧キャスクは、ラック・ピニオン式であり、燃料取出しは 3 本のラックを順次連結、取外しを行なうようになっていた。この操作はクレーン揚程に制限があるため、5 ton の補助クレーンでラックを吊り上げ手動で行なう。また、使用済プールでのラックの連結はクレーンの横行制限のため 30 ton クレーンを使用せざるを得ない。

このようなクレーンの使用は、キャスク上部の作業台で行なうため不安定な作業姿勢である。また、キャスク移動の際、ラックの上下操作の関係で、そのつど吊りワイヤー（約 100 kg）のかけ直しが必要である。

このように、作業はクレーン操作者とキャスク操作者との密接な連携動作が必要であるうえ、キャスク操作者はキャスク上部において不安定な作業姿勢でワイヤやラック操作を行なうこととなり、労力、作業安全の面から改善の必要がある。

#### (6) 改修工事に伴う変更点について

改修案の設計にあたって、現在までの運転経験に基づいて考慮したことは次の諸点である。

① 重水表面のヘリウムカバーガスは、燃料孔、制御棒孔および実験孔にスカートを取付け、2 領域に分割して燃料交換時の空気開放重水表面を従来の約  $1/20$  に減らし、重水、ヘリウムの排気系への放出量を減少し、また、重水濃度の低下を防ぐ。燃料交換作業などのあに行なうヘリウムパージは上段ヘリウム領域だけ行なう方式となる。

② 燃料孔などを開放したときのトリチウム被曝防止は、回転盤の下にある案内管によるエアーカーテン方式で行なう。

③ 垂直実験孔は、VT-3, 5 を撤去する代わりに、VT-10, 11, 12 を新設する。これは熱中性子束約  $0.5 \sim 1 \times 10^{14}$  nv, 48 mm $\phi$  (I.D.), 一次重水冷却による照射孔とする。

④ 燃料孔は角形孔 80 mm $\square$  から丸形孔 111 mm $\phi$  に変更されたので、現在の円筒燃料要素（外径 76.2 mm $\phi$ , U-235 量 120 g/本）を角型と同じ U-235 量である 195 g/本の

Table 7.1.2 Comparison of Control Rod Equipment  
(old & new)

項 目	旧 制 御 棒	新 制 御 棒
制御材 中性子吸収材 中性子吸収材, 寸法 中性子吸収材 被覆	カドミウム JIS 1級(99.99%) 内径70, 外径73, 長さ6.10 SUS304, 厚さ1.5mm	変更しない。  (単位mm)
制御材の駆動 駆動範囲 駆動速度	711mm	変更しない。
スクラム特性 スクラム方式 スクラム遅れ時間 全スクラム時間	電磁石の励磁を切ると自由落下する方式である。 50msec以内 600msec以内	変更しない。
電磁石とアマチュアの接触の検出方法 (ON MG検出器)	機械的にリミットスイッチを駆動する方式である。	無端鉄に入ソレノイドを利用し、磁束の変化を検出する方式である。
ロッドジャムの検出方法	ON MG検出器を利用する。	ボールねじを利用しリミットスイッチを駆動する方法である。
トルク過大防止	機械的にスリップする方式でスリップしたという情報は得られない。	電氣的にトルク過大を検出し電氣的にモータを停止する。トルク過大の情報は得られる。
制御棒外筒 材 料 断面寸法	アルミニウム A6061-T6 内径106, 外径114, 断面積 13.8 cm <sup>2</sup>	変更しない。 内径90, 外径100, 断面積 14.9 cm <sup>2</sup>
電磁石 構 造 磁性材	気密構造である。 4%Mo, 79%Ni, 鉄合金	気密構造である。 50%Ni, 鉄合金
制御材駆動方式	ラックピニオンを使用する。	ボールねじを使用する。
制御棒位置検出方式	多回転式抵抗器の抵抗値の変化から検出する。	変更しない。

Table 7.1.3 Comparison of refueling (old &amp; new)

項 目	旧燃料交換方式	新燃料交換方式
交換操作	上部プラグ クレーンで操作 下部プラグ 手で操作 スベーサ スベーサ取扱キャスク 使用済燃料 燃料取扱キャスク 新燃料 手で挿入	上部プラグ クレーンで操作 スベーサ スベーサ取扱キャスク 使用済燃料 燃料取扱キャスク 新燃料 スベーサ取扱キャスク
キャスクの数	2 基	2 基
キャスク移動方式	2基のキャスクをクレーンで移動し交換する。 吊部はワイヤのため各々の作業で継ぎ変えを行なう。	◎燃料取扱キャスクのみクレーンで移動する。 吊部は固定式にする。 ◎スベーサ取扱キャスクは原子炉上面のレール上を手動の移動する。
項 目	旧燃料交換キャスク	新燃料交換キャスク
操作方式	①ラックを3本継ぐ方式である。 ②クレーンでラックを確保し、手動で操作する。	①チェン・チェンホイール方式 ②電動および手動の並用ができる。
爪開閉方式	ロッドを上下操作し、カムを上下させて爪を開閉する。	チェンをスライドし、カムを上下して爪を開閉する。
冷却装置	①強制空冷方式 ②フロアはキャスクに取付けてある。	①強制空冷方式 ②フロアは炉室内に固定する。
安全装置	①トルクリミッタとしてシャープピンが使用されている。	①機械的にすべるトルクリミッタが使用される。 ②位置を測定し、上限、下限を検出する。 ③荷重を測定し、オフロード、オーバロードを検出する。
吊具	固定されていない。ワイヤ	キャスク本体に固定する。鋼材
本体重量	約19トン	約13トン
項 目	旧スベーサ取扱キャスク	新スベーサ取扱キャスク
操作方式	ワイヤ方式	チェン・チェンホイール方式 2基
本体重量	約5 ton	約1.3 ton
安全装置	なし	燃料交換キャスクと同じ

ものに改良することを計画している。

改良型円筒燃料は、同心5重燃料層で、有効部の外径103mmφ U-235量195g/本である。照射に利用する場合、中心部に34mmφ~40mmφの照射カプセルを計装付て挿

入することができる。

⑤ 垂直孔での照射は回転盤の下の空間を利用して長期の計装が可能である。

⑥ 垂直孔の  $^{41}\text{Ar}$  の排気放出を防ぐため、垂直孔には給気および排気管があって、上段遮蔽体の上部に弁箱を設けた。また、水平実験孔についても、現在別に検討中である。

⑦ 燃料交換キャスクのプロアは騒音対策として、キャスクに取付けるのをやめ、炉室内に固定する。

⑧ 制御棒装置の駆動装置は炉頂のダクト上面に設置されるので、保守、交換作業が容易となる。また、水平実験孔のシールドの補強などの点でスペース上の制限がなくなった。

参考文献：JRR-2 原子炉改修検討委員会編，JRR-2 改修案の検討 昭和47年7月

### 7.1.2 JRR-2 冷却塔の改修

JRR-2 の二次冷却塔およびポンプ、送風機の操作盤は、昭和33年に建設され、現在まで十数年間利用運転に供されてきた。建設直後の冷却塔性能試験で、冷却能力の不足が認められ、塔体のかさ上げ工事を行ない、その後の保守の面でも送風機、エリミネータなどに相当の力を入れてきたが、近年、機器の劣化による腐蝕や摩耗が著しく、安定した運転の確保に困難をきたすような状態であったこと、操作盤については、型式が古く交換部品の入手が不可能に近いことなどから、今後、約10年の稼働を考慮して全面的に改修工事を実施した。

( Fig. 7.1.2 参照 )

冷却塔の改修工事を実施するに際して、①今後10年の稼働に十分耐えられること。②冷却能力が既設冷却塔を超えること。③保守が容易なこと。④既設水槽を一部補修して再使用することなどを考慮した。

設計条件および設計計算を Table 7.1.4 に示す。

設計条件の内容で変更した点は、冷却塔出口水温を  $32^{\circ}\text{C}$  から  $29^{\circ}\text{C}$  に下げ冷却塔性能の向上を計ったことである。

Table 7.1.4 JRR-2 冷却塔設計条件および設計計算書

1. 設計条件	水 量 L	$830\text{m}^3/\text{h}$	$830,000\text{kg}/\text{h}$
	入口水温 $tw_1$	$42.8^{\circ}\text{C}$	
	出口水温 $tw_2$	$29^{\circ}\text{C}$	
	外気湿球温度 $t_1'$	$25^{\circ}\text{C}$	
	外気乾球温度 $t_1$	$32^{\circ}\text{C}$	
2. 設計計算	上記設計条件につき、水負荷 (L/A)、空気負荷 (G/A) を変え、最も経済的な数値を検討した結果、次の値を採用する。		
	水 負 荷 ( L / A ) $8.560\text{kg}/\text{m}^3\cdot\text{h}$		
	空 気 負 荷 ( G / A ) $7.780\text{kg}/\text{m}^3\cdot\text{h}$		
	以上から水空気比 ( L / G ) = 1.1 となる。		

(イ) 空気重量 (G)

$$G = L / \lambda / G = 830,000 / 1.1 = 755,000 \text{ kg/h}$$

(ロ) 塔の有効断面積 (A)

$$A = L / \lambda / A = 830,000 / 8,560 = 97.0 \text{ m}^2$$

塔の形状は既設水槽に合せ6区画とし、1区画の有効断面積は16.2 m<sup>2</sup>となる。(3.6m×4.5m)

(ハ) 充填物の総括容量係数 (ka) は

$$\text{水負荷 } L/A = 8,560 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{h}$$

$$\text{空気負荷 } G/A = 7,780 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{h}$$

使用数年後の性能の減少を考慮し、下記のka値を採用する。

$$ka = 7,750 \text{ kcal/m}^3 \cdot \text{h} \cdot \Delta 1$$

(ニ) 塔特性値  $\frac{U}{N} = kaV/L$ 

一種の仕事の難しさを現わす。

$$\frac{U}{N} = \frac{KaZ}{L/A} = \int_1^2 \frac{dtw}{iw-i} = 2.15$$

ただし

$i_1$  : 入口湿り空気のエンタルピ (kcal/kg<sup>1</sup>)

$i_2$  : 出口湿り空気のエンタルピ (kcal/kg<sup>1</sup>)

$i_w$  : 水本体の温度で飽和している

湿り空気のエンタルピ (kcal/kg<sup>1</sup>)

(ホ) 移動単位数 NTU = KaV/G

$$NTU = U = \frac{KaZ}{G/A} = \int_1^2 \frac{di}{iw-i} = 2.37$$

(ヘ) 充填層高さ (Z)

$$Z = U/N \cdot L/A / Ka = 2.15 \times 8,560 / 7,750 = 2.375 \text{ m}$$

(ト) 送風量 (Q)

$i_1$  : 入口湿り空気のエンタルピ (kcal/kg<sup>1</sup>) = 18.21 kcal/kg<sup>1</sup>

$i_2$  : 出口湿り空気のエンタルピ (kcal/kg<sup>1</sup>)

$$i_2 = i_1 + L/G (tw_1 - tw_2) = 33.30 \text{ kcal/kg}^1$$

L/G : 水空気比

tw<sub>1</sub> : 入口水温 (°C)

tw<sub>2</sub> : 出口水温 (°C)

出口空気湿球温度 (t<sub>2</sub>') 36.6°C

この時の湿り空気の比体積 (V) は約 0.934 m<sup>3</sup>/kg となり、

$$Q = G \cdot V \times 1/60 = 755,000 \times 0.934 \times 1/60 = 11,750 \text{ m}^3/\text{min}$$

(チ) 静圧 (SP)

$$8 \text{ mm}^Aq$$

	空気取入口ルーバー、充填物、散水装置、エリミネーターおよび空気層の 圧力損失。 送風機仕様 $1622 \times 2,000 \text{ m}^3/\text{min} \times 8 \text{ mm Aq (SP)} \times 6.8 \text{ BKW} \times 6 \text{ 台}$
--	---

冷却塔出口水温を29℃に設定した根拠は、外気湿球温度25℃に対するアプローチの問題であり、理論的には、アプローチを零に近づけることも可能であるが、冷却塔の建設費を考慮した場合、3℃以内に近づけることは現実的でないので4℃にして冷却塔出口水温を29℃に設定した。

なお、上述設計条件での熱除去能力は、約13.5 MWである。

塔体の構造は、木骨構造で外壁および間仕切板は、スレート張りとした。使用した木材は、クロム、銅、砒素化合物系木材防腐剤で処理したもので、その耐用年数は約15年程度である。また、エリミネーターおよび冷却塔の性能に直接影響をあたえる充填材は、塩化ビニール製を使用した。

送風機の型式は、既設品と同じ軸流型であるが羽根にアルミニウム合金を使用することにより、負荷の軽減を計った。駆動方式は、ベルト掛けから保守の容易なギヤードモータ型を採用した。

冷却塔の性能試験は、原則として、設計条件と同一条件のもとで測定を行なうべきであるが、それは実際にはほとんど不可能である。したがって、本試験においては設計条件に近い値まで冷却塔入口水温を加熱（原子炉出力10 MW）して試験を行ない、その結果から設計条件における冷却塔特性の判定を行なった。測定結果から本冷却塔の特性値  $U/N$  の値は、設計条件において設計値の2.15に対して2.21となり約103%の能力を有することが判明し、その目的を達成した。

冷却塔の改修工事にあわせて、操作盤の全面改修工事を行なった。主な改良点は、盤型式をコントロールセンタ方式にして保守の簡易化を計ったこと、起動方式を抵抗起動からリアクトル起動方式にしたこと、主電源および非常電源の主開閉器にモータブレーカを採用して制御室から遠方操作を可能にしたこと、および操作電源回路の一次、二次側にNFBを挿入して保安に努めたことなどである。

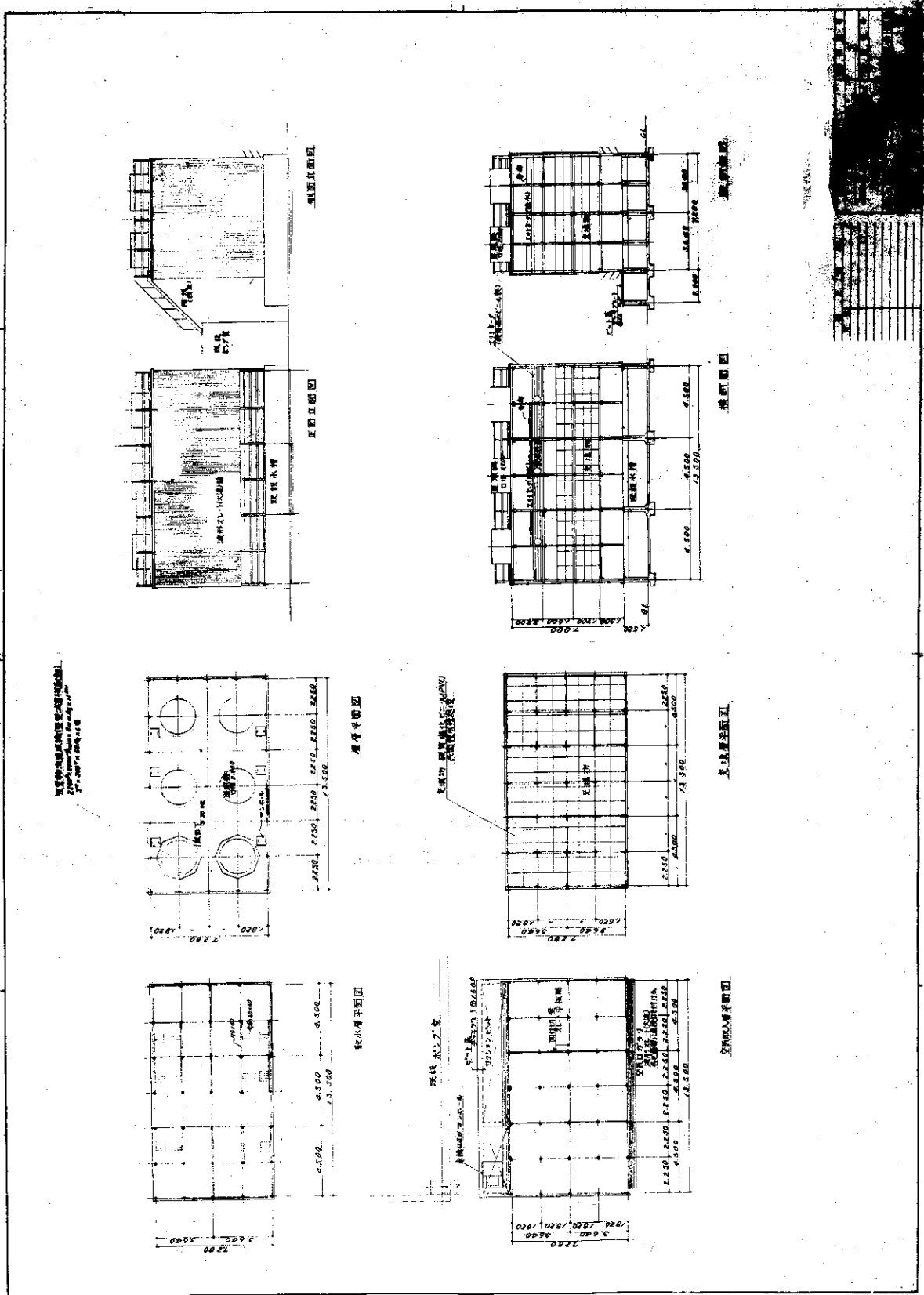


Fig.7.1.2 Cooling tower in JRR-2



## 7.2 原子炉機器

### 7.2.1 JRR-2 主重水ポンプ (DP-1, DP-2) 交換 (一次冷却系の電源および操作盤の交換, キャンドモータポンプ監視盤の取付け)

JRR-2 主重水ポンプ DP-1, 2 は, メカニカルシール型のポンプで, そのメカニカルシールの寿命は, 3,000~4,000 時間で, 年1回交換作業を行なってきた。しかし,

- ① 重水中のトリチウム濃度が高くなり交換作業が容易でない。
- ② メカニカルシールからの重水もれが多く, またメカニカルシール交換時の重水損失が大きき。
- ③ メカニカルシール交換のための費用が多めで, かつ期間が長い。

などの理由により46年度にキャンドモータポンプを製作し47年度に交換した。

(Fig. 7.2.1 および Fig. 7.2.2 参照)

このキャンドモータポンプは, 定格電圧がAC400Vであるため, 電源系統の改造を行ない, 一次冷却系操作盤も老朽化したため交換した。また, キャンドモータポンプを監視するため, 監視盤を新たに設けた。(Fig. 7.2.4 参照)

#### (1) 主重水ポンプの交換

主重水ポンプ交換と同時に次の作業を行なった。

- ① 主重水熱交換器二次冷却水出口配管の製作交換。
- ② 空気作動弁の空気配管系の交換。
- ③ ヘリウム逃し系へのコールドトラップの製作取付。
- ④ DP-4 交換。

作業期間は8月から約1カ月間で無事終了した。

この作業期間中の安全対策として

- ① 原子炉の冷却は軽水系で行ない, 軽水系熱交換器 (PE-1) の二次側に汙過水を流す。
- ② 放射線被曝を最少限にすることにし, 特に, 重水取扱いに注意しトリチウムの被曝をさげた。

この作業の業者の被曝線量は

- |          |              |
|----------|--------------|
| ① 作業人員   | 27名          |
| ② 最大被曝線量 | 320mrem (1名) |
| ③ 最少 "   | 検出以下 (4名)    |
| ④ 平均 "   | 121.1mrem    |

作業終了後の検査で, 特に, 今回は, DP-1, 2 の据付後のポンプ振動の測定を行なったが, 結果は良好であった。

#### (2) 一次冷却系の電源および操作盤の交換

主重水ポンプの定格電圧がAC400Vになったため, 変圧器の製作・交換を行なった。

(Fig. 7.2.3 参照)

主な仕様は

- |        |            |
|--------|------------|
| i) 容量  | 300KVA     |
| ii) 電圧 | 3300V/400V |

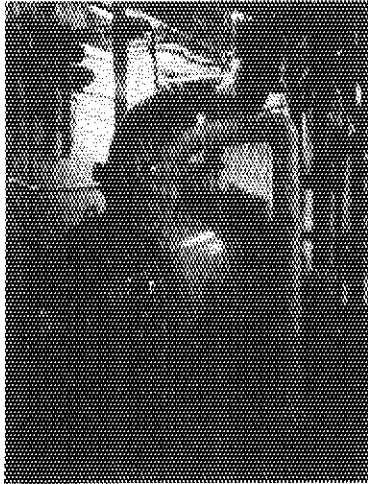


Fig.7.2.1 Non-seal pump(DP-1)

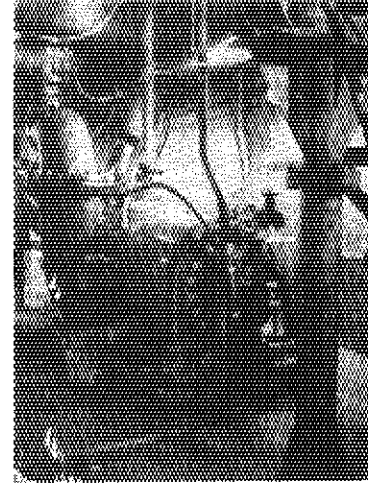


Fig.7.2.2 Non-seal pump(DP-2)

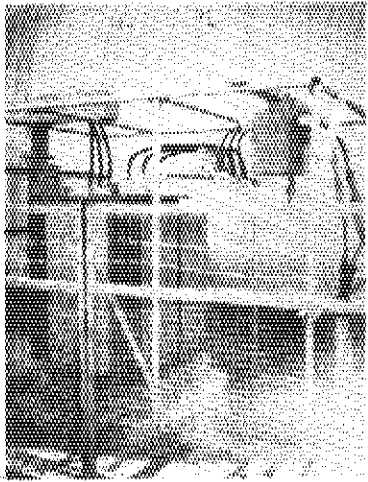


Fig.7.2.3 Transformer pump  
of heavy water

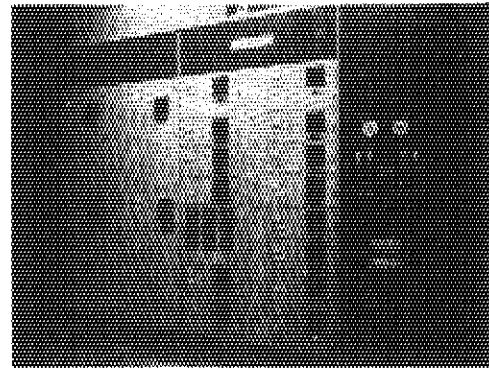


Fig.7.2.4 Control panel for primary  
cooling system

iii) 周波数 50Hz

iv) 混触防止板付

操作盤は、小型で既設配線を使用することを考慮して機種を決定した。

操作回路は、AC100Vで電流計、積算時間計をパネル面に取り付けた。

DP-1, 2の起動回路で変更したことは、抵抗起動方式からリアクトル起動方式としたことである。

電源および操作盤の交換には、原子炉冷却時、ポンプ交換時の重水取扱い時の排気、非常時のことを考慮して、仮設操作盤を設けた。作業はポンプ交換作業と並行して行ない、同様に8月から約1カ月に無事終了した。

(3) キャンドモータポンプ監視盤の取付け

主重水ポンプがキャンドモータポンプを交換したので、JRR-2では、次の項目について運転中は連続に監視している。

- ① 冷却水断水：冷却水流量が規定値以下。
- ② 温度上昇：ステータの温度が規定値以上。
- ③ 高温：ステータの温度が規定値以上。
- ④ ベアリングモニタ：ベアリングモニタの圧力が規定値以下。
- ⑤ 振動計：ポンプの振動が規定値以上。
- ⑥ 過電流：モータ負荷電流が規定値以上。
- ⑦ 電源逆相：電源が逆相のとき。

アラームは、すべて制御室で監視できるようになっているが、③のステータの温度が180℃(キャンドモータの絶縁等級がH種)となるとポンプが停止する。⑦の電源逆相ではポンプ起動不可能である。

### 7.2.2 JRR-2 重水補助熱交換器(DE-3)の交換

重水補助熱交換器(DE-3)は、重水精製系の熱交換器で、アルミニウム製であり、主重水熱交換器(DE-1, 2) 軽水系熱交換器(PE-1)は、ステンレス製の熱交換器であるため、二次水の管理上難点があることや、経年劣化の問題もあり、47年度にSUS製の重水熱交換器を製作し、12月のオーバーホール期間中に交換した。(Fig.7.2.5 参照)

その仕様は、次表のとおりである。

Table 7.2.1 Comparison of new and old subsidiary heat exchanger of Heavy water

	変 更 前		変 更 後	
	一 次 側	二 次 側	一 次 側	二 次 側
流 体	D <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
流 量	0.019m <sup>3</sup> /min		0.019m <sup>3</sup> /min	
比 重	1.1	1	1.1	1
入 口 温 度	53.3℃	31.7℃	53.3℃	31.7℃
出 口 温 度	40.6℃	42.8℃	45.64℃	38.43℃
圧 力 損 失	0.35 atg	0.35 atg	0.35 atg	0.35 atg
接 手	フランジ	フランジ	フランジ	フランジ
材 質	Al		SUS-27	

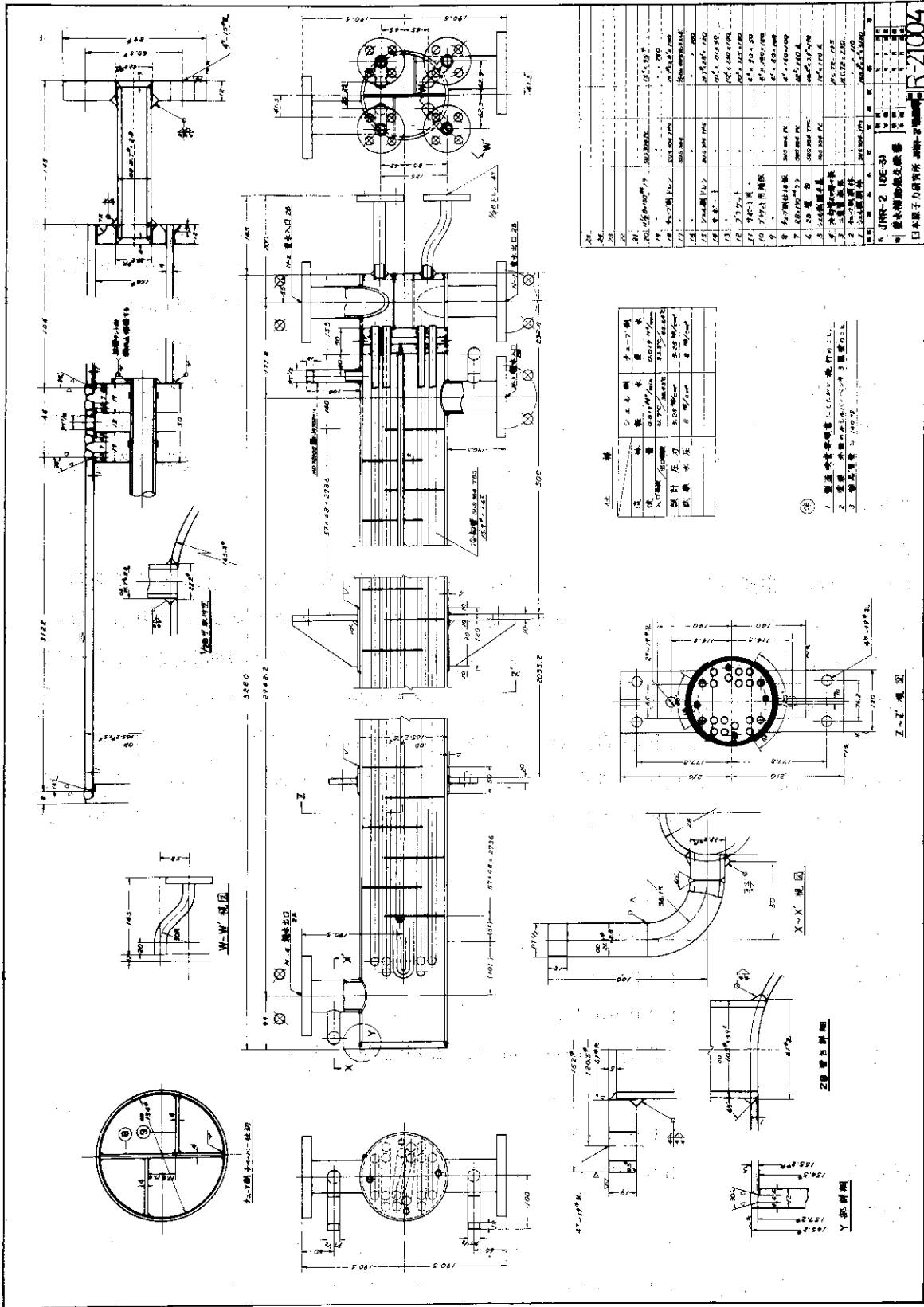


Fig.7.2.5 Subsidiary heat exchange of heavy water in JRR-2

同時に、重水補助熱交換器 (DE-3) および軽水主・補助熱交換器 (PE-1, 2) の二次冷却系配管、バルブをすべて交換した。また、DE-3 の二次側にオリフィス型差圧計を取り付けた。据付後の重水補助熱交換器 (DE-3) の性能は、平均  $1,000 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$  で良好である。

### 7.2.3 JRR-3 ヘリウム圧縮機 (DB-1) の増設とヘリウム系の改修

#### (1) DB-1 の増設

##### イ) 経過

既設のヘリウム圧縮機 (DB-7) は、ピストンリングにカーボンを用いているため、比較的早く摩耗して吐出圧が下がりヘリウムガス流量が減少してきた。また、摩耗したカーボン粉末がヘリウム中の重水蒸気により粘土状になり、ヘリウム精製装置および配管等に付着し、ヘリウムガス流量をさらに減少させるとともに、系内各所に飛散し支障をきたしていた。

これらの弊害を除くため、長期間の使用でもほとんど摩耗しない材質 (テフロンとカーボンの混合物) のピストンリングを使用した DB-1 を増設し、今後はこれを主機として通常使用していく。なお、この増設工事に合わせて DB-7 および制御棒ヘリウム系の機器の移設を行ない、冷却機器室の作業空間の有効利用を計った。

##### ロ) 構造概要

DB-1 は堅型水冷復動式圧縮機でシリンダにはまったく潤滑剤の必要がないものである。これはピストンリングおよびグランドパッキンにカーボン充填材入りテフロンを使用し、特に中間グランドシール部にはテフロン V 形パッキンを使用し、ヘリウムガスの機外漏洩を完全にシールする構造になっているためである。なお、カーボン充填材入りテフロンは耐圧、耐摩耗性に優れているとともにその自己潤滑的性質によりシリンダの潤滑を行なう必要がなく、外周には無数の三角溝を設け、熱膨張を小さくするとともに十分な気密を保つようにしてある。シリンダはステンレス鋼製で内面は精密な鏡面仕上げになっており、ピストンリングの耐用年数の向上を計っている。

主な仕様は次のとおりである。

シリンダ直径	130 mm
ストローク	100 mm
吸入圧力	100 mmAq
吐出圧力	$0.5 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ (max. $2.0 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ )
回転数	350 r p m
容 量	$2.0 \text{ Nm}^3/\text{h}$
電動機出力	5.5 kW

##### ハ) 性能試験

48年2月9日性能試験を行なった結果を Fig. 7.2.6 に示す。性能試験は重水再結合回路で行ない、測定は圧縮機出口の流量調整弁で流量を変化させて行なった。結果は吐出圧、流量ともに仕様を十分満足していた。

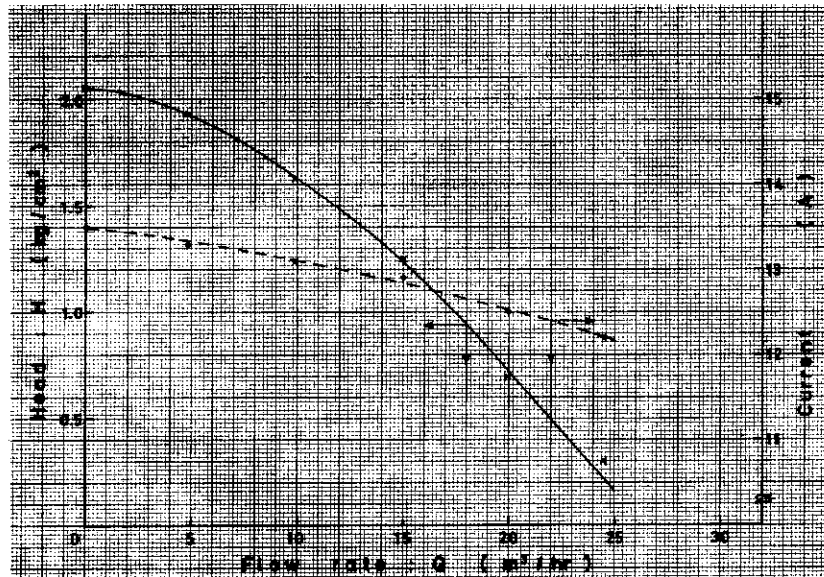


Fig.7.2.6 Q-H curve of helium blower (DB-1)

## (2) 活性炭吸着塔 (DA-1) の改修

### イ) 経過

ヘリウム精製系の主要機器であるDA-1が設置後約1.1年間の使用により、活性炭再生用ヒータの断線、排気用真空ポンプ油の逆流による活性炭の吸着能力低下、真空断熱槽の真空度低下による液体窒素使用量の増加等の原因により、円滑なヘリウム精製ができなくなったので新規に製作し交換した。

### ロ) 改修の内容

改修の主な内容は吸着塔を従来のもより少し大きくし、活性炭の容量を64ℓから9.4ℓにし、活性炭再生用ヒータ容量も2.0kWから2.4kWにし、さらに、2.4kWの予備ヒータを取り付けた。活性炭はガス精製用として市販されているツルミコール4GSSを4.0kg充填した。また、液体窒素の注入容積を140ℓから196ℓにした。温度検出端は吸着塔の中心と表面に取り付け、活性炭再生時の温度を監視できるようにした。

### ハ) 性能試験

改修後の性能試験は研究技術課が担当して、48年1月原子炉出力10MWで運転中に行ない、活性炭吸着塔として十分な性能を持っていることを確認した。

## 7.2.4 JRR-4 反射体要素の解体

昨年度、粗調整制御棒スティックの原因調査で発見された特殊反射体要素I型(微調整制御棒ガイド兼用)および本年度の検査で発見された特殊反射体要素III型のふくれ原因調査のためホットラボにおいて解体検査を行なった。解体した特殊反射体要素I型の写真をFig.7.2.7に示す。検査内容は、X線検査および切断検査である。この検査によって得られた結果は、次のとおりである。

## (1) X線検査

X線検査では、ふくれたのがアルミニウムケースだけか、グラファイトかの判定およびX線フィルムによるふくれ部の寸法検査を行なった。その結果、特殊反射体要素I型、III型とも、アルミニウムケースのみがふくれている、ふくれの最大値は片面で3mmを越えていた。ちなみに、炉心内に装荷した場合許容し得る値は、0.5mmである。

## (2) 切断検査

前述の検査に続き、切断・内面検査を行なった。その結果次のことが判明した。

① 切断直後取り出したグラファイトの表面に、湿っているような黒色の濃い部分が、反射体要素の下側に認められ、これは時間の経過とともに消えていった。

② グラファイトの表面の下側数cm程の範囲に白い粉末が附着していた。これは腐蝕したアルミニウムと考えられる。(Fig.7.2.8参照)

③ アルミニウムケース内面で②に対応する位置にはFig.7.2.9にみられるように、かなりはげしい腐蝕がある。腐蝕はアルミニウムケースの内面全域にわたって認められ、反射体要素下側にいくに従い腐蝕の程度は大きくなっていった。

④ ケースのみがふくれている原因として、内部ガスの圧力上昇によることも考えられた。そこで切断作業時にケーブ内にマイクフォンを据付けて録音を行なうことと、目視および8ミリ撮影を行ない、ガスの噴出音と切り粉の飛散状態を監視した。しかし、作業開始時には、噴出音も粉末の飛散も認められなかった。

以上の結果から、「何らかの理由により内部に水が存在し、その結果としてアルミニウムケース内面を腐蝕させたことが、ふくれの原因である。」と推論される。

なお、ふくれた反射体要素の炉心装荷期間は、次のとおりである。

特殊反射体要素I型(微調整制御棒ガイド用):約6.5年(1965年1月~1972年6月)

特殊反射体要素III型:約1年(1971年6月~1972年6月)

また、ふくれ原因解明のため、今後さらに行なうべき調査として、次の事項が残されている。

① ふくれの生じていない反射体要素内面における腐蝕の有無の調査。

② ふくれを生じさせた直接の要因は、アルミニウムの組織変化であるか、内部に発生したガスの圧力であるかの調査。

③ ケース内に水が入ったのは、炉心装荷前であるか、後であるかの調査。

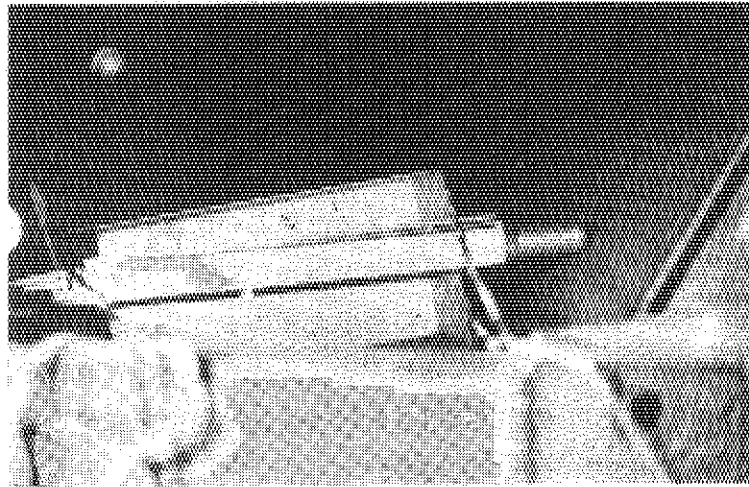


Fig.7.2.7 Swollen special reflector element-1  
(for guide of regulating-rod)

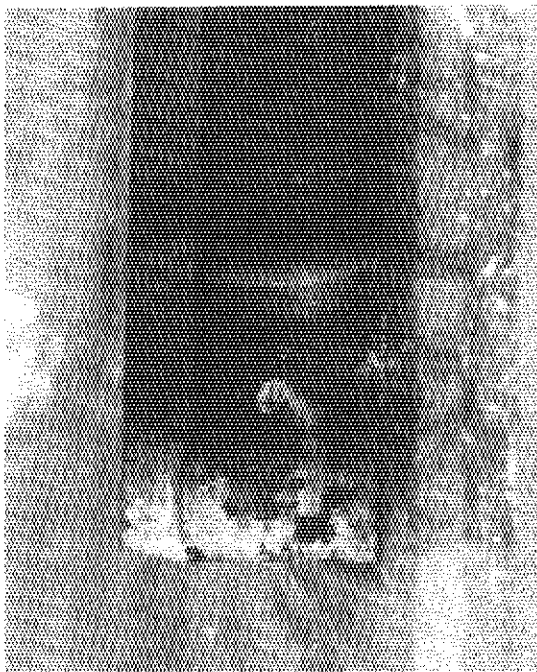


Fig.7.2.8 Graphite surface of swollen  
reflector-element

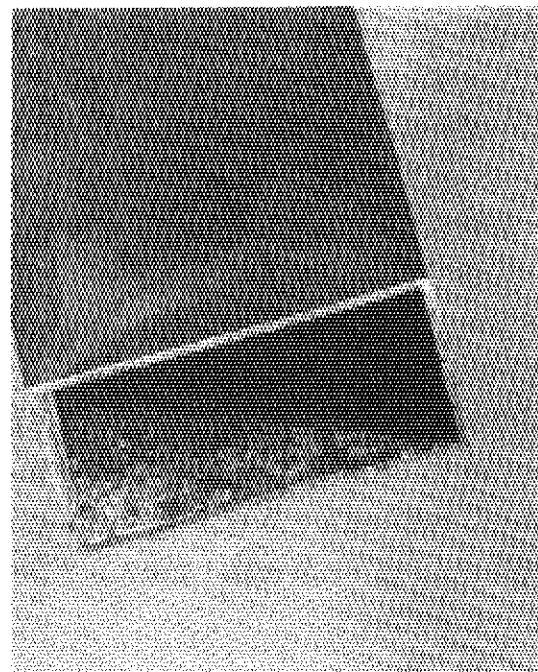


Fig.7.2.9 Inner view of swollen  
reflector-case



## 7.3 原子炉の特性試験

### 7.3.1 JRR-3 $UO_2$ 燃料第2ステップ特性試験

#### (1) 試験の概要

JRR-3の燃料を天然ウラン金属(MNU)燃料から $UO_2$ 燃料に変更する計画は、47年1月から第1ステップが開始され、49年6月の第4ステップで完了する予定である<sup>1)</sup>。この $UO_2$ 燃料計画の第2ステップ特性試験は、47年5月11日から開始され、これにより炉心内の約半数が $UO_2$ 燃料体となった。第2ステップでは炉心の第3領域へ57本の $UO_2$ 燃料体(1.5%濃縮)を装荷し、装荷試験中の余剰反応度増加、制御棒較正による余剰反応度および制御容量等の測定ならびに炉内中性子束分布の測定など第1ステップと同様の試験のほか、重水ダンプ効果、重水の温度係数、キセノンの毒作用などを測定した。これら低出力における特性測定のうち、出力上昇と定格出力連続試験運転を行ない、燃料変更に伴う原子炉の安定運転を確認した。これら各種試験について次に述べる。

#### (2) $UO_2$ 燃料体装荷試験

##### 1) 概要

第2ステップでは、Fig. 7.3.1 に示す炉心第3領域の燃料体57本を $UO_2$ 燃料体に変更した。装荷にあたっては、 $UO_2$ 燃料体ができるだけ均等に分散されるように炉心孔を選択し、1回に約6本装荷し、装荷ごとの余剰反応度の増加を測定した。

##### ロ) 結果

燃料体装荷試験における余剰反応度の増加および平行パターン(粗調整棒均等引抜き)の粗調整棒の位置変化をFig. 7.3.2 に示す。

反応度は $2.54\% \Delta k/k$ 増加し、原子炉の余剰反応度は $8.96\% \Delta k/k$ となった。また、 $UO_2$ 燃料体の等価反応度は約 $0.07\% \Delta k/k/体$ (炉心平均半径10.8 cm)となり、MNU燃料体の約2倍の反応度を持つことがわかった。

#### (3) 制御容量と反応度バランス

##### 1) 概要

JRR-3の制御棒は、安全棒3本(Sa-1~3)、粗調整棒12本(内側S-1~6、外側S-7~12)、微調整棒2本(R-1, 2)の合計17本あり、重水炉であるため制御棒の相互干渉が大きく、制御棒パターンにより等価反応度が増加する。したがって、 $UO_2$ 燃料特性試験では最終ステップまで同一のパターンがとれる平行パターンで測定している。制御棒較正は比較的相互干渉の少ない対称位置にある2本を一对とし、ベリウド法と比較法により較正した。また、安全棒は全挿入および全引抜きについて臨界点を求め、粗調整棒の位置変化から求めた。

##### ロ) 結果

制御棒較正から求めた原子炉の余剰反応度、制御容量、炉停止余裕をTable 7.3.1 に示す。余剰反応度は $10.60\% \Delta k/k$ となり、反応度増加量は $3.90\% \Delta k/k$ であった。この値は、燃料体装荷試験で得た $2.54\% \Delta k/k$ と比較し、大きい増加量となった。これは、57体の $UO_2$ 燃料体装荷により余剰反応度が増え、臨界点における制御棒位置が下から約 $1/4$ のところまで挿入され、これにより炉心内の中性子束分布が変わったことに加えて、

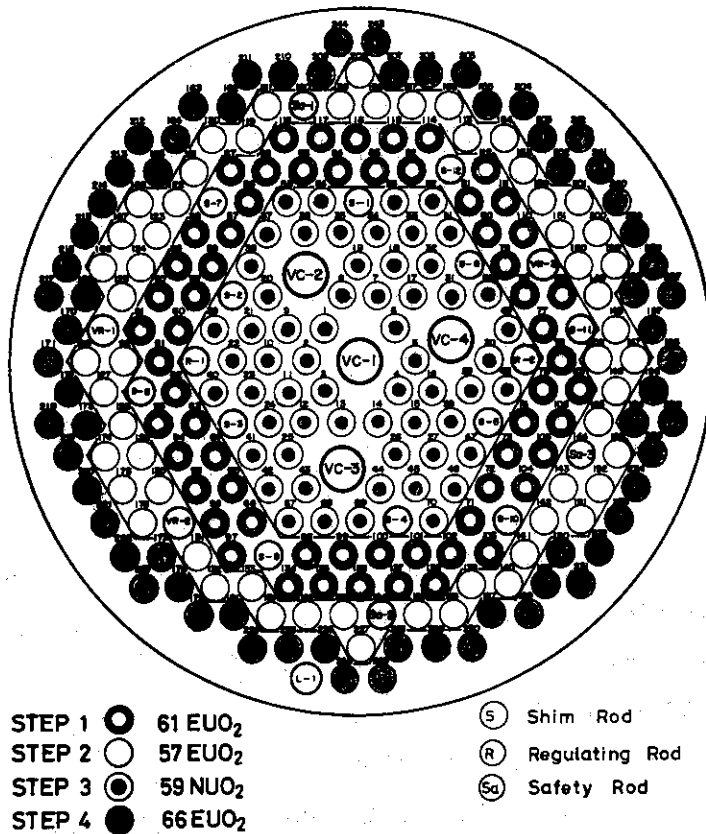


Fig.7.3.1 Core configuration of UO<sub>2</sub> fuel in JRR-3

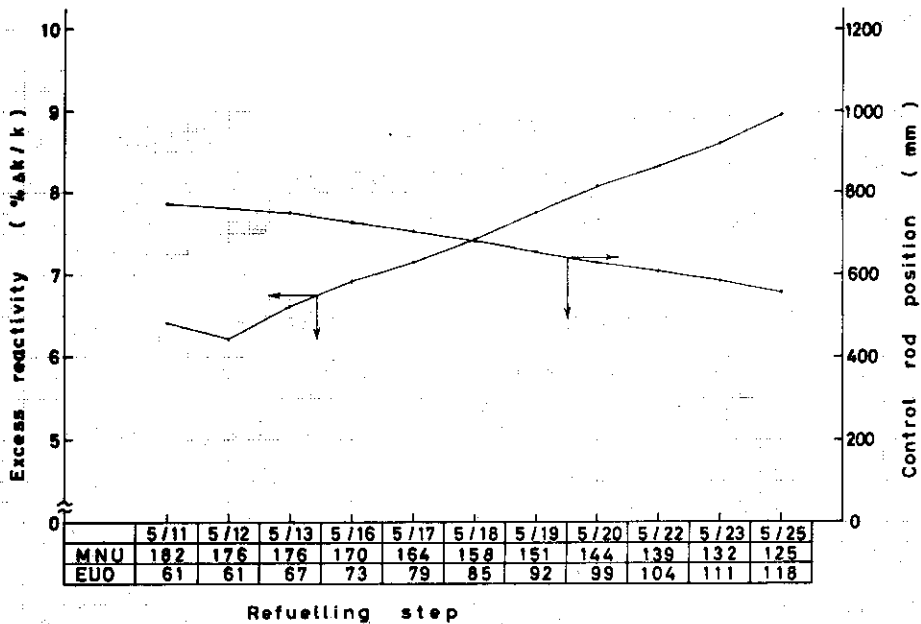


Fig.7.3.2 Excess reactivity change on UO<sub>2</sub> fuel characteristic experiment

Table 7.3.1 Control rod worth and excess reactivity  
( Control rod pattern : F )

Control rod	Rod worth (% $\Delta k/k$ )	Shutdown margin (% $\Delta k/k$ )	Excess reactivity (% $\Delta k/k$ )
Safety rods (Sa-1~3)	1.43	1.43	0.
Inner shim rods (S-1~6)	6.73	1.88	4.85
Outer shim rods (S-7~12)	6.93	1.30	5.63
Regulating rods (R-1, 2)	0.43	0.31	0.12
Total	15.52	4.92	10.60

制御棒較正のためにはさらに制御棒が深く挿入され、中性子束分布がより歪む結果となったためである。このため制御棒の等価反応度に違いが生じたものと考えられる。妥当な制御棒較正の方法を検討する必要があるが、これについては今後検討する。

一方、制御容量は15.52%  $\Delta k/k$  となり、内側粗調整棒の反応度が減少したのに対し外側粗調整棒が増加し、内側粗調整棒の制御容量より大きくなった。前に述べたように測定誤差が含まれるが、これは第3領域へ $UO_2$ 燃料体を装荷することにより炉心外周部の中性子束が高くなったことを示している。また、炉停止余裕は4.9%  $\Delta k/k$  となり制御容量の1/2以下となった。このため第4ステップまでの核特性について再検討を行ない、炉停止余裕は“one rod stuckで $k_{eff} \leq 0.99$ となること”の基本的考え方にに基づき安全性を検討し、原子炉の設置変更許可申請を行なった。

#### (4) 中性子束分布

##### イ) 概要

平行パターンと新たに決めた標準パターンについて、金箔による放射化法で中性子束分布を測定した。測定にあたっては、半径方向の分布も求められるように適当な炉心孔、照射孔を選んだ。なお、第2ステップでは $UO_2$ 燃料体領域は中性子束測定管は $UO_2$ 燃料体を使用した。

##### ロ) 結果

熱中性子束の測定結果をTable 7.3.2に示す。また、代表的な炉心孔および垂直実験孔の熱中性子束分布をそれぞれFig. 7.3.3, Fig. 7.3.4に示す。

中性子束は、 $UO_2$ 燃料体領域(第2, 第3領域)で約1.2~1.3倍上昇しており、MNU燃料体炉心と比較すると、炉心の中性子束分布は良く平坦化されている。

また、炉心垂直方向の中性子束分布は中心より下方に最大値があり、制御棒に近い領域では、特に、この傾向がある。なお、Fig. 7.3.3に示す炉心孔の中性子束は、燃料クラスタ中心の値であり、Table 7.3.2ではこれを冷却管表面の値に換算(1.32倍)してある。

Table 7.3.2 Data of thermal neutron flux in JRR-3 (at 10MW)

Name	Distance from core center (mm)	STEP 0			STEP 1			STEP 2				
		F-pattern		F-pattern	S-pattern		S-pattern	F-pattern		F-pattern	S-pattern	
		$\phi_{max}$ (n/cm <sup>2</sup> s) (Position (mm))	$\bar{\phi}$ (n/cm <sup>2</sup> s)	$\phi_{max}$ (n/cm <sup>2</sup> s) (Position (mm))	$\bar{\phi}$ (n/cm <sup>2</sup> s)	$\phi_{max}$ (n/cm <sup>2</sup> s) (Position (mm))	$\bar{\phi}$ (n/cm <sup>2</sup> s)	$\phi_{max}$ (n/cm <sup>2</sup> s) (Position (mm))	$\bar{\phi}$ (n/cm <sup>2</sup> s)	$\phi_{max}$ (n/cm <sup>2</sup> s) (Position (mm))	$\bar{\phi}$ (n/cm <sup>2</sup> s)	$\phi_{max}$ (n/cm <sup>2</sup> s) (Position (mm))
1	198	$2.39 \times 10^{13}$ (950)	$1.28 \times 10^{13}$	$2.69 \times 10^{13}$ (910)	$1.28 \times 10^{13}$	$2.13 \times 10^{13}$	$2.69 \times 10^{13}$ (910)	$1.28 \times 10^{13}$	$3.30 \times 10^{13}$ (900)	$2.13 \times 10^{13}$	$3.30 \times 10^{13}$ (900)	$2.13 \times 10^{13}$
2	225											
11	327	369 (1020)	177	330 (900)	142	213 (980)	330 (900)	142	330 (900)	213 (980)	330 (900)	213
24	456											
41	595			337 (910)	135		337 (910)	135				
65	739	364 (950)	162									
131	1031											
156	1105			185 (950)	0.80		185 (950)	0.80				
178	1179			186 (930)	0.93		186 (930)	0.93				
VC-2	418	267 (800)		278 (700)	1.77	193 (1000)	278 (700)	1.77	312 (600)	1.55	312 (600)	1.54
VC-4	389	267 (800)		257 (700)	1.63	193 (1000)	257 (700)	1.63	275 (700)	1.42	275 (700)	1.71
VR-1	1063	187 (950)		193 (850)	1.00	193 (1200)	193 (850)	1.00	262 (850)	1.10	262 (850)	1.80
VR-3	845			235 (900)	1.16	198 (1100)	235 (900)	1.16	300 (800)	1.11	300 (800)	2.08
VG-7	2000	0.19 (1000)		0.19 (1000)		0.22 (1200)	0.19 (1000)		0.19 (1100)		0.28 (1250)	
HP-1	455 (1100)	223		2.02		1.82	2.02		2.50		2.19	1.54
HP-2	325 (1500)	1.78		1.44		1.93	1.44		1.88		2.19	1.46
HR-2	(1700)	0.40		0.40		0.70	0.40		0.60		0.54	

\* Fuel assembly hole

Irradiation hole

( ): Distance from floor level  
\* : Flux at surface of shroud tube

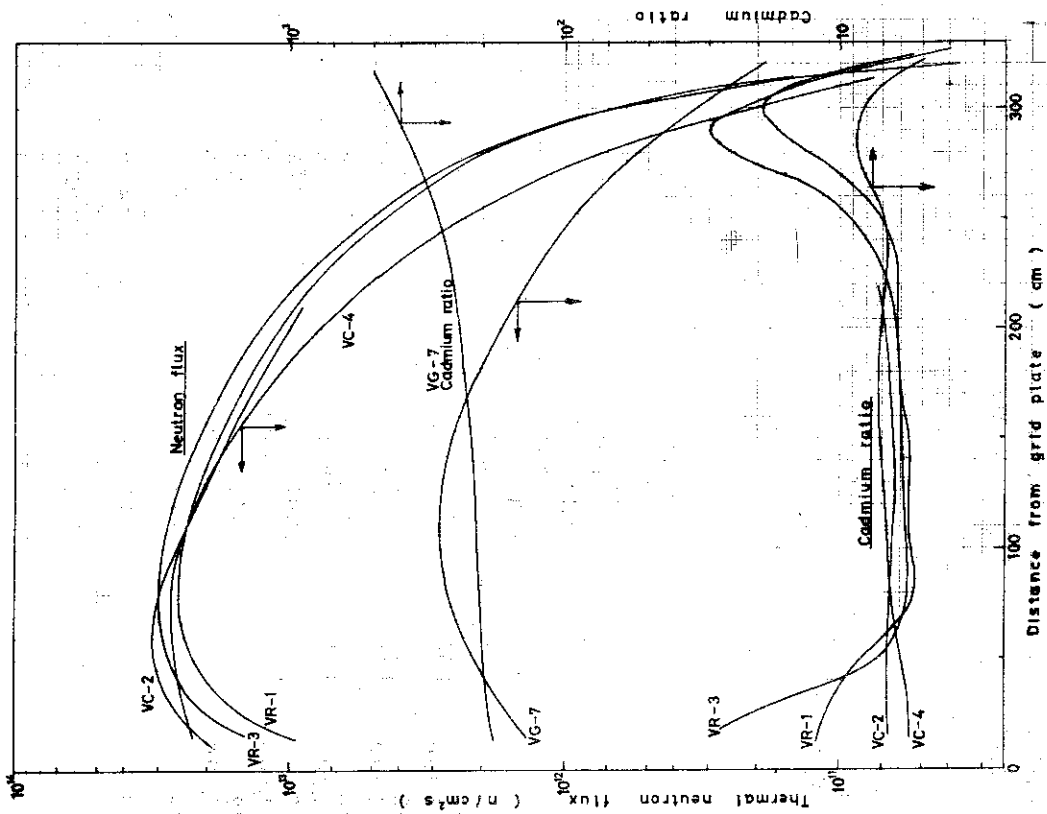


Fig.7.3.4 Thermal neutron flux distribution in vertical irradiation holes at 10 MW (STEP 2)

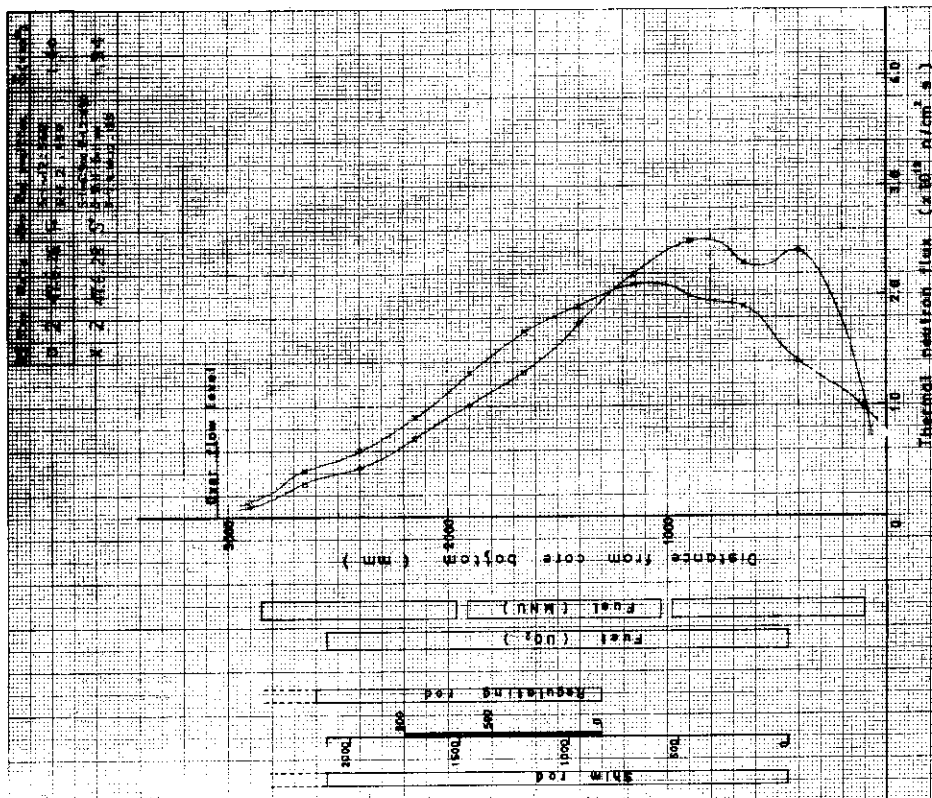


Fig.7.3.3 Thermal neutron flux distribution in No.131 fuel assembly hole at 10 MW

## (5) 反応度効果の測定

## イ) 重水ダンプによる反応度効果

後備安全設備として設けられている重水ダンプによる反応度効果は、炉心タンク基準重水液面(3.05m)と重水ダンプ液面(1.92m)における余剰反応度の差から求めた。基準重水液面の余剰反応度は前に述べた制御棒較正から求めた値を用い、重水ダンプ液面における余剰反応度は重水ダンプ液面で制御棒較正を行ない求めた。この結果、重水ダンプによる反応度効果は $-5.7\% \Delta k/k$ であった。

## ロ) 温度係数

重水温度を室温から $50^{\circ}\text{C}$ まで変化させ温度係数を測定した。重水の温度上昇には二次冷却水の蒸気加熱と主重水ポンプ(DP-1, 2各90kW)運転による加熱の方法をとった。各温度における反応度の変化は臨界保持用粗調整棒(S-1, 4)の変化から求めた。MNU燃料炉心のときの温度係数は $-0.020\% \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$ であったが、今回は $-0.027\% \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$ であった。

## ハ) キセノンの毒作用

10MW 運転中におけるXe-135のビルドアップおよび原子炉停止後におけるXe-135のオーバーライドを測定した。キセノン生成による反応度の減少は臨界保持用制御棒の位置変化から重水の温度補正をして求めた。約70時間の定格出力運転でXe-135の生成はほぼ飽和し、反応度減少は約 $1.5\% \Delta k/k$ であった。また、原子炉を停止したのちのキセノンオーバーライドは、約6時間30分で最大となり、反応度減少は約 $1.8\% \Delta k/k$ であった。この値は余剰反応度からみて、原子炉の再起動等では、特に、問題とならない。

## (6) 出力上昇試験

低出力における特性試験が終了したのち、 $\text{UO}_2$ 燃料体を装荷したことによる原子炉の特性変化が高出力運転に及ぼす影響を調べるため、出力上昇と定格出力試験運転を行なった。出力上昇試験では出力上昇ステップを細かくとり、各出力の指示値を測定した。試験は計画どおり順調に行なわれ、新たに決めた制御棒標準パターンも妥当なものであった。運転中の放射線管理、水、ガス管理における測定値も特に問題がなく、定格出力運転の安定性を確認した。今回の試験における燃料チャンネルの温度分布、反射体領域の温度上昇などから、炉内中性子束分布は第1ステップより、さらに平坦化されたことを示している。また、FFDについては、57体の燃料交換により燃料体に附着していたウランが系外に取り出されたため計数率は大巾に減少し、燃料破損の検出が容易になった。

(JRR-3管理課, 研究炉利用課, 研究炉技術課)

## 7.3.2 JRR-4 出力上昇の準備

## (1) 安全審査

47年度前半において、所内安全審査用の書類作成を行ない、昭和47年10月第62回原子炉等安全審査委員会にJRR-4出力上昇に関する安全審査を依頼し、この委員会においてJRR-4専門部会が設置された。部会は11月に2回、12月に1回の計3回開催され、12

月の第63回委員会において、所内安全審査を終了した。

国の安全審査は、外部の諸情勢により48年度に持ち越された。今後の予定としては、48年5月中に書類の準備を完了し、6月～9月の期間で国の審査を受け、11月に出力上昇試験を実施する計画である。

所内審査で検討された主な事項は次のとおりである。

① 核特性については、ゼノン毒作用が検討された。

② 熱特性については、通常は20本炉心を標準とするが、16本炉心の場合も検討がなされ、両炉心について3.5MWとスクラム点の4.4MWのときの燃料最高温度を計算によりチェックした。

③ 動特性はステップ状、ランプ状反応度外乱として、それぞれ0.5% $\Delta k/k$ 、1.5% $\Delta k/k/min$ を起動時および3.5MW運転時に加えた場合、過出力4.4MWでスクラムするとして検討がなされた。

④ 被曝評価は現在の運転形態での運転時間を最大限に見積って、公衆への被曝線量の評価がなされ、出力上昇後年間0.024mremという値が公表された。

⑤ その他、燃料体の健全性、放射線遮蔽および災害評価について検討がなされた。

(詳細については第63回原子炉等安全審査委員会議事録参照)

## (2) 後備安全棒の改修

### イ) 概要

JRR-4出力上昇計画に伴い、一次冷却水流量を5.4 $m^3/min$ から7.0 $m^3/min$ に増大する。後備安全棒は、他の制御棒(C<sub>1</sub>～C<sub>5</sub>)とは異なり、ステンレス鋼線で吊り下げられている。このため、一次冷却水流によって振動を受け、核的振動の発生要因となるとともに、落下性能に支障をきたす。

昭和47年11月の改修では、後備安全棒の支持方式をステンレスパイプとステンレス鋼線の組合せとし、一次冷却水流に対する剛性を増した。この改修により、落下性能および落下時間は、一次冷却水流量に関係なく、ほぼ一定であることが確認された。Fig.7.3.5に後備安全棒を示す。

### ロ) 改修 (Fig.7.3.5 参照)

#### 主な改修点

① 後備安全棒は、炉上部ベDESTALから、ステンレス鋼線で吊り下げられていたが、今回の改修では、ステンレス鋼線とステンレスパイプを接続し、ステンレスパイプの下に後備安全棒を吊り下げ、テフロンサポートでステンレスパイプを支持させた。

② サポートの肉厚を増し、中性子吸収体とサポートの接続部の強度を増した。

③ リベット接続部を1個所にし、製作精度を向上させた。

### ハ) 特性測定

#### ① 反応度測定

原子炉出力10Wで反応度測定を行ない、Table 7.3.3に示す値を得た。改修前に比べ、若干負の反応度が増加しているが、申請書に定められている1.5% $\Delta k/k$ 以上あるので問題はない。また、負の反応度が増加している原因と考えられるのは、炉心変更などにより

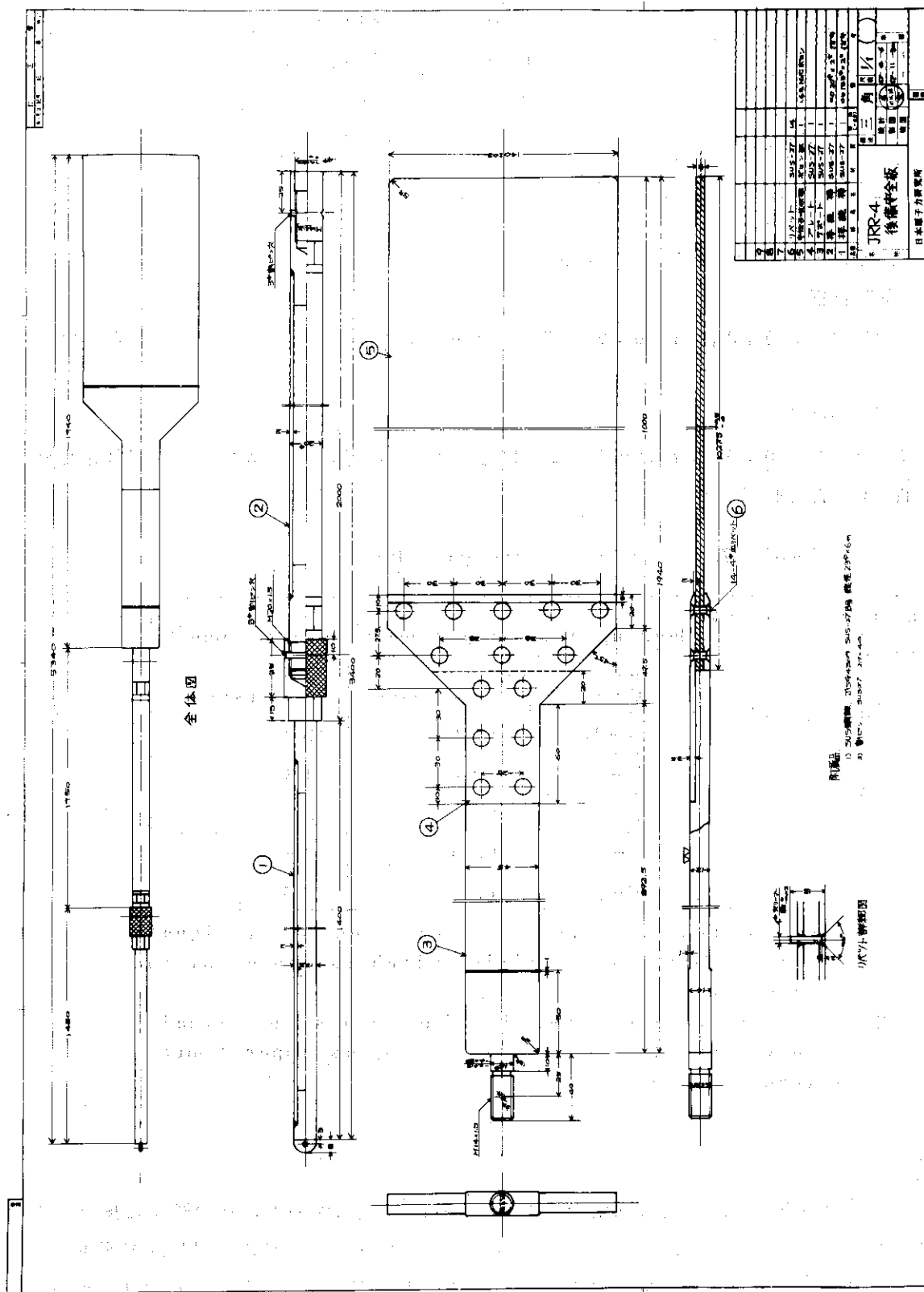


Fig. 7.3.5 JRR-4 Back up rod



Table 7.3.3 Reactivity of Back up rod

Back up rod	before improved	after improved
	July 7, 1972	Nov. 27, 1972
B-1	-0.91 % $\Delta k/k$	-1.0 % $\Delta k/k$
B-2	-1.19	-1.27
B-1 & B-2	-1.65	-1.82

炉心内中性子束分布が変化したためと考えられる。

② 落下性能

一次冷却水量を 0, 3, 5.4, 6, 7, 7.5 m<sup>3</sup>/min に変化させたときの落下性能は良好であった。

③ 落下時間測定

一次冷却水量を 0, 5.4, 7 m<sup>3</sup>/min に変化させたときの落下時間をビジコーダで測定した。結果を Table 7.3.4 に示す。

Table 7.3.4 Back up rod drop time

primary Coolant flow rate	Back up rod	Drop time <sup>1)</sup>	Delay time <sup>2)</sup>
0 m <sup>3</sup> /min	B-1	430 msec	43 msec
	B-2	434	83
5.4	B-1	434	43
	B-2	445	84
7	B-1	440	45
	B-2	451	85

- 1) The time required from the time when scram signal is given until lower limit switch is closed by the back up rod
- 2) The time required from the time when scram signal is given until the back up rod opens upper limit switch

ニ) まとめ

改修前の後備安全板は、一次冷却水量を 5.4 m<sup>3</sup>/min 以上にすると、水流による振動をうけ、ガイド用溝からはずれて落下しないか、あるいは秒から分オーダーの時間遅れて落下していたが、今回の改修により、流量に関係なく落下時間はほぼ一定となり、出力上昇時に一次冷却水量を 7 m<sup>3</sup>/min に増大しても何ら支障がないようになった。

(3) 炉心タンク振動防止装置の設置

J R R-4 の出力上昇計画に伴い、一次冷却系の流量増大によって生ずる炉心タンクの振動

を防止するため昭和46年3月から4月にかけて、炉心タンク振動防止試験装置を設置した。この試験装置は、炉心タンク下部から約5 mの個所にステンレス製の補強バンドを巻き、それをプール壁の3方向(うち、1方向のみ水圧シリンダを使用し、0~1,500 kgの押付力を発生させることができる)から支持する構造となっていた。その後、昭和46年4月~5月に、この装置の有効性を確かめるための振動測定がおこなわれたが、結果は良好であった。

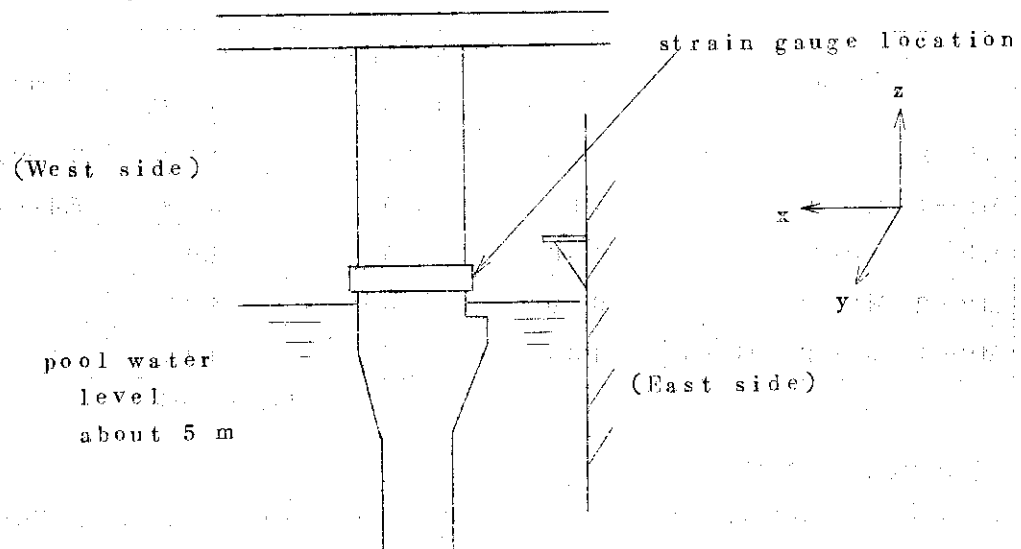
47年11月、この試験装置を恒久的な装置とするために一部を改造した。改造の部分は、試験装置の水圧シリンダ部分を撤去し、他の2方向と同じスクリー軸を用いて人力で押付ける方式に変更したことである。これは炉心タンクの振動を防止するために、水圧シリンダによる1,500 kgの押付力は必要でなく、スクリー軸を人力で押付けたときの力(最大約500 kg)で十分であることが測定試験で判明したためである。

なお、本装置を取付けた後の炉心タンクの振動測定の結果はTable 7.3.5に示す。この結果からも明らかのように、炉心タンクの上下方向(z方向)、横方向(x, y方向)の振れは、クランプ締結により明らかに少なくなっている。

Table 7.3.5 Vibration measurement of reactor tank  
Date Nov. 25, 1972

measured cases primary coolant flow rate	Vibratory prevention equ. released			Vibratory prevention equ. clamped		
	x axis direction amplitude ( $\mu$ )	y axis direction amplitude ( $\mu$ )	z axis direction amplitude ( $\mu$ )	x axis direction amplitude ( $\mu$ )	y axis direction amplitude ( $\mu$ )	z axis direction amplitude ( $\mu$ )
3.0m <sup>3</sup> /min	1.0	1.2	0.8	0.7	0.8	0.4
5.4	2.5	5.5	1.5	0.9	1.1	0.6
6.0	2.7	6.0	1.8	1.4	3.7	1.1
6.5	3.5	6.0	1.9	2.6	4.8	1.4
7.0	4.5	6.2	1.8~2.4	3.0	4.7	1.5

Measurement position



## (4) 主ポンプ起動リアクトル盤の設置

## イ) 目的

JRR-4 の出力上昇に際して、一次冷却系の流量を従来の  $5.4 \text{ m}^3/\text{min}$  から  $7 \text{ m}^3/\text{min}$  に増大させる計画であり、そのために、予備ポンプに電源設備を付加し、一次冷却系ポンプの2台ないし3台並列運転が行なえるようにした。

## ロ) 機器構成

前年度に、すでに予備としてポンプ1台が設置されており、電機設備を付加するだけの状況にあったので、今回は次の工事を実施した。

① 一次冷却系主ポンプ駆動用電動機 (200V, 3 $\phi$ , 出力30kW, 1500rpm) を起動するためのリアクトル盤本体の製作・据付

② 電源供給ラインの増設

③ 起動・停止用インターロック回路の増設

Fig. 7.3.6 に全体の概要を示す。

## ハ) 機能試験

48年3月に工事が完了したので、官庁の使用前検査をかねて性能試験を実施した。試験項目は次のとおりである。

① 絶縁試験

② 昇温試験

③ ポンプ作動試験

試験の結果は、絶縁性については  $100 \text{ M}\Omega$  以上あり良好で、昇温試験は起動・停止を連続5回行ない、リアクトルコアーその他の温度を測定したが室温以上の温度上昇は認められず結果は良好であった。ポンプ作動試験では3台並列運転時のバランスを見るための試験を行なった。

試験結果は Table 7.3.6 に示すとおりであり3台並列運転のとき、バルブの開操作に特別の注意をしなくてもバランスは容易に取れることが分った。

Table 7.3.6 Pressure balance

Item	Pressure			Remarks
	PIA-4	PIA-5	PIA-36	
MP-3	0.79	0.77	4.10	$3 \text{ m}^3/\text{min}$
MP-1+MP-2	4.10	4.06	0.58	$5.4 \text{ m}^3/\text{min}$
MP-1+MP-3	4.06	0.57	4.05	"
MP-2+MP-3	0.59	4.01	4.03	"
MP-1+MP-2+MP-3	4.34	4.28	4.32	"

( $\text{kg}/\text{cm}^2 \cdot \text{G}$ )

## (5) 計装燃料要素の製作

JRR-4 における炉心内中性子束分布および発熱分布等炉心内の情報は初期炉心 (16本)

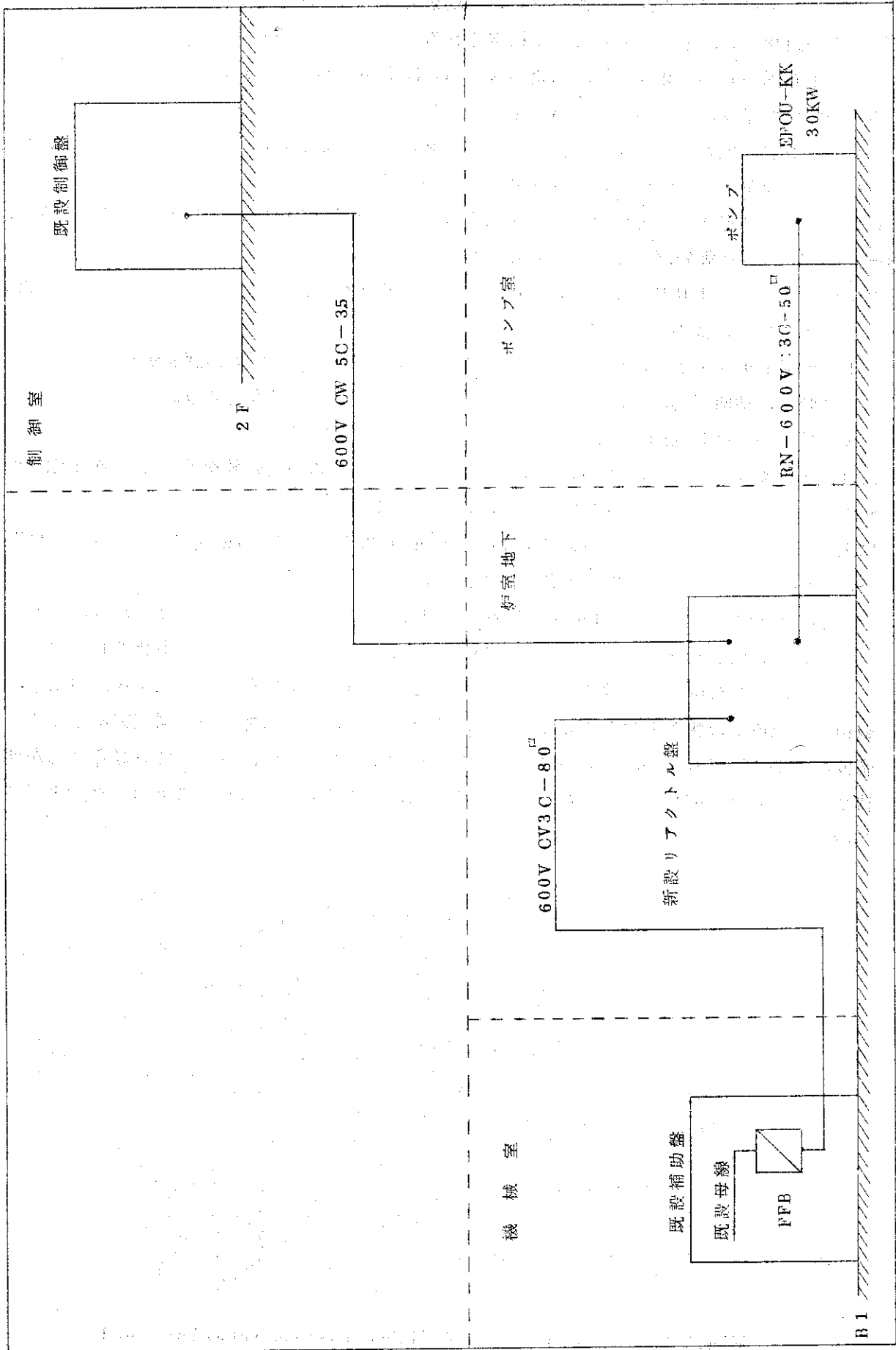


Fig.7.3.6 Circuit arrangement showing main-pump starter

における特性測定の数値があるだけである。現在では、次の理由によって中性子分布、発熱分布とも平坦化され、下がっていることが推定される。

① 1.6本炉心から2.0本炉心になっているにもかかわらず、最高出力が同じであるため、平均中性子束、平均発熱密度とも下がっている。

② 炉心装荷燃料の燃焼が進み、ホットチャンネル、ホットスポット位置におけるウランの相対密度が下がっているため、ホットスポット係数は下る。

これらを直接測定することが可能なら出力上昇の際の全係数を下げることが可能であるうえ、燃焼計算等通常の技術管理にも寄与すること大である。

以上の理由から、JRR-4では、2次燃料の購入を機会に計装燃料を製作することにした。製作の基本方針は、次のとおりである。

① ホットチャンネル、ホットスポット位置における燃料板被覆の温度測定を主目的とする。同時に、初期炉心における温度測定結果と比較のための測温も行なう。

② 熱中性子束の変動および分布の測定も可能なら行なう。

設計にあたり注意した事項は、①熱電対先端装着部における被覆の健全性および②加工により核熱強度の面で標準燃料とみなせること、などである。

以上に基づいて設計した計装燃料の全体図をFig.7.3.7 およびFig.7.3.8 に示す。計装燃料が、標準燃料と異なる個所およびその理由は、次のとおりである。

計装燃料板被覆は、厚さ1mmである。これは、熱電対先端埋込みのための溝加工後も標準燃料板の最小値分の被覆厚は残しておくためである。熱電対先端は図中詳細図に示されるように、溝に被覆材と同材質の押え板で圧着されている。溶接を行なわなかった理由は、被覆材の組成や形状に変化の生じるのをさけるためである。他に押え板の固定方法として超音波溶接が考慮されたが、試験の結果、現在の技術では押え板が、厚すぎて良好な接着が期待されなかった。被覆厚が変わったことによる核的、熱的な変化は計算により求めた結果では無視できる程度であった。

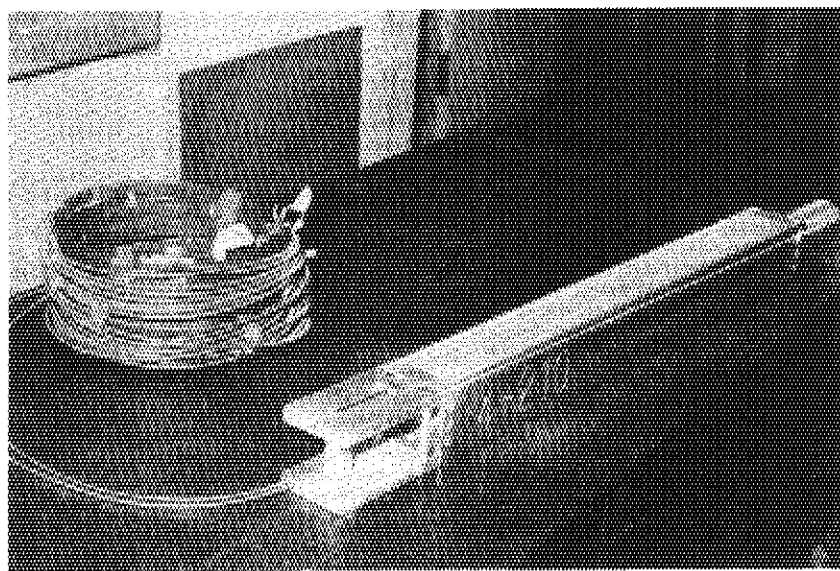


Fig.7.3.8 Photograph of JRR-4 instrumentation fuel element No.1



(b) 計装燃料板の板間隙は 3.9 mm で、標準より 0.2 mm 狭い。冷却条件の変化を計算で検討した結果では、一次冷却水の流量配分は、若干下るが板間流速は差が無視できる程度であった。

完成した計装燃料要素の写真を Fig. 7.3.8 に示す。

今回製作した計装燃料要素は、次年度、炉心に装荷・測定する計画である。

### 7.3.3 JRR-4 照射筒内の速中性子スペクトル測定

JRR-4 で行なわれる照射実験、遮蔽実験などにおいては、その解析の過程で炉心内の速中性子スペクトルを必要とすることが多い。しかし、これまでに、速中性子束については、いろいろな測定がなされているが、速中性子スペクトルとしては、諸々の制約があって測定されていなかった。炉心内の速中性子スペクトルを知ることは、利用に対する質的な向上という意味で重要なことの一つとなっており、今後ますます要求されるものであろう。ここでは、各実験の基礎資料を得るために、しきい検出器法によって炉心内照射筒 (T パイプ) 内速中性子スペクトルの測定を、遮蔽研究室と共同で行なったものを報告する。

#### (1) 測定方法

しきい検出器を利用して、速中性子スペクトルを測定する方法は、①  $\gamma$  線に対して不感である。② 検出器が小さいので限られた場所でも使用できる。③ 反応生成物からの放射線の測定が比較的容易である。などの利点があり古くから使われている。しかし、実際には実験条件、方法、しきい反応断面積、絶対測定の方法、得られた測定値 (反応率) から中性子スペクトルを計算する方法などによって制約されるという問題点がある。

ここでは、これらの問題点を考慮して、しきい検出器を選択して、次のような方法で速中性子スペクトルを求めた。

イ) しきい検出器として、 $^{238}\text{U}(n, f)^{97}\text{Zr} - ^{97}\text{Nb}$ ,  $^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$ ,  $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$ ,  $^{47}\text{Ti}(n, p)^{47}\text{Sc}$ ,  $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$ ,  $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$ ,  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  の 8 種類の反応を使用した。しきい検出器の照射は、T パイプ内のほぼ燃料領域中心の位置で行ない、同時に金箔を照射して、炉出力の補正を行なった。

ロ) しきい検出器からの  $\gamma$  線絶対測定には、Ge(Li) 半導体検出器を使用した。Ge(Li) 検出器の絶対検出効率、モンテカルロ法によって求められている値を使用した。測定に際しては、できるだけ精度よく行なうため十分分離した full energy peak を選んだ。

ハ) しきい検出器によって得られる反応率から、中性子スペクトルを求める (以下 unfolding という) ためにいくつかの方法が提出されている。ここでは、Relative Deviation Minimization Method (RDMM 法) による LUNA-5<sup>1)</sup> コードと Iterative Method による SAND-II<sup>2)</sup> コードを使用した。LUNA-5 では、速中性子スペクトルを、Laguerre 多項式で近似しており、SAND-II では、初期スペクトルとして核分裂スペクトルを仮定している。

ニ) 実験と計算との比較をするために、ANISN<sup>3)</sup> 輸送コードによって速中性子スペクトルの計算値を求めた。計算モデルとしては、球状一次元 (均質) を用いた。

ホ)  $\gamma$  線測定に伴う誤差は、Ge(Li) 検出器の絶対検出効率において、5~7% 以下であり、炉出力の変動については 10% 以下であるが、断面積の誤差については未知である。

## (2) 結果と考察

LUNA-5 によって unfolding した結果と、ANISN の計算結果との比較を Fig. 7.3.9 に示す。この結果では、エネルギーの高い範囲と低い範囲において、差が大きくなっているが、これは、これらのエネルギー範囲においてしきい値をもつ検出器を用いていないためであると考えられる。

SAND-II によって unfolding した結果と、ANISN の計算結果との比較を Fig. 7.3.10 に示す。この結果から、約 4 MeV 以上のエネルギーにおいては、ほぼ核分裂スペクトルで近似できるが、それ以下のエネルギーでは、減速材の効果があらわれて、核分裂スペクトルより低くなっているといえる。

以上の二つの方法によって得られた T パイプの速中性子スペクトルは、2 MeV ~ 10 MeV のエネルギー範囲でよく一致している。これは ANISN による計算結果とも非常によく一致しており、ほぼ核分裂スペクトルで近似できる。また、2 MeV 以下および 10 MeV 以上のエネルギー範囲において差が大きくなっているが、これは、しきい検出器を多く用いることによって、よりよい結果が得られると考えられ、今後の検討課題として残されている。

## 参考文献

- 1) JAERI-memo 3000
- 2) W. N. McELROY, S. BERG, T. CROCKETT, and R. G. HAWKINS, "SAND II Neutron Flux Spectra Determination by Multiple Foil Activation Method," AWRL-TR-67-41, Vols. 1-4 (1967).
- 3) Ward W. Engle, "A users manual for ANISN a one dimensional discrete ordinates transport code with anisotropic scattering", K-1693 (1967)

## 7.3.4 箔放射化データから中性子スペクトルを求める SPECTRA コードの整備

原子炉の速中性子スペクトルを測定するために、しきい検出器を利用する方法が広くおこなわれている。この方法では、測定された飽和放射能の解析 (unfolding) により中性子スペクトルを求める。その方法については、古くから種々の研究がなされてきているが、中性子スペクトルの詳細を求めるのは困難であった。しかし、近年、大型電子計算機の使用により、仮定した中性子スペクトルを漸次自動的に修正していく巧妙な方法が開発された。その代表的なものに、SAND-II コード<sup>1)</sup>と、SPECTRA コード<sup>2)3)</sup>がある。この方法は、しきい検出器に限らず、あらゆる箔検出器に適用でき、特に、KeV 領域の中性子スペクトルの測定に成功をおさめている。<sup>4)5)</sup>

われわれは、この SPECTRA コードを原著の Fortran リスト (CDC3600 用)<sup>3)</sup>を基にして FACOM-230-60 用に交換しテスト計算を行なった。

SPECTRA コードでは、未知の中性子スペクトルの  $j$  番目のエネルギー点における中性子束  $\phi_j$  に関して、次の  $Q_j$  の値を最小にするように解かれる。



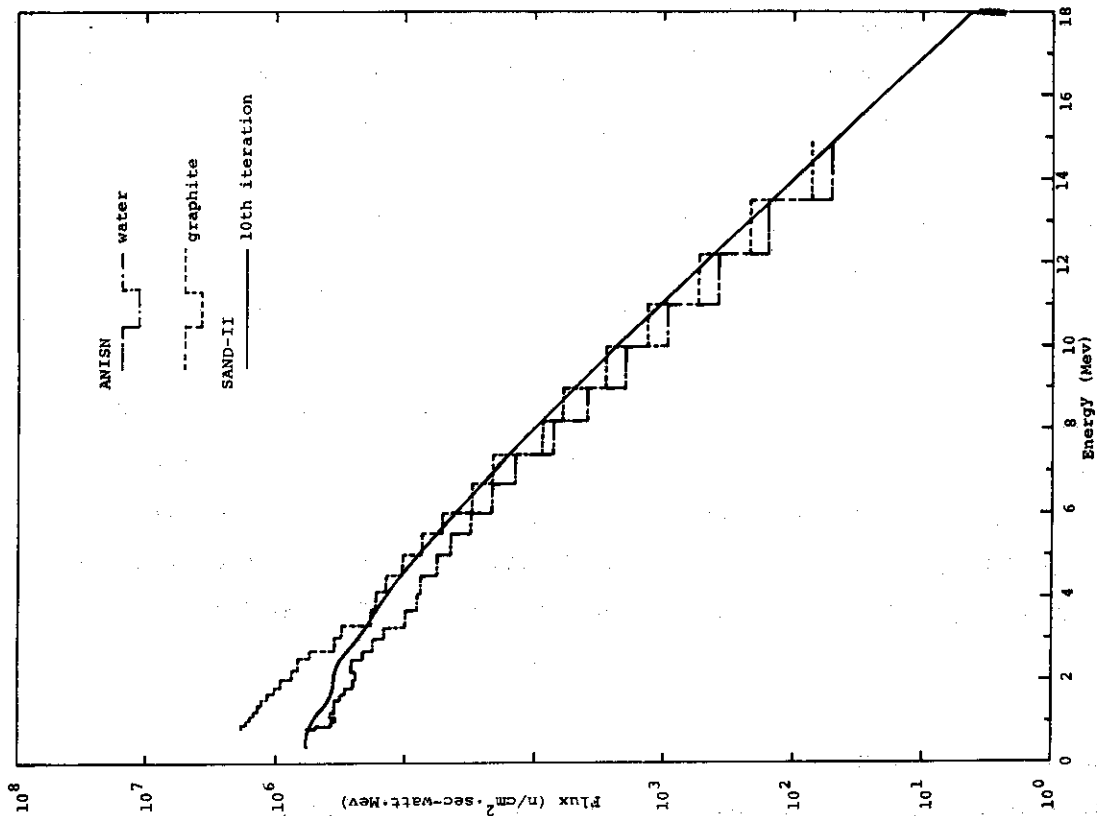


Fig.7.3.10 Comparison of the spectrum obtained by SAND-II and ANISN

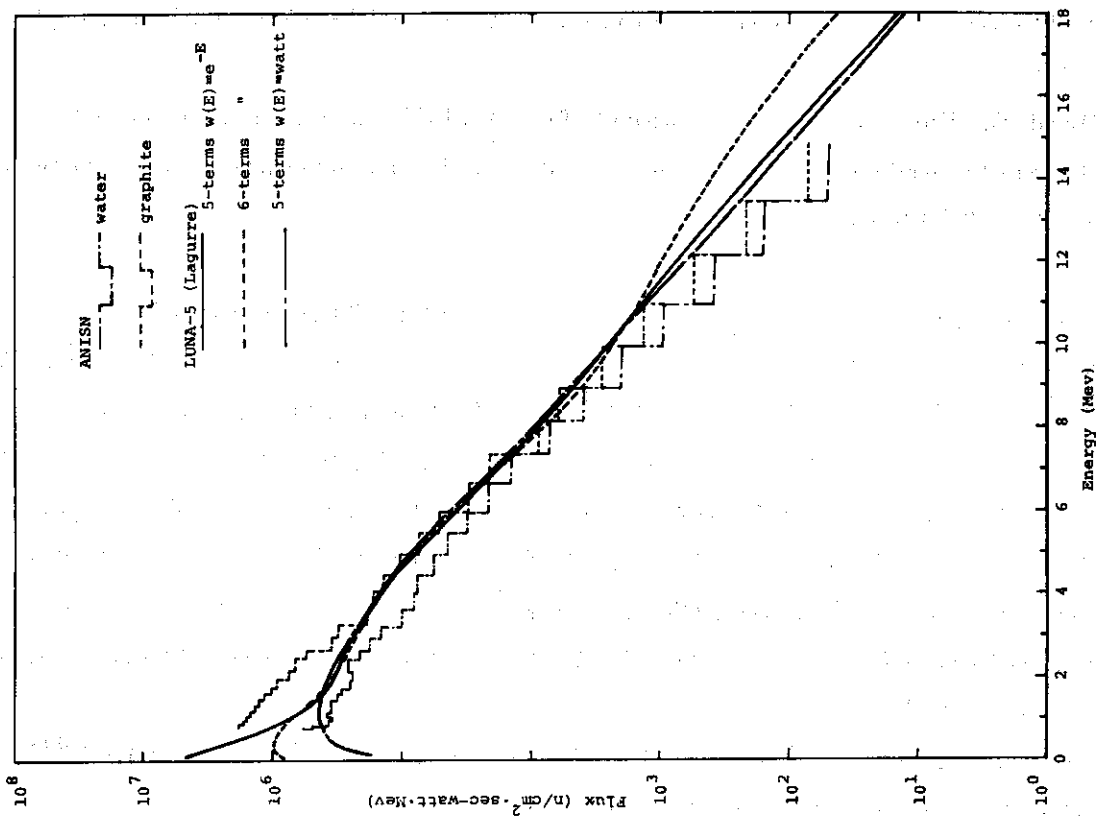


Fig.7.3.9 Comparison of the spectrum obtained by LUNA-5 and ANISN

$$Q = \sum_{i=1}^I (A_i - M_i)^2 + \sum_{j=1}^N (\phi_j^0 - \phi_j)^2$$

ここで  $I$  は検出器の数、 $N$  は中性子エネルギー点の数、 $M_i$  は測定された  $i$  番目の検出器の飽和放射能、 $A_i$  は中性子束  $\phi_i$  で計算された  $i$  番目の検出器の飽和放射能、 $\phi_j^0$  は仮定したスペクトルの  $j$  番目のエネルギー点での中性子束である。最初に、仮定したスペクトル  $\phi_j^0$  ( $j=1, 2, N$ ) に対して解  $\phi_j$  ( $j=1, 2, N$ ) を求め、次にその解を入力として漸次解を求めてゆく。この過程は、次の  $Q'$  の値があらかじめ定められた値に達するまでか、あらかじめ定められた回数まで繰り返される。

$$Q' = \frac{1}{I} \sum_{i=1}^I \left[ \frac{M_i - A_i}{M_i} \right]^2$$

このコードの解析の有効性を確かめるために、4種類の大巾に形の異なるテストスペクトルについて、5~7種類の検出器の放射能値を算出し、第1次近似に核分裂スペクトルを用いたとき、どの程度もとのスペクトルが再現できるかを調べた。その結果、スペクトルの形はほぼ再現されるが、その程度は、用いた検出器の組合せとテストに用いたスペクトルの適合性によってかなり異なる。実際には、他の方法（例えば炉計算）によりスペクトルを予知し、それに適合した検出器の組合せを選べば、より効果的である。Greer<sup>2)</sup>らも述べているように、得られるスペクトルの精度は、あらかじめスペクトルを予測する知識にかかっているといえる。

繰り返し計算は、 $M_i$  の測定誤差の限界内で行ない、繰り返し数は、高々100~200回が適当と思われる。FACOM-230-60での計算時間では、検出器5種類エネルギー点50、繰り返し2000回で約4分である。この程度の繰り返して  $Q'$  の値は  $10^{-6}$ ~ $10^{-7}$  に達するが、入力スペクトルの形がテストスペクトルから大巾にずれると、計算されたスペクトルに不合理な振動が現われる。このため繰り返し解ごとに、各検出器の  $A_i$  を求め、 $M_i$  とのずれの全般的な傾向から入力スペクトルを修正するのが实际的であり、その点から先に述べた繰り返し回数が限度といえる。

この SPECTRA コードを使用した実際の測定データの解析例を示す。測定は JRR-4 原子炉の照射用 T パイプにおいて炉心底面から約 20 cm 上方の位置でおこなった。使用したしきい値反応は、 $^{115}\text{In}(n, n')$   $^{115\text{m}}\text{In}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n, p)$   $^{58}\text{Co}$ ,  $^{56}\text{Fe}(n, p)$   $^{56}\text{Mn}$ ,  $^{27}\text{Al}(n, p)$   $^{27}\text{Mg}$ ,  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$   $^{24}\text{Na}$  の5種類である。解析から得られたスペクトルを Fig. 7.3.1 1) に示す。この解析では、測定誤差  $\pm 6\%$  であることから繰り返しを50回でとめた。なお、SPECTRA コードに用いる反応断面積データには、Simons と McElroy<sup>6)</sup> の評価データを用いた。使用したデータは他の評価データとともに詳細に検討を行なったが、これについては別に述べる予定である。

(研究炉技術課 青柳長紀, 浅見哲夫)

#### 参考文献

- 1) McElroy W.N., Bergs. and Gigas G. : Nucl. Sci. Eng. 27, 533 (1967)
- 2) Greer C.L. and Walker J.V. : Rad. Meas. in Nucl. Power, 270 (1966)
- 3) Greer C.L. Halbleib J.A. and Walker J.V. : SC-RR-67-746 (1967)

- 4) Chiochio O., Diereckx R. and Maracci G. : Nucl. Instr. Meth. 91, 45 (1971)
- 5) Diereckx R., Nimis M.L., Sanginst V. and Terrani M. : Nucl. Instr. Meth. 105, 1 (1972)
- 6) Simons R.L. and McElroy W.N. : BNWL-1312 (1970)

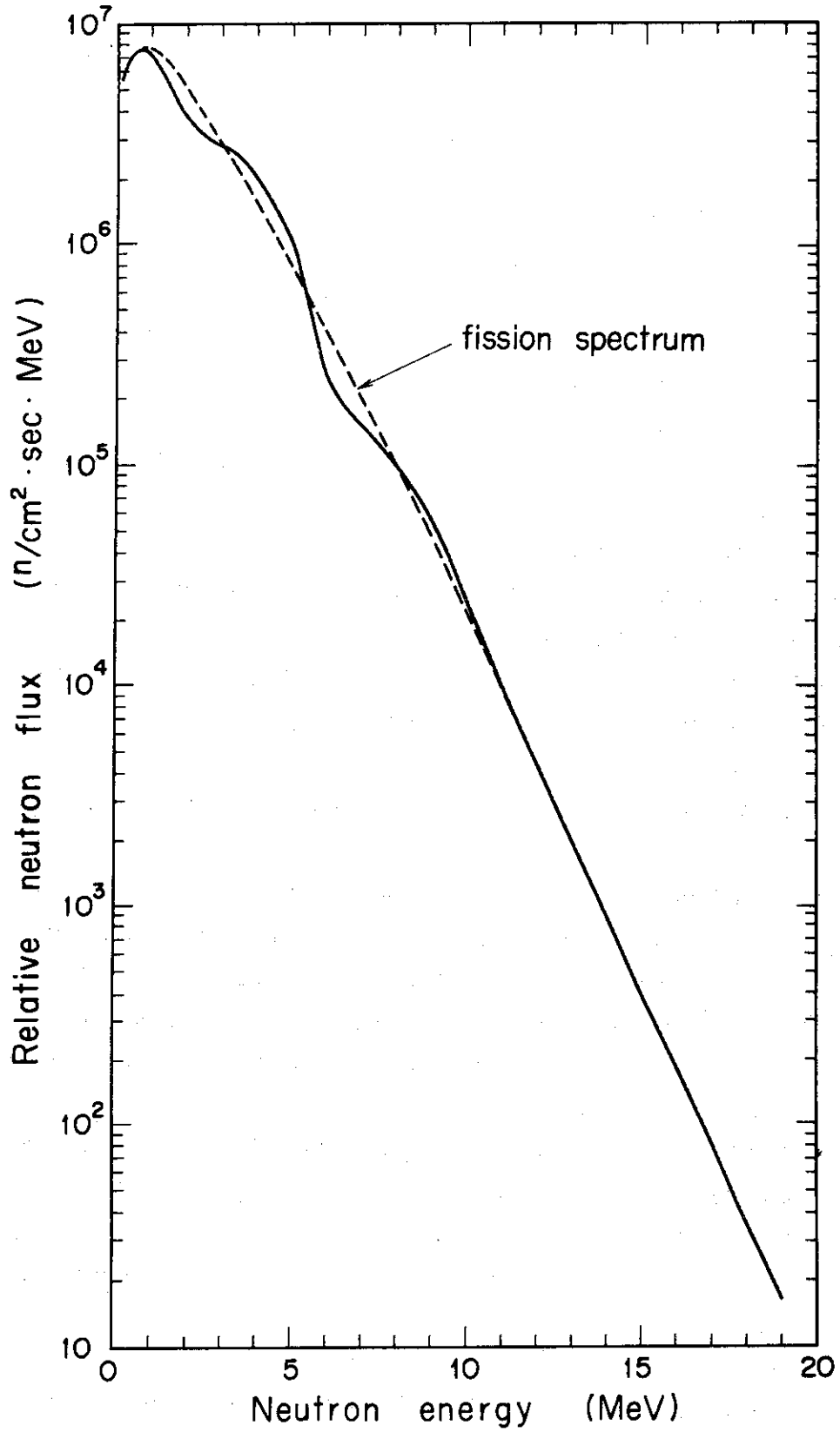


Fig.7.3.11 NEUTRON ENERGY(MeV)

## 7.4. 原子炉の化学

## 7.4.1 JRR-4 炉室屋根裏火災後のプール水調査

## (1) はじめに

昭和47年6月、JRR-4において、炉室天井裏の断熱材焼損事故が発生し、粉末化学消火剤が使用された。

この消火剤は、ABC消火剤（主成分 $\text{NH}_4\text{H}_2\text{PO}_4$ ）およびBC消火剤（主成分 $\text{NaHCO}_3$ ）である。

原子炉プール水に不純物が混入した場合は、炉の安全上、次の事項が問題となる。

- ① 炉材料、とくに燃料被覆材（JRR-4では、アルミニウム）の腐食の可能性。
- ② 混入物から長半減期のRIが発生、プール水に蓄積して実験、作業環境を悪化させる可能性。

この2項目について、研究炉技術課、遮蔽研究室、原子炉研修所、放射線管理課の協力を得て、調査を行なった。

プール水に対しては、消火作業後、次の処置がなされている。

- ① 作業直後、給水によりオーバーフローさせ、水面上の浮遊消火剤を除去する。
- ② No.2 プール水を全量交換する。
- ③ No.1 プール水は、炉心遮蔽水を兼ね、完全排水できないため、半量排水後給水の操作を3回繰返して消火直後の水を全量の1割にまで下げる。

## (2) No.1 プール水に混入した消火剤量の推定。

消火直後、No.1 プール水に混入した消火剤の量を推定した。推定にあたり、次のような仮定を行なった。

- ① 天井板には15mm 角に1個の割合で、4mmφ の穴がある。面積比に応じて通過する値の倍量が落下したと仮定すると、落下した消火剤は、全量の0.1となる。
- ② 炉室水平断面積（500m<sup>2</sup>）中、No.1 プール水面（38m<sup>2</sup>）の占める比は、0.06である。消火剤を大量に散布した個所は、プール真上ではなかったため、No.1 プールには面積比に応じた率で、消火剤が落下したと仮定し、安全率を見込んで0.1と仮定した。

なお、換気による影響は、無視してある。

- ③ プール水のオーバーフローは、消火後2～3時間で行なった。この間、水面上に浮遊していた消火剤が、急速にとけ込むとは認められなかったため、半量は除去されたと仮定した。

以上からNo.1 プールに混入した消火剤量は、全散布量（200kg）の0.5%の約1kg程度以下と推定された。また、水の入替えにより除去された率を考慮すると0.1kg、0.3ppm以下と推定された。

## (3) プール水の分析

No.1 プール水を6月28日（火災2日後）と7月17日にサンプリングし、原子吸光光度法で元素分析を行なった。分析結果をTable 7.4.1 に示す。

プール水上澄液の電気伝導度およびpH値が、オーバーフロー後にもかかわらず、もっとも大きな値を示しているのは天井裏に付着している消火剤が、その後も僅かながら落ちてきて影響しているためか、オーバーフローが完全でなかったためと思われる。

プール水中のナトリウム濃度は、上、中、下の各層部で各々  $0.33, 0.42, 0.33 \mu\text{g}/\text{ml}$  であった。No.1 プール水深は  $9.8\text{m}$  で貯水量は約  $400\text{m}^3$  である。浮遊消火剤をオーバーフローするため、消火3~5時間後に  $10\sim 15\text{m}^3$  の給水を行っており、オーバーフローがほぼ層流状態であったものとする  $25\sim 37\text{cm}$  の上層部分の水が、押し出されたことになる。

プール水の上層部分のナトリウム濃度が、オーバーフローの時点で  $0.42 \mu\text{g}/\text{ml}$  より大きな値であったことは、容易に推定できる。したがって、No.1 プール水中の平均ナトリウム濃度を、オーバーフローを考慮して  $0.4 \mu\text{g}/\text{ml}$  と仮定すると、No.1 プール水中のナトリウム総量は  $150\text{g}$ 、重炭酸ナトリウムに換算して  $550\text{g}$  である。消火剤の使用量内訳は、後日再調査した結果によるとBC消火剤約  $190\text{kg}$ 、ABC消火剤約  $10\text{kg}$  である。粉末消火剤は、水に対して難溶性にするために処理がほどこされているが、主成分そのものは可溶性である。BC、ABC消火剤の水に対する溶解性がほぼ同じとすると、No.1 プールへの消火剤の溶出量は  $570\text{g}$  である。この値は、前述の推定値の6割弱である。

No.1、No.2プールの表面積は、各々約  $38\text{m}^2, 64\text{m}^2$  であるから、No.2 プール水への溶出量は同様にして  $990\text{g}$  と考えられ、両プールへの消火剤の溶出総量は約  $1.6\text{kg}$  と推定される。したがって、プール水面の落下消火剤の量は、消火剤の水への溶出割合によって決まるが、ほぼ数  $\text{kg}$  と見込むのが妥当と思われる。

なお、No.1 プール水の場合で、消火剤の濃度は約  $1.5 \mu\text{g}/\text{ml}$  と推定される。No.1 プール水中に、アルミニウム、カルシウム、マグネシウム、カリウム、クロム、鉄などの不純物は、検出されていない。

7月17日のサンプリングは、プール水が僅かながら不透明になったので、その原因がアルミニウムの腐食によるものであるかの有無を確認するために行ない、分析した。

結果として、アルミニウムは検出されず、不透明の原因は、栗田工業KKの分析で糸状細菌の発生によることが判明した。プール水中のナトリウム濃度は、 $0.02 \mu\text{g}/\text{ml}$  であり、火災の水の入れ替えによって、粉末消火剤がほぼ完全に除去されていることがわかる。

カルシウム、マグネシウム、カリウム、クロム、鉄は検出されていない。

#### (4) No.1 プール水の放射化分析

No.1 プール水を採取して、JRR-2気送管で照射し、放射能および放射性核種の分析を行なった。

比較測定も考慮し、照射試料は、次の3種を用意した。

- ① 炉室床面に堆積した消火剤粉末。
- ② プール水、(水面、底部、中間の水) 28日No.1 プールオーバーフロー後の水および29日半分に希釈した後の水。
- ③ プールに供給している水。

測定には、次の3つの方法を用いた。

- ① Ge 検出器による  $\gamma$  線エネルギースペクトルの測定。
- ② Si 検出器およびフェザー法による  $\beta$  線エネルギーの測定。
- ③ 効率較正済みのGM管による放射性核種濃度の測定。

測定方法に②も行なったのは、放射化分析により、水と区別し得る核種は、消火剤中では、

Table 7.4.1 Results of analysis of JRR-4 pool water

Sample	Tank water surface	No.1 pool water				4.5m from Bottom
		Upper	Middle	Bottom	Surface	
Sampling	June 28, '72	June 28, '72	June 28, '72	June 28, '72	June 28, '72	Jul. 17, '72
Electric conductivity	2.745 $\mu\Omega/cm$	3.520	3.735	2.840	4.580	2.020
pH	6.50	6.90	6.85	6.60	6.90	6.40
Sodium	0.25 $\mu g/ml$	0.33	0.42	0.33	—	0.02
Aluminium	0.5 $\mu g/ml$	0.5	0.5	0.5	—	0.5
Calcium	0.07 $\mu g/ml$	0.07	0.07	0.07	—	0.07
Manganese	0.06 $\mu g/ml$	0.06	0.06	0.06	—	0.06
Potassium	0.04 $\mu g/ml$	0.04	0.04	0.04	—	0.04
Chromium	0.01 $\mu g/ml$	0.01	0.01	0.01	—	0.01
Iron	0.05 $\mu g/ml$	0.05	0.05	0.05	—	0.05
Measuring	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72

Na, P だけであり, もしPが主要核種の場合,  $\beta$ 線のみの放出が考えられたからである。

イ)  $\gamma$ 線エネルギー分析結果

各試料とも  $^{24}\text{Na}$  だけが検出され, 他の核種の存在は認められなかった。各試料について  $^{24}\text{Na}$  の  $\gamma$ 線エネルギー中 1.37 MeV の計数率比を Table 7.4.2 に示す。粉末の試料は, 放射能が強すぎて比較できなかった。

Table 7.4.2 Counting rate of 1.37 MeV  $\gamma$ -ray  
Peak in Sample water

	6月28日採水分	6月29日採水分
プー ル 上	240 (cpm)	54 (cpm)
プー ル 中	142	35
プー ル 下	91	37
供 給 水	—	33

(照射 J.R.R-2 気送管  $7 \times 10^{13} \text{ n v}$ )

6月28日採水試料は, 消火剤落下後ほぼ静置してあったプールから採取したものであるが, 水面から底部にかけて明白な差がある。これはオーバーフローで完全に除去できなかった水面の消火剤が, プール水に溶解し, 底部に拡散しているためと思われる。また, 6月29日は水の半量交換をした後の採水試料であるが, 水面附近の試料を除き測定誤差を考慮すると, 差は認められない。

これはこの日までの水処理の結果, 水中の  $^{24}\text{Na}$  は, 通常の使用水と同程度に近く薄められたものと考えられる。

供給水中にも,  $^{24}\text{Na}$  は存在している。これは供給水を精製するのにイオン交換樹脂を用いているが, 樹脂の活性化に使用する苛性ソーダが微量残留し, 供給水に溶け込んだためと考えられる。

ロ)  $\beta$ 線エネルギー分析結果

$^{24}\text{Si}$  検出器およびフェザー法により測定した  $\beta$ 線最大エネルギーは, 1.4 MeV であり, 半減期は 1.5 時間であった。

これは  $^{24}\text{Na}$  から放出される  $\beta$ 線に該当する。当初, 存在が予想された  $^{32}\text{P}$  は, 最大エネルギー 1.7 MeV の  $\beta$ 線を半減期 14.3 日で放出するが, この存在は認められなかった。

また, 他の  $\beta$ 線の存在も認められなかった。したがって,  $\beta$ 線放出核種の主なものは  $^{24}\text{Na}$  だけと考えられる。

ハ) プール水放射能の測定結果

29日採取したプール水と供給水を同一条件で照射測定した結果は, どちらも  $1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/ml}$  で有意の差は, 認められなかった。

ニ) 結 論

以上の結果は, 次のように結論された。

- ① プール水中の消火剤は, B C 消火剤が大部分であり, A B C 消火剤の存在は, 認め



られない。

- ② 実験，作業等に影響をあたえるような不純物の存在は，認められない。
- ③ 一連のプール水処理の結果，プール水の放射能が高くなるおそれはない。
- ④ プール水中に混入した消火剤は，炉の運転再開に支障ない程度には，除去されている。

#### 7.4.2 アルミニウムの消火剤水溶液による腐食試験

粉末消火剤の一部がプール水に溶解したことが分析で明らかになった。そこで，プール本体や燃料体アルミニウムの腐食に関する参考データを得る目的で，消火剤を微量溶解している水でのアルミニウム腐食試験を行なった。

アルミニウム試験片には，寸法 $35\text{mm}\times 70\text{mm}\times 1.6\text{mm}$ のもの70枚（材質JIS, A110P）を前処理して使用した。試験水には，No.1 プール上澄液，イオン交換水，BC粉末消火剤1 ppm, 10 ppm, 100 ppm相当3種水溶液，ABC粉末消火剤10 ppm, 100 ppm相当2種水溶液の7種類，溶液量1ℓ，試験片は各々10枚を入れ，温度 $40^\circ\text{C}$ ，静止水の状態での500時間の試験を行なった。一定時間ごとに試験片を取り出し，肉眼およびカラー写真による表面状態の観察を行なうとともに，試験片重量を測定して腐食度，侵食度を求めた。

腐食試験結果をTable 7.4.3 およびFig. 7.4.1 に示す。これらの試験水によるアルミニウムの腐食は，全面腐食であり，侵食度はイオン交換水，BC消火剤1 ppm, 10 ppm相当水溶液が $0.0036\text{mm}/\text{y}$ であり，BC消火剤1~10 ppm程度の混入ではその影響はほとんど認められない。BC消火剤100 ppm相当水溶液による侵食度はイオン交換水に比較して約2倍である。次に，No.1 プール水上澄液による値は $0.027\text{mm}/\text{y}$ で，イオン交換水の7.5倍である。上澄液中の消火剤濃度は測定データがないのでわからないが侵食度からは約300 ppmに相当することになる。けれどもプール水の上層部分での消火剤濃度は約1.3 ppmであり，300 ppmは考え難い。したがって，粉末消火剤は，火炎にあぶられると組成の変化が起きて，あるいは腐食性になるのかもしれない。また，プール水上澄液のアルミニウム試験片は，290時間までは，まったく腐食されることがなく金属光沢そのものであったが，400時間以降で急激な腐食増量が測定されている。Fig. 7.4.1 の腐食曲線⑤がそれである。アルミニウムの腐食曲線は，イオン交換水におけるような腐食曲線を示すのが一般的であり，プール水上澄液による今回のデータが何が原因でこのような特性を示したかは不明である。

次に，ABC消火剤10 ppm, 100 ppm相当水溶液でのアルミニウム試験片は，その表面状態が腐食試験の前後で変化なく，また，重量変化もなく腐食はまったく認められない。ABC消火剤の10~100 ppm相当水溶液はアルミニウム材に対して腐食防止作用が認められる。

JRR-4燃料体被覆材の肉厚は $0.38\text{mm}$ ，プールのアルミニウム材は側面が $10\text{mm}$ ，底が $20\text{mm}$ の肉厚である。プール水上澄液でのアルミニウムの侵食度は $0.027\text{mm}/\text{y}$ であり，プールのアルミニウム材に対しては腐食上問題はないものと推定される。燃料体被覆材に関しては動水でのデータがないので判断し難い。なお，プール水はその後新しいイオン交換水に置換されており，正常な水質に復旧しているため，異常な腐食は起きないものと思われる。

#### 7.4.3 JRR-3燃料体冷却管表面付着ウランの分析

昭和44年1月29日の燃料体破損（7本目）時JRR-3重水中にウランを検出した。そ

Table 7.4.3 Corrosion rate of aluminum (JISA1100P)

Solution Composition	Corrosion Rate	
	mg/dm <sup>2</sup> day	mm/year
① Demineralized Water	0.263	0.0036
② BC 1 ppm	0.269	0.0036
③ BC 10 ppm	0.263	0.0036
④ BC 100 ppm	0.495	0.0067
⑤ R-4 Pool Water	1.99	0.027
⑥ ABC 10 ppm	0	0
⑦ ABC 100 ppm	0	0

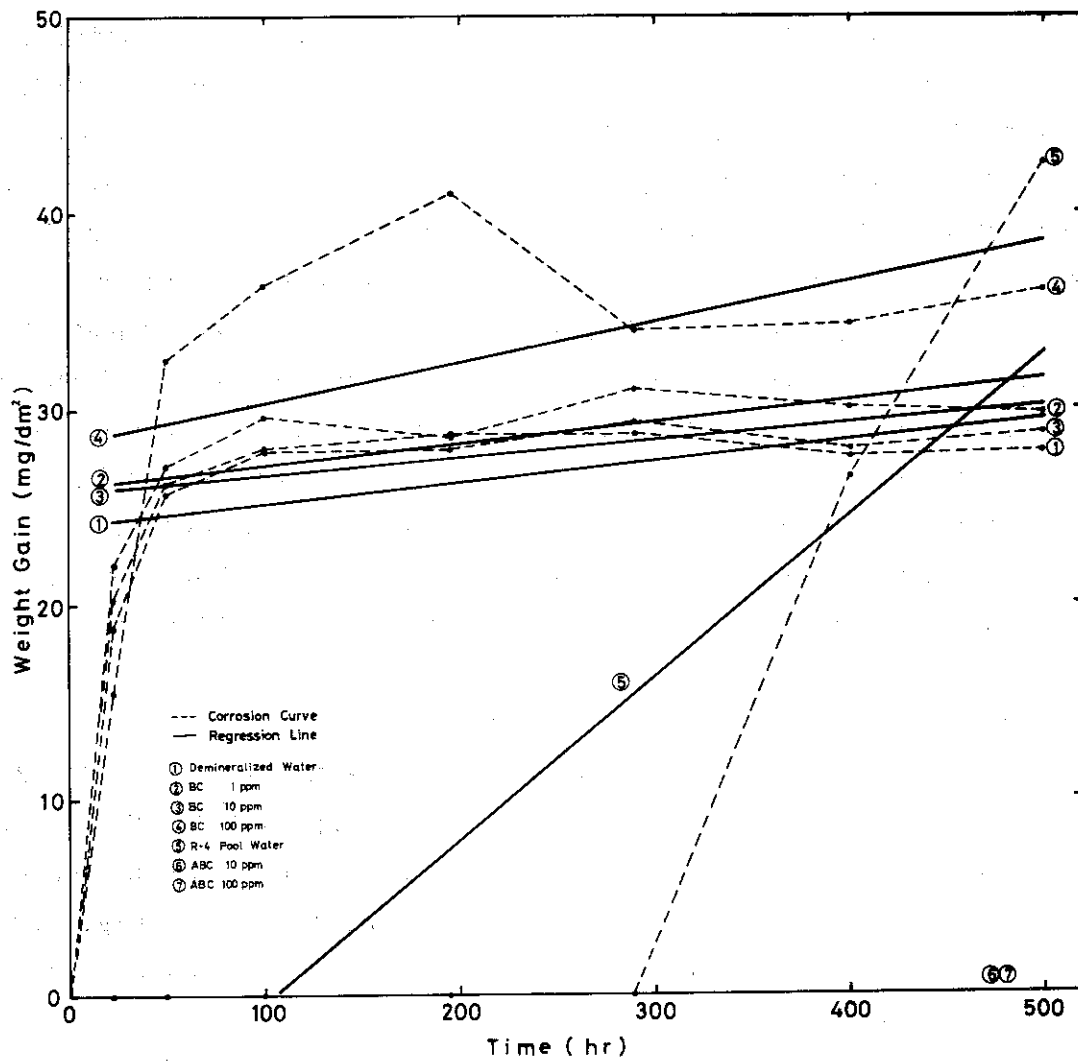


Fig. 7.4.1 Corrosion curves of aluminum (JISA1100P)

の後、重水中ウラン濃度は、最大  $0.747 \mu\text{g}/\text{ml}$  まで達した。ところで重水中に放出されたウランは重水系内の表面に付着し破損直後（昭和44年2月）に取り出された燃料体冷却管表面付着ウラン量平均値は  $7.3 \mu\text{g}/\text{cm}^2$ 、破損後5.5カ月後（昭和44年6月）に取り出された燃料体冷却管表面付着ウラン量平均値は、 $17.5 \mu\text{g}/\text{cm}^2$  であった。冷却管表面付着ウラン量は5.5カ月の間に著しく増大していることが知れる。このウラン量が、その後さらに増大し続けているのか、あるいは平衡状態に達して同じ値にとどまっているかを知る目的からその後に取り出された燃料体冷却管表面付着ウランの分析を行なった。付着ウランは硝酸（1+1）溶液に  $50^\circ\text{C}$ 、15分～20分攪拌の条件で100% 溶出することは、実験で確認しているので、溶出はこの方法で行なった。ウラン分析は、オキシソ抽出分離—アルセナソIII光度法により行なった。（検出感度  $0.2 \mu\text{g}/\text{ml}$ ）試料は、冷却管を約20cmの長さに切断したもので切断に際しては、付着ウランが剝離しないよう注意した。

分析結果、破損直後（昭和44年2月）に挿入され2年10カ月後（昭和46年12月）に取出された燃料体冷却管の表面付着ウラン量の平均値は  $23.8 \mu\text{g}/\text{cm}^2$  であった。燃料体破損時における重水中のウランは、針状粒子であることが確認されており、重水中ウラン濃度も非均一性分布となって検出されている。このことから重水系内表面にウランが一定の割合で付着したかどうかは明確ではないが、破損直後5.5カ月後取り出した燃料体冷却管付着ウラン量平均値で比較するとはっきりと差が認められ付着量が増大し続けたことは明らかである。一方、破損後1年8か経過してから挿入された燃料体冷却管表面には付着ウランは検出されていない。ところで、重水中のウラン濃度は7本目破損時（昭和44年1月29日） $0.12 \mu\text{g}/\text{ml}$  を検出してから昭和44年2月～3月の原子炉運転時には約  $0.1 \sim 0.75 \mu\text{g}/\text{ml}$  の範囲内であった。しかし、昭和44年4月以降原子炉を停止して重水中ウラン除去精製作業が行われ4月～6月には約  $0.01 \sim 0.03 \mu\text{g}/\text{ml}$ 、7月～9月には約  $0.02 \mu\text{g}/\text{ml}$  となり10月以降は  $0.003 \mu\text{g}/\text{ml}$  前後に減少している。これら破損時の重水中ウラン濃度の推移を考慮し、さらに重水系内表面に付着したウランの重水中への再溶出はほとんど起きていないことがデータから裏付けされているので、燃料破損によって重水中へ放出されたウランのうちフィルタやイオン交換樹脂塔で除去された以外のものは破損後7～8カ月の間にその大部分は重水系内表面に付着したものと推定される。

#### 7.4.4 JRB-2 FP異常放出燃料体ロケーション

運転第7サイクルにおいて、FFD指示値が通常よりヘリウム系で約5倍、重水系で約2倍大きく、重水およびヘリウム中の放射性核種分析で通常検出される核種のほか、主重水に $^{138}\text{Cs}$ 、精製重水に $^{135}\text{Xe}$ 、ヘリウムに $^{85\text{m}}\text{Kr}$ 、 $^{87}\text{Kr}$ 、 $^{88}\text{Rb}$ 、 $^{138}\text{Cs}$ などのFP核種が検出され、FP異常放出燃料体の存在が確認された。重水およびヘリウム中の $\gamma$ 線スペクトルをFig.7.4.2および7.4.3に示す。ヘリウム中のFPの放射能濃度に対応するウラン量は4.5mgと推定された。<sup>1)</sup>これは、全燃料体の推定付着ウラン量0.5mgの9倍である。

第7サイクル運転終了後（10月23日）全燃料体24本の燃料体上5cm（上部ボックス内）の部分の重水をサンプリングし、第1次ロケーションを実施した。これらの重水のgross  $\beta$ 、 $\gamma$ の放射能測定結果をFig.7.4.4に示す。6D孔試料のgross  $\beta$ 、 $\gamma$ 放射能は他の23個の試料と比較すると高く6D孔の円筒燃料体に異常のあることがよくわかる。同一タイプの

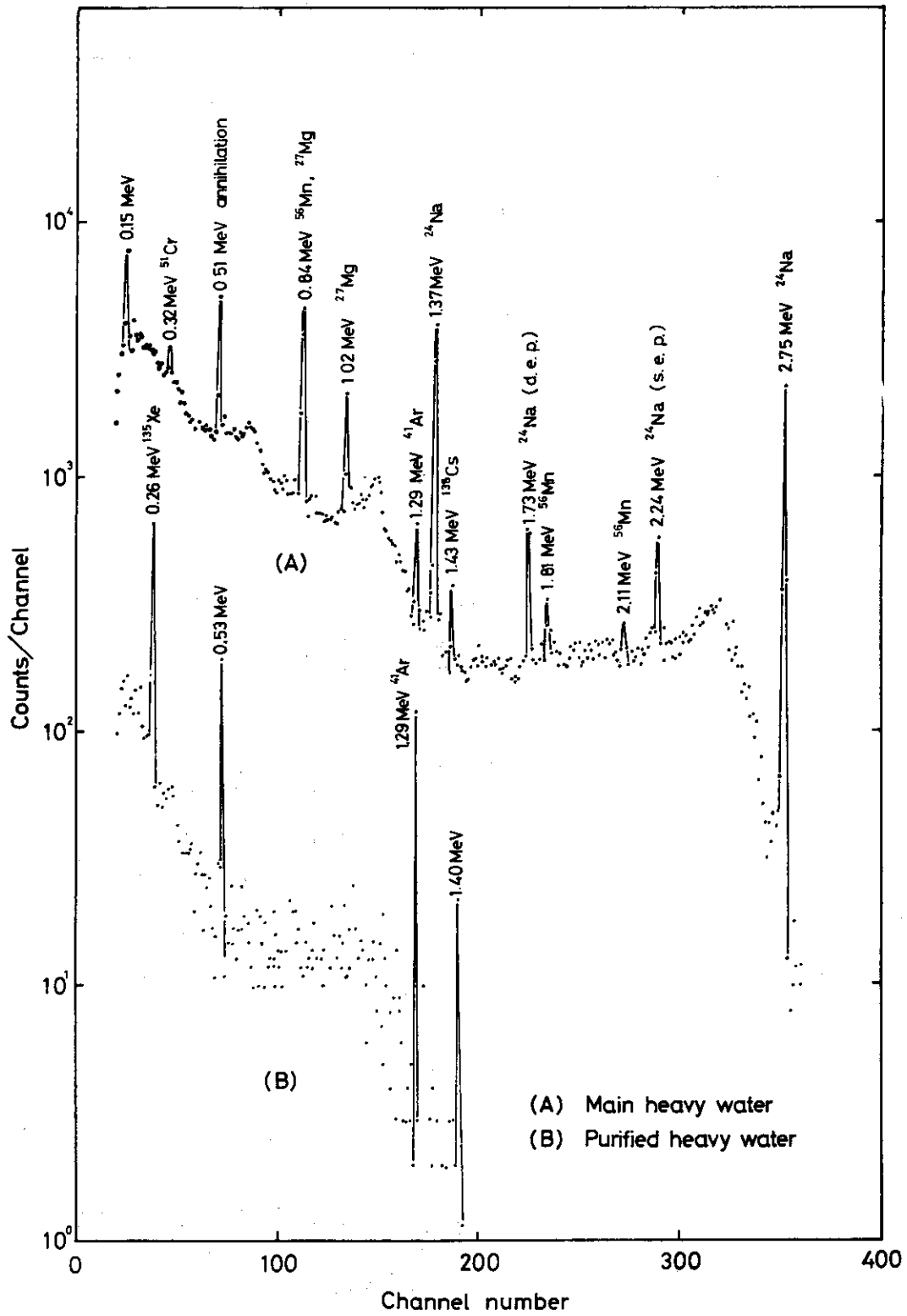


Fig.7.4.2  $\gamma$ -ray spectra of heavy water in JRR-2

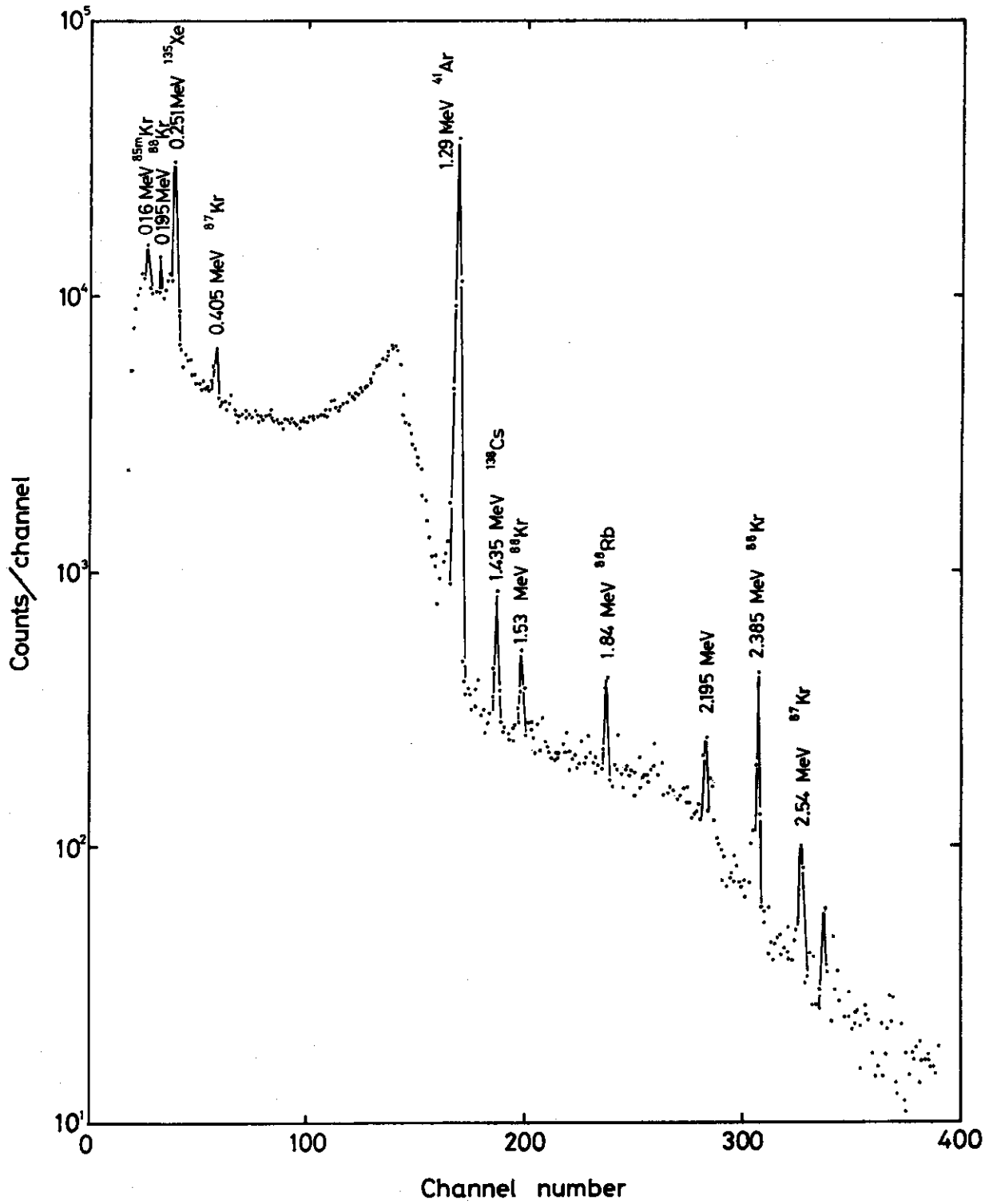


Fig.7.4.3  $\gamma$ -ray spectrum of helium in JRR-2

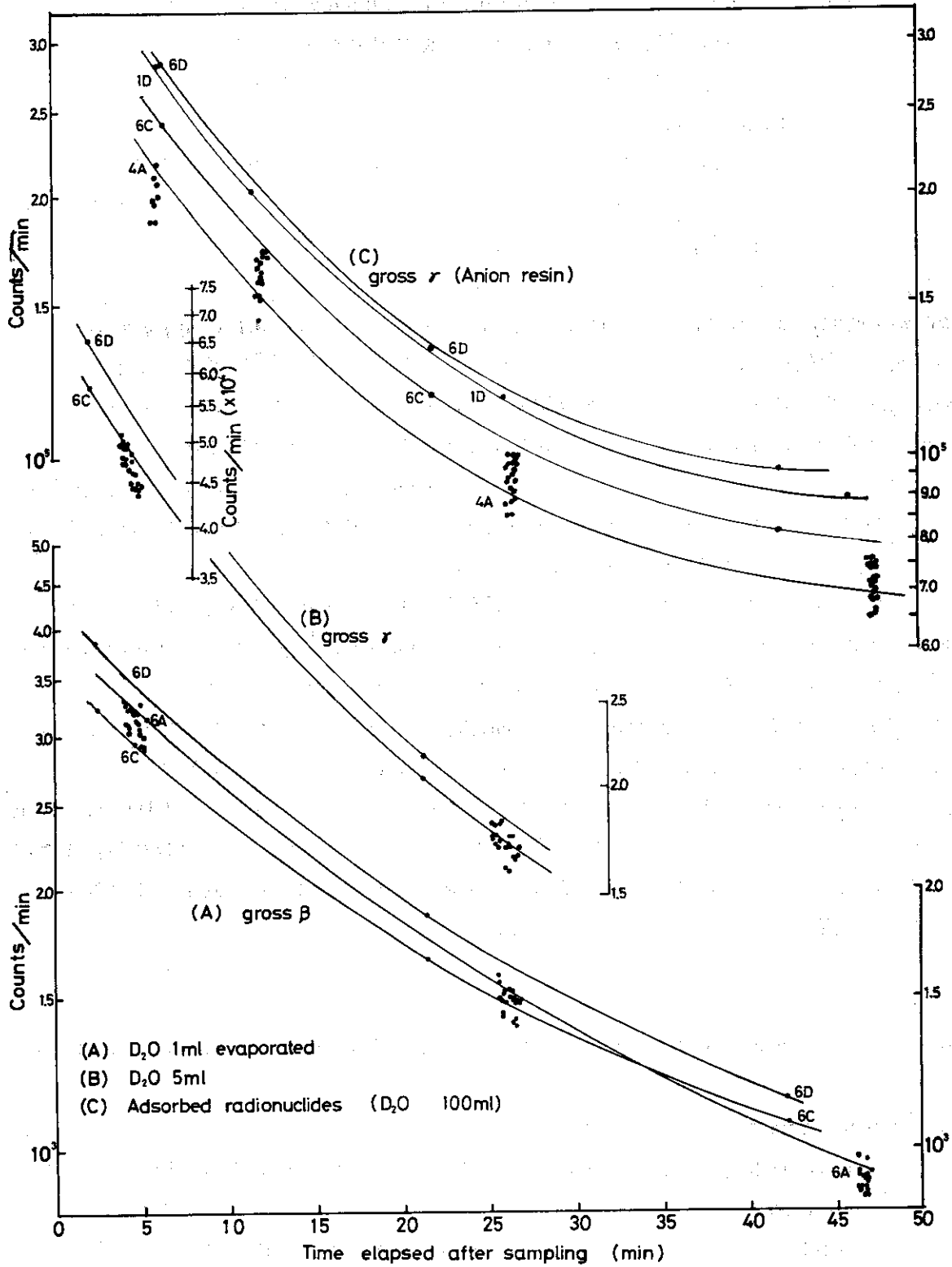


Fig.7.4.4 Gross  $\beta$ ,  $\gamma$  activity in heavy water

円筒燃料体である6 D孔と6 C孔試料のgross  $\beta$  計数値の比(6 D-6 C/6 C)はサンプリング後2時間, 21時間, 42時間でそれぞれ0.19, 0.12, 0.067である。23試料の平均値との比較ではないので, 一概にはいえないが, 短半波期のFP核種を考え, サンプリング後に試料の調整, 測定をできるだけ早く実施し比較するのが望ましい。また, サンプリング重水100ml中の核種を10mlの分析用陰イオン交換樹脂に吸着させ, そのうちの5mlについてgross  $\gamma$ を測定した。結果をFig. 7.4.4に示す。この場合も6 D孔重水を処理したイオン交換樹脂が最も大きな値を示している。6 Dと6 Cの試料の計数値の比はサンプリングからの経過時間が7時間, 22時間, 42時間の各点で, それぞれ, 0.18, 0.13, 0.17である。正常燃料体と考えられる6 C孔試料に対して6 D孔試料の計数値は約20%大きな値を示している。また, イオン交換樹脂中の放射性核種を $\gamma$ 線スペクトルにより分析した結果, 6 D孔試料には他の試料に比較して,  $^{99m}\text{Tc}$ が特に多く含まれていたが,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ は6 D, 1 D, 6 C孔試料にほぼ同程度含まれており, 以上の結果から, 6 DをFP異常放出燃料体と断定するには不十分であるので, 6 D, 1 C, 6 C, 5 B, 4 Aの5燃料体につき第2次ロケーションを第1次ロケーションと同様に実施した。結果は重水のgross  $\beta$ ,  $\gamma$ およびイオン交換樹脂のgross  $\gamma$ 放射能はいずれも6 D孔試料が他の試料と比較して著しく大きい値を示したので, 6 D孔円筒燃料体をFP異常放出燃料体と断定した。

また, 今後の参考資料を得るため, 静止した炉心重水中でのFPの拡散を測定し, 重水サンプリングの最適時間と位置, ならびに炉出力を(zero powerから)1 kW, 10 kW, 100 kWに上昇させた場合のFP異常放出燃料体に関する検出感度の比較を行なった。結果は静止した炉心重水中の垂直方向への拡散速度は15 cm/h, 水平方向へのそれは0.63 cm/hであり, 炉心温度の影響を加味するとポンプ停止後4時間以内の1°Cあたりの自然対流速度はFPの拡散速度から7.7 cm/h $\cdot$ °Cであった。重水サンプリングの最適時間は重水ポンプ(DP-4)停止後30分から数時間と推定され, その位置は燃料体上部ボックス内が適当と思われる。また, 原子炉稼動の状態では, サンプリング直後にそのサンプルの表面線量率を測定して比較するのが最も簡便で感度がよい方法であることが判明した。

#### 参考文献

- 1) 鈴木義雄, 根本剛也 "JRR-2 重水中の放射性核種" JAERI-memo 4771 (1972)

#### 7.4.5 JRR-2 熱遮蔽水への重水漏洩

JRR-2では, 重水タンク支持リングからの重水漏洩に対する補修工事を過去2回実施した。しかしながら, 熱遮蔽水系への重水漏洩はその後も起きている。このため重水漏洩量を抑えるために, 昨年原子炉停止後の炉心冷却を非常用重水ポンプ(DP-4)で行なうなどの対策をし, かなりの効果を得た。しかしながら, 47年度第7サイクル以降, 重水漏洩はそれまでにくらべて著しく増加している(Fig. 2.5.2参照)。第7サイクル以降の漏洩量と第1次補修工事(40年7月~12月), 第2次補修工事(43年10月~44年1月)前の漏洩量と比較したものをFig. 7.4.5の①~⑥に示す。この結果, 熱遮蔽水系の総量を9tとすると, 第1次補修工事前は5 kg/day, 第2次補修工事前は0.6 kg/day, 第7サイクル以降の漏洩

量は  $1.24 \text{ kg/day}$  である。これは第1次補修工事前の漏洩量の約  $1/4$ 、第2次補修工事前に比較して約2倍の量である。すなわち、第7～第10サイクルの間に  $107 \text{ kg}$  の重水が熱遮蔽水系に漏洩している。また、熱遮蔽水中のトリチウム量は重水漏洩量にもなって増加し、たとえば、48年2月の排水時にはトリチウムの全量は  $73 \text{ Ci}$  になり、このために  $28,000 \text{ t}$  の希釈水を必要とし、排水は4日にわたって行なわれた。このように重水管理のうえでも、また、熱遮蔽水中のトリチウム量の増加などでもかなりの支障をきたしている。昨年度の漏洩は、主に原子炉起動時および停止時におきていたが、第7サイクル以降は原子炉運転中にも漏洩が起きている。漏洩対策として JRR-2 では、48年12月以降に炉心改修工事を予定しているが、48年2月から改修までの期間における漏洩重水量は現時点での漏洩率が続くものとして約  $400 \text{ kg}$  (トリチウム約  $340 \text{ Ci}$ ) と推定されているため、今後は熱遮蔽水系のポンプなどの保守や熱遮蔽水の排水時には、トリチウムの被曝に十分な注意が必要である。



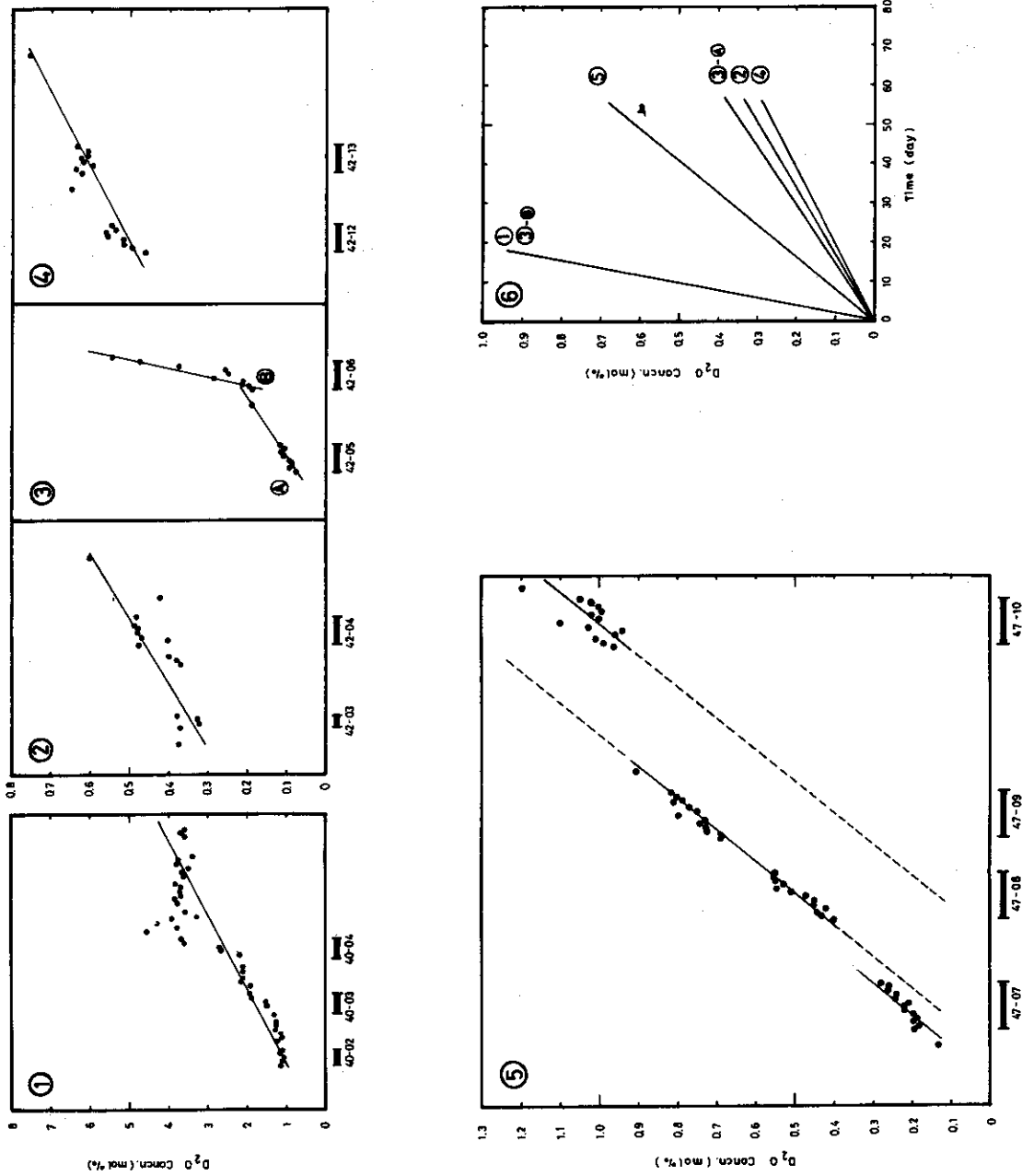


Fig.7.4.5 The concentration of heavy water in JRR-2 thermal shield water

## 7.5 燃料

### 7.5.1 使用済燃料の検査

#### (1) JRR-2

炉心内で核分裂生成物 (FP) の異常放出が確認された円筒型燃料 (TM-15) について、使用済燃料貯槽において wet sipping 検査を適用した。検査は、同時に取出した他の2本の燃料と比較して行なった。測定結果を Fig. 7.5.1 に示す。円筒型燃料を封入した容器内の水の  $\gamma$  線スペクトルには FP が明確にあらわれている。他の燃料の容器内水にも若干の FP が見られるが、これは炉内で汚染したためと考えられる。容器内の水の放射能濃度は同図左下に示すように他の燃料にくらべ著るしい上昇を示し、特に、 $^{137}\text{Cs}$  の濃度上昇から TM-15 の破損は確定的である。(他の燃料は定量できず)

#### (2) JRR-3

今年度、炉から取出した S-H 使用済燃料 32 体のうち、平均燃焼度が 150 MWD/T を越えている燃料 9 体 (燃料要素 27 本) について、使用済燃料貯槽内で外観検査を行ない、異常のないことを確認した。また、平均燃焼度が 332 MWD/T に達した補充燃料についても外観検査を行なったが、表面は金属性の光沢を有し、凹凸がまったくないことから、さらに燃焼できることを確認した。(研究炉技術課; 足立 守, 松野見爾, 内山順三, 佐藤 博)

### 7.5.2 使用済燃料貯槽水の放射性物質除去試験

使用済燃料貯槽水は、現在水の純度を上げるためにイオン交換樹脂 (混床式) を用いているが、その他の水中の放射性物質および塵埃を除去する目的でプレフィルタ (カチオン樹脂を使用) を設置している。このプレフィルタは、放射線量率の上昇、イオン交換容量の低下などのために頻りに交換する必要があるが、樹脂廃棄は高放射線量下の作業が長時間にわたるため、作業者の被曝線量が増大し安全上好ましくない。そこで、プレフィルタを改造する目的で以下の試験を行なった。

試験は、JRR-3 使用済燃料貯槽水をイオン交換樹脂、活性炭、陶管フィルタで汙過し、放射性物質の除去効果を調べた。イオン交換樹脂 (アニオン、カチオン、混合で大きさは各 50 メッシュ) と活性炭 (10 メッシュ) はガラス製の筒に 20 cc ずつ詰めて、流量 3.3 cc/min (空間速度 10) で 3  $\ell$  の貯槽水を流した。陶管フィルタには 1 m の落差を設け、流量 36.4 cc/min で 10  $\ell$  の貯槽水を流した。

除染効率は、汙過前後の水を 500 cc ずつ採取し、400 チャンネル PHA (60 cc Ge(Li) 検出器) で  $\gamma$  線スペクトルを測定して算出した。結果を Table 7.5.1 に示す。除染効率は陶

Table 7.5.1 Decontamination efficiency

	gross ( $\beta \cdot \gamma$ )	$^{137}\text{Cs}$	$^{60}\text{Co}$
Earthenware pipe	99.7	$\approx 100$	$\approx 100$
Cation	99.6	$\approx 100$	$\approx 100$
Mixture (anion 2 / cation 1)	99.5	$\approx 100$	$\approx 100$
Activated carbon	89.2	96.2	86.6
Anion	10.0	60.6	19.0

unit : %

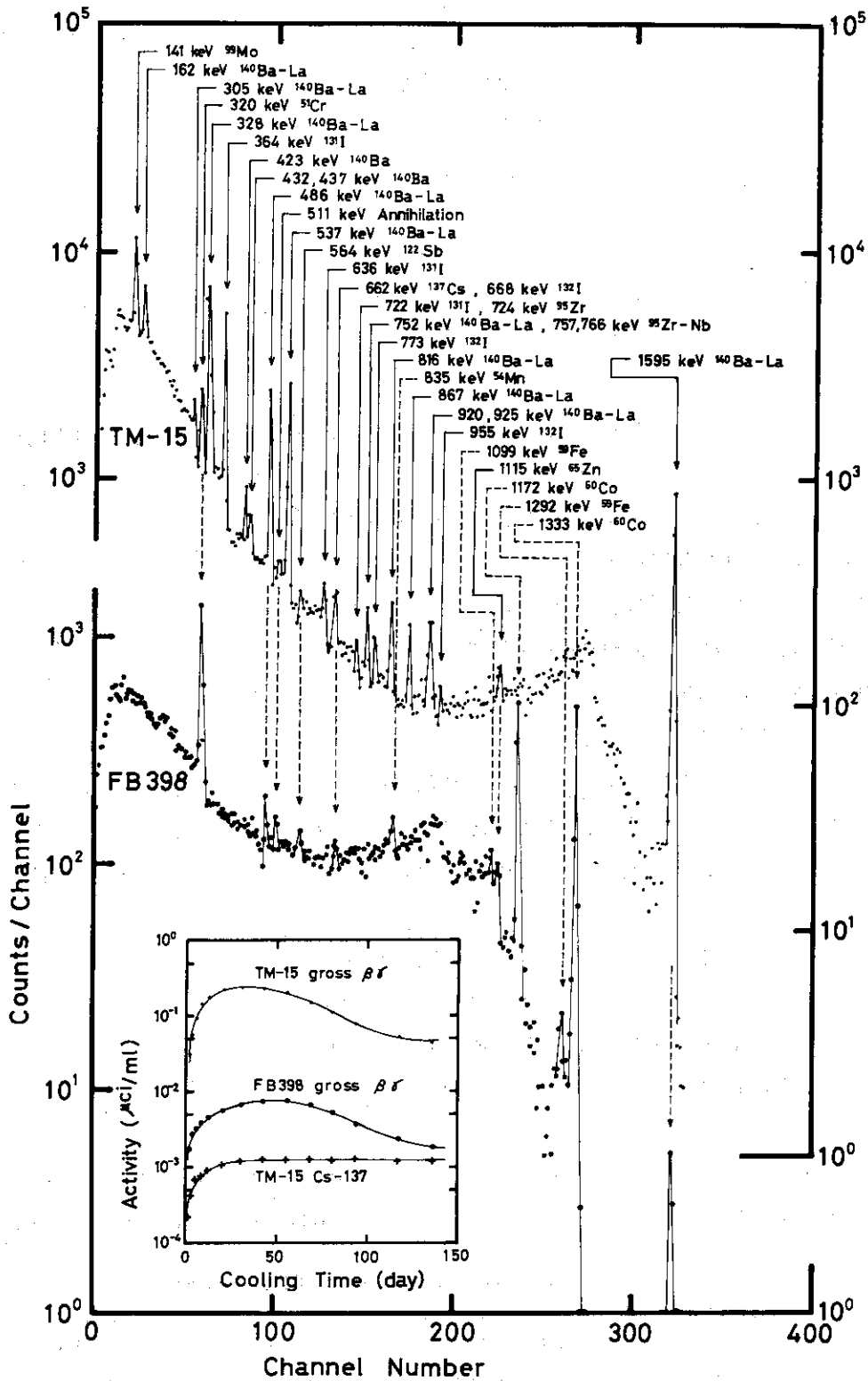


Fig.7.5.1  $\gamma$ -ray spectrum of water in ruptured fuel can

管フィルタ，カチオン樹脂，混合，活性炭，アニオン樹脂の順に大きい。除染効率をもっとも大きな陶管フィルタ通過前後の水の $\gamma$ 線スペクトルをFig. 7.5.2 に示す。JRR-3使用済燃料貯槽水に含まれている核種は， $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ が主であるが，これらは完全に除去されている。放射性核種別の吸着状況をFig. 7.5.3 に示す。これはカラムを1 cm 巾の鉛でコリメートして $\gamma$ 線スペクトルを測定して得たものである。 $^{137}\text{Cs}$ はカチオン樹脂および混合樹脂の上層部で直ちに吸着する。活性炭への吸着状況は，活性炭の大きさにより異なるため単純に比較はできないが，上層部での吸着が比較的少ない。 $^{137}\text{Cs}$ はアニオン樹脂にはほとんど吸着しない。一方， $^{60}\text{Co}$ はカチオン樹脂および混合樹脂の場合， $^{137}\text{Cs}$ と同様な傾向を示している。しかし，活性炭およびアニオン樹脂では，上層部より下で吸着している。

プレフィルタとして使用する場合の陶管フィルタとカチオン樹脂の優劣は，使用済燃料貯槽水中に含まれている放射性物質がイオン状であるか粒子状であるかによって決まる。今回の試験から，放射性物質の形状を明らかにすることはできなかったが，陶管フィルタの放射性物質除去効果が大きなことから，イオン状で存在する割合は少ないと考えられる。現在貯槽では，プレフィルタとしてカチオン樹脂を使用しているが，取扱いが便利な陶管フィルタでも十分その機能を果たすことがわかり，この使用によって，被曝線量を大巾に減らすことが期待できる。

(研究炉技術課；足立 守，松野見爾，内山順三，佐藤 博)

### 7.5.3 JRR-2 第7次燃料余剰反応度低下の原因調査

JRR-2では，第7次燃料を原子炉に挿入した期間，炉の余剰反応度の低下が生じた。この原因は，燃料交換時の反応度点検および第7次，第8次燃料の反応度比較試験結果から，第7次燃料に起因すると判断された。同燃料について，要素の寸法，使用素材の品質，燃料芯合金中のウラン濃度，ウラン量などの検査を行なったが，これらの検査結果では，反応度低下の原因となるような異常は見出されなかった。<sup>1)</sup>そこで，使用済第7次燃料のICPP<sup>注1)</sup>における再処理の際に，同燃料のウラン，プルトニウムの化学分析および同位体分析を行ない，その測定値から初期ウラン量，濃縮度を推定し，検査成績表の値<sup>注2)</sup>(以下報告値という)と比較した。測定は，要素24本を6バッチに分け，各々のバッチについて行なった。

初期U-235量，濃縮度および初期全ウラン量は，燃焼度を高濃縮ウラン燃料の場合一般に用いている定義(燃焼度=損耗U-235量/初期U-235量)で表わすと次式によって求めることができる。

$$U_5^0 = U_5 / (1 - B_u) \quad (1)$$

$$E_n = \frac{R5(1 + \alpha_5)}{R5B_u + (1 + \alpha_5)(1 - B_u)} \quad (2)$$

$$U^0 = U_5^0 / E_n \quad (3)$$

ここで， $U_5^0$ ， $U^0$ は初期ウラン235量，初期全ウラン量である。 $U_5$ ， $R5$ は残存ウラン

注1) Idaho Chemical Processing Plant.

注2) 製作時におけるメーカーからの報告値

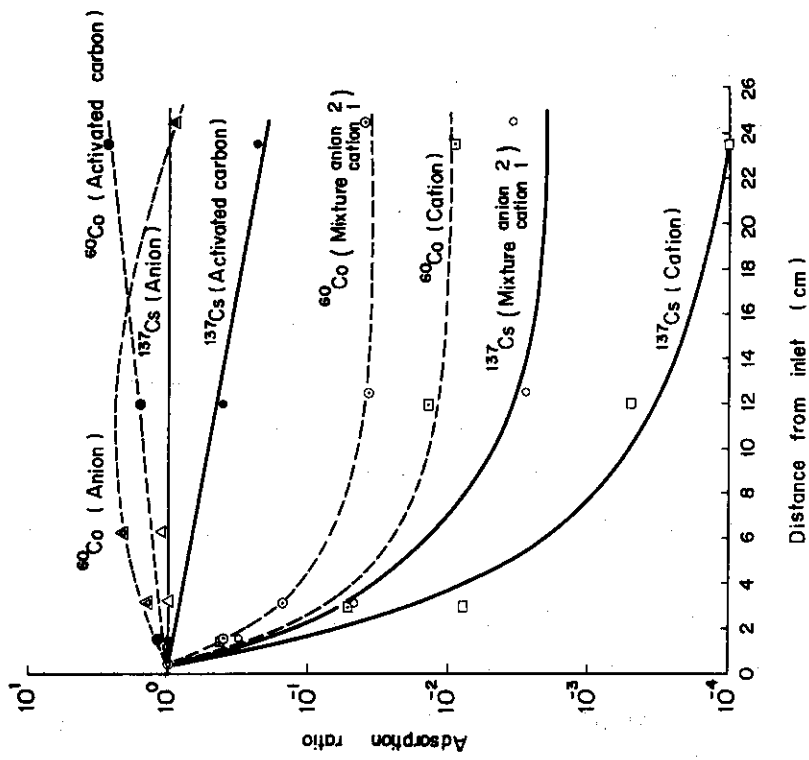


Fig.7.5.3 Adsorption distributions in column

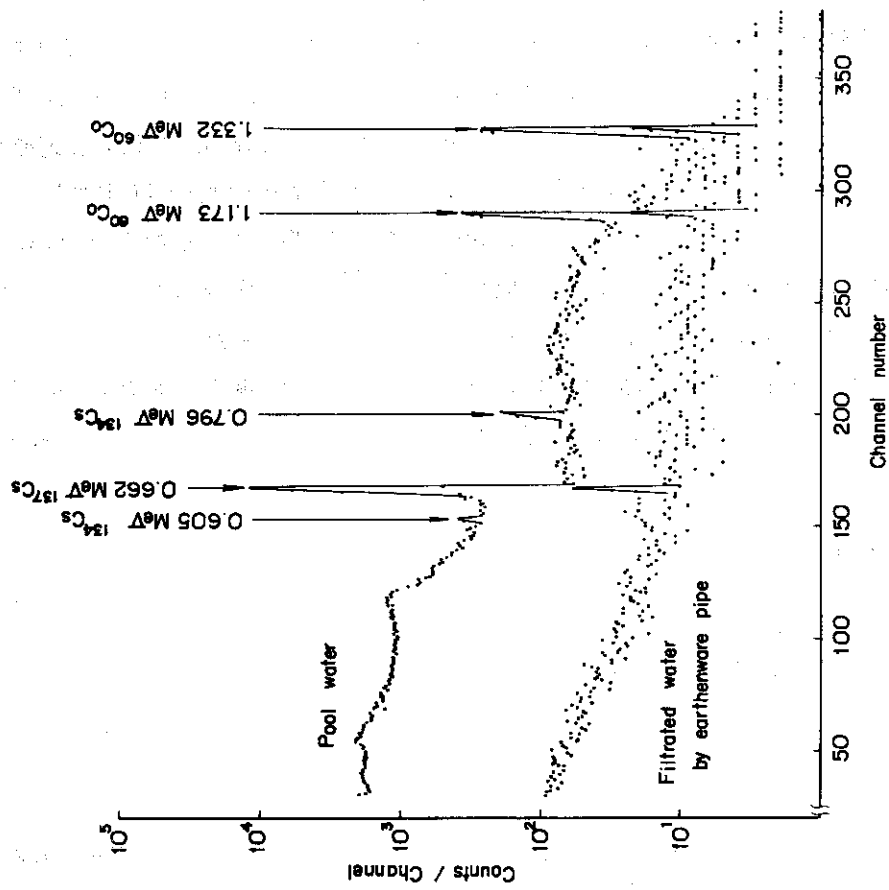


Fig.7.5.2  $\gamma$ -ray spectrum of pool water

235量およびウラン235の同位体比で、いずれも測定値である。 $\alpha_5$ ,  $E_n$ ,  $B_u$ は各々ウラン235の核分裂断面積に対する捕獲断面積の比、濃縮度および燃焼度を示す。

各バッチの燃焼度は、ウラン235の熱中性子捕獲によって生ずるウラン236の原子数から求められる。

$$B_u = \frac{R_{\%} - R_{\%}^0}{R_{\%} + \frac{\alpha_5}{1 + \alpha_5}} \quad (4)$$

$R_{\%}^0$ ,  $R_{\%}$ は、ウラン236とウラン235の照射前後の同位体比である。ここでは、燃焼度は、各バッチにおける照射後の $R_{\%}$ から最小二乗法を用いて外挿して求めた。計算結果をTable 7.5.2に示す。この結果を熱出力から算出した燃焼度と比較すると、Fig. 7.5.3に示すように極めてよく一致している。(熱出力から算出した燃焼度は原子炉における熱の逃げを考慮すればJRR-2使用済燃料の解体検査および第1, 2, 3次の再処理より得た燃焼度と極めてよく一致していることが報告されている。<sup>2)</sup>)

実測燃焼度から算出した初期ウラン量、濃縮度およびこれらの結果と報告値を比較したものをTable 7.5.3に示す。実測燃焼度から求めた24要素の平均濃縮度は、89.70w/oとなり、報告値89.95w/oに比べて若干低い値であるが、仕様範囲(89.85±0.15w/o)を満足している。しかし、初期ウラン235量は、平均値でバッチあたり647.68gとなり、報告値(仕様範囲内)より約50g少ない値となった。これは要素1本あたりにすると初期ウラン235量および初期全ウラン量で各々約13gおよび14gに相当する値である。この値は、反応度不足のウラン235当価量と推定される値(約10g)とよく一致している。

(研究炉技術課; 足立 守, 松野見爾, 内山順三, 佐藤 博)

参考文献

- 1) 研究炉管理部“研究炉・ホットラボの運転と技術管理,” JAERI-memo 4343(公開), Feb.1971.
- 2) 高柳 弘, 足立 守, 松野見爾, 内山順三, 佐藤 博, 島敬二郎, 伊藤忠春, 山原 武 “JRR-2使用済燃料の解体検査(II),” JAERI-memo 3315(未公開), Sep.1968.

Table 7.5.2 Actual burn-up of each batch

Batch No.	Burn-up (%)
1	13.94
2	11.74
3	13.61
4	16.76
5	11.74
6	12.26

Table 7.5.3 Comparison table of calculated and reported value

	average/element		
	Enrichment	Initial U-235	Initial U
Calculated	89.70 w/o	16 1.92 g	18 0.51 g
Reported	89.95 w/o	17 5.01 g	19 4.56 g

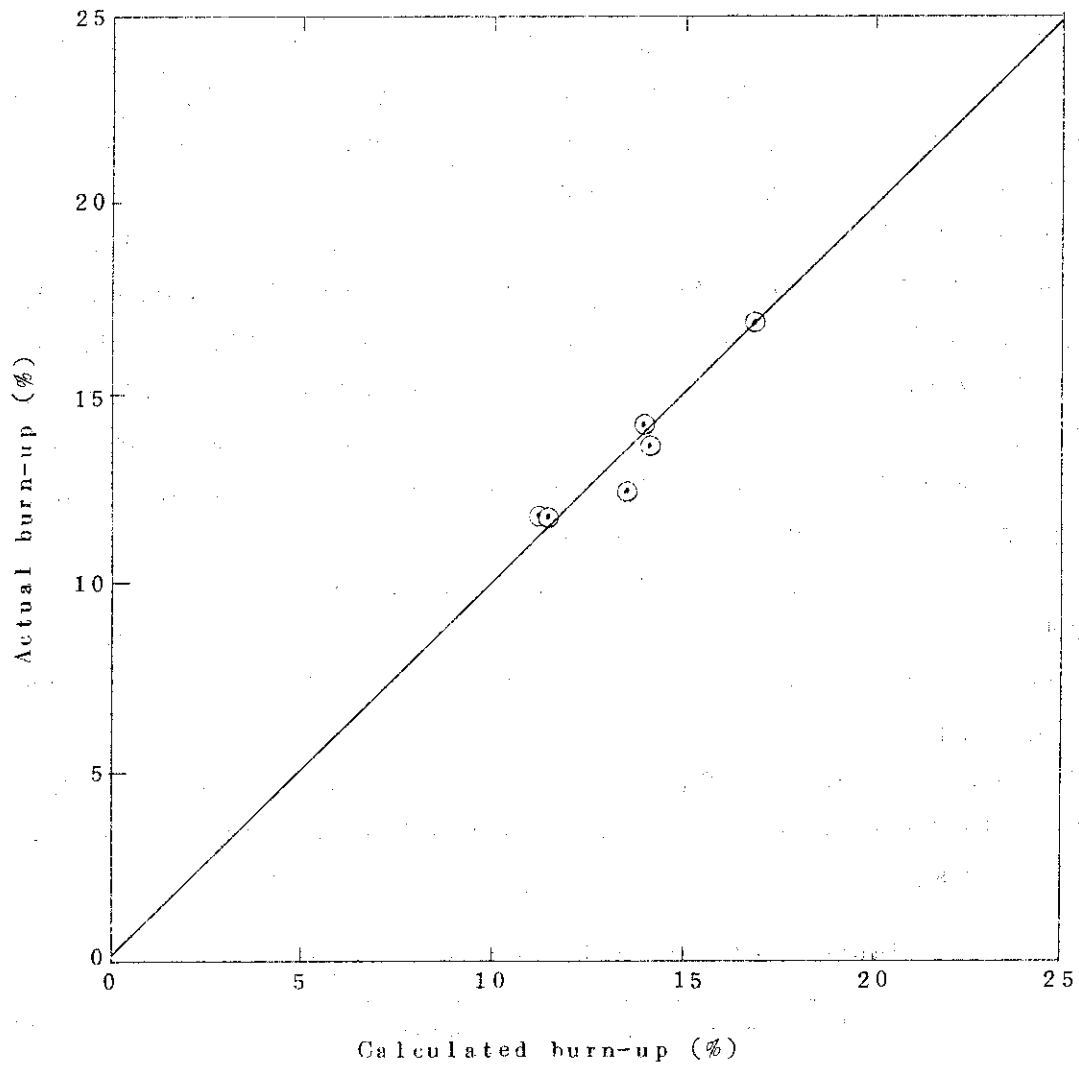


Fig. 7.5.4 Relation between actual burn-up and calculated burn-up

## 7.6 計測制御

### 7.6.1 JRR-4 制御板位置指示計の改修

データロガの整備計画は、48年度においてJRR-4の計装機器と接続し試用することが予定されたため、全制御板の位置信号をデジタル化する必要があり、47年11月の定期自主検査の期間に本改修作業を行なった。改修作業の概要は、既存の位置指示計を全面的に撤去し、6台の制御棒駆動部内の位置指示発信機を変更する。また、制御室の位置表示器の製作、取付けを行ない、この間の配線を変更した。

デジタル位置指示計は45年度に試作し、<sup>1)</sup>約1年半の試用を行なった結果は良好であったので、試作品と同様のものを全制御板に使用することとした。この位置指示計の全系統はFig. 7.6.1に示すもので、今回は二重刷子選択回路を制御棒駆動部に組込み、また、制御室の表示部にはD/Aコンバータを組込んで、デジタルとアナログの両指示をするようにした。

二重刷子選択回路を駆動部外に置くと、信号線の数が多くなり、これらをつなぐコネクタを全部交換しなければならない。このため、二重刷子選択回路用プリント基板3枚を入れるため、Fig. 7.6.2に示すシャーシを製作し、今まで使用していたシンクロ発信機を撤去したあとに取付け、外部に出す信号線の数を減らしたので、既存のコネクタを変更することなく使用することができた。

D/AコンバータはFig. 7.6.3に示すものである。

#### 参考文献

- 1) 研究炉管理部編 JAERI-M 4752 131 1972



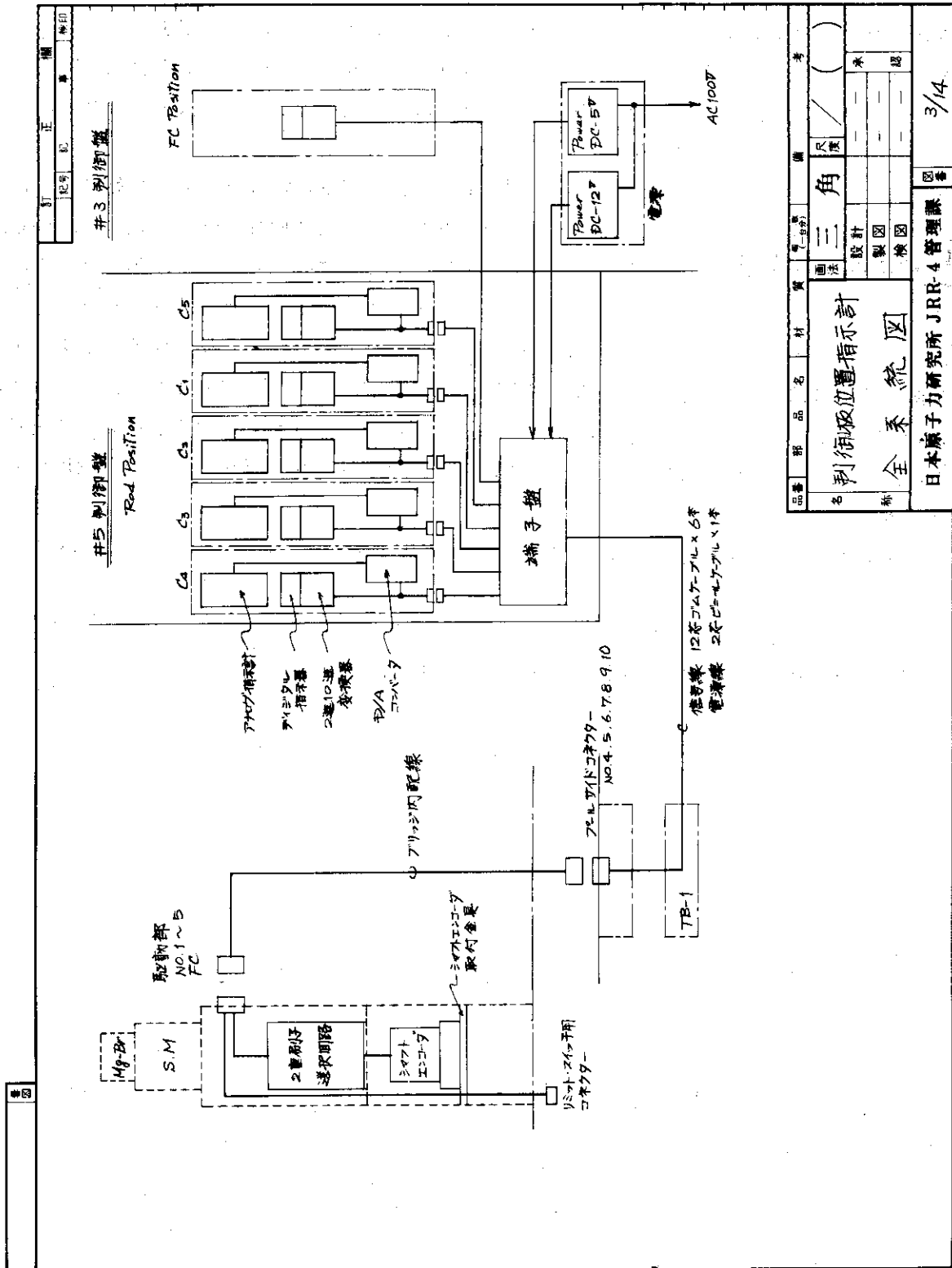


Fig. 7.6.1 JRR-4 Rod Position Indicator System (I)

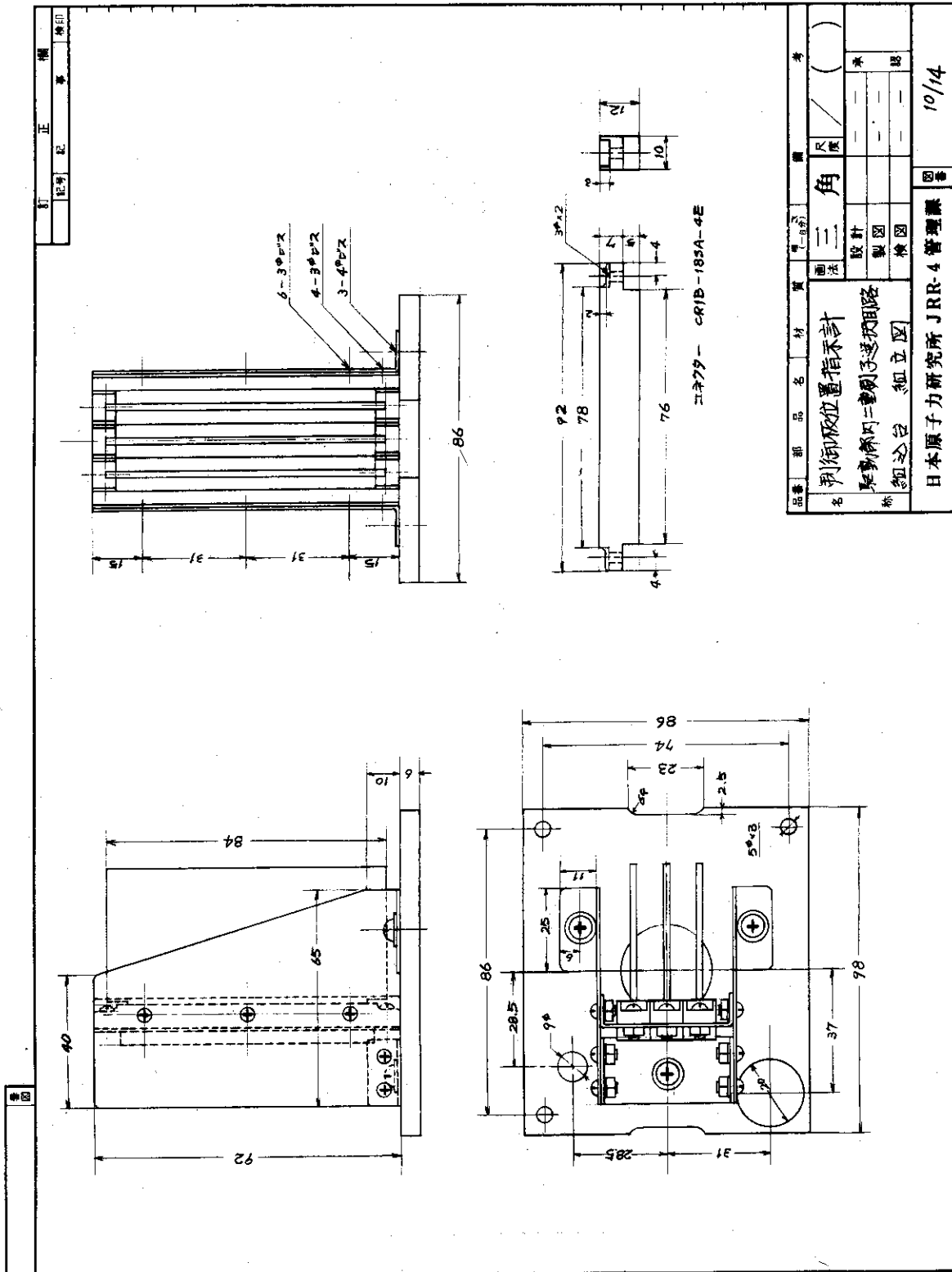


Fig.7.6.2 JRR-4 Rod position indicator system (2)

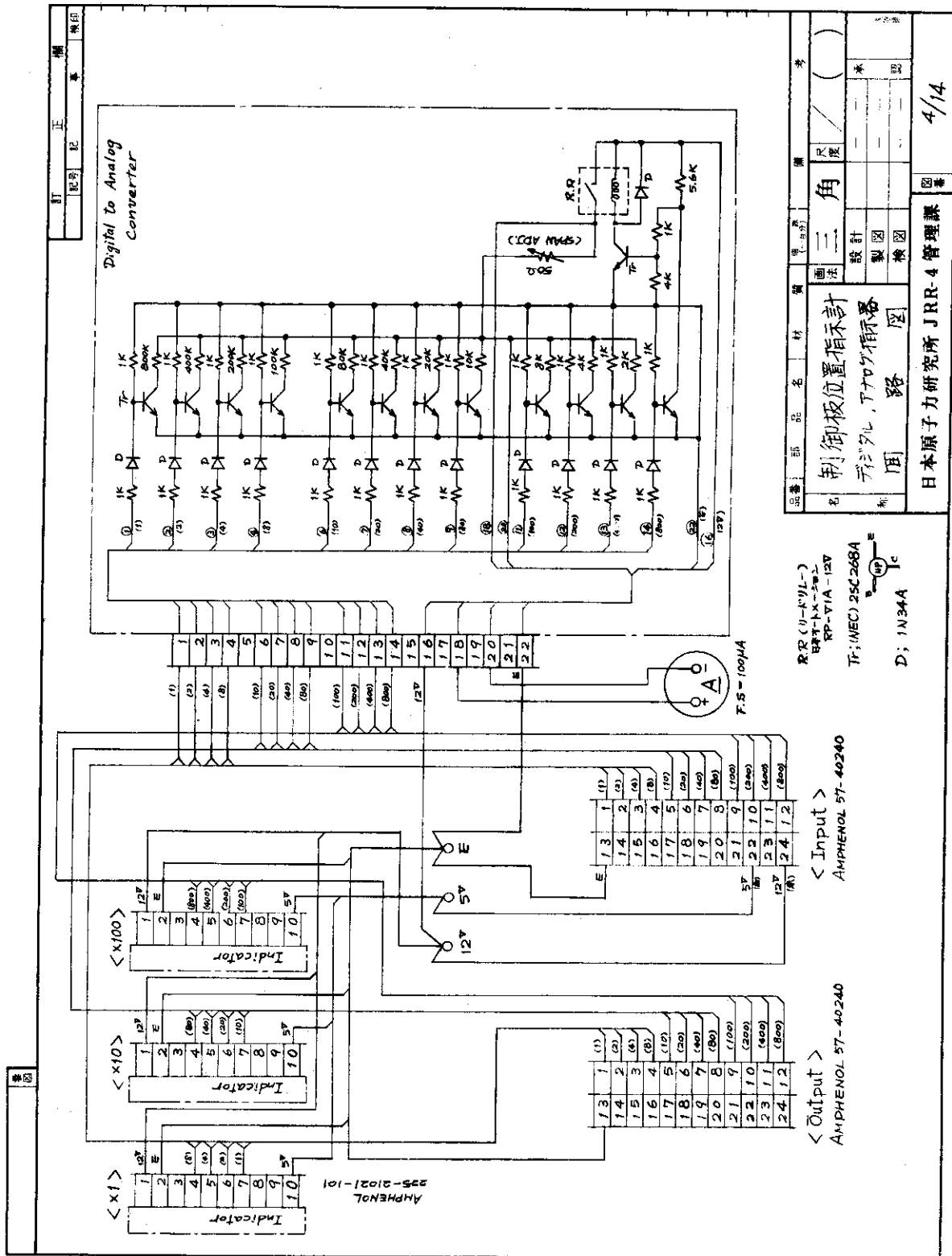


Fig. 7.6.3 JRR-4 Rod position indicator system (3)

## 7.7 照射技術

### 7.7.1 茨城国体炬火の採火実験

昭和49年茨城国体の開会式当日、メインスタジアムの炬火台に点火するための炬火として、自然の火（筑波山）、伝統の火（鹿島神宮）、科学の火（原研）が考えられている。県当局から東海研究所に科学の火の採火について要請があり、昭和47年2月研究炉管理部内に炬火採火検討グループが設けられた。このグループにおいて、採火方法の検討および炉外試験を行ない、最も実現性のある方式として、熱電対方式を採用し、使用原子炉はJRR-3またはJRR-4を予定することとした。

47年10月、JRR-4反射体領域にボイド照射筒（以下、V照射筒）を設置し、これに上記グループで設計した試験用カプセルを装荷して予備実験を行ない、発熱、熱起電力、反応度、断熱特性などのデータを取り、本番規模の点火装置を設計するのに十分な情報が得られた。

47年11月、使用原子炉はJRR-4とすることが正式決定され、炬火採火検討グループの下部組織としてJRR-4課員を中心として採火実験グループを設け、本番規模の点火装置の設計、製作および着火装置の実験を進め、48年3月19日V照射筒へ装荷、20日に反応度測定および点火装置の各種特性測定を行ない、その後第1回採火実験に成功した。次いで、22日部内公開実験、30日国体関係者への公開実験を行なった。ここでは、実験装置と結果の概要について述べる。

#### (1) 実験装置の概要

本実験に使用した点火装置は、 $B_4O$ の $(n, \alpha)$ 反応による熱を熱電対により熱起電力に変換し、これをコンデンサに貯え、ある電荷が貯わえられたときにヒータに通電し、ガスに着火させる装置である。

点火装置の設計にあたっては、①発熱体（インナーカプセル）の材料、②熱電対の型式、③熱電対束の取り付け方法、④着火方法、⑤原子炉への影響などについて十分検討を行なった。

点火装置の仕様概要を以下に示す。

#### イ) V照射筒 (Fig. 7.7.1 参照のこと)

材質：耐食アルミニウム

寸法：内径60mmφ×長さ3000mm

内径34mmφ×長さ8500mm

形状：円筒（一部角管）1屈曲

挿入位置：反射体領域（格子番号G-3）

#### ロ) カプセル (Fig. 7.7.2 参照のこと)

##### ハ) 発熱体（インナーカプセル）

材質：タフピッチ銅、 $B_4O$  (63g)

寸法：外径35mmφ×長さ320mm（全長380mm）

形状：底付き二重円筒、上部に点火用熱電対取付孔付き

##### ニ) アウターカプセル

材質：耐食アルミニウム、コルツウール、石綿

寸法：外径55mmφ×長さ540mm

断熱材層厚：半径方向 8 mm，上下部 50 mm

形状：底付き円筒

ホ) 熱電対

形式：100本バンドル・シース型 IC 熱電対

材質：SUS32 (シース)

寸法：外径 1.6 mm  $\phi$   $\times$  長さ 2,000 mm

接点：非接地型 (熱接点)，一括シール (冷接点)

熱起電力：2.7 V / 100本 (at 500°C)

ヘ) 着火装置 (Fig. 7.7.3 参照のこと)

型式：ガス着火火炎調節式

ガス：ブタンガス

点火栓：1.3 V ガス器具用電熱ヒータ

ト) 使用条件

原子炉出力：2500 kW

カプセル最高温度：700°C

V 照射筒外壁温度：116°C 以下

点火用熱電対温度：最高 550°C

(2) 特性測定結果

点火用カプセルを V 照射筒に装荷し、点火装置の特性を測定した結果、以下に示すような値が得られる。

イ) V 照射筒の熱中性子束 (2,500 kW 換算)

$$\phi_{th, max} = 2.4 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$$

$$R_{cd} = 5.03$$

ロ) 反応度

$$V \text{ 照射筒} = +0.016 \% \Delta k / k$$

$$\text{カプセル} = -0.14 \% \Delta k / k$$

ハ) 温度特性 (2,500 kW 時、( ) 内は計算値)

$$\text{カプセル挿入位置} = 50 (58) \text{ cm}$$

(燃料下端から発熱体下端までの距離)

$$\text{発熱体最大熱中性子束 (下部)} = 9.7 \times 10^{12} (5.6 \times 10^{12}) \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$$

$$\text{発熱体最少熱中性子束 (上部)} = 4.0 \times 10^{11} (1.8 \times 10^{10}) \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$$

$$\text{発熱量} = \text{約 } 350 (212) \text{ watt}$$

$$\text{発熱体最高温度} = 572^\circ \text{C}$$

$$\text{発熱体中心温度} = 550 (540)^\circ \text{C}$$

$$\text{点火用熱電対温度} = 515 (500)^\circ \text{C}$$

$$\text{カプセル表面温度} = 215 (238)^\circ \text{C}$$

ニ) 熱電対特性

$$100 \text{ 本束熱電対抵抗値} = 1.82 \text{ k}\Omega \text{ (at } 15^\circ \text{C)}$$

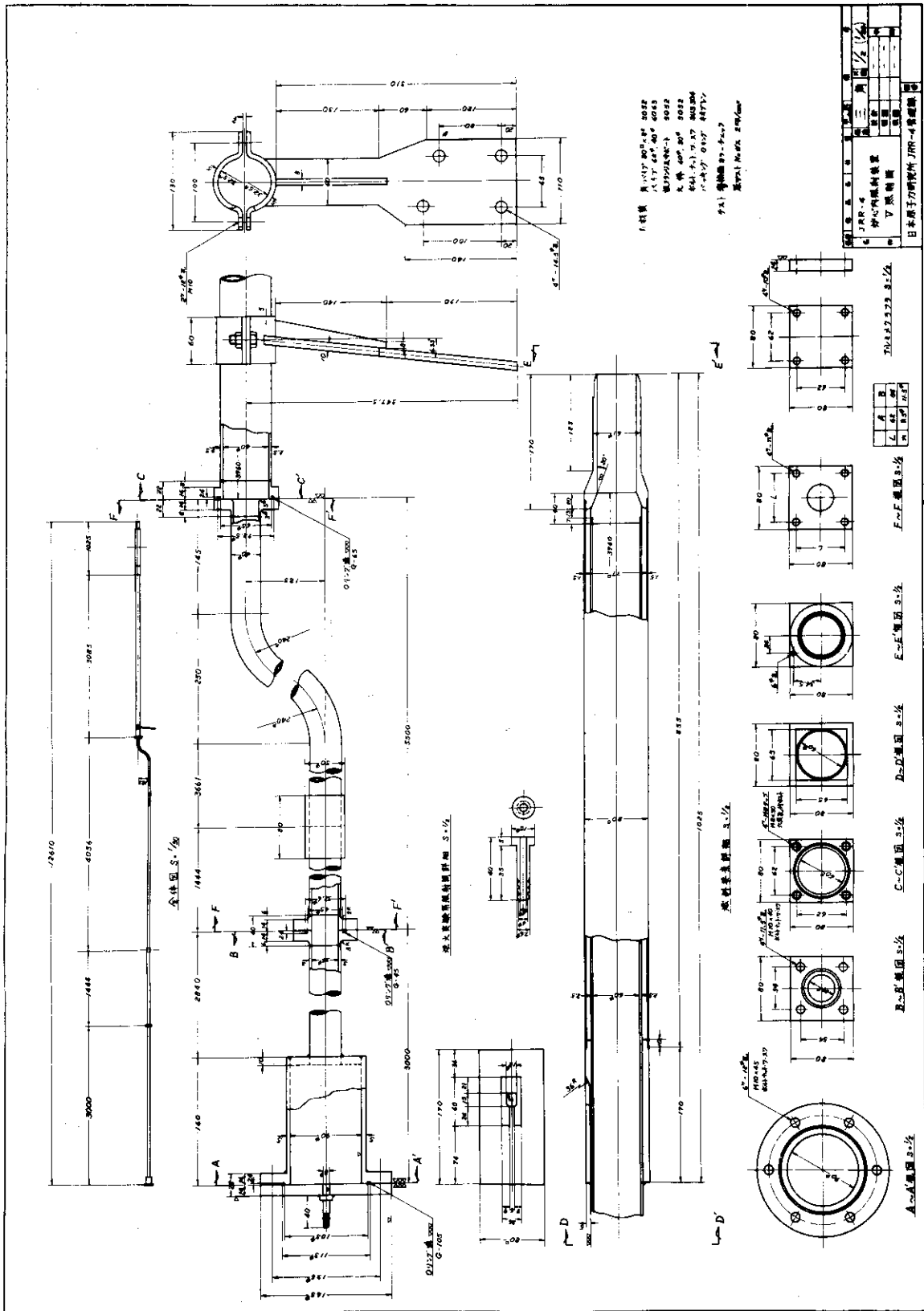


Fig.7.7.1 Void irradiation facility

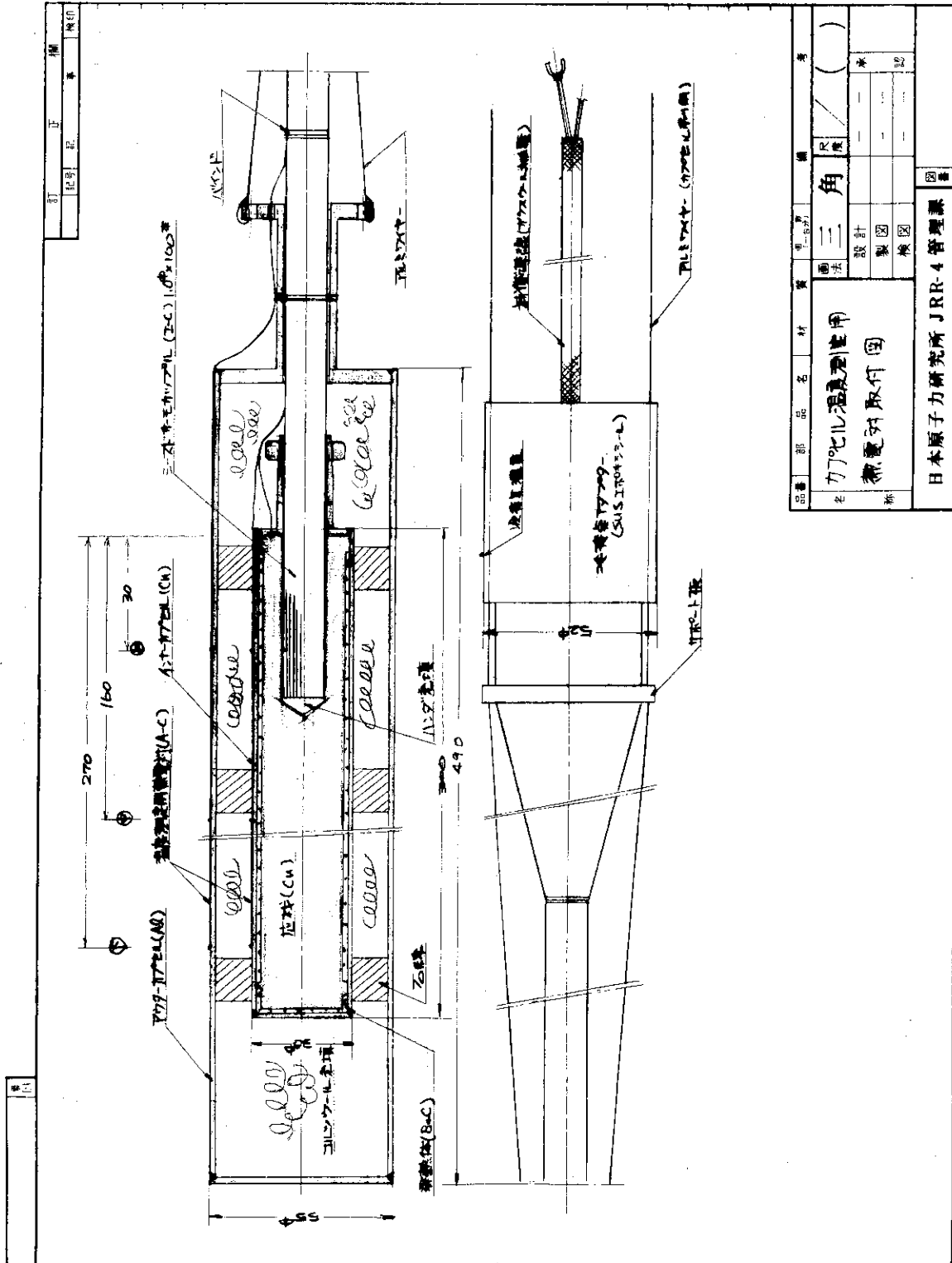


Fig.7.7.2 General view of capsule for ignition system

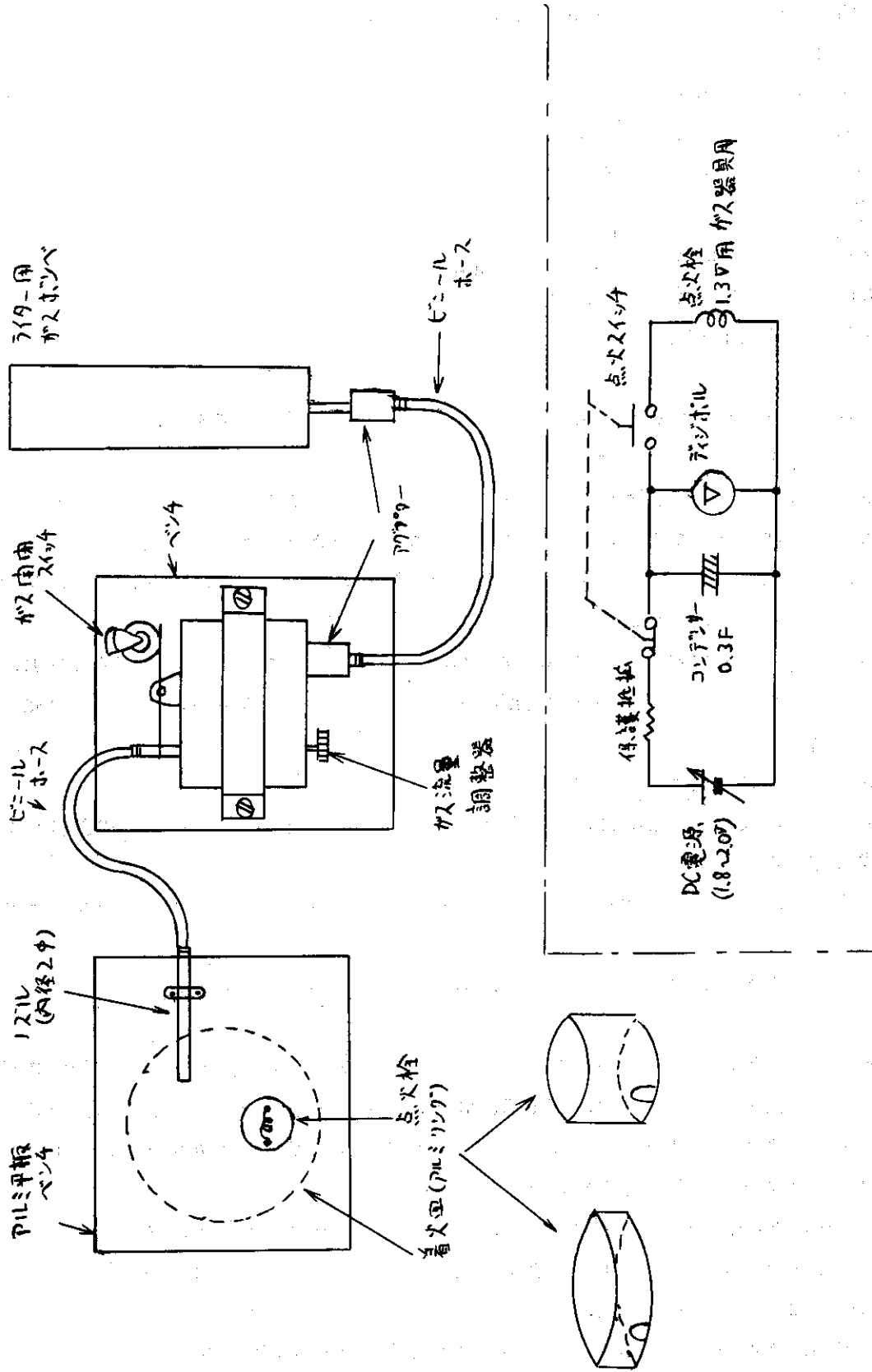


Fig. 7.7.3 Block diagram of ignition system.



$$= 1.89 \text{ k}\Omega (\text{at } 500^\circ\text{C})$$

熱起電力特性 = 2.684 V (at 515°C, 冷接点 15°C)

ホ) 充電特性

コンデンサ容量 = 0.314 F

時定数 = 約 14 分 (平衡値 2.68 V)

充電時間 = 約 22 分 (0 ~ 2 V)

へ) 着火特性

点火電圧 = 1.8 ~ 2.0 V

点火時期 = 5 ~ 10 秒 (ガス流出後)

点火確率 = ほぼ 100%

(3) おわりに

原子炉の中性子を利用して炬火の採火を行なう試みは、興味ある実験であり、原子炉利用の珍しい話題を提供することとなった。

実験が無事完了してみると、技術内容は一見既知の技術の集積であるが、未経験の分野であり、単に採火の可能性の検討でなく、必ず成功しなければならない実験であるためと、制約の厳しい炉心内にカプセルを装荷するため、かなり慎重な配慮と考案を設計、製作、組立、実験手順など細部にわたって加えなければならなかった。

研究炉管理部に炬火採火検討グループが設けられ、基本方式採用までの検討期間に 8 カ月、JRR-4 に実験グループを設けてから設計期間 1 カ月、製作期間 3.5 カ月、組立、実験に 0.5 カ月を費した。

### 7.7.2 JRR-2 による核燃料の照射

JRR-2 における核燃料の照射は、主に VT-1 および 6C 円筒燃料内照射孔の計装カプセル照射に代表される。

47 年度の照射は、VT-1 照射孔で VP 型カプセル 3 本、6C 照射孔で IT 型カプセル 2 本の実績がある。

ともに高温状態での燃料の照射挙動について、試験することが目的であった。

(1) VP 型照射カプセル

VP 型照射カプセルは、高温ガス炉用被覆粒子燃料ペレットの照射挙動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、すでに、昨年、VP-1 カプセルの照射実績がある。本年度は、第 4 サイクルに VP-2 カプセル、第 11 サイクルに VP-4 カプセル、第 13 サイクルに VP-3 カプセルの照射を実施した。

照射カプセルは、Fig. 7.7.4 に示すように、中心部から燃料コンパクト、グラファイト熱媒体、タンタルインナカプセル、アルミニウム熱媒体およびアルミニウム外筒の順で構成されていて、各構成物間のプレナム空間は、すべてヘリウムガスが充填されている。ヘリウムガスを充填材として選んだ理由は、タンタルとの共存性および熱伝達率が優れているほか、ヘリウムリーク検査を行なう上で充填の必要があった。アルミニウム外筒表面は、重水との接触面積を広め、冷却効果を増すため、18 枚の冷却フィン (30 mm × 115 mm) が取り付けられている。

照射試料は、TRISO 型燃料粒子とコークスピッチを混合、成形し、1700°C の温度で約 1

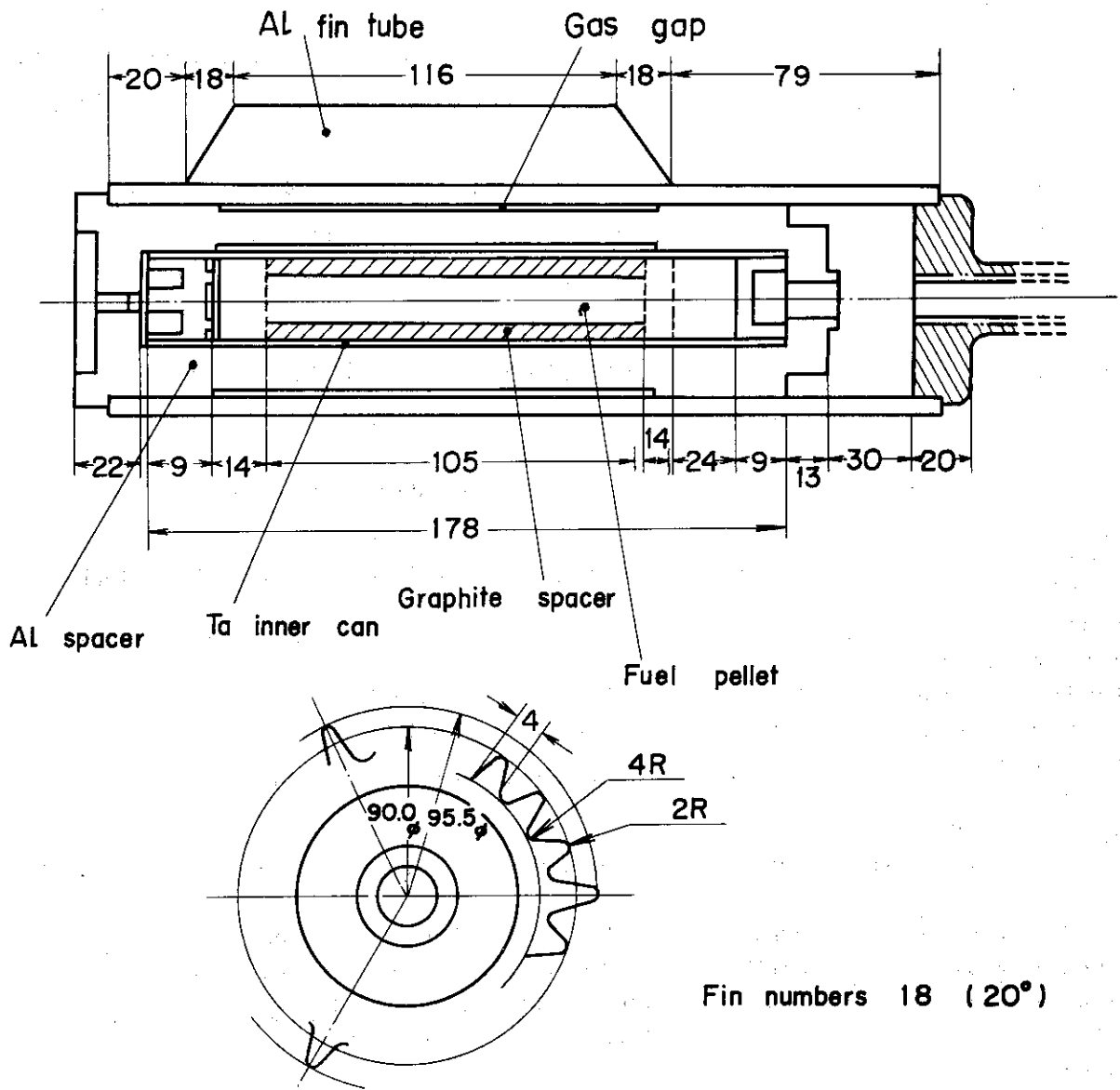


Fig.7.7.4 Schematic arrangement of typical VP irradiation capsule

時間焼成を行なった円柱ペレット(10mmφ×10mm l)である。

また、TRISO型燃料粒子は、20%濃縮UO<sub>2</sub>核を中心にpyc-pyc-sic-pyc層から構成されている。

VP型カプセルは、核分裂の生成熱とヘリウムのギャップコンダクタンスによる温度勾配を利用して、高温を得ている。試料部の目標温度は、VP-1, VP-2ともに1,400°C, VP-3, VP-4では1,500°Cとした。VP-1カプセルの照射結果は、目標温度から大きくはずれたため、VP-2の設計にあたってこの経験が生かされた。

VP-1カプセル各部の温度勾配から、逆に実効のギャップコンダクタンスを導き出し、この値を使って計算結果の補正を行なり。一方、被覆粒子1g中のU-235量の増量を行なった。温度計算は、簡単な円筒熱伝導と輻射を加味した計算式を用い、軸方向への熱の逃げは無視した。

VP-3, VP-4カプセルでは、試料温度をさらに100°C高めるため、U-235重量を増しである。Table 7.7.1に各照射カプセルの代表値を挙げて比較した。

Table 7.7.1 Summary of VP irradiation capsule

Irradiation capsule name	VP-1	VP-2	VP-4	VP-3	Unit
Irradiation reactor cycle	R2-46-04	R2-47-04	R2-47-11	R2-47-13	
Calculated temp. (Measured temp.)	1,400 (950)	1,400 (1,380)	1,500 (1,400)	1,500 (1,480)	°C
Irradiation time at 10MW	290 hr 35m	264 hr 58m	294 hr 07m	293 hr 03m	
Weight of U-235 per unit weight of coated particle	0.050	0.088	0.1235	0.1236	g/G.C.P
Mean density of coated particle	2.61 (70FC6)	4.00 (70FC4)	3.98 (70FC5)	3.98 (70FC5)	g/cm <sup>3</sup>
Dimension of fuel pellet	10.0 φ ± 0.1 10.0 L ± 0.5	10.5 φ ± 0.05 15.0 L ± 0.5	10.5 φ ± 0.1 15.0 L ± 0.5	粒子充填	mm
Gap distance between Al cutter cap and Al spacer	0.4	0.9	0.9	0.9	mm
Gap distance between Al spacer and Ta capsule	0.4	0.9	0.9	0.9	mm
Gap distance between Ta capsule and graphite spacer	1.0	1.5	1.5	0.8	mm
Irradiation position (From core center)	+20.0	+27.5	+21.0	+33.0	cm
Reactivity	-0.48	-0.23	-0.54	-0.21	%Δk/k
Thermal neutron flux	1.2 × 10 <sup>14</sup>	0.9 × 10 <sup>14</sup>	1.1 × 10 <sup>14</sup>	0.7 × 10 <sup>14</sup>	n/cm <sup>2</sup> ·sec

熱電対は、1300°C以上の温度が予想される試料およびグラファイトスペーサ部に W5% Re / W26% Re熱電対を用い、他はC/A熱電対を用いた。Fig.7.7.5に熱電対の取り付け位置を示す。各部の計算値と実測値をVP-2カプセルを例にとってFig.7.7.6に対比した。

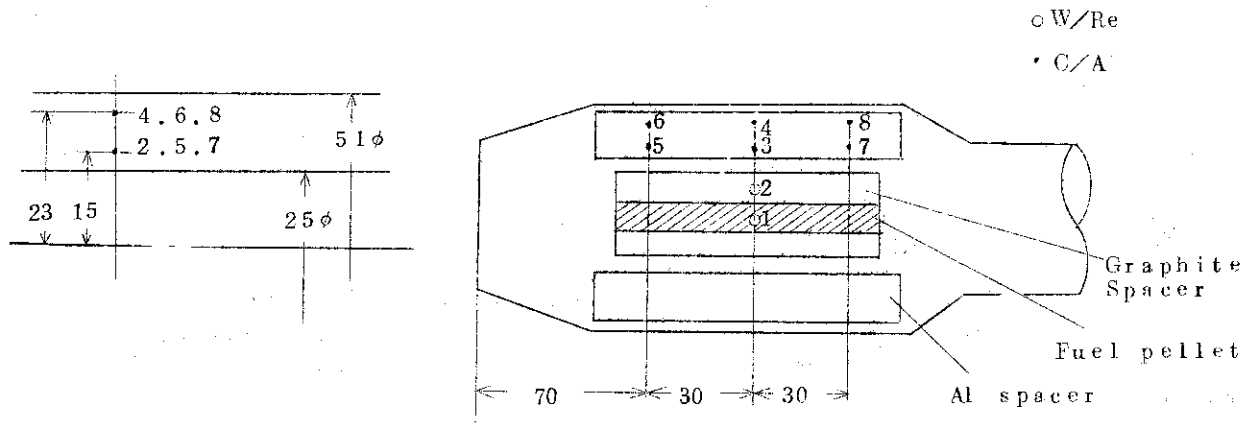


Fig.7.7.5 Position of thermocouples in VP irradiation capsule

照射に先立って行なった照射カプセルの吸収反応度の測定では、各カプセルとも大差なく、炉心上方20 cmの位置で約-0.60% Δk/k、上方30 cmの位置では約-0.25% Δk/kであった。照射位置は、すべてこの範囲内に収まった。

また、VP型カプセルは $\phi_{tb} = 1.8 \times 10^{14}$  n·cm/secの位置で1サイクル(約290時間)照射を行ない、3日間冷却したのちに輸送キャスクに収納、搬出するため、この時点における生成放射能が問題となる。照射される物質はU-235 1g, U-238 4g, Ta 264gで上述の条件のもとでの放射能は、Ta-182 6.460 Ci, Np-234 1.17 Ci, FP 2.560 Ciである。

鉛遮蔽厚25 cmのキャスクに上述放射性物質を入れたとき、キャスク表面の線量率は、遮蔽計算から25.5 mR/hとなる。また、キャスク表面から1 m離れた点での線量率は、1.86 mR/hである。実験開始当初、専用の輸送キャスクがなかったため、材料照射用キャスクを代用していた。

このキャスク側面の鉛遮蔽厚は、21 cmと十分な厚さを持っていたが、下部シャッターの鉛遮蔽厚は12 cm、上部シャッターは取り付けられていないため、安全上の指摘があり、VP型カプセルの照射を一時中止した。

その後、専用キャスクを製作し、VP-4カプセルの照射以後これを使用した。

## (2) IT型照射カプセル

IT型照射カプセルは、UO<sub>2</sub>燃料ピンの高温照射挙動を調べるため、動燃から原研が受託し、設計・製作を行なったインコア照射カプセルである。製作本数は、2本でともに同じ構造を持ち、IT-1, IT-2照射カプセルと呼んだ。Fig.7.7.7にIT型照射カプセルの概略図を示す。

燃料ピンは、燃料ペレット、押えスプリング、被覆管から構成されている。燃料ペレットは、

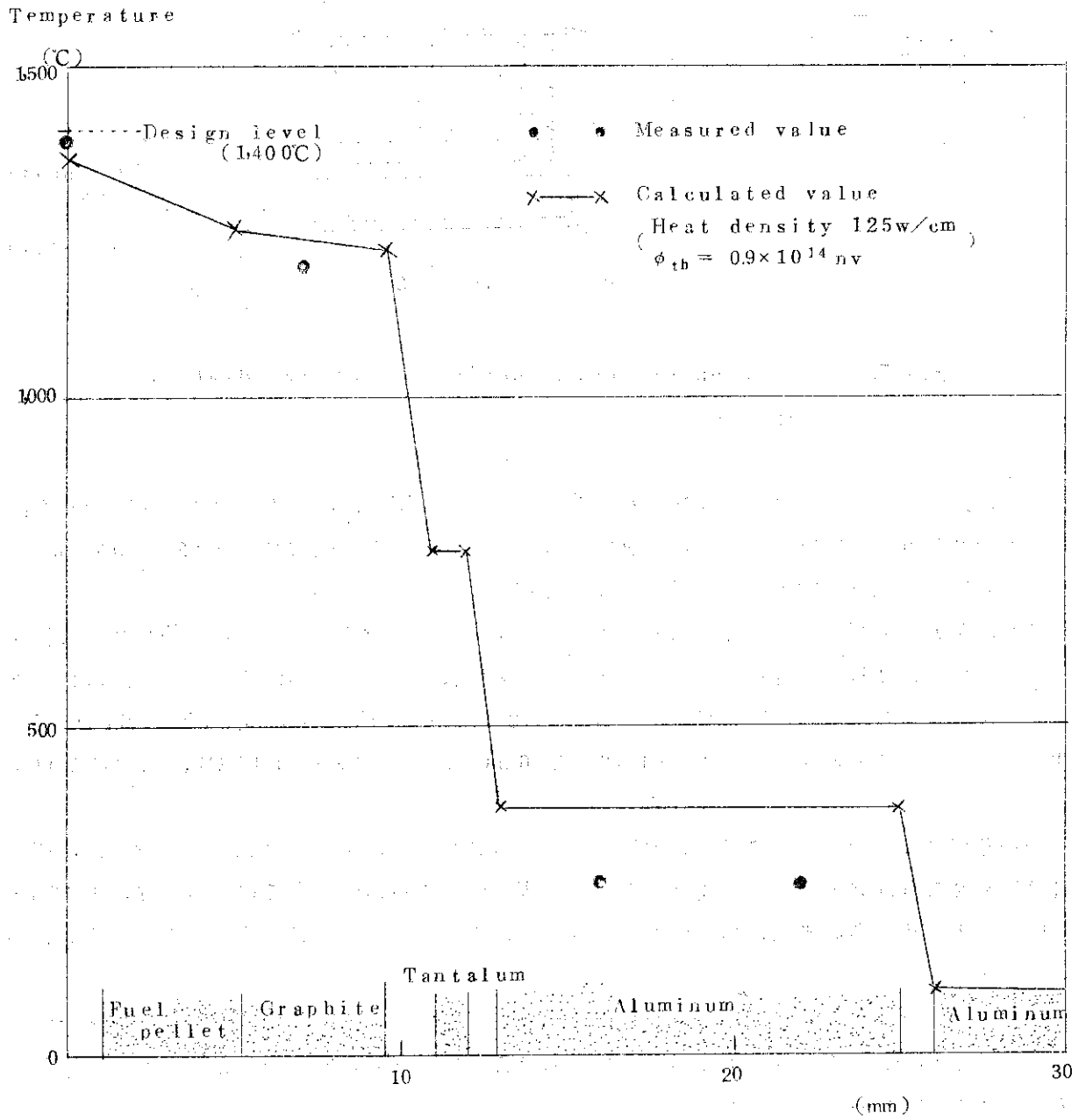


Fig. 7.7.6 Comparison of calculated and measured temperature gradients across the VP-2 irradiation capsule

5.9%濃縮ウラン62.86gを8個の円柱ペレット(9.7mm $\phi$ ×10mm l)に焼成加工したものと、天然ウラン14.02gを同形状の2個のペレットに焼成加工したものを準備した。燃料ペレットの押えスプリングの線材としてインコロイを用い、被覆管は、12.2mm $\phi$ (O.D)×0.7mm tのSUS-32を使った。

燃料ペレットの配列は、天然ウランペレットが濃縮ウランペレットを挟む形で並べてある。計算により燃料ピンの線出力密度550W/cm、燃焼度約1,000MWD/Tを予想した。

したがって、試料の全発熱量は、4.4kWになる。被覆管の機械的強度は、燃焼度1,000MWD/T、プレナム温度300°Cで計算した内圧19.4kg/cm<sup>2</sup>に対し十分高い耐圧を考えている。燃料ピンは、不銹鋼製インナカプセルの中に溶封し、間隙に熱媒体としてNaKを封入した。

NaKレベルは、インナカプセルを垂直に立てた状態で、上端から25mmの位置と決めた。照射中のNaKの平均温度は、約400°Cと推定されるため、内圧上昇約2~3kg/cm<sup>2</sup>を予想し、インナカプセルの耐圧を十分高くとっている。

インナカプセルの外側をアルミニウム熱媒体が囲み、さらに外側を不銹鋼アウトカプセルが包んでいる。各部の温度測定には、5本のC/A熱電対を用い、燃料ピンのプレナム表面、燃料ピン上部、燃料ピン中部、燃料ピン下部表面のほか、アルミニウムスペーサ表面に取り付けた。

特に、最初の4本はNaK中にあるため、NaKのリーク検出器の役割も果たしている。

アラーム点は600°C、スクラム点は700°Cとし、ともに制御室に接続した。照射カプセルの吸収反応度は、最大-0.47%dk/kであった。照射温度の実測結果と計算値を比較するため、カプセル半径方向の温度分布をFig.7.7.8に挙げた。実線は計算値を、点は実測値を示す。

この図から判断する限りでは試料中心の照射温度は、2,500°Cを越えていることが予想でき、初期の目的を達することができた。(研究炉利用課)

### 7.7.3 JRR-2による炉材料照射

47年度JRR-2における炉材料の照射は、ほとんどVT-1照射孔と60円筒燃料内照射孔に限られ、60円筒燃料内照射はすべて計装カプセル、VT-1照射は計装と無計装カプセルで行なわれた。

#### (1) HTM-8型カプセル(計装型VT-1照射カプセル)

本カプセルは、原子炉材料A533B鋼試験片をVT-1孔で高温照射するため設計、製作したカプセルで温度制御が可能な構造にした。温度制御は外部からカプセル内にヘリウムあるいは窒素ガスを送り込み手動によりガス流量を調整する方法を採ったため、原子炉の出力が変動してもある程度まで、一定温度を保持し続けることが可能であり、また、試料の照射位置を変化させ温度を調整する方法に比べてもずっと作業が容易である。Fig.7.7.9に照射試験装置の構成を簡単に示した。

照射カプセルはフィン付外筒(不銹鋼)、試料容器(グラファイト)、試料片(A533B鋼680g)から構成されている。不銹鋼外筒は62mm $\phi$ ×131mm l×7mm tの円筒形溶封カプセルで、その周囲に外径98mm $\phi$ の4枚の冷却フィンが溶接してある。この冷却は、VT-1

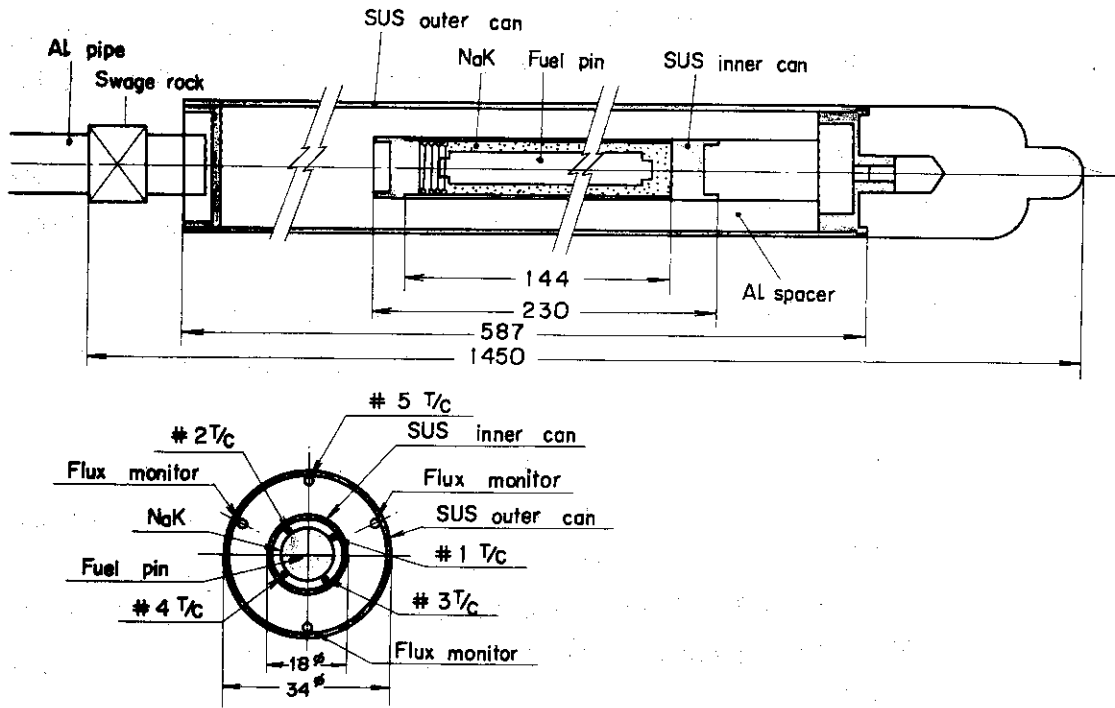


Fig.7.7.7 IT Irradiation capsule cross section

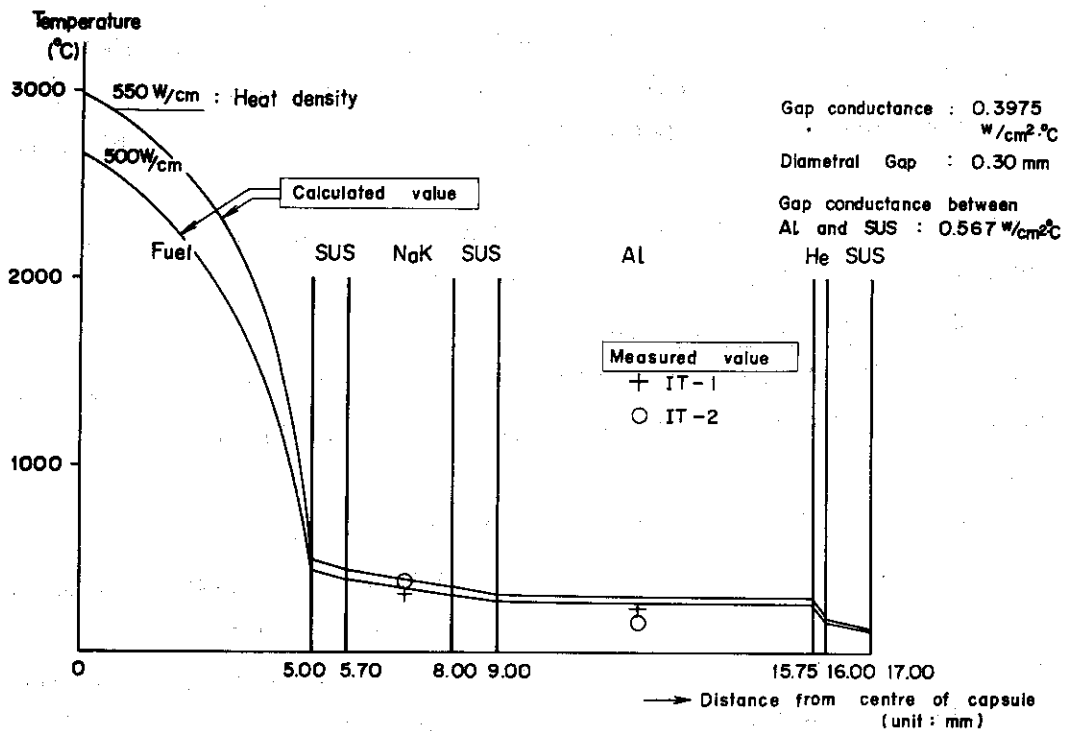


Fig.7.7.8 Comparison of calculated and measured temperature gradients across the IT irradiation capsule

ンプルの案内板の役目も兼ねている。しかし、ホットラボで照射カプセルを切断する際、このフィンが大変作業の邪魔になるという理由から第8サイクル以後の照射カプセルについては、フィンが簡単に取りはずせる構造に変更した。グラフィイト製の試料容器は、外径58.6mmφに作り不銹鋼外筒との間に片側0.7mmのギャップを設けた。γ発熱量を2.5W/g(炉心位置)と仮定し試料片温度を計算によって求めると、このギャップ層にヘリウムガスを満した場合は約320°C、窒素ガスを満した場合は約1,000°Cに達することが分る。照射中のカプセル各部の温度を測定するため、C/A熱電対5本をFig.7.7.10に示す位置に取り付けた。47年度に実施した4本のHTM-8型カプセルの試料温度と照射位置の関係をFig.7.7.11に示した。

#### (2) DT-16型カプセル(無計装型VT-1照射カプセル)

IAEA共通鋼材A533B鋼の照射挙動を調べるためVT-1孔でサイクル照射を行なった。照射容器は、従来から無計装型の炉材料の照射に広く使用しているDT-16型ホルダを用いた。このホルダは、試験片が40mm×40mm×55mmの範囲内で収まり、炉心重水で直接試料が冷却される構造とした。今回の照射試料は、3種類に分れており、シャルピ試験片10個、引張り試験片4個、硬さ試験片18個をFig.7.7.12の配列状態で組み込んだ。各試験片は、酸化防止のためCrメッキ処理を施した。照射は、VT-1孔炉心位置から下方約15cmの位置で行なった。試料の吸収反応度は約 $-0.75\% \Delta k/k$ でこの値は照射カプセルの中でも特に大きい方であった。

#### (3) MT型カプセル(計装型インコア照射カプセル)

47年度MT型に属する照射カプセルは、シリーズ番号で6H, 7H, 8Hの3本を作った。(照射カプセル名のMTは材料照射を表わしている。シリーズ番号は、46年度から継続して使われており、最後のHは高温照射を意味している。)昨年度高温照射の占める割合は、MT型カプセル全体の約半数であったが、本年度はすべて高温照射になっている。これはバナジウム、ニオブ等耐熱材料の照射試験が増したためと考えられる。MT-8H照射カプセルは最高温度800°Cを目標としていたためアウト、インナカプセルともにSUS-27を用いたが、他の2本の照射カプセルは高温照射といっても余り高い温度を想定していなかったため2SA1を用いた。この材質の違いが実際の照射に際して大きな影響を与えていることが次の数値から分る。2SA1を用いたMT-6HおよびMT-7Hカプセルの吸収による反応度減少はともに約 $-0.15\% \Delta k/k$ と4倍となった。現在VT-1孔およびインコア照射孔を合わせて挿入試料を規制する目安に $-1.5\% \Delta k/k$ の反応度を与えている。従って、1本の照射カプセルが全体の約1/3以上の反応度消費に寄与することは、照射孔の利用効率上、考慮を要する。

目下検討中の照射要領の中ではアウトカプセルの材質はすべて2SA1に統一する考え方を進めている。各照射カプセルの構造、照射結果について概要をまとめてTable 7.7.2に示す。

(研究炉利用課)

#### 7.7.4 石英ガラスの照射試験

石英が原子炉照射によって、無定形質に変化することから、石英と石英ガラスの原子炉照射による特性変化が研究されているが<sup>1), 2), 3)</sup> われわれは、石英ガラスの照射容器としての照射健全性を確認するための試験を行なった。今回の照射試験は、第1段階としてJRR-2で可能な範囲の照射とし、東京工業大学との協力研究として実施した。試料の調整および照射前



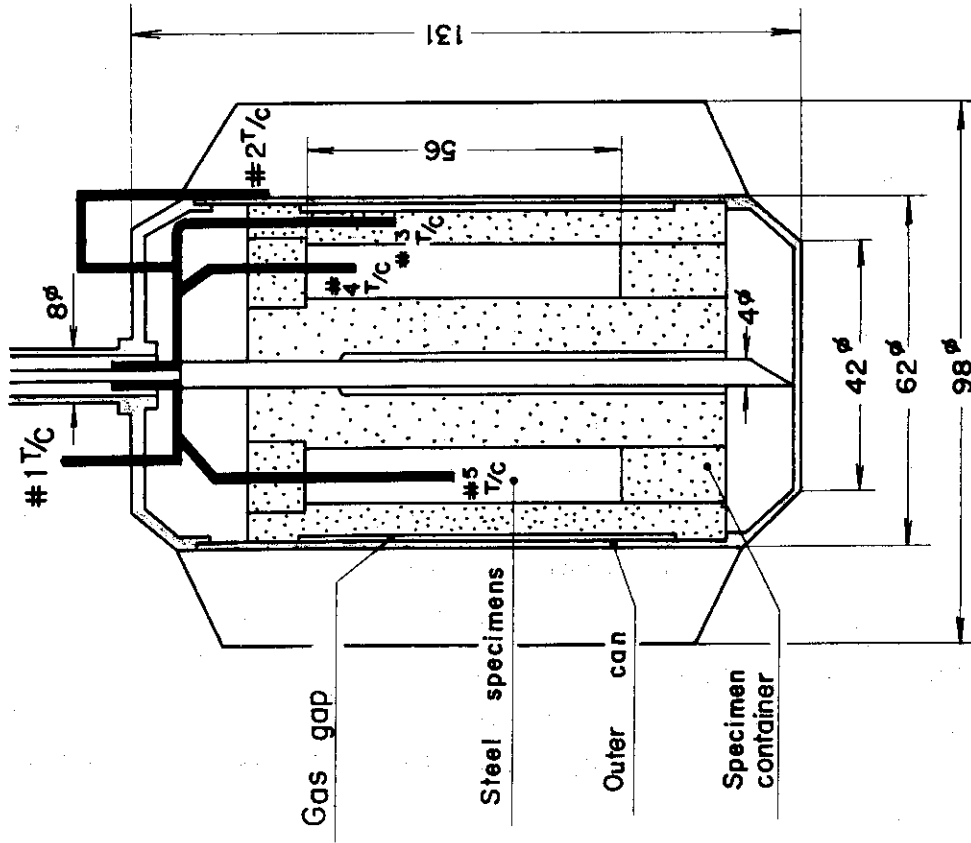


Fig.7.7.10 HTM-8 Irradiation capsule cross section

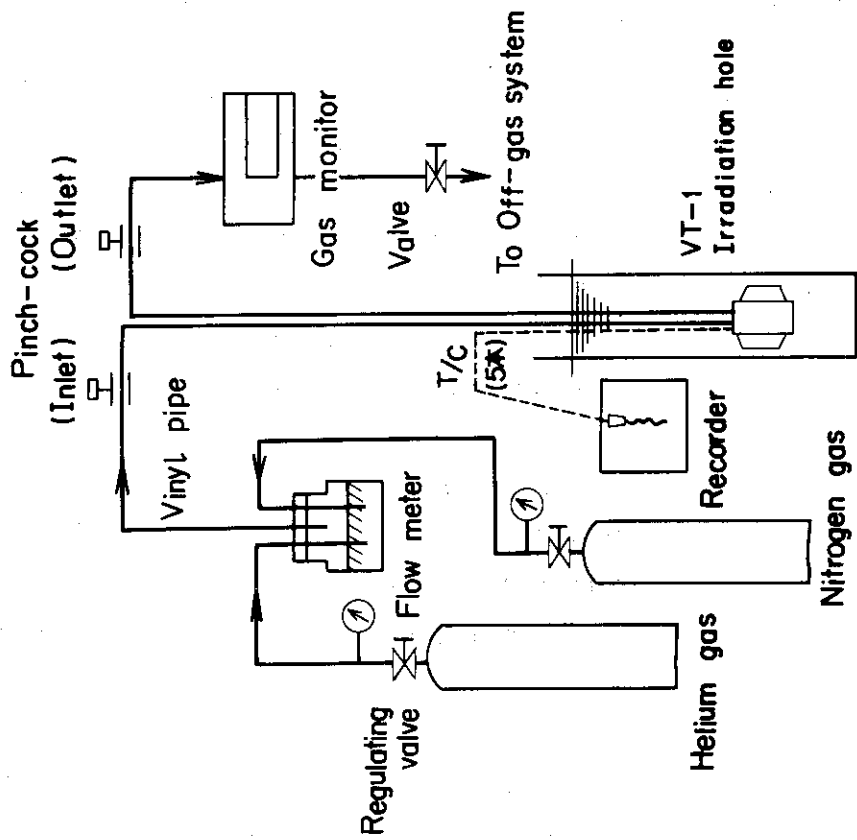


Fig.7.7.9 The temperature control system for HTM irradiation capsule

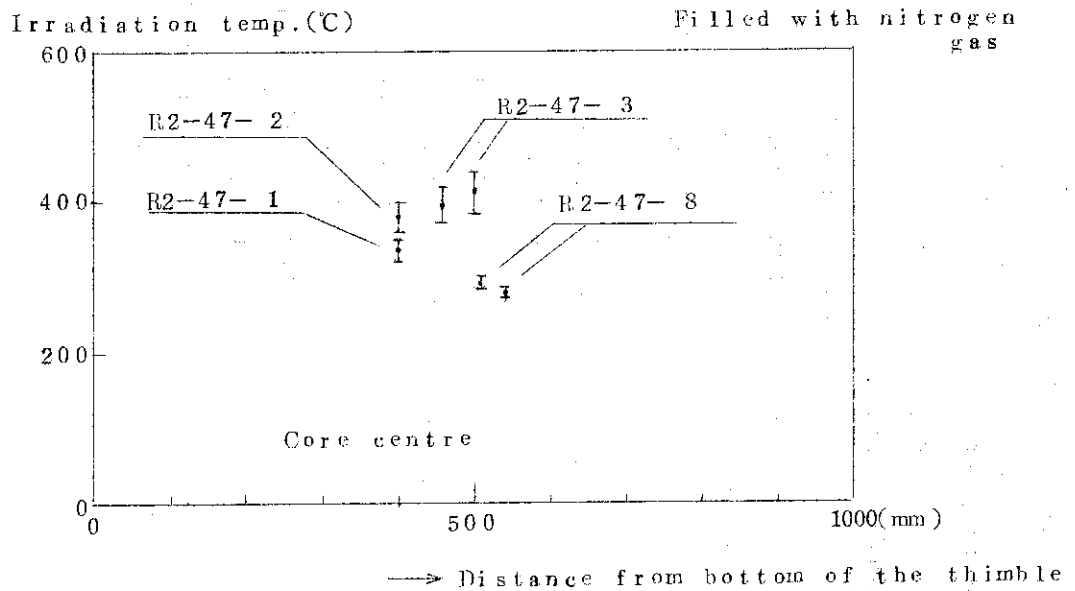


Fig. 7.7.11 Irradiation temperature vs. irradiation position

CH	CH	CH	CH
CH	CH	CH	T
CH	CH	CH	T
H <sub>1</sub>	H <sub>2</sub>	T	T

CH: CHARPY TEST PIECES  
10(10×10×55MM)

T: TENSILE TEST PIECES  
4(8φ×55MM)

H<sub>1</sub>, H<sub>2</sub>: HARDNESS TEST PIECES

< HEAT TREATMENT >

N+T: H<sub>1</sub> 10(10×10×5MM)

Q+T: H<sub>2</sub> 8(15×10×5MM)

N: Normalizing, Q: Quenching, T: Tempering

Fig. 7.7.12 Arrangement of test pieces

Table 7.7.2 List of MT irradiation capsule in JRR-2

Capsule name	I. R. C *	Irradiation hole	Specimen	Irradiation capsule	Thermocouple	Irradiation temp.	Reactivity	User
MT-6H	R2-47-1	6C	Graphite(77g)	Al outer can (Single containment)	C/A 4	280°C	-0.14 %Δk/k	Physics Metallurgy Lab.
	~47-3		Incoly-800(20g) V(40g), Cu(5g) Steel(2g)					
MT-7H	R2-47-4	6C	Graphite(10g)	Al outer can SUS inner can (Double containment)	C/A 4	642°C	-0.16 %Δk/k	Physics Metallurgy Lab.
	~47-5		V(43g), Mo(27g) Nb(5g), MgO, Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (10g)					
MT-8H	R2-47-9	6C	ASTM A533B	SUS outer can SUS inner can SUS specimen can (Triple containment)	C/A 5	680°C	-0.60 %Δk/k	Materials Engineering Lab.
	~47-11		Steel (720g)					

\* I. R. C means irradiation reactor cycle of JRR-2

後の測定を東京工業大学が担当し、照射容器の製作および照射をわれわれが担当した。

照射はJRR-2中央実験孔(VT-1)によって、照射温度500°Cで1サイクル照射および2サイクル照射を行ない、寸法変化(密度変化)、透過率、弾性率、曲げ強度、熱伝導度、熱膨脹率などの測定を行なった。

(1) 試料の調整

試料は、東芝セラミックスから入手したもので、普通品と合成品を使用した。試料の不純物分析結果および寸法、重量表をそれぞれTable 7.7.3, Table 7.7.4に示す。

このほか温度モニタとしてSiO<sub>2</sub>試料を、中性子モニタとしてCo-Al wireを挿入した。

Table 7.7.3 Impurities of irradiated quartz glass(ppm)

	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	TiO <sub>2</sub>	Na <sub>2</sub> O	K <sub>2</sub> O	Li <sub>2</sub> O	Cu	B	P	As
Natural quartz	60~100	3~5	5	4	3	4	0.5	0.3	0.5	0.3
Synthetic quartz	2	1	0.5	0.5	0.5	0.2	<0.1	0.1	-	-

Table 7.7.4 Size and weight of irradiated quartz glass samples

	A	B	C	D
Size (mm)	20φ×1t	5φ×20ℓ	3×5×40ℓ	15φ×10ℓ (5φ hole)
Weight (g)	0.68	0.9	1.3	3.5
Item of experiment	Thermal conductivity	Thermal expansion coefficient	Bending strength and youngs modulus	Creep

(2) 試料カプセルの製作および照射

試料の照射温度の目標は、500°C以上とした。

カプセルの設計方針は、試料が多数の異形小片であるため、断熱および衝撃吸収材としてグラスウールで試料を包み、これをグラファイト円筒に挿入し、グラファイトとアルミニウムカプセルとの間に断熱層としてのエアギャップを設ける構造とした。伝熱計算は軸方向をグラスウールで断熱して円周方向についての熱伝達として計算した。グラファイト円筒内での温度分布は計算に乗らないので模倣的な計算で約50~100°Cの温度差が期待できると考え、グラファイト円筒表面の到達目標温度を400°Cとした。設計したカプセルは、試料およびグラファイトの単位長さ当りの重量が21g/cmとなり、エアギャップは0.5mmとした。照射位置でのガンマ発熱が2.0 watt/gとすればエアギャップの温度差は370°Cとなるので、カプセル

表面温度約80℃と、グラファイト内の温度上昇約100℃を加えると試料温度は約500℃が期待される。

設計したカプセルの断面図をFig. 7.7.13に、カプセルおよび試料の組立前の写真をFig. 7.7.14に示す。

照射結果は試料温度が520~530℃、グラファイト温度が420~440℃となり、目標の照射温度を得ることができた。

照射は1サイクル(10MW-290時間)と3サイクルの計装カプセル照射を予定したが照射予定の調整によって計装カプセルによる1サイクル照射と、無計装カプセルによる2サイクル照射を行なった。

### (3) 照射による特性変化

#### ① 寸法変化

普通品と合成品の違いによる相異は確認できなかったが、照射によって収縮しており密度変化で約2%の増加があった。

#### ② 弾性率と曲げ強度

普通品と合成品のいずれも照射による変化を確認することはできなかった。

#### ③ 熱伝導度

普通品と合成品のいずれもやや減少の傾向が観測された。

#### ④ 熱膨脹率

照射前後の熱膨脹率の測定結果は、照射によって収縮したものが300℃~700℃の昇温によって回復したことを示した。

#### ⑤ 光透過率

普通品は500nmにゆるやかな吸収が認められたが、合成品では認められなかった。この原因は普通品中の不純物(Li, Al, Na, など)によるものと思われる。

### (4) むすび

照射量が少なかったため、照射による特性変化はほとんどなく、この程度の照射では石英管強度に影響はないと考えられる。今後この実験を継続するには速中性子束で $10^{21}$  nvtの照射を目標とする必要がある。

### 参考文献

- 1) W. Primak, L. H. Fuchs and P. Day J. Amer. Ceram. Soci. 38, (4), 135; 1955
- 2) I. Simon J. Amer. Ceram. Soci. 40, (5), 150; 1957
- 3) W. Primak and R. Kampwirth J. Appl. Phys. 39, (12), 5651; 1968

(研究炉利用課)

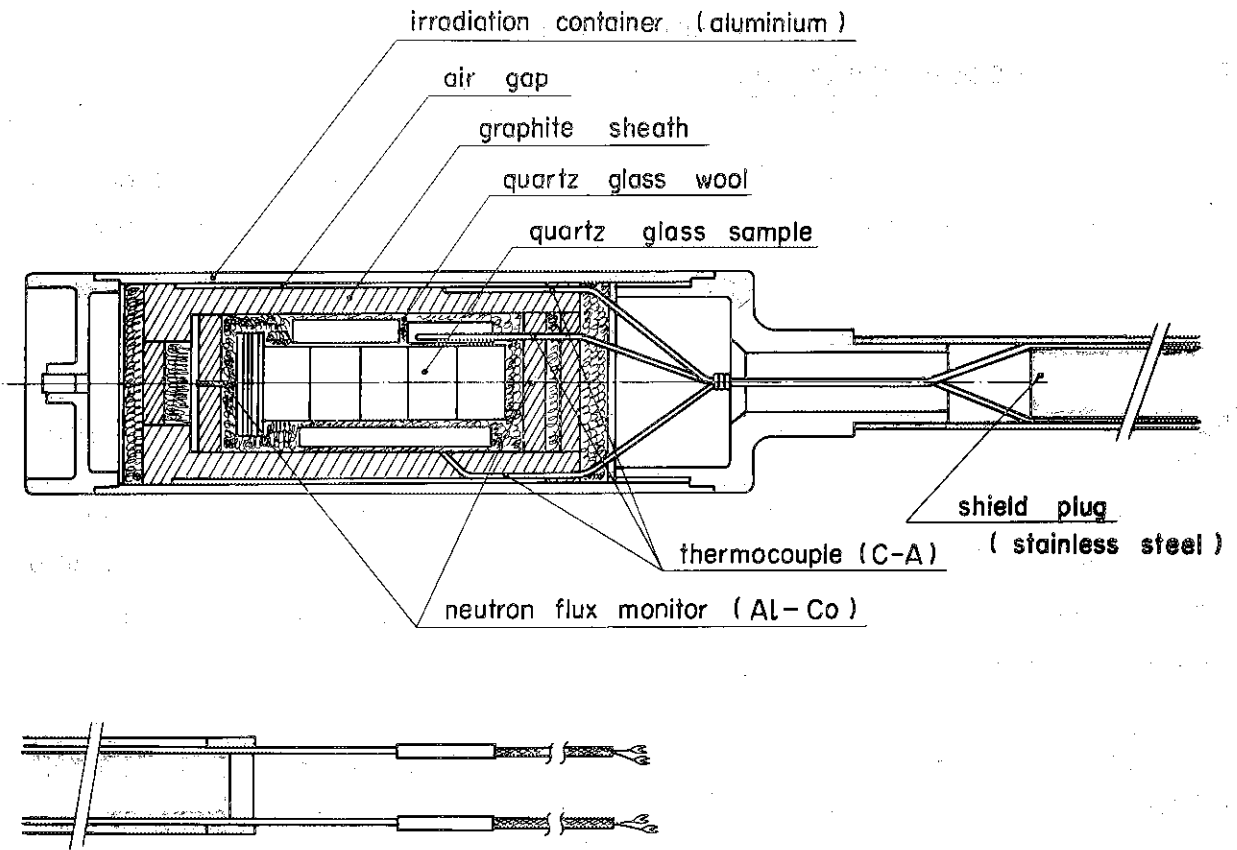


Fig.7.7.13 Irradiation capsule

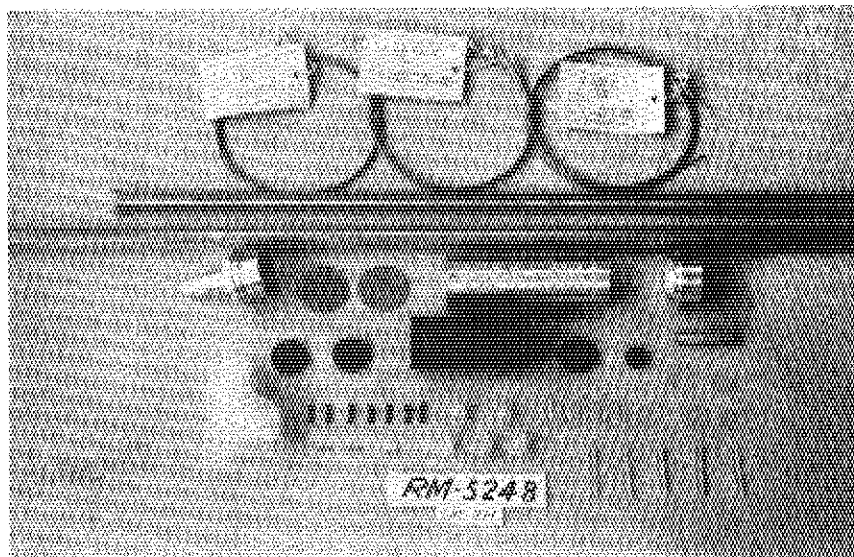


Fig.7.7.14 Parts of the capsule and sample

## 7.7.5 JRR-2 気送管熱中性子束の変動

## (1) 概要

原子炉を長時間運転する場合、燃料の燃焼や、毒物の生成による反応度変化を制御棒により補正するが、このため、炉心内の中性子分布は、部分的に変化していることが考えられる。また、温度効果による変動や、気送管照射位置の近辺の照射装置（時間照射装置、6C燃料内照射孔など）内の試料による中性子擾乱も考えられる。

また、現在の熱中性子束データは、炉特性測定の一環として、低出力で測定した値に、出力比を乗じて使用しているが、これも炉出力により制御棒位置が変化するため、中性子束分布の変動が起り、局部的には熱出力と中性子出力とが比例しない部分もある。

以上のことから、個々の気送管照射試料の照射中性子量の精度の問題については、利用者がモニタを試料と同封して照射し、測定しているのが現状である。

ここでは放射化法を用いて、47年度、第8サイクルから第13サイクルの間に測定した結果と、炉出力と熱中性子束との関係について、第7サイクルで測定した結果を報告する。

## (2) 測定方法

変動調査としての第8サイクル～第13サイクルの測定は、モニタにコバルトワイヤ（730  $\mu\text{g}/\text{cm}$ 、純度99.9%以上）約10mgを5mm $\phi$ ×10mmの棒状に折り曲げて、2分間照射したものをGe(Li)検出器、400チャンネル波高分析で測定し、（この場合約3 $\mu\text{Ci}$ の生成量になる。）IAEA標準線源（約9 $\mu\text{Ci}$ ）で校正した。測定回数は、1回/日で、休日などを除いて、10回/サイクルである。実際の利用照射は、1ラビットに、2個のカプセルを入れて行なっているが、この測定は、炉心側カプセルの中心位置で行なった。炉出力と熱中性子束との関係および前後カプセルの差についての第7サイクルでの測定は、モニタとしてコバルトワイヤ（前記と同じ）と金箔（3mm×3mm、2mg純度99.9%以上）を、10kW、100kW、1MW、10MWの4段階について、2分～20分間照射したものを、コバルトについては、半導体で、金箔については、同時計数装置で測定した。

## (3) 結果

Fig.7.7.15に、変動測定の結果を示す。第8サイクル～第13サイクルを通じて、熱中性子束の平均値 $\bar{\phi}_{th}$ は

$$\bar{\phi}_{th} = (5.58 \pm 0.55) \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$$

であった。また、Fig.7.7.16に、炉出力と熱中性子束の関係および前後カプセルの関係についての測定結果を示す。

各サイクル間の変動の原因としては、燃料要素の燃焼率および近傍の照射孔内の試料の有無が考えられ、また、サイクル中の変動の原因としては、毒物生成、燃料の消耗とそれに伴う制御棒位置の変動、時間照射装置の使用状況および温度効果などが考えられるが、その各々について、効果のウエイトはまだ分っていない。JRR-2の気送管では、熱中性子束を出力比だけ考慮すると、低出力時に比べて高出力時の熱中性子束が、約10%以上低い値になるため、照射利用の場合は照射孔によっては高出力運転時の測定値が必要である。また、第1サイクル間の熱中性子束の変動も約20%あり、特に、気送管照射のような短時間の照射では、そのまま照射量に影響することになる。

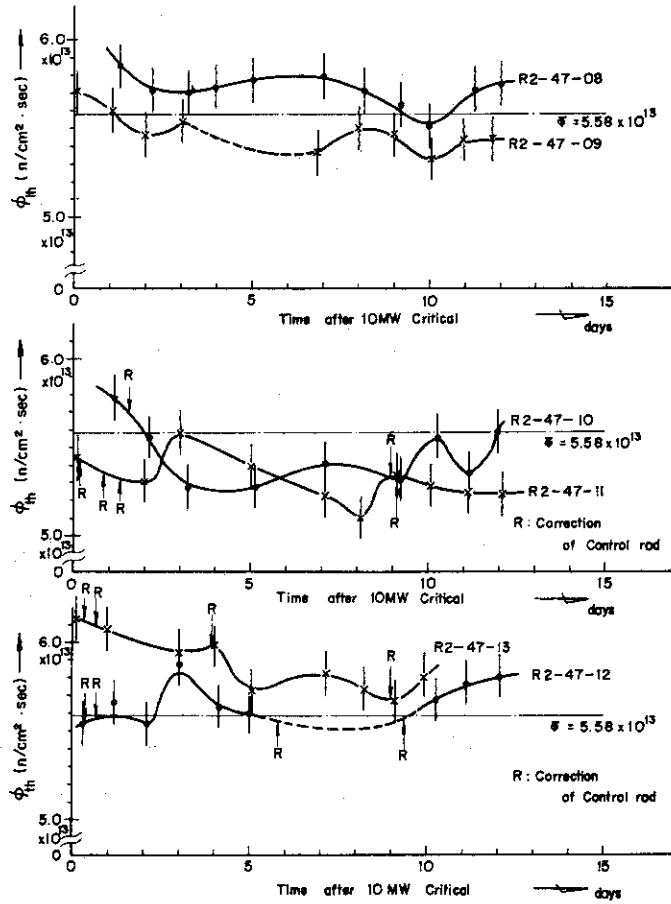


Fig.7.7.15 The fluctuation of thermal neutron flux in pneumatic tube

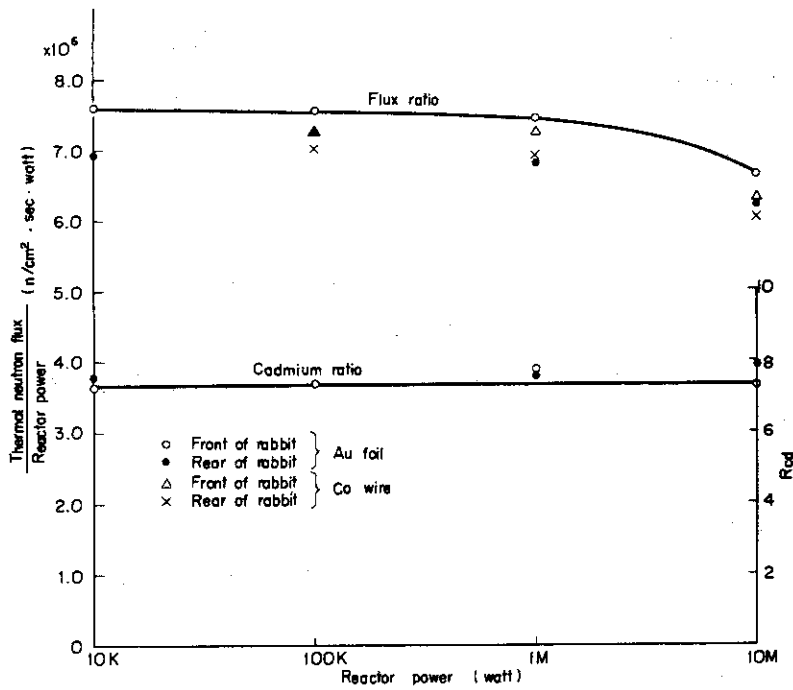


Fig.7.7.16 Flux ratio to the reactor power



## 7.8 ホットラボの技術

### 7.8.1 ホットラボモニタリングケープの内装機器の解体撤去

昭和40年度に稼動を開始したダーティケープ（以下 $D_T$  ケープという）、クリーンケープ（以下 $C_L$  ケープという）、ストレージケープ（以下 $S_T$  ケープという）の増設モニタリングケープでは現在までJRR-2, 3, 4, JPDR, JAPCO燃料モニタリングをはじめ照射済試料の切断、解体などの破壊検査やX線、リークテスト、外観写真撮影などの非破壊検査を実施してきた。その間使用してきたケープ内装機器の老朽化や試験条件の変更などにより使用不能となった装置を解体撤去し、ケープ内の有効作業面積の拡大をはかり、また、10年近い稼動と高燃焼度、高エネルギー試料の照射後試験で蓄積された高汚染物質の除去とケープ附随装置の点検修理などを目的として、昭和47年9月から6カ月間モニタリングケープのオーバーホールを実施した。

#### 1) $D_T$ ケープのオーバーホール

$D_T$  ケープは、破壊検査が行なわれるケープでホットラボケープの中で汚染度（ $10^7$  dpm/ $100\text{ cm}^2$  以上）および空間線量率（ $5\sim 25\text{ R/h}$ ）ともにもっとも高いケープである。放射線源は、ケープ内装機器（ミリングマシン、ハックソー）やケープ架台に附着している切粉などで、核種については5インチ $\phi$ ×4インチNaIスペクトロメータで測定した結果、核分裂生成物のRu-106-Rh-106, Cs-134, Ce-144-Pr-144 および被覆材の放射化によると思われるCo-60が検出され、ケープ内は $\gamma$ 線と高エネルギー $\beta$ 線が混在している。ケープ内装機器の解体撤去には内部被曝防護のためにフロッグマンスーツ着用作業員（以下フロッグマンと略称）のケープ内作業が必要であり、フロッグマンの外部被曝防護のためにケープ内の遠隔除染と局部的に線量が高いところは鉛板と鉄板で覆って遮蔽をした。ケープ内空間線量率をTable 7.8.1に示す。

遠隔除染が終了した段階での残存線量が相当高いので、放射線管理課と協議した結果、計画被曝線量は、全身で $200\text{ mrem/人}$ としケープ内作業計画および作業時間は $30\sim 45\text{ min/回}$ とした。ケープ内作業は、フロッグマン2名ずつ4回で予定の解体撤去作業を終了した。この作業におけるフロッグマンの被曝線量をTable 7.3.2に示す。

#### (2) $C_L$ ケープ, $S_T$ ケープのオーバーホール

$C_L$  ケープは、非破壊検査を行なうケープで汚染度は $D_T$  ケープほどではなく、ケープ内作業は、最初フロッグマンによる汚染除去が行なわれ、その後のケープ内作業はダストマスクとビニールアノラック着用の軽装でJPDR燃料解体装置の解体撤去（Fig. 7.8.1, 7.8.2）やケープ内装機器の点検調整を行った。

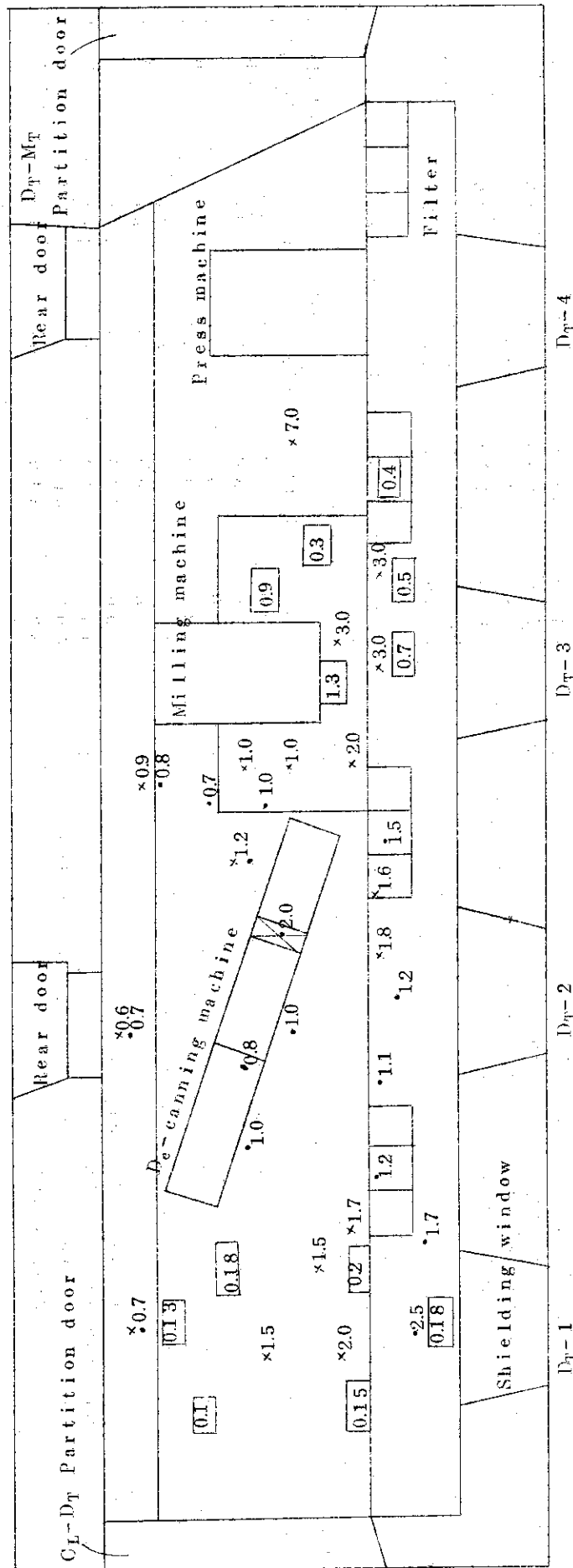
使用済燃料や照射済試料を一時保管する $S_T$  ケープでは、ケープ北側に設置するガンマスキヤニングセルの工事に支障のないようにケープ内の汚染除去をし、ケープ架台の補修を行なった。以上の作業における全身および局部被曝線量をTable 7.8.3に示す。

#### (3) その他の機器の整備

ケープ内装機器の解体撤去やケープ内汚染除去のほかオーバーホール期間中に $D_T$ - $M_T$  ケープ間間仕切扉、 $C_L$ - $S_T$  ケープ間間仕切扉の修理調整、ケープ内ホイスト、パワーマニプレータ、M-9マニプレータの修理、ケープ内照明灯具（ナトリウム灯、水銀灯）の交換、ベリ

Table 7.8.1 Results of dose rate measurement in dirty cave after remote decontamination by manipulators (R/hr)

\* Results measured with ionization chamber is included high energy  $\beta$  ray.



Date: Nov. 11~29 '72

Survey meter: ① Ionization chamber

② Teletector

Monitoring Point: x 20cm height

• 50 cm height

□ 1m height (by Teletector)

Table 7.8.2 Personal exposure doses by working in dirty cave with frogman suits (mrem)

Operator	Work in cave	Working time	Radiation	Fingers		Ankle		Whole body (r)
				right	left	right	left	
A	Dismantle of de-canning machine	45	$\beta$	1,500	680	270	280	141
B	"	"	$\beta$	200	250	140	180	
			$\beta$	760	380	380	310	88
C	"	30+35	$\beta$	1,900	160	200	210	
			$\beta$	1,550	2,340	1,160	680	200
			$\gamma$	570	550	290	330	
D	"	30	$\beta$	310	330	480	400	91
			$\gamma$	200	230	190	180	
E	Setting of hack-saw machine and cave entrance assistant	35	$\beta$	1,400	1,300	220	530	185
			$\gamma$	780	630	240	210	
F	Connecting air hose to hack-saw machine and working test	25	$\beta$	450	450	180	130	46
			$\gamma$	140	180	90	80	
G	"	25	$\beta$	1,500	1,500	900	270	112
			$\gamma$	430	550	180	170	

Table 7.8.3 Personal exposure doses by working in clean cave with frogman suits (mrem)

Operator	Work in cave	Radiation	Fingers		Ankle		Whole body (r)
			right	left	right	left	
A	The 1st decontamination of cave walls	$\beta$	50	90	60	50	25
		$\gamma$	40	50	40	40	
B	The 2nd decontamination of cave walls	$\beta$	30	<30	<30	--	6
		$\gamma$	30	30	30	--	
C	The 1st and 2nd decontamination of cave walls	$\beta$	120	120	70	70	36
		$\gamma$	60	60	60	60	
D	Working table and equipment decontamination	$\beta$	490	420	190	180	85
	Lamp house removal	$\gamma$	190	160	140	180	
E	Working table decontamination, Dismantling of fuel disassembly equipment	$\beta$	600	600	250	200	151
		$\gamma$	330	340	300	310	
F	"	$\beta$	700	--	200	300	127
		$\gamma$	290	--	330	310	
G	Decontamination of cave walls, Equipment removal	$\beta$	260	300	60	<30	61
		$\gamma$	100	100	70	70	
H	Lamp house removal	$\beta$	760	680	240	150	131
	Dismantling of fuel disassemble equipment	$\gamma$	290	280	290	410	
I	Exchange of filters	$\beta$	460	410	220	150	91
	Taking up lost sample	$\gamma$	170	150	150	120	
J	"	$\beta$	--	--	200	270	181
		$\gamma$	--	--	320	330	
K	Working table and equipment decontamination	$\beta$	490	--	160	140	88
	Equipment removal	$\gamma$	220	--	150	140	

スコープ、リークローションの修理調整、ケーブル内フィルタの交換などの作業を延日数194日、延人員550名で実施した。

#### (4) ケーブル内作業の今後の問題点

今回実施された増設ケーブルオーバーホール作業は、当初の計画をほぼ予定どおり終了したが、高汚染ケーブル内での除染作業での種々の反省をし、今後の問題点としたい。高汚染ケーブル内作業で一番問題になるのは作業者の放射線被曝で、乾式除染方法、マニプレータなどでの遠隔除染方法にもおのずと限界があり、現在ケーブル内空間線量率を低下させることは非常に困難になっている。その大きな原因としては、ケーブル内に固定されている大型内装機器や作業エリア（ケーブル内面積）の大きさ、ケーブル内設置の架台などであり、ケーブル内装機器の小型化、作業内容の検討（照射されるホルダ、カプセルなどについても）、作業エリアの根本的なレイアウトの変更、合理化などを考えなければならない。また、除染方法については、乾式除染方法では限界があり、湿式除染方法も検討されているが現状ではホット排水の放射能の増加が激しく（ケーブル内除染水、試料研磨排水など）、地階（機械室）をとおる排水管とDPタンクの線量率の増加が周辺で作業する人員の被曝線量の増加につながって問題となっており、さらに排水の放射能濃度を上昇させる可能性のある湿式除染方法への切替えはむづかしい点がある。その他フロッグマンズーツの作業性向上のための通話装置の改造、ケーブル内フィルタ処理方法、交換方法の検討は今後に残された問題点でもある。今後これらの問題解決に努力するが所内関連部門の人達のご指導、助言を得られれば幸甚である。

### 7.8.2 マイクロドリリング装置およびマイクロガンマスキャンナーの開発

#### (1) マイクロドリリング装置

昨年度に改造の終了したドリリング装置 (Fig. 7.8.3) をジュニアセル左側 No.2 セルへ設置し、セル外試験において得た操作条件をもとに照射された  $UO_2$  燃料を用いたセル内試験を行なった。

試料は、JPDR-GE 燃料 A-20 のうち KA-1040 と KC-1333 で、それらは直径 12.5 mm、推定燃焼度 5300 MWD/T、冷却期間 3 年であった。これを厚さ 5 mm に切断し、金相試験用のアクリル管に埋め込み表面を研磨した。研磨は面出し (#400)、粗研磨 (#600、#800、#1000)、精研磨 (アルミナ 1  $\mu$ ) の順で行なった。

ドリリングは試料直径方向に 8 点ないし 10 点行なった。

サンプルの採取量は装置の機構上一様でないが、最大 1 mg と考えられる。ドリリング後の試料の一例を示す。( Fig. 7.8.4 )

マイクロサンプルの回収は、サンプル量の少ないこと、サンプル相互のクロスコンタミネーションを防ぐことが難しいことなどから吸引型サンプル捕集装置は用いず、マニプレータにより秤量びんに回収した。

現在の位置について今回の実験から、遠隔操作技術の上からも種々の問題点のあることが判明した。ここでは問題点を列挙し、対策は次年度に検討するつもりである。

#### (問題点)

##### ① ドリルチャックの不良

コレットチャックでは使用を重ねるに従ってドリルのチャック力が弱くなる欠点がある。

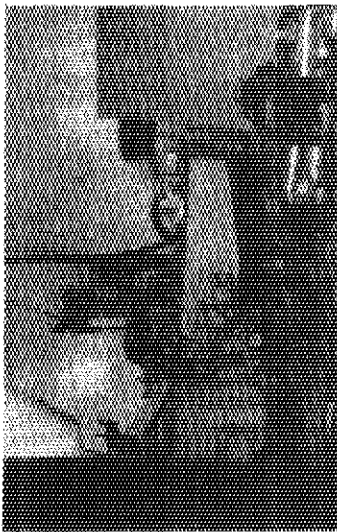


Fig. 7.8.1 JPDR fuel disassembly machine



Fig. 7.8.2 Removal of the above machine

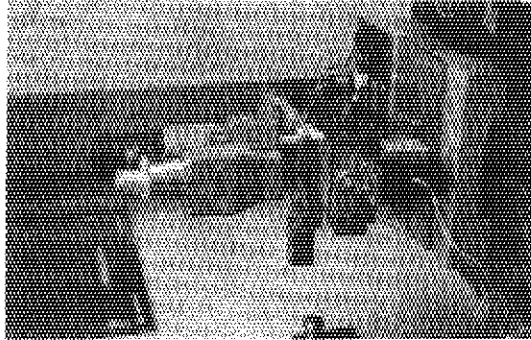


Fig. 7.8.3 Micro drilling machine



Fig. 7.8.4 Sample

- ② マイクロサンプルの回収方法
- ③ マイクロサンプルの回収時におけるサンプル相互のクロスコンタミネーションの防止。
- ④ マイクロサンプルの採取量の増加
- ⑤ ドリリング前の試料の調整
- ⑥ セルの汚染除去

## (2) マイクロアスキャンナ

46年度で改造を終了したスキャンナのセル内設置と金相試験用に製作された試料を用いて試験を行った。スキャンナはジュニアセル左側No.1セルに設置した。その概略をFig.7.8.5に示す。

スキャンナは試料をセットするための前後の移動と測定のために試料を上下、左右に移動する機構を備えている。上下、左右の移動速度は、それぞれ0.095mm/sec, 0.05mm/secで一定である。スキャンナとコントロールボックスの外観をFig.7.8.6に示す。

コリメータは0.4mmφの穴のタングステン製であり、これを鉛製のコリメータプラグに挿入し、さらにコリメータプラグをジュニアセル鉛壁に挿入し使用した。

試料からの $\gamma$ 線を測定するため3インチ×3インチNaI(Tl)検出器と4.95cc Ge(Li)半導体検出器を使用した。

実験に用いた試料は、推定燃焼度22000MWD/Tの二酸化ウランであり、金相試験に用いたものである。試料の冷却期間が長いので対象核種をCs-137のみとし次の方法で試験を行った。

NaI(Tl) 検出器を用いて

- ① 100KeV以上のグロスガンマスキャンニング。
- ② Cs-137の662KeVフォトピークのガンマスキャンニング。
- ③ Cs-137の662KeVフォトピークの定点測定(0.5~1mm間隔)

Ge(Li)半導体検出器を用いて

- ④ Cs-137の662KeVフォトピークの定点測定(0.5~1mm間隔)

それぞれの結果をFig.7.8.7~7.8.10に示した。これらの結果からNaI(Tl)検出器を用いてCs-137を測定核種として測定した場合、シングルチャンネルアナライザ(SCA)を使用してスキャンニングした場合②とマルチチャンネルアナライザ(MCA)を使用して定点測定し、フォトピークの面積から求めた場合③の両者の燃料直径方向のCs-137の分布は良く一致した。試料が20000MWD/T程度の燃焼度では現在の方法で十分測定できると考えられる。Ge(Li)半導体検出器を用いた場合もNaI(Tl)検出器の場合と良く一致した。しかし、試料の燃焼度が極めて低い場合にはコリメートされた $\gamma$ 線の計数率が極めて小さくなるので測定に困難を伴うと考えられる。特に、Ge(Li)検出器はNaI(Tl)検出器に較べて計数効率が低いので問題となる。これらの問題点については次年度に検討したい。

### 7.8.3 中性子ラジオグラフィによる非破壊試験の開発

照射燃料キャプセルの非破壊試験法としての中性子ラジオグラフィの実用化試験を、JRR-3に設置されている装置を使って47年度から始めた。この装置は始め燃料工学部、燃料照射研究室が設計製作したものであったが、像が二重(正確には四重)になるという性能的な欠

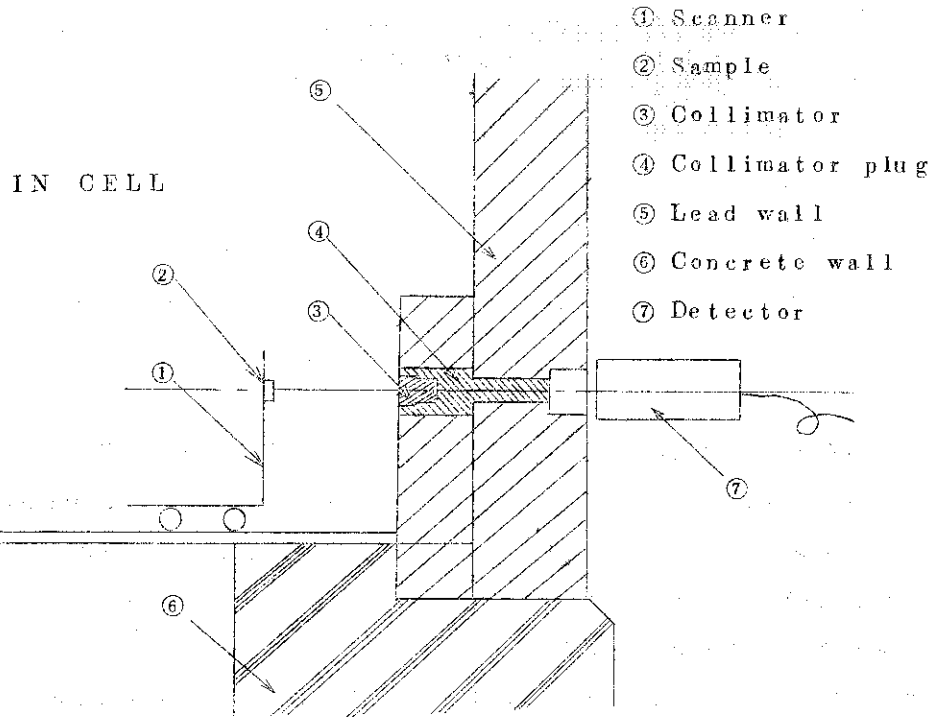


Fig.7.8.5 Micro gamma scanning cell

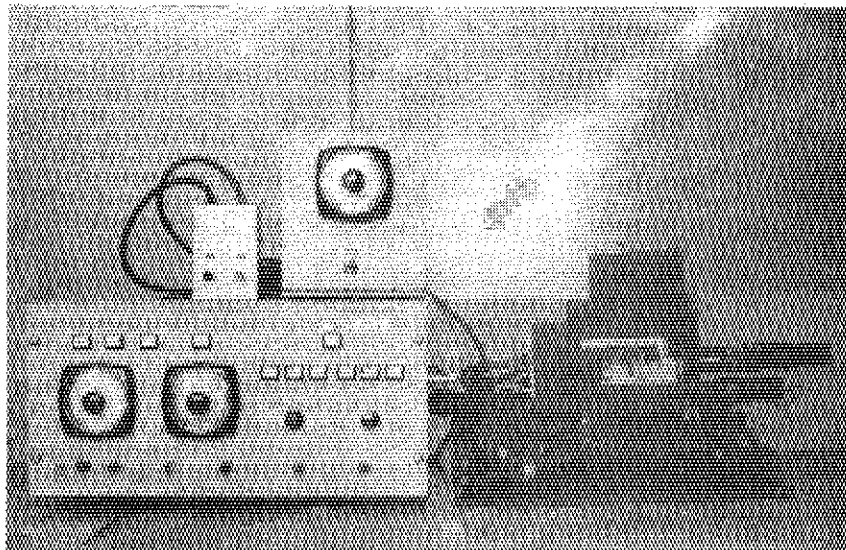


Fig.7.8.6 Scanner and control box

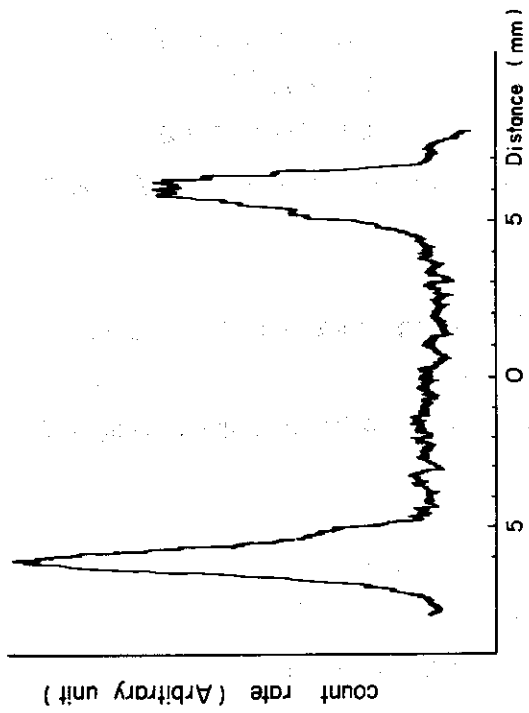


Fig. 7.8.7 Gross  $\gamma$ -scanner

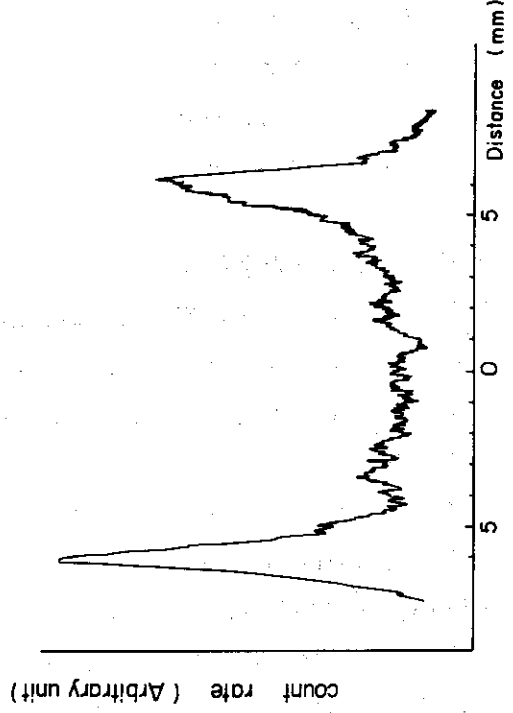


Fig. 7.8.8 Cs-137  $\gamma$  scanning

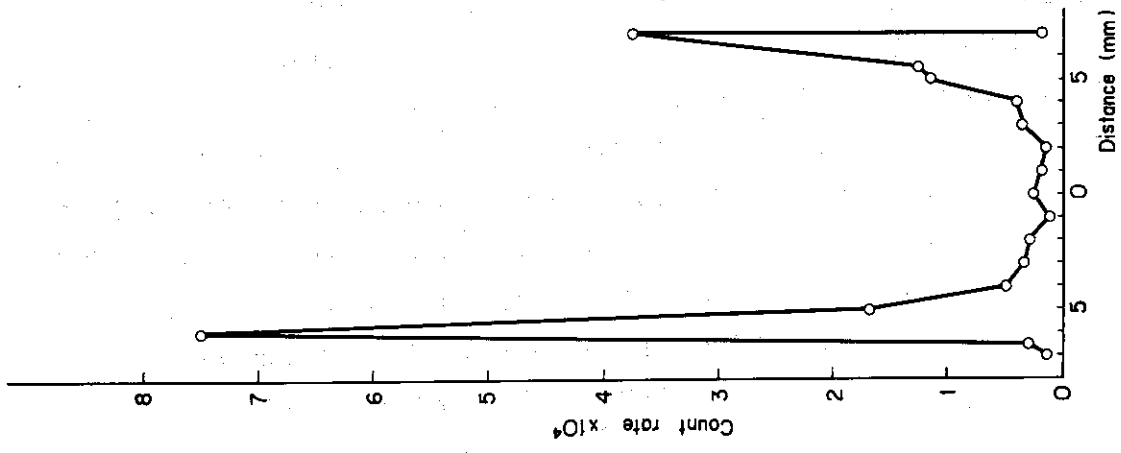


Fig. 7.8.9 Distribution of Cs-137 [NaI(Tl) detector]

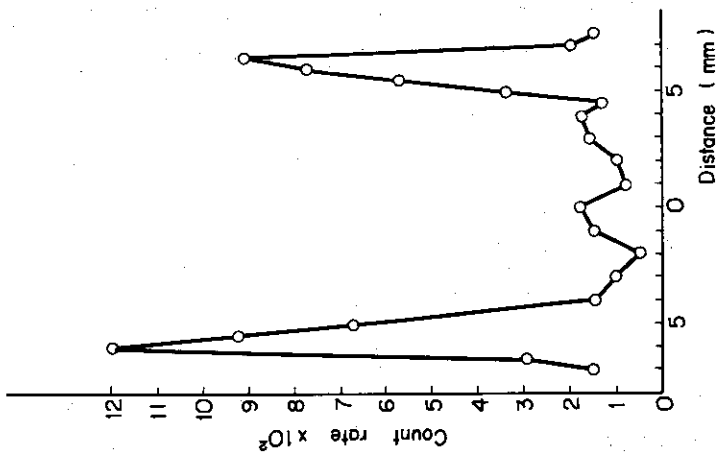


Fig. 7.8.10 Distribution of Cs-137 [Ge(Li) detector]



陥があったため実用化の段階には至らなかった。中性子ラジオグラフィによる照射燃料の試験は今後重要であり、ホットラボに46年末にこの装置が移管されて47年度から、その開発がスタートした。装置の外観写真をFig.7.8.11に示す。この装置の実用化を計るために二重像の原因をつきとめ、その原因を除去することに努力した。その実験装置をFig.7.8.12に示す。像の二重像の原因についていろいろ検討した結果100mm<sup>2</sup>の実験孔の上下、左右の壁面からの中性子の反射により像が二重(または四重)になる、という判断のもとに原子炉級の黒鉛ブロックに70mmφの孔をあけたもの6個をFig.7.8.12のように挿入した。この状態で実験をおこなったところ二重像はなくなったが、コンバータフォイル(0.5mmtのIn)と試料の間の距離が約80mmあり像の鮮明度は良好ではなかった。

コンバータフォイルの設置は、遮蔽アッセンブリーの左側から挿入され、試料との位置関係はFig.7.8.12に示すとおりとなる。像の鮮明度を改善するにはコンバータフォイルと試料との間の距離を十分小さくする必要があり、その対策について検討を進めた。この問題を解決するには遮蔽アッセンブリーの一部を改造し、コンバータフォイルの設置位置を試料とフォイルの間隔を十分小さくできるようにするか、現在の機構のままコンバータフォイルのホルダの構造を変え、コンバータだけが試料の方向に必要な距離(約80mm)だけ前進できるような構造にするか検討した。後者の場合、コンバータのホルダの幅が40mmであり、その幅の中にコンバータが前進できるような機構を収められなければならないが、結局この方法をとることにして設計をはじめた。なお、47年度における実験はJ.B.R-3の停止期間が長く、実用段階の試験をするまでに至らなかったが、二重像の原因を除去するという当初の目的は一応達成した。今後は像の鮮明度を改善し、照射燃料について実際に試験を行なえる方向へ進めていく。

#### 7.8.4 $\alpha$ - $\gamma$ セルの試験施設としての検討

昨年度から行なってきた $\alpha$ - $\gamma$ セルの汚染除去を一部取出し機器を除き12月終了した。この除染経験を含めこれまでの約3年にわたる運転経験をレポートにまとめた。<sup>1)</sup>

これらの運転経験に照らした試験施設としての検討結果は、次のように列挙される。

- ① 運転→保守修理→汚染除去→搬出入(試料廃棄物を含む)までのすべてを考慮すること。
- ② 施設として十分な余裕をみること。
- ③ 遠隔除染で除染できる範囲には限界があるので空間線量率の推定をしておくこと。
- ④ 装置のモックアップテストは、除染対策まで実施すること。
- ⑤ 内装機器等をセル内にセットする場合は、除染、修理、廃棄を考慮して寸法、重量の制限をする方法もある。
- ⑥ メンテナンスフリーになるべく心掛ける。
- ⑦ 少なくともDirtyとCleanに大別される二つの作業を分離すること。
- ⑧ Dirty作業機器は、補修を考えないで消耗品として考える。
- ⑨ 動力の伝達機構と動力源(電気、空気、油圧等)の関係を簡素化する。
- ⑩ 水、薬品の蒸気ガスに対する配慮。
- ⑪ 光学機器(レンズ、ミラー等ガラス使用)はCleanで、かつ試料放射線の少ない別

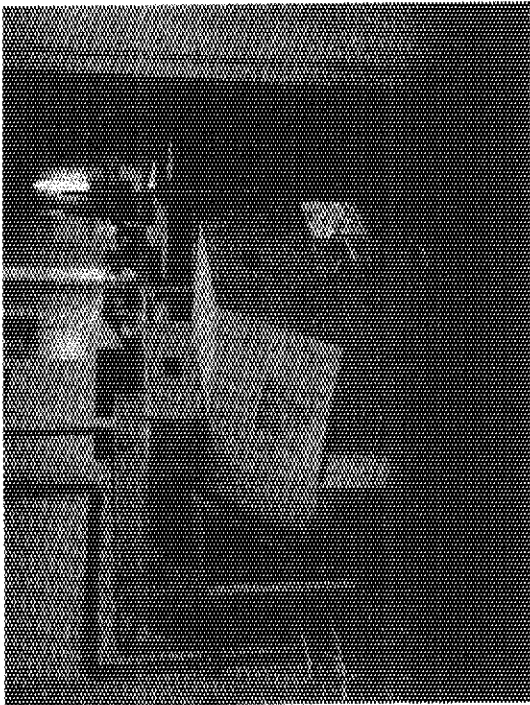


Fig. 7.8.11 Neutron-radiograph apparatus

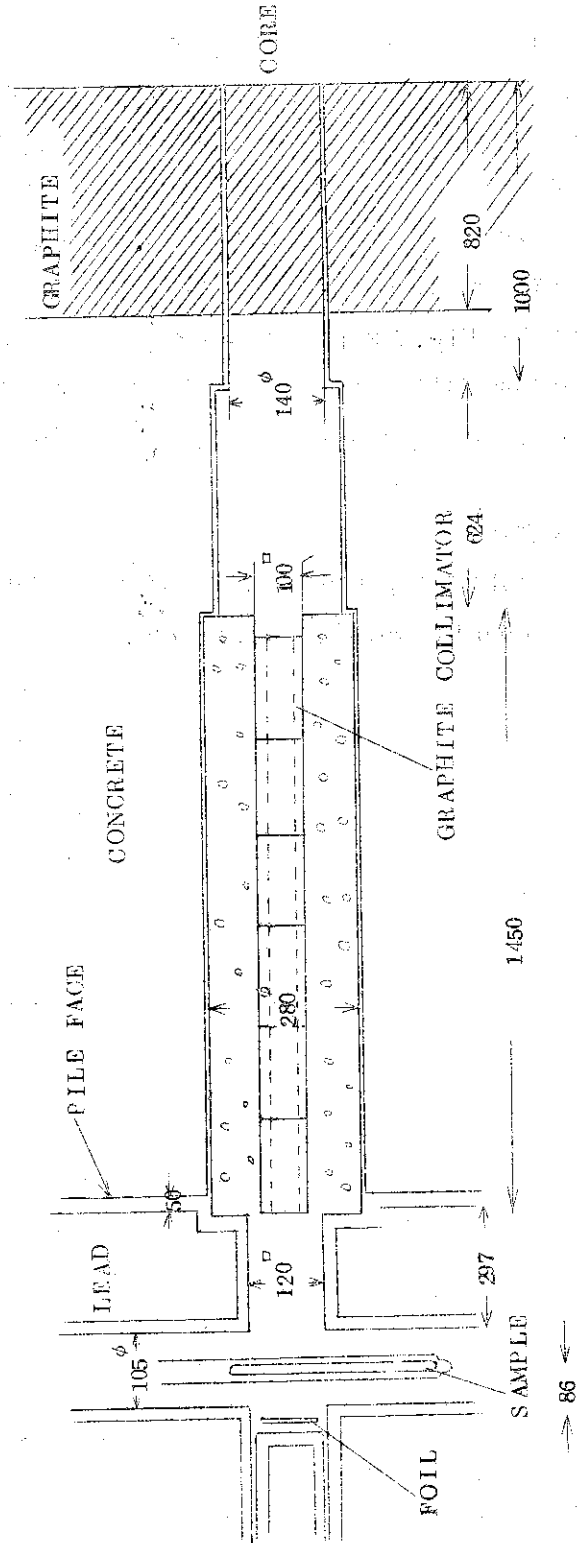


Fig. 7.8.12 Experimental arrangement for production of collimated thermal neutron

Boxに収容する。

⑫ 炭化物系燃料の照射後試験に対する不活性雰囲気の検討。

以上を考慮に入れ、さらに場所的な制約を勘案し、概念的に計画したものをFig. 7.8.13に示した。この場合既設の施設内における改造であるために最小限Dirty作業とClean作業を分離するという基本線を満たし、その他については先の運転経験上の検討結果を採用する。

セルの改造に先立ちセル内のインナーボックス内部の除染を行なったが、 $\alpha$ 汚染の完全除染は不可能であった。そのために使用不能の内装機器を解体取出したのち、廃棄物処理場へ引渡すためにFig. 7.8.14のようなインナーボックスを入れる廃棄容器を製作した。

次年度には超プルトニウム元素であるアメリシウム<sup>241</sup>の照射試料の解体、区分け作業があり、従ってインナーボックスの廃棄作業は若干延期することになるだろうと思われる。

参考文献

- 1) 金井塚文雄, 佐川民雄, 松島秀夫, 阿部恭一 “ $\alpha$ - $\gamma$ セルの運転経験” JAERI-memo 4901(未公開) Aug. 1972.

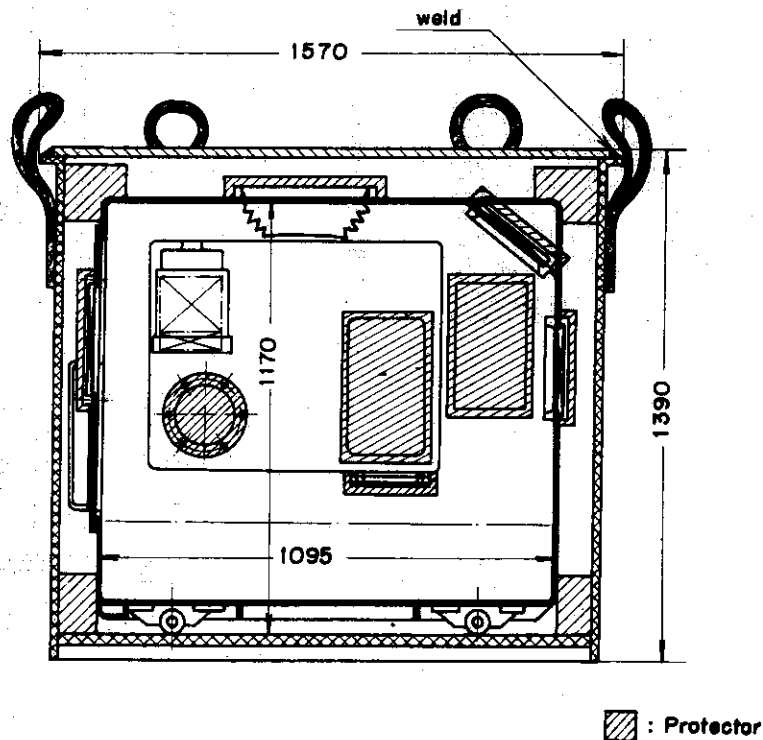


Fig. 7.8.14 Cutaway of inner box disposal container

7.8.5 ケーブ内モニタ, 照明器具の更新

(1) 概要

増設ケーブ照明設備は、昭和39年のケーブ稼働時以来、 $C_L$  ケーブ,  $M_T$  ケーブを除き、

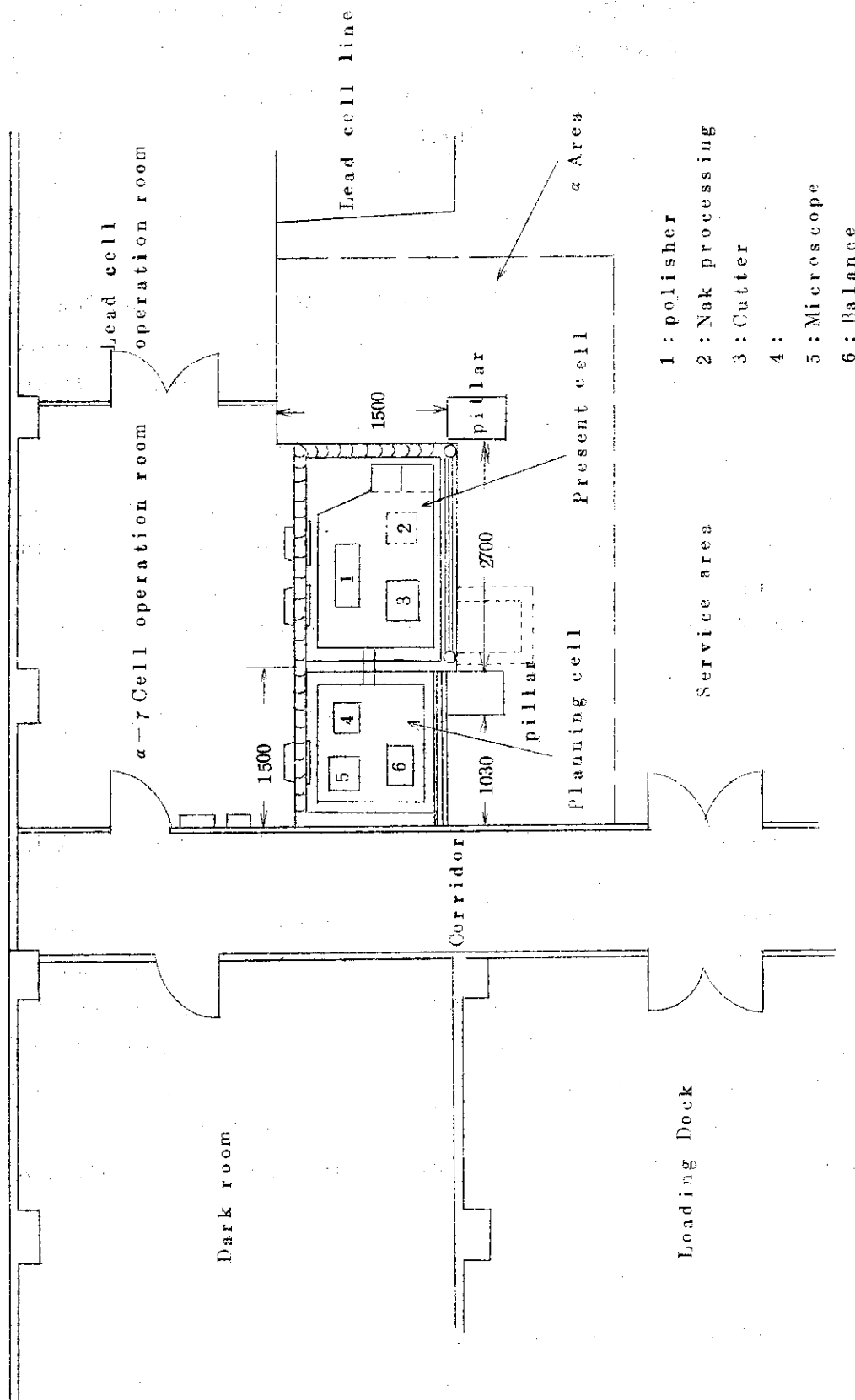


Fig. 7.8.13 alpha-gamma Cell reconstruct plan.

汚染除去がむづかしいためランプ交換は行なわれなかった。昭和44年末の調査の結果、 $D_T$  ケーブ、 $S_T$  ケーブでは30%~50%が点灯していたにすぎず、その照度も著しく低下していることが分った。昭和44年末の調査結果をもとに、 $D_T$  ケーブにおいて、遠隔によるランプ交換作業を行なったが、<sup>1)</sup>カバーガラスの着色 (Fig. 8.8.19 参照) やケーブルコネクタの破損による断線、熱による器具内配線の焼損、短絡などの原因により、点灯ランプ数では60%、ケーブル外から窓を通して測定した照度では100ルクス (設計値は320ルクス) 程度の回復にとどまった。

このため、昭和46年度に $D_T$  ケーブの遮蔽窓4窓中2窓、 $M_T$  ケーブの1窓の計3窓について、照明器具の改造を試験的に行なった。器具の壁掛金具、ケーブルコネクタ等に一部改良を加え、昭和47年度に残り7窓について改造を完了した。この外に、昭和34年以来使用している冶金ケーブ、化学ケーブの照明設備の安定器の交換も行なった。

## (2) 主な改造点

① ランプの組合せは、従来の低圧ナトリウムランプと高圧水銀ランプの混合光線を、高圧ナトリウムランプと高圧水銀ランプの混合光線に変え、電極も両口金形とした。(Fig. 7.8.15, Fig. 7.8.16 参照)

② 器具は、半密封箱形器具に変え、熱による器具内配線の劣化防止と器具効率を良くした。(Fig. 7.8.17, Fig. 7.8.18 参照)

③ 安定器からランプへの配線は、 $C_L$  ケーブの一部を除きケーブル前面の3インチプラグ、8インチベリスコープホールを使用した。

## (3) 結果と問題点

① 照度が改造前の100ルクスから400ルクスになり、基準の320ルクスを上まわった。

② 配線についてはやむを得ず、プラグやベリスコープホールを使用した。その結果 $C_L$  ケーブでは、プラグ本来の機能が制限された。 $S_T$  ケーブ、 $D_T$  ケーブでは床上2.8mのベリスコープホールに300mm厚の鉄の遮蔽体を入れたが、ケーブル貫通部分15mm×130mmの穴がある。このためケーブル内線源の位置によっては、マンブレータ引抜き作業時放射線漏洩のおそれがあり、将来配線方式の変更を必要とする。器具の材質は、不銹鋼であるが、開放形でその上ランプが高温なので、酸アルカリ、粉塵による反射率の低下など、器具の性能劣化や汚染除去作業時の注水によるランプの破損などのおそれがある。(Table 7.8.4 参照)

## 参考文献

- 1) 鈴木 紘他 JAERI-memo 4817, 1972.

### 7.8.6 ケーブ内間仕切扉の修理調整

ホットケーブは、使用目的の異なるケーブが隣合せに配置されたいわゆるケーブラインとして建設されることが多く、ホットラボの増設コンクリートケーブも旧冶金ケーブラインに隣接して建設されている。増設コンクリートケーブラインもその使用目的に応じて、試料貯蔵用の

Table 7.8.4 Comparison of performance of lighting equipments

		改造後 (A)	改造前 (B)	A/B
ランプ ブ (Na)	ランプ規格	高圧ナトリウムNH400S改造形※	低圧ナトリウムランプNa140形※	—
	数量 × 10窓	各窓 2本	各窓 6本	—
	光束(ルーメン)④	46,000×2 (92,000)	13,000×6 (78,000)	≒1.2
	寿命(時間)	12000	6,000	2
	始動時間 / 再始動	5分/1分	10分/	0.5
	ランプ表面温度	< 340°C	< 100°C	—
	安定器規格, 数量	NHC-401C 2ヶ	NC140C 6ヶ	—
入力(W) <sup>AC</sup> <sub>200V</sub> ⑤	450w×2 900W	175w×6 1050W	≒0.86	
ランプ ン ブ (Hg)	ランプ規格	高圧水銀ランプ H300改造形	高圧水銀ランプ H300	—
	数量 × 10窓	各窓 2本	各窓 2本	—
	光束(ルーメン)⑥	15,000×2 30,000	15,000×2 30,000	1
	寿命(時間)	< 12,000	< 12,000	1
	始動 / 再始動時間	5分/7分	5分/6分	—
	ランプ表面温度	300°C	200-250°C	—
	安定器規格, 数量	HT301C × 2個	HT301C × 2個	—
入力(W)⑦	325×2 650	325×2 650	1	
全光束(イ+ロ)	122,000ルーメン	108,000ルーメン	1.13	
所要電力(ハ+ニ)	1,550W	1,700W	0.91	
照度(窓外より測定)	350~400ルクス	100ルクス(設計値320)	3.5~4.0	
器具 (Na)	形式	開放カベ掛形×2	半密封カベ掛形×2	—
	ランプ数	1本	3本	—
	材質	ステンレス	SS, ペイント塗カベガラス付	—
	器具効率	59%	40%	1.48
器具 (Hg)	形式	開放カベ掛形×2	半密封カベ掛形×2	—
	ランプ数	1本	1本	—
	材質	ステンレス	SS, ペイント塗装, カベガラス付	—
	器具効率	52%	30%	1.7
④ 改造前器具のカベガラスはS <sub>T</sub> , C <sub>L</sub> ケーブはN・B ガラス D <sub>T</sub> , M <sub>T</sub> ケーブはパイレックスガラスを使用していた。Fig.7.8.16はS <sub>T</sub> ケーブで使用していたNa 灯器具, カベガラスが着色している。				

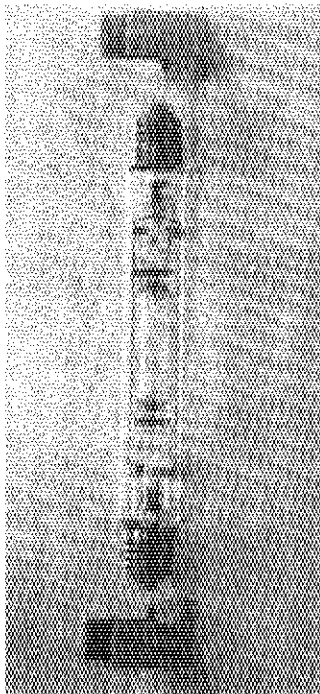


Fig. 7.8.15  
High pressure mercury  
lamp (H300 special, GS)

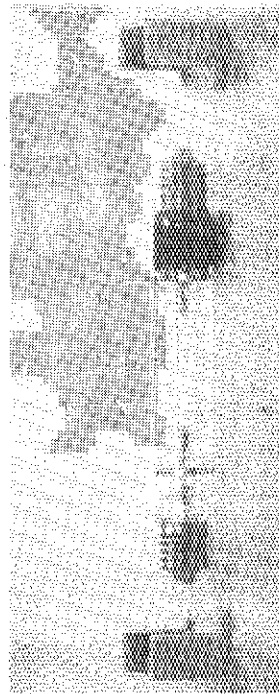


Fig. 7.8.16  
High pressure sodium  
lamp (HN400 Special  
type, GS)

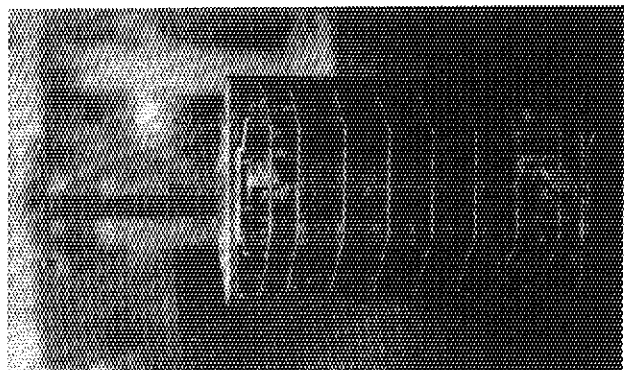


Fig. 7.8.17  
Lighting equipment (new type)  
for H-300 special lamp (GS)

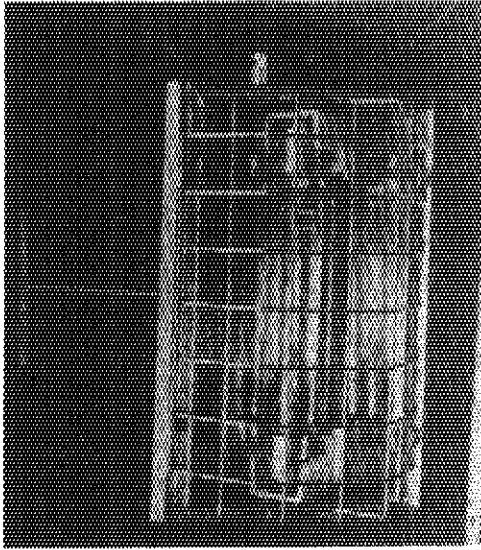


Fig. 7.8.18  
Lighting equipment (new type)  
for NH400 special lamp (GS)

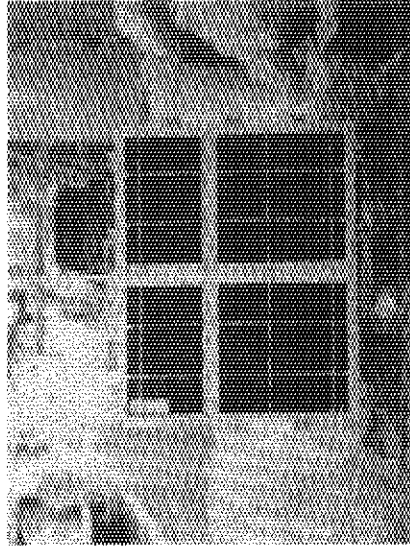


Fig. 7.8.19  
Lighting equipment (old type) for  
three NA140 lamps of which  
non-browning glass is coloured  
with radiation

S<sub>T</sub> ケーブ、非破壊試験用の C<sub>L</sub> ケーブ、試料切断・加工用の D<sub>T</sub> ケーブ、機器補修用 M<sub>T</sub> ケーブに分かれており、ケーブル間には B 扉と C 扉からなる間仕切扉が設けられている。(Fig. 7.8.20 参照)

B 扉はヒンジ支持による片開き方式で、C 扉はモータ吊り上げ方式をとっている。B 扉駆動には、空気圧が採用されており、通常、 $5 \sim 10 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$  の空気圧で開閉動作が行なえるように調整されている。しかし、扉駆動が空気圧使用のため開閉時の終端におけるブレーキ動作が同期しないと終端に激しく衝突する。扉は、下部ベアリング支持、上部ヒンジ支持による片持ち、片開き方式 (Fig. 7.8.21 参照) なので衝突の際支持部に反力として大きな衝撃をあたえ、このためヒンジ支持ボルトに、Fig. 7.8.22 に示すような「ゆるみ」が発生して扉の先端下部が間仕切床に接触して、上述の空気圧で動作しなくなるケースが 2 件発生し、D<sub>T</sub> ケーブのオーバーホール期間をねらって、その修理を行なった。2 件のうち 1 件は M<sub>T</sub>-D<sub>T</sub> 間仕切扉であり、S<sub>T</sub>-C<sub>L</sub> 間仕切扉は、扉先端のさがり、扉と間仕切床の間に異物をはさみ込んだため、動作不能に陥ったものであった。

修理は、2 件ともまず C 扉カバーの取外しから行なった。C 扉と O 扉受け金具を外したあと、パワーマニプレータホイスト走行用レールの取外しを行なった。これはレールとヒンジの間にギャップがほとんどなく、ヒンジ取り付けボルトの締めつけのための B 扉吊り上げの際邪魔になるためである。B 扉を 30 ton クレーンで吊り上げて、正規の位置にセットし、ヒンジボルトの締め付けを行なった。

ボルトは M<sub>T</sub>-D<sub>T</sub> 間仕切扉が 2 本、S<sub>T</sub>-C<sub>L</sub> 間仕切扉が 1 本約 1 回転ゆるんでいた。これらボルトのゆるみを防止するため、ゆるみ止めを取り付けた。空気配管の更新も同時に行なった。これらの作業は、B 扉上でビニールアノラックおよびダストマスク着用のうえ行なったものであるがレールの取外しのみは、ケーブル内でフロッグマンスーツ着用で行なった。レール取り外しが扉上で行なえるように扉の近傍でレールを切断した。

#### 7.8.7 ホット排水管汚染対策(その2)

ホットラボの高放射性廃液排水管は、ケーブル、セル床面から地下機械室天井に入り緩傾斜しながら D.P. タンク室に達し、そこで D.P. タンクに降りている。増設ケーブル、鉛セル系の排水管の一部に高線量率 ( $\sim 2.5 \text{ R/h}$ ) が測定され、地下機械室におけるフィルタ交換等の作業に支障をきたし始めたのは昭和 46 年 11 月であった。その時点で EDTA-2Na (0.5 w/o) + 市販固形石けん (0.01 wt%) 水溶液 (PH=6) を用いて本排水管の洗浄を行なったが、洗浄前後の排水管外表面線量率には変化がみられなかったため本年度に当該排水管の更新作業を行なった。作業は、まず排水管表面の線量測定の後排水管近辺のフィルタ・ユニット、排風機、床等をビニールシートでカバーし、次いで更新予定排水管の防露材を撤去した。鉛セル排水管附属のトラップおよびケーブル排水管(横走り排水管)の撤去作業は、十分な注意のもとに行なった。排水トラップの除去は、トラップ入口管を切断除去したあと、切断部から簡易ポンプの吸入部分をトラップ内に差し込み汚染水を抜き取った。20ℓ ポリエチレンビンに収容した汚染水は、放射能濃度  $10^{-2} \mu\text{Ci/cm}^3$ 、ビン表面線量率は  $30 \text{ mR/h}$  であった。

横走り排水管は、長さ約 700 mm に切断しホットラボ所有のグラファイトスリーブ廃棄用カートリッジに収納し廃棄した。カートリッジ表面最大線量率は、 $2 \text{ R/h}$  であった。撤去部分



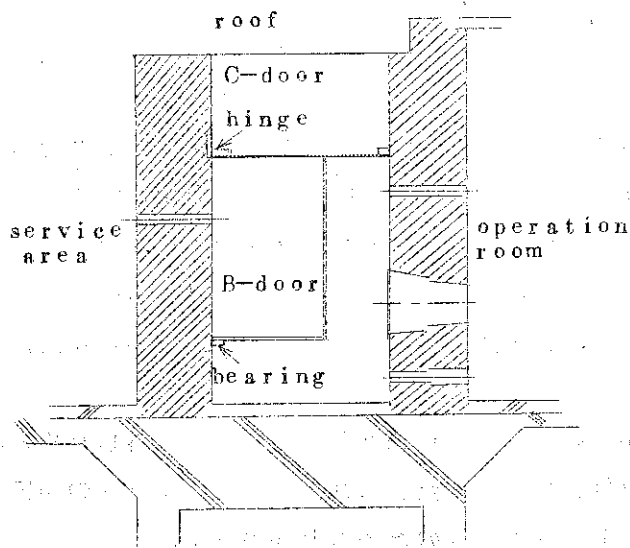


Fig. 7.8.20 The vertical cross section of extended concrete eave

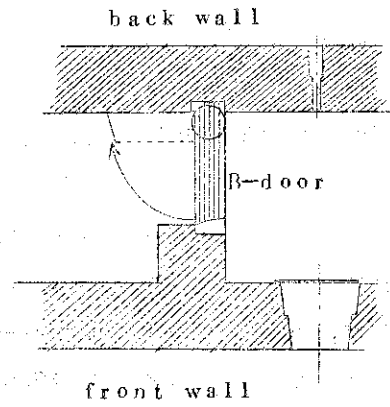


Fig. 7.8.21 The plane figure of separating door and its vicinity

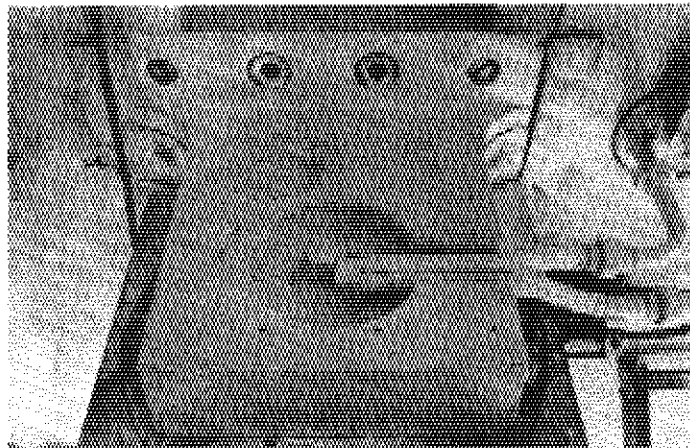


Fig. 7.8.22 ヒンジ

への新管取り付けは一部曲管部をなくし直配管として行なった。また、トラップ撤去跡に新トラップの設置は行なわず配管のみとした。配管完了後通水テストを行ない、更新部にリークのないことを確かめて防露材の取付け、目止めを行なった。

本作業は、ホットラボ管理室、ホットラボ放管の指導のもとにビル代行が行なったもので、作業日数は正味5日、作業員数は延べ3.3人、5日間の個人当たり最大被曝線量168mrem、平均被曝線量100mremであった。

なお、鉛セルとケーブル排水の合流点下流の管内蓄積物から $^{144}\text{Ce}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ が検出された。

排水管更新前後の管表面線量率をFig. 7.8.23に示す。

本排水管更新作業は、高線量排水管対策のきめ手とけなり得ず更新部の線量率は徐々に上昇し、2 R/hに近い線量率を示している箇所もある。このような状態では、早急に抜本的対策をとる必要があり次年度以降の課題として検討するため、放射性廃液に含まれる放射性粒子の除去実験を行なった。これは高放射性粒子を排水管に流れ出る前にケーブル内で効率良く捕集することを目的としたもので、発生原因の明らかな研磨によるものと、いずれの作業によって発生したか明らかでないM<sub>T</sub>ケーブルの除染水について放射性粒子の大きさを調べた。

研磨の場合はJAPCO東海炉燃料(燃焼度4.274~5.442MWD/T)被覆管のマグノックスを#600の研磨紙で面出し程度に研磨しこれを10倍にうすめ、研磨液を0.1cc採取した。M<sub>T</sub>ケーブル除染水はケーブル内使用具の除染水0.2ccを採取した。これらの排液を赤外線電球で蒸発乾固させ、G-M管で測定した(Table 7.8.5)

Table 7.8.5 Radioactivity of liquid waste

	Count [ dpm ]	Activity [ $\mu\text{Ci}$ ]	Activity of primitive waste liquid: [ $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ ]
Polishing liquid waste	$2.6 \times 10^4$	$1.1 \times 10^{-2}$	1.1
Decontamina- tion liquid	$3.0 \times 10^3$	$1.4 \times 10^{-3}$	$7.0 \times 10^{-3}$

また、上記廃液をガラス板上にとり、光学顕微鏡で撮影した。研磨廃液から採取した試料の写真をFig. 7.8.24にM<sub>T</sub>ケーブル除染水の写真をFig. 7.8.25に示す。両者を比較すると研磨によって生ずる研磨屑とM<sub>T</sub>ケーブルを汚しているダストとは異なることがわかる。さらに、これらの試料のオートラジオグラフィをX線フィルムを使って撮影した。曝射時間は研磨液24時間、M<sub>T</sub>ケーブル除染水48時間とした。これらの写真をFig. 7.8.26およびFig. 7.8.27に示す。研磨廃液には多くの放射性粒子が存在し、M<sub>T</sub>ケーブル除染水は少ないことがわかる。

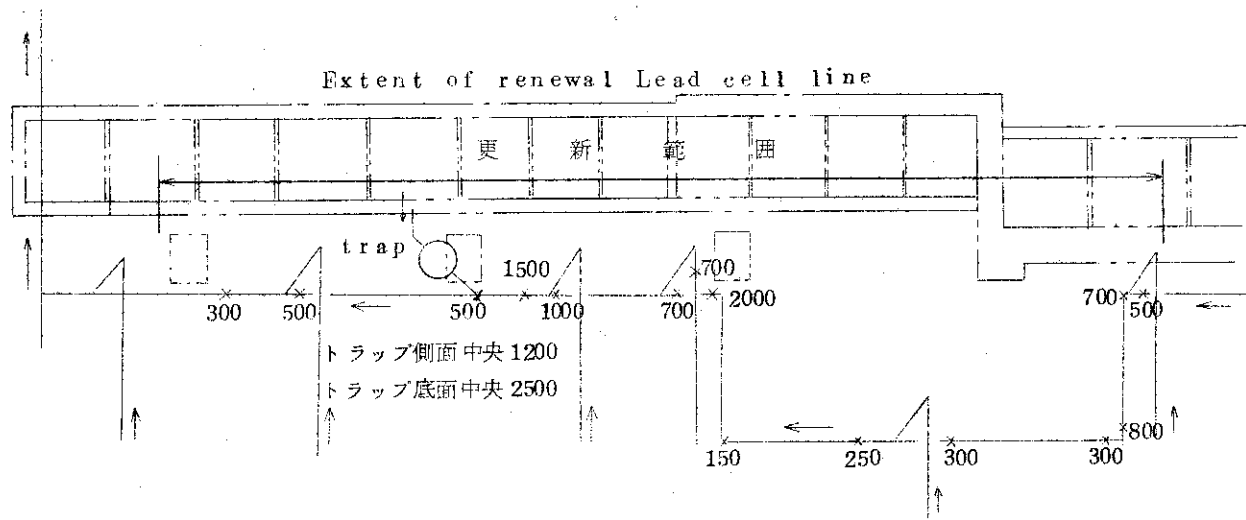
X線フィルムの黒化点の大きさと放射能との関係は

$$\log D = 0.48 \log(A \cdot t) + \log 0.31^D$$

D: 黒化点の大きさ

A: 崩壊数

t: 曝射時間

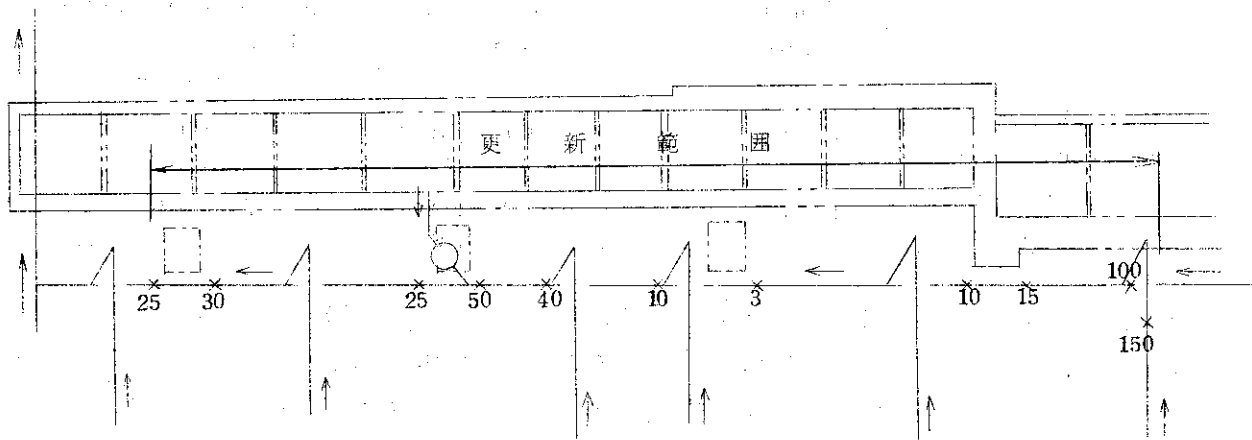


date

測定日 47. 10. 13

before renewal

単位 mR/h



after renewal

date

測定日 47. 12. 27

単位 mR/h

Fig.7.8.23 The surface dose rate of drainpipe for high active liquid



Fig. 7.8.24

同上の部分拡大写真

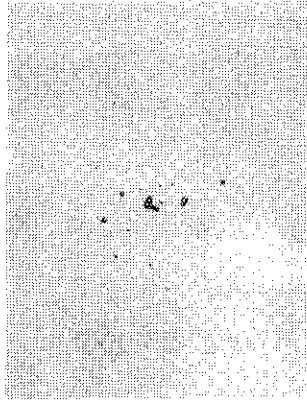


Fig. 7.8.26

研磨廃水乾固面のオートラジオグラフ



Fig. 7.8.25

同上の部分拡大写真

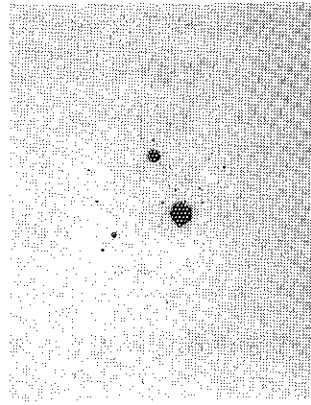


Fig. 7.8.27

M<sub>T</sub> ケープ除染水乾固面のオートラジオグラフ

より計算した。計算結果を Table 7.8.6 に示す。

Table 7.8.6 Relation between disintegration and spot diameter on X-ray film

Polishing liquid waste	
Spot diameter	Disintegration
258 $\mu$	$2.08 \times 10^3$ dpm
207 "	$7.35 \times 10^2$ "
172 "	$6.95 \times 10^2$ "
138 "	$4.0 \times 10^2$ "
86 "	$7.4 \times 10$ "

放射能（崩壊数）と放射性粒子の大きさについては実験結果<sup>2)</sup>を適用した。その結果を Table 7.8.7 に示す。

Table 7.8.7 Relation between radioactive grain diameter and spot diameter on X-Ray film

Polishing liquid waste	
Spot diameter	Radioactive grain diameter
258 $\mu$	$\sim 35 \mu$
207 "	$\sim 30$ "
172 "	$\sim 28$ "
138 "	$\sim 26$ "
86 "	$\sim 14$ "

すなわち、研磨廃液中の放射性粒子の大きさは $\sim 35 \mu$ 程度と推定することができる。この数値をもとに焼結金属フィルタの汚染除去係数の測定を行なって Table 7.8.8 の値を得た。

Table 7.8.8 Decontamination factor of sintered metals

Filtrated liquid \ filter	40 $\mu$	20 $\mu$	10 $\mu$	5 $\mu$	for load cell
	Polishing liquid waste	11.3	13.3	11.0	12.3
Decontamination liquid	2.3	1.3	2.1	1.85	1.75

これらの結果をもとに、次年度さらに実験を進め排水管更新の方針を決めたい。

#### 参考文献

- 1) 松井 浩, 芹沢正彦 JAERI-memo 3718 (1969)
- 2) 山本峯澄, 芹沢正彦, 近藤吉男 JAERI-memo 3312 (1968)

# 8 研究開発

---

Research and Development

## 8.1 高温ガス配管内におけるFP沈着

### (1) まえがき

被覆粒子燃料を使用する多目的高温ガス炉では、平常時でも多量のFPが冷却系へ放出される。なかでも固体状FPは、冷却系の機器や配管に沈着、蓄積するので原子炉の運転・保守ならびに事故時の安全性を評価する上で大きい影響を及ぼす。この沈着現象には多くの因子が関与すると考えられているが、ここでは主に冷却ガスの温度条件・流動条件および冷却ガスに接する管の材質などによる効果を調べるために、TLG-1を使用して次の実験を行なった。

#### ① 加熱試料による実験

#### ② FP沈着ループによる実験

①は、550℃以上における沈着係数を求め、沈着核種および管材質による効果を調べること、および1,000℃から550℃にわたって温度勾配があるときの沈着分布に急激に変化する点がないかを確認することを目的としている。

②は、550℃以下における沈着係数を求めること、とくに流量・温度を変えたときの沈着係数に及ぼす効果について調べることを目的としている。

### (2) 加熱試料による実験

加熱試料(HIDEX)は、TLG-1の主冷却ガスの一部(約5%)を約1,000℃まで加熱し、FPを混入させ、その下流に配した8本の沈着管(内径0.8cm,長さ80cm)の内面にFPを沈着させるようにした照射試料であり、TLG-1の炉内管部に挿入される。その詳細、実験方法、沈着FPの分布測定法および実験の一部についてはこれまでに報告した。<sup>1)</sup>今回は、HIDEX-2の結果およびHIDEX-3の照射実験と結果について報告する。

#### 1) HIDEX-2

<sup>99</sup>Mo, <sup>132</sup>Te, <sup>131</sup>I, <sup>95</sup>Zr-Nb, <sup>103</sup>Ru, <sup>129m</sup>Te, <sup>140</sup>Ba-La および <sup>141</sup>Ce についての沈着分布の一例をFig. 8.1.1に示す。これらから次のようなことがいえる。

- ① 沈着管の入口(860℃)から出口(620℃)にわたって沈着分布はなだらかで、急激に変化する点は認められない。
- ② テルル、イオド素は入口部を除いて直線的(指数関数的)分布をしているのに対して、他の金属核種は比較的下に凸の分布をしている。この相違の原因については現在検討中である。
- ③ 沈着管の材質による有意差は認められない。
- ④ 入口端から20cm以後のいわゆる流れの発達した区間(レイノルズ数約1,300)における沈着係数、(ガス中の単位FP濃度に対する単位面積当りの沈着速度)および拡散係数を前報<sup>1)</sup>で述べた方法で求めると、Table 8.1.1のようになる。沈着管材質による有意差がないので同表には8本の沈着管の平均値と標準偏差とで示してある。これらの拡散係数はKr, Xe, I<sub>2</sub> とHeとの2成分系における拡散係数の計算値に比較的良好に一致している。
- ⑤ 沈着管入口から5cmまでの沈着係数は、発達した流れ(入口端から20cm以後)の

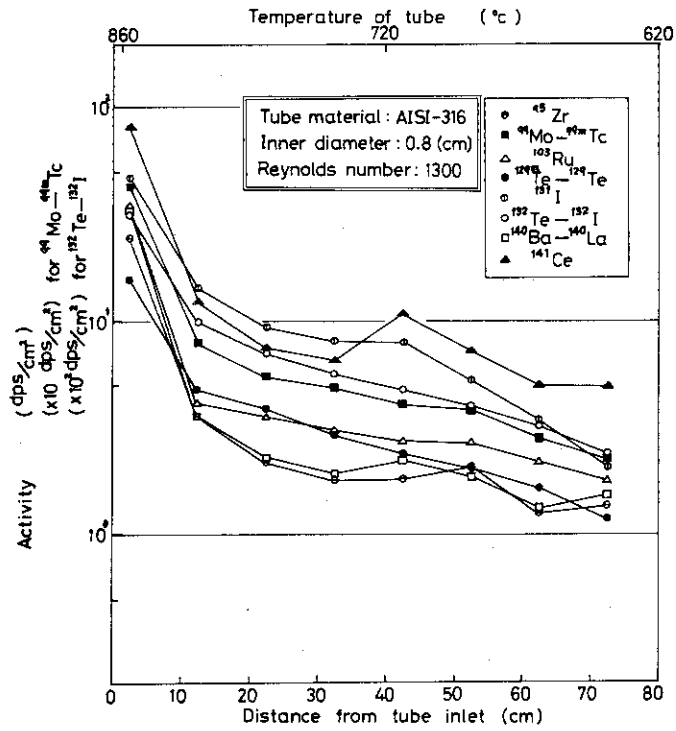


Fig.8.1.1 Distributions of fission products deposited on a stainless steel tube in HIDEX-2

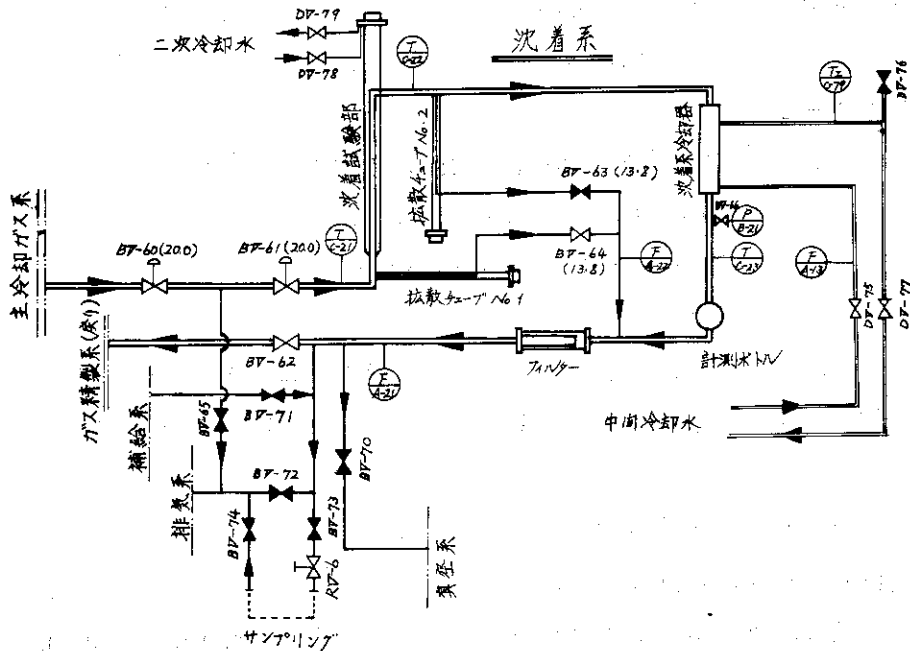


Fig.8.1.2 Flow diagram of fission product deposition experiment system in TLG-1



Table 8.1.1 Deposition coefficient  $k$  and diffusion coefficient  $D$  obtained from HIDEX-2

Nuclide	$k$ (cm/s) <sup>(a)</sup>	$D$ (cm <sup>2</sup> /s) <sup>(a)</sup>
<sup>95</sup> Zr	2.0 ± 1.1	0.45 ± 0.27
<sup>99</sup> Mo - <sup>99m</sup> Tc	3.5 <sup>(b)</sup> ± 0.8	0.76 <sup>(b)</sup> ± 0.16
<sup>103</sup> Ru	1.9 ± 0.8	0.42 ± 0.15
<sup>129m</sup> Te - <sup>129</sup> Te	4.1 ± 1.3	0.91 ± 0.29
<sup>131</sup> I	5.4 ± 1.0	1.19 ± 0.21
	5.1 <sup>(b)</sup> ± 1.5	1.11 <sup>(b)</sup> ± 0.36
<sup>132</sup> Te - <sup>132</sup> I	5.6 ± 1.3	1.24 ± 0.35
	4.8 <sup>(b)</sup> ± 0.7	1.04 <sup>(b)</sup> ± 0.18
<sup>140</sup> Ba - <sup>140</sup> La	3.8 ± 1.8	0.83 ± 0.40
<sup>141</sup> Ce	1.7 ± 0.4	0.37 ± 0.10

(a) average and standard deviation of eight data

(b) results previously reported (1)

それよりもかなり高く、核種によって異なるが3倍~10倍であった。

#### ロ) HIDEX-3

インコロイ800, インコネル600, SUS 27, SUS 42を各1本, SUS 32を4本, 計8本を沈着管として使用した。SUS 32については, 表面処理の効果を調べるため4種類の処理を行なった。

照射実験開始後, 沈着管入口温度を目標の1,000°Cまで上昇させたところ加熱部出口ガス温度が安全限界温度1,150°Cを越え, 急激な流量低下をきたした。そのため沈着管入口温度も約900°Cに押えて実験を行なった。照射後の観察から, SiCヒータの一部が過熱蒸発して, その下流の低温部に沈着し, 流路をふさいだことが原因と考えられる。

実験条件をまとめてTable 8.1.2に示し, 結果の一部をTable 8.1.3に示す。上のような

Table 8.1.2 Irradiation conditions of HIDEX-3

Thermal neutron flux at fuel irradiation position	7 × 10 <sup>12</sup> n/cm <sup>2</sup> · s
Fuel surface temperature	760 °C
Deposition tube temperature	
inlet end	900 °C
outlet end	600 °C
Flow in deposition tube	
mass flow rate	0.26 g/s
velocity	9 m/s
Reynolds number	800
Irradiation time	290 hr

Table 8.1.3 Deposition coefficient k and diffusion coefficient D obtained from HIDEX-3

	k (cm/s) *	D (cm <sup>2</sup> /s) *
<sup>99</sup> Mo-Te	8.25 ± 1.95	1.79 ± 0.43
<sup>132</sup> Te-I	3.85 ± 1.14	0.84 ± 0.25
<sup>131</sup> I	4.10 ± 1.78	0.89 ± 0.38
<sup>141</sup> Ce	5.04 ± 2.57	1.10 ± 0.56

\* average and standard deviation of four data

経過のため、表面処理の効果を結論づけることはできないが、高温酸化処理をした沈着管では沈着係数が比較的低い値だった。

なお、HIDEXシリーズの実験から次のような技術的知見が得られた。

- ① SiCヒータの電気抵抗は、10日間で50%増加した。特に、fluxの高い側で抵抗増加が著しいことから照射効果と考えられる。
- ② 断熱材として、グラスロックおよびカオウルをヘリウム中で使用したが、熱伝導率はカタログ値（空気中の値）よりも4~6倍大きい値を示した。

### (3) FP沈着ループの設置と実験

FPの沈着挙動に係わる因子の中で、流量は、特に重要である。加熱試料による実験では高温にすることができるが、流量は低く押えられる。そこで流量範囲を広く設定できるように、TLG-1の炉内管部出口から主冷却ガスをバイパスしてFPの沈着試験部を設けるよう計画した。このFP沈着ループのフローシートをFig. 8.1.2に示す。

流量は最高5g/s（レイノルズ数12,000相当）まで、温度は550°Cまでの範囲で、任意に設定することができる。試験部にはループ配管と同一寸法の沈着管（内径15mm）が挿入され、その内面にFPが沈着する。試験部の出入口にはガス中の固体状FPの濃度・粒子の大きさを測定するための拡散管（内径4mm）が挿入される。沈着管と拡散管は、原子炉の運転中でも挿入、取り出しができるので試験の能率をあげることが可能である。

設置工事は原子炉の休止時（1 week/cycle）を利用して断続的に行なった（4月25日～7月8日）。各種の検査、試験もこれと並行して行ない、7月初め原子力局の立合検査を完了し、9月2日付で合格証が交付された。

実験はこれまでにJRR-2の第7、第8サイクルと2回行なった。実験条件をTable 8.1.4に示す。FPの放出源はTLG-1の炉内管部に挿入された被覆なしのUO<sub>2</sub>ペレット（9.15mmφ×15.2mmℓ、8%濃縮）であり、照射中の表面温度は約740°Cであった。放出されたFPは短時間（0.4秒）で沈着試験部に到達する。

沈着管および拡散管は取り出されたあと、それぞれ5cmの長さに切断し、カプセルに封入し、Ge(Li)検出器で沈着したFPのγ線スペクトルを測定した。現在データの解析中である。

Table 8.14 Conditions of experiment no. 1 in fission-product deposition loop

Deposition tube temperature inlet/center/outlet	515/503/491 °C
Gas temperature test section inlet/outlet	527/490 °C
Gas pressure	11.0 ± 0.5 kg/cm <sup>2</sup> g
Gas flow in deposition tube mass flow rate	2.62 g/s
velocity	21 m/s
Reynolds number	6100
Diffusion tube temperature 9cm/30cm/60cm from inlet	393/248/122 °C
Gas flow rate in diffusion tube	2120 Nec/min
Experiment time	220 hr

なお、切断および測定を能率的に行なうために、専用の切断機と自動試料交換器が使用されている。また、 $\gamma$ 線スペクトルの解析には“DEPOS”コード<sup>2)</sup>が使用されている。

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

#### 参考文献

- 1) 北原種道他：JAERI-M 5025, 156 (1972)
- 2) 横尾宏他：JAERI-M 5025, 152 (1972)

## 8.2 中性子ラジオグラフィの実用化試験

### (1) 概要

JRR-4では、昭和46年度から名大工学部松本元一教授との協力研究の下に、中性子ラジオグラフィの実用化研究を実施中であり、47年度においては、前年度までの予備試験の結果をもとにして実規模大の試験装置を製作し、広範囲を実用試験を進めた。

本年度の試験のねらいは、① 照射した燃料、カプセルなどの高放射性物体の検査を安全確実に行なう技術を明確にすること、② 各種撮像技法自体の研究開発を行ない、現在足踏み状態にある技法の向上を図ること、③ 利用の適応性や需要を調査し、それぞれの利用に対する技法の適性を明確にすることなどであり、実際に実施した試験によってこれらのほぼ全貌を知ることができたが、技術的完成を図るには若干の継続試験が必要であることが分った。

以下、本年度の成果について要約する。

### (2) 中性子ビーム設備

JRR-4は、プール内に任意構造のビーム筒を容易に設置でき、また、水濡れを嫌う場合にはサーマルコラム設備を利用することができる。試験にはこの両者に中性子ビームを形成させた。用いたビーム設備とその性能は次のとおりである。

#### (a) 簡易ビーム筒

前年度使用したものの改良で、炉心タンク外壁に立てた6cmφのアルミニウム筒で、直管部；下端炉心高さから約6m、曲管部；直管部上部約5mの単管であり、上端開口部はプール水面上部に露出させて炉心ブリッジ手摺りに固定させ、その開口部から試料を直管部に挿入させるようになっていいる。直管部は丁度コリメータになっており、下端で $10^{13}$  n v、下端から4m上で約 $2 \times 10^8$  n v、同位置でのコリメーションは被写体-コンバータ間隔10cmで1.5 lines/mm、 $\gamma$ 強度30R/h(軟 $\gamma$ 線が多い)程度であり、線量、線質ともかなり良好である。

ほぼ常設状態にあるので、小試料の試験には常に使用できる。

#### (b) サーマルコラム

サーマルコラムの遮蔽ドア中央の小穴プラグを除き、その穴を通してサーマルコラム内の中性子をリドタンク内に引き出す。この場合、重水タンク内の重水を抜くと線量が2桁は上昇し、また、ビームの平行性がよくなる。

遮蔽ドア背面の小穴中央で中性子束は重水をなしで2.5 MW時 $\phi_{th} = 2.5 \times 10^6$  n v、 $\phi_f = \sim 10^6$  n v、 $\gamma = \sim 130$  R/h程度であり、 $\gamma$ 強度がかなり高い。

使用するには、サーマルコラム内に中央部に小穴のあいたコンクリート壁を置き、その小穴と遮蔽ドア小穴とをカドミウム筒などで連絡するとコリメーションはかなり良くなる(これらは台車を引き出して設備したあと、台車を挿入すればよい。)なお、リドタンクの線量率がかなり上り、50kw時にリドタンク上面でほぼ許容量に達するので、遮蔽ドア背面(リドタンク側)に若干の遮蔽が必要である。

#### (c) 水中モノクロメータ装置

照射燃料などの高放射性物体に使用できるものであり、炉心タンク外壁に先端を接する全

長約3 mの水平ビーム筒(1.5 cm×8 cm 角筒), ビーム筒出口部の垂直試料挿入筒(20 cmφ×3 m)からなる。ビーム筒は中央部において前後のビーム筒が屈折でき, その中央部には中性子回折用の結晶を置くことができるようになっている。この屈折は水圧ジャッキ構造でプールの外から行なう。屈折角は35度まで変えられ, 0.5度の精度で読み取れる。また, 結晶の振り角度もプール水面上部から変えられる。試料挿入筒はふた付で試料挿入後水を排出するようになっている。

この構造で中性子エネルギーは熱中性子から1 eV程度までの弁別が可能になり, 単色中性子を用いるラジオグラフィの特質を知ることができる。しかし, 現在はまだ構造上改良すべき点がいくつか発見されたので, その改良に着手中であり, 関連試験は今後に残された。

### (3) 各種技法の検討

前年度の予備試験で転写法, 直接法に関するおよその特質を知つたが, 本年度の試験でそれらがより定量的に分つてきた。

#### (a) 転写法のコンバータ

In, Dy, Au, その他の金属箔を試験した結果, Dy箔が感度, 分解能の点で最良であることが明らかになった。

Dy箔の厚さは最大0.25 mm程度までが実用的であり, 0.25 mm厚でInの数倍の感度が得られる。薄い箔, 例えば0.025 mm厚では, 厚み精度10%程度でも実用上問題となることはなく, 感度も1/3程度下るのみであるに加えて, 分解能は厚い箔より数段と向上できることが分つた。転写法としてはDy箔(0.02~0.25 mm)にかぎるとまでいえそうである。

#### (b) 直接法のコンバータ

1)  $n \rightarrow \beta$  変換: Gd 0.025 mm, Dy 0.025 mmなどの金属箔,  $Gd_2O_3$ /ポリエステル薄板など複合板について試験したが, Gd金属箔が極めて優れた性能を示した, また, GdとDyで若干異なつた像が得られることも分つた。有機材試料など熱中性子断面積が顕著な物体は熱中性子断面積がきわだつて大きいGd箔によつて極く細部までその構造を明らかにできるが, Dy箔ではGdほど細部を知ることができないようである。(もちろん中性子ビームが熱中性子であれば両者同じ像となることが期待できるが, 現実のビームは熱外中性子が多量に混入し, これを防ぐことは実用上ほとんどできない)

<μx>

$n \rightarrow \beta$  変換としては, Gd金属箔(0.025 mm程度以下)が最良のものであることが明らかとなった。

ロ)  $n \rightarrow \alpha$ ,  $\beta \rightarrow$  光変換:  ${}^6LiF$ ,  $Gd_2O_3$ などをZnS(Ag), (ZnCd)S(Ag),  $CaWO_4$ , その他のシンチレータと混合し, 結着材で薄板にしたものであり, この中で,  ${}^6LiF$ と(ZnCd)S(Ag)の組合せが最高感度を示した。混合比は,  ${}^6LiF$ /シンチレータ1/4~2/1が考えられ, 1/4が感度最高となるが, 2/1でもその50%程度の感度は得られるものであった。しかし,  $\gamma$ 線感度はシンチレータの量にほぼ比例して増大するので, 従来考えられていた1/4比より, 1/1程度にシンチレータを少くする方が中性子ラジオグラフィには好都合である。

感度については他のどのコンバータよりはるかに高いが、分解能には多少難がある。特に、混合と結着にかなりの配慮が必要で、濃淡むらが生じやすく、これが分解能向上のさまたげとなる。また、微小気泡の排除にかなりの注意を要する。しかし、十分入念に製作したものはGd箔と十分匹敵できることが分った。

#### (c) フィルム

転写法にはX線フジ100, コダックR(片面塗布)などを、直接法にはミニコピ, SS, SSS, ポラロイド400, 3000, X線フジ100, コダックRなど広範囲に試験を試みた。その結果、転写法では片面塗布が理想的であり、直接法Gd箔では、片面、両面塗布どちらでもよいが、コダックRのごとく低 $\gamma$ 感度、微粒子フィルムを用いるとすばらしく鮮明な像が得られた。また、直接法シンチレータ板では、高分解能、低 $\gamma$ 感度が期待できるミニコピ、SSなどの普通フィルムが、濃淡むらを低減できることもあつて極めて良好であることが確められた。他のフィルム、例えば、高感度、X線フジ100では粒状性が強調され、コダックRのごとく硬調フィルムでは濃淡むらが著しく強調されて実用的でない結果が得られた。今後、コンバータについてさらに改良を加えることが必要である。

#### (d) 感度、分解能の試験結果

種々のコンバータ、フィルムの組合せについて、熱中性子ビームに対する感度、分解能の試験結果を示すとTable 8.2.1, Table 8.2.2のようになる。

Table 8.2.1は感度を中性子照射量として示してあり、むだ時間は慣れた状態での実際のな処理時間として考慮してある。表から分るように直接法の感度は転写法より高く、また、直接法でも金属箔よりシンチレータの方が高い。しかし、感度が高くても分解能が低下しては使用に供し得ない。最良のものとしては前述のごとく、シンチレータでは(ZnCd)S(Ag) +  $^6\text{LiF}$ と普通フィルム、金属箔ではGdとコダックRの組合せが推奨できるものであった。

分解能についてはTable 8.2.2に示すごとく、Gd金属箔が最も優れており、Dy(0.025 mm)の間接法でもかなりの精度が期待できる。シンチレータは若干劣るが、コンバータの作り方によりさらに向上の余地がある。また、グラスファイバーのフェースプレートと並用するとより向上できるようである。

なお、In, Dy, Gdの金属箔とX100, コダックRとの組合せによる像質の差およびラジオグラフとの比較をFig. 8.2.1に示した。

#### (4) 利用に係る検討

中性子ラジオグラフィはその特異性から広範囲の産業分野に利用できると考えられるが、現状は必要とする中性子ビームを一般に容易には得られないので、利用もおのずから限定されている。しかし、 $^{252}\text{Cf}$ による手軽な中性子源が得やすくなったので、今後は普及が早まるであろう。そこで利用分野を原子力関係に限定することなく、広い分野へ目を向けて検討した。現在までに調査した利用性は次のとおりである。

① 原子力関係：照射済燃料材料その他試験体の検査、燃料燃焼量またはPu生成量のチェック(モノクロメータなどの中性子弁別法による)、ガドリニア入燃料の検査、制御棒その他中性子吸収体の検査、濃縮度の定量、同位体識別など。

② 一般利用：有機体製品検査，厚物金属材料中の少量有機物その他異物の検査，塗装やコーティングなどの検査，FRP船体の検査，エンジン内オイル状態検査，推力機関燃料ノズルの運転時検査，電気回路部品等の検査など。

③ 生体医学利用：臓器片の検査，内臓器異状の発見，骨の裏側の検査，葉脈や樹幹枝の検査，中性子照射によるガン治療時の監視，カドミウム障害臓器の探査など。

これらの諸事項についてはほとんど実施例をみるものであり，JRR-4においても半分以上の事例を経験した。しかし，まだ試みの域を出ないので，その良否についての議論は今後の問題である。

利用に係る技術上の検討としては，試験目的に応じた基礎的なつめも必要である。特に，透過線量の定量は識別判定を具体的にする。Fig. 8.2.2 は被写体の厚さによる黒化度の変化を調べた結果であり，これから検査体に関する概略の適性を知ることが可能になった。例えば鉛は相当な厚さのものでも検査可能であるが，有機体は厚物になると好ましい結果が得られなくなる。鉄は5cm以上になるとかなり難しくなる。この傾向は用いる中性子のエネルギーによっても異なり，物体の断面積とのかね合いで変わるばかりでなく，コンバータの種類にも依存する。この種の問題は今後の利用が進むにつれ系統的な整理が逐次進められることとなる。

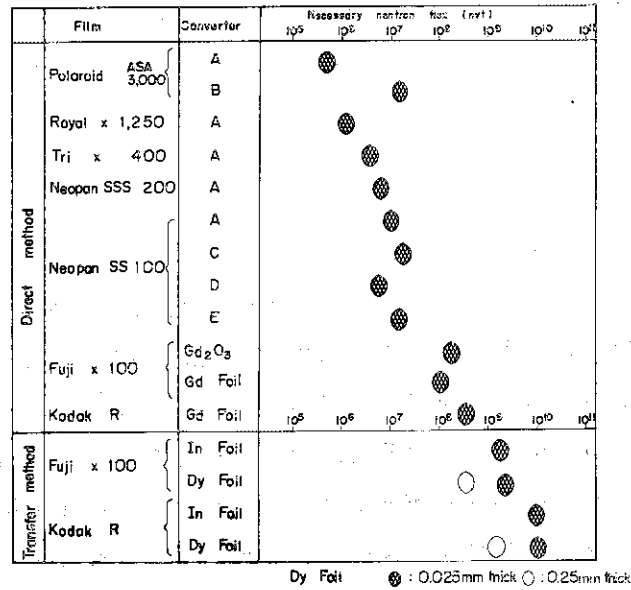
#### (5) 今後の課題

47年度に行なった試験研究は，装置の試作から技法の改良開発さらには利用の拡大などきわめて広範囲に発展した。今後はこれらでまだ見透しを得ていない課題を追求するとともに，研究の指向を最も利用性の高いと思われるものへと収斂させることにある。当面の重点課題としては次のとおりである。

- ① 高放射性物体検査を容易に実施できる設備を完成する。
- ② 単色エネルギー中性子ビームを効果よく取り出す装置を実現させ，それによるエネルギー別撮像の長短を明らかにする。
- ③ 使用済燃料中のPuの定量を単色ビームでどの程度可能であるかを明らかにする。
- ④ ビーム強度の弱い中性子源による効率のよいコンバータを開発する。
- ⑤ 医学面の埋用度を検討する。
- ⑥ 一般産業の試験利用を進める。

最近，日本において中性子ラジオグラフィの関心が少しずつ高まってきており，筆者らに利用の照会がみられるようになった。今後各方面との連絡を深めながらこれらの課題の解決を図り，実用化へ着実に歩みを進めたいと考えている。48年度においても名大との協力研究を進めることになっている。

Table 8.2.1 Comparison of sensitivities among various N.R.G methods



Converter A : ZnS (Ag) + <sup>6</sup>LiF, B : ZnS (Ag) + Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>  
 C : ZnS (Ag) + H<sub>2</sub> <sup>10</sup>B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, D : (ZnCd)S (Ag) + <sup>6</sup>LiF  
 E : CdWO<sub>4</sub> + <sup>6</sup>LiF.

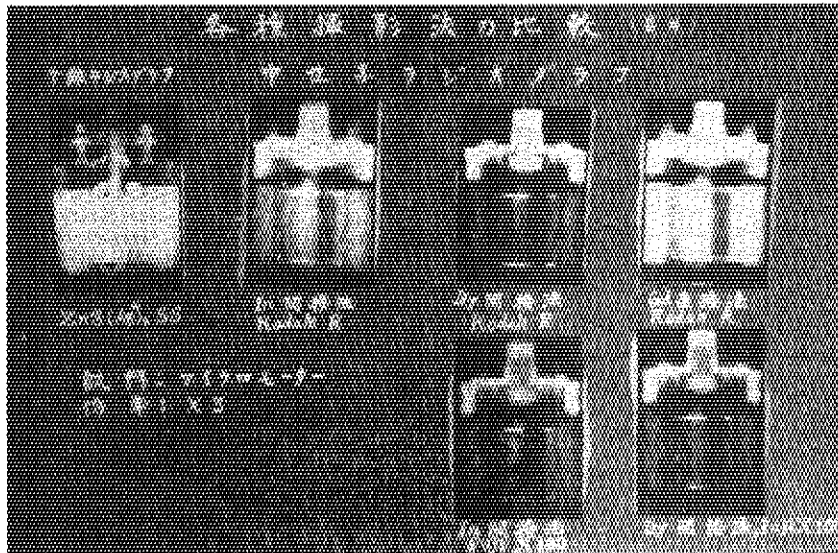


Fig. 8.2.1



Table 8.2.2 Resolution of various N. R. G. methods

	Converter	Film	Resolution (Half width)
Direct method	Gd(25 $\mu$ )	Kodak R	0.046 mm
	ZnS(Ag)+ <sup>6</sup> LiF	ASA 100(SS)	0.18 mm
	"	ASA 200(SSS)	0.23 mm
	"	ASA 400	0.40 mm
Transfer method	In	Fuji #100	0.22 mm
	Dy	Kodak R	0.10 mm

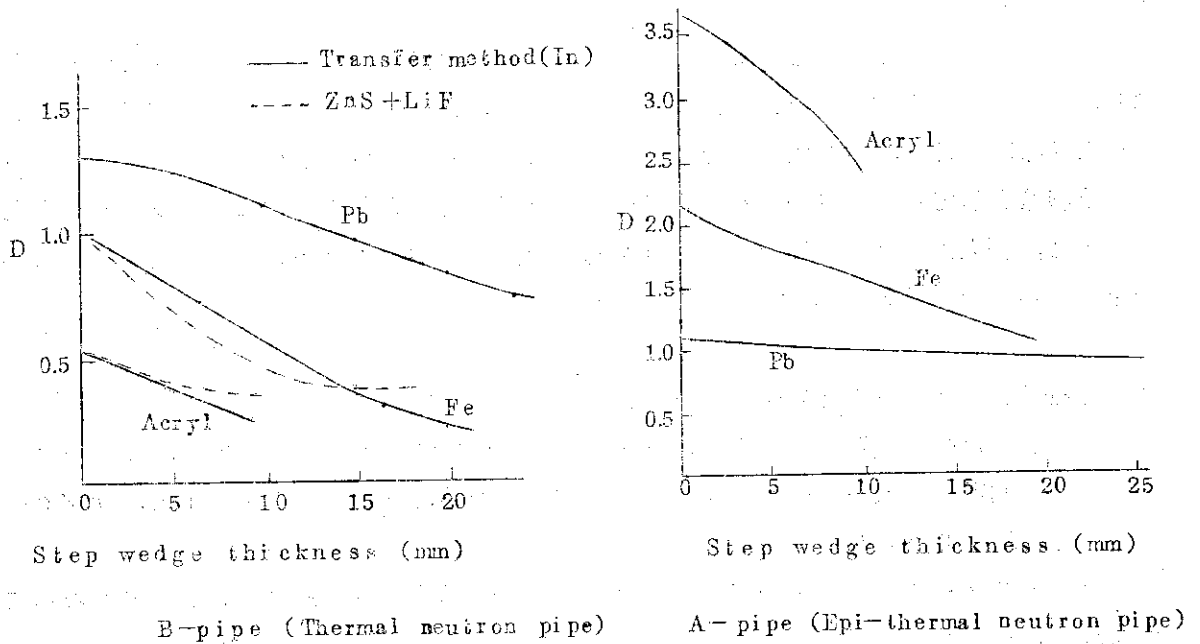


Fig. 8.2.3 Film Density versus thickness of various object

### 3.3 JRR-4の炉雑音測定

#### 1 はじめに

原子炉の炉雑音は、原子炉異常診断に有力な情報をもたらすとして、最近大いに注目されている。その技法もこれまで数多く示されてきたが、出力の高い原子炉で観察される炉雑音がどのような雑音源によってもたらされるか、また、その相関関係は、という点に関しては、まだ十分に解明されていない。本実験はその点を掘り下げようとする試みであり、最近筆者らの1人が炉出力、一次冷却材流速、炉心材料温度などのパラメータと炉雑音との相関関係について整理したので、その実験的裏付けを得る目的でJRR-4と東大と相互に協力して実験を行ったものである。

#### 2 実験のねらい

炉雑音に影響を与える種々の雑音源と炉雑音との関係を知るには、その雑音源自体のゆらぎと中性子密度のゆらぎを同時測定してその相関を求めたり、各々の周波数スペクトルを比較すればよいのであるが、一般に原子炉において雑音源そのものの測定、例えば応答よく燃料や冷却材の温度やその他の性状変化の測定を行なうことは、技術的に、また、運転上の制約からほとんど不可能である。

そこで、これに替る方法として、各種パラメータと炉雑音との関係を動特性方程式などから知り、雑音源を推定することが考えられる。ただし、従来の雑音解析にあつては、一つの支配的な雑音源に注目し、その他の雑音源の影響はこの中に覆いかくされていると仮定するので、その改善策として各パラメータを変えて一つの雑音源を他より支配的にする試みを加えた。この考えは、例えば冷却水の温度ゆらぎは冷却水流速の増加により小さくなるという炉外実験の結果などからその効果が期待できるものである。

#### 3 各種運転パラメータと炉雑音との関係

雑音源推定のために対象となる運転パラメータとしては、① 原子炉出力、② 一次冷却材流量、③ 制御棒挿入パターン、④ 温度係数、その他、蒸気量、水位、圧力、サブクール度などを考えればよいであろう。

これらパラメータと中性子密度のゆらぎとの関係は動特性方程式のランジュバン表示によって整理し、それからパワースペクトル密度を得る式が求められる。すなわち、

$$Sp(\omega) = \epsilon^2 \Lambda_f^2 \ell^2 |G_R(j\omega)|^2 \left\{ \frac{\bar{n}}{\ell} \frac{\bar{v}^2 - \bar{v}}{\bar{v}} + \frac{\bar{n}^2}{\ell^2} \Phi_{\delta k_{ext}}(\omega) \right. \\ \left. + \frac{\bar{n}^2}{\ell^2} a_f^2 \Phi_{\delta T_f'}(\omega) + \frac{\bar{n}^2}{\ell^2} a_m^2 \Phi_{\delta T_m'}(\omega) \right\} + \epsilon \Lambda_f \bar{n}$$

となる。ただし、 $\epsilon \Lambda_f$  は検出効率、 $\Phi_{\delta k_{ext}}$ 、 $\Phi_{\delta T_f'}$ 、 $\Phi_{\delta T_m'}$  はそれぞれ制御棒の振動、燃料温度のゆらぎ、冷却材温度のゆらぎのパワースペクトル密度である。また、 $\bar{n}(\bar{v}^2 - \bar{v})/\ell \bar{v}$  は branching process による雑音源であり、 $G_R(j\omega)$  は原子炉伝達関数である。

ところで、冷却材温度ゆらぎは一定流速の下では発熱量に比例するから  $\Phi_{\delta T_m'}$  は出力の2乗

$\bar{n}^2$  に比例して増大し、また、一定発熱の下では温度ゆらぎは冷却材流速に反比例するので  $\Phi_{\delta T_m}$  は流速の2乗  $v^2$  に逆比例する。このことから、 $S_p(\omega)$  は上式より、 $\bar{n}^4$  に比例して増大し、 $v^2$  に逆比例して減少することになる。他方、入口温度のゆらぎとか F.P.  $\gamma$ -heating のように、炉出力によつて変らない発熱による温度ゆらぎは上式より  $\bar{n}^2$  に比例する。このようにして種々の雑音源の中性子密度のゆらぎのパワースペクトル密度に対する依存性を整理した結果を Table 8.3.1 に示す。

Table 8.3.1 Behavior of various reactor noise source and Neutron Density Fluctuation versus change of reactor operational parameters.

Noise source	Dependency of noise source on reactor parameter	Dependency of variance of power fluctuation originated by noise source on reactor power	Dependence of variance of power fluctuation originated by noise source on reactor power
Branching process		$n \nearrow$	none
Control rod, fluctuation of control rod	Independent on reactor power dependent on coolant velocity (note 6), (note 7)	$n^2 \nearrow$ (note 5), (note 8)	$(v^2 \nearrow)$
Fluctuation of coolant temp. dependent on reactor power	$n^2 \nearrow$ $v^2 \searrow$	$n^4 \nearrow$ (note 1)	$(v^2 \searrow)$
Independent on reactor power	$(v^2 \searrow)$	$n^2 \nearrow$ (note 2)	$(v^2 \searrow)$
Fluctuation of fuel can temp (calder type)	Proportional to local neutron flux dependent on type of fuel element (note 4)	$(n^4 \nearrow)$	?
Boiling	Dependent on pressure, subcooling, water level etc.	$(n^4 \nearrow)$	$(v^2 \searrow)$
Fluctuation of fuel temp.	?	?	?
Void	Independent on reactor power. amount of void mixing is changeable in changing coolant flow.	$(n^2 \nearrow)$	$(v^2 \nearrow)?$

$n$ ; Reactor power,  $v$ ; Coolant velocity, ( ) ; Assumption,  $n \nearrow, v \nearrow$ ; Increase as  $n$  or  $v$  increase, Variance;  $(RMS)^2$ .

## 4 測定とその結果

炉雑音測定は、通常行なわれる方法に従ったが、ゆらぎの空間的差違もみるために検出器は2個使用し、これをJRR-4 No. 1 プール内炉心タンク外壁近傍に互いに離れた位置に配置した。変化させる炉のパラメータとしては、炉出力、冷却材流速（流量）を選び、炉雑音はこれらのパラメータを種々に変えた原子炉運転状態において、自動制御系を切り、暫時の安定化時間を置いたのち、テープレコーダに記録した。また、記録データはバンドパスフィルタを用いて再生信号を通過したのち、AD変換器付きミニコンピュータを用いた自己相関を行なわせて処理した。

解析の結果得られたパワースペクトル密度の代表例を示すと、Fig. 8.3.1, Fig. 8.3.2 のとおりである。Fig. 8.3.1 は、冷却材流量一定で炉出力を変えた例であり、Fig. 8.3.2 は炉出力を一定にして冷却材流量を変えた場合である。両図からそれぞれの場合のパラメータ変化とゆらぎとの関係が得られ、炉出力変化についてはTable 8.3.2; 冷却材流量変化についてはTable 8.3.3のような結果が得られた。

Table 8.3.2 Experimental Results of variance of fluctuation versus reactor power. (Coolant flow rate  $5.4\text{ m}^3/\text{min}$ )

Reactor power	10kW	50kW	200kW	500kW	1MW	2MW
Relative variance	$21.5 \times 10^{-6}$	$6.6 \times 10^{-6}$	$8.25 \times 10^{-6}$	$9.1 \times 10^{-6}$	$8.1 \times 10^{-6}$	$7.9 \times 10^{-6}$

Table 8.3.3 Experimental results of variance of fluctuation versus coolant flow rate (Reactor power 1MW)

Coolant flow rate	$3.6\text{ m}^3/\text{m}$	$4.2\text{ m}^3/\text{m}$	$4.8\text{ m}^3/\text{m}$	$5.4\text{ m}^3/\text{m}$
Relative variance	$1.75 \times 10^{-6}$	$6.75 \times 10^{-6}$	$6.6 \times 10^{-6}$	$9.35 \times 10^{-6}$

すなわち、中性子束のゆらぎの分散は炉出力の2乗に比例して増大し、また、冷却材流量の増加に従って著しく増大することが分った。

中性子束のゆらぎは、2MW,  $5.4\text{ m}^3/\text{min}$ の時Table 8.3.1 より0.18%となるが、0.1~10Hz 付近の伝達関係のゲインを $1/\beta$ と考えると、これは反応度ゆらぎに直して $1.35 \times 10^{-5} \delta k$ である。今、粗調整棒の1本が1mm 横方向にずれたときの反応度変化を考えると、計算により $3.4 \times 10^{-3} \delta k$ と得られ、 $1.35 \times 10^{-5} \delta k$ のゆらぎを生じるには、わずか $0.4 \times 10^{-2}$  mmの移動でよいことになる。また、温度係数は $10^{-4}$ であるから、 $1.35 \times 10^{-5} \delta k$ のゆらぎを生じるには約0.15℃のゆらぎとなり、炉心入口、出口の冷却水温度差が5℃程度であることを考えると当然この温度ゆらぎ雑音が混入していると予想される。しかし、冷却材の温度ゆらぎが雑音源の時は冷却材流速を増すと混合が激しくなって温度ゆらぎは小さくなり、その結果中性子束のゆらぎも減少すると考えられるのに、実際はゆらぎは流量を増すと増加している。さらに、中性子束のゆらぎの分散が炉出力の2乗に比例したという結果も単なる反応度外乱（炉出力に無関係な）が加わったことを示している。すなわち、JRR-4の出力時の雑音源

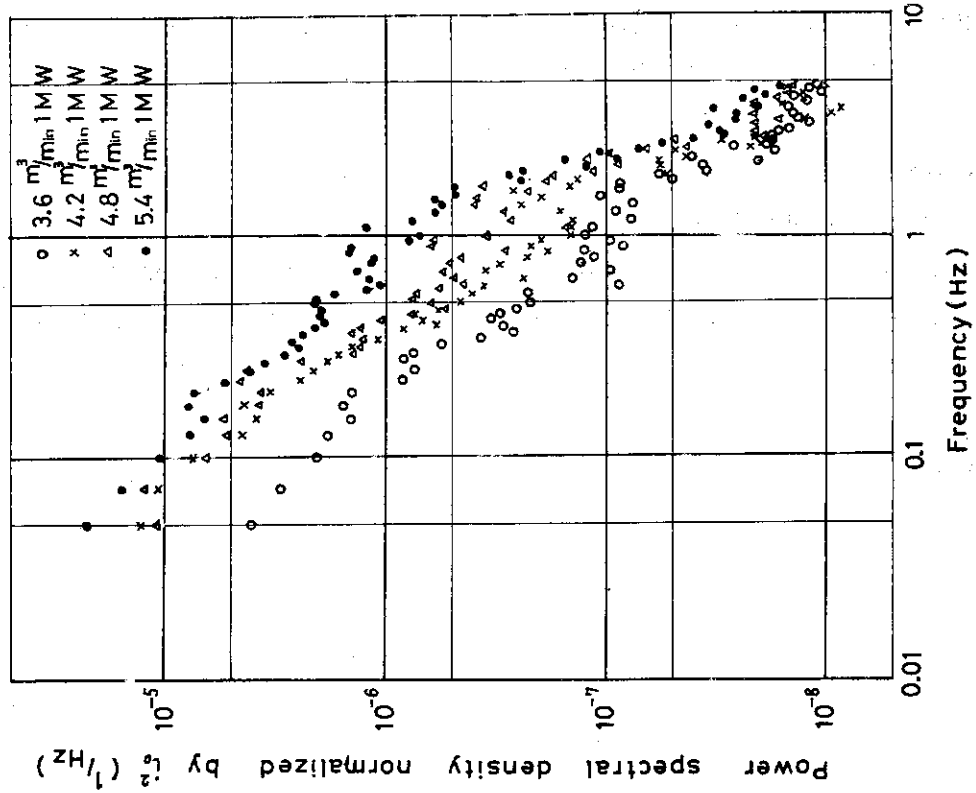


Fig. 8.3.2

Power spectrum density at various coolant flow rate reactor power

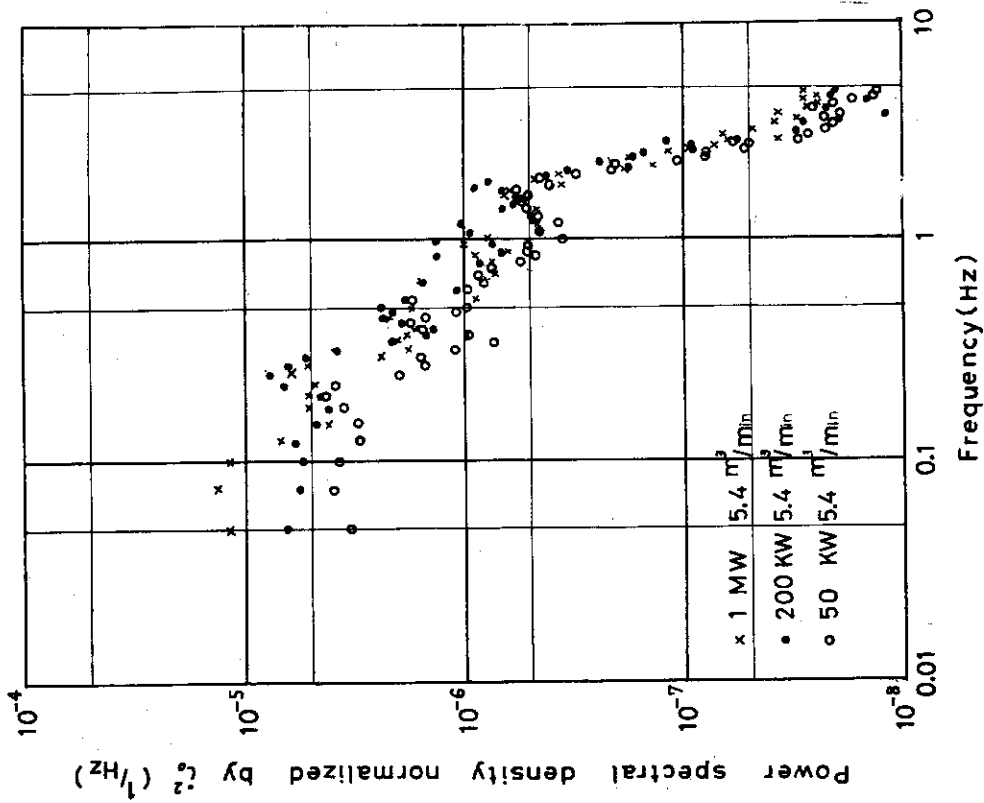


Fig. 8.3.1

Power spectrum density at various reactor power coolant flow rate

は制御棒の振動に原因した成分が支配的であると推定されることになる。

このほか、2個の検出器による空間的ゆらぎの測定については、3Hz以下ではその差違が認められず、それ以上の早いゆらぎは測定系の雑音にかくされて十分検討できるまでには至らなかった。

結論として、運転パラメータを変化させる炉雑音測定によって、従来得られなかった情報も得られることが分ったが、JRR-4の実験では特有の制御棒振動雑音にかくされて十分な実験的裏付けを得るまでには至らなかった。今後、制御棒挿入パターンを変えた同種実験を行ったりなどの追加検討も必要となろうし、この他の原子炉について実験することも合せ考えねばならない。運転パラメータを変えることは炉雑音による異常診断技術にとって有力な方法の一つと分ったので機会をみて実験を継続したいと考えている。

## 8.4 高温ガス炉用燃料試験法の開発

## (被覆燃料粒子の破壊試験とその評価)

## 1 破壊試験

照射後被覆燃料粒子の照射の結果として、内蔵ガス圧の上昇、スウェリング、核分裂片による損傷等によつて被覆層は機械的性質の変化を生ずる。このための遠隔操作型被覆燃料粒子破壊試験の開発を文献調査と並行して現有装置を利用して進めており、本項はこのための予備実験の結果をまとめたものである。

試験装置は、単純圧縮試験装置(丸東製作所製)を使用し、供試試料はTRISO型とTRISO-II型の被覆燃料粒子(600~800 $\mu\phi$ )を用いた。この場合、被覆燃料粒子の被覆の強度試験方法として1軸方向の圧縮荷重と被覆破壊の状況の把握を行なった。被覆燃料粒子自体を完全圧潰するような試験をすると、被覆の破壊状況の写真撮影ができないため、井戸型で溝の深さを変えた(0.5mm深さ、0.55mm深さ、0.60mm深さ、・・・0.80mm深さ)孔を穿った鉄製の試料台を製作し、その凹部へ試料を納め上から平面の加圧板による圧縮荷重を加え、被覆破壊に到る圧縮応力の時間的変化と破壊した様相を写真撮影した。むろん、照射後試験への応用のために被覆燃料粒子の遠隔操作による取扱い方法の検討も同時に行なった。

まず、理想的に被覆が圧縮破壊された場合には、Fig. 8.4.1に示すように最外層が脱落し順次これが伝播して、Fig. 8.4.2のように崩壊する。しかし、各被覆層間が緊密に密着している場合には、Fig. 8.4.4のように各被覆層がくっついたブロック状になって脱離する。この部分の拡大をFig. 8.4.5に示した。また、被覆燃料粒子全体を完全圧潰した場合には、Fig. 8.4.3のようになり、燃料核の $UO_2$ は粉状に崩れている。これは、 $UO_2$ 燃料核でも同様なことになるものと思われる。この写真からみられるように、完全圧潰すれば照射後被覆燃料粒子の内蔵ガスのかたりの部分の放出が可能と考えられる。ただこの場合、低密度PyC層の破片が細かく碎かれるならば、より理想的である。被覆の破壊の過程はFig. 8.4.1にみられるようにひびの入った白球(SiC層)が強度のほとんどを占め、球殻の1軸方向の圧縮破壊で現れる飛移り座屈破壊によって進行し、さらに材料からみて脆性破壊を示し、クラックの伝播は速く、瞬時にして被覆が脱離するであろう。この場合、最大荷重は被覆燃料粒子ごとのバラツキが大であるが、約2~4kgであった。

また、比較的照射量の被覆燃料粒子(約5000MWD/T)について照射後試験の場合の予備試験を行なった結果、被覆の破片は未照射のものに比べてより細かなものになる傾向があった。このときの圧縮破壊荷重の変化は未照射のものと比較してデータがばらつき、未照射のものと同様の2~4kg程度であった。遠隔操作上の問題点は、飛散した放射性微粉と破片の回収方法、1粒ごとのセットの方法にあり、これらは遠隔操作型試験機の設計の段階で測定機器と組み合わせて考慮しなければならない。

なお、破面観察の状態はPyC層の配列が破面観察からみると、径方向に配列しており、内周面および外周面の状態はFig. 8.4.6に示すようになっている。SiC層はPyC層より緻密であって、破片も鋭利になっている。クラックは高密度PyC層、SiC層とも伝播が速いことを示すようにシャープになっているが、低密度PyC層では引掻いたようにランダムになっている(例Fig. 8.4.5)これは低密度PyC層が多孔質で、粗いことに関係していると考えられる。また、

照射後の被覆被壊片については、超音波洗浄等による活染除去を行なって走査型電子顕微鏡による破面観察をする予定である。

## 2 被覆層の強度評価モデル

被覆燃料粒子に1軸方向の荷重を加えて圧縮破壊したときの結果は、前項に述べたとおりであるが、その際、破壊荷重に対してどのような評価を与えるべきか考察する必要がある。すなわち、破壊荷重と照射健全性との関連づけをしなければならぬ。

被覆燃料粒子の被覆層の応力解析に関しては、J. W. Prados, J. L. Scott らによってその数学的モデルが発表されているが、これは主として低密度 PyC 層内の FP ガスの圧力、PyC の速中性子照射による寸法変化およびクリープによって生ずる被覆層内の応力を照射条件との関連で計算したものである。この解析の結果を使えば破壊荷重の値と照射健全性との関連を次のようにして見いだすことができる。

まず、Papkovich の式を考える；

$$\vec{u} = \frac{4(m-1)}{m} \vec{B} - \text{grad}(\vec{r} \cdot \vec{B} + B_0) \quad (1)$$

ここに  $\vec{B}$  の各成分と  $B_0$  はラプラスの方程式を満足する；

$$\Delta B_i = 0, \quad \Delta B_0 = 0 \quad (2)$$

座標系として球座標  $(r, \theta, \varphi)$  を考えると、垂直軸に对称に荷重が加えられる場合、(2)を満足するものとして次のようなものが考えられる。

$$r^n \cdot P_n(\mu), \quad r^{-(n+1)} \cdot P_n(\mu), \quad (\mu = \cos \theta) \quad (3)$$

ここに、 $P_n(\mu)$  はルジャンドルの多項式で、 $r^n \cdot P_n(\mu)$  は  $r \leq r_0$  で有限かつ連続であり、 $r^{-(n+1)} \cdot P_n(\mu)$  は  $r \geq r_0$  で同じ性質をもち、 $r \rightarrow \infty$  で  $\rightarrow 0$  となる。(1)より

$$u_r = \frac{4(m-1)}{m} B_r - \frac{1}{r} (r \cdot B_r + B_0) \quad (4)$$

$$u_\theta = \frac{4(m-1)}{m} B_\theta - \frac{1}{r} \frac{1}{r} (r \cdot B_r + B_0)$$

となる。また、ルジャンドルの多項式に関する性質を用いれば

$$\begin{aligned} B_r &= -A_m \cdot (n+1) r^{n+1} \cdot P_n(\mu) \\ B_\theta &= A_n \cdot r^{(n+1)} \frac{dP_n}{d\theta} \end{aligned} \quad (5)$$

さらに、 $B_0$  を次のようにおく；

$$B_0 = -B_m \cdot r^n \cdot P_n(\mu) \quad (6)$$

ただし  $A_m, B_m$  は定数。

(5), (6)を(4)に代入すると



$$\begin{aligned} \mu_r &= [An \cdot r^{n+1} (n+1) (n-2 + \frac{4}{m}) + Bn \cdot r^{n-1} \cdot n] \cdot P_n(\mu) \\ u_\theta &= [An \cdot r^{n+1} \cdot (n+5 - \frac{4}{m}) + Bn \cdot r^{n-1}] \cdot \frac{dP_n}{d\theta} \end{aligned} \tag{7}$$

これは、 $r \leq r_0$  の場合であるが、 $r \geq r_0$  の場合は

$$\begin{aligned} u_r &= [\frac{C_n}{r_n} \cdot n (n+3 - \frac{4}{m}) - \frac{D_n (n+1)}{r^{n+2}}] \cdot P_n(\mu) \\ u_\theta &= [\frac{C_n}{r_n} (-n+4 - \frac{4}{m}) + \frac{D_n}{r^{n+2}}] \cdot \frac{dP_n}{d\theta} \end{aligned} \tag{8}$$

ただし、 $C_n, D_n$  は定数。

つぎに、変位、ひずみ、および応力の間の関係式を使えば、球殻内の半径方向、接線方向の応力を示す式がつぎのように求められる；

$$\begin{aligned} \sigma_r &= 2G [An \cdot (n+1) (n^2 - n - 2 - \frac{2}{m}) r^n + B_n \cdot n (n-1) r^{n-2} \\ &\quad - \frac{C_n \cdot n}{r^{n+1}} (n^2 + 3n - \frac{2}{m}) + \frac{D_n \cdot (n+1) (n+2)}{r^{n+3}}] P_n(\mu) \\ \sigma_\theta &= 2G [-An (n^2 + 4n + 2 + \frac{2}{m}) (n+1) r^n - B_n \cdot n^2 r^{n-2} \\ &\quad + \frac{C_n \cdot n}{r^{n+1}} (n^2 - 2n - 1 + \frac{2}{m}) - \frac{D_n \cdot (n+1)^2}{r^{n+3}}] \cdot P_n(\mu) \\ &\quad - 2G [An (n+5 - \frac{4}{m}) r^n + B_n \cdot r^{n-2} + \frac{C_n}{r^{n+1}} (-n+4 - \frac{4}{m}) + \frac{D_n}{r^{n+3}}] \\ &\quad \cdot \frac{dP_n}{d\theta} \cot \theta \end{aligned} \tag{10}$$

つぎに、 $A_n, B_n, C_n, D_n$  の定数を決めるため、被覆層の内径  $a$ 、外径  $b$  での半径方向の応力をつぎのようにおく；

$$\begin{aligned} \sigma_r^{(a)} &= \sum \sigma_{\frac{a}{n}} \cdot P_n(\mu) \\ \sigma_r^{(b)} &= \sum \sigma_{\frac{b}{n}} \cdot P_n(\mu) \end{aligned} \tag{11}$$

さて  $r = b$  で一軸方向の荷重が加えられている場合の (11) の  $\sigma_n^{(b)}$  を求めるため、つぎのような条件の荷重が加えられている場合をまず考える；

$$\sigma_r^{(b)} = \begin{cases} 0 & ; 0 < \theta < \theta_0 - \epsilon \\ P & ; \theta_0 - \epsilon < \theta < \theta_0 \\ 0 & ; \theta_0 < \theta < \pi \end{cases} \tag{12}$$

(11)、(12) から

$$\sigma_n^{(b)} = \frac{2n+1}{2} \int_0^\pi P_n(\mu) \cdot \sigma_r^{(b)} \cdot \sin \theta d\theta = \frac{2n+1}{2} P \int_{\theta_0 - \epsilon}^{\theta_0} P_n(\mu) \cdot \sin \theta d\theta \tag{13}$$

つきに、

$$(2n+1)P_n(\mu) = P'_{n+1}(\mu) - P'_{n-1}(\mu)$$

なる関係式を(13)に代入して積分すると

$$\begin{aligned} \sigma_n^{(b)} = & \frac{1}{2} \cdot P \cdot [ \{ P_{n+1}(\cos(\theta_0 - \varepsilon)) - P_{n+1}(\cos \theta_0) \} \\ & - \{ P_{n-1}(\cos(\theta_0 - \varepsilon)) - P_{n-1}(\cos \theta_0) \} ] \end{aligned} \quad (14)$$

となるが、求めようとしているのは  $\theta_0 = 0$  の場合であり、そのときは

$$\sigma_n^{(b)} = \frac{1}{2} P \{ P_{n-1}(\cos \varepsilon) - P_{n+1}(\cos \varepsilon) \} = \frac{Z}{4\pi b^2} (2n+1) \quad (15)$$

ここで、 $\pi b^2 \varepsilon^2 P \rightarrow Z$  (荷重) ( $\varepsilon \rightarrow 0$ ) とした。

同様に、 $\theta_0 = \pi$ に相当するものは

$$\sigma_n^{(b)'} = \frac{Z}{4\pi b^2} (2n+1) (-1)^n \quad (16)$$

となる。

したがって、 $\theta_0 = 0, \pi$  の両極に力が作用したときの応力をルジャンドルの多項式に展開したときの係数は  $\sigma_n^{(b)}$  と  $\sigma_n^{(b)'}$  を合わせてあらためて  $\sigma_n^{(b)}$  とかくと

$$\sigma_n^{(b)} = \begin{cases} 0; & n = 1, 3, 5, \dots \\ \frac{Z}{2\pi b^2} (2n+1); & n = 0, 2, 4, \dots \end{cases}$$

$r = a$ での境界条件は低密度PyC層からの力を無視すれば  $\sigma_n^{(a)} = 0$ としてよく、以上の条件を(9)に代入して整理すれば  $A_n, B_n, C_n, D_n$  が求まり、したがって荷重の値を知って被覆層内の半径方向、および接線方向の応力を計算することができる。以上の方法によって、計算された被覆層内の応力の最大値と J. W. Prados, J. L. Scott らのモデルによって照射条件を与えて計算された応力が一致したところに対応する点と考えられる。J. W. Prados, J. L. Scott らのモデルは被覆層の寸法と物性値が分り、照射条件を与えて被覆層内の応力を計算するものであるのに対して、我々が今回行った実験と評価は、その計算によって得られた応力が実際に許容されるかどうかを照射前試験で確認する方法であるといえる。

#### 参考文献

- 1) Prados J. W. and Scott J. L. ; Nucl. Appl. 2, 402 (1966)
- 2) Kaac J. L. ; J. Nucl. Mat. 29, 249 (1969)

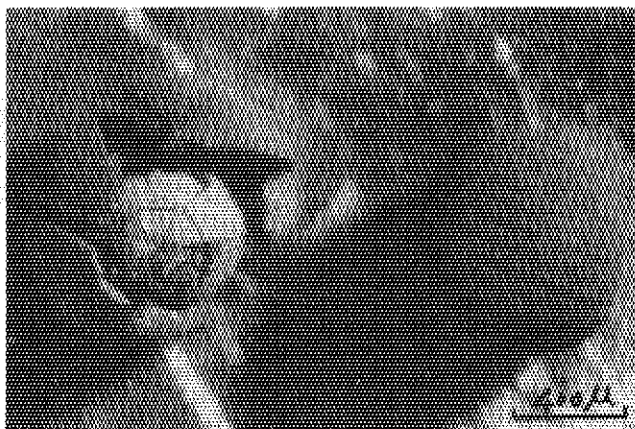


Fig.8.4.1 Left; The rupture propagation when the coating fractured during the compression test  
Right; Normal specimen

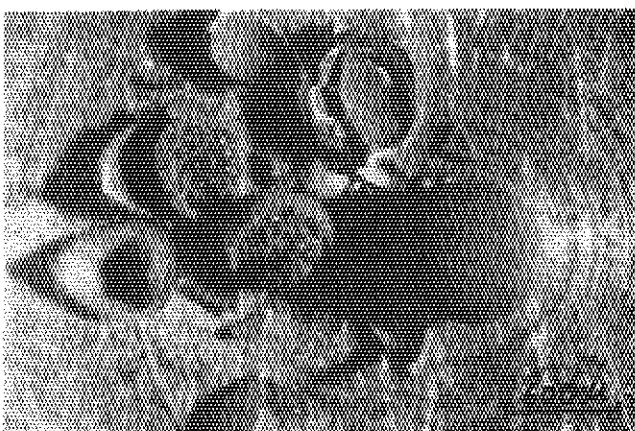


Fig.8.4.2 Left; The break down of coatings (TRISO)  
Right; Normal specimen

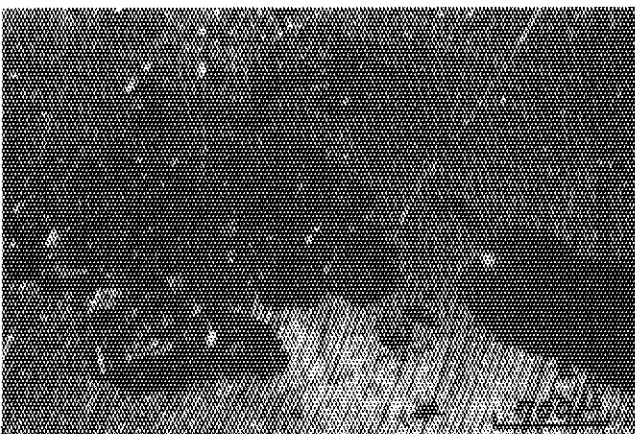


Fig.8.4.3 Left; Complete squeezing of coated fuel particle (TRISO)  
Right; Normal specimen

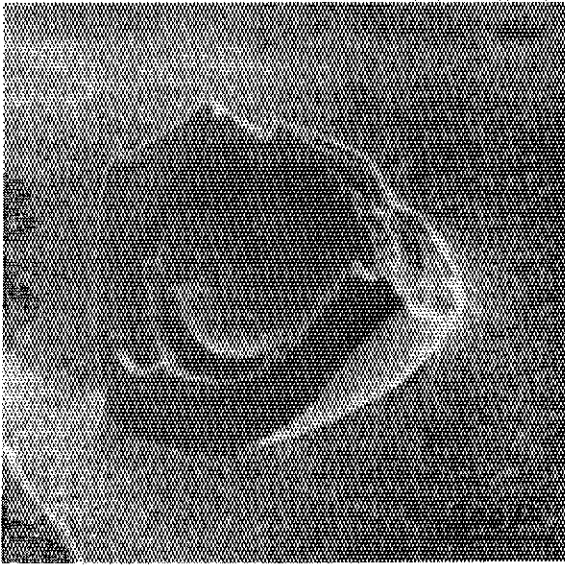


Fig. 8.4.4 The fractured fragment of TRISO-coating by "Stereoscan"

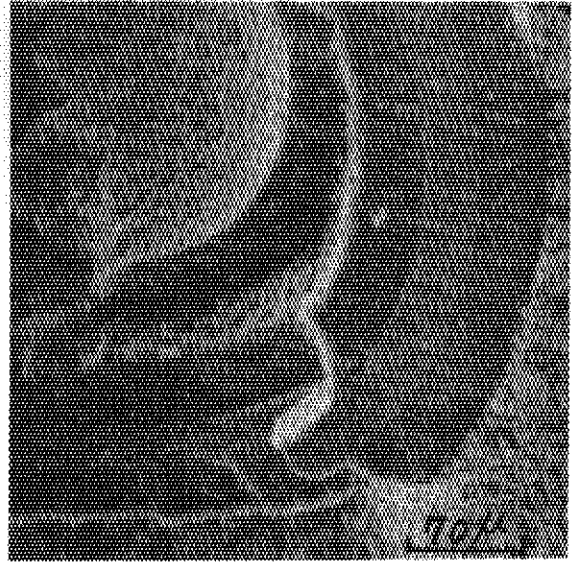


Fig. 8.4.5 The fractured section of TRISO-coating by "Stereoscan"

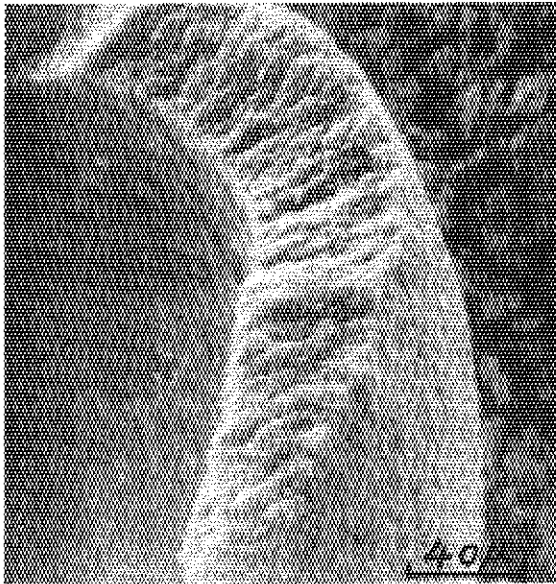


Fig. 8.4.6 The fractured section of pyrocarbon layer by "Stereoscan"

### 8.5 非破壊測定法による核燃料の燃焼度測定法の開発

JPDR-II ならびに JRR-3 長尺  $UO_2$  燃料などの非破壊燃焼度を測定するため、測定用セルの仕様作成、発注を行ない、年度末の3月から建設に着手した。また、原子炉工学部原子炉計測研究室の意向によるコリメータ前置方式を採用するため、ガンマースキャンナ（既製）の改造を行ない、同時に計測機器の整備および測定データ解析法の開発を行なった。

測定用セルは増設コンクリート・ストレージケープわきのドライビット上に建設するもので、前面遮蔽厚は鉛 230 mm プラス鋼板 20 mm (10 mm 厚の鋼板製ボックスに鉛を鑄込む)、天井遮蔽厚は鋼板 350~370 mm、背面遮蔽厚は普通コンクリート 1000 mm であり、JPDR-II 燃料 1 本を 5000 Ci (0.8 MeV) とした場合セル表面の線量率は前面で 0.11 mR/h、天井 1.9 mR/h、背面 3.7 mR/h である。(セル概要を Fig. 8.5.1 に示す) 背面は常時人が立ち入る場所ではなく、ここでの1週間の作業時間は25時間以内なので 100 mR/w を越えることはなく、また越えないように規制する。

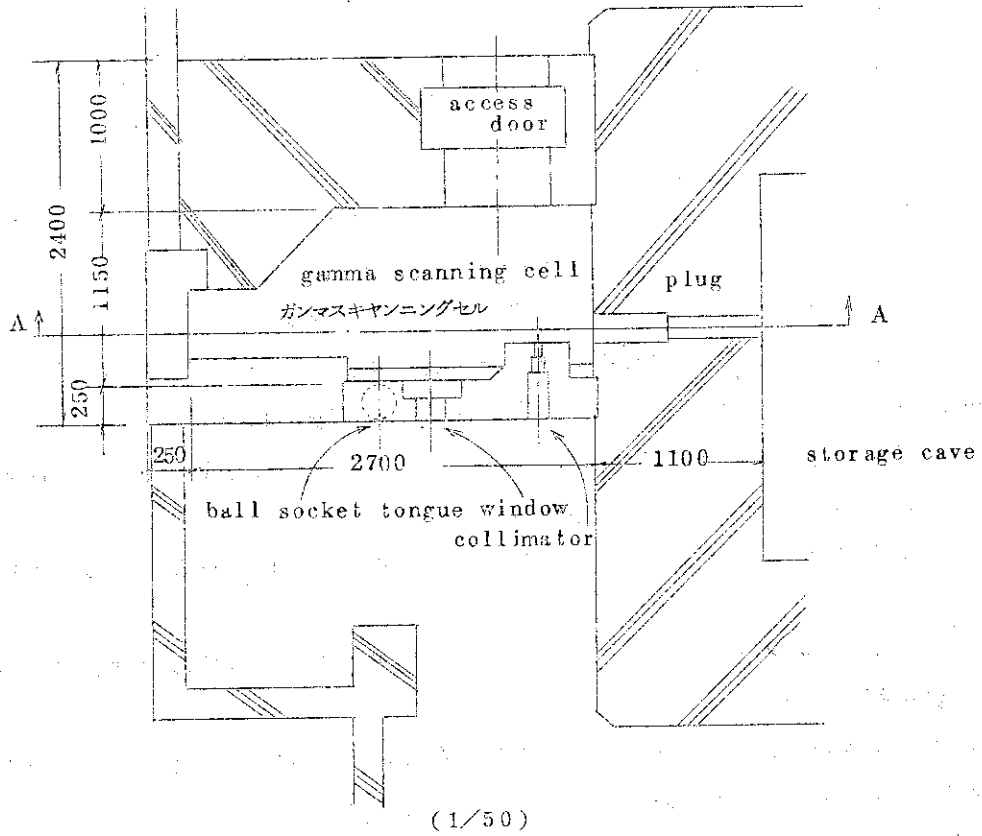
本セルは使用施設等運転委員会の安全審査をパスし核燃料物質の使用の許可を原子力局に申請中である。

ガンマースキャンナの改造は、燃料棒支持用アルミニウム板取付けおよび駆動用モータの位置変更を行なった。

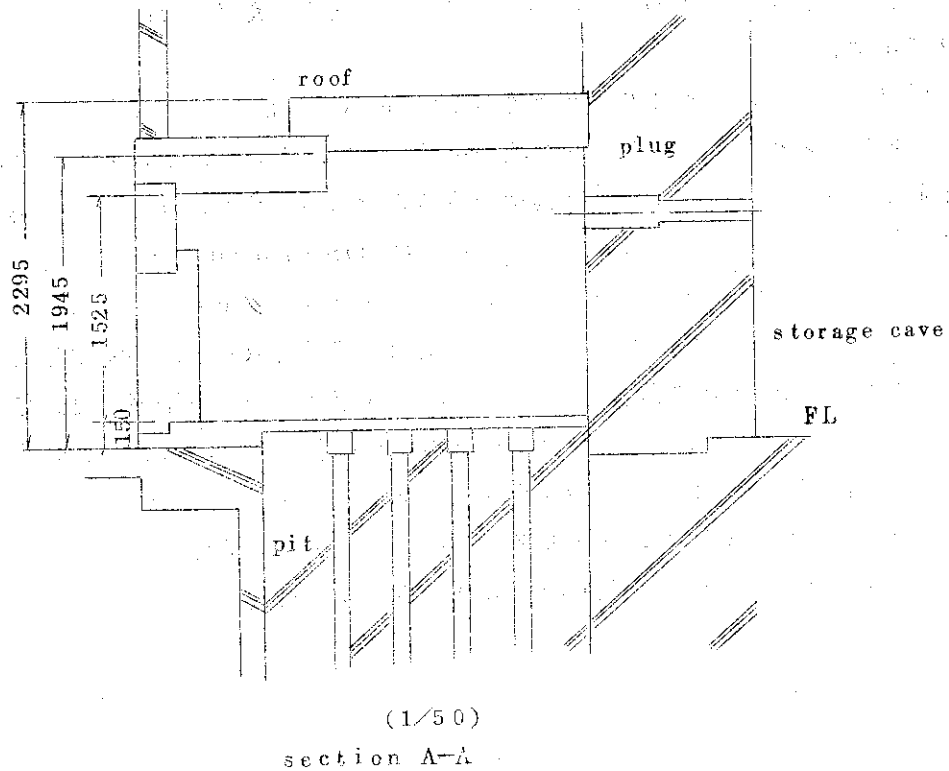
アルミニウム板は、燃料架台の V 溝部分の前側（操作室側）を架台全長にわたって切取り、セル前面コリメータ側の障害をなくした。この状態では燃料棒が架台上に安定に置かれなから落下防止のためアルミニウム板（3 mm 厚）を垂直に立てたものである。このアルミニウム板は燃料棒全長について放射線計測上同じ条件が得られるように配慮した。駆動用モータの位置変更はセル操作室に出来るだけ広い操作スペースをとるために行なったスキャンナを Fig. 8.5.2 に示す。

計測機器の整備は、昭和 46 年度製作の 70 cc Ge(Li) 検出器に付加して同時計数を行なわせコンプトンバックグラウンドの減少を計るため、さらに、70 cc 程度の Ge(Li) 検出器の製作を行なった。完成は 48 年度前期の見込みである。また、46 年度に購入し原子炉計測研究室（研究 2 棟 105 室）に備えつけられた GEOS-7000 型マルチチャンネル波高分析機と制御用 PDP 11/20 型コンピュータをガンマースキャンニングセルにおける測定用として遠隔操作するためのケーブル敷設、冶金ケーブル操作室側の端子盤取りつけが完成した。なお、同システムはガンマ線測定センタ計画に基づいて、48 年度始めに原子炉計測研究室に移管される。

上述の外に、ガンマースキャンニングデータ処理自動化のため、紙テープ穿孔機（リコー電子 TPC-25 型、穿孔速度 20 字/秒）を購入した。これは現在使用中の TMC-1024 マルチチャンネル波高分析器（原子炉計測研究室からホットラボ管理室に移管予定）に組込まれているインターフェイスを同機の穿孔速度に適合するよう改造の上接続を行なった。



The plane figure of gamma scanning cell



section A-A

Fig. 8.5.1 Gamma scanning cell

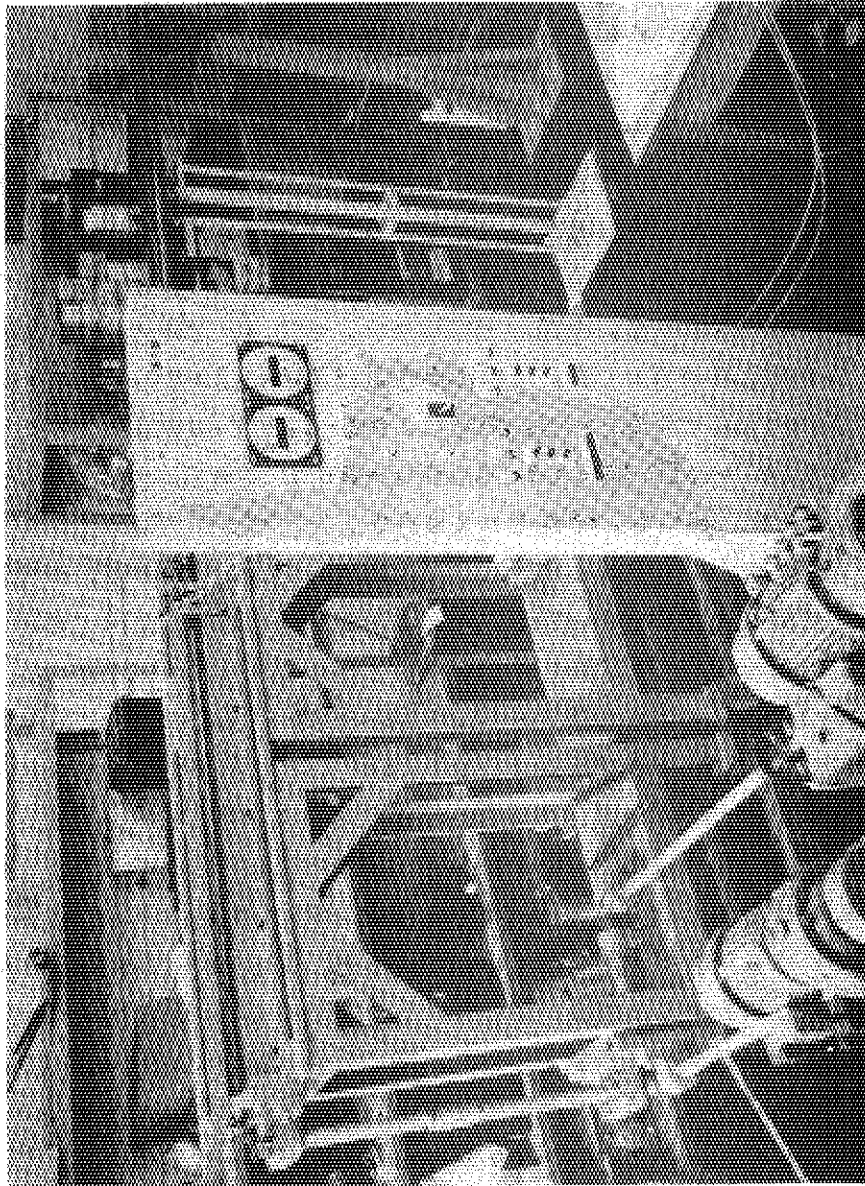


Fig. 8.5.2 Gamma scanner

## 8.6 鉄鋼材料の照射効果

原子炉圧力容器用鋼の中性子照射にもとづく脆化は原子炉特有の問題であり、また、その安全性の上からも重要な課題である。この場合、鉄鋼はフェライト相および炭化物からなるが、その照射脆化は主としてフェライト相の照射硬化にもとづくものと考えられる。特に、フェライト相中の固溶窒素（または炭素）と照射によって形成される点欠陥とが、複合欠陥集合体を形成することが重要な因子である。すなわち照射脆化は固溶窒素（または炭素）によって著しく影響を受ける。さらにこの場合に、合金元素の役割が重要となり、合金元素と固溶窒素（または炭素）との相互作用が強いか弱いかによって照射硬化ないしは脆化が左右される。本件では固溶Nおよび固溶Cを含む2種のFe-V合金を試料として用い、内部摩擦測定および引張り試験を行なった。これらの結果から中性子照射および照射後焼なましによる固溶Nおよび固溶Cの挙動ならびに合金元素としてのVの役割について調べ、その結果について検討を行なった。試料はJohnson Matthey 純鉄を湿水素焼鈍によりNおよびCを除去したのち、これらをもとにしてFe-N, Fe-C, Fe-V, 母合金を調製した。次にこれら母合金と純鉄を用いアーク炉で溶製した。これらを熱間鍛造後、冷間加工を行ない、950℃、1時間均質化真空焼なまし後、水中急冷したものを測定用試料とした。その化学組成はFe-0.25%V-105ppmNおよびFe-0.25%V-130ppmCである。一方、照射はJRR-2, VT-1実験孔で行なった。照射条件は全照射量 $\sim 3 \times 10^{19}$  nvt ( $> 1$  MeV), 照射温度 $\sim 60$ ℃である。照射後焼なまし条件は200℃, 300℃, 400℃, 500℃, それぞれ30分とした。他方、内部摩擦測定は横振動法による電磁駆動方式で真空中にて行なった。測定周波数は $\sim 510$  Hz であり、昇温速度は $1$ ℃/min とした。また引張り試験はInstron 型引張り試験機を用い、すべて室温にて歪速度は $2.38 \times 10^{-4}$  sec $^{-1}$ で行なった。次に得られた結果およびその考察について述べる。

① 内部摩擦：Fe-0.25%V-105ppmNおよびFe-0.25%V-130ppmCの測定（室温時効後）においてはそれぞれ $1.5 \times 10^{-4}$  (Nピーク) および $2.7 \times 10^{-4}$  (Cピーク) の高さのSnoekピークが観測された。これはFe-N系の室温時効した場合のピーク高さに比べて低くなっているが、このことはVが窒化物ないしは炭化物を形成するためであろうと考えられる。次に照射後および照射後焼なましを行なった場合のSnoekピーク変化をFig. 8.6.1に示す。Fe-0.25%V-105ppmNの場合には500℃焼なましにおいて、また、Fe-0.25%V-130ppmCの場合には400℃焼なましにおいて再固溶が認められた。いずれもこれらの温度では照射前と同じ、またはそれ以上のSnoekピークの値を示した。

② 引張り試験：照射前、照射後および照射後焼なましを行なった試片の引張り試験結果をFig. 8.6.2に示す。照射硬化量がFe-0.25%V-130ppmCの方がFe-0.25%V-105ppmNより大きいことはCピークまたはNピークが照射硬化に影響する従来の結果を考慮に入れるとSnoekピークの変化と対応づけることができる。また、回復温度がFe-0.25%V-105ppmNに比べてFe-0.25%V-130ppmCの方が低いこともSnoekピークの回復温度の違いと対応していると考えられる。また、Snoekピークの変化よりも低い照射後焼なまし温度で降伏強度が下ることについては、この温度で複合欠陥集合体（CまたはNと照射欠陥）の分解によつて再固溶したCおよびNが、Vクラスターなどにトラップされているためであると考えられる。（ホットラボ、渡辺勝利）



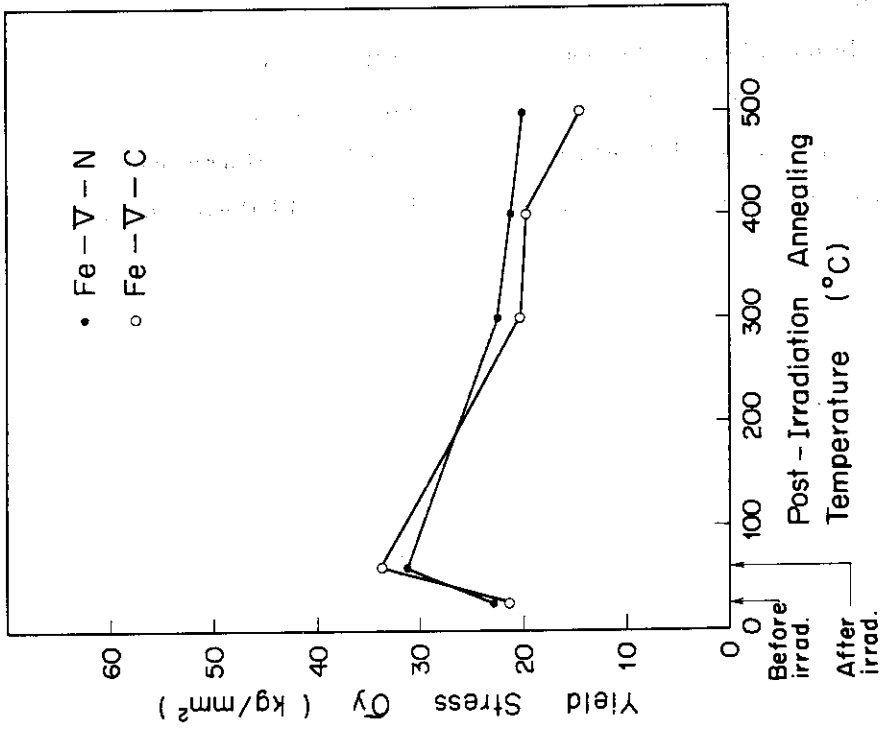


Fig. 8.6.2 Tensile properties in irradiated Fe-V-N and Fe-V-C alloys

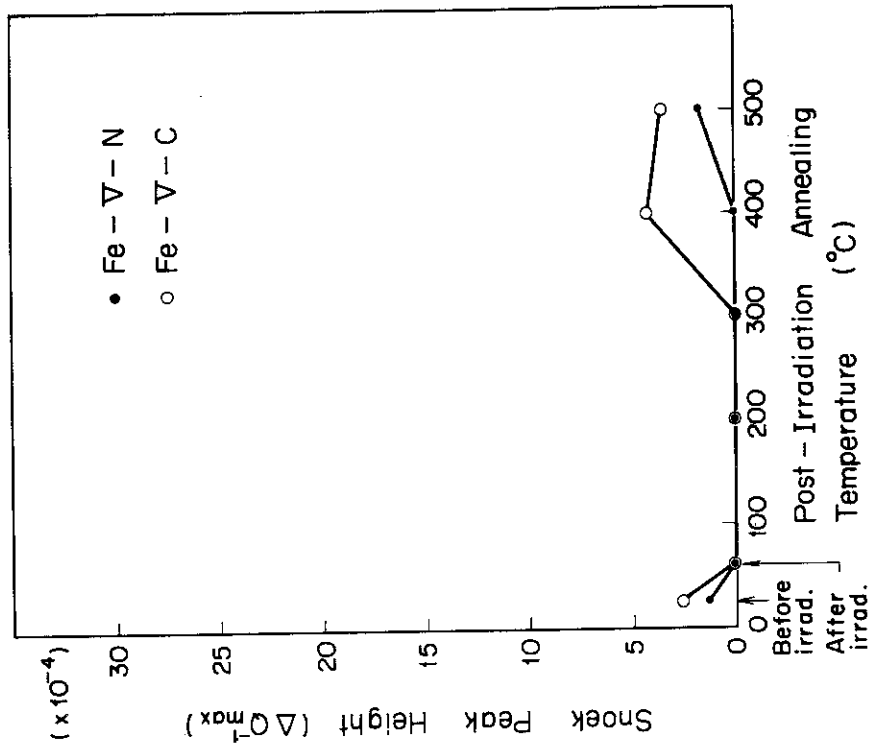


Fig. 8.6.1 Snoek peak height in irradiated Fe-V-N and Fe-V-C alloys

参考文献

- 1) F. A. Smidt, JR. and H. E. Watson : Metallurgical Transactions 3  
(1972) 2065
- 2) N. Milasin : Radiation Effects 15 (1972) 153
- 3) G. P. Seidel : Radiation Effects 1 (1969) 177
- 4) J. G. Y. Chow and S. B. McRickard : Flow and Fracture of Metals  
and Alloys in Nuclear Environment, p. 120. STP-380, ASTM  
(1965)

# 9 安全管理

---

Safety Control

## 9.1 総括

当部における業務が、大型施設の中で放射性物質を取り扱う業務が主であることから、設備、機器、人身の安全についても、その点を離れては考えられない。一般災害も含め原子力施設での事故発生が特に注目されている情勢から、当部においては、原子炉施設、ホットラボ施設を中心として、その運転や作業の安全の確保に積極的にとり組んでいるが、① JRR-2付属建屋南側での廃液漏洩、② JRR-4炉室屋根裏断熱材の焼損、③ JRR-3温度測定用燃料体(TMF)の炉心内落下などがあったことはきわめて残念である。これらを契機に、施設、マニュアルの総点検などを実施したが大型施設の安全管理は今後とも積極的に行なわなければならない。なお、原子力施設周辺住民の年間被曝線量についての“as low as practicable”の思想を尊重し、当研究所の原子炉と他事業所の原子力施設の総合寄与を考慮して、各炉の年間基準放出率を検討した。その結果JRR-2および3からの放出率を低減させるための対策を50年度を目標に実施することになった。

## 9.2 安全審査等

原子炉施設やホットラボのような核燃料物質や高放射性物質を取り扱う施設について、新たに施設を設置しようとするとき、または変更しようとするときは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の定めに従い、内閣総理大臣または科学技術庁長官に対し、原子炉設置変更許可申請、使用変更許可申請、設計及び工事の方法の認可申請などを行ない、その許・認可を得なければならない。これらの申請にあたっては、所内の原子炉等安全審査委員会または原子炉運転委員会もしくは使用施設等運転委員会の審議をへることになるが、事前に部内会議において検討を行ない、安全上のチェックを慎重に行なっている。

保守整備等の作業にあっても、管理区域内の作業であること、または放射性物質をとり扱うことが多いことから、放射線管理課との緊密な連携の下に、設備、作業方法を検討し、必要な改善、措置を行なった上で、作業を進めている。特に外部業者に委嘱して行なう作業は事前の教育と作業中の監督を十分に行なっている。万一、安全を欠くようなことがあれば、原子炉や放射線を対象とする作業だけに、各方面に大きな影響を与えることになるので、事故因子の排除に十二分に留意して、計画を設定し、安全の徹底をはかっている。

## 9.3 安全点検と措置

47年度中に発生した事例と、それに対したった措置を次に述べる。

### (1) 安全標識の購入について

部内各課の安全標識の購入希望をとりまとめ、安全対策課に購入依頼をした。

### (2) JRR-2付属建屋南側屋外トラックヤード入口付近からの廃液の屋外漏洩について

4月19日14時20分ごろ、巡視中の職員がタンクローリー用ホースカップラから廃液が漏洩し、付近の土壌にしみ込み、一部はコンクリート路面をつたわって道路わきの側溝に流入していることを発見した。廃液の核種を調査したところ、ホットラボの廃液貯溜タンクから放射性廃液輸送管を通して、廃棄物処理場へ輸送した廃液の一部(約200 $\mu$ Ci程度)が漏洩したことがわかった。ただちに、立入制限をし、汚染しているコンクリート表面およ

び側溝部の剥離ならびに土壌の除去を行なうとともに、タンクローリー用ホースカップラに盲プラグを取り付け、バルブに覆いをし、表示を行なった。また、JRR-3、JRR-4、ホットラボなどの類似した施設の再点検をするとともに、研究炉、ホットラボにおける、特に、運転保守の分界点などについての見なおしを実施した。

### (3) JRR-4炉室屋根裏断熱材の焼損について

6月26日JRR-4炉室屋根塗装工事のため、屋根外面に吊り足場用金具を仮設しようとして溶接した際、屋根鋼板(厚さ4.5mm)内側に裏打ちしてあった断熱材モルトプレーンが溶接の熱で発火し、燃焼した。

炉上面その他の設備機器をビニールシートで覆い、粉末消火剤による影響を極力防止するようにしながら、粉末消火器および化学消防車の粉末消火剤により消火した。原子炉の運転は休止中であり、火災による原子炉への影響、放射能の漏洩、床面汚染、身体汚染などはなかった。応急的に、散布された粉末消火剤の除去、屋根裏残存断熱材の剥離と炉室内の清掃を行なったが、11月に、不燃断熱材グラスロンによる全面補修をした。

この火災を教訓とし、原子炉施設内の工事等の施行にあたっては、特に、事前のチェック体制と監督連絡を強化することになった。

### (4) JRR-3温度測定用燃料体(TMF)の取り出し時の損傷について

8月10日、JRR-3炉心孔No.24に挿入してあったTMF燃料体を炉心孔No.41に移動するため、燃料取扱キャスク(SFキャスク)でとり出し作業を行っていたところ、燃料体の吊り上げケーブルが切断し、TMF燃料体が炉心内に落下した。

TMF燃料体は落下の衝撃で下部が変形したが、ほかには損傷は認められなかった。また、これに伴い人身被曝、汚染、環境への影響はなく、重水サンプリングの結果もウランの濃度は検出限界以下であった。TMF燃料体の取り出し作業は慎重に行なわれ、10月13日に完了した。

また、この作業の実施に伴い発見された炉心孔案内管部の変形に関しても、全炉心孔について検査を行ない、全燃料体の引き抜きに支障のないことを確認するとともに、今後使用する燃料体は、寸法に十分余裕のあるものを製作することとし、SFキャスクについてもスリッブクラッチをつけるなど、安全面での必要な改造を行なうことになった。

## 9.4 安全訓練等

(1) 各課室で定期的に課内会議、安全会議等を開催して、問題点の摘出、改善についての検討を行ない、事故因子の排除に努力した。今年度は、年2回行なった安全パトロールのほかに、職場安全推進運動に伴い、各課室内会議によって出された多くの指摘事項に対し、適宜に予算措置を講じるなど、安全管理面の迅速な処理が目立った。

(2) 原子炉施設等における想定事故訓練を行なった。原子炉やホットラボで勤務時間外に溢水、火災、放射線異常が発生したと想定し、非常体制の設定前の応急措置を行なうための出動訓練や呼出し連絡についての通信訓練を行なった。

また、火災に対する応急措置の一つとして、手持消火器による措置を習得するため、構内課の指導をうけて消火器の性能、取扱いについて訓練を行なった。特にJRR-2では、ナト

リウム・インパイル・ループの炉内設置に伴い、Na 火災の消火訓練も実施した。

なお、部内施設の一つ、または複数に非常体制が設定された場合の部内各課室の対応措置要領も内規として作成し、訓練を行なった。

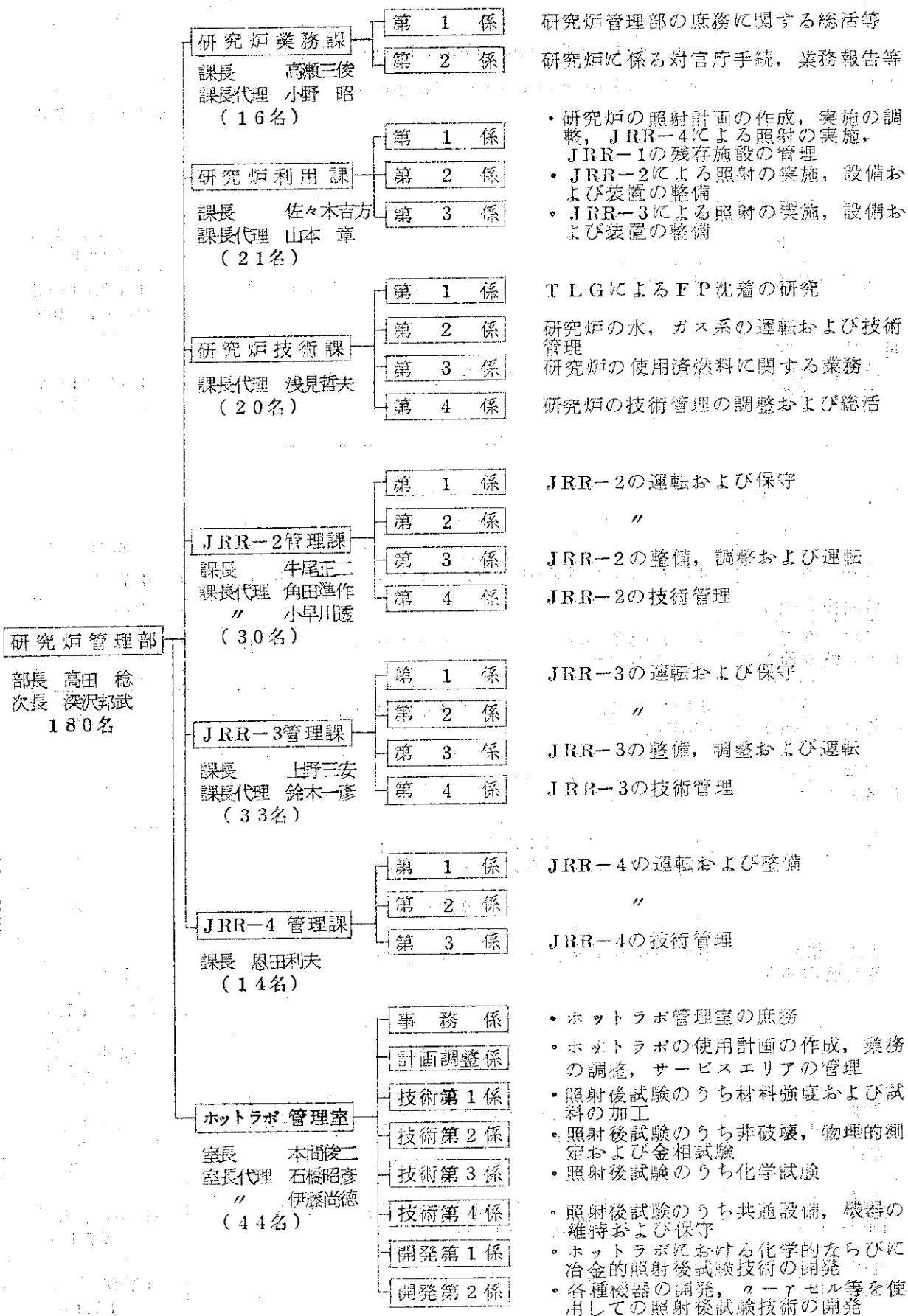
# 10 付 録

---

Appendix

10.1 研究炉管理部の組織と業務

48.3.31現在





## 10.2 外部投稿論文

氏名	題目	投稿誌名
渡辺 勝利 (東大井形他)	The role of some containing elements on radiation hardening in pressure vessel steels	ASTM STP 529(1973)

## 10.3 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(46年度)	JAERI-M レポート5025
足立 守 (松野, 内山, 佐藤, 高柳, 両角)	JRR-4使用済燃料の解体検査と燃焼度測定	JAERI-M レポート5225

## 10.4 口頭発表

氏名	題目	発表学会名
富井 格三 (名大松本他)	JRR-4における中性子ラジオグラフィの実験(1) 概要および装置	47年度原子力 学会年会 47.3
富井 格三 (名大松本他)	JRR-4における中性子ラジオグラフィの実験(2) 直接法の実験	"
富井 格三 (名大松本他)	JRR-4における中性子ラジオグラフィの実験(3) 間接法, 直接法の実施例	"
富井 格三 (名大松本他)	JRR-4における中性子ラジオグラフィの実験(4) 実験の評価	"
大西 信秋 (軽水炉安全 性解析コード 専門部会)	船用格納容器に関する実験解析-I RELAP-3 によるブローダウン解析	"
富井 格三 (名大松本他)	中性子ラジオグラフィの実用性試験	理工学における 同位元素研究発 表会 47.4
渡辺 勝利 (東大井形)	Fe-Cu 2元合金の照射効果	日本鉄鋼協会 47.4
伊藤 尚徳 (40UO <sub>2</sub> 共研 委員会)	二酸化ウラン燃料の高熱定格・高燃焼度照射試験 照射後試験その1	47年度原子力 学会年会 47.3
伊勢 幸正 (両角, 岡島他)	ケミカル照射実験装置によるホウ酸水溶液の放射線 分解 1 実験装置および特性	日本原子力学会 47.10
渡辺 勝利 (東大井形)	Fe-V 合金の中性子照射効果	日本鉄鋼協会 47.10

氏 名	題 目	発表学会名
高田 稔 (深沢, 小早川, 石井, 両角)	Operation and Maintenance Experiences with Research Reactors at Japan Atomic Energy Research Institute	South East Asia and Far-East Regional study Group Meeting on Problems and Experience in the Utilization of Research Reactors 4.8.3
高田 稔 (深沢, 石井, 天野)	Training of Operators and Maintenance Personnel in Research Reactor Division at Japan Atomic Energy Research Institute	"
高田 稔 (深沢, 小早川, 石井, 両角)	Improvements of Reactor Neutron Flux Utilization	"

## 10.5 特 許

## 出 願

特 実	発 明 の 名 称	発 明 ( 考 案 ) 者		出 願 日 番 号
		所 属	氏 名	
実	放射性照射用容器の昇降装置	研究炉利用課	佐々木 吉 方	47. 4. 5 47-39460
		"	吉 藤 久	
		工 作 課 中島製作所	西 口 忠 吉 中 島 茂 次	
実	液面レベル計	研究炉技術課	熊 谷 勝 昭	47.11.30 47-137834
実	原子炉用被覆燃料粒子検査装置	ホットラボ管理室	吉 田 博 夫 鶴 野 晃	47.11.13 47-129708
		工 作 課	松 島 秀 夫 関 野 甫 昇	

## 登 録

特 実	名 称	考 案 者		登録番号 登録日
		所 属	氏 名	
実	放射性物質を含有する物体を 収納する為のキャプセル	ホットラボ	佐々木 吉 方	976266 47. 9.14
		"	柏 崎 正 明	
		"	石 本 清	
実	圧縮可能な乾式ガスフィルタ	ホットラボ	松 島 秀 夫	979909 47.10.13

## 10.6 受託業務

件名	相手方	担当課	備考
JRR-2による低密度 $UO_2$ ペレットの照射試験	動燃事業団	JRR-2管理課	47. 9.30~ 48. 6.30

## 10.7 受託調査

件名	相手方	担当課	備考
東海発電所用燃料の照射後試験に関する調査	日本原子力発電(株)	ホットラボ管理室	47. 4.18~ 48. 3.31
フィッション・チェンバの照射	東芝(株) 総合研究所	JRR-4管理課 研究炉利用課	47. 8. 5~ 49. 3.31
敦賀発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験(第2回)に関する調査	日本原子力発電(株)	材料工学研究室 ホットラボ管理室	46.12.20~ 47. 7.31
ホットラボラトリ概念設計に関する技術指導	日本核燃料開発(株)	ホットラボ管理室 管理部(大洗) 材料試験炉部	47. 9. 1~ 47.11.30
福島発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験(第1回)に関する調査	東京電力(株)	ホットラボ管理室 材料工学研究室	47.10. 9~ 48. 7.31

## 10.8 受託研究

件名	相手方	担当課	備考
東海発電所用燃料要素の照射後試験に関する研究	日本原子力発電(株)	ホットラボ管理室	46. 4. 1~ 47.12.31

## 10.9 共同研究

件名	相手方	担当課	備考
JRR-2円筒燃料による高速炉用 $PuO_2-UO_2$ 燃料開発のための照射試験研究	動燃事業団 動燃事業団	JRR-2管理課 JRR-2管理課	43.12. 2~ 49. 3.31

## 10.10 協力研究

件名	相手方	担当課	備考
ニュートロンラジオグラフィ用特殊照射筒の試作試験	名古屋大学 (工学部)	JRR-4管理課	47. 4. 1~ 47. 3.31
石英ガラスおよびSiCの照射挙動に関する研究	東京工業大学 炉工学研	JRR-2管理課	47. 5. 1~ 48. 3.31
JRR-4を使用した原子炉雑音の実験的研究	東京大学工学部	JRR-4管理課	47. 5.10~ 47. 9.30

## 10.11 委託調査

件名	相手方	担当課	備考
JRR-2重水タンク気密溶接法の調査	軽金属協会	JRR-2管理課	48. 3. 5~ 48. 8. 31

## 10.12 外国出張

氏名	出張・留学先	期間	内容
堀木 欧一郎	オーストラリア	48. 2.11~ 49. 2.10	原子炉の技術管理の研修
石井 敏雄	インド	48. 3. 3~ 48. 3.12	IAEA主催による研究炉利用に関するスタディグループ会議に出席
小野 昭	アメリカ合衆国・カナダ	48. 3.26~ 48. 7.25	原子力研究機関における研究炉の利用を中心とした管理制度の調査

## 10.13 委員会

委員会名	委員長
研究炉利用協議会	東海研究所長
JRR-2原子炉改修委員会	天野 昇
東海炉モニタリングプロジェクト	研究炉管理部長

## 10.14 教育訓練講師

原子炉研修所		ラジオ・アイソトープ研修所	
氏名	期間	氏名	期間
小野 昭	47. 4.12~48. 3.31	佐々木吉方	47. 4. 1~48. 3.31
山本 章	"	堀口 洋二	" (助講師)
末武 雅晴	47. 4.12~47. 6.16	天野 良雄	" ( " )
伊勢 幸正	47. 4.12~47.10.10		
富井 格三	47. 4.12~48. 3.31		
岡島 正直	"		
田村 和行	"		
大塚 徹雄	"		
両角 実	"		
大西 信秋	47. 4.12~47.10.10		
渡辺 勝利	47. 4.25~48. 3.31		
藁谷 兵太	"		
石井 敏雄	47. 8.15~48. 3.31		
恩田 利夫	47.10.10~48. 3.31		
池田 良和	"		

## 10.15 官庁許認可等一覧

原子炉名	件名	申請年月日	許可・認可 合格年月日	種別
J R R 1 2	TLG-1-50 インパイルループの一部変更 (FP沈着系の設置など)	(47. 3.31) 47. 5.30	47. 5. 2 47. 9. 2	設計及び工事の方法 使用前検査
	重水フィルタ (DF-1B) の増設	(47. 3.10)	47. 5. 2	使用前検査
	第16次燃料B型および円筒型燃料要素の製作	(46. 9.17)	47. 6.20	使用前検査
	EBP型実験用燃料要素の製作 "	47. 6. 9 47.10.26	47. 7.10 48. 3.28	設計及び工事の方法 使用前検査
	・重水精製系熱交換器 (DE-3) の交換, 冷却塔の改修, 非常用重水ポンプ (DP-4) の交換, 冷却塔サンポンプ (HP-3) の撤去	47. 6.16	47. 7.26	設計及び工事の方法
	・重水精製系熱交換器 (DE-3) の交換	47. 8. 8		使用前検査
	・冷却塔の改修, 非常用重水ポンプ (DP-4) の交換, 冷却塔サンポンプ (HP-3) の撤去	47. 8. 8	47.10.19	使用前検査
	重水ポンプ室排気系配管の一部変更	47. 8.19 47. 9.21	47. 9.18 47.11. 2	設計及び工事の方法 使用前検査
	主循環ポンプ (キャンドルモータポンプ) の製作・交換	(47. 3.10)	47.11. 2	使用前検査
	ナトリウム・インパイル・ループ (SIL) の設置 SIL照射試料部の交換	(46.11.11) 47.11.24	47.11. 2 48. 1.27	使用前検査 使用前検査
制御棒 (CR-9, 10) の製作・交換	(46.10.11)	47.11. 8	使用前検査	
定期検査		48. 3.28		
J R R 1 3	ヘリウム圧縮機 (DB-1) の増設および既設 ヘリウム圧縮機 (DB-7) の移設に伴う配管の改修	(47. 3.30) 47. 4.11	47. 4. 8 48. 3.28	設計及び工事の方法 使用前検査
	制御棒の制御容量および原子炉の停止余裕の変更	47. 6. 6	47. 6.22	炉設置変更
	2酸化ウラン燃料体の製作 (第2ステップ) (第3ステップ)	(46.10.14) (46.10.14)	47. 8. 3 47.12.23	使用前検査 使用前検査
	水ガス系計装盤等の改修	47.10.18 48. 1. 9	47.11.17 48. 1.18	設計及び工事の方法 使用前検査
	主重水ポンプ (DP-1) の部品交換	47.11.16	48. 1.18	使用前検査

原子炉名	件名	申請年月日	許可・認可 合格年月日	種別
JRR-3	He 精製系活性炭吸着塔の交換	47.11.16	48. 3.28	使用前検査
J R R 1 4	フィッシュヨン・チェンバ照射装置の設置	47. 8.23	47. 9. 7	設計及び工事の方法
	定期検査		47.10. 4	
	制御棒駆動機構の一部交換	(47. 2. 1)	47.10. 4	使用前検査
	特殊反射体要素の製作等 " (I型) "	47. 9.30 47.12. 2 47.10.19	47.10.13 48. 3.13 47.11.28	設計及び工事の方法 使用前検査 使用前検査
	炉心内照射装置 (V照射筒) の設置	47.10. 7 47.10.17	47.10.11 47.10.30	設計及び工事の方法 使用前検査
	実験用燃料要素 IFE-1 の製作	47.12.11 48. 1.18	47.12.27	設計及び工事の方法 使用前検査
	燃料要素 (第2次燃料) の製作	48. 1.18		使用前検査
	一次冷却系主循環ポンプ用起動リアクトルの増設	48. 2. 8 48. 3.20	48. 3.13	設計及び工事の方法 使用前検査

## あ と が き

47年度版の編集にあたっては、例年どおり部内に編集委員会を設け、その討議のもとに原子炉、ホットラボに係る技術的事項を中心に編集した。データ資料などは、できるだけ別冊で編集するデータ資料編(JAERI-memo)に掲載するようにし、全体的に大部にならないよう努めた。

今回は、過去3回に比べ早期に編集にとりかかったので、従来に比較して非常に早く編集が終了した。同じ編集方針で3回続けて編集してきたが、48年度版以降のものについては、年度末までに検討委員会などを設け、従来からのモットーでできるだけ要領よく、また、技術的データとして各方面で大いに利用されるように編集するために、さらに十分討議したいと考えている。各位のご指摘を期待している。

編集委員長

## 編集委員会メンバー

委員長	日高丘平	
副委員長	深沢邦武	
委員	富岡秀夫	(研究炉利用課)
"	北原種道	(研究炉技術課)
"	島敬二郎	(JRR-2管理課)
"	※宮坂靖彦	( " )
"	白井英次	(JRR-3管理課)
"	※石井敏雄	( " )
"	岡島正直	(JRR-4管理課)
"	※富井格三	( " )
"	伊藤尚徳	(ホットラボ管理室)
庶務	大串勲	(研究炉業務課)
"	平根元則	( " )

(※印は委嘱査読委員、委員長は人事異動により48.5.1付で高田部長から日高部長に変更された。)