

JAERI - M  
90-166

研究炉・ホットラボの運転と技術管理  
(平成元年度)

1990年9月

研究炉管理部

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 総原子力資料サービス

研究炉・ホットラボの運転と技術管理  
(平成元年度)

日本原子力研究所東海研究所  
研究炉管理部

(1990年8月30日受理)

本報告書は、平成元年度における研究炉管理部の業務を記したものである。この中で、種々の技術的事項についても詳細に説明している。

研究炉管理部では、JRR-2及びJRR-4の研究炉並びにホットラボの運転管理を行っている。また、JRR-3については、性能を向上させるための改造を進め、平成2年3月22日に初臨界を達成し、運転を再開した。

具体的な業務としては、研究炉における運転、保守・整備、照射・実験に加えて、燃料及び水・ガスの管理を含む技術管理、関連する研究・技術開発並びに放射線管理を行っている。ホットラボでは、各種の燃料・材料の照射後試験を実施するとともに、関連する技術開発を進めている。

Annual Report on Operation, Utilization and Technical  
Development of Research Reactors and Hot Laboratory  
(From April 1, 1989 to March 31, 1990)

Department of Research Reactor Operation  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 30, 1990)

This report describes the activities of the Department of Research Reactor Operation in fiscal year of 1989. It also presents some technical topics on the reactor operation and utilization in details.

The Department is responsible for operation of the research reactors, JRR-2 and JRR-4, and the Hot Laboratory. The research reactor JRR-3 was reconstructed to enhance the performance for utilization. The first criticality was achieved on March 22, 1989, and it subsequently went into operation.

In connection with the reactor operation, the various research and development activities in the area of fuel management, water chemistry, radiation monitoring and material irradiation have been made. In the Hot Laboratory, post-irradiation examinations of fuels and materials have been carried out along with the development of related techniques.

Keywords: Research Reactor, Annual Report, Hot Laboratory, Reactor Operation, Post Irradiation Test, JAERI

## 目 次

まえがき	1
1. 概 要	3
1.1 研究炉の運転管理	3
1.2 研究炉の技術管理	4
1.3 研究炉の利用	4
1.4 ホットラボの運転管理	5
1.5 JRR-3の改造	5
1.6 ウラン濃縮度低減化計画	6
1.7 国際協力	6
2. 研究炉の運転管理	11
2.1 JRR-2の運転管理	11
2.1.1 運 転	11
2.1.2 保守・整備	11
2.1.3 燃料管理	13
2.1.4 技術管理	13
2.1.5 放射線管理	14
2.2 JRR-3の運転管理	20
2.2.1 運 転	20
2.2.2 保守・整備	20
2.2.3 燃料管理	20
2.2.4 放射線管理	20
2.3 JRR-4の運転管理	24
2.3.1 運 転	24
2.3.2 保守・整備	24
2.3.3 燃料管理	26
2.3.4 技術管理	26
2.3.5 放射線管理	27
2.4 研究炉の技術管理	31
2.4.1 研究炉の水・ガス管理	31
2.4.2 研究炉の使用済燃料管理	32
2.4.3 技術管理	32
2.5 研究炉の利用	38
2.5.1 照 射	38
2.5.2 実 験	39

2.5.3	保守・整備	40
3.	ホットラボの運転管理	57
3.1	運転管理	57
3.1.1	運転状況	57
3.1.2	主な試験	58
3.2	保守・整備	64
3.3	汚染除去	67
3.4	放射線管理	69
3.4.1	概況	69
3.4.2	排出放射性物質	69
3.4.3	実効線量当量	69
4.	主な技術的事項	71
4.1	原子炉施設及び機器	71
4.1.1	JRR-4 液体廃棄物移送管の一部更新	71
4.1.2	JRR-4 純水製造装置の更新	71
4.1.3	JRR-4 熱交換器胴健全性検査	72
4.2	燃料	80
4.2.1	JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物フィンの緩衝効果の解析	80
4.3	照射技術	84
4.3.1	低放射化照射容器及び試料包装材の開発	84
4.3.2	試料包装材ポリエチレンの健全性試験	86
4.4	研究炉に関する工学的開発研究	90
4.4.1	シリサイド燃料の過渡照射試験のための技術的検討	90
4.4.2	下向流・低流速条件下の限界熱流束に関する検討	90
4.4.3	反応度投入事象解析	94
4.5	ホットラボの技術	103
4.5.1	原子炉用金属材料の電気化学的腐食測定装置の開発	103
4.5.2	超電導体物質の遠隔操作型帯磁率測定装置の開発	104
4.5.3	真空高温引張試験機の更新	105
4.5.4	小型パンチ (SP) 試験装置の開発	107
4.6	JRR-3 の改造	117
4.6.1	概要	117
4.6.2	全体工程	117
4.6.3	特性試験	117
4.6.4	原子炉施設	117
4.6.5	利用施設	119
4.6.6	重水冷却系への重水装荷	125
4.7	ウラン濃縮度低減化計画	137

4.7.1	JRR-4の燃料濃縮度低減化計画	137
4.7.2	中・低濃縮試験燃料要素の照射後試験	141
4.8	国際協力等	151
4.8.1	原子炉研修所実験における中性子ラジオグラフィ	151
あとがき		154
付 録		155
付録1	研究炉管理部の組織と業務	155
付録2	平成元年度 JAERI-M レポート一覧	156
付録3	平成元年度口頭発表一覧	157
付録4	平成元年度外部投稿論文一覧	160
付録5	受託調査一覧	161
付録6	平成元年度官庁許認可一覧	162
付録7	研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	165
付録8	原子炉研修所運転実習の実績	168

## Contents

Preface .....	1
1. Overview .....	3
1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors .....	3
1.2 Technological Management .....	4
1.3 Utilization of Research Reactors .....	4
1.4 Operation and Maintenance of Hot Laboratory .....	5
1.5 Upgrading of JRR-3 .....	5
1.6 Study of Reduced Enrichment Program .....	6
1.7 International Cooperation .....	6
2. Operation and Maintenance of Research Reactors .....	11
2.1 Operation and Maintenance of JRR-2 .....	11
2.1.1 Operation .....	11
2.1.2 Maintenance .....	11
2.1.3 Fuel Management .....	13
2.1.4 Technical Management .....	13
2.1.5 Radiation Monitoring .....	14
2.2 Operation and Maintenance of JRR-3 .....	20
2.2.1 Operation .....	20
2.2.2 Maintenance .....	20
2.2.3 Fuel Management .....	20
2.2.4 Radiation Monitoring .....	20
2.3 Operation and Maintenance of JRR-4 .....	24
2.3.1 Operation .....	24
2.3.2 Maintenance .....	24
2.3.3 Fuel Management .....	26
2.3.4 Technical Management .....	26
2.3.5 Radiation Monitoring .....	27
2.4 Technical Management of Research Reactors .....	31
2.4.1 Water and Gas Management .....	31
2.4.2 Spent Fuel Management .....	32
2.4.3 Reactor Techniques .....	32
2.5 Utilization of Research Reactors .....	38
2.5.1 Irradiation .....	38
2.5.2 Experiments .....	39
2.5.3 Maintenance .....	40



3.	Operation and Maintenance of Hot Laboratory .....	57
3.1	Operation .....	57
3.1.1	Operation .....	57
3.1.2	Post-irradiation Examinations .....	58
3.2	Maintenance .....	64
3.3	Decontamination .....	67
3.4	Radiation Monitoring .....	69
3.4.1	General Description .....	69
3.4.2	Radioactive Gas .....	69
3.4.3	Effective Dose Equivalent .....	69
4.	Technical Topics .....	71
4.1	Reactor Facilities and Equipments .....	71
4.1.1	Partial Renewal of JRR-4 Liquid Waste Line .....	71
4.1.2	Renewal of JRR-4 Demineralized Water Producing Facility .....	71
4.1.3	Integrity Check of JRR-4 Heat Exchanger Shell .....	72
4.2	Fuel .....	80
4.2.1	Analysis of Buffer Effect on JRC-80Y-20T Type Nuclear Fuel Transport Cask .....	80
4.3	Irradiation Techniques .....	84
4.3.1	Development of Low Activity Capsule and Sample Package .....	84
4.3.2	Irradiation Test of Polyethylene for Sample Package ....	86
4.4	Research and Development on Research Reactor Engineering ...	90
4.4.1	Technical Examination of the NSRR Experiment for Silicide Fuels .....	90
4.4.2	Investigation of a Critical Heat Flux under Low Downward Velocity Condition .....	90
4.4.3	Analysis of Reactivity Insertion Accident .....	94
4.5	Hot Laboratory Techniques .....	103
4.5.1	Remotely Controlled Electrochemical Corrosion Measurement Equipment for Reactor Core Materials .....	103
4.5.2	Remotely Controlled Equipment for Measuring Susceptibility of Superconductors .....	104
4.5.3	Tensile Testing Machine in High Temperature and Vacuum Environment .....	105
4.5.4	Development of Small Punch Test Technique for Irradiated Materials .....	107

4.6	Upgrading of JRR-3 .....	117
4.6.1	Overview .....	117
4.6.2	Master Schedule .....	117
4.6.3	Characteristic Measurement .....	117
4.6.4	Reactor Facility .....	117
4.6.5	Utilization Facility .....	119
4.6.6	Replenishment of Heavy Water into JRR-3 Heavy Water Cooling System .....	125
4.7	Study of Reduced Enrichment Program .....	137
4.7.1	Reduced Enrichment Program for JRR-4 Fuel .....	137
4.7.2	Post-irradiation Examinations for JRR-2 MEU and LEU Fuel Elements .....	141
4.8	International Cooperation etc. ....	151
4.8.1	Neutron Radiography in Laboratory Exercise at Radioisotope and Nuclear Engineering School .....	151
	Acknowledgement .....	154
	Appendix .....	155
	Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor Operation .....	155
	Appendix 2 A List of JAERI-M Reports .....	156
	Appendix 3 A List of Papers Presented at Meetings .....	157
	Appendix 4 A List of Published Papers .....	160
	Appendix 5 A List of Researches and Surveys Entrusted by Organizations Outside JAERI .....	161
	Appendix 6 A List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy .....	162
	Appendix 7 A List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research Reactors .....	165
	Appendix 8 Status of Reactor Operation Training in Radioisotope and Nuclear Engineering School .....	168

## ま え が き

研究炉管理部は、JRR-2、JRR-3、JRR-4及びホットラボの施設を管理し、利用に供するとともに、関連する技術開発を実施している。これらの施設の運転は、年度毎に作成される「研究炉運転・管理計画」及び「ホットラボ使用計画（東海）」に基づいて行われる。

JRR-2は、計画どおり12サイクルの共同利用運転を実施した。この間に、計画外停止として、地震及び中性子計装系の異常によるスクラムが2回あった。主な保守・整備では、重水熱交換器の化学洗浄、2次冷却塔ファンの分解点検、制御棒位置指示計の交換、熱出力計の更新等を実施した。

JRR-3は、第1四半期から第3四半期までは残存施設の点検業務、定期自主検査及び定期検査等の保安管理を実施するとともに、運転再開に向けて最終的な保安規定の改正作業を進めた。その後、重水を炉心部に移動し、燃料装荷を行い、初臨界を平成2年3月22日午後2時過ぎに達成した。

JRR-4は、計画どおり38週間の共同利用運転を行った。保守・整備では、純水製造装置の更新工事、液体廃棄物移送管の一部更新工事、排気第3系統の更新工事、出力レンジ切換器の更新、一次冷却系補助ポンプ用モータの更新等を実施した。

研究炉の技術管理では、JRR-2、JRR-3及びJRR-4について重水管理を行ったが、全体では41,493 kgで計量管理上昨年度と大差なかった。JRR-2については、12サイクルの共同利用運転における水・ガス管理を実施した。使用済燃料については、JRR-2、JRR-3の使用済燃料貯蔵施設の保守、管理を実施するとともに、IAEA等の査察を受けた。

研究炉の利用では、JRR-2、JRR-4の共同利用を実施し、照射キャプセル総数は1725個（前年度比74%）であった。シリコンドーピングは、JRR-2で1147.4 kg、JRR-4で752.6 kgの合計1900 kg（前年度比124%）である。さらに所要の整備・技術開発を実施するとともに、医療照射のためJRR-2の熱中性子柱の改造に着手した。

ホットラボは、平成元年度の利用申込受付件数が新規分54件で、前年度繰越分を加えると121件となった。このうち、92件について照射後試験を実施し、ほぼ計画どおり進捗した。さらに、保安規定及び予防規定に基づき、ホットラボ施設の定期自主検査を行った。

JRR-3の改造では、原子炉施設関連として原子炉プール上部遮蔽体、水平実験孔プラグ、軽水貯留タンク等の据付け工事を終了した後、系統、機器の単体及び総合機能試験を進めるとともに、これに並行して、計測制御関係、計算機等の整備を行った。実験利用施設関連では、照射設備の炉心部への据付け工事、計測制御設備の炉室内計装盤の設置等を行い、機能試験を順次進めた。冷中性子源及び中性子導管に関しても、炉心部への据付けを実施した。初装荷用の燃料要素も仏国CERCA社で製作を終えて搬入され、改造工事着手以来約5年ぶりに、平成2年3月22日、初臨界を達成し運転を再開した。

ウラン濃縮度低減化計画に関しては、JRR-4の燃料濃縮度低減化のため基本計画を作成するとともに、現在のJRR-4原子炉施設の状況、利用状況、原子炉設置変更に対する安全審査

の状況等について調査，検討を実施した。

国際協力では，研究炉の運転管理，照射設備の管理，安全評価等に関して，科学技術庁原子力研究交流制度，インドネシア原子力庁・日本原子力研究所研究協力取決め，韓国原子力研究所との協力及び国際協力事業団専門家派遣制度等により，研究員の受入れ（12名）及び派遣（6名）を行った。

以上の他に，本報告書では，研究炉に関連する研究・技術開発の概要を主な技術的事項として，原子炉施設及び機器，燃料，照射技術，研究炉に関する工学的開発研究，ホットラボの技術について記したが，より一層の成果が得られていると言っても過言ではなく，この方面の益々の進展が期待される。

# 1. 概 要

## 1.1 研究炉の運転管理

本年度における研究炉の使用計画とその実績を Fig. 1.1 に示す。

### (1) JRR-2

本年度の共同利用運転は、平成元年度研究炉運転計画どおり 12 サイクルを実施した。この間、第 8 サイクルの 12 月 19 日、地震により原子炉が自動停止したが、直ちに再起動を行い運転を継続した。また、第 9 サイクルの 1 月 16 日には、安全系 No. 2 の異常信号により原子炉が自動停止した。調査の結果、検出器部のコネクタの接触不良であることが判明したので、検出器、ケーブル等を予備品と交換して 1 月 19 日に再起動した。

施設の整備としては、重水熱交換器 (DE-1, DE-2) の化学洗浄、2 次冷却塔ファンの分解点検及び 2 次冷却塔ファン用モータ減速機の軸封部の交換、制御棒位置指示計の交換、熱出力計の更新等を実施した。

### (2) JRR-3

JRR-3 は、第 1 四半期から第 3 四半期までは残存施設の点検業務、定期自主検査及び定期検査等の保安管理を実施した。改造工事中のため保安規定遵守状況調査は残存施設について行われ、原子炉施設については 6 月に、また、核燃料物質使用施設については 7 月にそれぞれ受けた。また、改造炉の初装荷燃料の搬入に先立ち、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設への出入口の変更、原子炉建家等の管理区域の設定等を実施した。

原子炉の運転再開に向けて、改造工事に関するものとしては最終的な保安規定の改正作業を工事工程に支障ないように進めた。

保安規定改正後、運転再開に向けて重水を炉心部に移動する作業を行った後、平成 2 年 3 月 15 日から炉心へ燃料要素を装荷する作業を開始した。

運転再開後の初臨界は 3 月 22 日午後 2 時過ぎに達成された。臨界接近は計画どおりに順調に進み、最小炉心も標準型燃料要素 14 体、フオロワ型燃料要素 6 体とほぼ設計値に近い本数となった。臨界達成後は、標準炉心構成試験を実施し、炉心に対称性をもたせながら順次燃料要素の装荷作業を実施した。

### (3) JRR-4

平成元年度の運転は、本年度の研究炉運転計画どおり 38 週間の共同利用運転を行った。この中には、原子炉研修所の一般課程 4 週間、原子炉工学専門課程 2 週間及び国際コース 1 週間の運転・特性測定実習を含んでいる。なお、この間に、線型中性子系からのノイズ信号によるスクラム (8 月 23 日) が生じたが、翌日から運転を再開した。

整備としては、純水製造装置の更新工事、液体廃棄物移送管の一部更新工事、排気第 3 系統の更新工事、出力レンジ切換器の更新、一次冷却系補助ポンプ用モータの更新等を実施した。

## 1.2 研究炉の技術管理

研究炉の水・ガス管理の一環として、JRR-2、JRR-3及びJRR-4の各炉について重水管理を行った。年度末における各炉合計の保管重水量は、装荷重水が24,519 kg、未使用重水が962 kg、回収重水が16,012 kgとなり、全体では41,493 kgで昨年度と大差なかった。JRR-2の水・ガス管理では、合計12サイクルの共同利用運転における重水、軽水、ヘリウムガスの化学分析や放射能濃度の測定を行ったが、いずれも管理基準範囲で異常は認められなかった。JRR-3改造炉に関する水・ガス管理としては、重水冷却系へ7,266 kgの重水装荷を実施したことが特記される。

使用済燃料管理では、JRR-2、JRR-3の使用済燃料貯蔵施設の保守、管理を実施するとともに、IAEA等の査察を受けた。使用済燃料の搬出入に関しては、JRR-2においては貯槽への受入れ20体で搬出はなく、JRR-3では改造中のため燃料の増減はなかった。JRR-4では燃料交換による3体を受入れた。使用済燃料貯槽水の管理においては、JRR-2及びJRR-3の水質は維持基準値内で特に異常はなかった。さらに、JRR-2使用済燃料貯槽におけるトリチウム濃度低減対策としての貯槽水の交換(約25 m<sup>3</sup>)、JRR-3における2基のイオン交換樹脂塔の樹脂交換を実施した。

技術管理では、JRR-3中性子ラジオグラフィ装置の設計、製作が順調に進んでいる。JRR-2中性子ラジオグラフィ装置においては、特性測定、原子炉研修所及びJICAコースの実験を行った。研究炉の核的特性については、JRR-2における医療照射の一環としてサーマルコラムの照射性能検討を実施した。

## 1.3 研究炉の利用

今年度の共同利用は、JRR-2の12サイクル運転及びJRR-4の38週間の運転に合わせて実施した。照射キャプセル総数は1725個で、前年度の74%にとどまった。キャプセル数の減少の主な理由は、①受付手続(業務部業務第2課担当)上から、1分以内の複数個照射を1分当たり1個として扱うとする変更があったため(例:照射利用1件で10秒間照射6キャプセルの場合は、キャプセル1個として扱う)②整備のためにJRR-4運転が昨年よりも4週間少なくなったため等である。シリコンドーピングはJRR-2で1147.4 kg、JRR-4で752.6 kgの合計1900 kgで、前年度に比べて24%の増加である。

整備関係では、JRR-1実験室の排気ダクト改修及び床補修を行った他は各照射設備の例年の点検保守を実施した。利用技術の関連では、JRR-4照射設備のガンマ線束測定、低放射化照射キャプセル及び低放射化照射筒の試作、極短寿命核種放射化分析装置用試料移送機構の検討等を行った。また、大学の医療機関から、原子炉を用いた医療照射の実施について要望があり、JRR-2の熱中性子柱を改造して対応することになった。このため、部内各課室、原子炉工学部遮蔽研究室、保健物理部の協力を得て設計仕様を検討し、年度末に発注した。

なお、今年度の研究炉利用協議会は平成元年7月5日及び平成2年1月23日に開催し、研究炉の利用に関する運転管理計画、整備計画、利用者からの要望と意見等について検討した。

#### 1.4 ホットラボの運転管理

平成元年度の利用申込受付件数は、新規分 54 件（所内 51 件，所外 3 件）で、これに前年度繰越分を加えると総件数 121 件（所内 115 件，所外 6 件）である。このうち 92 件について照射後試験を実施し、ほぼ計画どおり進捗した。

主な試験項目は、次のとおりである。

[ 所内利用 ]

- ・ HTTR 用燃料・材料の照射後試験
- ・ 照射済燃料による NSRR バーンアップ実験燃料検査
- ・ IAEA 国際共同研究による軽水炉圧力容器用鋼材の照射後試験
- ・ 軽水炉使用済燃料乾式貯蔵に係る  $UO_2$  燃料棒の酸化挙動試験
- ・ 核融合炉用材料研究開発のための微小試験片を用いた照射後試験
- ・ 原子力プラント材照射誘起応力腐食割れに係る試験等

[ 所外利用 ]

- ・ 日本原子力発電(株)東海発電所モニタリング用燃料及び黒鉛材料の照射後試験

試験用機器の技術開発については、主として NSRR バーンアップ実験燃料検査のために、次の開発を実施した。

- ・ ガンマスキャンニング装置及び燃料溶解装置の設置
- ・ FP ガス捕集・定性定量分析装置の開発

保守・整備では、次の老朽化対策を施した。

- ・ 真空高温引張試験機更新
- ・ 遮蔽扉駆動装置改修
- ・ ジュニアセル整備
- ・ 管理区域出入口改修（Ⅱ）
- ・ 核燃料物質防護施設対策工事等

さらに、核燃料物質使用施設等保安規定及び放射線障害予防規定に基づき、ホットラボ施設の定期自主検査を行った。

#### 1.5 JRR-3 の改造

原子炉施設工事の関連では、原子炉プール上部遮蔽体、水平実験孔プラグ、軽水貯留タンク等の据付け工事やプール内の細配管、計装配管等の布設工事を終了した後、系統、機器の単体及び総合機能試験を順調に進めた。

これに並行して計測制御系関係についても、各制御盤、ケーブルトレイ、プロセス計器等の据付け工事を行った。また、プロセス計算機、上位計算機の据付けを終了したものからソフトウェアの確認試験を実施し、全体工程に影響が出ないように工事を進めた。

一方、実験利用施設関連では、照射設備の炉心部への据付け工事、計測制御設備の炉室内計装盤の設置等を行った後、系統、単体の機能試験を順次進めた。冷中性子源装置についてはヘリウ

ム冷凍設備の単体性能試験に続き、全系統の炉外作動試験を行い、設計どおり減速材容器内に安定して液体水素を貯留できることを確認した後、炉心部への据付けを行った。また、中性子導管は水平実験孔内のスリーブの取付け、ガイドトンネル内の遮蔽垂直鉄板の据付けを行うとともに、中性子導管用の真空ポンプ、制御盤等の据付け工事を実施した。

初装荷用の燃料要素の製作も仏国 CERCA 社で順調に進められ、科技庁の現地立会検査が終了した後、平成元年 12 月に JRR-3 建家に無事搬入された。

改造工事はすべて円滑に進み、改造工事に着手して以来約 5 年ぶりに平成 2 年 3 月 22 日、臨界、運転を再開した。臨界試験は 3 月 15 日から開始し、同 20 日までに標準型燃料要素 13 体とフオロウ型燃料要素 6 体が装荷された。臨界当日は標準型燃料要素 1 体が追加され、合計 20 体炉心になった段階で最小臨界が確認された。最小臨界量は設計値と良く一致した。

初臨界達成後は、順次燃料要素を追加して標準炉心構成のための特性試験を円滑に進めた。

## 1.6 ウラン濃縮度低減化計画

JRR-4 の燃料濃縮度低減化のため、今年度から JRR-4 管理課内に検討会を設置し、昭和 54 年以降の JRR-4 の改造計画の経緯を再確認し、基本計画を作成するとともに、現在の JRR-4 原子炉施設の状況、利用状況、原子炉設置変更に対する安全審査の状況等について調査、検討を実施した。

その結果、燃料はシリサイド燃料による炉心変更、並びに極短寿命核種の照射分析装置、医療照射設備等の設置や老朽化設備（制御棒駆動装置、熱交換器等）等の整備を行う必要があることが確認された。

基本計画では、製作確保している高濃縮ウラン燃料（HEU）がなくなる平成 5 年度に工事を開始し、平成 7 年度に低濃縮ウラン燃料（LEU）炉心による共同利用運転を実施する予定である。

## 1.7 国際協力

今年度を実施した研究炉の運転・利用に関する国際協力は、研究者の受入れ 12 名、専門家の派遣 6 名であり、その詳細は以下のとおりである。

### (1) 科学技術庁原子力研究交流制度

研究者の受入れは、マレーシア・インドネシア・中国・韓国から各 1 名の計 4 名であった。研修テーマは、研究炉の運転管理、研究炉における照射設備の管理、研究炉の安全評価である。

技術者・研究者の派遣は、インドネシアの研究炉 MPR-30 に対する計 2 名であった。

### (2) 二国間協定に基づく協力

#### ① インドネシア原子力庁・日本原子力研究所研究協力取決め

受入れは 3 名、テーマは研究炉の運転管理であった。派遣も 3 名で、合同運営委員会に出席するとともに、開発途上国の原子力研究開発の現状について調査した。

#### ② 韓国原子力研究所との協力

人員派遣協定に基づく韓国原子力研究所との協定は JRR-3 の起動計画に参画するもの



で、研究炉の試運転の経験を得ることを目的として、4名の技術者を受入れた。

(3) 国際協力事業団（JICA）専門家派遣制度

インドネシア原子力庁の研究炉 MPR-30 の運転管理について技術指導を行うため、専門家を1名派遣した。

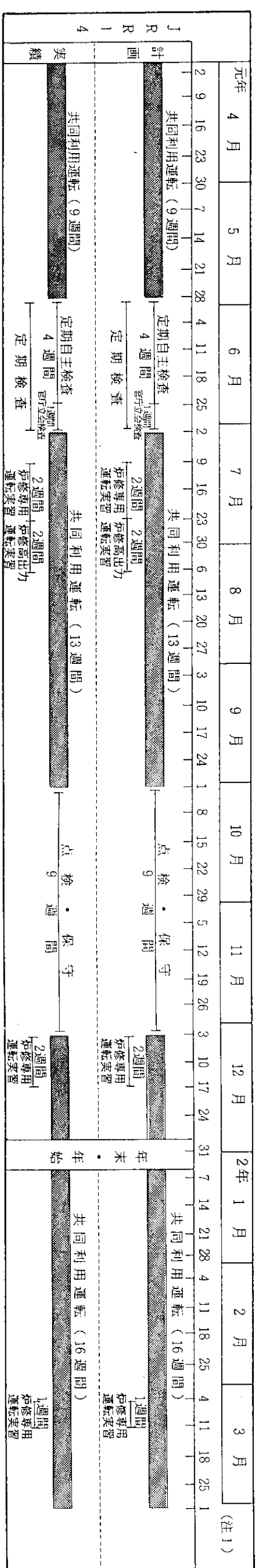
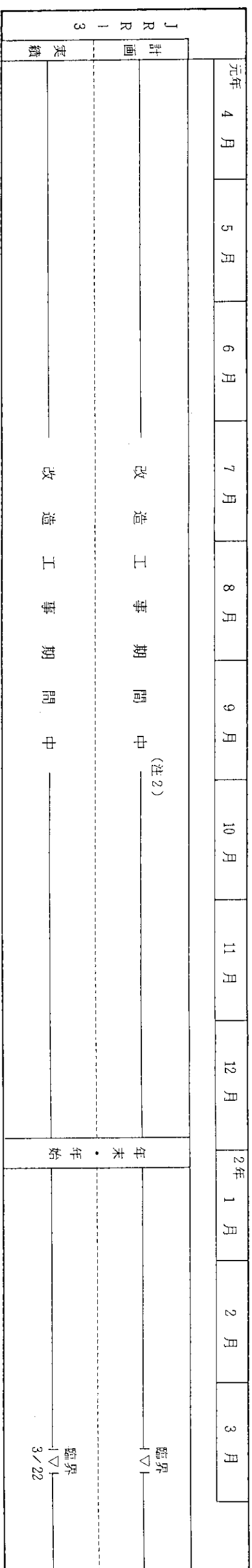
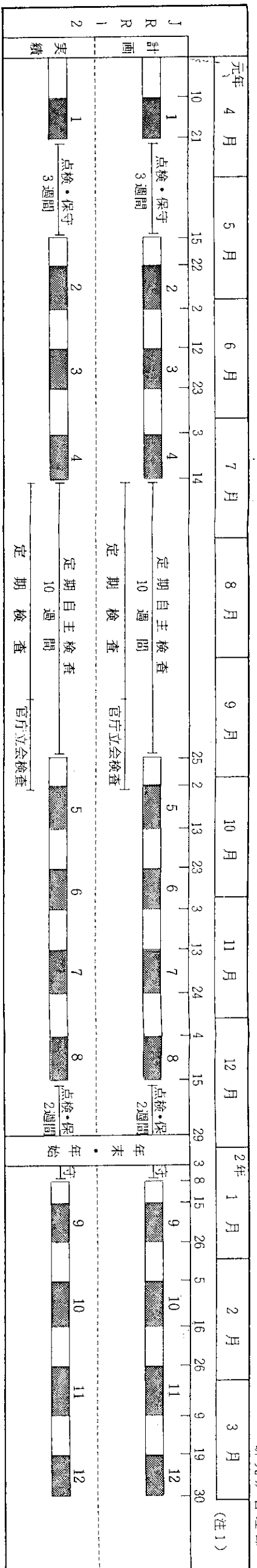
(4) その他

日本原子力産業会議の要請により、インドネシア政府派遣留学生を1名受入れた。研修テーマは研究炉の安全評価である。

なお、当部の国際協力に関する5年間の実績を付録7にまとめた。

平成元年度 研究炉運転・管理計画と実績総括表

研究炉管理部



JRR-2 1サイクル基準運転表

第1週	第2週	第3週
月 水 木 金 土 日	月 水 木 金 土 日	月 水 木 金 土 日
1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14	1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14	1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14
照射試験取出し・そう入	燃料交換 反応度測定・特性測定	炉心冷却(六・三〇) 炉運転停止 炉心格納(九・〇)

JRR-4 週間基準運転表

日	月	火	水	木	金	土
	実験準備・施設整備	同	同	同	同	実験準備・施設整備
	炉運転開始(一七・〇〇)	同	同	同	同	炉運転停止(二七・〇〇)
	実験準備・施設整備	同	同	同	同	実験準備・施設整備

年間週間割

JRR-2	JRR-3	JRR-4
共同利用 定期自主検査 点検・保守 年末 官庁立会検査 年始	機 能 試 験	共同利用 定期自主検査 点検・保守 年末 官庁立会検査 年始
36週間 10週間 5週間 1週間	38週間 4週間 9週間 1週間	36週間 10週間 5週間 1週間

(注1) JRR-2の日付は、炉運転開始日及び炉運転停止日を示す。  
JRR-4の日付は、日曜日を示す。

(注2) JRR-3の維持管理を行う施設については、必要な時期に定期自主検査を実施する。

Fig. 1.1 Operation Schedule and Result of Research Reactors

## 2. 研究炉の運転管理

### 2.1 JRR-2の運転管理

#### 2.1.1 運 転

平成元年度の運転は、研究炉運転計画どおり、10 MW、12日間の連続運転12サイクルを実施した。この間に、計画外停止としては地震及び中性子計装系の異常によるスクラムがあった。

本年度の運転実績を Table 2.1.1 に、計画外停止の状況を Table 2.1.2 に示す。

#### 2.1.2 保守・整備

##### (1) 概 況

平成元年度の業務計画に基づいて保守・整備を実施した。以下に、今年度を実施した主な保守・整備の概要を述べる。

なお、定期自主検査は7月17日～9月24日の期間に実施した。また、定期官庁検査は9月11日～12日、9月21日、10月5日～6日に実施し、10月6日付けで定期検査合格証が交付された。

共同利用運転中の異常分類を Table 2.1.3 に示す。

##### (2) 主な保守・整備

###### ① 冷却塔送風機（ファン）の整備

JRR-2の2次冷却塔は、機械通風型と呼ばれる送風機を用いた強制通風塔で、豎型軸流送風機を6台設置してある。

送風機は昭和60年に更新されて以来、約5年間利用運転に供してきたが、減速機出力軸部のオイルシール損傷によるグリス漏れが6台ともに見られるなど、特に、消耗部品の経年劣化が顕著になった。そのため、性能維持と原子炉の安定運転を確保するため減速機劣化部品の交換を行い、その後組立て・据付け調整及び作動試験等を実施して性能の健全性を確認した。なお、交換したオイルシールの消耗部品は運転時間から寿命が3年とされており、これまで定期的な交換を行っている。

###### ② ヘリウムヒータの更新

ヘリウムヒータは、水分の層による再結合器の効率低下を防ぐため、再結合器入口側でヘリウムガスを加熱する装置である。

既設のヘリウムヒータは、昭和48年に設置されたものである。更新作業は、平成元年8月に実施した。

更新に当り、温度制御方式にPID制御による温度調節器を採用した。また、ヘリウムヒータ配管内をドレンできる構造とした。ヘリウムヒータの構造は従来と同様である。

###### ③ 被照射空気系ブロー（AP-1）の交換

被照射空気系ブロー（AP-1）は、水平実験孔等、原子炉内部の空気系を負圧に維持する

ため設置されているブローである。

平成元年11月にAP-1の健全性を点検した結果、軸ベアリング部の温度が設置時に比べ約10℃上昇していることがわかった。振動及び騒音は設置時の値と同等であった。上昇した温度の値は、判定基準である室温プラス40℃の範囲内に入っているが、昭和56年の交換以来約8年間連続して使用に供されていること及び原子炉の安定運転を考慮し、予備機と交換することとした。

予備機との交換を平成2年1月に実施した。

#### ④ 炉室入退室表示装置の更新

炉室入退室表示装置は、原子炉建家内への入退室管理と原子炉建家内にいる人名を明確にするための装置である。

既設の装置はスナップスイッチと表示灯からなる表示方式であり、表示可能な人数が最大100名に限られていた。また、使用するケーブル本数が多く、点検・保守上の問題が多く経年劣化が著しい状態となったため、表示方式の改良を含めこれらを更新した。

職員等が入退室する場合、新装置はフィルムバッジのバーコードをバーコードリーダーで読み取り、この信号を本体に取り込んで各表示装置(CRT)へ入退室者の名前もしくは番号を表示又は消去する。新装置は、本体(PC9801)、バーコードリーダー、RGB変換器CRT(4台)から構成されている。

更新後の使用ケーブルは電源用と信号用同軸ケーブルのみとなり、点検・保守上の問題も解決できた。

#### ⑤ 熱出力計の整備

熱出力計は、原子炉の各種運転データを収集し、そのデータを基に熱出力を求めるものである。収集された運転データは、記録保存され、求められた熱出力を基準に原子炉は運転される。

既設の熱出力計は、昭和49年度に設置され、原子炉熱出力を精度良く計測してきたが、経年劣化による不具合と、既設品が製造中止となったため、メーカーでの点検保守が受けられなくなったことから新たな装置を導入した。

新たに導入した熱出力計は、計算機本体、データ記録装置、プリンタ2台、拡張I/Fスロット及び各種I/Fボードより構成されている。

新熱出力計は、プログラム言語が構造化されていることにより、プログラムのメンテナンスがしやすくなった。また、熱出力計のデータ送信の出力段にマルチプレクサを用い、一度の出力で数ヶ所にデータを送信できるようになったことにより、データ収集サイクル速度が速くなった。

#### ⑥ 制御棒位置指示計の更新

制御棒位置指示計は、制御棒の駆動範囲(約711mm)を0～100%でCRT上に表示するものである。

本装置は昭和59年3月に現在の方式に更新されたが、特殊品のため構成する機器の部品の入手及び標準品のようなメーカーによる保守・管理を受けることができない。このため、平成元年8月にこれらの問題を解決するために機器の一部を更新した。

更新箇所は、I/F ユニット、CPU ユニット、TV-ROM ユニット及びCRT 表示部である。このうち、CPU ユニット及びCRT 表示部を市販のコンピュータで代用し、TV-ROM ユニットは撤去した。また、I/F ユニットは小型・高密度化し、故障箇所の低減化を図った。プログラム言語に関しては、市販のコンピュータ化に伴い、マシン語からC言語に変更し、故障時の対応が容易にできる構成とした。

### 2.1.3 燃料管理

#### (1) 概要

昭和63年度第10サイクルから利用運転は、中濃縮燃料要素21体と高濃縮燃料要素3体の混合炉心構成で行っている。本年度は全12サイクルをこの混合炉心で運転した。

#### (2) 使用状況

本年度の燃料交換本数は20体である。内訳は中濃縮燃料要素17体と高濃縮燃料要素3体である。この3体は、最後の高濃縮燃料要素であり、第5サイクルで燃料交換を行った。当初、この高濃縮燃料要素は第11サイクル終了後、再処理のため取り出す予定であったが、受入側の米国エネルギー省(DOE)の問題から1年以上延期されることになり、来年度までこの炉心構成で運転することとなった。

本年度の燃料使用状況を Table 2.1.4 に示す。使用済燃料要素の平均燃焼度は27.07%であり、昨年度の22.81%と比較してかなり上昇した。この理由として炉心内平均の燃焼度が平衡化したことと試料反応度の低下が挙げられる。

本年度は第M<sub>3</sub>次円筒BM型燃料要素24体を製作し、3月に20体が納入された。残り4体は来年度4月に納入される。本年度末の新燃料の在庫数は合計37体である。

#### (3) 使用済燃料の管理

本年度当初における使用済燃料の貯蔵数は51体である。燃料交換本数が20体であるから、本年度末の貯蔵数は71体である。

燃料要素の移動記録を Table 2.1.5 に示す。

### 2.1.4 技術管理

本年度の燃料交換は全12サイクル20体であるから、1サイクル当たりの平均燃料交換本数は約1.7体である。今後は試料反応度の変化等を考慮すると約2体前後となる。

昨年度から使用済燃料キャスクの表面線量率(中性子及びγ線)をJRR-2の放射線管理課の協力のもとに測定している。これは中濃縮燃料要素に移行後、燃料交換時の使用済燃料キャスクの移動中に中性子アラームがしばしば発報するためである。今までの結果から、中性子線量率の最高値はAリングの燃料が入っている状態で0.6 mSvであること、中性子線量率とγ線線量率は同じ変化をすること、使用済燃料キャスクに収容する前に燃料要素表面に付着した重水の除去のため一時保持することにより、線量率が約半分に低減されることが確認された。今後も測定を続けて中性子の発生原因をつきとめ、さらに解析結果との照合を行う。

本年度第8サイクル終了後、燃料要素内の温度測定を行った。これは中濃縮燃料要素に移行後、崩壊熱が増したことにより自動炉心冷却装置の起動回数が増えたため、自動炉心冷却中の燃

料要素内の温度変化を確認することが目的であった。この測定により燃料要素内は4時間後に最高60℃まで上昇し、以後下降することが確認された。このことにより、60℃程度では燃料要素の健全性にとって問題にはならず、自動炉心冷却装置の性能が確認できた。

#### 2.1.5 放射線管理

##### 1) 概 況

JRR-2の共同利用運転において、炉室内の放射線レベルは前年度に比べ著しい変化はなかった。

平成元年度における主な放射線作業は、主重水熱交換器二次側の化学洗浄作業、使用済燃料上下アダプター廃棄作業等であった。これらの作業は、いずれも適切な防護措置が施され、放射線管理上特に問題はなかった。

##### 2) 排出放射性物質

放射性気体及び液体廃棄物の放出量及び平均濃度をTable 2.1.6に示す。気体廃棄物の<sup>41</sup>Ar及び<sup>3</sup>Hの年間放出量はそれぞれ放出管理目標値の18.2%、5.8%であった。

##### 3) 放射線業務従事者の実効線量当量

JRR-2における放射線業務従事者の実効線量当量をTable 2.1.7に示す。

Table 2.1.1 Data of JRR-2 reactor operation

Cycle No.	Date	Operation time (hr : min)	Integrated power (MWH)	Total Integrated power (MWH)	Unscheduled Shut down
Beginning		66,026 : 12		583,286.8	
01	4/3 ~ 4/23	276 : 05	2,590.3	585,877.1	0
Maintenance	4/24 ~ 5/14	6 : 27	0.0	585,877.1	0
02	5/15 ~ 6/4	246 : 50	2,317.4	588,194.5	0
03	6/5 ~ 6/25	276 : 33	2,657.5	590,852.0	0
04	6/26 ~ 7/16	270 : 46	2,657.8	593,509.8	0
Periodical Inspection	7/17 ~ 9/24	24 : 36	0.0	593,509.8	0
05	9/25 ~ 10/15	280 : 37	2,687.0	596,196.8	0
06	10/16 ~ 11/5	277 : 09	2,659.1	598,855.9	0
07	11/6 ~ 11/26	276 : 36	2,658.4	601,514.3	0
08	11/27 ~ 12/17	279 : 33	2,646.4	604,160.7	1
Maintenance	12/18 ~ 1/7	0 : 00	0.0	604,160.7	0
09	1/8 ~ 1/28	192 : 52	1,790.4	605,951.1	1
10	1/29 ~ 2/18	275 : 16	2,655.4	608,606.5	0
11	2/19 ~ 3/11	274 : 27	2,658.2	611,264.7	0
12	3/12 ~ 4/1	272 : 27	2,655.3	613,920.0	0
Total		3,230 : 14			2
Ending		69,256 : 26		613,920.0	

Table 2.1.2 Unscheduled Shut down in JRR-2

Date	Cause of trouble
1989.12.19	Earth quake
1990. 1.16	Neutron measurement system

Table 2.1.3 Troubles in JRR-2

Items	Troubles
Equipments in cooling system	0
Measuring instruments in cooling system	1
Neutron measurement system	2
FFD	1
Auxiliary facilities & Radiation control equipments	0
Irradiation and experimental facilities	0
Others	4
Total	8



Table 2.1.4 Summary of refueling in JRR-2

Cycle No.	Core Location	Loaded Fuel Element No.	Unloaded Fuel Element No.	Burn-up (%)
01	1 D	TCC 043	TCC 019	30.18
02	3 A	TCC 044	TCC 014	25.17
	6 A	TCC 045	TCC 029	22.37
	3 D	TCC 046	TCC 021	30.68
03	5 A	TCC 047	TCC 028	24.40
	5 D	TCC 048	TCC 023	31.78
05	1 C	NB 700	NB 698	14.55
	3 C	NB 701	NB 699	16.25
	5 C	TNB 85	TNB 84	15.73
06	2 C	TCC 049	TCC 003	37.17
	6 C	TCC 050	TCC 018	36.50
07	4 B	TCC 051	TCC 030	27.62
	5 B	TCC 052	TCC 031	28.94
08	2 A	TCC 053	TCC 039	25.53
	4 A	TCC 055	TCC 034	29.82
	3 B	TCC 057	TCC 033	27.31
09	2 B	TCC 058	TCC 032	29.16
	2 D	TCC 059	TCC 036	26.31
11	1 A	TCC 060	TCC 041	29.36
12	1 B	TCC 063	TCC 035	32.48
			Average Burn-up	27.07

Table 2.1.5 Fuel inventory of JRR-2

Items Fuel Element Type	Beginning Inventory			Inventory Change				Ending Inventory		
	Fresh Fuel Storage	Reactor Core	Spent Fuel Pond	Receipt	From Fresh Fuel Storage to Reactor Core	From Reactor Core to Spent Fuel Pond	Shipment	Fresh Fuel Storage	Reactor Core	Spent Fuel Pond
Standard Fuel Element for Nondestructive Inspection	1	0	0	0	0	0	0	1	0	0
JRR-2 B Type	2	2	3	0	2	2	0	0	2	5
JRR-2 Cylindrical Type	0	0	2	0	0	0	0	0	0	2
JRR-2 Cylindrical B Type	1	1	24	0	1	1	0	0	1	25
JRR-2 Cylindrical Type for Irradiation Examination	0	0	1	0	0	0	0	0	0	1
JRR-2 Cylindrical BM Type	33	21	21	20	17	17	0	36	21	38
Total	37	24	51	20	20	20	0	37	24	71

Table 2.1.6 Radioactive wastes from JRR-2

	Gas		Dust		Liquid waste	
	<sup>41</sup> Ar	<sup>3</sup> H	Long Life	Short Life	Gross γ	<sup>3</sup> H
			<sup>82</sup> Br, <sup>131</sup> I etc.	<sup>88</sup> Rb, <sup>138</sup> Cs etc.		
Annual release rate (Bq/Y)	2.0×10 <sup>13</sup>	5.5×10 <sup>11</sup>	2.1×10 <sup>6</sup>	3.5×10 <sup>8</sup>	1.2×10 <sup>7</sup>	8.6×10 <sup>9</sup>
Annual average concentration (Bq/cm <sup>3</sup> )	3.9×10 <sup>-2</sup>	1.1×10 <sup>-3</sup>	<7.1×10 <sup>-9</sup>	7.5×10 <sup>-7</sup>	1.2×10 <sup>-1</sup>	8.6×10 <sup>1</sup>

Table 2.1.7 Whole-body radiation exposure to workers in JRR-2

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers* (persons)	188	215	206	202	291
Total dose (person mSv)	5.7	2.0	4.5	7.7	19.9
Average dose (mSv)	0.03	0.01	0.02	0.04	0.07
Maximum dose (mSv)	1.2	0.7	0.7	1.0	2.2

\* The number of persons worked in JRR-2  
(Dose film badge)

## 2.2 JRR-3の運転管理

### 2.2.1 運 転

JRR-3 改造工事も最終段階に入り、平成2年3月15日から燃料装荷を開始し、3月22日には、改造後初の臨界に到達した。来年度10月まで各種特性試験を実施し、本格的な運転は、11月に入ってから開始する予定である。

### 2.2.2 保守・整備

JRR-3 改造工事の進捗に合わせて管理区域の変更を行ってきたが、平成2年2月、運転再開に対応した区域の設定を行った。このため、炉室及び実験利用棟に管理区域を新たに設定するとともに、このための出入管理施設等を整備した。また、使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設の定期自主検査を実施して、施設の維持管理を行った。

### 2.2.3 燃料管理

平成元年度は、改造炉で使用する板状燃料が納入され、JRR-3の在庫量に久しぶりの変化があった。JRR-3の燃料管理状況は以下のとおりである。

#### (1) 燃料の受払い及び在庫量

平成元年12月及び平成2年2月に板状燃料（未使用燃料）を受け入れ、平成2年3月、その一部を炉心に装荷した。従来から貯蔵している旧JRR-3の燃料体の受払いはなかった。

板状燃料の受払い及び在庫量を Table 2.2.1 に示す。

#### (2) 核燃料物質の査察

IAEA 及び科技庁原子力安全局（保障措置課）による通常査察及び燃料管理施設に設けた監視カメラのフィルム交換等の際の査察を計13回受入れた。また、11月には、研究施設（JT-1）の査察があった。

### 2.2.4 放射線管理

#### (1) 概 況

改造炉放射線管理用モニタの科技庁原子炉規制課による使用前検査を12月14、15日に、核燃料規制課による施設検査を2月5日に受検して合格し、原子炉建家、実験利用棟を2月5日から管理区域に設定した。

本年度に実施した主な放射線作業は、樹脂塔（3基）交換廃棄作業、使用済燃料輸送容器（JRC キャスク）除染作業、使用済燃料貯槽 No.1 除染作業、改造炉用設置配管等の非破壊検査、重水充填作業、燃料受入検査及び燃料装荷作業などであったが、作業の内容に応じて適切な放射線防護措置を行ったため、異常な被ばく及び汚染の発生はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

#### (2) 排出放射性物質

放射性気体及び液体廃棄物（使用済燃料貯蔵施設を含む）の排出量及び平均濃度を Table 2.2.2 に示す。<sup>3</sup>H の気体廃棄物の年間排出量は0であった。<sup>41</sup>Ar についても平成2年3月22

日に原子炉臨界に達し、その後臨界特性試験運転を行ったが排出はなかった。

(3) 実効線量当量

本年度に JRR-3 に係わる作業に従事した者（職員及び外来者）の実効線量当量を Table 2.2.3 に示す。第3四半期の被ばくはモニタ校正用チェック線源の取扱い及び系統試験に伴う使用済燃料貯槽室、燃料管理施設への立ち入りによるものである。

Table 2.2.1 Plate type fuel inventory of JRR-3

Items Fuel Type	Beginning Inventory			Inventory Change						Ending Inventory		
	Fresh Fuel Storage	Reactor Core	Spent Fuel Pond	Receipt	From Fresh Fuel Storage to Reactor Core	From Reactor Core to Spent Fuel Pond	From Spent Fuel Pond to Reactor Core	Shipment	Fresh Fuel Storage	Reactor Core	Spent Fuel Pond	
Standard Fuel Element	0	0	0	53	18	0	0	0	35	18	0	
Follower Fuel Element	0	0	0	13	6	0	0	0	7	6	0	
Total	0	0	0	66	24	0	0	0	42	24	0	

Table 2.2.2 Radioactive wastes from JRR-3

	Gas		Dust	Liquid		
	$^{41}\text{Ar}$	$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{60}\text{Co}$	$^3\text{H}$
Annual release rate (Bq/Y)	0	0	0	$1.3 \times 10^7$	$4.0 \times 10^5$	$5.7 \times 10^9$
Annual average concentration (Bq/cm <sup>3</sup> )	$< 1.6 \times 10^{-3}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$	$< 9.4 \times 10^{-10}$	$1.9 \times 10^{-2}$	$6.0 \times 10^{-4}$	8.5

Table 2.2.3 Effective dose equivalent to workers in JRR-3

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers * (persons)	172	211	174	280	417
Total dose (persons · mSv)	0.0	0.0	3.7	0.0	3.7
Average dose (mSv)	0.0	0.0	0.02	0.0	0.01
Maximum dose (mSv)	—	—	0.3	—	0.3

\*The number of workers monitored in JRR-3 (dose: film badge)

## 2.3 JRR-4の運転管理

### 2.3.1 運 転

平成元年度は、38週間の共同利用運転を順調に実施した。計画外停止は、Lin-N-1のノイズによるスクラム1回であった。

原子炉研修所の一般課程、原子炉工学専門課程、国際協力事業団（JICA）主催の原子力基礎実験コースを行い、原子炉の運転訓練と原子炉特性測定実習、制御棒校正等の実習を行った。

なお、本年度の運転実績を Table 2.3.1 に、計画外停止の状況を Table 2.3.2 に、故障状況を Table 2.3.3 に示す。

### 2.3.2 保守・整備

#### (1) 概 要

平成元年度の管理計画に基づいて保守・整備を実施した。主な保守・整備項目は、原子炉建家関係では排気第3系統の更新及び付属建家外壁屋根の改修、中性子計測設備、制御設備関係では、出力レンジ切換器、乾燥空気系及び安全スイッチの整備並びにノイズ対策、冷却系では、一次冷却系補助ポンプ用モータ、炉心タンク水精製系流調弁及びプール水精製系サイフォンブレーク弁の整備並びに炉心タンク水精製系イオン交換樹脂の交換、その他純水製造装置の更新、廃液中和装置の分解点検である。それらの概要を以下に記す。ただし、純水製造装置の更新については第4章で述べる。なお、定期検査は5月29日～7月1日に、点検・保守は10月2日～12月2日に実施した。定期官庁検査は、6月22日～6月29日に実施し、6月30日付けで定期検査合格証が交付された。

平成元年度共同利用運転中の異常分類を Table 2.3.4 に示す。

#### (2) 主な保守・整備

##### ① 原子炉建家関係

###### (イ) 排気第3系統の更新

気体廃棄物の排気施設のうち、排気第3系統（炉室系統）が老朽化したので更新した。工事期間は、JRR-4点検保守期間（9週間）を含む平成元年9月6日より平成元年12月8日（現地工事は10月から）で実施した。本工事に伴う原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法認可申請を7月14日に行い、7月20日付けで認可された。続いて使用前検査申請を9月11日に行い、12月1日付けをもって合格証が交付された。

###### (ロ) 付属建家外壁屋根の改修

老朽化により雨漏れを生じるようになった純水製造室及び廃液貯槽室の外壁屋根改修工事を、技術部の協力を得て行った。改修前は外壁及び屋根とも波形スレートであったが、改修後は外壁がフレキシブルボード（目地：ジョイナー）、屋根が波形スレート＋フレキシブルボード（内面）となった。

##### ② 中性子計測設備及び制御設備関係

###### (イ) 出力レンジ切換器の整備

現在使用中の出力レンジ切換器の予備用として製作を行ったもので、主な機器仕様（ス



スイッチ本体の高信頼性化、接点の2重化等)は従来と同じものとした。なお、スイッチボックスの機密性能の向上も図った。

#### (ロ) 乾燥空気系の更新

老朽化が進んでいたコンプレッサ、レシーバタンク、エアドライヤ、フィルタ、オートドレンからなる乾燥空気系を更新した。コンプレッサにはパッケージ式のベビコンを採用し、これにより運転時の騒音が激減した。また、オートドレンを配管各所に取付けることで、これまで毎朝運転員が手動で行っていたドレン作業が不要となった。エアドライヤは除湿能力が向上し、より乾燥した空気を検出器系に送ることが可能となった。

#### (ハ) 安全スイッチの整備

老朽化により「原子炉安全スイッチ」のスイッチ部にガタが生じるなど、信頼性が低下してきたため、機構部全数(8箇所)の部品を更新した。なお、更新に当たり誤作動防止の目的でスイッチボックスに透明なアクリル扉を取り付けるなどの改善を図った。

#### (ニ) ノイズ対策

##### イ) FFD系

原子炉定格出力運転中、FFDの指示値が通常のほぼ2倍を示したが、1次冷却水をサンプリング、分析して燃料破損でないことを確認した。さらに、炉停止後も指示が低下しないこと、及びオシロスコープによる波形観測の結果からノイズによるものと推測した。点検の結果、FFD系ケーブルの更新工事の際に、高電圧系のHNコネクタが従来の特性インピーダンス50Ωのものから75Ωに変更されたためのコネクタの不整合による接触不良であることがわかった。

##### ロ) 起動系

起動系に単発的なノイズが入ることがあり、点検した結果、散乱実験室扉開閉表示用のリレーに原因があることがわかった。リレーの劣化と考えられるが、対応としてノイズキラーをリレーコイルに並列に挿入することで解決した。

##### ハ) Log-N-Period系

原子炉起動時ペリオド計にノイズと思われる異常な指示が発生したため点検したところ、Log-N-Period系の一部の同軸ケーブル及びコネクタからノイズが発生したことがわかった。このため、新しいケーブルとコネクタに交換した。同箇所は20年近く使用されており、ケーブルとコネクタの劣化によりノイズが発生したと思われる。

##### ニ) Lin-N系

原子炉10W自動運転中Lin-N系にノイズが入り、「中性子束高」により原子炉がスクラムした。ノイズ原因について種々調査を行ったものの、再現性が無いため原因を特定することができず、調査を継続している。

#### ③ 冷却系関係

##### (イ) 一次冷却系補助ポンプ用モータの更新

老朽化対策の一環として、補助ポンプ用モータを既設モータと同等の性能を有する新型モータ(日立モートル;形式:TFO-K,出力:3.7kW)に更新した。

## (ロ) 炉心タンク水精製系流調弁の改修

炉心タンク水精製系の流調弁は、従来ゲート弁を使用してきた。しかし、ゲート弁では流量の微調整が困難なため流量調節が容易に行えるよう、島津電動アクチュエータ（D5A型40W）をニードル弁（ECV103-50FC）に変更した。

## (イ) プール水精製系サイホンブレイク弁の整備

プール水精製系のサイホンブレイク弁VPB-1及びVPB-2を手動弁から電磁弁に替えるとともに、これに関連したプール水精製系操作盤、プロセス盤、電磁弁間及び操作盤内の配線工事を行った。サイホンブレイク弁の電磁弁化によりプール水精製系入口弁（VPM-21, 22）の間にはインターロックが可能となり、これにより運転操作が制御室で行えるようになった。電磁弁の支えとしてプール壁オーバーフロー水排水溝にネジ止めサポートを取り付けた。また、操作盤-電磁弁間のプールサイドにはコンジット管を敷設した。

## (ニ) 炉心タンク精製系イオン交換樹脂の交換

炉心タンク精製系樹脂筒No.1の精製能力が低下したので、イオン交換樹脂を4月24日に交換した。使用期間は昭和62年3月から昭和63年12月で、積算流量は18,621.3 m<sup>3</sup>である。

## ④ その他

## (イ) 廃液中和装置の分解点検

法令により義務づけられている定期自主検査を平成元年12月18日から平成2年1月30日に行った。機器の分解点検、整備、校正、ライニング点検、補修、タンク塗装及び装置の機能点検を行った。今回は制御系機器の点検、整備（劣化部品の交換等）を重点的に行った。点検整備の結果は各機能試験、総合試験等を満足するものであったが、循環排水ポンプの軸受部の摩耗、減肉、中和槽上蓋の腐食等が観察され早い時期に更新する必要がある。

## 2.3.3 燃料管理

## (1) 新燃料

平成元年度は、新燃料の製作を行わなかった。

## (2) 使用状況

平成元年度は、過剰反応度調整のため6月に新燃料要素1体（14次）、一時保管燃料要素1体（13次）を、1月に新燃料要素1体（15次）、一時保管燃料要素2体（12, 13次）を炉心に装荷した。年度末の保有燃料要素数は、未使用19体、使用中20体、使用済6体である。

## (3) 使用済燃料

平成元年度に、使用済燃料として、炉心から取り出した燃料要素は3体で平均燃焼度は19%であった。

## 2.3.4 技術管理

## (1) 反応度管理

平成元年度は、3.5 MWの定常運転を計画どおり38週間実施した。炉心構成は20体標準炉

心で、年間を通して変更はなかった。年間の過剰反応度減少量は 2.05 %  $\Delta k/k$  で、年度末における過剰反応度は 6.07 %  $\Delta k/k$  であった。なお、平成元年度の運転による年間総出力量は 97 MWD で、過剰反応度減少率は、1 MWD あたり 0.022 %  $\Delta k/k$  であった。

## (2) 重水システムの点検

平成元年度より、リドタンク実験設備重水タンクについての点検を毎月行っている。点検項目は、重水タンクの外観、ガス貯留タンク圧力、No. 1, No. 2 プール水のトリチウム濃度等である（トリチウム濃度については前年度より）。No. 1 プール水のトリチウム濃度の最高値は 8.8 Bq/cm<sup>3</sup> であり、いずれも排出基準以下であった。

## 2.3.5 放射線管理

### (1) 概 要

原子炉出力 3.5 MW 運転時における施設内の線量当量率及び表面密度は、前年度に比較して特に著しい変化はなかった。

本年度実施した主な放射線作業は、種々の試料の照射、排気第 3 系統の更新、液体廃棄物移送管の一部更新等に伴う作業であった。しかし、放射線管理上特に問題となるようなことはなかった。

### (2) 排出放射性物質の管理

平成元年度中の放射性物質の排出データを Table 2.3.4 に示す。

### (3) 実効線量当量

平成元年度中の JRR-4 における作業者の実効線量当量を Table 2.3.5 に示す。

Table 2.3.1 Data of JRR-4 reactor operation

Month	Operation Days	Operation Time (hr:min)	Monthly Integrated Power (kWh)	Total Integrated Power (kWh)	Unscheduled Shutdown
beginning		23,155:07		42,538,213	
1989, 4	16	110:30	336,699	42,874,912	0
5	12	81:08	172,991	43,047,903	0
6	4	22:56	18,811	43,066,714	0
7	16	101:05	198,338	43,265,052	0
8	18	118:31	357,787	43,622,839	1
9	16	108:29	282,710	43,905,549	0
10	0	00:00	0	43,905,549	0
11	0	00:00	0	43,905,549	0
12	12	77:17	168,363	44,073,912	0
1990, 1	15	93:06	275,247	44,349,159	0
2	16	109:27	294,643	44,643,802	0
3	17	102:48	215,558	44,859,360	0
Total	142	925:17	2,321,147		1
Ending		24,080:24		44,859,360	

Table 2.3.2 Unscheduled shut-down

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

Table 2.3.3 Troubles in JRR-4

Items	Troubles
Equipments in cooling system	2
Measuring instrument in cooling system	1
Neutron measurement system	6
Machine room & radiation monitoring system	0
Irradiation & experimental facilities	0
Others	0
Total	9

Table 2.3.4 Radioactive wastes from JRR-4

Nuclide	Dust		Gas	Liquid		
	$^{60}\text{Co}$	$^{38}\text{Cl}$	$^{41}\text{Ar}$	$^{60}\text{Co}$	$^3\text{H}$	$^{24}\text{Na}$
Annual release rate ( Bq/y )	0	$7.1 \times 10^6$	0	0	$4.0 \times 10^9$	$8.4 \times 10^7$
Annual average concentration ( Bq/cm <sup>3</sup> )	$< 2.4 \times 10^{-9}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 5.4 \times 10^{-3}$	$< 7.8 \times 10^{-3}$	3.3	$6.9 \times 10^{-2}$

Table 2.3.5 Effective dose equivalent to workers in JRR-4

	1st	2nd	3rd	4th	Annual
Total workers (persons)	64	75	111	80	143
Total dose (person·mSv)	0.3	0.2	0.2	0.4	1.1
Average dose ( mSv )	0.0	0.0	0.0	0.01	0.01
Maximum dose ( mSv )	0.3	0.2	0.2	0.2	0.7

## 2.4 研究炉の技術管理

### 2.4.1 研究炉の水・ガス管理

#### (1) 研究炉の重水管理

JRR-2, JRR-3 及び JRR-4 における今年度の重水の管理状況を Table 2.4.1 ~ 2.4.4 に示す。

##### ① 全体の変動 (Table 2.4.1 参照)

JRR-2 では、重水精製系イオン交換樹脂の重水化により 72 kg の重水を重水系に装荷した。また、使用済の重水精製系イオン交換樹脂の廃棄に伴い、34 kg の重水を廃棄した。回収重水量は 21 kg であった。

JRR-3 では、改造炉の重水冷却系に 7,266 kg を装荷した。内訳は回収重水 7,116 kg (計量損失 2 kg) と未使用重水 150 kg である。この未使用重水は、重水精製系イオン交換樹脂の重水化、重水計装ラインへの装荷に使用した。

JRR-4 では、装荷量が 8 kg, 回収重水量が 15 kg であった。

年度末における装荷重水量は、JRR-2, JRR-3, JRR-4 合わせて 24,519 kg である。

##### ② 未使用重水の変動 (Table 2.4.2 参照)

JRR-2 の未使用重水は、重水精製系イオン交換樹脂の重水化、JRR-3 重水冷却への装荷等で 185 kg 払出し、在庫量は 448 kg である。JRR-3 では、重水精製系イオン交換樹脂の重水化、重水計装ラインへの重水装荷のため 91 kg 払出し、在庫量は 514 kg である。年度末における JRR-2, JRR-3 の未使用重水の保管量は 962 kg である。

##### ③ 回収重水の変動 (Table 2.4.3 参照)

JRR-2 の回収重水量は、炉心回収、重水化回収及び JRR-4 回収重水の移動により 58 kg 増加した。JRR-3 では、重水冷却系への装荷により 7,118 kg 減少した。JRR-4 では、回収重水 8 kg を重水タンクに装荷した。年度末における回収重水量は、JRR-2, JRR-3, JRR-4 合わせて 16,012 kg である。

##### ④ 全体の保管量

年度末における各炉合計の保管重水量は、装荷重水が 24,519 kg, 未使用重水が 962 kg, 回収重水が 16,012 kg で、全体の保管重水量は 41,493 kg である。なお、JRR-2, JRR-3, JRR-4 各炉ごとの保管量を Table 2.4.4 に示す。

#### (2) JRR-2 の水・ガス管理

JRR-2 の水・ガス分析データを Table 2.4.5 及び Fig. 2.4.1 に示す。

##### ① 重水

重水濃度の低下はなく、pH は管理基準値 (5 ~ 8) の範囲内である。

##### ② 熱遮蔽軽水

熱遮蔽軽水のトリチウム濃度の異常な上昇はない。pH は管理基準値 (5 ~ 8) の範囲内である。軽水補給は 4 回、約 1.3 m<sup>3</sup> であった。

##### ③ 二次冷却水

原水、二次冷却水の pH はいずれも管理基準値 (6 ~ 9) の範囲内であり、導電率は原水

が  $138 \sim 185 \mu\text{S}/\text{cm}$ 、二次冷却水が  $255 \sim 460 \mu\text{S}/\text{cm}$  である。二次冷却水中の防食剤は、濃度を  $10 \text{ ppm}$  に維持するように、原子炉運転中は毎日補給した。防食剤の補給量は、冷却塔清掃時の水の入替えに伴う基礎投入を含め  $576 \text{ kg}$  であった。

#### ④ ヘリウム

第 1～12 サイクル原子炉運転時のヘリウム濃度低下は、サイクル平均  $0.77 \text{ vol}\%$  である。ヘリウムチャージは A ゾーン 10 回、A、B ゾーン 3 回の合計 13 回行い、約  $163 \text{ m}^3$  のヘリウムガスを使用した。ヘリウムガス中の重水素ガス濃度は、再結合器入口で  $0.03 \sim 0.10 \text{ vol}\%$  に維持した。これに伴う酸素補給は、10 回で合計  $480 \text{ l}$  であった。

#### ⑤ イオン交換樹脂

重水精製系のイオン交換樹脂 (DD-1) を交換した。積算精製量は  $13,630.8 \text{ m}^3$  (27 サイクル使用) である。また、熱遮蔽軽水系のイオン交換樹脂は 1 回交換し、積算精製量は約  $2,500 \text{ m}^3$  (8 サイクル使用) である。

### (3) JRR-3 の水・ガス管理

JRR-3 改造炉の重水冷却系へ重水装荷を行った。重水装荷は、重水溢流タンク、重水精製系イオン交換樹脂塔及び重水計装ラインに行い、全装荷量は  $7,266 \text{ kg}$  である。重水溢流タンクへの重水装荷については、第 4 章で詳述する。

## 2.4.2 研究炉の使用済燃料管理

### (1) 使用済燃料の管理

平成元年度の各貯蔵施設における使用済燃料の搬出入は Table 2.4.6 に示すとおりである。

JRR-2 では貯槽への受入れ 20 体で、貯槽からの搬出はなかった。年度末における燃料貯蔵数は 71 体である。JRR-3 では、改造中のため燃料の増減はなかった。年度末における貯蔵数は、使用済燃料貯槽 No. 2 に  $\text{UO}_2$  燃料 407 体、金属天然ウラン燃料体 8 体、同要素 3 本及び乾式貯蔵施設に同要素 1,798 本である。JRR-4 では燃料交換により 3 体受入れ、年度末における貯蔵数は 6 体である。

### (2) 使用済燃料貯槽水の管理

年度末における JRR-2 及び JRR-3 使用済燃料貯槽水の水質は、Table 2.4.7 に示すとおりで、両貯槽水の水質は維持基準値内である。

JRR-2 使用済燃料貯槽においては、昨年度末に引続きトリチウム濃度の低減対策として年度当初約  $25 \text{ m}^3$  の貯槽水の交換を行った。これにより、トリチウム濃度は、前年度末の  $330 \text{ Bq}/\text{m l}$  から交換作業目標の  $200 \text{ Bq}/\text{m l}$  まで減少できた。その後、燃料交換に伴う付着重水のため本年度末の濃度は  $290 \text{ Bq}/\text{m l}$  まで上昇している。

JRR-3 使用済燃料貯槽においては、年度当初浄化系イオン交換樹脂の能力低下が生じたため、2 基の樹脂塔の樹脂交換 (カートリッジ式) を行った。その後の浄化運転により貯槽 No. 2 の水の放射能濃度は、検出感度以下となっている。

## 2.4.3 技術管理

JRR-3 中性子ラジオグラフィ装置の設計については、NR キャスクを除いて終了し製作に



入った。この内、水平実験孔7Rに設置する熱中性子ラジオグラフィ装置は、他装置の据付工事との関連からベースプレート部の設置を行った。また、同装置の第1撮影室における核燃料物質の使用変更許可を取得した。JRR-2中性子ラジオグラフィ装置においては特性測定のほか、原子炉研修所一般課程及びJICAコースの中性子ラジオグラフィ実験を実施した。

研究炉の核的特性については、JRR-2サーマルコラムを医学研究用照射装置に改造するための照射性能の検討を行った。

国際協力については研修生の部内への受入れの調整を行ったほか、インドネシアのMPR-30炉のための小型計算機用簡易燃料燃焼管理システムの作成を行った。

Table 2.4.1 Heavy water inventory in JRR-2, JRR-3 and JRR-4

	装荷重量(kg)		補給重量(kg)	回収重量(kg)	消費重量(kg)	装荷重量(kg)
	元.4.1	2.3.31				
JRR-2	16,235		72	21	34	16,252
JRR-3	0		7,266	0	0	7,266
JRR-4	1,008		8	15	0	1,001
合計	17,243		7,346	36	34	24,519

Table 2.4.2 Stored heavy water

	未使用重量(kg)	受入れ(kg)			払出し(kg)	未使用重量(kg)
		購入	その他	小計		
JRR-2	633	0	0	0	185	448
JRR-3	605	0	0	0	91	514
JRR-4	0	0	0	0	0	0
合計	1,238	0	0	0	276	962

Table 2.4.3 Recovered heavy water

	回収重量(kg)	受入れ(kg)			払出し(kg)		回収重量(kg)
		炉心回収	その他	小計	転用	計量調整	
JRR-2	278	21	37	58	0	0	336
JRR-3	22,537	0	0	0	7,118	0	15,419
JRR-4	268	*(15)	0	(15)	8	3	257
合計	23,083	21	37	58	7,126	3	16,012

\* JRR-4の15KgはJRR-2のその他へ含む

Table 2.4.4 Heavy water gross inventory in JRR-2, JRR-3 and JRR-4

	元. 4.1	2.3.31
J R R - 2	17,146	17,036
J R R - 3	23,142	23,199
J R R - 4	1,276	1,258
合計	41,564	41,493

Table 2.4.5 Results of water and gas analysis in JRR-2

			J R R - 2
重水	重水濃度 (mol%)		97.2 ~ 97.4
	pH		5.58 ~ 6.93
	導電率 ( $\mu\text{S/cm}$ )	樹脂塔入口	0.07 ~ 0.19
		樹脂塔出口	0.02 ~ 0.17
	全 $\beta$ 放射能* <sup>1)</sup> Bq/ml ( $\mu\text{Ci/ml}$ )	主重水	$9.95 \times 10^2$ ~ $3.10 \times 10^3$ ( $2.69 \times 10^{-2}$ ~ $8.38 \times 10^{-2}$ )
		精製重水	<1.1 ~ $2.52 \times 10^1$ ( $<2.97 \times 10^{-5}$ ~ $6.81 \times 10^{-4}$ )
	全 $\gamma$ 放射能* <sup>2)</sup> Bq/ml ( $\mu\text{Ci/ml}$ )	主重水	$2.28 \times 10^3$ ~ $2.82 \times 10^3$ ( $6.17 \times 10^{-2}$ ~ $7.61 \times 10^{-2}$ )
		精製重水	1.52 ~ $2.41 \times 10^1$ ( $4.10 \times 10^{-5}$ ~ $6.51 \times 10^{-4}$ )
トリチウム濃度* <sup>3)</sup> MBq/ml ( $\mu\text{Ci/ml}$ )		$4.76 \times 10^1$ ( $1.29 \times 10^3$ )	
ヘリウム	ヘリウム濃度 (vol%)		93.92 ~ 98.9
熱遮蔽軽水	pH		5.47 ~ 6.43
	導電率 ( $\mu\text{S/cm}$ )	樹脂塔入口	0.77 ~ 1.11
		樹脂塔出口	0.07 ~ 0.62
	トリチウム濃度 Bq/ml ( $\mu\text{Ci/ml}$ )		$1.05 \times 10^2$ ~ $2.14 \times 10^2$ ( $2.84 \times 10^{-3}$ ~ $5.78 \times 10^{-3}$ )
二次冷却水	原水 pH		6.45 ~ 7.4
	二次冷却水 pH		7.95 ~ 8.6

\*<sup>1)</sup> トリチウムを除く。原子炉出力10MW時サンプリング1時間後の値。\*<sup>2)</sup> 原子炉出力10MW時サンプリング1時間後の値。\*<sup>3)</sup> 1990.03.23現在。

Table 2.4.6 Spent fuel in storage

	JRR-2	JRR-3				JRR-4
		貯槽 No. 2		乾式保管施設		
		UO <sub>2</sub>	金属天然ウラン			
			燃料体	要素		
前年度末貯蔵数	51	407	8	3	1,798	3
受入れ	20	0	0	0	0	3
搬出	0	0	0	0	0	0
年度末貯蔵数	71	407	8	3	1,798	6

Table 2.4.7 Chemical analysis of pool water in JRR-2 and JRR-3

	維持基準値	JRR-2	JRR-3 No. 2
プール水 pH	5.5 ~ 7.5	6.1	7.1
電気伝導度 (μS/cm)	10以下	1.5	1.1
放射能濃度 (除, トリチウム) (Bq/ml)	3.7	検出感度以下	検出感度以下
トリチウム濃度 (Bq/ml)	—	290	84
温度 (°C)	30以下	24	20

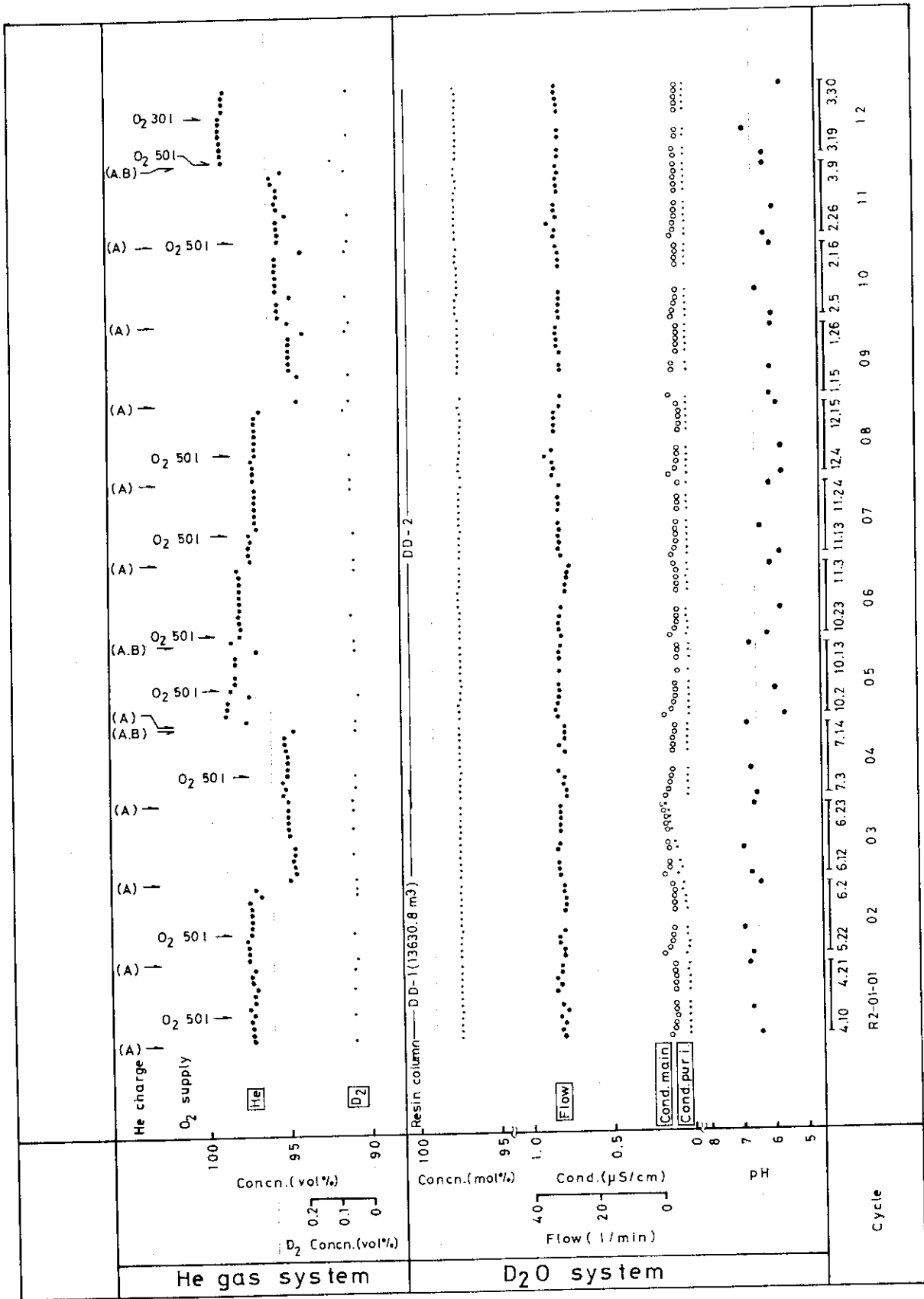


Fig. 2.4.1 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-2

## 2.5 研究炉の利用

原子炉の共同利用運転は、計画どおり JRR-2 においては、12 サイクル、JRR-4 においては、38 週間行われた。以下に今年度の研究炉利用を照射と実験に分けて述べる。

### 2.5.1 照 射

JRR-2 及び JRR-4 を利用した照射は、原子炉の安定した共同利用運転に相まって順調に行われ、申込件数 870 件、キャプセル数 1725 個の照射が実施された。

Table 2.5.1 に JRR-2 及び JRR-4 の照射実績を示す。照射目的別にみると、Fig. 2.5.1 に示すように、ほぼ例年どおり放射化分析が大部分 (72%) を占め、生産用 RI の製造、原子炉用燃料・材料、実験・トレーサ用 RI の製造、放射線化学、核物理、照射損傷と広範囲に利用された。サイクル照射、長時間照射 (40 分以上)、短時間照射に分けてみると、Fig. 2.5.2 に示すように、例年どおり、サイクル照射では、原子炉用燃料・材料が大部分を占め、長時間照射、短時間照射では、放射化分析が大部分を占めている。

#### (1) JRR-2 における照射

JRR-2 での照射は、申込件数 335 件、キャプセル数 545 個であった。Table 2.5.2 に照射実績を示す。

このうち炉心領域 (VT-1, 10~12 及びインコア) でのキャプセル照射は、合計 27 体<sup>注)</sup>が行われた。その内訳は、燃料キャプセル 1 体、材料キャプセル 11 体、生産用 RI の製造 15 体である。燃料・材料キャプセルのほとんどは、計装又は温度制御型のキャプセルである。Table 2.5.3~2.5.5 に炉心領域における照射利用状況を示す。

一般垂直孔 (VT-5, 7, 8) における照射は、運転サイクルを単位とした照射が行われ、申込件数 60 件、キャプセル数 71 個の照射が実施された。照射目的別では、放射化分析 (44%)、実験・トレーサ用 RI の製造 (20%)、照射損傷 (17%)、核物理 (13%) 等に利用された。

また、RI 生産専用照射孔 (VT-4) では、時間単位の照射を行い、Au-198, Ir-192 等の RI 製造照射を実施した。利用実績は、申込件数 40 件、キャプセル数 41 個であった。

気送管照射は、分単位での照射を行い、申込件数 209 件、キャプセル数 333 個の照射を実施した。照射目的別では、放射化分析が大半を占め (88%)、他は生産用 RI の製造 (5%)、トレーサ用 RI の製造 (2%)、放射線化学 (1%) 等に利用された。

#### (2) JRR-4 における照射

JRR-4 における照射は、例年どおり、T パイプ、S パイプ及び気送管照射装置で実施され、その利用実績は、申込件数 535 件、キャプセル数 1180 個であった。Table 2.5.6 に JRR-4 における照射実績を示す。

T パイプ及び S パイプでは、分単位から時間単位までの照射を行い、申込件数 390 件、キャプセル数 729 個の照射を実施した。照射目的別では、放射化分析 (70%)、実験・トレーサ用

注) 体は今年度照射のキャプセル本数を示し、個数との相違は、例えば 1 本のキャプセルを 3 サイクル照射する場合、1 体 3 個と数える。

RIの製造（8%）、放射線化学（7%）、生産用RIの製造（6%）、核物理（3%）、原子炉用燃料・材料（1%）、照射損傷（1%）等多岐にわたる分野に利用された。

気送管照射では、分単位の照射を行い、申込件数145件、キャプセル数451個の照射を実施した。照射目的別では、放射化分析が大半を占め（90%）、他は核物理（1%）、生産用RIの製造（1%）、放射線化学（1%）等に利用された。

## 2.5.2 実 験

JRR-1、JRR-2及びJRR-4を利用した実験は、例年どおり順調に行われた。

### (1) JRR-1実験室

実験室は、共同利用として所内外に開放し、各種の実験や訓練等に利用されている。照射済シリコンの処理作業は、昨年度と同様に年間を通して行われた。この他、土壌及び地下水等環境試料の放射化分析、各種試料中の不純物定量、コンクリートの放射化分析、放射線計測基礎講座の実習及び協力業者の基礎教育が行われた。

本年度に実施された実験項目は18件、実験延日数は391日であった。Table 2.5.7にJRR-1における実験利用状況を示す。

### (2) JRR-2における実験

水平実験孔の利用は活発に行われ、各実験孔に設置された9基の専用ビーム実験装置により、全サイクル（12サイクル）を通して100%の利用実績を示した。また、これら定常的な実験利用のほか、垂直実験孔（VT-9）では、中性子照射によるシリコン単結晶への $^{31}\text{P}$ のドーピングが全サイクルにわたり行われた。Table 2.5.8にJRR-2における実験利用状況を示す。

### (3) JRR-4炉室関係

原子炉の特徴を活かした各種の実験に利用された。今年度は、前年度以前から継続して実施されている実験がほとんどで、接合部漏洩放射線実験、高温インコアチェンバの作動試験、高感度イオンチェンバの作動試験、高温核計装の作動試験、複雑形状付加遮蔽実験、中性子照射によるシリコン単結晶への $^{31}\text{P}$ のドーピング、 $^{16}\text{N}$ 放出の線源による放射線計装機器等の較正試験、原子炉技術者の養成のため訓練実習等が行われた。

本年度に実施された実験項目は18件、実験延日数は623日であった。Table 2.5.9にJRR-4における実験利用状況を示す。

シリコンドーピングについては、照射取扱量がさらに増加し、前年度の124%に達した。Table 2.5.10にJRR-2及びJRR-4でのシリコンドーピングの実績を示す。

### (4) JRR-4気送管室

気送管室は、共同利用として、所内、所外（大学、国公立研究機関及び民間研究機関）の利用者に利用され、実験が活発に行われた。これらの実験内容は、ほとんどが放射化分析をテーマにした研究で、環境科学、地球科学、生物学、医学及び材料工学等の多岐にわたる研究分野である。

本年度実施された実験は、項目として20件、実験延日数は61日であった。Table 2.5.11にJRR-4気送管室における実験利用状況を示す。

## 2.5.3 保守・整備

## (1) 定期自主検査

利用施設の定期自主検査は、JRR-2においては、平成元年9月、JRR-4においては、平成元年6月、それぞれの原子炉の定期自主検査期間に実施し、その結果異常のないことを確認した。

## (2) 主な整備項目

今年度は、JRR-1実験室の排気ダクト改修及び床補修を行った。工事期間中の実験室利用を中止し、予定どおり順調に終了することができた。

また、各照射設備の点検保守を実施した。

Table 2.5.1 Number of capsules irradiated during 1989 fiscal year in the research reactors

原 子 炉		所 内	所 外	合 計
JRR-2	件 数	112	223	335
	個 数	211	334	545
JRR-4	件 数	152	383	535
	個 数	473	707	1180
合 計	件 数	264	606	870
	個 数	684	1041	1725



Table 2.5.2 Summary of JRR-2 in-pile irradiation during 1989 fiscal year

照射孔 サイクル	所 内							所 外		合 計
	サイ ク ル 照 射				VT-4	気送管	サイク ル照射 VT- 5,7,8	気送管		
	イン コア	VT-1	VT-10, 11,12	VT- 5,7,8						
1	件数	1	1	0	0	1	3	3	5	14
( 4/10~ 4/21)	個数	5(4)	1	2(2)	0	1	3	3	7	22(6)
2	件数	2	1	2	0	4	1	5	7	22
( 5/22~ 6/ 2)	個数	7(5)	1	3(1)	0	4	1	5	7	28(6)
3	件数	0	0	0	1	4	3	2	7	17
( 6/12~ 6/23)	個数	6(6)	1(1)	3(3)	1	4	10	2	8	35(10)
4	件数	0	0	0	0	3	4	6	9	22
( 7/ 3~ 7/14)	個数	0(5)	0	2(2)	0	3	4	6	9	29(7)
5	件数	2	1	1	0	6	2	11	12	35
(10/ 2~10/13)	個数	6(4)	1	2(1)	0	7	2	11	15	44(5)
6	件数	0	0	0	1	5	8	3	28	45
(10/23~11/ 3)	個数	3(3)	0	2(2)	1	5	11	5(2)	31	58(7)
7	件数	1	1	0	2	4	8	7	18	41
(11/13~11/24)	個数	4(3)	1	1(1)	2	4	19	12(1)	34	77(5)
8	件数	3	2	1	3	5	3	5	29	51
(12/ 4~12/15)	個数	6(3)	3	1	3	5	4	6(1)	79	107(4)
9	件数	3	1	1	0	0	2	3	0	10
( 1/15~ 1/26)	個数	5(2)	3(2)	2(1)	0	0	2	4(1)	0	16(6)
10	件数	2	0	0	0	1	2	4	13	22
( 2/ 5~ 2/16)	個数	5(3)	3(3)	2(2)	0	1	2	4	22	40(9)
11	件数	0	0	0	0	4	2	4	20	30
( 2/26~ 3/ 9)	個数	3(3)	2(2)	2(2)	0	4	3	4	36	54(7)
12	件数	0	0	0	0	3	1	0	22	26
( 3/19~ 3/30)	個数	3(3)	2(2)	2(2)	0	3	1	1(1)	23	36(8)
合 計	件数	14	7	5	7	40	39	53	170	335
	個数	58(44)	18(10)	24(19)	8(1)	41	62	63(6)	271	545(80)

(注) ( ) 内は本年度における継続照射を示す。

Table 2.5.3 History of irradiation with JRR-2 core region from 1972 through 1989 fiscal year

	1972	1973	1976	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	計
核融合炉	3	4	3	3	4	3	2	2	1	3	2	2	4	4	2	2	44
多目的高温炉	8	5	2	2	4	8	10	7	4	6	10	6	4	7	9	10	102
高速增殖炉・転換炉	1	1	0	0	0	0	1	2	0	4	1	1	1	0	0	0	12
原子炉压力容器	6	5	0	1	1	1	2	1	0	5	0	2	2	1	0	0	27
軽水炉燃・材料	2	3	0	2	3	0	0	1	0	0	2	1	0	0	0	0	14
R I 生産	18	10	9	11	13	13	19	5	2	24	19	8	7	9	3	16	186
基礎研究	8	4	5	2	3	1	0	0	0	1	1	1	4	2	3	3	38
その他	1	2	2	5	6	3	0	1	0	0	0	0	2	4	4	1	31
計	47	34	21	26	34	29	34	19	7	43	35	21	24	27	21	32	454

Table 2.5.4 Summary of JRR-2 core region irradiation during 1989 fiscal year

サイクルNo.	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12
照射孔	'89 4.10~4.21	5.22~6.2 ICR-S(51) ICR-81 2#で0.20	6.12~6.23 ICR-S(52) ICR-83 2#で0.16	7.3~7.14	10.2~10.13 ICR-S(53) ICR-86 2#で0.12	10.23~11.3	11.3~11.24 ICR-92 ICR-94 2#で0.14	12.4~12.15 ICR-85 2#で0.12	1.15~1.26 ICR-93 ICR-94 2#で0.12	2.5~2.16 ICR-85 2#で0.14	2.26~3.9	3.19~3.30
	ICM-66H 0.98	ICM-66H 0.98	Gr. B4C-C ⑥	Gr. B4C-C ⑥								
	ICF-67H 0.45	ICF-67H 0.45	UO <sub>2</sub> cpf ⑥	UO <sub>2</sub> cpf ⑥								
インコ												
	ICM-69H 0.27	ICM-69H 0.27	Gr. ALN. Si. MgO	Gr. ALN. Si. MgO					ICM-77H 0.43	ICM-77H 0.43	Mo-C合金 ④	Mo-C合金 フライト ④
	ICF-52H 0.41	ICF-52H 0.41	(ThU) 0.2cpf ⑥	(ThU) 0.2cpf ⑥						ICM-76H 0.26	固体物理系2 Gr. ALN. Si. MgO	
	ICF-68H 0.69	ICF-68H 0.69	(ThU) 0.2cpf	(ThU) 0.2cpf								
計装		VIM-48H 1.02	高温材料組込 ④⑥	④⑥ 2%Cr-Mo鋼								
無計装	VIR-52 0.10				VIR-C(22) 0.09		VIR-C(23) 0.06	VIR-54 3#で0.26	VIR-53 3#で0.27	VIR-49-1.2 5#で0.43		
		VOM-31H 0.13	材料開発	Li化合物								
VT-10		VOM-28H 0.24	⑥⑥ UO <sub>2</sub> cpf						VOF-40H 0.30	燃料開発	UO <sub>2</sub> cpf ⑥⑥	
VT-11		VOM-37 0.22	材料開発 VOM-4.1H ④⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟㊱㊲㊳㊴㊵㊶㊷㊸㊹㊺	材料開発 ④⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟㊱㊲㊳㊴㊵㊶㊷㊸㊹㊺								
VT-12												
合計反応度	3.36	4.73	4.33	3.30	2.91	2.39	2.39	3.30	2.91	2.37	2.01	2.01

計装 → ← 無計装  
 ④ 混合ガス温度制御  
 ⑤ ガス温度制御  
 ⑥ 位置制御  
 ⑦ ガススイープ

Table 2.5.5 Description of capsules irradiated with JRR-2 incore region during 1989 fiscal year

キャプセル名称	依頼研究室	試料	キャプセル構造	計装	制御	照射孔	照射量 <sup>*1</sup> (nvt)	照射サイクルNO (照射サイクル数)	照射温度 (°C)	キャプセル 反応度 (%ΔK/K)
ICR-S (51), (52), (53)	RI製造	S	1重気密	—	—	インコア3A	—	—	—	-0.07 ~ -0.1
ICR-81, 83, 85	RI製造	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	インコア3A	—	—	—	-0.07 ~ -0.1
ICR-86, 92, 93, 94	利用開発	Yb <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	インコア3A	—	—	—	-0.06
ICF-5 2H	燃料開発	(ThU)O <sub>2</sub> cpf	3重気密	K T/C WRe T/C 5本	混合ガス	インコア5D	6.9 × 10 <sup>20</sup> 4.7 × 10 <sup>20</sup>	63-08~01-08 (13サイクル)	1200 ~1300	-0.41 -0.44
ICM-6 6H	界面工学	黒鉛, B <sub>4</sub> C-C	2重気密 (1部1重)	K T/C WR	混合ガス	インコア6B	9.7 × 10 <sup>20</sup> 8.7 × 10 <sup>20</sup>	63-04~01-09 (18サイクル)	600	-0.85 -0.98
ICF-6 7H	燃料照射	UO <sub>2</sub> cpf	3重気密	K T/C WRe T/C 4本	混合ガス	インコア2C	5.6 × 10 <sup>20</sup> 4.6 × 10 <sup>20</sup>	63-04~01-04 (13サイクル)	1200 ~1500	-0.45
ICF-6 8H	燃料開発	(ThU)O <sub>2</sub> cpf	2重気密	K T/C WRe T/C 4本	混合ガス	インコア6D	4.0 × 10 <sup>20</sup> 3.8 × 10 <sup>20</sup>	63-11~01-08 (10サイクル)	1350	-0.69
ICM-6 9H	固体物理第2	黒鉛, AlN, Si, MgO	1重気密	K T/C 4本	—	インコア2D	2.7 × 10 <sup>20</sup> 2.2 × 10 <sup>20</sup>	01-01~01-05 (5サイクル)	≤100	-0.27
ICM-7 6H	固体物理第2	黒鉛, AlN, Si, MgO	1重気密	K T/C 4本	—	インコア2D	—	01-10~	≤100	-0.26
ICM-7 7H	照射解析	Mo-Co合金, フエルト綱	1重気密	K T/C 4本	混合ガス ヒータ	インコア6C	1.6 × 10 <sup>20</sup> 1.3 × 10 <sup>20</sup>	01-09~01-12 (4サイクル)	600 300	-0.43
ICM-7 8H	界面工学	Gr, B <sub>4</sub> C-C	2重気密	K T/C 10本	混合ガス	インコア3B	—	01-08~	600	-0.67
VIM-4 8H	高温材料強度	2.25Cr-1Mo綱	1重気密	K T/C 7本	ヒータ	VT-1	2.3 × 10 <sup>20</sup> 5.0 × 10 <sup>19</sup>	01-02~01-03 (2サイクル)	350	-1.02
VIR-5 2	RI製造	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	VT-1	1.2 × 10 <sup>20</sup> 2.5 × 10 <sup>19</sup>	01-01 (1サイクル)	—	*2 -0.1
VIR-5 3	利用開発	Yb <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	VT-1	2.0 × 10 <sup>20</sup> 4.1 × 10 <sup>19</sup>	01-09~01-10 (2サイクル)	—	*3 -0.27
VIR-5 4	利用開発	Yb <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	VT-1	1.2 × 10 <sup>20</sup> 2.5 × 10 <sup>19</sup>	01-08 (1サイクル)	—	*3 -0.26

\*1 JRR-2中濃縮化後の特性測定結果より算出。[上段：熱中性子, 下段：高速中性子 (>1MeV)]  
01-02: 230.5hr, 01-08: 264.4hr, 01-09: 175.6hr, その他は、1サイクル: 265.5hr

\*2 ホルダを含む

\*3 VIM-49-1, 2キャプセルとホルダを含む

Table 2.5.5 (Continued)

キャプセル名称	依頼研究室	試料	キャプセル構造	計装	制御	照射孔	照射量 <sup>*1</sup> (nvt)	照射サイクルNO (照射サイクル数)	照射温度 (°C)	キャプセル 反応度 (%ΔK/K)
V1R-C(22)	RI製造	Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	VT-1	1. 2×10 <sup>20</sup> 2. 5×10 <sup>19</sup>	01-05 (1サイクル)	—	*2 -0.09
V1R-C(23)	RI製造	Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	VT-1	1. 2×10 <sup>20</sup> 2. 5×10 <sup>19</sup>	01-07 (1サイクル)	—	*2 -0.06
V1M-49-1.2	固体物理第2	Gr.Si	1重気密	—	—	VT-1	5. 8×10 <sup>20</sup> 1. 2×10 <sup>20</sup>	01-08~01-12 (5サイクル)	—	*2 -0.21
V0F-28H	燃料照射	UO <sub>2</sub> cpf	2重気密	K T/C WRe T/C 3本 6本	混合ガス 位置調整	VT-11	8. 5×10 <sup>20</sup> 1. 5×10 <sup>20</sup>	63-03~01-03 (13サイクル)	990	-0.24
V0M-32H	材料開発	Li <sub>2</sub> O化合物	2重気密	K T/C 9本	混合ガス 位置調整 ヒータ ヒーター	VT-10	4. 0×10 <sup>20</sup> 6. 0×10 <sup>19</sup>	01-02~01-06 (5サイクル)	350 ~900	-0.13
V0M-37	材料応用工学	インジ 800H	リーキー	—	—	VT-12	1. 1×10 <sup>21</sup> 2. 0×10 <sup>20</sup>	62-04~01-01 (14サイクル)	—	-0.22
V0M-41H	材料応用工学	インジ 800H	1重気密	K T/C 8本	混合ガス ヒータ	VT-12	2. 2×10 <sup>20</sup> 4. 1×10 <sup>19</sup>	01-02~01-04 (3サイクル)	700	-0.34
V0M-42	材料応用工学	インジ 800H	リーキー	—	—	VT-12	2. 3×10 <sup>20</sup> 4. 3×10 <sup>19</sup>	01-05~01-07 (3サイクル)	—	-0.15
V0M-43	材料応用工学	インジ 800H	リーキー	—	—	VT-12	—	01-08~	—	-0.14
V0F-40H	燃料照射	UO <sub>2</sub> cpf	3重気密	K T/C WRe T/C 3本 5本	混合ガス 位置調整	VT-11	—	01-09~	—	-0.3

\*1 JRR-2中濃縮化後の特性測定結果より算出、(上段:熱中性子, 下段:高速中性子(>1MeV))  
01-02:230.5hr, 01-08:264.4hr, 01-09:175.6hr, その他は、1サイクル:265.5hr

\*2 ホルダを含む

Table 2.5.6 Summary of JRR-4 in-pile irradiation during 1989 fiscal year

月	照射孔	所 内			所 外			合 計
		Tパイプ	Sパイプ	気送管	Tパイプ	Sパイプ	気送管	
4	件数	10	2	0	14	4	1	31
	個数	14	3	0	16	6	1	40
5	件数	4	9	2	22	7	2	46
	個数	4	21	9	25	8	3	70
6	件数	定		期		検		査
	個数							
7	件数	12	10	5	22	9	17	75
	個数	44	37	26	43	11	24	185
8	件数	8	5	1	20	5	18	57
	個数	14	13	1	27	6	23	84
9	件数	14	5	2	36	6	19	82
	個数	19	15(2)	13	106	8	39	200(2)
10	件数	定		期		検		査
	個数							
11	件数	定		期		検		査
	個数							
12	件数	8	5	1	28	11	3	56
	個数	8	7	5	48	16	28	112
1	件数	9	3	4	23	7	8	54
	個数	13	4	66	31	14	47	175
2	件数	5	2	7	20	7	7	48
	個数	5	13	27	31	13	25	114
3	件数	10	5	4	14	9	44	86
	個数	27	26	39	15	18	75	200
合 計	件数	80	46	26	199	65	119	535
	個数	148	139(2)	186	342	100	265	1180(2)

Table 2.5.7 Experiments conducted during 1989 fiscal year in JRR-1 laboratory

区分	利用者	実験名	実績(d)
所内	放射線管理第1課	土壌及び地下水乾固物の放射化分析	40
	臨界安全研究室	濾紙に含ませたLaの定量	3
	放射化学第1研究室	Al-Auのモニターワイヤーの放射化分析	9
	研究炉利用課	フルエンスモニタの測定	2
		炭素材の放射化分析	6
		Al-Coの測定	5
		高分子材の引張試験	1
	第4開発室	ポリマーフィルムの引張試験	2
	計画課	石英中の不純物定量	2
	浅地処分研究室	Cs, Coの定量	1
保安管理室	東海研究所出入業者の基礎教育	2	
所外	(財)放射線照射 振興教会	照射済シリコン処理、Al-Coモニター開封、測定、 シリコンの洗浄	226
	(財)放射線管理 計測協会	放射線管理計測協会の実習	6
		放射化分析	6
	(財)日本分析センター	放射化分析法による、不純物又はヨウ素の定量	27
	(財)九州環境管理協会	地熱水中の微量成分の放射化分析	4
	茨城県公害技術センター	土壌試料の放射化分析	5
	(株)フジタ工業	コンクリートの放射化分析	44

実験件数 18件 合計 391d

Table 2.5.8 Utilization of experimental facilities during 1989 fiscal year in JRR-2

実験孔	実験装置	研究テーマ	利用者	利用実績	
				サイクル	実験内容
HT-1	TUNGS	中性子回折によるスピンドynaミックスの研究	東北大学、慶応大学	1	Nd <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> , CoS <sub>2</sub> 及び Ni <sub>2</sub> Mn の中性子回折実験
				2	NdSeCuO <sub>4</sub> 及び PrCo <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> の中性子回折実験
				3	TbNi <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> 及び K(CoNiMn)F <sub>3</sub> の中性子回折実験
				4	NdSeCuO <sub>4</sub> 及び LiVO <sub>2</sub> の中性子回折実験
				5	LiVO <sub>2</sub> , CrFe 及び CuFeCo の中性子回折実験
				6	NdCuO <sub>4</sub> , CoS, La <sub>2</sub> CoO <sub>4</sub> , La <sub>2-x</sub> SrCuO <sub>4</sub> 及び Pr <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> の中性子回折実験
				7	Pr <sub>1-x</sub> Co <sub>x</sub> Co <sub>0.14</sub> CuO <sub>4</sub> , RbMnMgF <sub>3</sub> 及び Pr <sub>2</sub> CoSi <sub>2</sub> の中性子回折実験
				8	(La <sub>2</sub> Co <sub>4</sub> , La <sub>2</sub> NiO <sub>4</sub> ), TbNi <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> 及び Rb <sub>2</sub> MnMgF <sub>3</sub> の中性子回折実験
				9	Nd <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> , PrCeCuO <sub>4</sub> , Pr <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> , LaSrCuO <sub>4</sub> , La <sub>2</sub> CoO <sub>4</sub> , La <sub>2</sub> NiO <sub>4</sub> 及び CoS <sub>2</sub> の中性子回折実験
				10	RbNiCe, CuFe 及び C の中性子回折実験
				11	Pr <sub>1-x</sub> SeCuO <sub>4</sub> 及び Cu(FeCo) の中性子回折実験
				12	RbMnMgF <sub>3</sub> , TbNi <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> , CsMnI <sub>3</sub> , NdCuO <sub>4</sub> 及び PrCuO <sub>4</sub> の中性子回折実験
HT-2	DMNS	中性子線及びX線による物性の研究	固体物理第3研究室	1	La <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> , ポリスチレン及び YBaCuO の構造解析
				2	P.G. の特性測定、LuFe <sub>2</sub> O <sub>4</sub> 及び La <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> の構造解析
				3	La <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> 及び AgZn の構造解析
				4	AgZn, Pd 及び ポリスチレンの構造解析
				5	P.G. の特性測定、La <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> 及び LuFe <sub>2</sub> O <sub>4</sub> ・YbMn <sub>2</sub> O <sub>4</sub> の構造解析
				6	YFeMnO <sub>4</sub> , NdCuO <sub>4</sub> 及び AgZn の構造解析
				7	Cu <sub>3</sub> Al 及び YFeMnO <sub>4</sub> の構造解析
				8	YFeMnO <sub>4</sub> 及び Cu <sub>3</sub> Al の構造解析
				9	YBaCuO 及び Cu <sub>3</sub> Al の構造解析
				10	He <sub>3</sub> カウンターの調整
				11	中性子テレビカメラを利用した実験
				12	中性子TVを使用した散乱測定
HT-6	PANSI	中性子散乱による物性の研究	東京大学(物)、九州大学、青山学院大学	1	TlFeS <sub>2</sub> , LaSrCuO <sub>4</sub> , CsTiF <sub>4</sub> 及び NdCeCuO の中性子回折実験
				2	LaSrCuO <sub>4</sub> 及び FeMnTiO <sub>3</sub> の中性子回折実験
				3	FeMnTiO <sub>3</sub> , NdCeCuO 及び LaSrCuO <sub>4</sub> の中性子回折実験
				4	NiMn, Ho, UPdIn 及び UPd <sub>2</sub> In の中性子回折実験
				5	マルチレイヤー及び FeNiMn の中性子回折実験
				6	UPd <sub>2</sub> In 及び La <sub>2-x</sub> Sr <sub>x</sub> CuO <sub>4</sub> の中性子回折実験
				7	FMT 及び BiGa の中性子回折実験
				8	AgCl・AgBr, NaSCN 及び LaSrCuO <sub>4</sub> の中性子回折実験
				9	LaSrCuO <sub>4</sub> 及び NdRu <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> の中性子回折実験
				10	FeMnTiO <sub>3</sub> 及び LaSrCuO <sub>4</sub> の中性子回折実験
				11	FeMnTiO <sub>3</sub> , U <sub>3</sub> Cn <sub>3</sub> Sn <sub>4</sub> 及び マルチレイヤー の中性子回折実験
				12	FeMnTiO <sub>3</sub> 及び Cu <sub>2</sub> (Mn <sub>1-x</sub> Ti <sub>x</sub> )Al の中性子回折実験
HT-8	ISSP-ND-1	中性子散乱による物性の研究	東京大学(物)、青山学院大学	1	CoMnTiO <sub>3</sub> , NdCeCuO 及び CsCoMnBr <sub>3</sub> の中性子回折実験
				2	CsCoCl <sub>3</sub> , CoMnTiO <sub>3</sub> , KTiF <sub>4</sub> , RbTiF <sub>4</sub> 及び CsTiF <sub>4</sub> の中性子回折実験
				3	Cu(FeCo), CeInCu <sub>2</sub> 及び CsCoCl <sub>3</sub> の中性子回折実験
				4	NdCeCuO, FeMnTiO <sub>3</sub> 及び CsMnCoBr <sub>3</sub> の中性子回折実験
				5	CeCu <sub>2</sub> , CsMnI <sub>3</sub> , Nd <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> 及び Pr <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> の中性子回折実験
				6	CsMnI <sub>3</sub> , CeCu <sub>2</sub> 及び K <sub>2</sub> Cu/CoF <sub>4</sub> の中性子回折実験
				7	Ge, Nd <sub>2-x</sub> Ce <sub>x</sub> CuO <sub>4</sub> 及び CsMnI <sub>3</sub> の中性子回折実験
				8	KTiF <sub>4</sub> , K <sub>2</sub> Cu <sub>1-x</sub> CoxF <sub>4</sub> 及び CeCu <sub>2</sub> の中性子回折実験
				9	NiMnTiO <sub>3</sub> , KTiF <sub>4</sub> 及び CeCu <sub>2</sub> の中性子回折実験
				10	NiMnTiO <sub>3</sub> , KTiF <sub>4</sub> 及び CeCu <sub>2</sub> の中性子回折実験
				11	SrZrO <sub>3</sub> , CeNi <sub>2</sub> Sn <sub>2</sub> , CePdIn 及び FeMnTiO <sub>3</sub> の中性子回折実験
				12	LiNiO <sub>2</sub> 及び CsCo <sub>1-x</sub> MgxCl <sub>3</sub> の中性子回折実験
HT-10	CTNS	中性子線及びX線による物性の研究	固体物理第3研究室	1	La <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> , ZrO <sub>2</sub> 及び AgZn の構造解析
				2	P.G. の特性測定、LiSbO <sub>3</sub> 及び Mn <sub>3</sub> Pt の構造解析
				3	Pd, Cu の特性測定、CuAlNi, LiSbO <sub>3</sub> , YBaCuO 及び UNiAlD の構造解析
				4	Pd, UMo <sub>2</sub> O <sub>6</sub> , YBaCuO 及び LiSbO <sub>3</sub> の構造解析、コーナーの平行度測定
				5	YBaCuO, ZrO <sub>2</sub> , Li <sub>2</sub> O 及び AgZn の構造解析
				6	Mn <sub>3</sub> Pt 及び Nd <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> の構造解析
				7	CeFeAl, Mn <sub>3</sub> Pt 及び Li <sub>2</sub> O の構造解析
				8	Pr <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> の構造解析
				9	Niによる計測装置調整、YBaCuO 及び ErFe <sub>2</sub> O <sub>4</sub> の構造解析
				10	Pr <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> , YBaCuO 及び ErFe <sub>2</sub> O <sub>4</sub> ・YFeMnO <sub>4</sub> の構造解析
				11	Pr <sub>2</sub> CuO <sub>4</sub> , ErFe <sub>2</sub> O <sub>4</sub> 及び Cu <sub>3</sub> Al の構造解析
				12	Cu <sub>3</sub> Al, UMo <sub>2</sub> O <sub>6</sub> 及び YBaCuO の構造解析
HT-11	N-Topo	重イオンによる固体物理の研究	固体物理第1研究室	1-10	S i 単結晶から切り出した干渉計による中性子干渉計実験
HT-14	PTNS	中性子線及びX線による物性の研究	固体物理第3研究室	1-11	小角散乱実験
HT-15	KID	中性子回折並びに偏極中性子回折による物性の研究	東北大学金研	1	La <sub>2</sub> CoO <sub>4</sub> , Ga <sub>2</sub> CoFe <sub>2</sub> Fe <sub>2</sub> Ti 及び TbAg <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> ・TbAuSi <sub>2</sub> の中性子回折実験
				2	La <sub>2</sub> NiO <sub>4</sub> , DyZr <sub>2</sub> 及び dyMn <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> の中性子回折実験
				3	DyMn <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> , La <sub>2</sub> CoO <sub>4</sub> , TbAu <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> , ヲリナイト 及び Fe <sub>2</sub> Ti の中性子回折実験
				4	GeO <sub>2</sub> -P <sub>2</sub> O <sub>5</sub> , CuBr-AgBr 及び Bi-Ge の中性子回折実験
				5	TbAg <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> , Nd-Ce-Cu-O <sub>4</sub> , UPtGe, UPdGe 及び La <sub>2</sub> -Ni-O <sub>4</sub> の中性子回折実験
				6	DyMn <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> , DyZn <sub>2</sub> , UPdGe, UPtGe 及び Mn <sub>3</sub> Si の中性子回折実験
				7	β MnSn 及び γ MnNi の中性子回折実験
				8	液体(AgCl, AgBr, AgI), DyMn <sub>2</sub> Si <sub>2</sub> , UPtGe, UPdGe 及び DyMn <sub>2</sub> の中性子回折実験
				9	C, Ge, DyMn <sub>2</sub> , UPtGe, Fe <sub>2</sub> Ti 及び La <sub>2</sub> NiO <sub>4</sub> の中性子回折実験
				10	(Mn, Fe) <sub>3</sub> Mn <sub>2</sub> C, Fe <sub>2</sub> Ti 及び DyZn <sub>2</sub> ・NdZn <sub>2</sub> の中性子回折実験
				11	β MnSn, CuFe 及び γ Mn(Ni) の中性子回折実験
				12	UPdGe, LaNiO <sub>4</sub> 及び Fe <sub>2</sub> Se <sub>8</sub> の中性子回折実験
サーマルコラム	中性子ラジオグラフィ装置	照射による試験法の開発	研究炉技術課	1,2	各種撮影法による露出表の作成
				3,5	トラックエッチ法による撮影
				4,11	直接法、間接法、トラックエッチ法による撮影
				6-10	特性測定の為の撮影
				12	直接法による透過量の評価
VT-9	シリコン均一照射装置		放射線照射振興協会	1-12	中性子照射によるシリコン単結晶へのP <sup>31</sup> のドーピング



Table 2.5.9 Utilization of experimental facilities during 1989 fiscal year in JRR-4

利用施設	利用者	実 権 内 容	利 用 実 績		
			実施サイクル	(d)	
照射施設	Dパイプ	(財)放射線 照射振興協会 中性子照射によるSi単結晶への <sup>31</sup> Pのドーピング	1~5, 7, 9, 10, 12~22, 24, 25, 27~38	110	
	Lパイプ	(財)放射線 照射振興協会 中性子照射によるSi単結晶への <sup>31</sup> Pのドーピング	1~5, 7, 9, 10, 12~22, 24, 25, 27~38	110	
		研究炉利用課	Tiフィルター付きホルダーによるシリコン照射	14~17	6
実験	No.1プール	原子炉計測研	高温インコアチェンバの作動試験	1~5, 7, 9	28
		原子炉計測研	高感度イオンチェンバの作動試験	1~5, 7, 9, 19 ~22, 24, 25, 27 ~33, 36	83
		原子炉計測研	高温核計装の作動試験	8	4
	原子炉研修部門	原子炉運転実習	原子炉出力測定	11, 23, 35	6
		原子炉出力測定	制御棒校正	11, 12	4
		制御棒校正		23, 35	3
	船舶技術研究所	接合部漏洩放射線実験	1~5, 7, 9, 10, 12~22, 27 ~38	108	
	施設	放射化学第1研	低温固体におけるトリチウムの量子力学的トンネル効果の研究	17, 35	6
			燃料開発研	燃料からのFPガス放出測定	24
		リドタンク	(株)日本電信 電話光エレクトロニクス研究所 石英中のAlの放射化分析	9	1
東京農業大学		植物種子、苗、動物胚卵の炉照射の影響	10, 18, 24, 25, 31 , 37	6	
鹿児島大学		中性子照射条件の原子炉間比較と標準試料のフィッシュントラック年代測定	38	1	
散乱実験室	船舶技術研究所	複雑形状付加遮蔽実験	1~5, 7, 9, 10, 12, 13, 27~38	77	
		複雑形状部遮蔽実験	14~22, 24, 25	34	
冷却水循環ループ	(財)放射線計測協会	放射線計装機器等の校正試験	7, 9, 13, 20, 21, 25, 28, 29, 32, 34 , 35	34	

実験件数 18件 合計 624d

Table 2.5.10 Number and weight of silicon crystals treated for neutron transmutation doping during 1989 fiscal year in the research reactors

JRR-2			JRR-4				
サイクル	VT-9		月	Dパイプ		Lパイプ	
	本数	重量 (kg)		本数	重量 (kg)	本数	重量 (kg)
1	41	102.0	4	9	11.9	23	105.6
2	30	71.4	5	10	21.5	8	30.8
3	34	84.4	6	定	期	検	査
4	38	98.9	7	18	28.8	15	56.0
5	45	121.0	8	16	25.6	25	77.9
6	44	103.3	9	12	18.8	21	76.7
7	45	113.1	10	定	期	検	査
8	37	107.0	11				
9	32	86.3	12	0	0	10	51.9
10	29	87.5	1	0	0	23	103.7
11	37	78.3	2	0	0	17	89.7
12	36	94.2	3	0	0	10	54.2
計	448	1147.4	計	59	106.6	158	646.0

合計 665本、1900kg

Table 2.5.11 Experiments conducted during 1989 fiscal year in JRR-4 laboratory

所内	利用者	実験名	実績(d)
所内	研究炉利用課	照射試料の放射化分析	8
	利用開発室	岩石中の短寿命核種生成元素の放射化分析	7
	燃料開発研	燃料からのFP放出の測定	3
	原子炉研修部門	照射試料の開封、洗浄、密封	2
	研究開発課	セラミック膜の放射化分析	1
所外	(財)九州環境管理協会	地熱水中の微量成分の放射化分析	7
	(財)日本分析センター	放射化分析法により、試料中の不純物の定量	3
	(財)放射線管理計測協会	放射化分析	2
	(財)放射線照射振興教会	銀ゼオライトの放射化分析	1
	放射線医学総合研究所	植物試料中の微量元素の放射化分析	3
	青山学院大学	天然水残渣中の短寿命核種の放射化分析	10
	秋田大学	動植物中の短半減期核種の放射化分析	3
	北海道大学	雨水、降下物中の短半減期核種分析	2
	北里大学	家畜の循環血液量の測定法に関する研究	2
	鹿児島大学	短半減期核種の放射化分析	2
	山形大学	短寿命核種の放射化分析	1
	学習院大学	宇宙塵等短半減期核種の放射化分析	1
	共立薬科大学	生薬中の微量元素の熱中性子放射化分析	1
	九州大学	珪酸塩の蛍光中心	1
宮崎医科大学	短半減期核種の放射化分析	1	

実験件数 20件 合計 61d

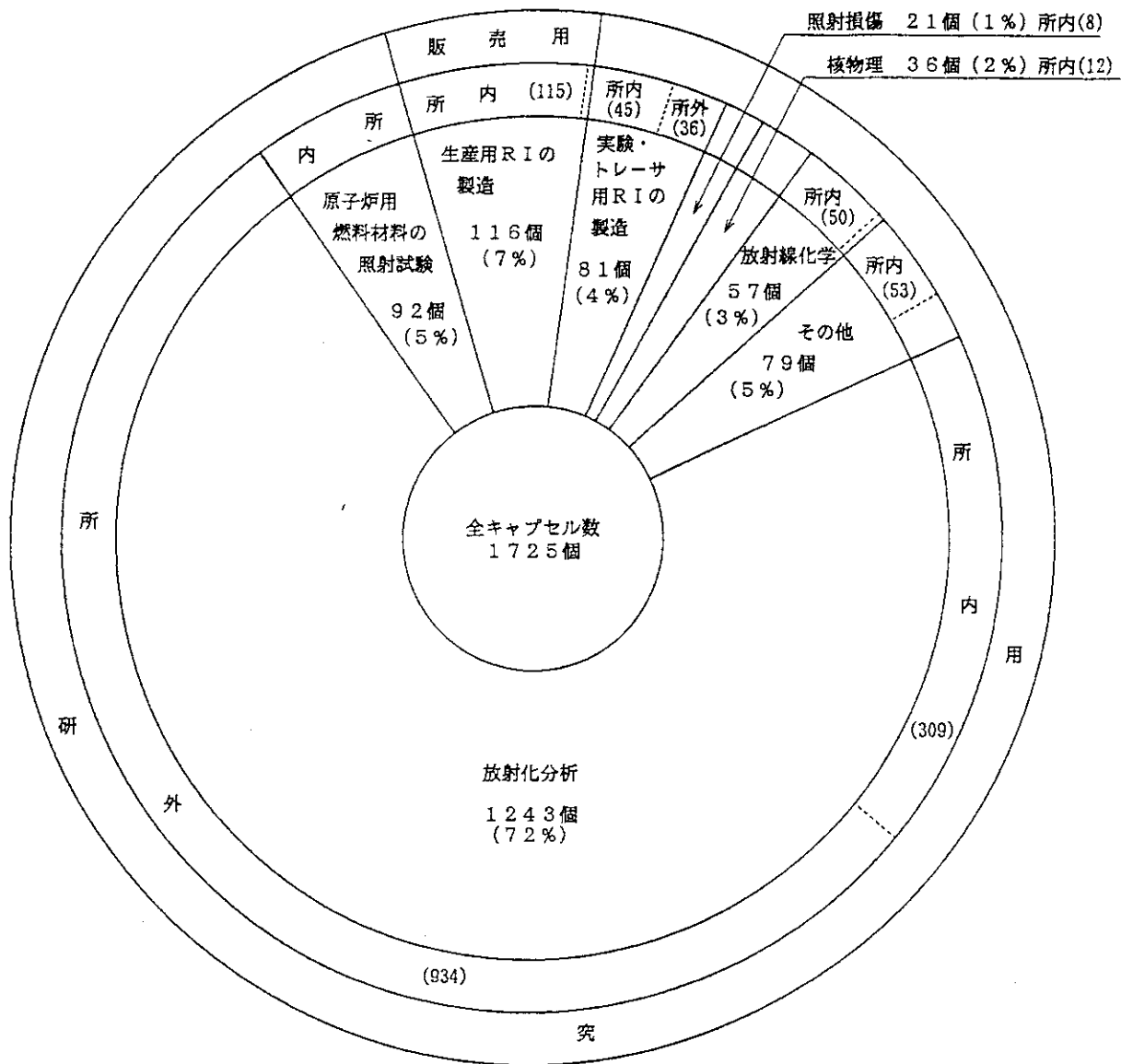


Fig. 2.5.1 Percentages of irradiation classified to purpose during 1989 fiscal year in the research reactors

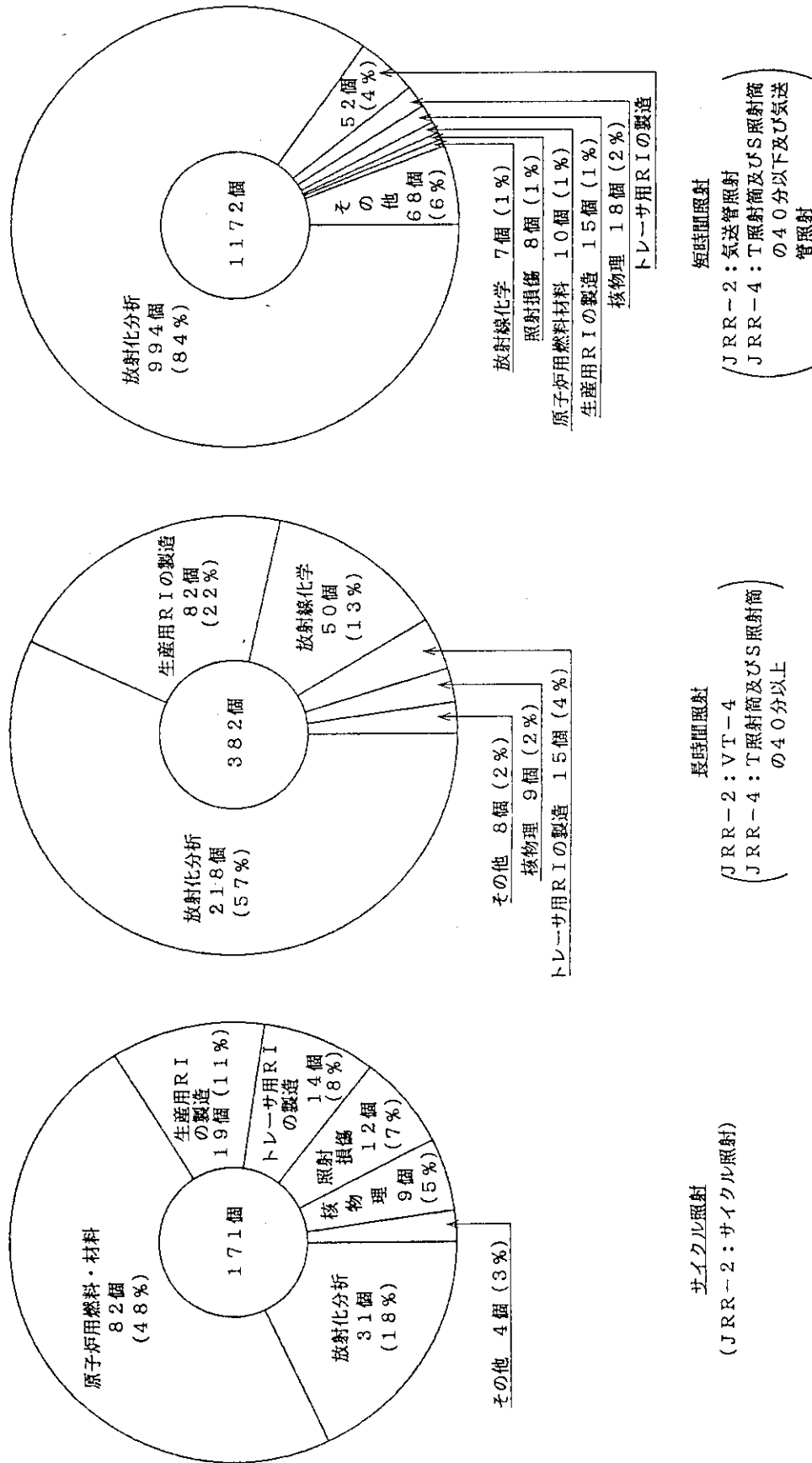


Fig. 2.5.2 Comparison of three grouped irradiation time durations based on irradiation statistics of 1989 fiscal year

### 3. ホットラボの運転管理

#### 3.1 運転管理

##### 3.1.1 運転状況

###### (1) 運転計画

平成元年度には、照射計画調整会議等で承認された① HTTR 用燃料・材料の研究開発に係る照射後試験、② 軽水炉使用済燃料乾式貯蔵に関する酸化試験、③ 核融合炉用材料の研究開発に係る照射後試験、④ IAEA 国際共同研究に係る軽水炉圧力容器用鋼材の照射後試験、⑤ 照射済燃料による反応度事故模擬実験計画に基づいた NSRR バーンアップ燃料検査などの所内利用と、ホットラボ本体施設及び特定施設の定期自主検査、内装機器類の保守・整備、NSRR バーンアップ燃料検査装置の整備並びに遮蔽扉駆動機構の改修、ジュニアセル整備、核燃料物質防護施設対策工事、管理区域出・入口改修等を計画した。また、運転計画の作成にあたっては、研究炉・JMTR・NSRR の運転並びにキャプセル等の照射計画を勧案した。この他、原電東海発電所モニタリング用燃料及びモニタリング用黒鉛材料の照射後試験に関する調査の所外利用を実施することとした。Table 3.1.1 に平成元年度ホットラボ使用計画を示す。

###### (2) 運転実績

本年度の利用申込件数は、54 件（所内 51 件、所外 3 件）で、これに前年度からの繰越 67 件を合すると、総計数 121 件（所内 115 件、所外 6 件）になる。このうち 92 件について照射後試験を実施し、ほぼ計画どおり進捗した。Table 3.1.2 に平成元年度の利用先申込件数について、前年度繰越件数と新規申込件数及び処理件数の内訳を示す。

研究テーマ別のホットラボ利用状況では、HTTR 用燃料・金属材料・黒鉛材料の研究開発に係る照射後試験が 22 件と多く、試験内容が多岐にわたっている。このため、ケーブル・セルの稼動時間に対する利用比率は 32 % を示し、HTTR の安全審査に資する重要なデータ取得に成果をあげた。また、照射済燃料による反応度事故模擬実験計画に基づいた NSRR バーンアップ燃料検査を本年度から開始し、予定された照射後試験を計画どおり進めることができた。この他に、IAEA 国際共同研究軽水炉圧力容器用鋼材の中性子照射脆化に関する最適試験法確立のための照射後試験、軽水炉使用済燃料乾式貯蔵下における  $UO_2$  燃料棒の酸化挙動解明試験、核融合炉用材料研究開発のための微小試験片を用いたスモールパンチ試験、原子力プラント材照射誘起応力腐食割れ研究のための電気化学的腐食特性測定試験等をほぼ計画どおり実施することができた。

炉外利用では、原電東海発電所モニタリング用燃料及び黒鉛材料の照射後試験に関する調査を計画どおり実施することができた。

保守・整備では、NSRR バーンアップ燃料検査のための試験機器開発のうち、γスキャンニング装置及び燃料溶解装置について、ケーブル内への据付・調整を終え、パルス照射済燃料によるホット運転を開始した。また、新たに燃料棒内の FP ガス捕集・定性定量分析試験が要求

されたため、ガスパンクチャリング装置の開発を進めた。老朽化対策としては、真空高温引張試験機の更新を行うとともに、前年度に引続いて、遮蔽扉駆動装置の改修、ジュニアセルの整備、管理区域出・入口改修（Ⅱ）、核燃料物質防護施設対策工事等を並行して実施し、終了させた。

平成元年度のホットラボ利用状況について、試験内容別申込割合を Fig. 3.1.1 に、試験内容別ケーブル利用割合を Fig. 3.1.2 に、部別申込割合を Fig. 3.1.3 に、原子炉別申込比率を Fig. 3.1.4 に示す。

### 3.1.2 主な試験

#### (1) 研究炉・JMTR 照射試料の照射後試験

##### ① HTTR 用燃料の照射後試験

OGL-1 照射第 10, 11 次燃料（量産コンパクト燃料第 2 回照射・量産コンパクト燃料過渡時照射）及びガススィープ、トリウム他のキャプセル照射燃料について、53 件の照射後試験依頼があった。このうち 15 件について試験を実施した。平成元年度は、HTTR の安全審査に際し、改良型（B 型）燃料の高燃焼度健全性評価のデータを補充する照射後試験が緊急に要求されたため、これらを重点的に実施した。試験内容は、コンパクト燃料の外観・寸法・重量・断面組織検査、被覆燃料粒子の外観・X 線・断面組織検査、酸化トリウム核粒子の湿式破損率測定・断面組織検査、一体型燃料棒の外観・寸法・重量・X 線・γ スキャン・断面組織検査等であった。また、異常高温時における被覆燃料粒子の FP 保持能力に関するデータ取得のための超高温加熱試験を前年に引続いて実施し、ZrC 被覆粒子や酸化トリウム核被覆粒子の新たなデータを取得した。

##### ② HTTR 用金属材料・黒鉛材料の照射後試験

耐圧低合金鋼材料では、HTTR の安全審査に資するデータ取得を目的として、圧力容器用鋼材や圧力容器主ボルト鋼に使用される  $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$  鋼、 $1\text{Cr}-0.5\text{Mo}-0.25\text{V}$  鋼の計装シャルピ衝撃試験、DCT 破壊じん性試験及び引張試験を実施した。また、制御棒被覆管材に使用が予定されているアロイ 800 H について、高温クリープ試験を実施した。

黒鉛材料では、高温照射効果調査を目的とした JMTR 照射試料の区分・線量測定を行い、試料を依頼研究室に引渡した。

##### ③ 核融合炉用セラミックス燃料・材料の照射後試験

核融合炉用各種材料（黒鉛、シリコン、アルミナ）等の照射シミュレーション研究を目的としたキャプセルの解体・試料区分を行い、試料を依頼研究室に引渡した。また、酸化リチウム等からの照射下トリチウム放出挙動・残存量調査のための照射キャプセルの解体、外観・X 線検査並びにペブル試料の外観検査を実施し、試料を依頼研究室に引渡した。

金属材料関係では、照射済 316 ステンレス鋼の疲労亀裂伝播速度に関する照射効果を調べるため、電磁共振型高サイクル疲労試験機を用いた荷重振幅減少疲労試験を実施した。また、微小試験片を用いた照射後試験の要求に対しては、試験治具と試験片取扱い治具の技術開発を進め、JRR-2 で照射したフェライト鋼 TEM Disk ( $\phi 3 \times 0.25^t$  mm) のスモールパンチ試験を実施した。照射材の試験としては、国内初めての経験であり、微小試験片試験技

術による材料特性評価に貴重なデータとなった。

## (2) 使用済燃料の照射後試験

### ① 研究炉燃料の照射後試験

JRR-2 円筒型高濃縮燃料要素 (TNB-65) の FP 放出原因調査のため、燃料板の FP 放出痕跡部から試料を採取し、溶出ウラン量を求める断面組織検査を実施した。

### ② NSRR 炉心燃料の照射後試験

NSRR 炉心燃料の照射健全性を調査するため、計装燃料の熱電対取付状態の確認、濃縮ウラン-水素化ジルコニウムペレットの外観・寸法・断面組織検査等を実施した。

### ③ NSRR バーンアップ燃料の照射後試験

軽水炉用の燃焼の進んだ照射済燃料に対する安全評価基準確立のためのパルス照射実験が平成元年度より開始された。ホットラボでは、これらの反応度事故模擬実験計画に基づいたパルス照射燃料の照射後試験を実施するため、平成元年9月から平成2年3月までに6体を受入れた (JMTR 予備照射燃料2体, BWR 型敦賀炉短尺化燃料2体, PWR 型美浜炉短尺化燃料2体)。主な試験内容は、実験カプセルの外観・X線検査、カプセル解体後の燃料棒外観・X線・寸法・被覆管渦電流探傷・γスキャン・γ線スペクトル測定等の非破壊検査と、燃料棒断面組織・電子顕微鏡検査及び発熱量評価用分析試料の作製 (UO<sub>2</sub> ペレットの溶解) 等の破壊検査であり、予定していた照射後試験を順調に遂行できた。また、新たな試験項目として燃料棒内の FP ガス捕集・定性定量分析が要求されたため、ガスパンクチャリング装置の開発を進めた。平成元年度は、装置を構成する穿孔部、ガス捕集・分析部等の基本製作が終了した。

### ④ 使用済燃料棒酸化試験

軽水炉の使用済燃料の乾式貯蔵下での燃料酸化挙動を解明するため、人口欠陥を付加した使用済燃料棒 (BWR 敦賀炉燃料を短尺加工したもの) の酸化試験を昭和60年10月から継続実施している。平成元年度は、200℃空気雰囲気11,200時間、220℃Ar-1%空気雰囲気6,000時間及び240℃空気雰囲気1,000時間の酸化試験を終了した。引続き、240℃Ar-1%空気雰囲気、240℃Ar-5%空気雰囲気の試験を新たに開始し、前者は、5,000時間、後者は3,000時間まで酸化試験を進行させた。また、酸化試験を終了した3本の燃料棒について、破壊試験を実施した。主な試験内容は、燃料棒の断面組織検査とX線回折法による酸化物の同定試験である。

## (3) 共同研究

### ・IAEA 国際共同研究

原子炉安全工学部が IAEA 原子炉压力容器鋼材照射共同研究第3次計画 (参加15ヶ国) に参加し、昭和60年より6年計画で「原子炉压力容器鋼材の中性子照射脆化に関する最適試験法確立」のための試験研究を進めている。このため、ASTM 規格鋼材を JMTR で照射し、ホットラボにおいて、照射後試験を継続・実施している。平成元年度は、87M-4A キャプセル照射試料の DCT 破壊じん性試験とこれに付随する試験を実施した。



(4) 受託調査

① 原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査

昭和63年度契約分は、破壊検査として燃料要素2体の解体、ウラン密度測定・肉厚寸法測定及びウラン・マグネシウムの顕微鏡検査を実施し、その成果を日本原子力発電(株)に報告し、報告書を提出した。引続き、平成元年度契約分の燃料要素2体について、非破壊検査を実施している。

② 原電東海発電所モニタリング用黒鉛材料の照射後試験に関する調査

第13回黒鉛モニタリングの全ての検査を終え、非破壊検査試料の返却を行った。成果は、受託元の界面工学研究室から報告され、報告書が提出された。

Table 3.1.1 Hot cell utilization schedule

平成元年4月  
研究部

ケープ名	大 量 使 用 量 Bq	使用の目的	使 用 計 画												備 考	
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
アスキヤセル ニングケープ	180 T	アスキヤセル アスベクトル測定	定期自主検査	NSRRパーンアップ燃料検査装置整備、NSRRパーンアップ燃料検査、JPDRインコアモニタチェューブ検査												(1) 使用する核燃料物質の核種 及び量 ①天然ウラン及びその化合物 1,500 Kg ②劣化ウラン及びその化合物 1,100 Kg ③トリウム及びその化合物 1 Kg ④濃縮ウラン及びその化合物 5%未満 300 Kg 5~20%未満 10 Kg 20%以上 400 Kg ⑤プルトニウム及びその化合物 9 Kg ⑥使用済燃料 3.9 P 8q (2) その他必要な事項 ① 受渡電検済定期検査 (全厚電3日間) ② 放射線モニタ定期検査 6月及び11月(各10日間) ③ 排気系フィルタ交換 (非風機停止2日間)
	3.7 P	燃料棒酸化試験	定期自主検査	使用済燃料酸化試験、NSRRパーンアップ燃料検査												
モリタリゲケープ	3.7 P	X線50kV管 外観検査 燃料棒検査 燃焼物解体	定期自主検査	原電東海発電所燃料モニタリング												※1: ① 使用の予定期間 ② 取扱い方法の低汚 ③ 定期自主検査の予定期間 ④ 主要な修理及び改善の 項目並びに予定期間
	3.7 P	気送管材料移動 切断・解体 プレス加工	定期自主検査	使用済燃料棒酸化試験、高温ガス炉用燃料検査												
ガチケープ	3.7 P	内装機器修理 燃料搬出入		研究炉・JMT R 照射試験全般												① 受渡電検済定期検査 (全厚電3日間) ② 放射線モニタ定期検査 6月及び11月(各10日間) ③ 排気系フィルタ交換 (非風機停止2日間)
	1.8 P	切断・解体	JRR-3改造炉 付帯設備の整備	高温ガス炉・核融合炉用材料検査												
冶金ケープ	1.1 P	外観・重量検査 真空高温引張試験	定期自主検査	使用済燃料棒酸化試験、高温ガス炉用燃料検査												① 受渡電検済定期検査 (全厚電3日間) ② 放射線モニタ定期検査 6月及び11月(各10日間) ③ 排気系フィルタ交換 (非風機停止2日間)
	1.1 P	寸法測定 高温引張試験	定期自主検査	研究炉・JMT R 照射試験全般												
ウラン ケープ セル	各 370 T	切断・加工 重量測定 強度測定	定期自主検査	高温ガス炉用燃料検査、使用済燃料棒酸化試験、NSRRパーンアップ燃料検査												① 受渡電検済定期検査 (全厚電3日間) ② 放射線モニタ定期検査 6月及び11月(各10日間) ③ 排気系フィルタ交換 (非風機停止2日間)
	5~12 各 18 T	強度測定	定期自主検査	研究炉・JMT R 照射試験全般												
SEセル	18 T	断面観察 元素分析	定期自主検査	高温ガス炉・核融合炉用材料検査												① 受渡電検済定期検査 (全厚電3日間) ② 放射線モニタ定期検査 6月及び11月(各10日間) ③ 排気系フィルタ交換 (非風機停止2日間)
1~6	180 G	シタルミ試験 引張試験 破壊靭性試験	定期自主検査	定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査												
化学ケープ	370 T	電解抽出試験	定期自主検査	定期自主検査及び内装設備更新												① 受渡電検済定期検査 (全厚電3日間) ② 放射線モニタ定期検査 6月及び11月(各10日間) ③ 排気系フィルタ交換 (非風機停止2日間)
	370 T	燃料区分 量分析	定期自主検査	定期自主検査及び内装設備更新												
シエラ セル	18 T	配子燃料検査 重量測定 外観検査	定期自主検査	NSRRパーンアップ燃料検査、高温ガス炉用燃料検査												① 受渡電検済定期検査 (全厚電3日間) ② 放射線モニタ定期検査 6月及び11月(各10日間) ③ 排気系フィルタ交換 (非風機停止2日間)
	18 T	破壊試験	定期自主検査	研究炉・JMT R 照射試験全般												
セル ポート	各 180 G	JRR-2気送管 酸化物同定試験 超高温加熱試験	定期自主検査	定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査												① 受渡電検済定期検査 (全厚電3日間) ② 放射線モニタ定期検査 6月及び11月(各10日間) ③ 排気系フィルタ交換 (非風機停止2日間)
1~4	180 G	超高温加熱試験	定期自主検査	定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査、定期自主検査												

Table 3.1.2 Requested and performed experiments in 1989

申込先課室名	前年度 繰越 ①	元年度 受付 ②	受 付 計 ①+②= ③	処 理 計 ④	次年度 繰越 ③-④= ⑤	備 考
[燃料・材料工学部]	46	31	77	28	49	
燃料照射研究室	28	15	43	17	26	H T T R用燃料
燃料開発研究室	6	4	10	1	9	H T T R用燃料
材料応用工学研究室	6	4	10	3	7	耐熱合金材料
照射解析研究室	5	5	10	5	5	核融合炉用材料
材料開発研究室	1	1	2	1	1	核融合炉用材料
界面工学研究室	0	2	2	1	1	H T T R用黒鉛
[研究炉管理部]	1	0	1	0	1	
研究炉技術課	1	0	1	0	1	JRR-2使用済燃料
[高温工学部]	5	4	9	7	2	
高温材料強度研究室	5	4	9	7	2	圧力容器鋼材
[燃料安全工学部]	4	9	13	4	9	
NSRR管理室	2	2	4	2	2	NSRR炉心燃料
燃料挙動安全研究室	1	0	1	0	1	J M T R照射ペレット
反応度安全研究室	1	7	8	2	6	NSRR炉心燃料他
[物理部]	4	1	5	5	0	
固体物理第2研究室	4	1	5	5	0	核融合炉用材料
[原子炉安全工学部]	3	2	5	0	5	
経年変化研究特別チーム	3	2	5	0	5	軽水炉材料
[化学部]	1	1	2	1	1	
分析センター	1	1	2	1	1	再処理廃液(不溶性残渣)
[動力試験炉部]	0	1	1	1	0	
解体廃棄物管理室	0	1	1	1	0	JPDRインコアモニターチューブ
[原子炉工学部]	0	1	1	0	1	
解体廃棄物管理室	0	1	1	0	1	中性子検出器
[材料試験炉部]	0	1	1	1	0	
計画課	0	1	1	1	0	セラミックコーティング管
所内の計	64	51	115	47	68	処理率 40.9%
[原電東海発電所]	3	2	5	3	2	
燃料(63年度契約)	2	0	2	2	0	燃料モニタリング
燃料(元年度契約)	0	2	2	0	2	燃料モニタリング
黒鉛(63年度契約)	1	0	1	1	0	黒鉛モニタリング第13回
[東京大学]	0	1	1	1	0	
(共同研究)	0	1	1	1	0	R Iの利用
所外の計	3	3	6	4	2	処理率 66.7%
合計	67	54	121	51	70	処理率 42.1%

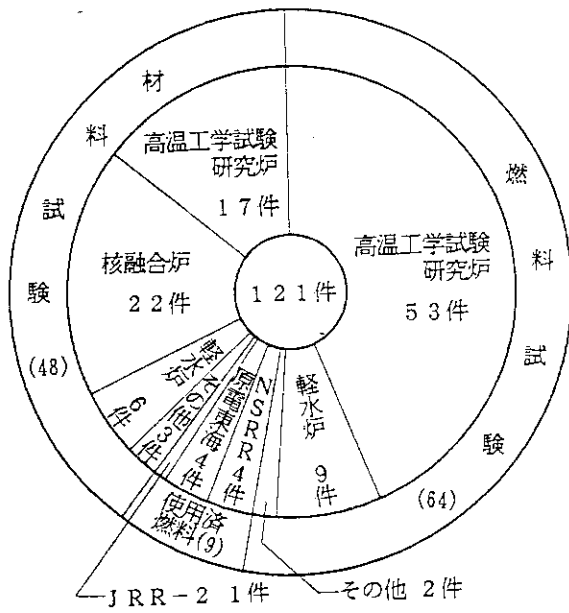


Fig. 3.1.1 Grouping of samples

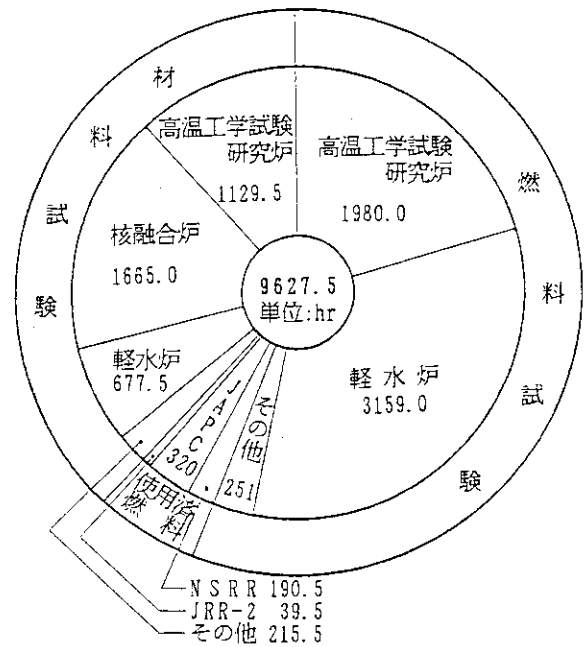


Fig. 3.1.2 Grouping of hot cell utilization

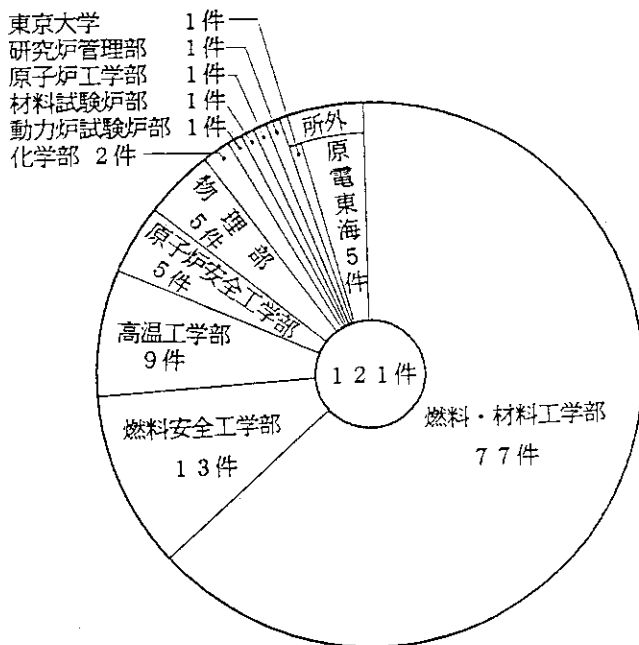


Fig. 3.1.3 Grouping of users

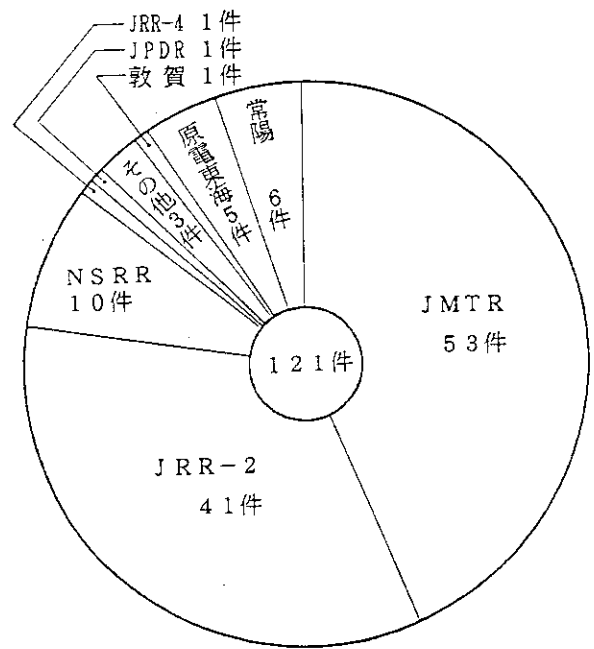


Fig. 3.1.4 Grouping of samples for each reactor used for irradiation

## 3.2 保守・整備

### (1) 概要

平成元年度の業務計画に基づいて、施設、設備の保守・整備、内装機器の更新等を実施した。また、保安規定に基づくケーブ、セルの定期自主検査を実施した。主な保守・整備事項を以下に記す。

### (2) 主な保守・整備事項

#### ① 管理区域出・入口等の改修

ホットラボの管理区域出・入口は、従来9箇所と多く、放射線管理上問題があったが、これを冶金ケーブ操作室・サービスエリア出入口、化学ケーブ操作室・ジュニアセル操作室・サービスエリア出入口、鉛セル操作室・グラフィートラボ出入口及び排風機室出入口の4箇所にとりまとめ、出入管理を容易にする改修を行った。また、併せて開発実験室、化学暗室、X線暗室及び建家正面玄関等も改修した。改修後の建家平面図を Fig. 3.2.1 に示す。

#### ② ケーブ遮蔽扉駆動装置の改修

冶金ケーブ、化学ケーブは昭和36年、モニタリングケーブは同41年に建設され、以来運転してきたが、これらのケーブの遮蔽扉駆動装置は、回転部、駆動部に摩耗等が生じ、動作に支障を来たしていた。

今度の改修では、遮蔽扉本体は現状のものを使用し、分解点検と消耗品の交換を行い、扉駆動装置の大部分と制御装置の全てを更新した。改修の要点は、以下のとおりである。

モニタリングケーブの間仕切扉駆動装置は、圧縮空気を用いたロータリーアクチュエータ方式から電動アーム方式に変更し、駆動源をケーブ外壁に設けた。上部間仕切扉駆動装置は、摩耗の著しかったウォームホイールとネジシャフトを更新した。

冶金ケーブの背面扉、間仕切扉及び上部間仕切扉は、いずれも油圧シリンダによる上下駆動方式であったが、油洩れにより保守が困難になったため、ボールナットスクリューによる電動上下駆動方式に変更した。

化学ケーブの背面扉駆動装置は、電動ギヤ方式から電動アーム方式に、間仕切扉駆動装置は、駆動軸をスクリューシャフトからボールナットスクリューに変更した。

#### ③ 警報設備等の改修

ホットラボの安全管理上重要な負圧警報装置、警報現場表示盤、出入管理盤及びページング装置の全面的な更新を行った。

##### (イ) 負圧警報装置

ケーブ、セルの負圧状態を常時監視し、規定値以下で警報を発する装置で、既設のうちマノメータを除く微差圧伝送器、信号分配器、警報設定器及びレコーダを更新した。

##### (ロ) 警報現場表示盤

建家内で火災、放射線異常、負圧破壊等の異常が発生した場合、異常の種類と発生場所等をグラフィック表示するもので、グラフィックパネルを現状に合わせるとともに表示灯を発光ダイオード化した。

## (イ) 出入管理盤

従来、建家玄関と冶金操作室入口の2箇所に設置してあった出入管理盤を管理区域出・入口の改修に伴って、玄関、冶金・化学操作室入口及び鉛セル操作室入口の3箇所に設けた。管理区域入室時のランプの点灯は、フィルムバッジのバーコードリーダの信号を利用した。また、ランプの色表示により入室場所の区別が可能となり、異常時における人の所在が的確に把握できるようになった。

## (ニ) ページング装置

装置を全て更新し、通話端局も53台から80台に増設した。サービスエリアの端局は、広域使用時のハウリング防止のためトーンソイレレス型スピーカに変更した。

## ④ 内装機器の整備等

セラミックスコーティング管切断機、トリウム核酸浸出装置及びバーンアップ燃料発熱量測定試料溶解装置の新規整備と高温真空引張試験機、化学汚染除去室フードの更新を行った。

## ⑤ その他

内装機器等の点検整備24件、故障修理3件、マニプレータ故障修理2件、治工具製作等の工作関係63件を実施した。

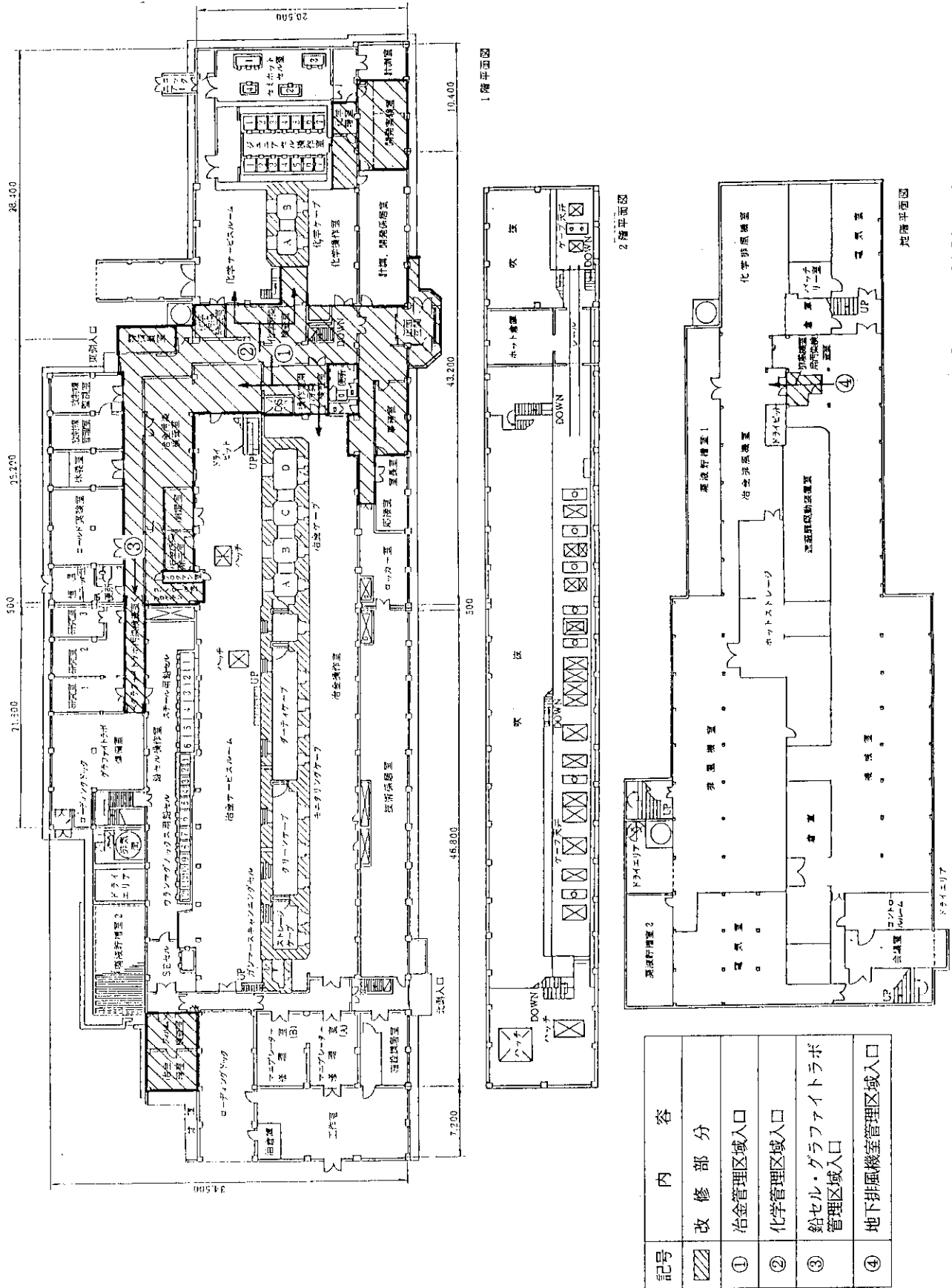


Fig. 3.2.1 Layout of Hot Laboratory after modification

### 3.3 汚染除去

本年度の施設汚染除去作業は、定常運転時におけるケーブル・セルの定期自主検査、内装機器組替え・点検・故障修理及び試料搬入、廃棄物搬出等 30 件（延日数 39 日）であった。Table 3.3.1 に汚染除去の作業実績を示す。



Table 3.3.1 Decontamination works of hot cell

実施期日	除染場所	除染目的	核種	程度 Bq/cm <sup>2</sup>	延人数 H/L	業者	装 備
4月5日 ～6日	冶金D	付属鉛セル撤去に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	3.7	6	6	全面マスク
4月14日	J r No 2セル	セル整備に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	3.3	2	2	全面マスク
4月25日	化学A	試験終了に伴う除染	<sup>54</sup> Mn <sup>60</sup> Co	16.0	2	6	全面マスク
4月26日 ～28日	鉛セル	定期自主検査	<sup>137</sup> Cs	4	6	23	浄気式加圧服
5月8日 ～9日	MT	鉛セル定検に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	4	10	全面マスク
5月22日	MT	試験準備に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	3	4	全面マスク
6月13日 ～14日	CL	酸化試験終了に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	40.0	6	12	全面マスク
6月26日	冶金A	試験準備に伴う除染	<sup>60</sup> Co	4.0	4	6	全面マスク
7月6日	鉛セル 天井他	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	2	3	半面マスク
7月14日	MT	試験準備に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	4.0	3	4	全面マスク
7月28日	冶金BC	内装機器組替えに伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	4.0	4	8	浄気式加圧服
8月31日	鉛セル扉 GH他	定期自主検査終了に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	2	5	全面マスク
9月7日	MT	照射後試験終了に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	4.0	4	4	全面マスク
9月18日	J r SH	照射後試験開始に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	3.7	2	2	全面マスク
9月21日	MT	内装機器搬出に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	3	4	浄気式加圧服
10月4日	化学A	照射後試験終了に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	16.0	2	4	全面マスク
10月11日	SH1	照射後試験終了に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	3.7	2	2	全面マスク
10月18日 ～20日	CL	照射後試験終了に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	40.0	9	18	浄気式加圧服
10月24日 ～26日	St	定期自主検査に伴う除染	<sup>59</sup> Fe <sup>60</sup> Co	17.0	6	12	浄気式加圧服
10月27日	MT	燃料棒酸化試験に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	4.0	2	4	全面マスク
12月12日	SH3	酸化物同定試験終了に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	0.5	1	2	全面マスク
12月22日	MT	試験終了・内装機器の搬出	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	4.0	2	4	全面マスク
1月30日	CL	燃料棒酸化試験に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	40.0	2	7	浄気式加圧服
2月16日	MT	内装機器の搬出に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	4.0	3	4	全面マスク
2月19日	化学A	内装機器の設置に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	5.0	2	5	全面マスク
2月20日	J r	内装機器の搬出に伴う除染	<sup>60</sup> Co	1.0	2	2	全面マスク
2月21日	SH1	照射後試験終了に伴う除染	<sup>60</sup> Co	4.0	2	3	全面マスク
3月12日	CL	照射後試験準備に伴う除染	<sup>60</sup> Co <sup>137</sup> Cs	40.0	2	7	全面マスク
3月23日	鉛セル	内装機器の点検に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	3	5	全面マスク
3月28日	MT	内装機器の搬出に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	40.0	3	4	全面マスク
合 計 ( 延 日 数 : 39 日 )					96	182	—

### 3.4 放射線管理

#### 3.4.1 概況

平成元年度にホットラボにおいて実施した主な放射線作業は、前年度に引続き遮蔽扉駆動装置の改修、ジュニアセルの改修、管理区域出入口の改修等である。

#### 3.4.2 排出放射性物質

放射性気体廃棄物の年間排出量及び年間平均濃度を Table 3.4.1 に示す。

なお、一般排水はなかった。

#### 3.4.3 実効線量当量

ホットラボに係る作業をした者（職員及び外来者）の実効線量当量を Table 3.4.2 に示す。

Table 3.4.1 Radioactive gaseouse effluents from Hot Laboratory

(Main Stack)

Nuclide	Gas		Nuclide	Dust	
	Annual release rate (Bq/y)	Annual average concentration (Bq/cm <sup>3</sup> )		Annual release rate (Bq/y)	Annual average concentration (Bq/cm <sup>3</sup> )
<sup>85</sup> Kr	$8.3 \times 10^9$	$< 6.7 \times 10^{-3}$	<sup>137</sup> Cs	0	$< 1.1 \times 10^{-10}$
<sup>41</sup> Ar	$3.2 \times 10^7$	$< 5.9 \times 10^{-3}$	<sup>125</sup> Sb	$2.3 \times 10^6$	$6.2 \times 10^{-9}$

(Sub Stack )

Nuclide	Dust	
	Annual release rate (Bq/y)	Annual average concentration (Bq/cm <sup>3</sup> )
<sup>137</sup> Cs	0	$< 1.1 \times 10^{-10}$

Table 3.4.2 Effective dose equivalent to workers in Hot Laboratory

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers (persons)	195	129	105	115	265
Total dose (person · mSv)	2.8	0.0	0.0	0.0	2.8
Average dose (mSv)	0.01	0.0	0.0	0.0	0.01
Maximum dose (mSv)	0.4	—	—	—	0.4

(dose:film badge data)

## 4. 主な技術的事項

### 4.1 原子炉施設及び機器

#### 4.1.1 JRR-4 液体廃棄物移送管の一部更新

##### (1) 経緯

昭和62年6月NSRRにおいて、ドレン水移送管（材料：配管用炭素鋼鋼管（SGP））から微少漏洩が生じた。この時、所内の事故調査検討委員会において、NSRRからの漏洩原因は孔食であるとされ、これを受けて所内の同様の施設について、液体廃棄物移送管の更新が順次実施されてきた。研究炉管理部では、前年度JRR-2について実施し、今年度はJRR-4について実施した。ただし、配管材料については、昭和63年12月にJMTR-B系統で発見された廃液移送管の欠陥の原因が溶接部に生じた粒界型応力腐食割れであるとされ、使用材質をSUS304Lに変更した状況に鑑み、当初予定していたSUS304からSUS304Lに変更した。

##### (2) 工事

今回対象となった更新工事は、放射性廃棄物の廃棄施設の液体廃棄物廃棄設備であり、具体的には、地階排水ピット系、プール水排水系、プール水精製系の一部の廃液移送管及び弁である。その工事範囲については、Fig. 4.1.1に示す。

この工事は設工認対象の工事として、技術部の協力を得て行われた。作業は平成元年10月から12月にかけて実施されたが、同時期に行われたJRR-4排気第3系統の更新工事との調整で、炉室内に係わる部分を最初に完成させた。

工事で用いた移送管の強度計算は、『発電用原子力設備に関する構造等の技術基準』（昭和55年通商産業省告示501号）の第4種管に準じて強度計算を行った。また、管の接合はTIG溶接とし、配管理設部分には防食テープ1/2重ね2回巻を行うとともに、露出配管等に対して保温工事を行った。

使用前検査では材料検査、外観検査及び耐圧漏洩検査が行われ、合格した。

なお、既設配管は現場で適当な長さに切断し、大型廃棄物容器に収納して廃棄した。

#### 4.1.2 JRR-4 純水製造装置の更新

JRR-4建設以来使用してきた純水製造装置が、老朽化したため更新を行った。本製造装置は、JRR-4はもとより、JRR-2、JRR-3へ安定した純水給水が求められており、重要な役割を持っている。

装置設計に当たっては、装置の運転（給水、再生）が他課室にも及ぶため、この点を十分考慮し、簡単な操作で運転ができるように配慮した。また、再生頻度（平均年3～4回）、環境条件等も考慮して設計に当たった。純水製造装置系統図をFig. 4.1.2に示す。なお、純水貯槽タンク及び薬液貯槽タンク（2基）については、今回は更新しなかった。以下に装置の仕様並びに主な改良点を記す。

## (1) 仕様；

- ① 設計常用流量； 10 m<sup>3</sup>/hr
- ② 設計採水量； 230 m<sup>3</sup>/サイクル
- ③ 樹脂塔出口電気伝導率； 1 μS/cm 以下
- ④ 総樹脂量；陽イオン交換樹脂 600 ℓ  
陰イオン交換樹脂 1400 ℓ
- ⑤ 再生薬液使用量；HCl 77 ℓ (35%)  
NaOH 607 ℓ (25%)
- ⑥ 再生所要時間；4.5 hr (自動運転)

## (2) 改良点；

## ① 機械関係

- (イ) 樹脂量のアップ (約 10%)
- (ロ) ミニマムフロー管の取り付け (補給水ポンプの締切運転が可能)
- (ハ) 装置出口ラインにヘッダー採用 (給水先が明確化)
- (ニ) 再生流量調整弁の独立化 (再生時の各工程時の流量調整が不用)
- (ホ) 薬液計量タンク (2基) に防液堤を設置
- (ヘ) 純水製造室より JRR-2, 3用の給水配管の更新 (JRR-3 共同溝まで)

## ② 電気関係

- (イ) 再生プログラムの一部改良 (逆洗工程と同時に薬液計量スタート)
- (ロ) 再生完了で自動給水 (選択時) へ移行することが可能なようなインターロックの組み込み

## ③ 運転関係

- (イ) ミニマムフロー管の設置により小量給水 (0.1 m<sup>3</sup> ~ 約 7 m<sup>3</sup>) が非常に簡単になった。  
(電源を入れる → SW を「入」にする → 給水先弁を開ける)
- (ロ) 再生は従来どおりの完全自動運転と、必要に応じて手動運転を選択できるようにした。

## ④ その他

- (イ) 薬液貯槽タンクにボリューム表示のレベル計を取り付けた。

## 4.1.3 JRR-4 熱交換器胴健全性検査

## (1) 概要

JRR-4 熱交換器は、設置以来すでに 25 年が経過している。

この間、昭和 48 年に胴の肉厚を超音波厚さ計により測定し、腐食の進行度を調査した。その時点では、胴の肉厚は製作時より 0.50 mm 程度減肉していた。

その後、同様の測定は行っておらず、すでに 16 年が経過している。この間、熱交換器の化学洗浄を 6 回実施するなど種々の原因による腐食が進行していると思われる。そこでこの進行状況を調査するため、熱交換器胴の肉厚を超音波厚さ計により測定した。

## (2) 測定対象物及び測定点

2 基の熱交換器 (向流型直管一折流 2 胴式) No. 1 及び No. 2 についてそれぞれ Fig. 4.1.3

に示すように 80 点の厚みを測定した。

### (3) 測定対象物材質

測定対象物の材質は以下のとおりである。

熱交換器胴	SS41
熱交換器鏡板	SUS304
熱交換器二次系配管	SS41

### (4) 使用機器及び仕様

厚み測定に使用した測定器とその仕様は次のとおりである。

#### ① 使用機器

日本クラウトクレマー(株)	
超音波厚さ計	DM 2
探触子	DA201 (5 MHz)
接触媒質	グリセリン

#### ② 仕様

測定範囲	1.2 ~ 200 mm (鋼中)
精度	± 0.1 mm
最小読取目盛	0.1 mm (デジタル表示)

### (5) 測定結果及び考察

- ① 測定結果を Table 4.1.1 に示す。また、参考値として製作時の肉厚及び昭和 48 年の測定結果を記載した。なお、昭和 48 年の測定点と今回の測定点は必ずしも同位置ではなく、前回測定の結果を基にほぼ同じ位置で測定を行った。
- ② 測定結果によれば、熱交換器胴の肉厚は平均値が約 4.70 mm で製作時より約 1.30 mm 減肉していることになる。また、肉厚最小値は 2.70 mm で製作時より 3.30 mm 減肉していることになる。
- ③ 鏡板 (ステンレス鋼) の肉厚については、多少のバラツキはあるが、ほぼ製作時の 6.00 mm のままである。
- ④ 压力容器構造規格第 32 条及び高圧ガス取締法により、JRR-4 熱交換器の必要最小肉厚を計算 (二次冷却系締切圧力 4.0 kg/cm<sup>2</sup> に安全係数 1.5 を掛け 6.0 kg/cm<sup>2</sup> で計算) すると 2.18 mm となり、肉厚最小値では 0.52 mm の余裕しかないことになる。
- ⑤ JRR-4 熱交換器の化学洗浄では、テストピースを用いて化学洗浄による減肉状況を調査している。その結果によれば、化学洗浄 1 回で 0.02 mm 減肉することになる。したがって、JRR-4 では熱交換器設置以来 9 回の化学洗浄を実施しているため、化学洗浄による減肉は 0.18 mm となる。
- ⑥ 上記②、⑤より化学洗浄以外による減肉は、肉厚最小値では 3.12 mm となる。25 年間で 3.12 mm 減肉したとすると、単純計算で 1 年間では 0.12 mm の減肉となる。
- ⑦ 以上の結果を基に推定すれば、肉厚最小値はあと約 4 年で圧力 6 kg/cm<sup>2</sup> で計算した必要最小肉厚とほぼ同じ肉厚となる。ただし、今までの測定データが少ないため、必要最小肉厚に達するのに要する期間の妥当性を判断するのは困難である。したがって、腐食状

況を正確に把握するため、1年後さらに次回化学洗浄の前後に今回と同様の測定を実施する。また、熱交換器更新等の対策を検討する必要がある。

Table 4.1.1 Results of thickness measurement

SHEET No. 1

熱交換器 No. 1

測定点	肉厚 (mm)			備考	測定点	肉厚 (mm)			備考
	製作時	1973年 測定値	1989年 測定値			製作時	1973年 測定値	1989年 測定値	
1	5.80	5.75	4.90	配管	41	6.00	6.00	6.00	
2	5.80	5.50	4.90	//	42	6.00	6.00	4.80	
3	6.00	6.00	4.30		43	6.00	6.00	4.70	
4	6.00	6.00	5.00		44	6.00	6.00	4.30	
5	6.00	6.00	4.90		45	6.00	6.00	4.30	
6	6.00	6.00	4.60		46	6.00	5.50	4.80	
7	6.00	5.50	4.40		47	6.00	5.75	4.30	
8	6.00	6.00	4.80		48	6.00	6.00	5.60	
9	6.00	6.00	5.10		49	6.00	5.50	3.90	
10	6.00	5.50	4.40		50	6.00	5.50	3.80	
11	6.00	5.50	4.80		51	6.00	5.75	4.30	
12	6.00	5.50	4.60		52	6.00	5.50	4.10	
13	6.00	6.00	4.90		53	6.00	5.75	4.90	
14	6.00	6.00	4.70		54	6.00	6.00	4.10	
15	6.00	6.00	5.10		55	6.00	5.75	4.80	
16	6.00	6.00	5.60		56	6.00	6.00	4.90	
17	6.00	6.00	4.90		57	6.00	5.75	4.00	
18	6.00	5.50	4.90		58	6.00	5.75	4.80	
19	6.00	5.75	4.60		59	6.00	6.00	5.50	
20	6.00	6.00	5.40		60	6.00	6.00	5.30	
21	6.00	6.00	5.80		61	6.00	6.00	5.70	
22	6.00	6.00	4.90		62	6.00	6.00	5.30	
23	6.00	5.50	4.10		63	6.00	6.00	3.90	
24	6.00	6.00	5.60		64	6.00	5.50	4.30	
25	6.00	6.00	5.30		65	6.00	5.50	4.40	
26	6.00	6.00	5.20		66	6.00	6.00	3.60	最小値 2.70
27	6.00	6.00	4.60		67	6.00	5.50	4.10	
28	6.00	5.50	4.20		68	6.00	6.00	4.80	
29	6.00	5.50	4.10		69	6.00	6.00	5.60	
30	6.00	5.75	3.90		70	6.00	5.50	4.60	
31	6.00	5.75	4.40		71	5.80	5.50	4.90	配管
32	6.00	5.75	4.60		72	5.80	5.50	4.60	//
33	6.00	5.50	4.20		73	6.00	5.40	5.90	鏡板(SUS)
34	6.00	5.50	4.80		74	6.00	5.40	5.90	//
35	5.80	5.50	4.60	配管	75	6.00	5.85	6.10	//
36	5.80	5.75	5.40	//	76	6.00	5.85	6.20	//
37	5.80	5.50	5.30	//	77	6.00	5.85	5.80	//
38	5.80	5.75	5.20	//	78	6.00	5.85	5.90	//
39	6.00	5.50	4.90		79	6.00	5.40	6.00	//
40	6.00	5.50	4.30		80	6.00	5.40	6.00	//

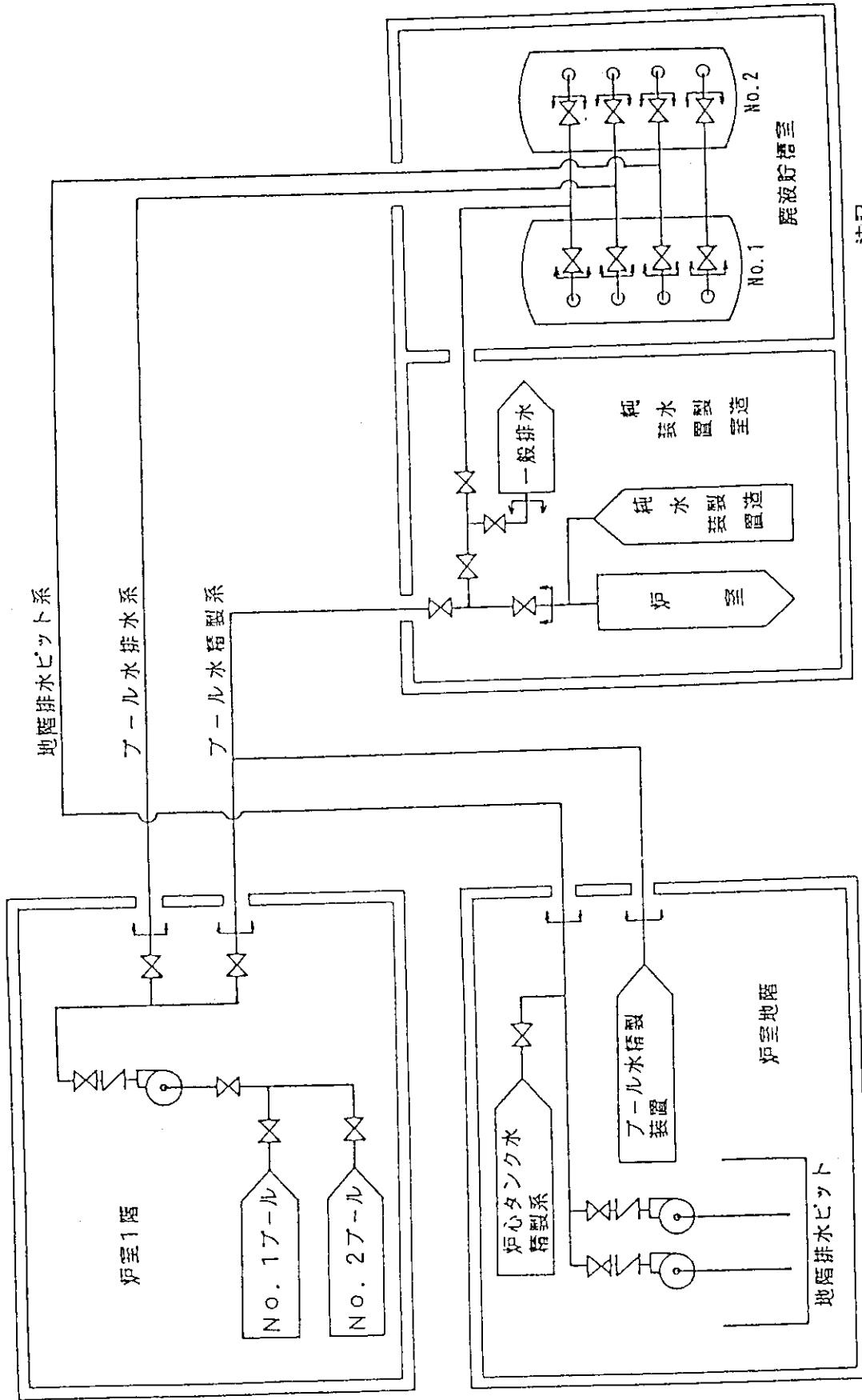


Table 4.1.1 (Continued)

熱交換器 No. 2

SHEET No. 2

測定点	肉厚 (mm)			備考	測定点	肉厚 (mm)			備考
	製作時	1973年 測定値	1989年 測定値			製作時	1973年 測定値	1989年 測定値	
1	5.80	6.00	5.00	配管	41	6.00	6.00	4.80	
2	5.80	5.75	4.90	//	42	6.00	6.00	4.50	
3	6.00	6.00	4.10		43	6.00	6.00	5.20	
4	6.00	6.00	4.40		44	6.00	6.00	4.50	
5	6.00	6.00	4.40		45	6.00	6.00	4.80	
6	6.00	5.50	4.40		46	6.00	6.00	4.00	
7	6.00	5.50	3.90		47	6.00	6.00	4.80	
8	6.00	6.00	4.10		48	6.00	6.00	4.80	
9	6.00	5.75	5.00		49	6.00	6.00	4.20	
10	6.00	5.50	5.00		50	6.00	6.00	4.80	
11	6.00	5.75	4.10		51	6.00	6.00	4.30	
12	6.00	5.50	5.40		52	6.00	6.00	5.10	
13	6.00	5.75	5.10		53	6.00	5.75	4.70	
14	6.00	5.50	4.70		54	6.00	6.00	5.50	
15	6.00	5.75	4.60		55	6.00	6.00	5.40	
16	6.00	6.00	4.70		56	6.00	6.00	5.40	
17	6.00	6.00	5.20		57	6.00	6.00	5.60	
18	6.00	6.00	3.80		58	6.00	6.00	4.90	
19	6.00	6.00	3.80		59	6.00	6.00	4.80	
20	6.00	6.00	4.80		60	6.00	5.50	5.80	
21	6.00	6.00	5.40		61	6.00	6.00	6.10	
22	6.00	6.00	4.10		62	6.00	5.75	6.00	
23	6.00	6.00	3.30	最小値 2.90	63	6.00	6.00	4.50	
24	6.00	6.00	6.00		64	6.00	5.75	5.00	
25	6.00	6.00	5.90		65	6.00	5.75	4.90	
26	6.00	6.00	5.90		66	6.00	6.00	3.40	
27	6.00	6.00	5.10		67	6.00	5.75	4.60	
28	6.00	6.00	4.00		68	6.00	5.50	4.50	
29	6.00	6.00	4.60		69	6.00	6.00	4.70	
30	6.00	6.00	4.80		70	6.00	5.75	5.30	
31	6.00	6.00	4.60		71	5.80	5.50	5.70	配管
32	6.00	6.00	5.00		72	5.80	5.50	5.50	//
33	6.00	6.00	4.50		73	6.00	5.40	6.00	鏡板(SUS)
34	6.00	6.00	5.40		74	6.00	5.40	6.00	//
35	5.80	5.75	4.50	配管	75	6.00	5.85	5.90	//
36	5.80	5.75	5.40	//	76	6.00	5.85	6.10	//
37	5.80	5.75	5.60	//	77	6.00	5.85	6.20	//
38	5.80	5.50	5.30	//	78	6.00	5.85	6.20	//
39	6.00	6.00	3.50		79	6.00	5.40	6.10	//
40	6.00	6.00	4.40		80	6.00	5.40	6.10	//



注記

〔 〕 は工事範囲を示す。

Fig. 4.1.1 Diagram of liquid waste line

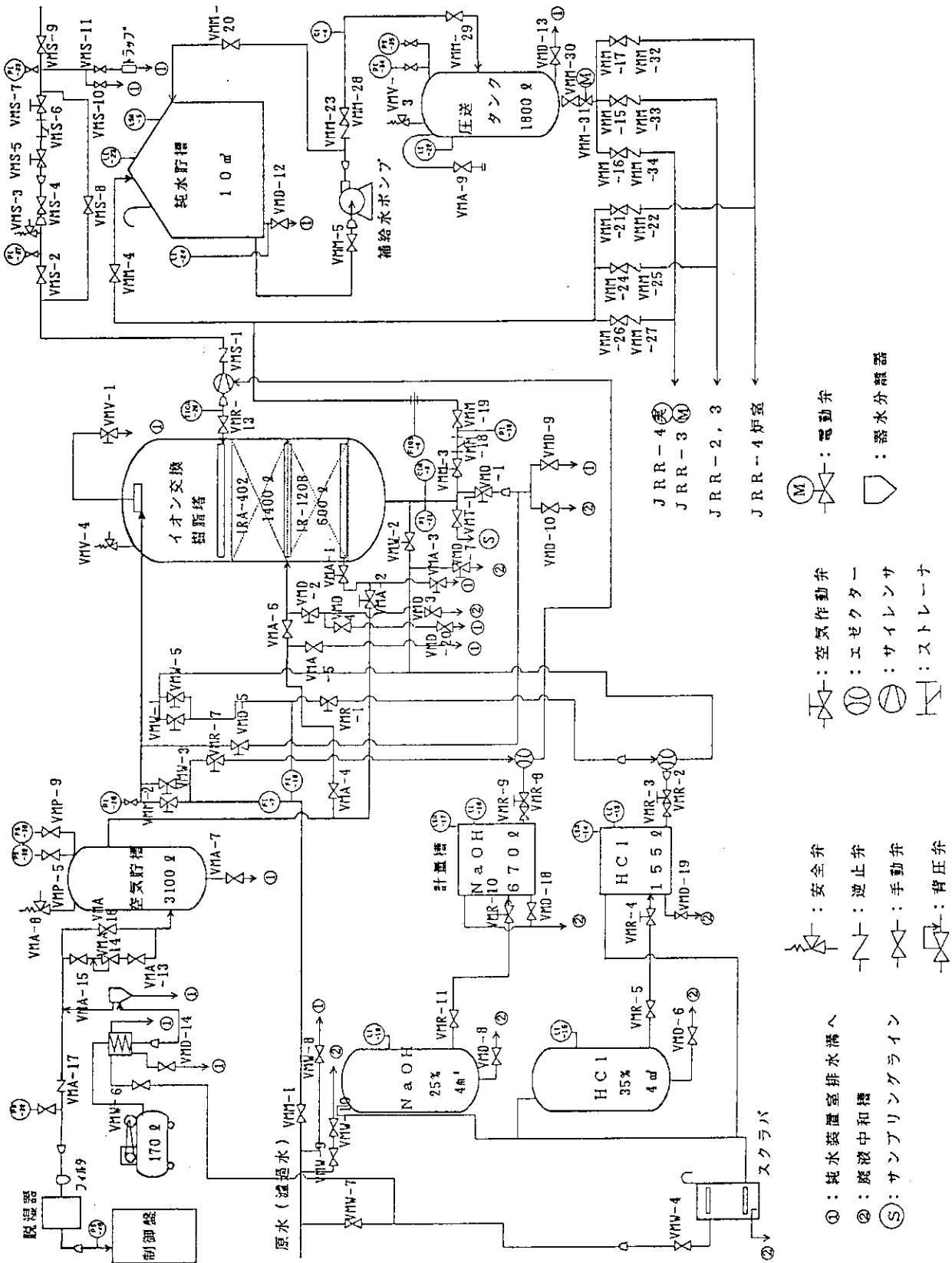


Fig. 4.1.2 Diagram of demineralized water producing facility

JRR-4 熱交換器肉厚測定 測定点

注1. ⊙印は裏側  
注2. ( )内数値は測定値

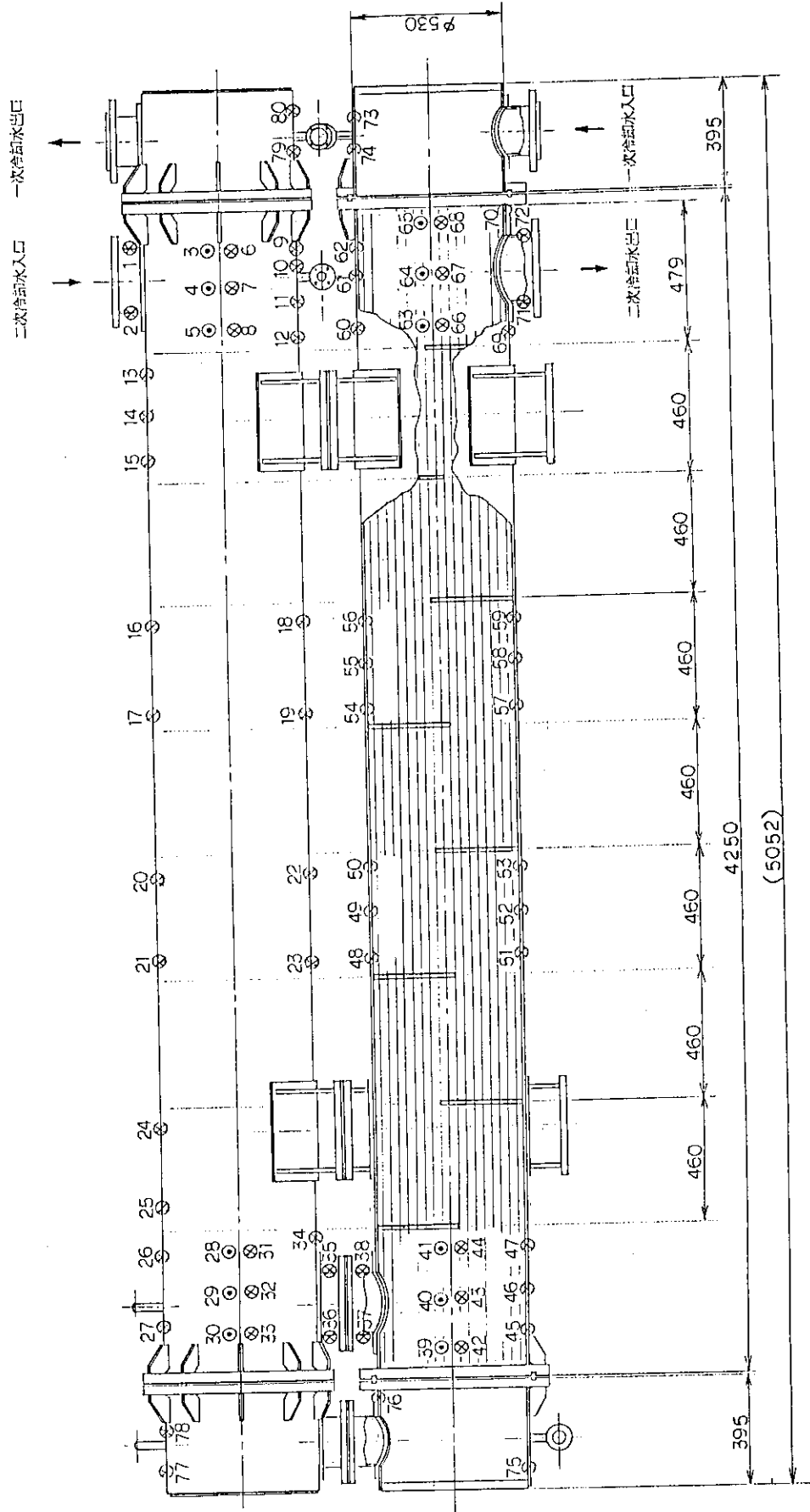


Fig. 4.1.3 Thickness measurement points for JRR-4 heat-exchanger

## 4.2 燃 料

### 4.2.1 JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物フィンの緩衝効果の解析

#### (1) はじめに

試験・研究炉燃料の濃縮度低減化計画に基づき、各炉から発生する使用済燃料を再処理輸送するため前年度に引続き JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物の設計変更作業を進め、今年度は国外の関係国（アメリカ、イギリス、フランス、スウェーデン、カナダ）の許認可を取得し作業を全て完了した（国内外の許認可取得リストを Table 4.2.1 に示す。）。

特に、今回の設計変更作業においては、今後の再処理輸送時の輸送船のスケジュールを考慮して、許認可を取得することになったフランス、スウェーデン、カナダのうちカナダについては、輸送物フィンの緩衝効果における構造解析上の技術的な問題が生じ、本輸送物フィンの緩衝効果の解析を行った。以下にその概略を示す。

#### (2) 経 緯

昭和 63 年 11 月にカナダ政府から日本政府（STA）に対して、輸送物フィンの緩衝効果における構造解析について情報が入った。その情報によると、特別の試験条件下・落下試験 I（9 m 落下）の緩衝フィンのエネルギー吸収データ（ORNL の Davis の実験データ<sup>1)</sup>は、カナダ政府が提唱する Monserco の実験データ<sup>2)</sup>と比較した場合に大きな差異があり、信頼性に欠けるとの内容であった。この ORNL のエネルギー吸収データは、本輸送物フィンの緩衝効果を求める際に使用している実験データである。

このため、ORNL の実験データと Monserco の実験データを比較検討するため解析を実施した。

#### (3) 解 析

本輸送物フィンの解析にあたっては、Monserco の実験データに基づいて ORNL の実験データを比較した場合に、その吸収エネルギー及び衝撃力においてどのくらいの差異が生じるのかについて解析を実施した。（ORNL と Monserco の実験データのフィンの吸収エネルギー／塑性モーメントと変形率との関係の比較を Fig. 4.2.1 に示す。）

##### ① 衝撃加速度について

Fig. 4.2.1 からわかるように、30 % 以上のフィンの変形率は、ORNL のデータ曲線が Monserco のデータ曲線に比べて 3 割以上高くなっている。このため、Monserco のデータ曲線を用いるとフィンの変形量が 1.3 倍程度大きくなる。その結果、現状の解析値に比べ、衝撃面積が増大し、衝撃加速度がさらに大きくなる。一方、本輸送物において衝撃加速度が問題となるのは、水平落下時の燃料バスケットで角型用とフォロア型用の二種類を収納した場合であり、その安全率は許容応力に対して角型で 1.20、フォロア型で 1.03 であり、あまり余裕のない結果が得られている。したがって、Monserco の実験データを用いると水平落下時の燃料バスケットに生じる応力がさらに大きくなり、許容応力を越える。

##### ② フィンの吸収エネルギーについて

本輸送物の現解析におけるフィンの吸収するエネルギーは、頭部コーナー落下の場合がいちばん厳しく、最大許容変形量 140 mm に対して 136 mm であり、あまり余裕のない結果

が得られている。したがって、Monsercoの実験データを用いて解析した場合、Fig. 4.2.1に示すように吸収エネルギー30%以上のフィンの変形率において、ORNLの実験データに対して7割以下となり、フィンの変形のみでは吸収することが不可能となる。このため、容器本体で落下エネルギーを吸収することになり、衝撃加速度が急激に増大し、燃料バスケット等の収納物に生じる応力が大きくなる。

#### (4) 結 論

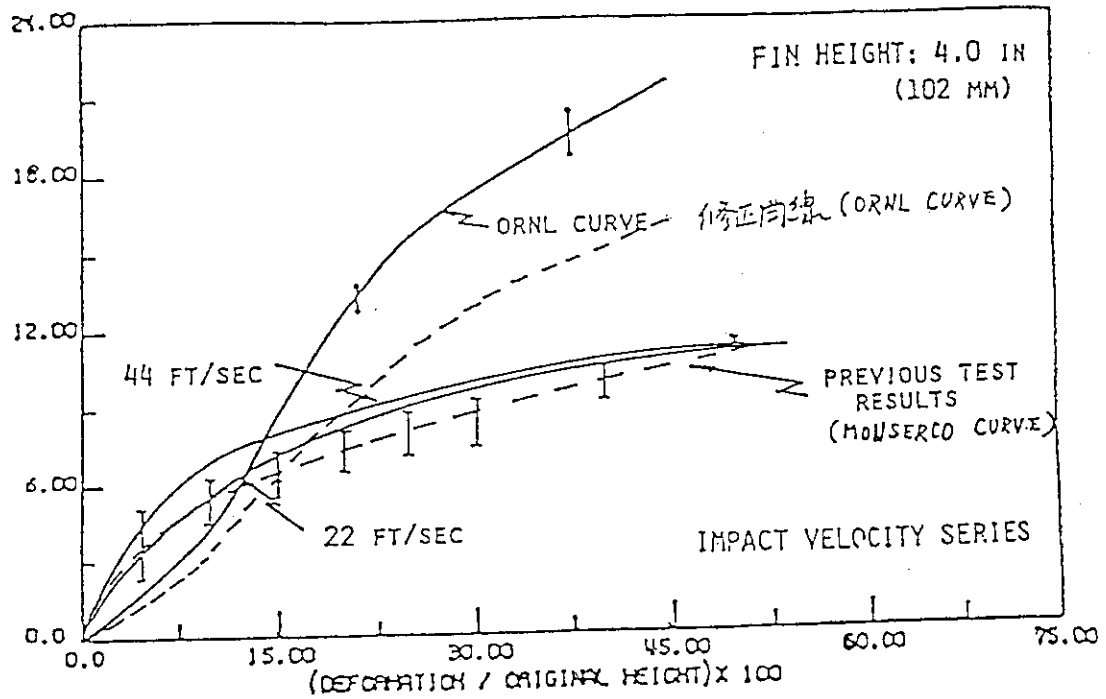
本輸送物の緩衝フィンを解析しているORNLのDavisの実験データをMonsercoの実験データに基づいて、衝撃加速度と吸収エネルギーを解析した結果、燃料バスケット等の収納物の強度上の問題が生じ、技術的にカナダ政府の許認可を取得するのは困難な結果が得られた。しかし、本輸送物は再処理輸送時の輸送船のスケジュール上、カナダに寄港する可能性があることから許認可を取得する必要がある。このため、カナダ政府と交渉を重ねた結果、輸送物の陸揚げ及び積換えを伴わない寄港及び領域通過という特別条件により、カナダ政府の許認可を取得することができた。

#### 参考文献

- 1) F. C. Davis, Structural Analysis of Shipping Casks, ORNL, TM-1312, Vol. 9 (1971)
- 2) Verification of the performance of impact limiting fins for transportation containers by K. G. Torr (Monserco Limited) Part I (Dec. 21. 1984), Part II (Sep. 5. 1986)

Table 4.2.1 License list

	申請名	交付日・番号	備考
国内 (科学技術庁)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料輸送物設計変更承認申請</li> <li>・容器承認申請(4件)</li> <li>・核燃料輸送物設計承認英文証明願</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>平成元年 2月 2日付け 63安(核規)第187号</li> <li>平成元年 4月 4日付け 元安(核規)第187号</li> <li>平成元年 4月 5日付け 元安(核規)第188号</li> <li>平成元年 4月 6日付け 元安(核規)第189号</li> <li>平成元年 4月 7日付け 元安(核規)第190号</li> <li>平成元年 2月27日付け 元安局(核規)第3号</li> </ul>	燃料バスケットの 種類ごとに
国外	核燃料輸送物設計変更承認申請	<ul style="list-style-type: none"> <li>(アメリカ) 8. SEP. 1989 USA/0208/B(U),REV.3</li> <li>(イギリス) 7. MAR. 1990 J/61/B(U)F(3)</li> <li>(フランス) 14. MARS. 1990 F/547/B(U)FA00</li> <li>(スウェーデン) 28-2-1990 J/61/B(U)F(8/90)</li> <li>(カナダ) 12. MAR. 1990 CDN/E135/, (REV.0)</li> </ul>	※特別許可



The Absorbed Energy Derived From Load Cell Test Data Divided by the Plastic Moment as a Function of the Percentage of Deformation Experienced by Impacted Specimens With a ZERO-Degree Angle of Inclination.

Fig. 4.2.1 Comparison of experimental data between ORNL and MONSERC0



### 4.3 照射技術

#### 4.3.1 低放射化照射容器及び試料包装材の開発

##### (1) まえがき

共同利用照射に用いられている照射容器（以下「カプセル」という。）として、主にポリエチレンカプセルとアルミニウムカプセルがある。ポリエチレンカプセルは耐放射線性及び耐熱性が十分でないため、気送管で20分、水力照射装置で40分までの短時間照射用にはしか使用できない。これに対し、アルミニウムカプセルは通常の照射条件に対しては耐放射線性及び耐熱性は十分であるが、照射直後の放射能が高く、その後の詰め替え作業を行うためには放射能を減衰させる必要がある。このため、放射化量が少なく、JRR-4で6時間程度の照射に耐えるカプセル及び試料包装材の開発が望まれ、その開発を進めてきたが、水力照射用カプセルと試料包装材の照射試験が終了したのでその結果を報告する。なお、本開発にあたって、材料の選定については高崎研究所第4開発室の協力を得た。

##### (2) 材料の選定

材料の選定は、

- (イ) 耐放射線性及び耐熱性があり、
- (ロ) 放射化量が少なく、
- (ハ) カプセルについては製作上大量生産が可能で、包装材については試料封入後のシールが可能であり、
- (ニ) 価格が比較的安いこと

を目安とし、近年開発の進展が著しい高分子材料に注目し、試験片による照射試験を行い選定を進めた。その結果、商品名がポリイミド及びポリアミドで知られる高分子材 Kapton と Kevlar は極めて高い耐放射線性を持つことが知られているが、これらの材料は高価で熱可塑性がないため成形加工ができず、通常用いられるカプセル材料には適していない。そのため、熱可塑性材料である Poly Ether Ether Ketone (PEEK) と PEN を選定の対象にした。PEEK は、英国 ICI 社が開発した耐熱性、耐放射線性に優れた材料で、融点は 334 °C、熱変形温度は 152 °C、耐放射線性は 20 MGy (JRR-4 での約 8 時間照射に相当) といわれる材料であるが、PEEK ポリマーの国内生産は特許権の関係からできず、その不純物調整もできないことから、耐熱性はやや劣るが、PEEK に近い耐放射線性を有する PEN-4 をその材料とした。PEN-4 は、不純物調整を行った PEN の一種で、不純物として Ti を 50 ppm しか含まない材料である。

##### (3) PEN とポリエチレンの特性の比較

以下に、PEN とポリエチレンの特性の比較を示す。

###### ① 密度

PEN の密度は  $1.36 \text{ g/cm}^3$  で水より重く、カプセルに成形した場合ポリエチレン（密度  $0.95 \text{ g/cm}^3$ ）より水中に沈み易い。このことは、JRR-4 簡易照射筒による照射の場合のように、水中で照射済試料を扱わなければならない場合、カプセルが浮き上りにくいいため放射線作業上有利といえる。

## ② 耐熱性

PENの融点は272℃でポリエチレンより約150℃高く、熱変形温度も120℃でポリエチレンより約70℃高い。このことから、PENは使用条件下（簡易照射筒で約40～50℃、気送管で約90℃）において耐熱性を有しているといえる。また、熱膨張係数がポリエチレンの約1/10 ( $13 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{C}$ )であることから、熱変形量が少なく、管路内でカプセルを飛行させる必要のある気送管や水力照射装置に対してはPENはポリエチレンより優れているといえる。

## ③ 不純物及び放射能

高分子材料にはポリマーを作る時の触媒として使われる不純物元素が微量含まれており、カプセルの放射能を高める原因となっている。放射化分析によれば、ポリエチレンにはAlなどが含まれており、PEN-4にはTiが含まれている。Fig. 4.3.1は、①ポリエチレン空カプセルと、②PEN-4材約10gを入れたポリエチレンカプセルを、それぞれJRR-4水力照射装置で40分間照射した時の放射能減衰曲線を示したものである。①と②の放射線量率にほとんど差がないことから、PEN-4の放射能はポリエチレンとほぼ同じといえる。

## ④ 耐放射線強度

PENとポリエチレンの未照射時の引張強さは、PENが270MPa、ポリエチレンが30MPaであり、PENはポリエチレンの9倍の引張強度を有している。また、JRR-4のSパイプでの6時間照射に相当する14MGy照射でのPENの引張強さは、齊藤等が行った真空中での照射試験結果<sup>1)</sup>によれば200MPaであり、この照射量でもPENはポリエチレンの未照射時の引張強さの約7倍程度の引張強度を有している。このことから、PENの耐放射線強度はポリエチレンに比べ十分高いといえる。

## (4) カプセル及び試料包装材の照射試験

カプセル及び試料包装材の照射特性を調査するため、水力照射用カプセルと試料包装材の照射試験をJRR-4のSパイプ及びDパイプ並びに水力照射装置を用いて行った。照射は、水力用カプセルに試料包装材を入れ、Sパイプでは6時間と12時間照射を、Dパイプでは18時間と24時間の照射を行い、水力照射装置では1, 2, 4, 6時間の4種類の照射を行った。照射試験における試験項目は以下のとおりである。

- (イ) カプセル及び試料包装材の照射効果の観察
- (ロ) カプセルのネジ式キャップの開封性の確認
- (ハ) 試料包装材の熱シール部の健全性の確認
- (ニ) カプセルの線量率の測定（水力照射装置による照射のみ）

以下に試験の結果を示す。

## ① カプセル及び試料包装材の照射効果の観察

未照射のカプセル及び試料包装材の色は、カプセルが黄色、試料包装材が白色であるが、両者とも照射による着色現象を呈し、カプセルは黒褐色、試料包装材は黄色に変色した。変色の程度は、照射量に応じて増加している。外観、形状に関しては、カプセルについては照射による変形等は見られなかったが、試料包装材については、Sパイプによる12時間照射とDパイプによる18時間及び24時間照射では照射脆化を示し、手による引張テストで簡

単に破損した。なお、Sパイプで6時間照射した試料包装材については、照射による硬化現象は現れていたが試料包装材としての健全性は保たれていた。

#### ② カプセルのネジ式キャップの開封性の確認

照射によるネジ部の変形は見られず、キャップの開閉については問題はなかった。

#### ③ 試料包装材の熱シール部の健全性の確認

試料包装材は、厚さ25ミクロンのPEN-4フィルムを製作段階で超音波シールで3方をシールした袋状のものである。この中に照射試料を入れ、残りの試料挿入口を熱シールし、これをカプセルの中に入れ試料照射のために用いる。今回の照射試験では、袋には照射試料を入れずに空のまま試料挿入口を熱シールし試験した。その結果、熱シール時の温度にも関係するが、6時間までの照射ではシール部の健全性は保たれていたが、それ以上の照射ではシール部の周囲に亀裂が見られた。

#### ④ カプセルの線量率の測定

カプセルの線量率測定は、カプセルの中に試料包装材を入れ、これを水力照射装置で照射し、照射直後のカプセルの放射線量率を水力照射装置に付属する電離箱式線量計で測定して行った。1, 2, 4, 6時間照射の照射直後の線量率は、それぞれ6, 15, 17, 19 mSv/hであり、その線量率はおおむね照射時間に比例して増加している。6時間照射したカプセルの24時間経過後の線量率は0.3 mSv/hであった。

### (4) 結 論

放射化量が少なく、JRR-4で6時間程度の試料照射に使えるカプセル及び試料包装材の開発を高分子材料PEN-4を用いて行った。照射試験の結果、カプセルについては24時間までの照射でも使用上不具合はみられなかったが、試料包装材については、6時間が使用上の限界であった。この結果から、PEN-4によるカプセルと試料包装材を組合せて使用する場合、6時間までの照射に使えることが確認され、初期の目的が達成された。

### 参考文献

- 1) 齊藤他, “ポリ(エチレン-2, 6-ナフタレート)及びポリ(エチレン-テレフタレート)の放射線照射効果”, JAERI-M 89-096, 1989.8

### 4.3.2 試料包装材ポリエチレンの健全性試験

#### (1) 概 要

原子炉の照射において、照射に用いる容器の照射後の損傷を調べ、把握しておくことは重要であるので検討した結果を次に報告する。

照射時間が長くなると、放射能や発生する熱によって容器のダメージは増大する傾向がある。カプセル自体の限界照射時間はある程度おさえられているが、試料を包んでいるポリエチレンの限界照射時間は、あまりよく把握されていないのが現状である。通常の照射の場合、ポリエチレン包装材が溶けるケースは少ないが、照射時間が長くなったり、あるいは詰め方をきつくすると溶けてしまうケースもある。ポリエチレンが溶けてしまうと、となりの試料との判別がつかず測定できなくなってしまう。そこで、どのくらいの照射時間に、試料を包んでいるポ

リエチレンが耐えられるか試験してみた。試験にあたっては、試料の詰め方を一定にして、照射時間をパラメータに、また次の試験方法で示す開け方でキャプセルに穴を開けた場合と開けない場合の2通りについて、それぞれ組合せて照射した。

## (2) 試験方法

照射は、JRR-4のTパイプ（水力照射装置）で出力3.5 MW時に行った。ポリエチレンロングキャプセル（内径27.5 mm、長さ118 mm）を用い、試料として土壌3 gをポリエチレンで封入し、詰め方を一定にした。概要で述べたように穴なしと穴ありの2通りについて行ったが、開ける穴はキャプセルの上下にそれぞれ直径5 mmの円形のもの2個とした。照射したキャプセル数は全部で12本である。

## (3) 結果及び考察

結果はTable 4.3.1に示すとおりである。穴ありの場合は、試料からの発熱を穴からキャプセルに入った水が冷却しているため、ポリエチレン包装材が溶けなかったようである。また、穴なしの場合は、照射時間15分では包装材は溶けなかったが、照射時間が20分、30分になると発熱を冷却しきれずに包装材が溶けてしまったようである。Fig. 4.3.2に包装材の溶けなかった場合と溶けた場合の例を示す。

包装材が溶けるのは、キャプセルへの詰め方にもよるようだが、一般に照射時間を短くすれば、あるいはキャプセルに穴を開けるなどして何らかの冷却手段を講ずればよいようである。今回の試験のように試料3 g程度をTパイプでロングキャプセルに詰めるのであれば、15分位までは照射可能なようである。もちろん穴を開ければ30分以上の照射でも溶着しないと予想できる。しかしながら、利用者の要望によってはいつもキャプセルに穴を開けられるとは限らない。今後、詰める試料の重量を3 g以上にした場合、土壌以外の試料の場合、Tパイプでなく気送管の場合などの程度の照射時間にポリエチレン包装材が耐えられるか適宜試験する必要がある。ガンマ発熱量がわかれば、ポリエチレンの量から溶着するかしらないか予想できそうであるが、キャプセルにポリエチレンをきつく詰めた場合とゆるく詰めた場合とで溶着の仕方が違うため、ガンマ発熱量から定量的に予想するのは難しい。このため、実際の照射に近い状態で実験を行う必要がある。

Table 4.3.1 Irradiation result of sample wrapping material polyethylene

照射時間 キャプセルの状態	15分			20分			30分		
	番号	判定	目視状況	番号	判定	目視状況	番号	判定	目視状況
穴なし	1	○	照射前と同じ	5	○	かるく、くっついて いるが、分離 できる	9	×	溶けて互にくっ つき無理にはがす と、破けてしまう
	2	○	同上	6	×	試料が密着してい る部分が溶けた	10	×	同上
穴あり	3	○	水滴がついてい るが、照射前と同じ	7	○	同左	11	○	同左
	4	○	同上	8	○	同左	12	○	同左

(注)判定は試料を包んでいるポリエチレンが溶けていない場合は○、溶けている場合は×とした。

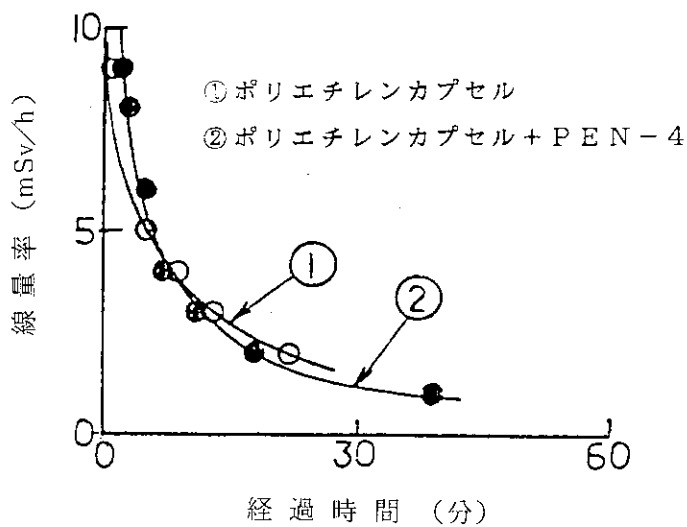
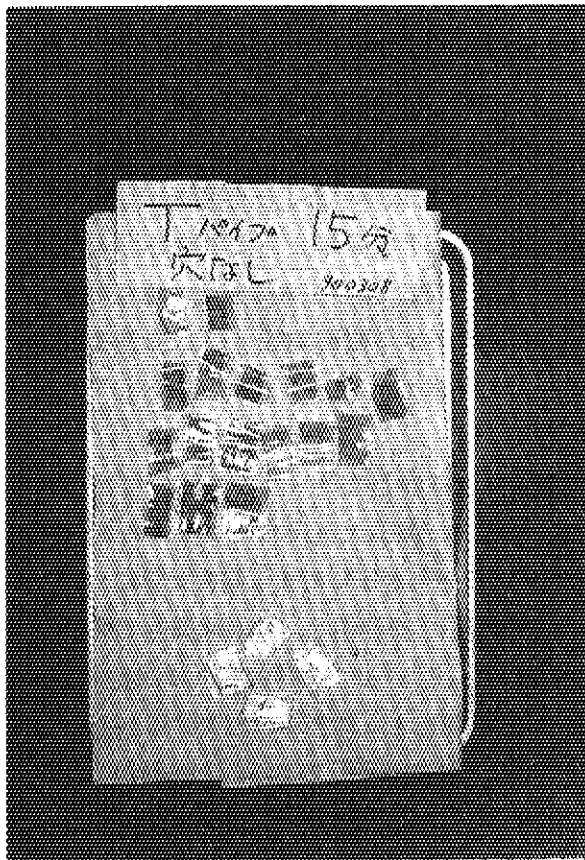
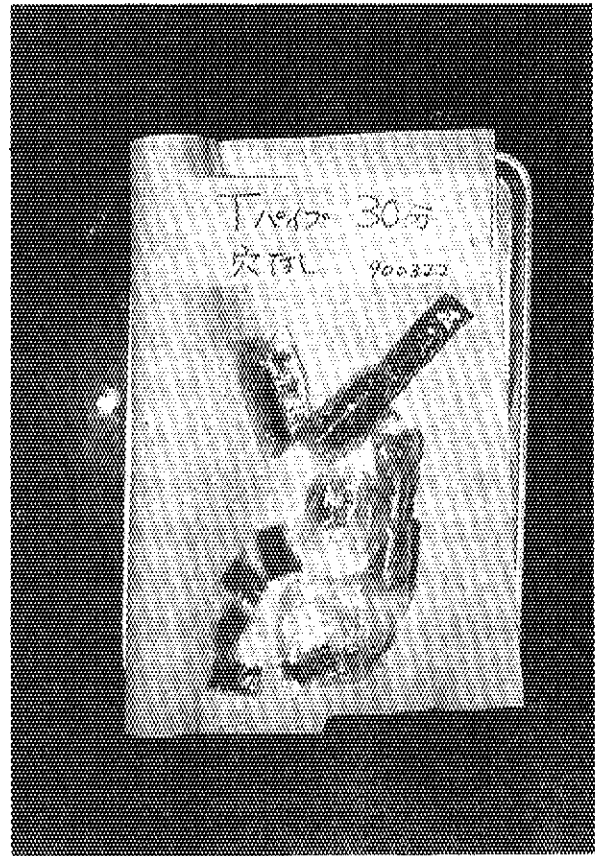


Fig. 4.3.1 Decay curves of radioactivity



照射により、溶着してないポリエチレン



照射により、溶着したポリエチレン

Fig. 4.3.2 Example for melting and not melting polyethylene

#### 4.4 研究炉に関する工学的開発研究

##### 4.4.1 シリサイド燃料の過渡照射試験のための技術的検討

JRR-3 改造炉では、U・Alx 分散型燃料を使用するが、近い将来に研究炉燃料として、現在開発中のシリサイド燃料の使用が検討されている。シリサイド燃料の使用の際には、安全審査に対応するため種々の信頼性の高いデータが必要となる。本研究は、この一環としてシリサイド燃料に関する事故時燃料挙動及び FP 放出挙動に関するデータを取得することを目的としている。

本年度は、NSRR においてシリサイド燃料を照射するために平成元年 3 月に申請を行った原子炉施設の変更許可申請が 6 月をもって許可となり、引続いて設計及び工事の方法の認可申請を NSRR 管理室に協力して行った。申請の内容は、「その他原子炉の附属施設」の「主要な実験設備」の「実験物」において、VII 型大気圧水カプセル（未照射アルミナイド・シリサイド燃料実験用）の製作に関するものである。

この際、VII 型大気圧水カプセルの設計を行い、耐震計算及び昨年度行った安全審査で定めた設計用負荷荷重を入力とした強度計算を行った。Fig. 4.4.1 に VII 型大気圧水カプセルの組立図を示す。燃料破損に伴って発生する衝撃圧力及び水撃圧力の相当静圧に対する強度計算については、胴体及び蓋に関しては有限要素法による解析コード MARC を使用し、軸対称条件で解析を行った。また、その他の部位については手計算により行った。カプセルの各状態における荷重条件を Table 4.4.1 に示す。各荷重条件による応力値、塑性歪値をもとに各部の強度評価を行った。その結果、各部の強度評価結果はいずれも許容値を下回り、強度は十分であることがわかった。

また、実験用シリサイド燃料板の製作のために、仏国 CERCA 社及び米国 B & W 社への発注作業を行い、そのための検討を行った。Fig. 4.4.2 に実験用シリサイド燃料板の仕様を示す。

##### 4.4.2 下向流・低流速条件下の限界熱流束に関する検討

###### (1) はじめに

研究炉では、高中性子束を達成するため高出力密度達成が可能な板状燃料が一般に使用されている。板状燃料の冷却材流路は、狭い垂直矩形流路であり、このため炉心熱水力設計及び安全評価においては、狭い垂直矩形流路における限界熱流束の把握が重要となる。特に、運転時の異常な過渡変化時及び事故時のような、冷却材の流速零を含む下向流・低流速条件下での限界熱流束は、対向二相流下の落下水制限 (CCFL) と密接な関係にあることが報告されている<sup>(1), (2)</sup>。

三島は、対向二相流下での限界熱流束状態は、流路出口において落下水量が全て蒸発した条件下で発生するものとして、下向流の限界熱流束相関式を導出した。さらに、三島は気泡がよどむような条件 (Bubble stagnation) の近傍では限界熱流束が特に低下することを明らかにした<sup>(2)</sup>。

しかし、本開発研究においてこれまでに行ってきた研究<sup>(1), (3), (4)</sup>では、気泡がよどむ条件で必ずしも限界熱流束が低下しないこと、また気泡がよどむ条件以外でも限界熱流束の低下が見られるなど下向流・低流速条件下の限界熱流束には、必ずしも明確でない点があった。さらに、矩形流路の幾何学的条件が CCFL に及ぼす影響についても明らかではない。

そこで、垂直矩形流路の流路断面の長辺の長さ  $a$ 、短辺の長さ  $b$  及び流路長さ  $L$  が矩形流路の CCFL に及ぼす影響を明らかにするために、 $a$ 、 $b$  及び  $L$  を系統的に変化させて CCFL 実験を行い矩形流路の CCFL 相関式を導出した<sup>5)</sup>。さらに、この導出した矩形流路の CCFL 相関式に基づき限界熱流束相関式を導びき、相関式による予測値と既存の一樣熱流束条件下で行われた垂直矩形流路の限界熱流束実験結果と比較・検討した。その結果、CCFL 相関式に基づく限界熱流束の予測値は、実験結果とよく一致することを明らかにするとともに、矩形流路の流路幅  $a$  及び流路ギャップ  $b$  が限界熱流束に及ぼす効果を明らかにした<sup>6)</sup>。

本年度は、以上の検討結果を基に、これまでに本開発研究において導出した垂直矩形流路における CCFL 相関式に基づく限界熱流束相関式を、熱流束分布がある場合の両面加熱垂直矩形流路での下向流の限界熱流束の予測に適用し、熱流束分布のある場合の限界熱流束相関式の適用性を検討した。

(2) CCFL 相関式に基づく限界熱流束相関式

本開発研究において導出した限界熱流束相関式<sup>6)</sup>を以下に示す。

$$q_{CHF}^* = \left( \frac{A}{A_H} \right) \left[ \left( \frac{C_p \Delta T_{SUB}}{h_{IG}} \right) G^* + \left( \frac{1}{1.52} \right)^2 \left( \frac{a}{\lambda} \right)^{0.5} F^{2.875} \right] \quad (1)$$

ここで、 $F = 1.3^{0.7}$

$$- \left[ 1.52 \left( \frac{\lambda}{a} - \frac{\rho_G}{\rho_L} \right)^{0.25} (0.5 + 0.0015 Bo^{1.3}) G^{*0.5} \right]^{0.7} \quad (2)$$

式(1)は、流路内に流入した水が全て蒸発してしまう状態、即ちフラッディング状態において  $G^*$  が最小値をとる。 $G^*$  の最小値  $G_c^*$  は CCFL 相関式及び  $\rho_{LjL1} = \rho_{GjG1}$  の関係から以下のようなになる。

$$G_c^* = S^2 / \left[ \frac{0.5 + 0.0015 Bo^{1.3}}{0.66 (b/a)^{-0.25}} \left( \frac{\lambda \rho_G}{b (\rho_L - \rho_G)} \right)^{1/2} \right] \quad (3)$$

ここで、

$$S = 1.3 / \left[ 1 + \frac{(\rho_L / \rho_G)^{0.175}}{(0.5 + 0.0015 Bo^{1.3})^{0.7}} \right]^{1/0.7} \quad (4)$$

式(1)は、式(2)の右辺第2項が第1項を上回らない範囲で適用可能である。なお、本研究では流路の上部には常に水が存在し、 $G^* \geq G_c^*$  である場合を対象としている。

Fig. 4.4.3 は横軸に  $G^*$ 、縦軸に  $q_{CHF}^*$  をとり、式(1)を模式的に示したものである。実線で示したものが式(1)の値であり、本相関式は、図中に示したように  $q_{CHF1}^*$  と  $q_{CHF2}^*$  の和となっている。 $q_{CHF1}^*$  は、冷却材の温度が飽和温度にある時の CCFL による限界熱流束を示し、 $q_{CHF2}^*$  は、限界熱流束状態では流路出口においては冷却材が飽和温度にあることを示す。



本相関式の特徴は、 $G^*$  の増加とともに、 $q_{CHF2}^*$  が単調に増加するのに対して  $q_{CHF1}^*$  が減少しながら漸近的に 0 に近づいていくために、入口サブクール度が小さい場合、即ち  $q_{CHF2}^*$  の傾きが小さい場合においては、図示したように、 $q_{CHF}^*$  は  $G^*$  が最小値  $G_c^*$  をとる場合に最小となるのではなく、 $G_c^*$  よりも大きな  $G^*$  の時に図に示すように極小値を持つことである。

### (3) 限界熱流束相関式と実験結果との比較

Fig. 4.4.4 に横軸に  $G^*$ 、縦軸に  $q_{CHF}^*$  をとり、限界熱流束相関式による予測値と、限界熱流束実験結果との比較を示す。パラメータは  $\Delta T_{SUB}$  である。実験データは、熱流束分布の最大値で代表させている。また、図中の CASE 番号は、Fig. 4.4.5 に示した熱流束分布の CASE 番号に対応している。比較検討に用いた実験の実験条件を Table 4.4.2 に示す。

図中の実線は式 (1) による予測値である。また、 $G_b^*$  は、以下に示す式 (8) から求めた気泡が停滞する条件での  $G^*$  である。気泡の速度が零になるような下向きの質量流量は、次式で示す Churn 流の気泡ドリフト速度<sup>7)</sup>から求めた。

$$V_{GJ} = (C_0 - 1) J + 2 \{ \sigma g^2 (\rho_L - \rho_G) / \rho_L^2 \}^{1/4} \quad (5)$$

$$\text{ここで、} V_{GJ} = V_G - J \quad (6)$$

$$V_G = j_G / \alpha \quad (7)$$

式 (5) ~ (7)、 $G = \rho_G j_G + \rho_L j_L$ 、 $G^*$  の定義及び気泡の速度  $V_G = 0$  の関係から、気泡が停滞する条件での  $G^*$  は次式となる。

$$G_b^* = \frac{2 \{ \sigma g^2 (\rho_L - \rho_G) \rho_L^2 \}^{1/4}}{C_0 \{ \lambda \rho_G (\rho_L - \rho_G) g \}^{1/2}} \quad (8)$$

ここで、 $C_0$  は分布パラメータと呼ばれ、矩形流路の場合は次式で表される<sup>7)</sup>。

$$C_0 = 1.35 - 0.35 \cdot \sqrt{\rho_G / \rho_L} \quad (9)$$

Fig. 4.4.4 から、実験データについて以下に示す点が明らかである。①  $\Delta T_{SUB}$  が大きい程、限界熱流束は高くなる。②  $G^* > 20$  の領域では、 $G^*$  が大きい程、限界熱流束は高くなる。③  $\Delta T_{SUB} = 25$  K の場合、限界熱流束は  $G^* = 20$  付近で最小となるが、 $\Delta T_{SUB} = 75$  K の場合には  $G^* = G_c^*$ 、即ちフラッキング条件下で最小となる。④ 気泡が停滞する条件、即ち  $G^* = G_b^*$  付近において限界熱流束の低下が必ずしも明確ではない。

相関式との比較では、Fig. 4.4.4 から明らかなように、式 (1) は入口サブクール度の違いによらず、いずれの実験データに対しても比較的よい一致を示している。さらに、式 (1) は  $\Delta T_{SUB} = 25$  K の実験データが示す傾向、即ち限界熱流束がフラッキング状態において最小となるのではなく、 $G^*$  が 20 付近で最小となる傾向をよく表している。

Fig. 4.4.6 (a), (b) に、本開発研究において行った一様熱流束及び熱流束分布がある場合の全実験データ<sup>(1), (3), (4)</sup>を、横軸に式 (1) による限界熱流束の予測値を、縦軸に限界熱流束の実測値をとり、それぞれ示す。熱流束分布がある場合の限界熱流束は、熱流束分布の最大値で代表させた。

Fig. 4.4.6 (a) に示すように一様熱流束の場合には、式 (1) は異なる加熱長さ及び異なる流路ギャップの実験データに対して、いずれもよい一致を示しており、予測値に対する実験データのばらつきからみてほぼ最適な予測値を与えていることがわかる。

一方、熱流束分布がある場合に対しては、Fig. 4.4.6 (b) に示すように、式に対する実験データの + 側のばらつきが一様熱流束の場合に比べ大きいものの、比較的よい一致を示しており、熱流束分布がある場合に対しても一様熱流束の場合と同様に限界熱流束の予測に適用できることがわかる。

原子炉の熱水力設計及び安全評価においては、予測値に対する実験データのばらつきの下限値を把握しておくことが重要であるが、Fig. 4.4.6 (a), (b) に示したように、本実験範囲では、一様熱流束及び熱流束分布がある場合の予測値に対する実験データの下限値は、いずれも約 - 30 % であることがわかる。

## 記 号

a : 矩形流路の流路幅 (m), A : 流路断面積 ( $\text{m}^2$ ),  $A_H$  : 加熱面積 ( $\text{m}^2$ ), b : 矩形流路の流路ギャップ (m),  $B_o$  : ボンド数,  $C_p$  : 定圧比熱 ( $\text{kcal} / \text{kg} \text{ } ^\circ\text{C}$ ), G : 質量流量 ( $\text{kg} / \text{m}^2 \text{ s}$ ),  $G^*$  : 無次元質量流量, g : 重力加速度 ( $\text{m} / \text{s}^2$ ),  $h_{fg}$  : 蒸発潜熱 ( $\text{kcal} / \text{kg}$ ), J : 気液二相流の体積流量 ( $\text{m}^3 / \text{m}^2 \text{ s}$ ), j : みかけ速度 ( $\text{m} / \text{s}$ ),  $j_{G_b}^*$  : 無次元気相みかけ速度,  $j_{L_b}^*$  : 無次元液相みかけ速度, L : 加熱長さ (m),  $q_{CHF}$  : 限界熱流束 ( $\text{kcal} / \text{m}^2 \text{ s}$ ),  $q_{CHF}^*$  : 無次元限界熱流束,  $V_G$  : 気泡の速度 ( $\text{m} / \text{s}$ ),  $V_{G,j}$  : 気泡のドリフト速度 ( $\text{m} / \text{s}$ ),  $\alpha$  : ボイド率,  $\Delta T_{SUB}$  : 入口サブクール度 (K),  $\lambda$  : 臨界波長 (m),  $\rho$  : 密度 ( $\text{kg} / \text{m}^3$ ),  $\sigma$  : 表面張力 ( $\text{kg} / \text{m}$ )

## 添 字

G : 気相, I : 入口, L : 液相

## 参考文献

- (1) Y. Sudo, K. Miyata, 他 3 名, "Experimental study of differences in DNB heat flux between upflow and downflow in vertical rectangular channel" Nucl. Sci. Technol. , 22 [ 8 ], p 604 ~ 618 (1985) .
- (2) K. Mishima, "Boiling burnout at low flow rate and low pressure conditions", 京都大学学位論文, (1984) .
- (3) 数土, 宮田, 他 3 名, "JRR - 3 改造炉のための炉心熱伝達実験 II - 垂直矩形流路における沸騰開始 (ONB) 条件及び DNB 熱流束に関する実験的研究 - , JAERI - M 85 - 126, (1985) .

- (4) 神永, 数土, 他 2 名, 狭い垂直矩形流路での限界熱流束に関する実験的研究 - 出力分布を有する場合と一様加熱の場合との比較 -, 日本機械学会論文集 B 編, 55 巻 517 号 (1989) .
- (5) 数土, 薄井, 他 1 名, 垂直矩形流路の対向二相流下における落下水制限に関する研究 (I) - 流路断面形状・流路長の影響及び CCFL 相関式の導出 - 日本機械学会論文集 B 編, 55 巻 517 号 (1989) .
- (6) Y. Sudo, M. Kaminaga, "A CHF characteristics for downward flow in a narrow vertical rectangular channel heated from both sides", to be published in Int. J. Multiphase Flow, (1989) .
- (7) M. Ishii, "One - dimensional drift - flux model and constitutive equation for relative motion between phases in various two - phase flow regimes", ANL - 77 - 47, (1977) .

#### 4.4.3 反応度投入事象解析

昨年度までに JRR - 3 を対象として事故発生から FP 放出までの解析を行うコードパッケージを整備した。これは LOCA (冷却材喪失事故) に対しては THALES - ART コードパッケージを, RIA (反応度投入事故) に対しては EUREKA - 2 及び ART コードを改良したものである。本年度は RIA 事象に対する解析を行った。解析事象としては ATWS (スクラム不能) として実験物等による反応度添加及び起動時における制御棒の異常な引き抜きの 2 事象を選定した。2 事象に共通の解析条件を以下に示す。

##### 燃料 溶 融 温 度

1250 °C

##### フィードバック反 応 度

燃料が溶融温度に到達した後のドップラー反応度は溶融温度でのフィードバック反応度で一定とした。

##### 容 積 比 熱

燃料及び被覆材についてそれぞれ溶融温度で無限大とすることにより, 被覆材温度の上限値を溶融温度とした。

##### (1) 実験物等による反応度添加

原子炉運転中に照射試料により与えられる反応度の最大値は  $0.073 \% \Delta K / K$  である。解析では, 実際よりも厳しい解析結果を得るために最大の反応度値をもつ 2 個の照射試料が同時に移動するとして, 投入反応度を  $0.15 \% \Delta K / K$  (約  $0.12 \phi$ ) とする。

解析結果によると, Fig. 4.4.7 に示すように炉出力は急激に上昇するものの約 300 秒後に 34 MW に到達した後は一定になった。また, ホットチャンネルでの燃料平均温度は約 300 秒後に最大値 412 K (139 °C) で一定になった。この結果, 実験物等による反応度添加 ( $0.15 \% \Delta K / K$ ) 時 ATWS 事故では, 燃料溶融に至らないことが確認された。

##### (2) 起動時における制御棒の異常な引き抜き

反応度添加率は最大反応値を持つ粗調整棒が手動により引き抜かれるとして  $0.07 \% \Delta K$

／K／secとする。また、投入反応度は微調整棒2本が40 cmの位置から全引き抜き位置まで引き抜かれるとして2.67%  $\Delta K / K$ とする。

解析結果によると、過渡変化開始後11.5秒で燃料は溶融温度に達し、この時の炉出力は10 GWであった。この結果、起動時における制御棒の異常な引き抜き時のATWSに際しては、燃料内FPは冷却材中に放出されることが予想される。

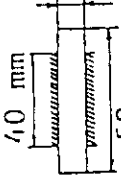
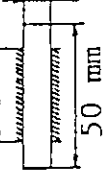
ATWS事象として、実験物等による反応度添加事象及び起動時における制御棒の異常な引き抜き事象について解析を行った。その結果、前者については燃料溶融には至らないことが、また後者についてはFPの放出が予想された。

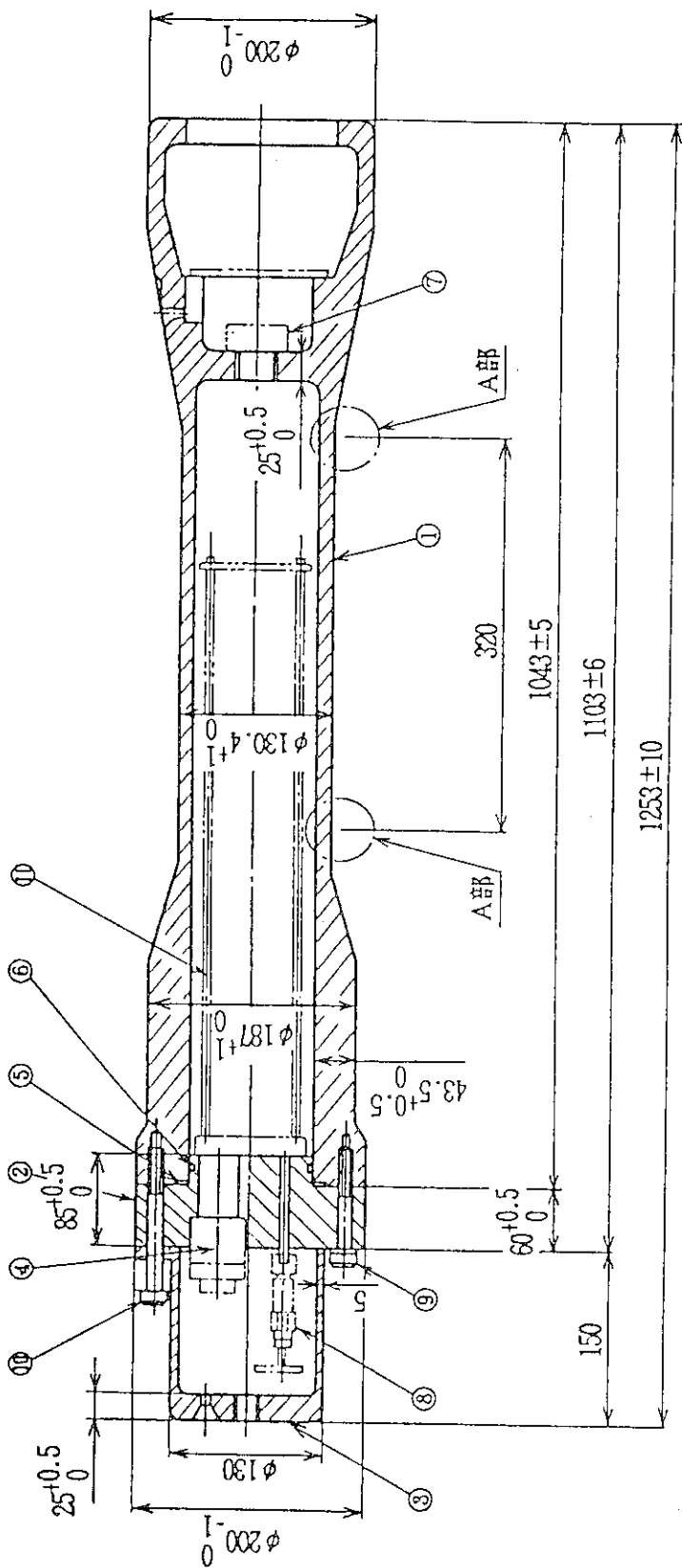
Table 4.4.1 Design based condition

状態	条件		部位		胴体中部	胴体上部	上部フランジ	軸方向荷重 上部フランジ
	最高使用圧力 (軸力)	最高使用温度 (°C)	最高使用圧力 (軸力)	最高使用温度 (°C)				
設計状態	最高使用圧力 (軸力)	500 kg/cm <sup>2</sup>	1270 kg/cm <sup>2</sup>	1320 kg/cm <sup>2</sup>	500 kg/cm <sup>2</sup>	1270 kg/cm <sup>2</sup>	1320 kg/cm <sup>2</sup>	4.81 × 10 <sup>4</sup> kg (軸力)
	最高使用温度 (°C)	100						
	運転 (荷重)	大気圧						
運転状態	燃料破損時 (静的圧力)	500 kg/cm <sup>2</sup>	1270 kg/cm <sup>2</sup>	1320 kg/cm <sup>2</sup>	500 kg/cm <sup>2</sup>	1270 kg/cm <sup>2</sup>	1320 kg/cm <sup>2</sup>	4.81 × 10 <sup>4</sup> kg (軸力)
	圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )							
	運転温度 (°C)	100						
状態	使用回数 (回)	50						
	地震力 × 回数	運転ベースの地震力 × 4回 (1回の地震あたり左記の地震力の波が40波長分作用するものとする)						
	地震力 × 回数	設計ベースの地震力 × 1回 (1回の地震あたり左記の地震力の波が40波長分作用するものとする)						
試験状態	耐圧健全確認試験 (kg/cm <sup>2</sup> )	440 注)						
	試験温度 (°C)	常温						

注) 試験圧力は胴体の弾性範囲内の上限近傍の圧力とする。

Table 4.4.2 Test condition of critical heat flux experiments in the vertical rectangular channel

Heat flux	Pressure (kg/cm <sup>2</sup> abs)	Mass flux (kg/m <sup>2</sup> s)	Inlet water subcooling (K)	Heating type	Configuration of test section	L/De	G <sub>c</sub> *
Uniform	1.0~1.2	0~600	23.3~81.3	heated from both sides	 40 mm 50 mm 2.25 mm and 2.8 mm	170,71	2.0
Non-uniform	1.0~1.2	0~ 2,200	2.3~78.0	heated from both sides	 40 mm 50 mm 2.25 mm	170	2.0



品番	部品名	員数	材質	備考
11	燃料支持具	1		附属品
10	フランジボルト	3	SNB 22-1	M16×150
9	フランジボルト	9	SNB 22-1	M16×100
8	ガス抜きバルブ	2		附属品
7	圧力検出器取付部	1		附属品
6	Oリング	1		
5	Oリング	1		
4	計器線引出部	1		附属品
3	キャップ	1	SUS 304	
2	蓋	1	SUS 304	
1	胴体	1	SUS 304	

(単位:mm)

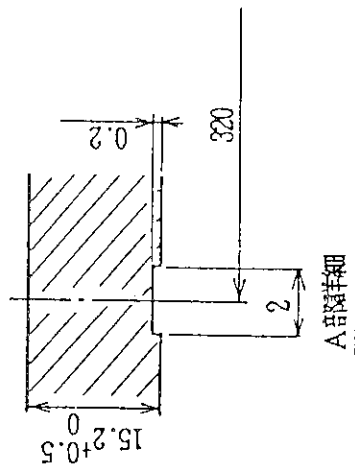


Fig. 4.4.1 Schematic of standard water capsule (Type-VII)

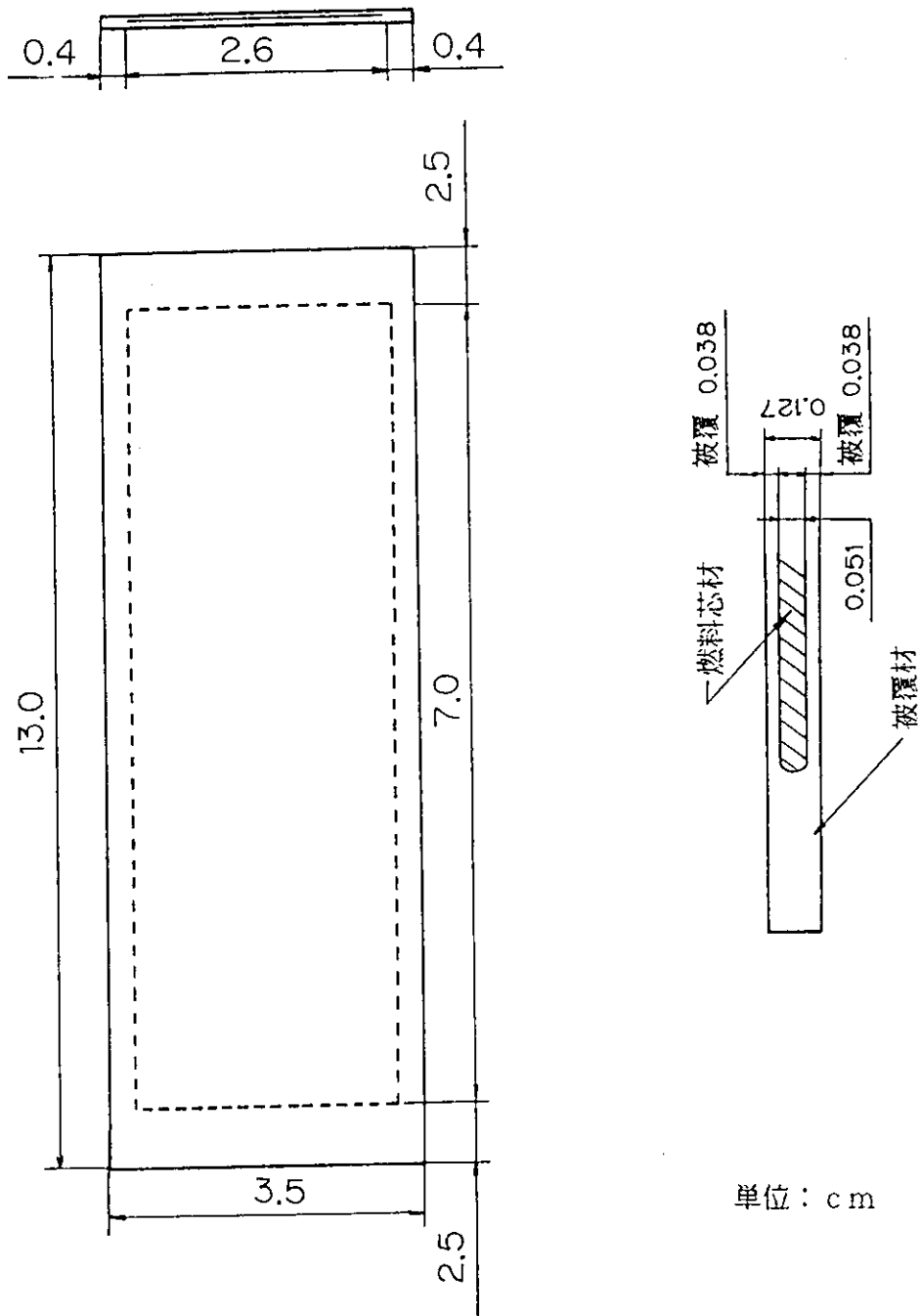


Fig. 4.4.2 Silicide mini-plate



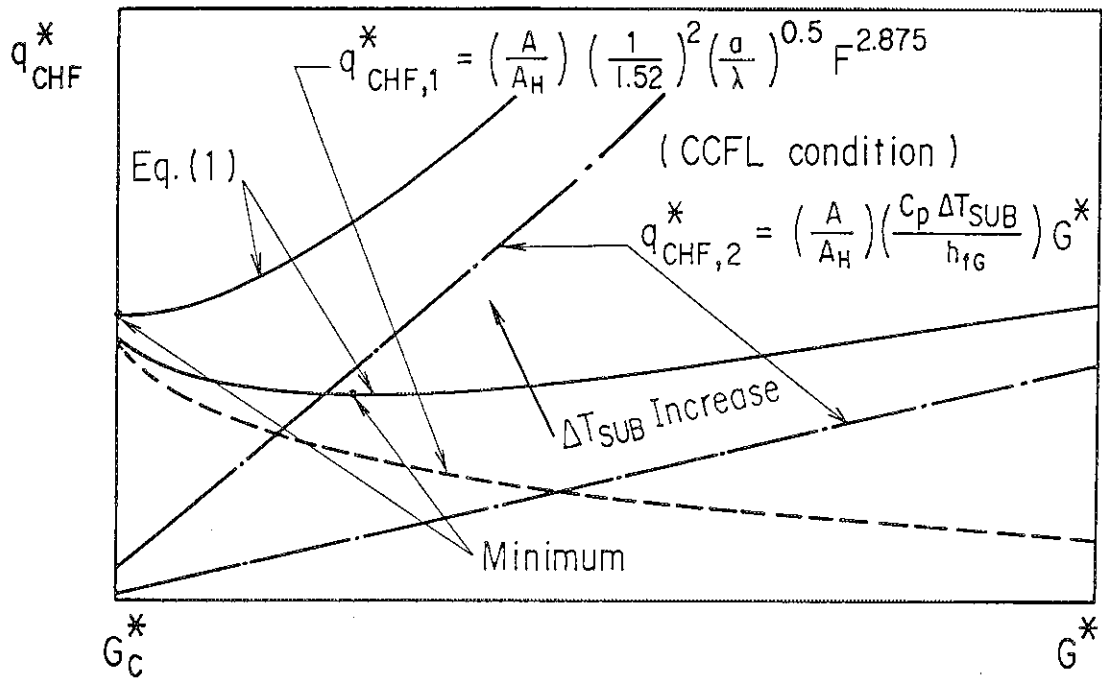


Fig. 4.4.3 Illustration of equation (1)

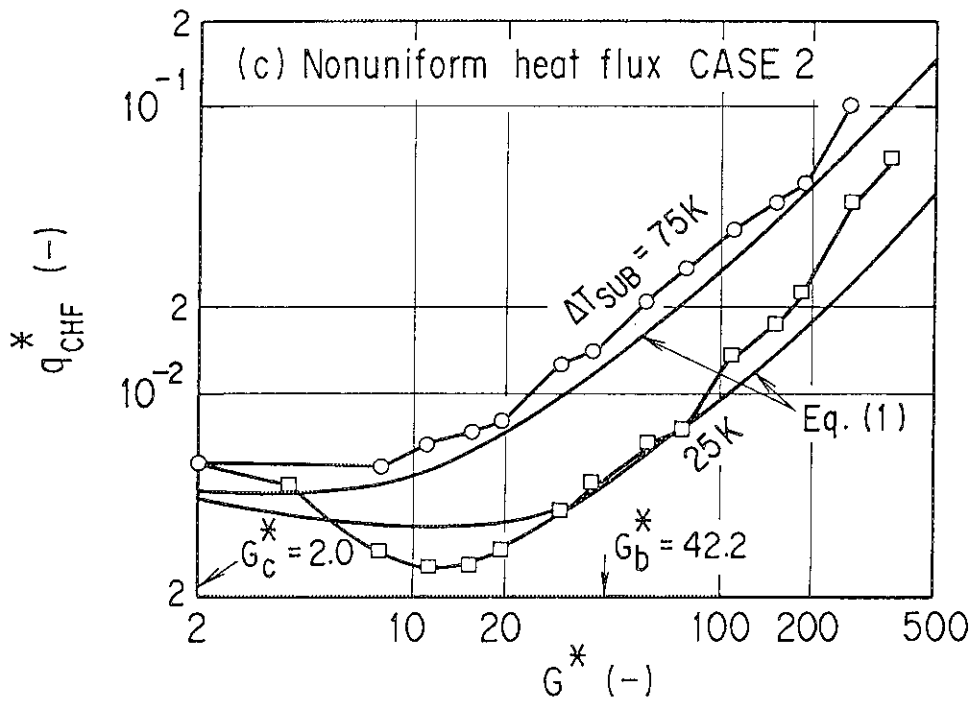


Fig. 4.4.4 Comparison of CHF between the prediction based on CCFL correlation and the experimental results ( $q_{CHF}^*$  vs  $G^*$ )

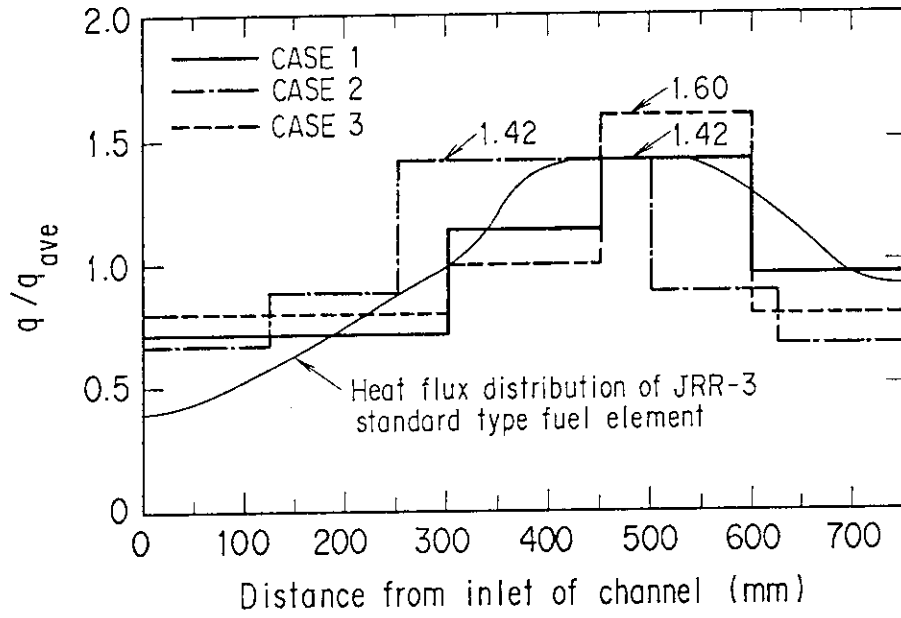


Fig. 4.4.5 Heat flux distribution used in CHF experiments

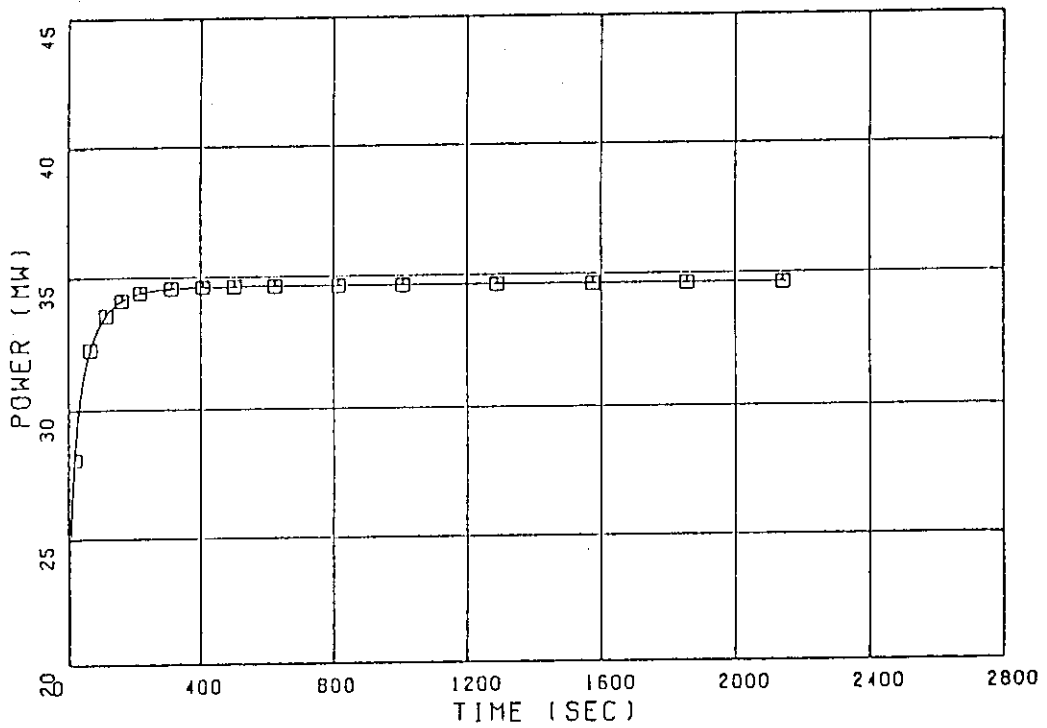


Fig. 4.4.7 Reactor power (Removal of in-core irradiation samples)

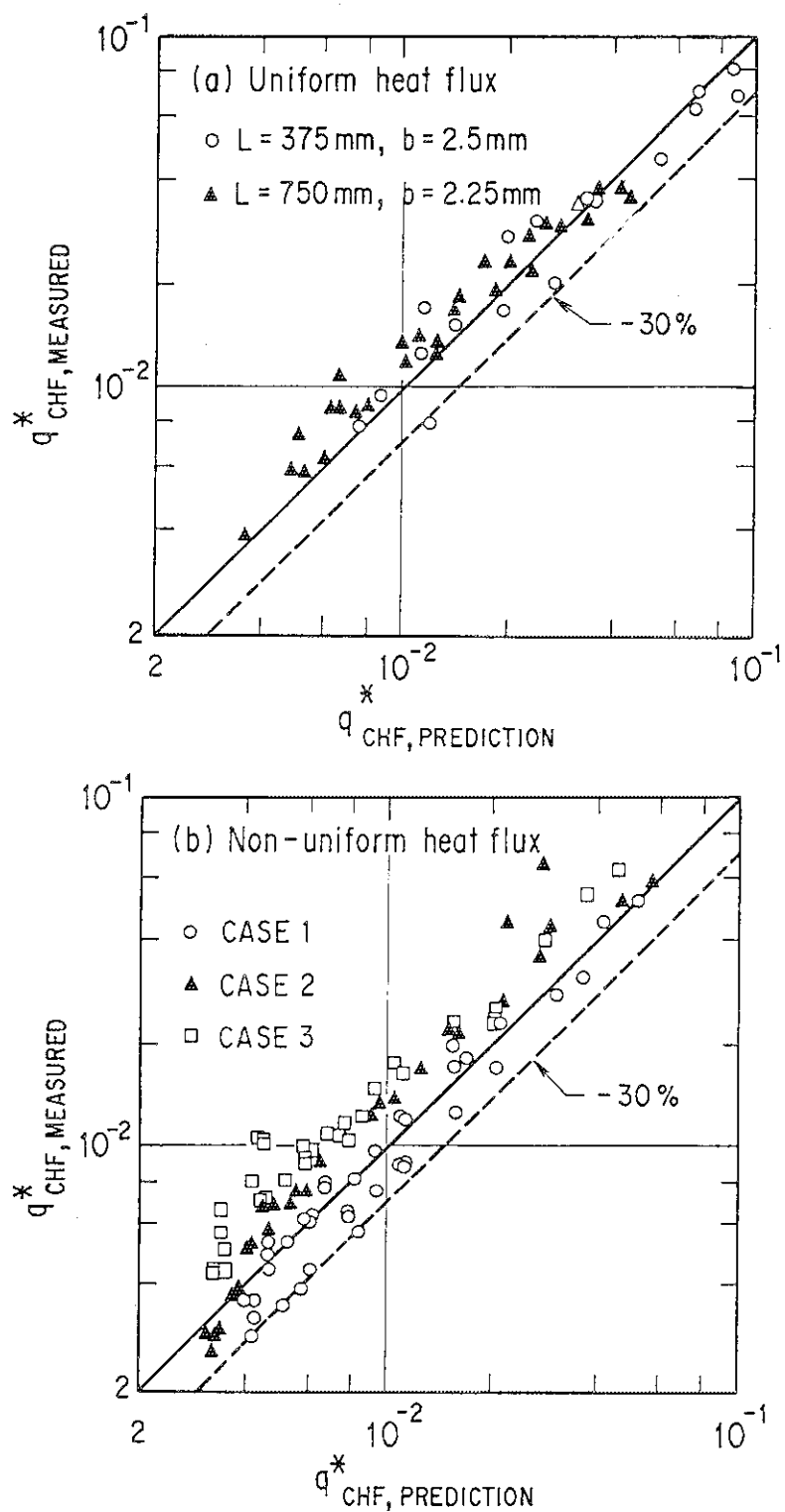


Fig. 4.4.6 Comparison of CHF between the prediction based on CCFL correlation and the experimental results

## 4.5 ホットラボの技術

### 4.5.1 原子炉用金属材料の電気化学的腐食測定装置の開発

#### (1) はじめに

軽水炉の炉心で使用される構造材料（主にステンレス鋼）は、中性子線の照射により金属組織的な変化を生じ、その結果、高温水中における腐食性が非照射材に比べ変化することが予想される。また、炉心の $\gamma$ 線による水の放射線分解によって発生するガスが材料の腐食挙動に影響を及ぼすことが知られている。ここで、重照射の使用済ラップ管試験片の腐食特性を調べるのに適した遠隔操作型電気化学的腐食測定装置の開発を研究室と協力して行った結果を報告する。遠隔操作型電気化学的腐食測定装置は、透明アクリル製の腐食測定槽、恒温冷却装置、コンピュータ制御腐食測定システム等から構成されている。開発の重点は、透明アクリル製の遠隔操作型電気化学的腐食測定槽と試料ホルダーである。

#### (2) 装置の製作

ステンレス鋼の電気化学的腐食測定方法は、分極曲線の信頼性を確保するため、JIS規格で「ステンレス鋼のアノード分極曲線測定方法」（JIS-G-0579）として定められている。照射済試料の電気化学的腐食測定装置は、ホットセル内においてマニプレータによる試料取扱い、腐食液の交換等ができ、かつ、JIS規格を満たすものでなければならない。

JIS規格の測定槽は、試料ホルダー、対極、参照電極、 $N_2$ ガスバブラを備えたものである。本実験の腐食液用内槽付の恒温水冷却用外槽寸法は、セル内の遠隔操作性を考慮し、 $300 \times 185 \times$ 高さ170 (mm)とした。また、セル内には測定後の試料表面顕微鏡観察のため、超音波洗浄器及びドライヤーを設置した。使用済腐食液の廃液タンク及び恒温水冷却用の水循環器は、遠隔操作式とし、セル背面に設置した。操作室には計測制御のコンピュータ、 $N_2$ ガスポンプ等を配置した。Fig. 4.5.1に腐食測定システムの構成を示す。

測定毎に着脱を行う試料ホルダーは、電位測定に直接係るため、遠隔操作に重点を置いて開発を行った。実験室での非照射試料の試験では、絶縁被覆導線を樹脂埋込中の試験片に接続し、#1000又は、バフ仕上げした試料を用いて測定し、測定後に顕微鏡観察している例が多い。しかし、照射済試料のホットセル内での試験では、導線を接続した樹脂埋込試料が自動研磨に不適であること及び導線のために試料が傾いたり不安定になり易く、実験室で行う時のような微調整ができない。

そのため、Fig. 4.5.2に示すような透明アクリル製試料ホルダーを考案した。この試料ホルダーの特徴は、以下のとおりである。①導電性の金属ボルトをもつ樹脂埋込試料（ $\phi 30 \times 15$  mm）を用いているので、試料の自動研磨に支障がない。②研磨仕上げ試料を試料ホルダーへ入れると測定位置に納まり、リード線付の金属板を挿入し、試料押さえ付け用ボルトをマニプレータで廻すと、シリコンパッキングにより腐食液の浸透のないように密着固定される。この状態で測定槽に納め、腐食測定を行う。③測定後の試料は、試料ホルダーへ固定したまま測定槽から取り出し、超音波洗浄器による水洗とドライヤーによる乾燥後、マニプレータで試料ホルダーの試料押さえ用ボルトを緩めてホルダーから取り出す。この工程により、測定後の腐食測定試料表面に損傷等を与えることなく、顕微鏡検査に供することができた。

## (3) 装置の性能チェックと照射後試験

電気化学的腐食測定装置については、非照射試料でホットセル内でのマニプレータ操作によるテストを行い、遠隔操作性と測定データの信頼性のチェックを実施した。結果は、満足のゆくものであった。

照射後試験は、使用済ラッパ管 (SUS - 316, 中性子照射量  $1 \times 10^{24} \text{ n/cm}^2$ ,  $> 1 \text{ MeV}$ ) の供試試料について行った。非照射材と照射材との EPR 曲線 (Electrochemical Potentiokinetic Reactivation) の代表例を Fig. 4.5.3 に示す。

この種の照射材による電気化学的測定は、国内における測定例が少なく、今回、遠隔操作型の装置を開発し、有用なデータを得ることができるようになった。

## 4.5.2 超電導体物質の遠隔操作型帯磁率測定装置の開発

## (1) はじめに

超電導体物質について、30 K 以上の温度で超電導を示す酸化物が昭和 61 年に発見され、さらに昭和 62 年になると 90 K 以上の臨界温度の酸化物が新たに発見された。その代表的物質である Y - Ba - Cu 系酸化物の照射効果の研究が物理部で開始された。そして、Y - Ba - Cu 系 (略称 Y 系) 及び Bi - Sr - Ca - Cu 系 (略称 Bi 系) 超電導体を JRR - 4 と JMTR で中性子照射し、超電導特性 (臨界温度と臨界電流) の照射効果を調べる試験が、昭和 63 年度末に固体物理第 2 研究室からホットラボへ申し込まれた。そこで、ホットラボでは、遠隔操作型帯磁率測定装置の開発を研究室に協力して進めた。本装置は、市販の装置を基本にして遠隔操作に改造し、ジュニアセルに設置したものである。

以下に、装置の構成、測定法及びホットセルへ据付後の性能確認について述べる。

## (2) 装置の構成

試料は、中性子照射した石英ガラスサンプル入りの Y 系及び Bi 系の高温度超電導体で、これを遠隔操作により測定ヘッド部の測定コイルに取付けた後、クライオ冷凍により真空中で冷却し、所定の温度に達した後、誘導法による帯磁率測定を行うものである。

装置各部の主な仕様は、以下のとおりである。

測定ヘッド部：	測定コイル	4 個
	コイル寸法	外径 7 × 内径 4.5 × 長さ 40 (mm)
	最大発生磁場	$3.985 \times 10^4$ (A/m)
計測部：	1 次コイル励磁電源	Max. $\pm 150$ (V), 1 (A)
	定電流電源	0 ~ $\pm 119.99$ (mA)
	温度コントロール部,	ヒータ電源容量
		1.5 (A), 17 (V)
真空・冷却部：	ロータリー真空ポンプ	真空度 1.33 (Pa)
	クライオ圧縮・冷凍機	温度制御範囲
		30 ~ 300 (K)
	冷却方式	…… ヘリウム循環式
データ処理部：	パーソナルコンピュータによる	演算と作図処理

装置の概要を Fig. 4.5.4 に示す。

試料の取付け、取外しについては、マニプレータによる操作を必要とするため、測定ヘッド部の改良を行った。改良の主な点は、① 測定ヘッド部の冷却効率を良くするため、通常、測定ヘッドに冷却機構が直結しているものを、マニプレータの操作がし易いように離れた。この場合、冷却効果を損わないようにクライオ冷凍機のみを直結し、クライオ圧縮機は、分離させた。② 測定ヘッドの透明アクリルカバーを上下2段分割にして、コイルへの測定試料の着脱を容易にした。③ 測定ヘッドを遠隔操作による着脱を可能にし、かつ、測定ヘッド部を安定に保つためベース上に組立てた。

装置各部の配置は、測定ヘッド部をセル内に、真空ポンプとクライオ圧縮機をセル背面エリアに、データ処理装置を操作室にそれぞれ設置した。各部への結線は、セル前面プラグ孔を利用して行った。

### (3) 測定法

測定法には、誘導法を使用した。測定ヘッドは、相互誘導ブリッジを1次コイル1個と2次コイル2個で構成し、試料を一方のコイル内に配置した場合、1次コイルに誘導された磁束が別の2次コイルで検出され、試料の磁化の時間変化に対応するブリッジの出力を得る。

この微小出力は、積分器に1次コイルの励磁信号とともに入力される。その出力は、磁化の位相及び大きさの情報に分解されて A/D コンバータに入力され、データ処理装置で処理後、磁化曲線として作図される。本装置の誘導法の系統図を Fig. 4.5.5 に示す。

### (4) 装置の性能試験

装置一式をジュニアセルに設置した後、非照射の高温超電導体試料帯磁率を測定し、性能の確認を行った。試料は、照射済試料と同様に外径 3.8 mm、長さ 35 mm の石英ガラスアンプルの中に粉体及び焼結材 (1 × 1 × 長さ 10 mm) を He と O<sub>2</sub> の混合ガスとともに封入したものである。測定に際しては、熱伝導率を改善するために、石英ガラスアンプルの表面に真空グリースを塗布し、試料の冷却効率の向上を図った。マニプレータ操作による石英ガラスアンプルのコイルへの着脱は、測定ヘッド部の透明アクリル製円筒カバーを上下の2段分割型としたため、容易に確実に行うことができた。また、心配されたセル内設置に伴う長さ 6 m の信号ケーブルについては、ノイズも少なく問題がなかった。Fig. 4.5.6 に性能試験における非照射 YBa<sub>2</sub>Ca<sub>3</sub>O<sub>7-x</sub> 焼結体の磁化曲線の例を示す。

### (5) まとめ

高温超電導物質の中性子照射効果を調べるため、主として測定ヘッド部を改良した遠隔操作型帯磁率測定装置を製作してホットセル内に設置し、非照射材の測定を行った結果、予想どおりの性能を確保することができた。これにより、平成2年度から JRR-4 及び JMTR 照射済試料について帯磁率測定を行う予定である。

## 4.5.3 真空高温引張試験機の更新

### (1) はじめに

本装置は、照射済 HTTR 用耐熱合金及び核融合炉用高温構造部材について真空高温引張試験を実施し、これらの材料の照射健全性を評価するために、各種の照射後試験に使用するもの

である。従来の装置は昭和49年に設置したもので、老朽化による性能及び試験精度の低下が著しいだけでなく、現在の材料試験の多様化及び高度化の要求に対処できない面がある。そこで、これらの要求に対応し同時にデータ収録及び処理の自動化を図り、照射後試験を効率的に実施するために、装置の更新を行った。

## (2) 装置の構成

本試験装置は、ホットケープ内での照射後試験に使用するために遠隔操作型とし、引張試験機本体、真空加熱炉、真空排気装置及び各制御装置から構成される。

引張試験機本体は、最大荷重  $\pm 5,000$  kg まで負荷できるロードフレームに容量 1,000 kg 用ロードセルを備え、電気機械式のアクチュエータ駆動方式による低サイクル疲労試験機とした。

真空加熱炉は、真空チャンバ及び加熱炉により構成され、真空排気装置と組み合わせて、試験片を最高温度  $1,500^{\circ}\text{C}$  (常用  $300 \sim 1,300^{\circ}\text{C}$ ) まで加熱する装置で、試験機本体の支柱間に装着し、着脱可能とした。真空チャンバ及び加熱炉の形式は、2分割のチャンバ内に縦2分割の加熱ヒータを設けた一体型の前面扉開閉方式とした。

真空排気装置は、主ポンプに磁気浮上式のターボ分子ポンプを使用し、真空チャンバ内を  $5.0 \times 10^{-7}$  Torr 以上 ( $1,300^{\circ}\text{C}$  昇温時) の高真空状態に排気するものである。主ポンプのターボ分子ポンプは、真空チャンバからフランジを通して試験機本体側に固定した。また、補助ポンプの油拡散ポンプ、油回転ポンプ及び駆動弁を操作する電磁バルブ等は、真空排気ユニットとして単独のボックス内に収納し、試験機本体と分離した。これら真空排気制御装置は、各排気ポンプ及び駆動排気弁の操作を全て操作室からの押しボタンによる遠隔操作とし、排気弁に必要な圧縮空気源及び電磁バルブ等は、ホットケープ内のボックスに納めた。また、真空度の測定は、表示をアナログ型、デジタル型の2方式とした。

加熱炉制御装置は、デジタルプログラム PID 温度調節計により、最高温度  $1,500^{\circ}\text{C}$  (常用  $300 \sim 1,300^{\circ}\text{C}$ ) まで設定することができ、設定温度の  $\pm 1\%$  以内の精度でコントロールするものである。

循環冷却装置は、ハンディクーラー及び冷却タンクから構成され、真空加熱チャンバ、上下ロッド及び電極等の装置各部の冷却を行うものであり、冷却水パイプの接続は全てカプラ式とし、容易に着脱可能なものとした。

データ処理装置は、引張試験から疲労試験までの試験データをパーソナルコンピュータを使用して収録及び処理するもので、試験の効率化を図った。また、本装置のチャック及びロッドには、従来から実施してきた丸棒及び板状試験片のほか、今回新たに小型板状試験片 ( $25 \ell \times 5 w \times 0.8 t$ ) 用試験治具の装着が可能である。

装置の主な仕様を Table 4.5.1 に示す。

## (3) まとめ

本試験装置は、高放射線下のホットケープ内に設置され、装置本体の操作は全て M-8 型マニプレータ等により行われるため、耐放射線性、遠隔操作性については十分に考慮した。

試験機本体は、試験片サイズの増大要求を満足させるため、定格荷重及びフレーム剛性を大幅に高めた機種を使用した。また、試験機本体の負荷方式は、バックラッシュの少ないボールネジによる電気機械式アクチュエータタイプを使用した。この方式は、従来の油圧制御及びリー

ドスクリータイプのものに比較して、負荷駆動部等がシンプルな構造であるため放射線汚染対策及びメンテナンス等にも優れている他、真空チャンバのロードフレームへの着脱が容易である。

真空排気装置の主ポンプには、磁気浮上式のターボ分子ポンプを採用することにより、軸受け部の機械的摩耗が解消されメンテナンスが不要となる。また、ターボ分子ポンプ本体内部のコイル絶縁部は、長期間の高放射線下の使用を考慮し、耐放射線型のもを採用した。

真空チャンバ及び加熱ヒータの構造は、遠隔操作による試料及びチャックの着脱を容易にするため縦2分割型前面扉開閉方式とした。

本試験装置の制御用ケーブル及び冷却水配管等は、操作室前面下部の6インチ用遮蔽プラグ(2本)を通して行った。

本装置の導入により、従来の装置に比して、総合的な性能及びメンテナンス等の向上が図られ、効率的な照射後試験が行えるようになった。

#### 4.5.4 小型パンチ (SP) 試験装置の開発

##### (1) はじめに

近年、各融合炉材料などの照射後試験において、非常に微小な試験片 ( $10 \times 10 \times 0.5^{\ast} \text{mm}$  平板状小型試験片及び  $\phi 3 \times 0.25^{\ast} \text{mm}$  の透過型電子顕微鏡用試験片) を用いた金属材料の破壊じん性関連の特性 (遷移温度、弾塑性破壊じん性等) を測定するための小型パンチ (Small Punch = SP) 試験の要求が強くなっている。

当室においても、研究室からの依頼に応じて、延性-脆性遷移温度 (Ductile Brittle Transition Temperature = DBTT) を求めるために、 $\phi 3 \text{ mm}$  と  $10 \text{ mm}$  角の試験片を用いた低温領域における試験に必要な装置類の設計・開発を行った。

##### (2) 試験装置の概要

試験装置は、試験機本体、恒温槽及び試験片をセットするためのホルダ、試験片の中央部に荷重を加えるためのパンチャーの他、変位測定のための低温用クリップ型変位計で構成し、 $\phi 3 \text{ mm}$  と  $10 \text{ mm}$  角の試験片には、それぞれホルダを入替えることで対応できるようにした。上下ホルダの締付トルクは、 $\phi 3 \text{ mm}$  が約  $5 \text{ kg} \cdot \text{cm}$ 、 $10 \text{ mm}$  角は約  $10 \text{ kg} \cdot \text{cm}$  で締付けを行うためにトルクドライバを用いた専用締付治具を開発し、必要とされる正確なトルク管理を可能とした。また、微小試験片の取扱いにはエアピンセットを用いることで、極薄の試験片にハンドリングダメージを与えることなく取扱いが可能である。締付治具、エアピンセットについては、ホットセル内での使用実績もあり、これらの経験が十分活かされたものである。

試験は、約  $-160^{\circ}\text{C}$  ~ 室温の範囲で行ったが、これに使用した遠隔操作型の恒温槽及び試験機本体 (ロードセル  $200 \text{ kg}$ ) は、従来から当室で所有していたものを使用した。試験治具の概略を Fig. 4.5.7 に示す。

##### (3) まとめ

現在、微小試験の一環として各方面において SP 試験が行われつつある。当室のような照射後試験施設においては、これらの微小な試験片を専用に取り扱うためのホットセルや内装機器は必ずしも十分でないため、現有の装置に専用治具を付加して実施することで対応せざるを得な



い状況である。現在のホットセルでこれらの非常に微細な試験片を取扱うためには、高度で相当の照射後試験技術と内装機器の開発が必要であるため、今後、更に改良を行っていく予定である。

Table 4.5.1 Specification of tensile testing machine in high temperature and vacuum

項 目	仕 様
引張試験機本体 ① 型 式 ② 定格荷重 ③ ロードセル ④ 負荷方式 ⑤ 負荷速度	(低サイクル疲労試験機) ・ (株) 島津製作所製 EMF-5 型 ・ 静荷重 : 5000 kg ・ 疲労荷重 : 5000 kg ・ 許容荷重 : 1000 kg ・ 電気機械式デジタルサーボ方式 ・ 0.00015mm/min~200mm/min
真空加熱炉 ① 最高温度 ② 温度精度 ③ 均熱幅 ④ 炉型式 ⑤ 発熱体 ⑥ 加熱制御方式 ⑦ 熱電対	・ 1500°C (常用300~1300°C) ・ 設定値の±1%以内 ・ φ30×H100mm ・ 縦2割型 ・ モリブデンメッシュヒータ ・ デジタルプログラムPID温度制御方式 ・ Rシーブ型
真空排気装置 ① 到達真空度 ② 排気速度 ③ 真空チャンバ ④ ハーメチックシール孔 ⑤ 排気ポンプ	・ $1 \times 10^{-3}$ Pa (室温時) ・ $5 \times 10^{-4}$ Pa まで30分以内 ・ 型 式 : 縦2割型前面開閉方式 ・ 材 質 : ステンレス製 ・ 2箇所 ・ 主ポンプ : 耐放射線型磁気浮上式ターボ分子ポンプ空冷式 ・ 補助ポンプ : 油拡散ポンプ 空冷式, 油回転ポンプ
真空排気制御装置 真 空 計	(株) 大亜真空社製 ・ アナログ型 : 低真空域 ; PT-9P / 高真空域 ; IT-10P ・ デジタル型 : 低真空域 ; PT-120 / 高真空域 ; IT-510
加熱炉制御装置 ① 温度調節計 ② 記録計	(株) CHINO社製 DPタイプ ・ デジタルプログラム温度調節計 (株) 横川電機社製 $\mu$ R180 ・ デジタル印字型 12打点式
循環冷却装置 ① ハンディクーラー ② 冷却タンク	(株) サーマス社製 TRL-107G2T ・ 冷凍機 : ハーメチックシールタイプ空冷式 1500W×2基 ・ 冷凍能力 : 最大6000Kcal/h ・ 冷媒 : フロンガス R-22 ・ 温度範囲 : 常温~0°C ・ 容 量 : 100ℓ

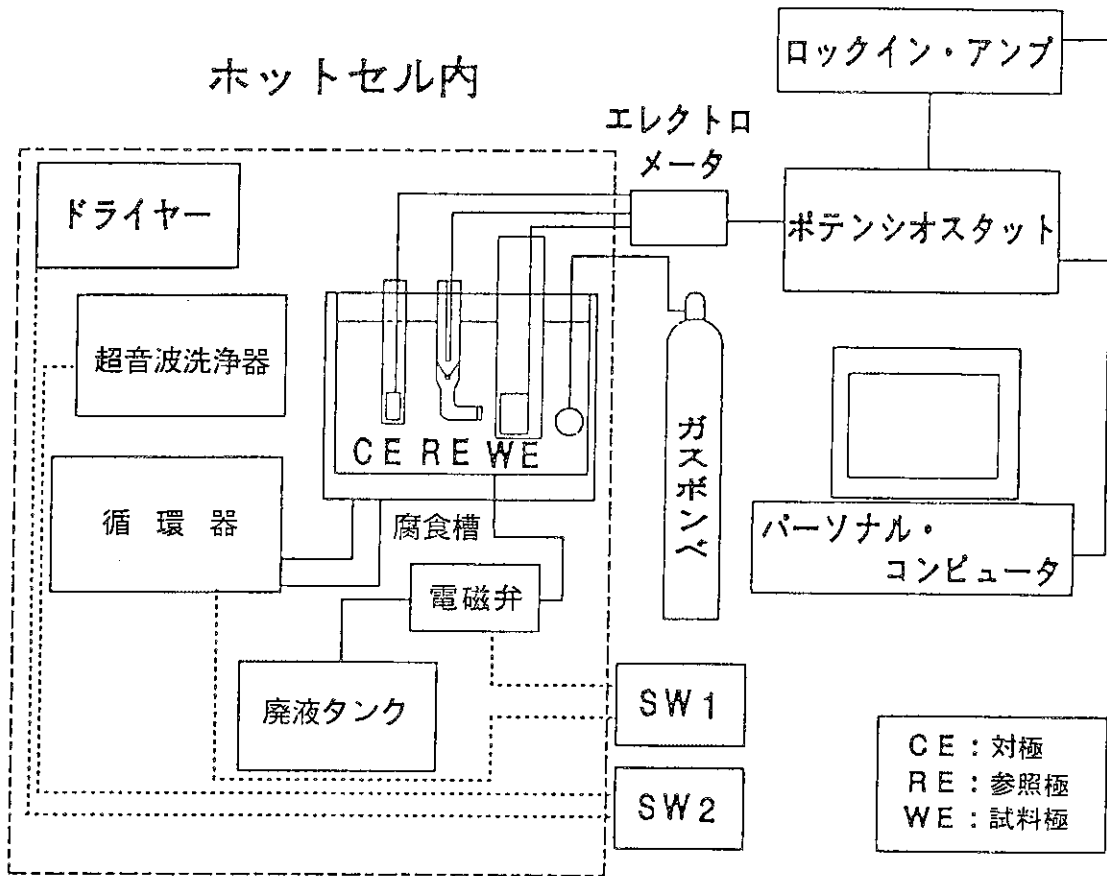
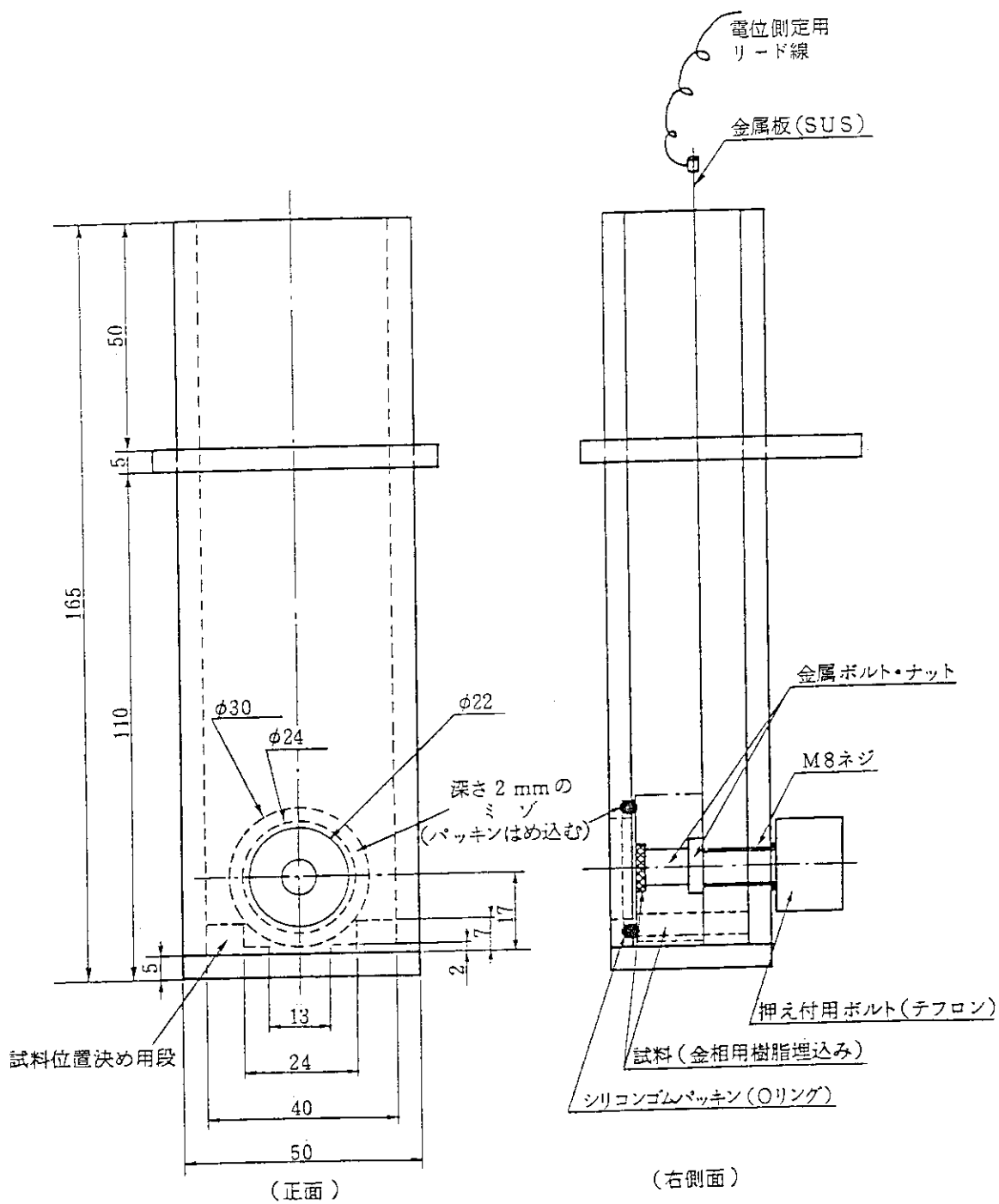


Fig. 4.5.1 Block diagram of remote control electrochemical corrosion measurement system



単位：mm

Fig. 4.5.2 Transparent acrylic sample holder

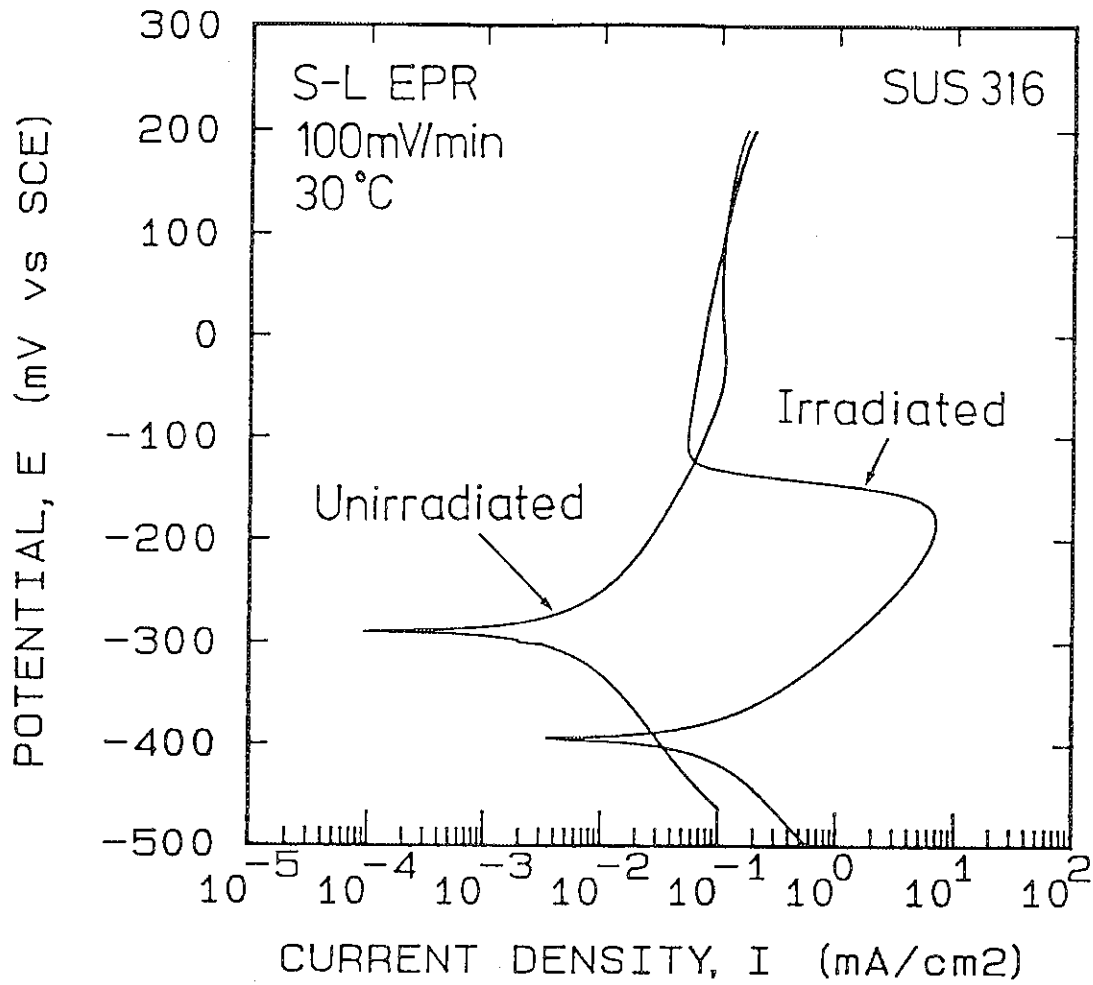
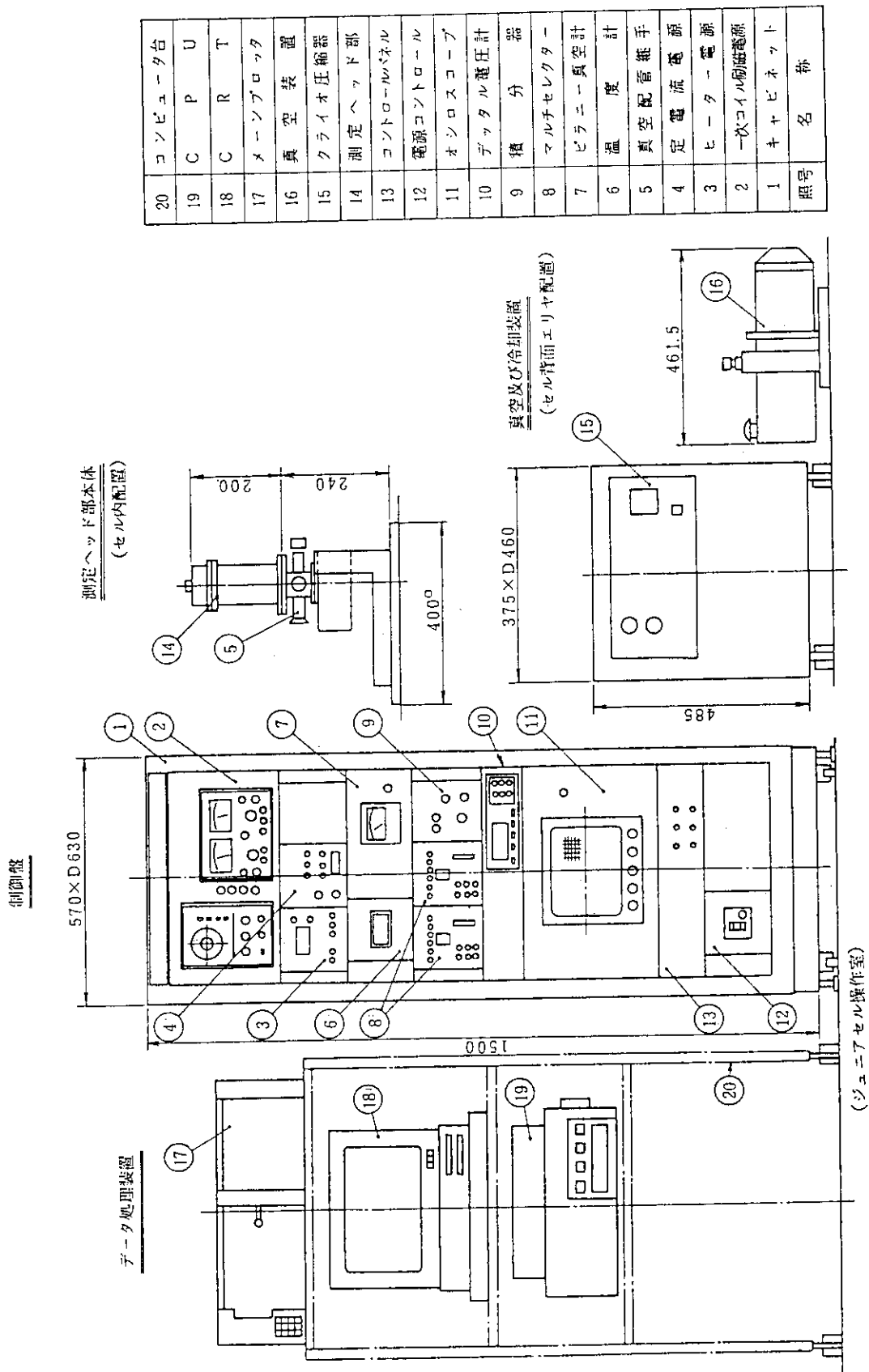


Fig. 4.5.3 Typical EPR curve  
 (EPR: Electrochemical potentiokinetic reactivation)



番号	名称
20	コンピュータ台
19	C P U
18	C R T
17	メーンプロック
16	真空装置
15	クライオ圧縮器
14	測定ヘッド部
13	コントロールパネル
12	電源コントロール
11	オシロスコープ
10	デジタル電圧計
9	積分器
8	マルチセレクター
7	ピラニイ真空計
6	温度計
5	真空配管継手
4	定電流電源
3	ヒーター電源
2	一次コイル励磁電源
1	キヤビネット

Fig. 4.5.4 Equipment for measuring susceptibility of superconductors

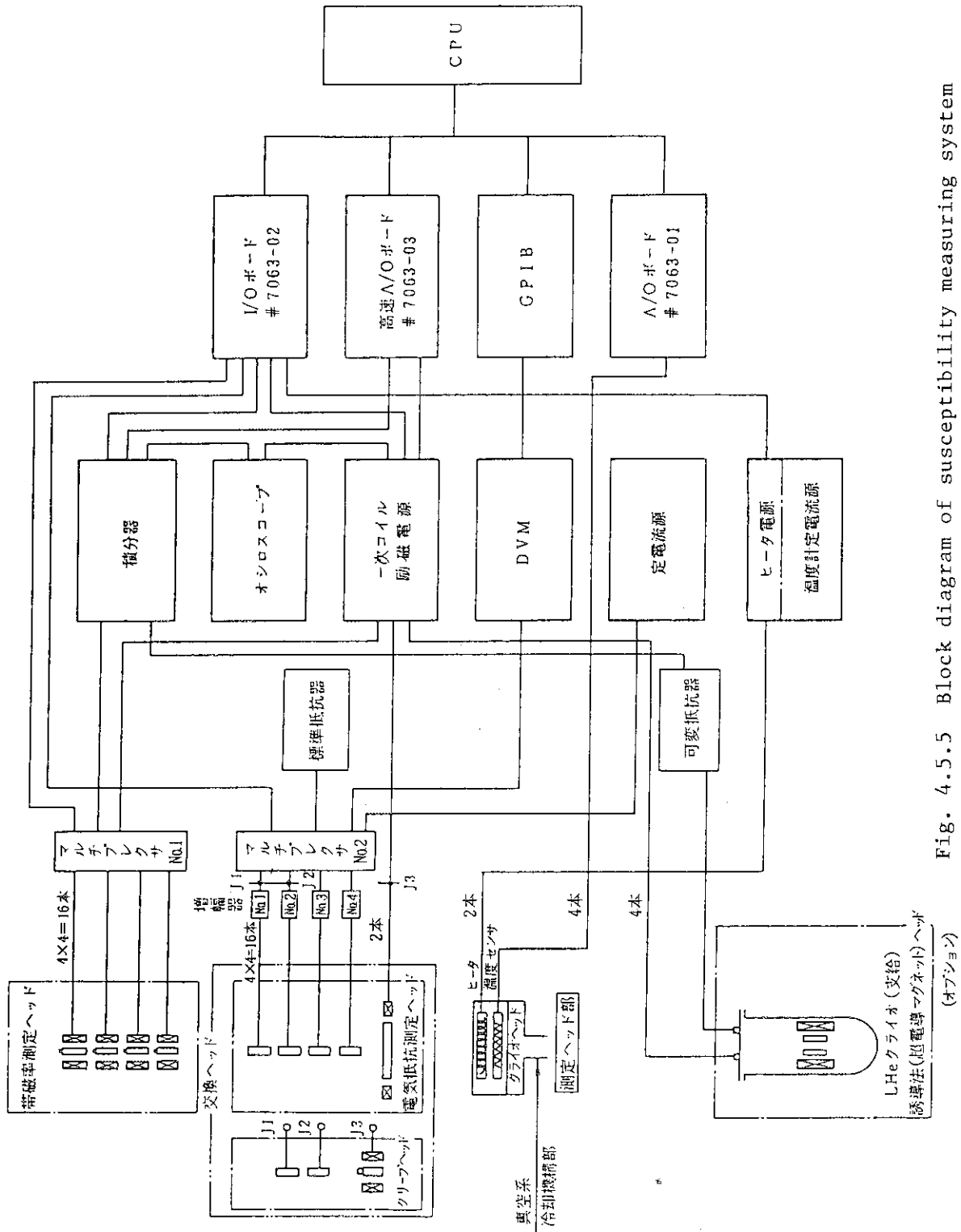


Fig. 4.5.5 Block diagram of susceptibility measuring system

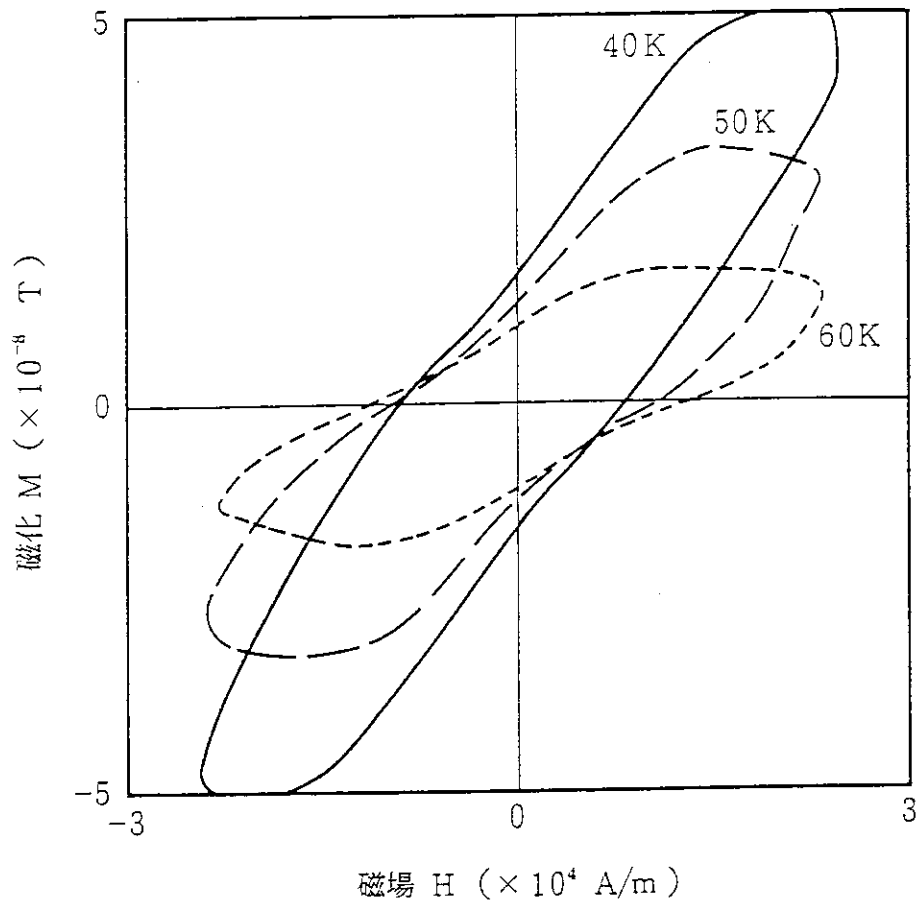


Fig. 4.5.6 Typical magnetization curves of unirradiated  $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{6.9}$  superconductor



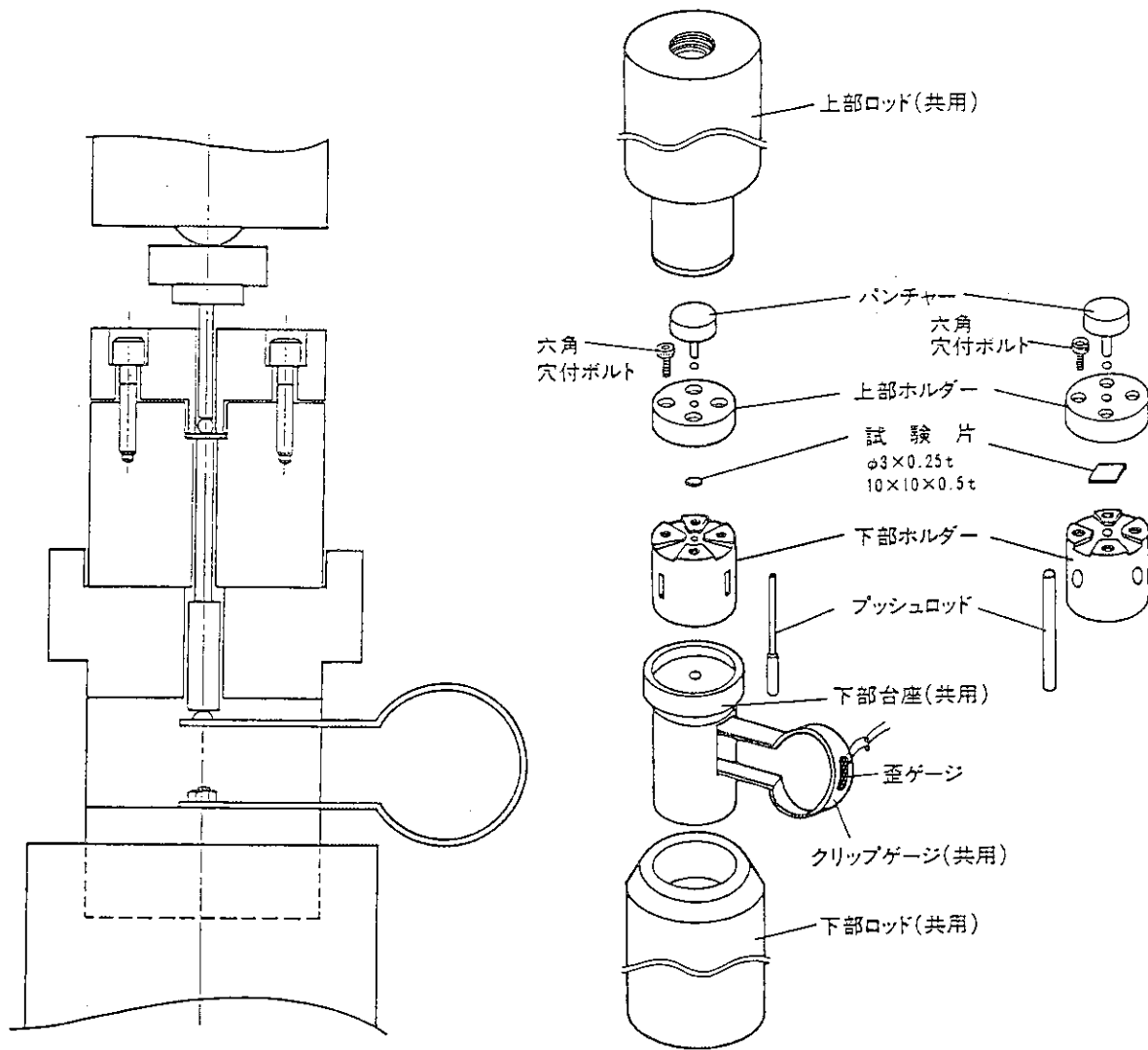


Fig. 4.5.7 Small punch jig

## 4.6 JRR - 3 の改造

### 4.6.1 概 要

平成元年度の改造工事は、最終の工事段階に入り、現地の据付け工事は、ビーム実験装置を除いてすべて終了し、原子炉施設、実験利用施設ともに作動・機能試験を実施した。原子炉施設については、燃料装荷前のすべての試験・検査を3月上旬までに終了し、3月15日からは燃料の装荷を開始した。3月22日には改造後初の臨界に到達し、その後全炉心の構成を目指して燃料の装荷を行い、特性試験を継続している。

### 4.6.2 全体工程

平成元年度における改造工事は、ほぼ基本工程（JRR - 3 改造工事主要工程）どおり、順調に進捗した。

原子炉本体及び関連施設、実験利用設備並びに冷中性子源装置の据付け工事は、10月までに完了し、11月からは機能試験の段階に入った。2月初旬には重水系の機能試験を行うため、JRR - 3 原子炉施設全域に「管理区域」を設定した。また、これに先立ち、原子炉の運転に向けて、原子炉施設保安規定の全面的な改正を行い、2月5日付けで認可を得た。

3月中旬から燃料装荷、炉物理に係る特性試験を開始し、予定どおり3月22日に臨界を達成した。

建家関連工事においては、原子炉建家電気設備工事及び機械設備工事が各々7月、8月に竣工した。

原子炉建家気密対策工事は、11月に気密試験に係る使用前検査を行い、12月に予定どおり竣工した。年度末に屋外整備工事が竣工し、すべての建家関連の工事が竣工した。

JRR - 3 改造工事主要工程を Table 4.6.1 に示す。

### 4.6.3 特性試験

JRR - 3 改造炉は、平成2年3月22日14時13分に初臨界を達成した。平成元年度は、この初臨界に向けて前年度までに作成された特性試験計画書に従って、各試験の試験要領書及び手順書の作成を行った。さらに、これらに基づいて、特性試験の実施に当たっての部内安全審査及び所内安全審査を受け、指摘された事項について検討を行い、試験要領書等に反映させた。

本年度実施の特性試験項目は、臨界近接、最小臨界、炉停止余裕の測定等である。実施された試験及び作業日程の概略を Table 4.6.2 に示す。また、初臨界時の原子炉の状態を Table 4.6.3 に示す。

なお、来年度は、4月から9月末までに出力上昇試験、定格出力長時間運転等を行い、制御特性、熱特性等の試験を実施し、10月に JRR - 3 改造炉の竣工となる予定である。

### 4.6.4 原子炉施設

#### (1) 経 過

本年度は、据付け調整の工事も順調に進んで、10月には、原子炉本体のプール（炉プール、

カナル、使用済燃料プール)の水張り試験を完了した。機器の据付け工事の進捗に伴って、計測制御系統との組合せ試験を実施し、3月上旬までには、コールド(燃料装荷前)でのすべての試験を終了した。

その後、原子炉の運転訓練を行うとともに、3月15日からは燃料装荷を開始し、3月22日には、科技庁原子力安全局長をはじめ、原研役員の列席を得て、改造炉は初臨界に到達した。これにより、本年度で工事段階はすべて終了したことになる。

## (2) 原子炉本体関係

### ① プール設備・冷却系関係

工場における検査は、6月迄にすべて終了した。現地での据付け工事の進捗状況に対応して、ポンプ、配管等各機器ごとに耐圧試験、作動試験、ポンプ運転試験等を実施した。プール内機器の据付け工事は、照射利用設備の工事との調整に苦慮したが、ゲート類の工事も順調に進んで、10月には原子炉本体のプール(炉プール、カナル、使用済燃料プール)の水張り試験を実施した。

重水系統の配管、タンク等は、据付け工事後に内部の洗浄(エア・ブロー及び軽水によるフラッシング)を実施し、11月上旬から約3ヶ月間内部乾燥を実施した。バルブ等乾燥が不十分になり易い箇所は、開放点検を行って乾燥状態を確認する等慎重に対処し、系内の水分による重水純度の低下を招かぬよう配慮した。使用する重水は、旧JRR-3で使用したものであり、トリチウムを含んでいるため、重水の取扱いに習熟した研究炉技術課水・ガス係の指導により、2月上旬から系内に充填した。

### ② 計測制御関係

計測制御系統の工事は、ケーブルの布設工事を進めるとともに、据付け工事の完了した機器との組み合わせ試験を10月から系統別に順次実施し、機器の調整、作動条件の確認等を2月迄実施した。

### ③ その他

2月初旬には、重水系統に重水が充填されることに対応して、原子炉建家内を管理区域に設定し、原子炉施設保安規定も原子炉運転再開に対応したものに改定した。2月から3月初旬には、燃料装荷前に実施すべき、すべての機能試験及び使用前検査に合格するとともに、OJT方式による原子炉の運転訓練も開始した。

3月15日から2日間かけてフォロー型燃料6体を装荷した後、標準型燃料要素を1体ずつ追装荷して、3月22日、標準型燃料要素14体目を装荷し、改造炉は初の臨界に到達した。

## (3) 燃料等

原研における低濃縮燃料(濃縮度20%未満)の製造計画に基づき、JRR-3用燃料として、新たに25体の追加発注が認められた。このため、本年度に予定していた第L<sub>2</sub>、第L<sub>3</sub>次燃料として製造する燃料体数を64体から89体に変更した。これにより、既に認可を取得した第L<sub>2</sub>、第L<sub>3</sub>次燃料の設工認について、燃料体の製造体数を変更する変更申請を5月に行い、8月4日付けで認可された。

また、仏国CERCA社で製作中であった第L<sub>0</sub>、第L<sub>1</sub>次燃料は、12月に32体、2月に34体の計66体(フォロー型燃料13体、標準型燃料53体)がJRR-3に搬入された。このう

ち、3月15日から開始した燃料装荷によって、3月末日には炉心内に標準型燃料18体、フォロワ型燃料6体、計24体が装荷されている。

この他保障措置関係としては、前年度に引き続いて、IAEAによるDIVの検認が、8月及び9月の2回行われた。

#### (4) 建家工事関係

建家の新築工事はすべて終了しており、本年度の工事は、原子炉建家関係の工事及び建家周辺の整備工事が主に行われた。原子炉建家関係の工事としては、電気設備工事、機械設備工事が各々7、8月に竣工した他、11月には、原子炉建家の気密対策工事が終了し、科技庁立会いによる使用前検査に合格して、原子炉建家の漏洩率が10%/day以下であることを確認した。炉室1階にはビーム実験設備に対応した床面石貼り工事が行われ、12月末には完了した。これで原子炉建家関係の工事は、すべて終了した。

また、建家周辺の整備工事としては、二次冷却塔周辺の法面整備、JRR-3周辺の駐車場整備、屋外照明灯の設置工事が行われ、3月末日迄に竣工した。

### 4.6.5 利用施設

#### (1) 経過

実験利用設備については、前年度の工場製作に引き続いて現地据付け工事を行いほぼ終了した。これに続いて、単体機能試験、総合機能試験等を実施し、原子炉の臨界を迎えることができた。

#### (2) 照射利用設備

照射利用設備は、現地での使用前検査も各機器や装置の据付けを完了した9月に外観、耐圧試験等の検査を、平成2年2月に系統検査を終了し、性能試験を残すのみとなった。

核燃料物質の使用施設検査も第1回を昭和63年12月に実施してから最終(第5回)検査を平成2年2月に終了し、3月27日付けで合格証を受領した。

##### ① 水力照射設備及び気送照射設備

工程上据付けや配管工事の遅い炉室詰替セル及び照射機器室においても、配管工事を6月に完了し、引き続き電線敷設、計装工事を7、8月に施工した。また、機器の作動確認、調整を行い設備単位の機能試験を11月に実施し、模擬照射試料(ラビット)の搬送を行った。

##### ② 放射化分析用照射設備

工事の進行状況は水力照射設備及び気送照射設備と同様であるが、単体機能試験において照射筒から分析装置(検出器)までの搬送時間がラビットの重量にほとんど関係なく、6.6～6.8秒であった。

##### ③ 均一照射設備、回転照射設備及び垂直照射設備

炉プール内に据付けられる均一照射設備、回転照射設備及び垂直照射設備の機器並びに炉頂に設置される均一照射設備のキャスク等は、4月から6月にかけて据付け工事を終え計装工事を7、8月に施工した。

プールの水張りが実施される10月までに単体機器の作動確認、調整を終えた。また、垂直照射設備のキャプセルを燃料領域(RG)及び反射体領域(BR)に挿入した状態で標準

型の燃料が交換できることを確認した。

#### ④ 照射利用設備の計測制御設備

前年度に引き続き工場で製作完成した制御盤や操作盤の据付けを行い、電線敷設等の結線、機器の作動との調整を10月までにほぼ終了し、機器や装置の単体機能試験が実施できる状態になった。

その後、上位計算機との連結調整を行い、2月には照射利用設備全体を同時に模擬運転する総合機能試験を実施し、運転に支障のないことを確認した。

##### (イ) 水力照射設備及び気送照射設備の計測制御関係

バルブ制御盤の据付けを4月に行い、炉室詰替セル内や照射機器室内のようにバルブが多く配置されしかも、配管との関連で電線敷設や計装工事のやりにくいところも8月に終了し、バルブの開閉作動、系統としての作動の調整をプロセス計算機と連結して行いプログラムの確認も行った。

##### (ロ) 放射化分析用照射設備の計測制御関係

水力照射設備及び気送照射設備の計測制御関係と同様に操作盤の据付け終了後、機器とプロセス計算機とを連結した調整、確認を実施した。

##### (ハ) 均一照射設備、回転照射設備及び垂直照射設備の計測制御関係

原子炉内及び炉頂は原子炉施設との関連もあり工程上からは他の設備より完成が遅くなったが、10月には機器との調整、確認を終了した。

均一照射設備は試料の挿入、取出しの搬送が水中で行われることから、最終の調整をプール水張り後に実施した。

#### (3) 冷中性子源装置

冷中性子源装置は、前年度に実施した現地搬入、仮据付け（ヘリウム冷凍設備では、低温配管を除いて本据付けであった。）に引き続いて、平成元年5月～6月に炉外作動試験を行った。炉外作動試験後、冷中性子源装置本体設備を原子炉建家内に据付けた。10月に冷中性子源装置全施設について使用前検査を受けて合格した。総合調整を11月～12月に、総合機能試験を平成2年2月～3月にそれぞれ実施した後、3月上旬に系統の機能について使用前検査を受けて合格した。

以下に炉外作動試験、総合機能試験、使用前検査等について述べる。

##### ① 炉外作動試験

炉外作動試験は、冷中性子源装置を原子炉建家内へ据付ける前に冷中性子源装置の特性を確認することを目的に行われた。

炉外作動試験の主要な試験項目である熱流力特性については、前年度までに実施した水及びフロンによる流動実験結果の検討から、減速材容器中に液体水素を安定して貯留させる安定流動には、サーモサイフォン系内に保有する全液体水素量とサーモサイフォンの熱移送量をパラメータとした時、二つの安定流動領域（液量の少ないときを第1、液量の多いときを第2と呼ぶ。）が存在し、二つの安定流動領域間には不安定流動領域が存在することがわかっている。炉外作動試験では、核発熱を電気ヒータで模擬し、実際に水素を用いて流動の安定性及び減速材容器中のボイド率を測定して、二つの安定流動領域のうちいずれの領域が実機

の運転領域として適切であるかを調べた。

この結果、第2の安定流動領域は系内の液体水素量が1.3～1.4 ℓ以上のときに現れ、水素は極めて安定した流動となり、ボイド率も900 Wの熱移送時に約30%であり、運転に適していることがわかった。一方、第1の安定流動領域は極めて領域が狭く、熱移送量によっては不安定流動へ移行し、また、ドライアウトを生じることもあり運転には適さないことがわかった。減速材容器中の液体水素の貯留状態をFig. 4.6.1に示す。

炉外作動試験では、熱流力特性の他にクライオポンプ特性、制御特性、異常時の特性、コールドリーク、水素系のヘリウム置換、無冷却運転特性についても試験を行った。これらの試験で得られた主要な結果は次のとおりである。

- (イ) ヘリウム冷凍設備の冷凍能力は十分な余裕を有している。
- (ロ) コントロールヒータによる水素圧力制御方式は、原子炉の起動、停止等の外乱に対し良好な制御性を有している。
- (ハ) 無冷却運転による減速材容器の温度は最高使用温度以下である。
- (ニ) クライオポンプの性能は良好であり、有害なコールドリークも生じないことから真空断熱性能は良好である。また、運転中の真空圧力は、ドライアウト発生圧力に比べ十分低く、真空圧力劣化によってドライアウトが発生する恐れはない。
- (ホ) 原子炉運転中にヘリウム冷凍設備が停止しても、冷中性子源装置は安全に停止する。
- (ヘ) 冷中性子源装置の運転時の安定性は良好であり、ヘリウム冷凍系の油汚染の恐れもない。
- (ト) 水素を十分安全に排気できる。

以上のことから、冷中性子源装置はその性能を十分満足するものであり、実機として使用することについては何ら問題ないことを確認した。

## ② 総合機能試験

総合機能試験は、運転要領書に基づいて冷中性子源装置を手順どおりに運転できることを確認するとともに、冷中性子源装置全体設備としての機能を満足していることを確認するため、及び原子炉の起動が可能であることを見極めるために行った。試験は通常運転モードにより、運転前準備、起動、運転、異常時の確認、100時間連続運転、停止及び停止後の処理の各ステップに従って実施した。主な試験項目をTable 4.6.4に示す。

試験の結果は、全ての試験・検査において判定基準を満足した。このため、冷中性子源装置は所定の機能を有しており、原子炉を運転した状態でも何ら問題がないと判断される。

## ③ 使用前検査

装置全体の本据付けが完了した後の平成元年10月30、31日に、ヘリウム圧縮装置、主要弁及び主配管について材料検査、寸法検査、耐圧試験及び外観検査を、ヘリウムダンプタンク、窒素タンク、コールドボックス、ヘリウム貯槽、乾燥器、水ウォーマ、再生ヒータ及びコントロールヒータについて外観検査を使用前検査として受検し、合格した。

各機器の単体性能試験及び総合機能試験後の平成2年2月28日、3月1日にシステムの機能試験を受検し合格した。本年度の2回の使用前検査をもって冷中性子源装置の使用前検査は全て終了した。

#### (4) 中性子導管

##### ① はじめに

ニッケル等の金属表面でおこる中性子の全反射を利用して、研究用原子炉等で発生する中性子を少ない損失で遠方まで導いて、中性子散乱実験などに中性子を供給するための中性子導管が注目されている。JRR-3を改造するにあたって、新たに中性子導管を設置することになり、昭和60年から検討を開始した。種々の実験等で確認しながら設計及び製作を行い、平成2年2月に完成をみた。

##### ② JRR-3 中性子導管の全体構想

JRR-3に設置される中性子導管の全体構想を Fig. 4.6.2 に示すが、円形の研究用原子炉に設置された水平実験孔のうち、冷中性子源装置に接続された9C実験孔に3本と、重水減速領域に接続された8T実験孔に2本の中性子導管を設置する。これらの中性子導管から導き出された中性子ビームは、原子炉内のガイドトンネルを経て、原子炉建家に隣接して建設された実験利用棟まで達し、約20基の実験装置に中性子ビームを供給する。

このように中性子導管は、従来1実験孔に1実験装置しか設置できなかった研究用原子炉の利用効率を飛躍的に高めることになる。

Table 4.5.6 に JRR-3 に設置する中性子導管群の幾何学的条件と特性波長を示す。

##### ③ 据付け調整

今年度は、最終段階としての中性子導管の据付け調整作業を実施した。

中性子導管の据付け調整にあたって、次のような基本的考えで進めることとした。

- a) プラグ内ユニットの固定部と可動部及び第1番目の鏡管ユニットは直線的に設置する。
- b) 曲管部は第2番目の鏡管ユニットから第1番目の鏡管ユニットの出口が直視できなくなる距離の1.5倍以上になる地点までとし、それ以降を直管部とする。
- c) 据付け調整は、オートコリメータ、電気水準器及びダイヤルゲージを用いて行い、トランシットと水泡式水準器を補完的に使用する。

##### (イ) プラグ内ユニットの据付け

プラグ内ユニットが有しなければならない機能は、原子炉で発生した中性子ビームを第1番目の鏡管ユニットに損失なく導かなければならないことはもちろんであるが、同時に中性子導管を放射状に設置するための出発点の方位角を決定する意味がある。中性子導管を設置する場合、通常の工程として建家の貫通孔や鏡管架台の仮設置などはあらかじめ終了していると考えなければならない。したがって、プラグ内ユニットの設置精度 - 特に方位角が正しく設置されていないと当初中性子導管を設置する予定の座標からずれる結果となるからである。このような観点から、プラグ内ユニットを基準線に正しく据付けることは重要な意味がある。

プラグ内ユニットは鏡管ユニットとそれを収納するケーシングから構成されており、鏡管ユニットとケーシングの仕上がり寸法をそれぞれ補正してケーシング外側面で鏡管ユニットの内部寸法を知ることができるようあらかじめ計測してある。据付け調整は鏡管ユニットを収納しない状態のケーシングで、目標の調整を行った後に鏡管ユニットをケーシング

に収納して最終確認を行う方法で行った。これは、据付け調整が繰り返し行われるので、その間にガラス製の鏡管ユニットを破損させないための配慮である。具体的な調整は、ケーシングの両端に0.2 mm φの細線を十字に取り付けて、水平実験孔の中心基準線とトランシットで比較し、基準線とのズレをケーシングの側面4箇所と下部2箇所に取り付けられたボルトの高さを、シム板を増減することによって補正する。この方法を繰り返し行って目標の基準線にケーシングを合わせていく。

目標の基準線に到達した段階でケーシング内に鏡管ユニットを収納し、最終据付け調整を行い、脱落防止の措置を講じて据付けを完了した。この方法は固定部及び可動部の据付けとも共通である。

プラグ内ユニットが設置される水平実験孔の可動プラグは原子炉からの放射線を遮断するためのシャッターの機能を持っているため、上下に移動することから厳密な復元性を期待できない。このため、プラグ内ユニットの製作寸法を標準タイプの鏡管ユニットより幅と高さを2 mm大きくとることとした。

プラグ内ユニット設置後の精度誤差を Table 4.6.6 に示す。

#### (ロ) 鏡管ユニットの据付け

##### a) 鏡管架台と鏡管ユニットの据付け

鏡管架台はあらかじめ計算で算出した座標位置にガイドトンネル、ビームホールの順で据付け、所定の高さと位置の調整を行った。架台の据付け後支持調整機構を全数設置し、マイクロメータとスプリングを全開にした状態で鏡管ユニットを最終端から順次押し込んでいく方法で鏡管ユニットを挿入した。鏡管ユニットの全数が設置された段階で、それぞれの鏡管ユニットを計算で算出した座標位置に設置する粗据付けを行った。この粗据付けは架台の位置や支持調整機構の位置がほぼ鏡管ユニットの中心線にあることを確認する目的と、鏡管相互の接続を EPDM とシール剤で固定し気密を保持することが目的である。

この粗据付けと次項「b) 鏡管ユニットの調整」で述べる精密据付けの相違は、精密据付けがガラス板の製作寸法まで考慮して調整を行うのに対して、鏡管ユニットの外側面を目標の値に合わせることにより、鏡管架台や支持調整機構が鏡管ユニットの中心線に設置されているか否かを確認するという点である。

##### b) 鏡管ユニットの調整

鏡管架台と支持調整機構及び鏡管ユニットの粗据付けが完了した時点で、第1番目の鏡管ユニットから精密な調整作業を開始した。

ガイドトンネル内の中性子導管は、原子炉建家の壁が圧力バウンダリになるため、壁面で一区切りしなければならない。原子炉建家の壁は円筒形になっているため、それぞれのプラグ内ユニットの出口から円筒壁までの距離が標準タイプの鏡管ユニットの長さの整数倍にならない。このため、鏡管ユニットの末端が円筒壁に等距離で近接するよう第1番目の鏡管ユニットの長さをそれぞれの距離に応じて短縮して調整することとした。曲管部の出発点は第2番目の鏡管ユニットから行うこととし、第1番目の鏡管ユニットはプラグ内ユニットと直線になるよう調整し、2番目以降を必要な角度に曲げて調整し



て行った。

調整の方法は次のとおりである。

- I) あらかじめ計算機に入力しておいた個別の鏡管ユニットのデータから、鏡管ユニットを外部から調整した場合に内部寸法が所定の調整値になる数値を出力して、調整担当者に通知する。
- II) 調整すべき鏡管ユニットの1つ前の既に調整が完了している鏡管ユニットの調整結果を基準に、以降の鏡管ユニットを調整する。
- III) 1ブロックが完了した時点で全体の調整結果を出力し、曲管部のジグザグを矯正するようにさらに微調整を行う。

以上の繰り返しにより全ての鏡管ユニットの設置を完了し、ビームホール内の中性子導管への上部遮蔽体の搭載、貫通部の間隙に対する遮蔽板の埋め込み等の最終仕上げを実施した。

それぞれの中性子導管の曲管部の接合角度は Table 4.6.7 のとおりである。

調整に使用する測定器は次のとおりである。

水平面からの誤差	電気水準器及び水泡式水準器
垂直面からの誤差	電気水準器及び水泡式水準器
鏡管ユニット接合部のズレ誤差	ダイヤルゲージ
鏡管ユニット接合角の誤差	オートコリメータ

中性子導管全体の据付け調整の結果は、水平度誤差約2秒、垂直度誤差約5秒、鏡管ユニット相互の横ズレ0.009 mm、縦ズレ0.008 mmであった。また、接合角相互の誤差は全体で約1秒、曲管部のみでも約1.5秒であった。

これらの結果を Table 4.6.8 にまとめた。

#### ④ まとめ

中性子導管の性能決定に重要な2つの要素――第一に精密な製作精度、第二にその精密な精度で作りに上げた製品を正確に設置していく技術――はいわゆる「日本的風土」の中で具現できるものであると考える。

今回の計画の中で、製作メーカーや設置メーカーに対して『誤差ゼロ』とも言うべき厳しい要求を行ったが、こうした要求にメーカー側も十分応えてくれたと確信している。

#### 参考文献

- 1) 原見太幹・川端祐司  
“JRR - 3 改造炉中性子導管詳細設計(Ⅱ)”,  
JAERI - M 85 - 093 (1985) .
- 2) 原見太幹・鈴木正年・植村睦  
“JRR - 3 改造炉中性子導管詳細設計(Ⅲ)”,  
JAERI - M 85 - 103 (1985) .
- 3) 鈴木正年・川端祐司・坂本正誠 ほか

“金属鏡面の中性子全反射の測定”，

JAERI - M 86 - 037 (1986) .

4) 鈴木正年・川端祐司・坂本正誠 ほか

“JRR - 3 中性子導管の設計と設置”

JAERI - M 90 - 079 (1990) .

5) Y. Kawabata, M. Suzuki, M. Sakamoto, et al.,

“The Transmission Efficiency of the Neutron Guide Tube with Alignment Errors”，

J. Nucl. Sci. Technol., 27 (1990) 406.

6) Y. Kawabata, M. Suzuki, et al.,

“The Construction of the Neutron Guide Tube on the Upgraded Japan Research Reactor No. 3”，

Submitted to J. Nucl. Sci. Technol.

#### 4.6.6 重水冷却系への重水装荷

JRR - 3 改造炉の臨界前に、重水冷却系へ重水を装荷した。装荷作業は、平成2年2月5日から8日迄の4日間で行った。重水の装荷は、重水溢流タンク、重水製精系イオン交換樹脂塔及び重水計装ラインに行ったが、ここでは装荷量の大部分を占める重水溢流タンクへの装荷について述べる。本作業は主として次の作業からなる。

① JRR - 3 重水保管タンク (DT - 1, 2) からドラム缶へ重水を抜きとる。

② ドラム缶にヘリウム加圧をし、中の重水を重水溢流タンク (重水冷却系) へ装荷する。

作業の概略を Fig. 4.6.3 に示す。作業は使用済燃料貯槽室で行い、トリチウムを大量に含む重水の取扱い作業のため被曝防止に最大の配慮をし、グリーンハウスの中でエアラインマスクを着用して行った。

作業は2月5日から開始し、重水保管タンクからドラム缶への抜きとり及びドラム缶から重水溢流タンクへの装荷を第1日目5回、第2日目12回、第3日目10回、第4日目7回の合計34回行った。重水保管タンクから抜きとった重水量は、DD - 1 が 4,883 kg, DD - 2 が 2,233 kg の合計 7,116 kg であった。装荷作業における重水移動の内訳を Table 4.6.9 に示す。この作業では、重水装荷量に対する重水溢流タンクのレベル計の変化を記録し、レベル計の校正を行った。結果を Fig. 4.6.4 に示す。

装荷作業終了後に、重水冷却系の重水を循環し、重水濃度とトリチウム濃度を測定した。その結果、重水濃度は 99.46 mol % で系内の残存水分による濃度低下はなかった。また、トリチウム濃度は 25.0 MBq / ml でほぼ予想した値であった。また、本作業における作業者の被曝はなかった。

Table 4.6.1 Master schedule of the new JRR-3 construction

年度 四半期	昭和 60		昭和 61		昭和 62		昭和 63		平成 1		平成 2	
	I	II	III	IV	I	II	III	IV	I	II	III	IV
項目	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <span>原子炉アール</span> <span>原子炉アール</span> <span>原子炉アール</span> </div>											
主要事項	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <span>管理区域 除染</span> <span>原子炉アール 入</span> <span>原子炉アール 境界</span> </div>											
原子炉施設工事	<p>(旧原子炉施設) 撤去工事 (I)</p> <p>撤去工事 (II)</p> <p>(原子炉建家) 壁, 床解体・除染 (原子炉本体等) 炉アール設置 炉内構造物, 配管, 実験孔, 機器等据付 気密試験・塗装・仕上げ</p> <p>原子炉本体・スリーブ設定 (冷却系統設備) 機器据付, 配管, 電気計装</p> <p>(計測制御系統設備) 機器据付, 配管, 電気計装</p> <p>(照射設備) 機器据付, 配管, 電気計装, 試験</p> <p>(冷中性子源設備) 機器据付, 配管等・炉外試験(利用機・コンプレッサ) 機器据付, 配管, 電気計装(原子炉建家) 中性子源管据付</p> <p>系統別試験 機能試験 特性試験</p>											
実験設備工事	<p>(実験利用機) 1 F 炉体 大型保管庫 2 F 炉体, 鉄骨, 屋上炉体 仕上げ・電気, 機械設備</p> <p>(コンプレッサ機) 炉体 仕上げ</p> <p>(原子炉制御棟) 炉体 仕上げ・電気, 機械設備</p> <p>(事務管理棟改修) 既設物撤去 改修, 仕上げ・電気, 機械設備</p> <p>(2次冷却塔・ポンプ室) 炉体 仕上げ・電気, 機械設備</p> <p>(共同溝) 炉体 共同溝内設備</p> <p>(排気筒) 内張り</p>											
建家工事	<p>(実驗利用機) 1 F 炉体 大型保管庫 2 F 炉体, 鉄骨, 屋上炉体 仕上げ・電気, 機械設備</p> <p>(コンプレッサ機) 炉体 仕上げ</p> <p>(原子炉制御棟) 炉体 仕上げ・電気, 機械設備</p> <p>(事務管理棟改修) 既設物撤去 改修, 仕上げ・電気, 機械設備</p> <p>(2次冷却塔・ポンプ室) 炉体 仕上げ・電気, 機械設備</p> <p>(共同溝) 炉体 共同溝内設備</p> <p>(排気筒) 内張り</p>											

Table 4.6.2 Schedule of characteristic experiments in the JRR-3

日 程	特 性 試 験 作 業 内 容
3月 5日～3月10日	原子炉起動前点検・要領確認。 中性子源用ガンマ線源Sbの搬入。 予備中性子計装及び試験用機器の搬入、調整。
3月12日～3月13日	ダミー燃料を用いた模擬臨界近接。
3月15日～3月16日	フォロー型燃料要素6体の装荷。中性子源の装荷。
3月17日～3月20日	標準型燃料要素の装荷・臨界近接。 6体装荷（17日）。7体装荷（19日）。
3月22日	標準燃料要素1体追加。 初臨界達成。      フォロワ型燃料要素； 6体 標準型燃料要素      ； 14体
3月23日～3月30日	燃料追加。 過剰反応度の測定。 炉停止余裕の測定。

Table 4.6.3 Data of minimum critical experiment in the JRR-3

最小臨界炉心の構成	標準型燃料要素	14 体
	フォロワ型燃料要素	6 体
臨界制御棒位置	微調整棒 (R-1)	376.6 mm
	微調整棒 (R-2)	800.0 mm
	粗調整棒 (S-1)	800.0 mm
	粗調整棒 (S-2)	800.0 mm
	粗調整棒 (S a-1)	800.0 mm
	粗調整棒 (S a-2)	800.0 mm
炉心温度	原子炉プール水温度	15.2 °C
初臨界時の中性子計数率等 (予備中性子計測系)	BF <sub>3</sub> -1	17181 cps
	BF <sub>3</sub> -1	16679 cps
	BF <sub>3</sub> -1	24353 cps
	BF <sub>3</sub> -1	24551 cps
	CIC-1	4.99 x 10 <sup>-9</sup> A
	CIC-2	3.09 x 10 <sup>-9</sup> A

Table 4.6.4 Items of function test

- (1) 運転前準備の確認
- |            |                          |
|------------|--------------------------|
| CNS-1-1    | 起動前点検                    |
| CNS-1-2    | 安全保護回路の設定作動              |
| CNS-1-3    | (状態設定操作)                 |
| CNS-1-3-1  | コンデンサ窒素ガス槽窒素ガス充填         |
| CNS-1-3-2  | 水素緩衝タンク窒素ガス槽窒素ガス充填       |
| CNS-1-3-3  | 真空漏洩検出部真空排気              |
| CNS-1-3-4  | 真空断熱槽真空排気                |
| CNS-1-3-5  | ヘリウムダンプタンク ヘリウム充填        |
| CNS-1-3-6  | 水素ガス充填準備                 |
| CNS-1-3-7  | 水素ガス充填                   |
| CNS-1-3-8  | 冷却水系の起動                  |
| CNS-1-3-9  | コールドボックス真空引き             |
| CNS-1-3-10 | オイルポンプ単独運転及びヘリウム圧縮機ターニング |
| CNS-1-3-11 | No1./No2. ヘリウム圧縮機起動      |
| CNS-1-3-12 | ヘリウム系純度確認                |
| CNS-1-3-13 | ヘリウムガス乾燥                 |
- (2) 起動時の確認
- |         |                    |
|---------|--------------------|
| CNS-2-1 | No1./No2. 膨張タービン起動 |
| CNS-2-2 | コントロールヒータの起動       |
| CNS-2-3 | クールダウン特性の確認        |
- (3) 運転時の確認
- |         |                           |
|---------|---------------------------|
| CNS-3-1 | 制御性の確認                    |
| CNS-3-2 | 熱流力特性の確認 (100hr 以上連続運転時)  |
| CNS-3-3 | 設備の健全性の確認 (100hr 以上連続運転時) |
- (4) 異常時の対策・手順の確認
- |         |                           |
|---------|---------------------------|
| CNS-4-1 | ヘリウム圧縮機切替                 |
| CNS-4-2 | CNS 制御計算機ダウン時のバックアップ機能の確認 |
| CNS-4-3 | 電源トリップ時の安全性の確認            |
| CNS-4-4 | ヘリウム圧縮機トリップ               |
- (5) 停止時の確認
- |         |                      |
|---------|----------------------|
| CNS-5-1 | 膨張タービン停止/コントロールヒータ停止 |
| CNS-5-2 | 低温精製器再生              |
| CNS-5-3 | 熱交換器加温精製             |
| CNS-5-4 | 低温配管系(コンデンサを含む)加温    |
| CNS-5-5 | ヘリウム圧縮機停止            |
- (6) 停止後処置の確認
- |         |             |
|---------|-------------|
| CNS-6-1 | 冷却水系の停止     |
| CNS-6-2 | ガス中の不純物の確認  |
| CNS-6-3 | 水素系ヘリウムガス置換 |

Table 4.6.5 Specification of neutron guide tubes JRR-3

導管 No.	特性 波長 (A)	断面寸法 タテ×ヨコ (cm)	水平実 験孔内 長さ(m)	曲 管 部		直管部 長さ(m)	全 長 (m)
				曲率半径(m)	長さ(m)		
T1	2	20×2	1.54	3337.4	35.72	22.65	59.91
T2	2	20×2	1.54	3337.4	35.73	21.71	58.98
C1	4	12×2	2.49	834.3	17.05	11.21	30.75
C2	4	12×2	2.49	834.3	17.02	31.57	51.08
C3	6	12×2	2.49	370.8	15.28	13.61	31.38
計			10.55	—	120.80	100.75	232.10

Table 4.6.6 Installation precision of guide tube units in the reactor shielding

誤差の種類	実 績 値*		
	最大値	最小値	平均値
水平面からの誤差	36秒	3秒	14.6秒
垂直面からの誤差	73秒	0秒	16.8秒
基準線からのスレ誤差	0.16mm	0mm	0.055mm
基準線からのスレ角度	32秒	0秒	9.1秒

\*「実績値」は、プラグ内ユニット固定部（熱中性子用2本、冷中性子用3本）と可動部（熱中性子用2本、冷中性子用3本）の合計10本の調整結果である。

Table 4.6.7 Alignment angle of curved guide tube units

導管No.	曲率半径(m)	接合角度
T1, T2	3337.4	53秒
C1, C2	834.3	3分30秒
C3	370.8	7分53秒

Table 4.6.8 Installation precision of guide tubes

導管No.	水平度 誤差 (秒)	垂直度 誤差 (秒)	接合部 縦ズレ (mm)	接合部 横ズレ (mm)	接合角度誤差 (秒)		
					全体	曲管部	直管部
T1(68)	2.103	5.640	0.007	0.008	1.347	1.398(42)	0.724(26)
T2(67)	2.866	4.552	0.011	0.008	0.799	1.031(41)	0.435(26)
C1(33)	2.636	6.000	0.010	0.006	2.087	2.971(20)	0.672(13)
C2(57)	2.263	5.860	0.007	0.005	0.636	1.298(20)	0.309(37)
C3(34)	2.147	5.059	0.011	0.008	1.058	1.458(18)	0.613(16)
全 体	2.409	5.377	0.009	0.007	1.058	1.508	0.509

( ) 内の数字は鏡管ユニット数



Table 4.6.9 Replenished heavy water in JRR-3

No	保管タンクからの重水回収 (kg)										重水系装荷重水 (kg)									
	Gross	Tare	Net	wt%	100% $D_2O$	所要時間	タンクレベル	積算 (Net)	100% $D_2O$ 積算	Gross	Tare	Net	wt%	100% $D_2O$	所要時間	タンクレベル	積算 (Net)	100% $D_2O$ 積算		
1	244.5	33.2	211.3	99.55	210.35	20分	4.5 m <sup>3</sup>	211.3	210.35	244.5	33.3	211.2	99.55	210.25	15分	17.6 cm	211.2	210.25		
2	246.6	33.3	213.3	"	422.69	10	4.3	424.6	422.69	246.6	33.2	213.4	"	212.44	10	25.6	424.6	422.69		
3	247.2	33.2	214.0	"	635.73	7	4.15	638.6	635.73	247.2	33.2	214.0	"	213.04	12	33.9	638.6	635.73		
4	246.6	33.2	212.8	"	847.57	7	3.94	851.4	847.57	246.6	33.2	212.8	"	211.84	12	37-41の間	851.4	847.57		
5	245.5	33.2	212.3	"	1058.91	13	3.7	1063.7	1058.91	245.5	33.2	212.3	"	211.34	11	49.1	1063.7	1058.91		
6	247.4	33.2	214.2	"	1272.15	6	3.55	1277.9	1272.15	247.4	33.2	214.2	"	213.24	16	56.5	1277.9	1272.15		
7	246.4	33.2	213.2	"	1484.39	7	3.35	1491.1	1484.39	246.4	33.1	213.3	"	212.34	13	64.1	1491.2	1484.49		
8	247.5	33.1	214.4	"	1697.83	6	3.12	1705.5	1697.83	247.5	33.2	214.3	"	213.34	12	70-74の間	1705.5	1697.83		
9	248.6	33.2	215.4	"	1912.26	6	2.92	1920.9	1912.26	248.6	33.2	215.4	"	214.43	11	79.7	1920.9	1912.26		
10	248.0	33.2	214.8	"	2126.09	6	2.7	2135.7	2126.09	248.0	33.3	214.7	"	213.73	10	87.2	2135.6	2125.99		
11	247.5	33.3	214.2	"	2339.33	6	2.5	2349.9	2339.33	247.5	33.3	214.2	"	213.24	12	94.8	2349.8	2339.23		
12	247.4	33.3	214.1	"	2552.47	6	2.3	2564.0	2552.47	247.4	33.3	214.1	"	213.14	11	102.4	2563.9	2552.37		
13	245.4	33.3	212.1	"	2763.62	5	2.1	2776.1	2763.62	245.4	33.3	212.1	"	211.15	11	110.0	2776.0	2763.52		
14	245.1	33.3	211.8	"	2974.47	6	1.9	2987.9	2974.47	245.1	33.2	211.9	"	210.95	11	117.4	2987.9	2974.47		
15	247.4	33.2	214.2	"	3187.71	8	1.7	3202.1	3187.71	247.4	33.6	213.8	"	212.84	28	125.0	3201.7	3187.31		
16	247.7	33.6	214.1	"	3416.2	7	1.5	3416.2	3400.85	247.7	33.2	214.5	"	213.53	12	132.8	3416.2	3400.84		
17	246.0	33.2	212.8	"	3629.0	6	1.3	3629.0	3612.69	246.0	33.4	212.6	"	211.63	12	137-141.5の間	3628.8	3612.47		
18	247.8	33.4	214.4	"	3843.4	6	1.1	3843.4	3826.13	247.8	33.6	214.2	"	213.24	12	147.6	3843.0	3825.71		
19	247.6	33.6	214.0	"	4039.17	7	0.95	4039.17	4039.17	247.6	33.4	214.2	"	213.24	12	155.1	4057.2	4038.95		
20	248.1	33.4	214.7	"	4272.1	6	0.75	4272.1	4252.90	248.1	33.4	214.7	"	213.73	11	162.5	4271.9	4252.68		
21	247.8	33.4	214.4	"	4486.5	7	0.5	4486.5	4466.34	247.8	33.6	214.2	"	213.24	13	170.0	4486.1	4465.92		
22	247.6	33.6	214.0	"	4700.5	7	0.3	4700.5	4679.38	247.6	33.9	213.7	"	212.74	12	177.7	4699.8	4678.66		
23	238.6	33.9	204.7	"	4905.2	6	0	4905.2	4883.16	238.6	33.5	205.1	"	204.18	12	184.9	4904.9	4882.84		
24	246.2	33.5	212.7	"	5117.9	9	4.5	5117.9	5094.90	246.2	33.4	212.8	"	211.84	11	192.3	5117.1	5094.68		
25	247.8	33.4	214.4	"	5322.3	7	4.05	5322.3	5308.34	247.8	33.6	214.2	"	213.24	14	200.0	5331.3	5307.92		
26	247.4	33.6	213.8	"	5546.1	7	3.86	5546.1	5521.18	247.4	33.4	214.0	"	213.04	14	45.6	5545.3	5520.96		
27	246.5	33.4	213.1	"	5759.2	7	3.68	5759.2	5733.32	246.5	33.4	213.1	"	212.14	12	53.3	5758.4	5733.10		
28	247.8	33.4	214.4	"	5973.6	6	3.5	5973.6	5946.76	247.8	33.4	214.4	"	213.44	12	61.0	5972.8	5946.54		
29	188.8	33.4	155.4	"	6101.46	6	3.38	6129.0	6101.46	188.8	33.3	155.5	"	154.80	10	66.6	6128.3	6101.34		
30	246.4	33.3	213.1	"	6342.1	6	3.15	6342.1	6313.60	246.4	33.2	213.2	"	212.24	11	42.9	6341.5	6313.58		
31	246.9	33.2	213.7	"	6555.8	8	2.98	6555.8	6526.34	246.9	33.2	213.7	"	212.74	11	50.7	6555.2	6526.32		
32	248.6	33.2	215.4	"	6771.2	6	2.8	6771.2	6740.77	248.6	33.4	215.2	"	214.23	7	58.2	6770.4	6740.55		
33	212.1	33.4	178.7	"	6949.9	9	2.6	6949.9	6918.67	212.1	33.4	178.7	"	177.90	8	64.6	6949.1	6918.45		
34	232.4	33.4	199.0	"	7148.9	9	2.45	7148.9	7116.77	232.9	33.7	199.2	"	198.30	21	70-73の間	7148.3	7116.75		

DT-1

か ら 抜 き と り

DT-2

か ら 抜 き と り

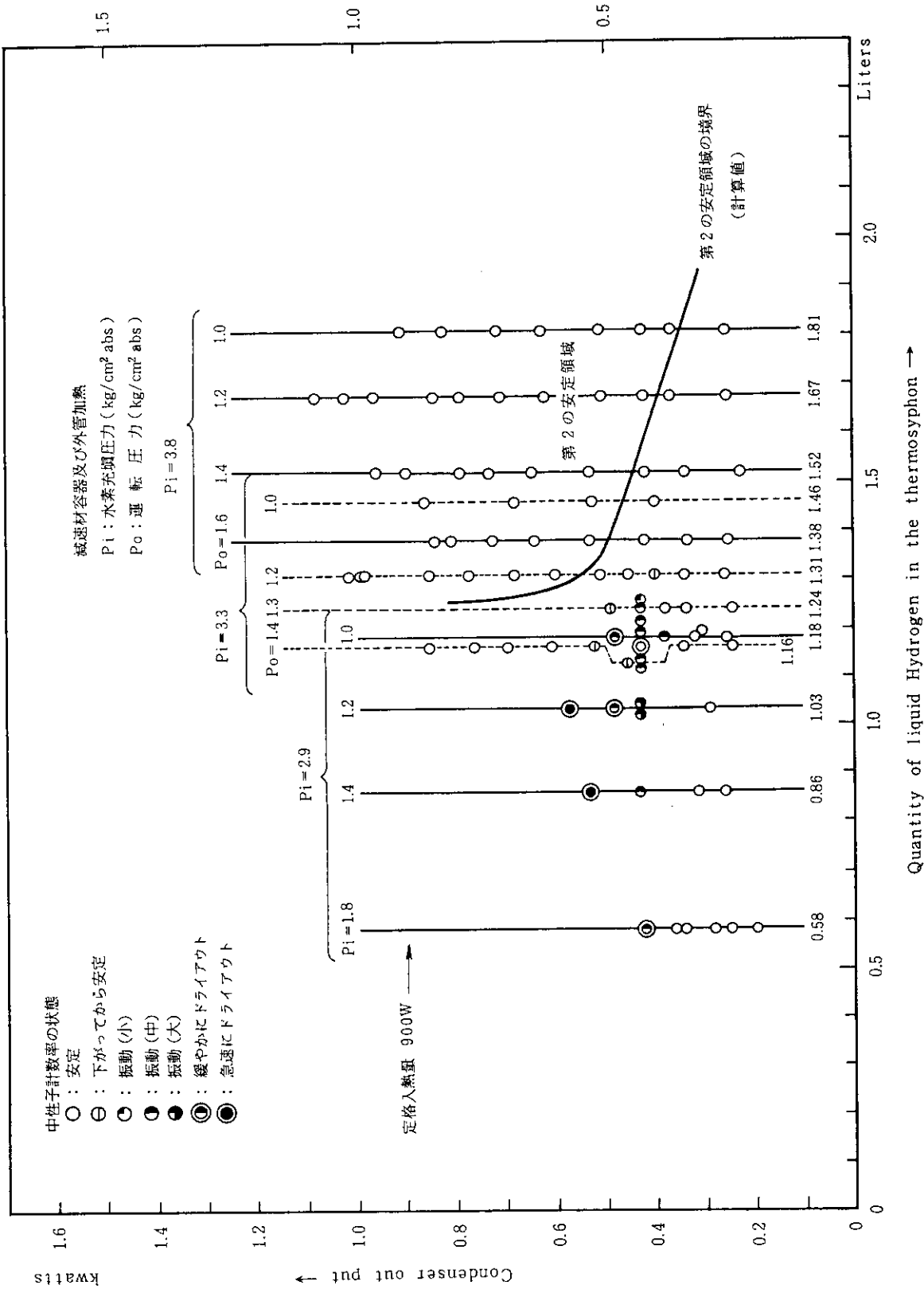


Fig. 4.6.1 Flow condition of the thermosyphon

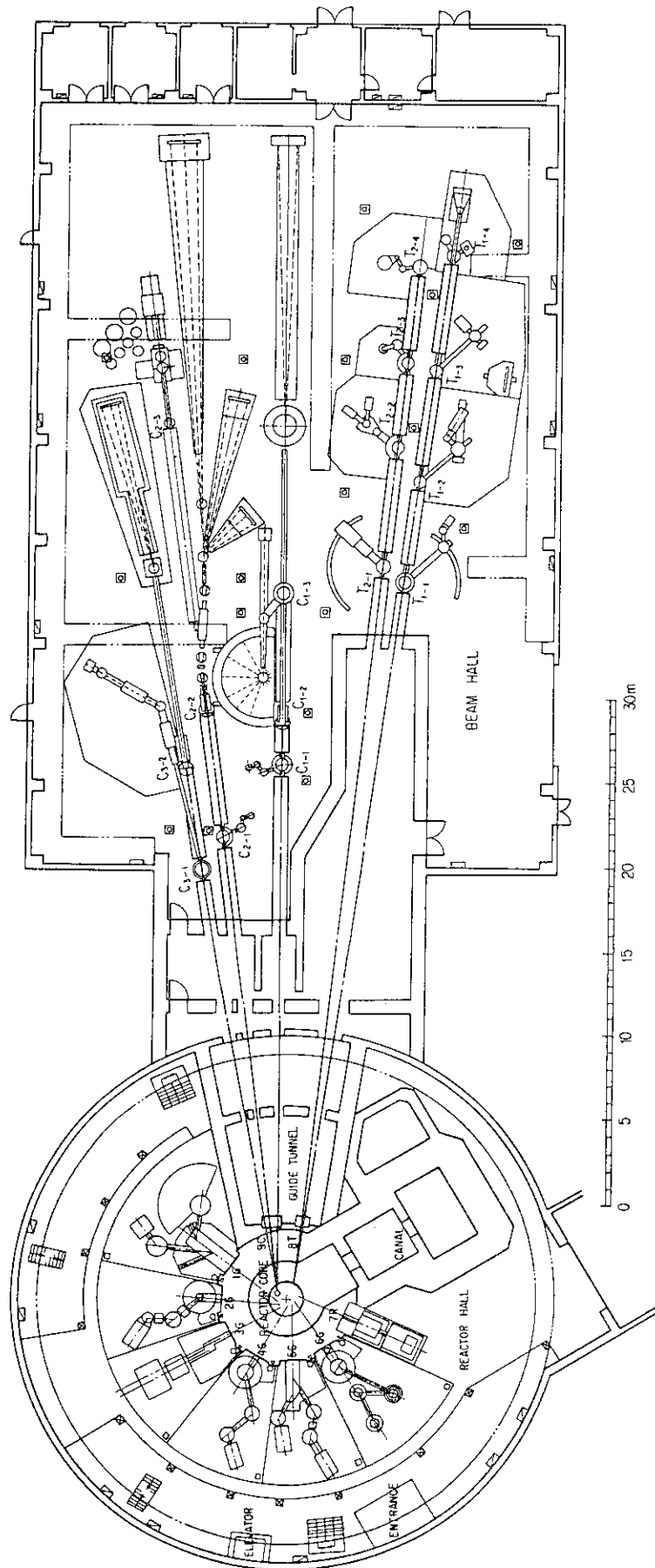


Fig. 4.6.2 Neutron research facilities at the upgraded JRR-3

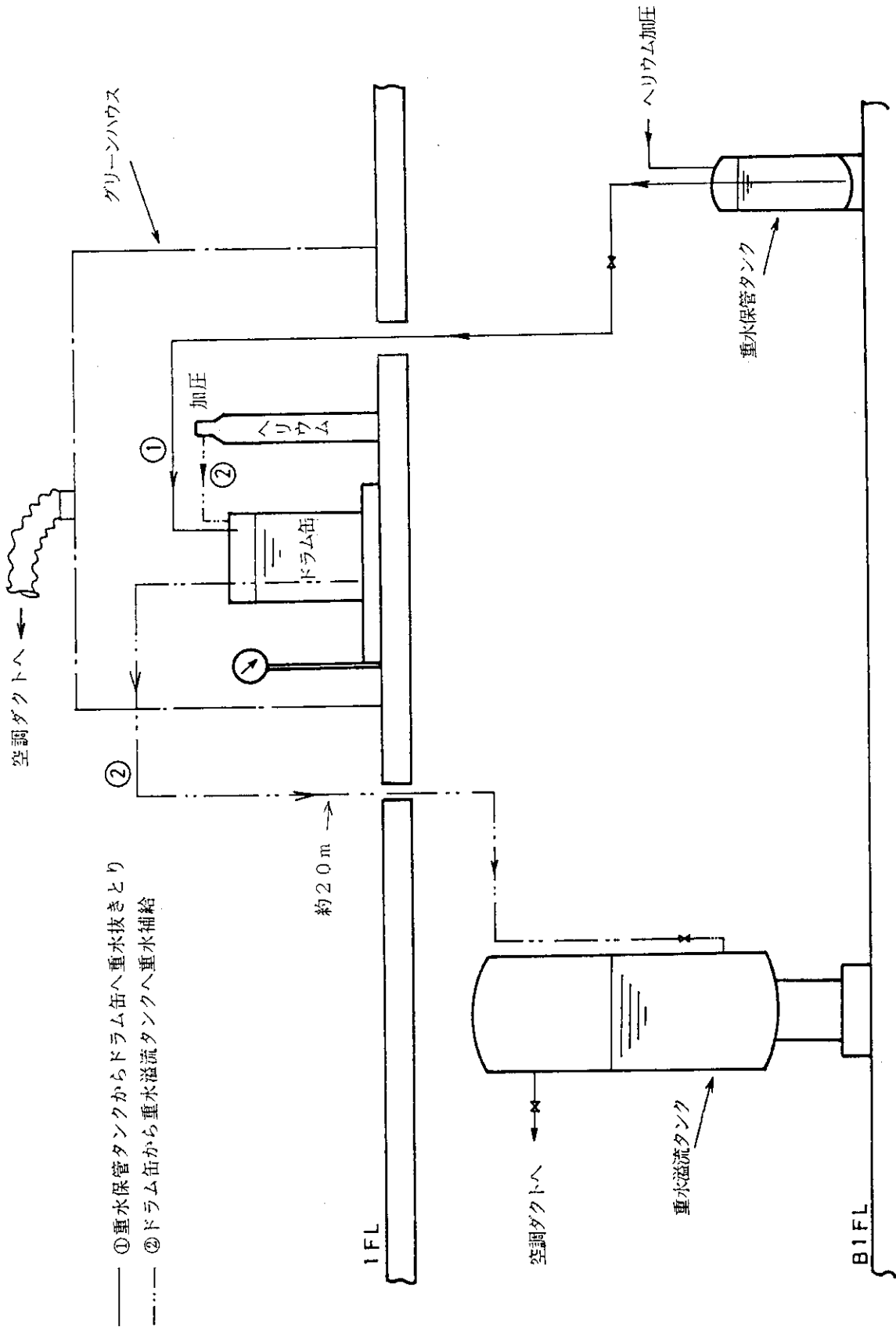


Fig. 4.6.3 Schematic illustration of heavy water transferring

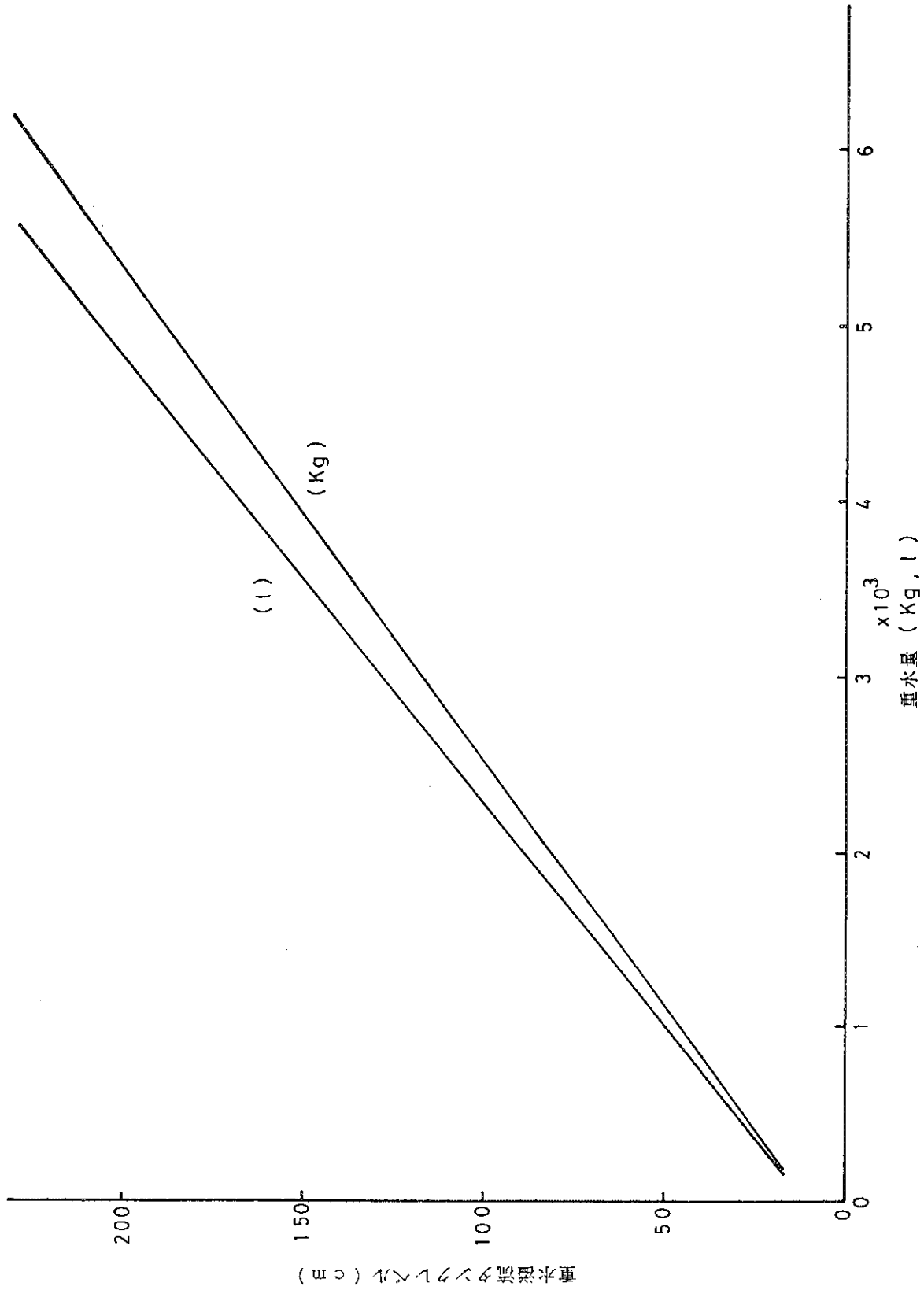


Fig. 4.6.4 Calibration of DT-1 level meter by heavy water

## 4.7 ウラン濃縮度低減化計画

### 4.7.1 JRR-4の燃料濃縮度低減化計画

#### (1) 概要

JRR-4は、昭和40年に初臨界以来研究用原子炉として高濃縮ウラン板状燃料を使用し、高稼働率のもと遮蔽実験、照射実験、教育訓練等に幅広く利用されており、今後ともJRR-3、JMTR等とともに研究炉利用の重要な役割を果たして行くものと考えている。しかし、JRR-4は、平成元年度末確保している燃料は20体（年間約5体消費）であり、今後高濃縮ウラン（HEU）燃料の入手は困難であること、高性能化、多様化する研究炉のニーズに炉の特徴を活かして対応すること、また、建築後25年を経て施設の老朽化が著しいこと等の問題を解決する必要がある。そのため、手持ちの燃料が無くなる時期を考慮し、低濃縮ウラン（LEU）燃料への移行に関し、あらためて平成元年度からそれぞれの項目について調査、検討を開始した。

新しい燃料については、現在の炉心性能を確保し大幅な形状変更のないシリサイド燃料を選択し、その各種特性及び製作、検査技術について調査した。

利用設備の整備については、中出力炉でディリー運転を行い、広い原子炉プールや実験室を活かして極短寿命核種の照射分析装置の設置、医療照射場の設置等を計画している。

老朽化の対策については、施設全体の状況を調査し、その中で製作者が製作を中止したため部品補充や装置変更が不可能な制御棒駆動装置、長期の使用により減肉の著しい熱交換器等について更新するため改良設計を検討した。さらに、原子炉の安全かつ安定した運転のための制御設備の自動化、建家健全性、安全審査対策等について調査し、具体的な対応の検討を開始した。

#### (2) シリサイド燃料の調査

シリサイド燃料については、USNRCのレポート、現在国際的に燃料濃縮度低減化計画を推進しているRERTR会議報告、JMTRでの調査及び実験等からJRR-4の炉心燃料として使用するために必要な燃料の諸特性、製造・検査技術、照射効果等について確認すべき項目の状況を検討した。特に、USNRCレポートによれば<sup>1)</sup>ANL等での製作実績、照射実績等から試験・研究炉でウラン密度 $4.8 \text{ g U/cm}^3$ までの $\text{U}_3\text{Si}_2$ -Al分散型燃料を使用することを容認できると報告されている。

##### ① 諸特性

シリサイドウランは、金属間化合物の相の混合物として存在し、各相の状態は合金の成分と均一性及びその熱処理に依存し、Fig. 4.7.1の様になっている。研究炉の燃料は、 $\text{U}_3\text{Si}_2$ が主で一部USiの組成になるが、これらの物性値は燃料として特に問題となっていない。

燃料芯材のポイドは、アルミニウムマトリックス内に燃料粉末を分散させる製造工程により生じるが、燃料メーカーの実績では現在使われているUA1x燃料と同程度であり特に問題となっていない。

燃料芯材の比熱については、 $\text{U}_3\text{Si}_2$ とアルミニウムの比熱の合計として求められるが、実際にはそれらの体積比率にポイド率も考慮して求める。

熱伝導度は、 $U_3Si_2$  の熱伝導度がアルミニウムの 7% しかないがマトリックス部分のアルミニウムの体積が大きくその効果が主要となるため、UA1x 分散型燃料と同程度である。

$U_3Si_2$  とアルミニウムの両立性については、300℃ 以下ではそれらの反応は遅いが、アルミニウム合金の固相点を超えると急激に反応し熱も発生する。また、水中での耐食性では特に問題になっていない。

## ② 製造・検査技術

シリサイド燃料系の製造技術は、原理的にはアルミナイド燃料の製法と同様である。しかし、ウラン密度が高いためにドッグボーンや芯材の遊離が生じ易いこと、均一な被覆厚さになりにくいことに配慮が必要であり、これらについてメーカーの努力で解決されている。

検査技術についても、従来のアルミナイド燃料と基本的に変わることはないが、超音波試験、X線撮影、J-235 の含有量測定に対し適切な努力が加えられている。

## ③ 照射特性

シリサイド燃料に関する照射及び照射後試験は、ORR、SILOE 等を中心に行われ、ORR においては最大燃焼度 98% まで達したのも含め燃料からの FP 漏洩、異常なスウェリング、燃料板の曲がり等の異常は観察されていない。

照射挙動として、スウェリングについては  $U_3Si_2$  は高燃焼度で不安定になるため製造時に調整が必要である。ブリスタ発生温度は、UA1x 燃料と変わらない。FP 放出については、ブリスタ発生温度以下ではほとんど放出されず、それ以上の温度での放出についてもアルミナイド燃料の値と同等である。

## ④ 使用状況及び諸外国の状況

シリサイド燃料の製作、使用の実績に関しては、これまでのところ開発研究のためのものが主であり、炉心のドライバー燃料として、米国においては、オハイオ州立大学の原子炉でシリサイド燃料による LEU 化が実施されているのをはじめ、低、中出力の研究炉においても安全審査、安全評価が進められている。欧州では SILOE、OSIRIS、R-2 等で近い将来 LEU 化が行われる計画となっている。Table 4.7.1 に世界の研究炉の LEU 化の状況を示す。

## (2) 変更炉心の設計検討

燃料濃縮度低減化によるシリサイド LEU 燃料の変更炉心について、現炉心の核的性能を低下させないようなシリサイド燃料のウラン密度及び熱水力的性能の確認のため燃料枚数のパラメータサーベイを実施した。さらに流路閉塞事象の防止策の検討を行った。

### ① 核的検討

計算の基本前提条件は、④ 現行 B 型燃料炉心と同程度の核特性<sup>3)</sup>を維持する、⑤ 濃縮度は約 20%、形状及び枚数は変更しない、⑥ 燃料の化学形態は  $U_3Si_2 - Al$  とする。計算は、燃料ウラン密度サーベイのための格子計算モデルによる無限増倍率  $k_{\infty}$ 、さらに燃料要素 20 体炉心での実効増倍率について算出した。今回は予備的な計算であり、方法及びモデルについても概略的に行った。各計算モデルを Fig. 4.7.2 ~ 4.7.4 に示す。

計算は、SRAC コードシステム<sup>2)</sup>を用い、断面積ライブラリは JENDL 2 を使用した。計算方法は以下のとおりである。

格子計算にはSRAC内のPIJを使用し、燃料板と減速材の1次元モデルについて固定中性子源問題を解く。エネルギー群は107群（ただし、分離共鳴領域については、別に4600群のライブラリを用いて超詳細群共鳴計算ルーチン・PEACOにより直接計算）とする。この計算により、燃料板と減速材を均質化した実効断面積を内側及び外側（内側のウラン含有量の半分）燃料について求める。次に、格子計算2次元モデルによりPIJで2次元エネルギー107群の計算を行い、107群の燃料体の均質化実効断面積を求める。ここまでの計算は中性子の洩れを含まない無限体系であるので、洩れを考慮した中性子エネルギースペクトルをP1方程式で求める。この断面積は既に得られている燃料体の107群均質化実効断面積、バックリングにはP1計算で得られる実効増倍率がほぼ1.0になる値を用い、得られた中性子エネルギースペクトルを重みとして107群を26群に縮約する。

全体系の計算には、SRAC内蔵の多次元拡散コード・CITATIONを使用し、3次元エネルギー26群の拡散計算を行う。この体系は実際の炉心を簡略化し制御棒領域を軽水に置換、照射孔も位置及び形状を水平面で1/4対象にしている。断面積は、燃料要素については格子計算での26群均質化実効断面積を用い、周囲の軽水、黒鉛反射体、アルミニウム炉心タンクについてはライブラリ中の107群断面積をSRAC内蔵の標準スペクトルで26群に縮約したものを使用した。

計算結果をTable 4.7.2～4.7.3に示す。格子計算は、シリサイド3ケースと現在のHEU-B型燃料について行った。全体系計算では格子計算シリサイド1ケースとB型燃料について行った。その結果、平均ウラン燃料密度が $4.0 \text{ g U/cm}^3$ と $3.73 \text{ g U/cm}^3$ の燃料がほぼB型燃料と同じ無限増倍率を与え、全体系での実効増倍率では $4.0 \text{ g U/cm}^3$ よりやや低い密度で良いことが確認された。

## ② 熱水力的検討

計算の基本前提条件は、④ 熱出力は3500 kW、⑤ 燃料要素の外形は変更しない、⑥ 炉心燃料体数は20体、⑦ 冷却材最高温度は $55^\circ\text{C}$ 、⑧ 流量は $7 \text{ m}^3/\text{min}$ とする。計算は、COOLODコード<sup>1)</sup>により燃料板をパラメータに被覆材表面温度、DNBR、ホットチャンネルファクタについて算出した。

計算の結果をTable 4.7.4に示す。これからONB温度は燃料板数の増加につれて上昇し、また、DNBRは逆に減少することがわかった。燃料板の枚数を増加させただけでは（一次系流量一定）単位面積当たりの熱負荷を軽減させるが、燃料板間の質量流量の減少効果が大きく、DNB熱流束を低下させることになる。燃料板の枚数は、15枚燃料の場合被覆表面最高温度が一次系流量 $7 \text{ m}^3/\text{min}$ でONB温度を若干越えるため、定常時の安全余裕という点から16枚程度が適当と考えられるが、核的因子及びその他の因子もさらに考慮する必要があり、今後、詳細な検討が必要である。

次に、板状燃料の破損事象の代表的な流路閉塞を防止する対策について検討した。試算によれば、定格流量の70%以上を確保すれば $\text{DNBR} \geq 1.5$ となり、破損を防止できると考えられる。そのため、Fig. 4.7.5のような構造的対策を考案した。まず、現在の燃料要素は外側燃料板が上部継ぎ手まで長く延びており、要素の側面から冷却水が流入しない構造になっているが、それを内側燃料板と同じ長さにする。さらに、改良A型の場合、燃料板の冷却



材流入端部の芯材を含まない部分に直径 10 mm 程度の穴を 3 箇所ほどあけ（流路断面積と同程度かそれ以上の面積にする）、燃料上端部を障害物が塞いでもそれらの穴から冷却材の流入を確保し、燃料破損を防止しようとするものである。また、改良 B 型の場合は、燃料板上端部中心に仕切板を設け、障害物がその仕切板に引っかかるか、どちらか一方に落ちることによって、冷却流路を 1/2 以上確保しようとするものである（仕切板の両側を塞ぐような大きな障害物は要素の吊り手部で引っかかってしまう）。

これらを単独あるいは併用することにより、燃料破損を防止しようとするものである。これら防止策については、障害物と冷却水量の関係を実験によって確認する必要があり、次年度に実験を計画している。

### (3) 利用設備の整備検討

JRR-4 の利用は、大きなプールを利用した遮蔽実験、炉内照射孔による放射化分析、燃・材料照射、RI 生産、シリコン照射等、また各種検出器の校正及び寿命試験、教育訓練である。これらの利用の他に、ニーズの強い極短寿命核種照射分析装置及びホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) 用医療照射場の設置を検討している。

極短寿命核種の分析は、地質、環境、生物などの微量分析に用いる手法として不可欠なもので、その仕様は、熱中性子束が  $4 \sim 8 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、炉心から測定器までの輸送時間が数秒以内、繰り返し自動測定が可能などが挙げられる。特に、この装置の開発に当っては高速輸送と照射筒及び輸送管の材料の選択が重要であり、試作試験を含む検討が必要である。

BNCT 医療照射については既に国内でも武蔵工大炉を中心に 100 例程度実施され、JRR-2 でも行われる予定である。しかし、将来にわたって多くの患者が予想され、医療照射の照射場を原子炉周りの空間の大きな JRR-4 を整備し設置することが、各方面から要請されている。医療照射場の仕様としては、 $\sim 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、 $\gamma$  線の低減、患者のアクセス空間、施療室等が要求されている。JRR-4 では、現在のリドタンク実験設備を改造することで検討を開始した。

### (4) 老朽化設備の調査

JRR-4 の施設のうち、特に老朽化の著しい制御棒駆動装置、熱交換器の調査状況について述べる。

制御棒駆動装置は駆動部及び直線変換部からなり、約 3 年毎に分解し、また、一部の部品についてはその状況により更新を行っている。しかし、これらの部品調達も製作会社のその業務の中止により、最近ではほとんど部品の交換も困難な状況にある。そのため、25 年にわたるしかもディリー運転方式である JRR-4 の使用状況を考慮すると劣化の進行も早く、早急に全体の更新を行う必要があると判断している。次年度には検討グループを設け、具体的な改良設計を開始する。

次に、熱交換器については、熱的性能確保のため約 3 年毎に 2 次側の化学洗浄を行い、また主要部の肉厚測定を実施しているが、最近では 2 次側部分に減肉の著しいところも確認されている。一方、冷却設備は全体として JRR-4 設置当初の最大熱出力 2500 kW が基本設計になっており、現在 3500 kW に対して熱的余裕はほとんどない状態である。これらのことを考慮し、熱交換器を含む冷却設備全体の更新の検討を開始した。

なお、原子炉建家の健全性については、すでに昭和54年当時コンクリートの劣化状況、建家構造の耐震性等を調査しており、耐震上の性能を確認している。今後具体的にその対策を検討することとした。

最後に、JRR-4は建設以来大きな原子炉施設の変更をせずに共同利用運転が行われてきた。今回の安全審査の際基準となる現在国で策定及び審議中の指針等に対し、整合性を確認する必要がある。そのため、設計状況、安全評価等について現在の原子炉設置変更許可申請書を見直し、必要な対応の検討を開始した。

## 参考文献

- 1) "Safety Evaluation Report related to the Evaluation of Low - Enriched Uranium Silicide - Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non - Power Reactors" ; , NUREG - 1313 (July 1989)
- 2) K.Tuchihashi, et al ; "Revised SRAC Code System" , JAERI - 1302 (1986)
- 3) 有金賢次 ; "SRACコードシステムによる JRR - 4 高濃縮ウラン燃料炉心の核特性に関するベンチマーク計算 ; JAERI - M 87 - 063 (1987)
- 4) 渡辺終吉 ; "板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード - COOLOD" ; JAERI - M 84 - 162 (1984)

### 4.7.2 中・低濃縮試験燃料要素の照射後試験

前年度に引続き、中濃縮試験円筒型燃料要素（燃料要素番号：TCCE02）と低濃縮試験角型燃料要素（燃料要素番号：CDE01）の照射後試験（PIE）の結果の総合的な評価を行った。本報告では、低濃縮試験燃料要素の燃料板に観察された燃料心材端部のドッグ・ボーンについて述べる。

#### (1) 長手方向ガンマスキャンニング

低濃縮試験燃料要素の燃料板の長手方向ガンマスキャンニングにおいて、ウラン密度の低い外部燃料板2枚を除く内部燃料板14枚（ウラン密度：約 $2.2 \text{ g/cm}^3$ ）の何れにも、燃料心材端部の一端にドッグ・ボーンを示すピークが測定された。ガンマスキャンニングの一例として燃料板No.12の測定結果をFig. 4.7.6に示す。ドッグ・ボーンを示すピークは、燃料板No.2では燃料心材上端側に測定され、その他の燃料板では燃料心材下端側に測定された。また、このピークは、何れの燃料板においても燃料板端から20～30mmの位置にあり、幅は約15mmとなっており、幅方向に3ライン測定した何れの長手方向ガンマスキャンニングにも観察される。

一方、中濃縮試験燃料要素の燃料板（ウラン密度：約 $1.6 \text{ g/cm}^3$ ）の長手方向ガンマスキャンニングでは、重水による反射体効果のピークが燃料心材両端に観察されるものの、ドッグ・ボーンの傾向は観察されない。

#### (2) 燃料板のX線写真

燃料板製作時のX線写真では、ドッグ・ボーンを示す濃度の淡部が、燃料板No.2ではナ

ナンバーリング側に、それ以外の燃料板ではナンバーリングと反対側に観察される（ロール方向に対しナンバーリング位置は仕様書で規定されていない。）。その淡部の位置、幅等の大きさは長手方向ガンマスキャンニングの結果と一致する。X線写真の一例として燃料板 No. 12 について Fig. 4.7.7 に示す。

### (3) 金相試験

ドッグ・ボーンの程度を観察するため金相試験を実施した。試験に供した燃料板は No. 12 である。金相写真を Fig. 4.7.6 に示す。写真を観察すると、この位置での  $UA \ell x$  の粒子は均一に分布しており、偏析の様子はない。ドッグ・ボーンの傾向は、燃料心材端約 6 mm（写真③）から約 18 mm（写真⑨）までにわたっている。この部分では、測定燃料芯材厚さが最大 1.08 mm で、燃料芯材厚さの平均仕様値 0.89 mm に比べると少し偏肉しているが、この位置での仕様値 1.15 mm を満足している。一方、燃料板の全厚さは仕様値の 1.65 mm となっている。従って、被覆材の厚さは 0.30 mm と 0.27 mm となっており、燃料製作上この部分に必要な最小被覆厚さ 0.25 mm は十分確保されている。なお、写真⑥に Pushed grain が 1 個観察されるが、この場合においても最小被覆厚さ 0.25 mm は確保されている。

以上の結果では、本低濃縮試験燃料要素においてドッグ・ボーンの傾向は、製作仕様値を満足しており問題となる程大きなものではなかった。

Table 4.7.1 Status of reduced enrichment program for test and research reactor  
(as of September 1989)

国名	低濃縮化完了	許可受又は申請中	安全解析又は計画
米 国 (NRC管轄)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rensselaer Poly. Inst. (100W)</li> <li>• FN R (2MW)</li> <li>• Ohio State Uni. (10kW)</li> <li>• Worcester Poly. Inst. (10kW)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Missouri Rolla (200kW)</li> <li>• Iowa State Uni. (10kW)</li> <li>• Manhattan College (0.1W)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rhode Islan (2MW)</li> <li>• Uni. Lowell (1kW)</li> <li>• Virginia CAVALIER (100W)</li> <li>• Purdue (1kW)</li> <li>• Uni. Florida (100kW)</li> <li>• Georgia Inst. Tech. (5MW)</li> </ul>
西ドイツ	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• FRG-1 (5MW)</li> <li>• FRG-2 (15MW)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• BER-II (10MW)</li> <li>• FRJ-2 (23MW)</li> <li>• FRM (4MW)</li> </ul>
フランス	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• OSIRIS (70MW)</li> </ul>
デンマーク	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• DR-3 (12MW)</li> </ul>	—
オランダ	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• HFR (50MW)</li> </ul>
スウェーデン	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• R-2 (50MW)</li> </ul>	—
スイス	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• SAPHIR</li> </ul>	—
オーストラリア	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ASTRA (10MW)</li> </ul>	—
日本	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>• JRR-3 (20MW)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• JMTR (50MW)</li> <li>• JRR-4 (3.5MW)</li> <li>• KUR (5MW)</li> </ul>

Table 4.7.2 Results of cell calculation on fuel plate

		内側燃料	外側燃料	全燃料体	B <sup>2</sup> の単位 (cm <sup>-2</sup> )
LEU-1	k <sub>∞</sub>	1.61394	1.45279	1.55527	
(U-235量 214.6g/体)	B <sup>2</sup>	0.01635	0.01140	0.01255	
	k <sub>eff</sub>	0.99772	0.99803	0.99943	
LEU-2	k <sub>∞</sub>	1.62103	1.47369	1.56706	
(U-235量 232.8g/体)	B <sup>2</sup>	0.01655	0.01175	0.01275	
	k <sub>eff</sub>	1.00033	1.00491	1.00385	
LEU-3	k <sub>∞</sub>	1.55973	1.35538	1.48615	
(U-235量 160.9g/体)	B <sup>2</sup>	0.01450	0.00870	0.01075	
	k <sub>eff</sub>	0.99909	0.99974	0.99974	
HEU-B	k <sub>∞</sub>	1.65669	1.42113	1.57040	
(U-235量 166.1g/体)	B <sup>2</sup>	0.01650	0.01010	0.01225	
	k <sub>eff</sub>	0.99949	1.00091	1.00054	

Table 4.7.3 Results of core calculation

	LEU-1 炉心	B型炉心
実効増倍率・k <sub>eff</sub>	1.115245	1.099903

Table 4.7.4 Results of thermal-hydraulic calculation for silicide fuel element

炉心入口水温47.8℃ 原子炉熱出力 3,500KW

項目	列棒15枚	列棒16枚	列棒17枚	列棒18枚	列棒19枚	列棒20枚	列棒21枚	列棒22枚
被覆表面最高温度	7.0	125/(124.7)*1	120	115	107	104	100	98/(125.1)
	6.5	127/(124.5)	124	119	111	107	104	101/(124.9)
	6.0	129/(124.3)	127	124	115	111	107	105/(124.7)
	5.5	131/(124.1)	129	127	124	119	111	109/(124.5)
	5.0	133/(123.9)	131	129	127	124	120	113/(124.2)
	4.5	134/(123.6)	133	131	130	128	125	119/(123.9)
	4.0	135/(123.3)	134	133	132	130	129	125/(123.6)
	3.5	136/(123.0)	135	134	134	132	131	129/(123.2)
	3.0	137/(122.6)	136	136	135	134	133	131/(122.8)
	2.5	138/(122.1)	137	137	136	135	135	134/(122.2)
D N B R	7.0	2.21	2.21	2.18	2.17	2.15	2.11	2.06
	6.5	2.06	2.05	2.03	2.01	1.99	1.98	1.91
	6.0	1.90	1.89	1.87	1.86	1.84	1.83	1.77
	5.5	1.76	1.73	1.71	1.70	1.69	1.67	1.62
	5.0	1.58	1.57	1.56	1.55	1.54	1.52	1.47
	4.5	1.42	1.41	1.40	1.39	1.38	1.37	1.33
	4.0	1.26	1.25	1.24	1.23	1.23	1.22	1.18
	3.5	1.10	1.09	1.09	1.08	1.07	1.06	1.03
	3.0	0.94	0.94	0.93	0.92	0.91	0.91	0.88
	2.5	0.78	0.78	0.77	0.77	0.76	0.75	0.73
ホ ッ ト マ ン シ ム タ イ	FR				1.49			
	FZ				1.58			
	F1C				1.11			
	F1O				0.63			
	Fb	1.25	1.26	1.27	1.29	1.30	1.31	1.33
Ff	1.37	1.37	1.37	1.37	1.37	1.37	1.39	

\*1 ( )内の数値はONB温度

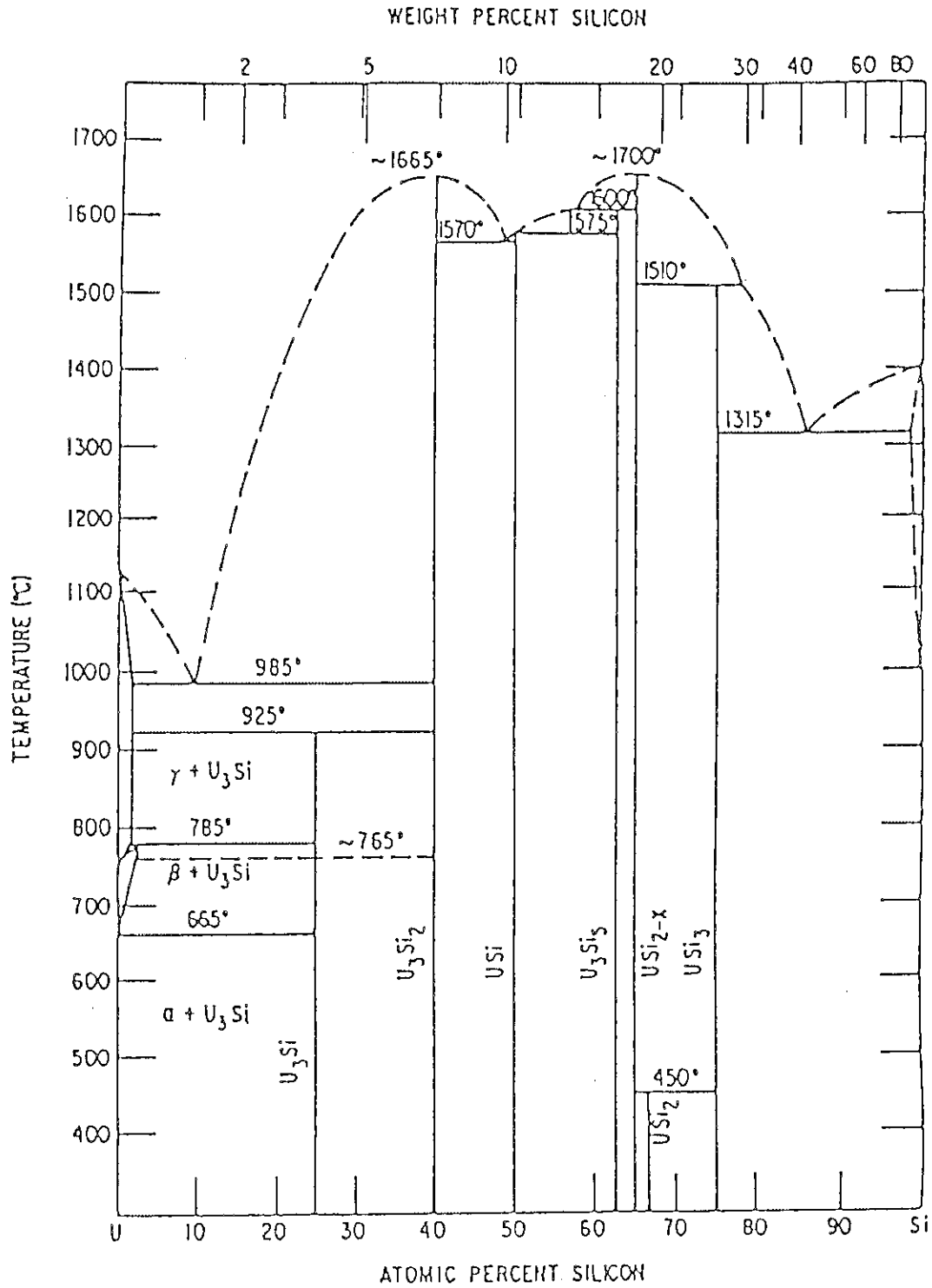


Fig. 4.7.1 Uranium-Silicon phase diagram<sup>1)</sup>

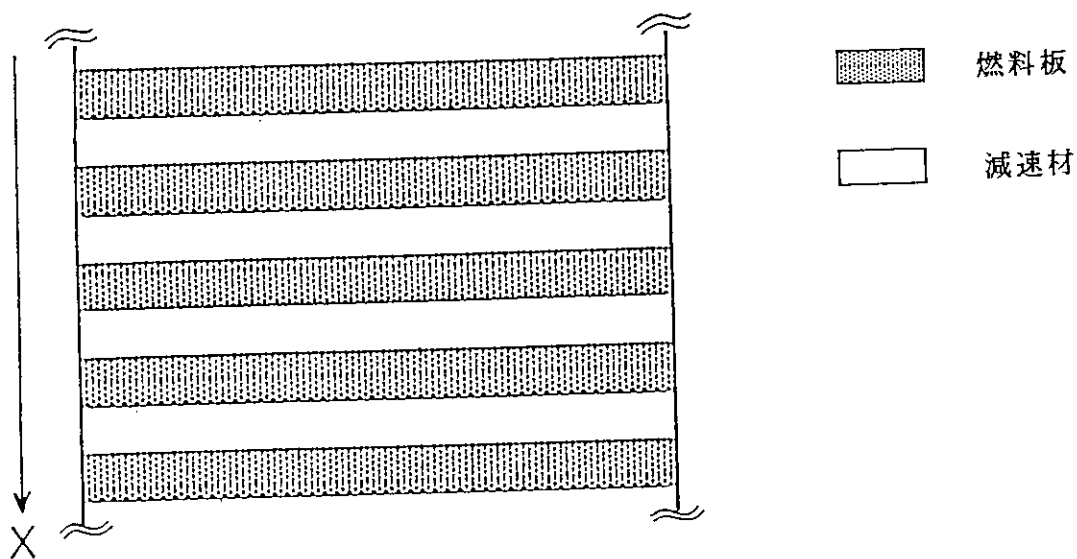


Fig. 4.7.2 One dimension calculation model

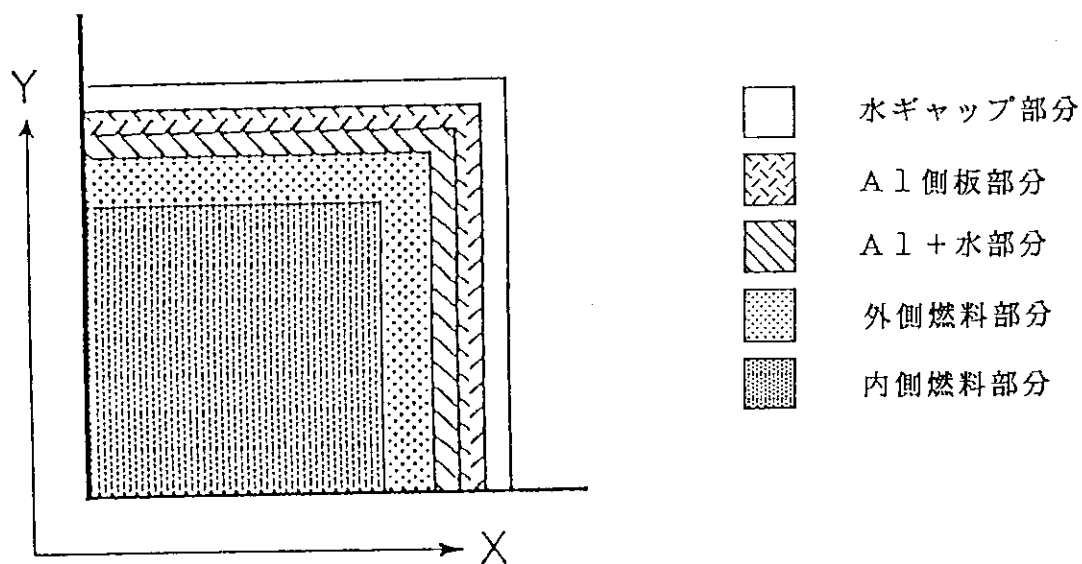


Fig. 4.7.3 Two-dimension calculation model



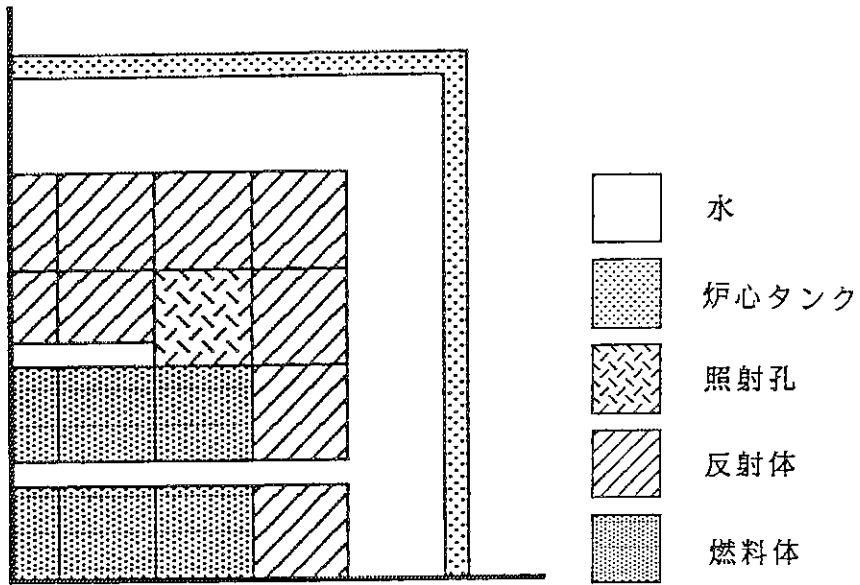


Fig. 4.7.4 Core calculation model

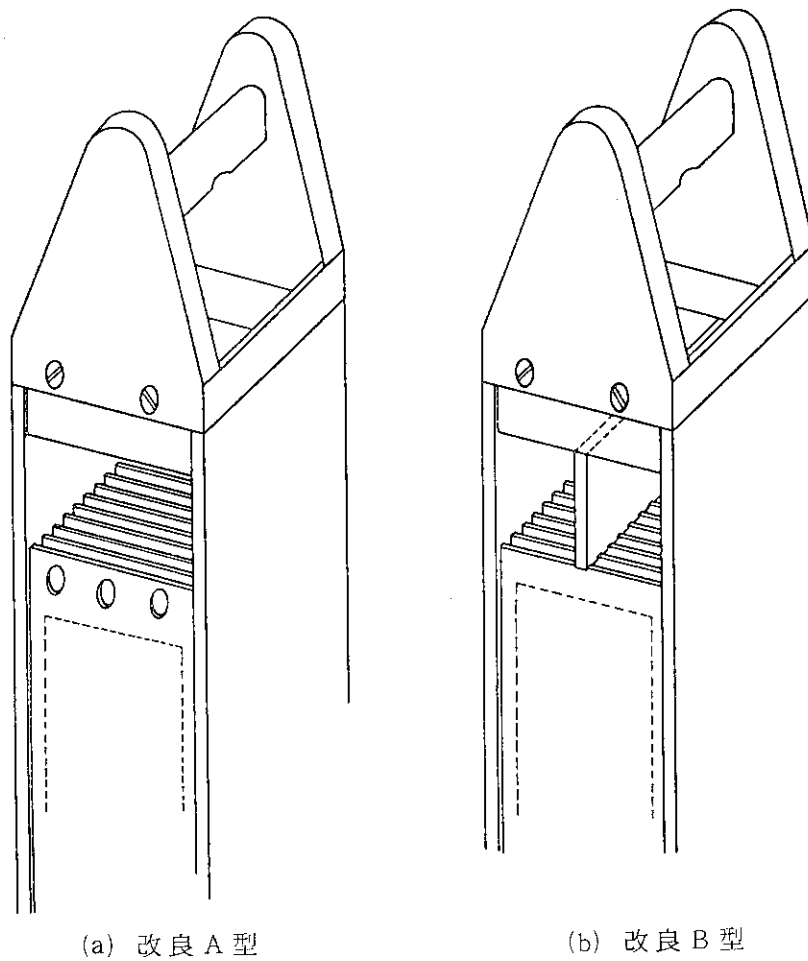


Fig. 4.7.5 Improved anti-flow-blockade fuel element

測定年月日 : 86/11/20、20:45:48  
 試料名 : CDB01、3131123 (No.12)  
 X線 : X2  
 10.13 (mm/min)  
 350 ~ 2315 (key)  
 Range 1X10<sup>4</sup>(Crs), T-C 0.3 (Sec)  
 Range 5X10<sup>3</sup>(Crs), Speed 10.13(mm/min)  
 3X3 (mm)  
 2420 (mm)  
 7706400 (Counts/3535Sec)

測定年月日  
 試料名  
 キャン位置  
 エネルギ-範囲  
 レチ-メーター  
 コントラ-スト  
 測定距離

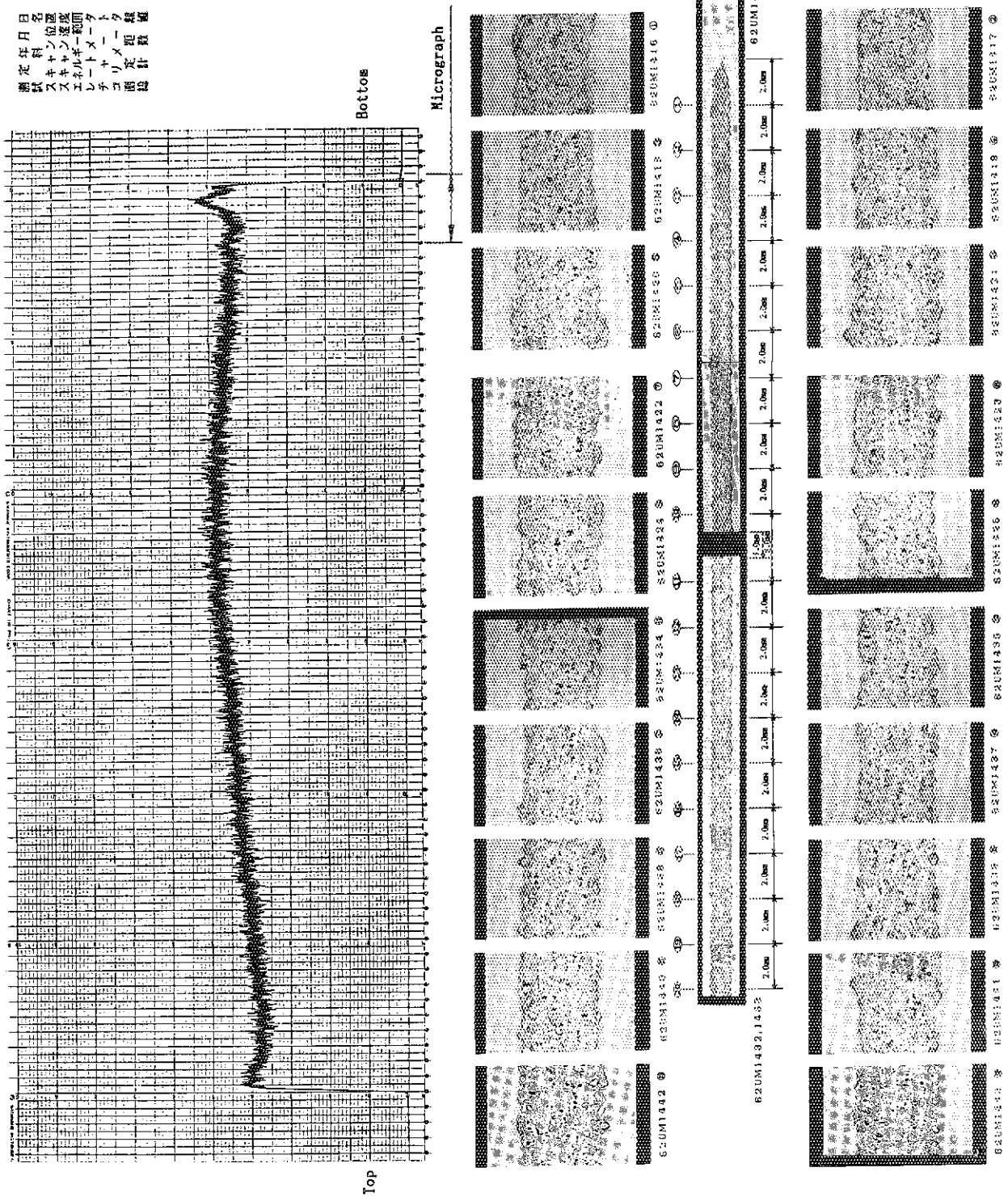
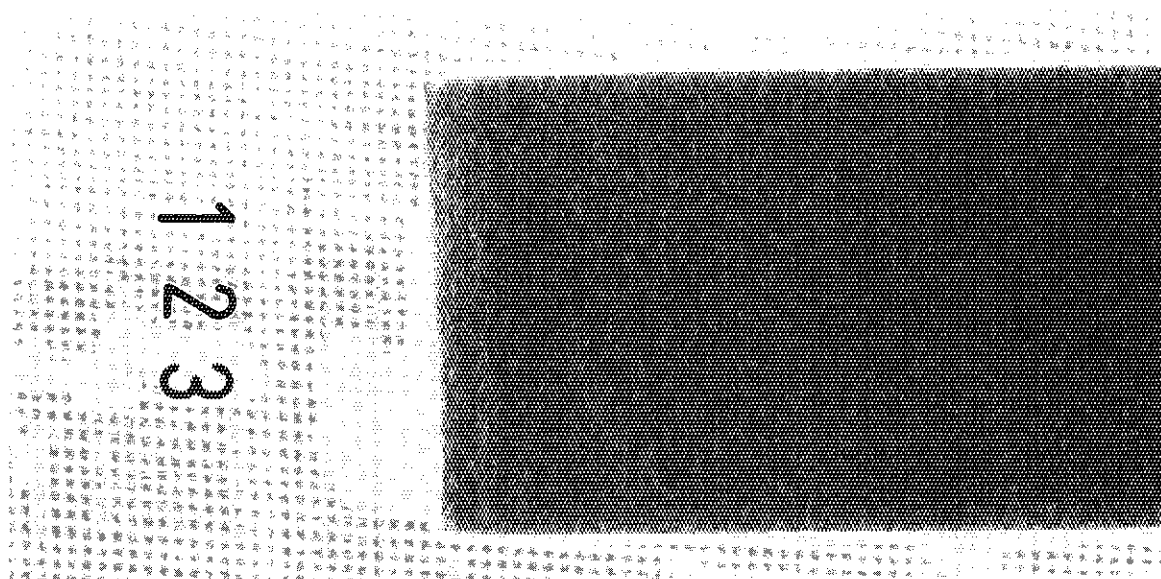
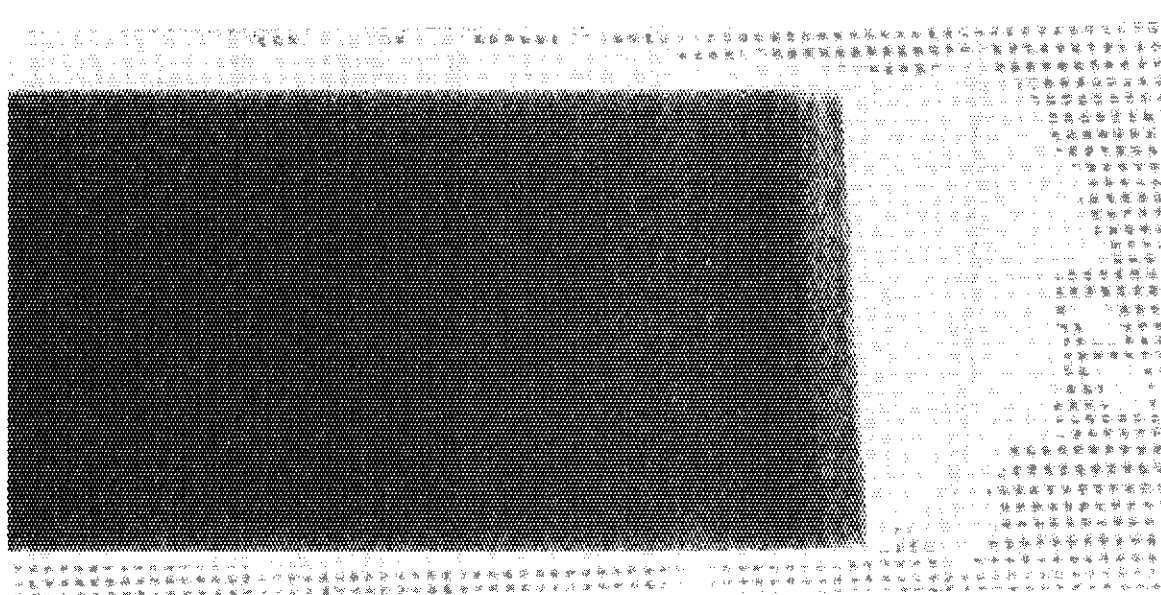


Fig. 4.7.6 Longitudinal gamma-scan curve and micrograph of dog-bone area in plate No. 12

Top



Bottom



ドック・ボーンによる淡部

(注：写真は焼付けのため、白黒が)  
反転している。

Fig. 4.7.7 X-ray photograph of plate No. 12 (LEU)

## 4.8 国際協力等

### 4.8.1 原子炉研修所実験における中性子ラジオグラフィ

#### (1) はじめに

昭和54年、JRR-2サーマルコラムを改造して小型の中性子ラジオグラフィ装置を設置した。本装置の概略をFig. 4.8.1に、特性をTable 4.8.1に示す。コリメータは黒鉛の一部を取りはずして取り付け、照射部は遮へい扉内に設けた。遮へい構造は二重となっており、原子炉運転中でも常時、安全に撮影ができる。

中性子ラジオグラフィは非破壊検査法の一つとして、X線ラジオグラフィでは不可能な検査も行えるなど多くの利点を持つが、現在でも広く知られた技術とはなっていない。10年ほど前、中性子ラジオグラフィの応用を拡大するためには、多くの人に体験的に実験してもらうことが最良の方法であると考え、原子炉研修所一般課程のカリキュラムに組み入れることとした。JRR-2中性子ラジオグラフィ装置は元来、中性子ラジオグラフィの基礎的な研究開発を目的としたものであるが、照射すなわち撮影が非常に安全に行えるなど研修実験には最適であり、昭和55年より本装置を用いることになった。

#### (2) 実験内容

研修生に体験的に中性子ラジオグラフィを理解してもらうため、間接法・直接法・トラックエッチ法による撮影を行った。実験に先立って、中性子ラジオグラフィについての講義をテキストをもとに1単位行った。

実験スケジュールをTable 4.8.2に示す。2日間に分けたのは、他の実験との取り合いにもよるが、間接法における転写箔の放射化量を最小にするためでもあった。年によっては丸1日の実験になったこともある。撮影に用いた被写体は、標準試料としてのSensitivity Indicator (SI)、Beam Purity Indicator (BPI)及び各種のサンプルである。サンプルは中性子ラジオグラフィの特長を示すものを多数用意し、あらかじめX線ラジオグラフィによる撮影を行った。これにより実験の最後のフィルム観察において、中性子とX線による透過像の違いを実物において論ずることができた。

Indicatorは米国ASTMで制定したもので、中性子ラジオグラフィ装置の性能を総合的に評価することを目的としたものである。SIは解像力を調べるためのもので、0.15 mm～0.50 mmの孔と、0.013 mm～0.25 mmのギャップの画像から解像力を決定する。BPIはテフロンの上に鉛片とボロンナイトライド片を組合せたもので、熱中性子成分・散乱中性子成分・ $\gamma$ 線成分などを透過像の濃度測定値から計算で求め、装置の特性を決定する。

研修生には各自に、試料の準備、照射、放射化した転写箔の取扱、フィルム処理、濃度測定、さらに解析とフィルム観察を行わせた。これにより短期間の実験ではあったが、中性子ラジオグラフィの基本的な事項は理解できたものと思われる。

#### (3) 研修実績

一般課程の研修生による実験は昭和55年から、発展途上国からの研修生に対する原子力基礎実験コース（JICAコース）における実験は昭和61年から実施した。毎年の研修生数をTable 4.8.3に示す。一般課程の人員は7～10名で班を編成し、4班を2週間で行った。JICA

コースは全員1日で実験を行った。なお、昭和62年度はJRR-2が全炉心中濃縮化のため定期自主検査を長期間にわたって実施したので、一般課程の実験は行われなかった。

Table 4.8.1 Characteristics of JRR-2 neutron radiography facility

---

$\Phi_{th}$ .....	$1.1 \times 10^7$ n/cm <sup>2</sup> ·sec
Rcd .....	19
$\gamma$ radiation dose rate .....	140 R/h
n/ $\gamma$ ratio .....	$2.8 \times 10^5$ n/cm <sup>2</sup> ·mR
Collimator .....	Divergent type
	Length 2120mm
	In-let aperture 30mm $\square$
	L/D ratio 70
Radiographic field .....	80mm $\square$

---

Table 4.8.2 Experiment schedule

## 1日目

13:10 ~ 13:30	オリエンテーション
13:45 ~ 15:00	トラックエッチ法による撮影
15:15 ~ 15:45	現像
16:00 ~ 17:30	間接法による撮影、転写

## 2日目

13:10 ~ 15:00	直接法による撮影
15:15 ~ 16:00	現像
16:15 ~ 17:30	測定、計算、観察および解析

Table 4.8.3 Participants

年度	一般課程	JICAコース
昭和 55	33	
56	26	
57	34	
58	38	
59	38	
60	36	
61	36	5
62		5
63	24	7
平成 1	23	10

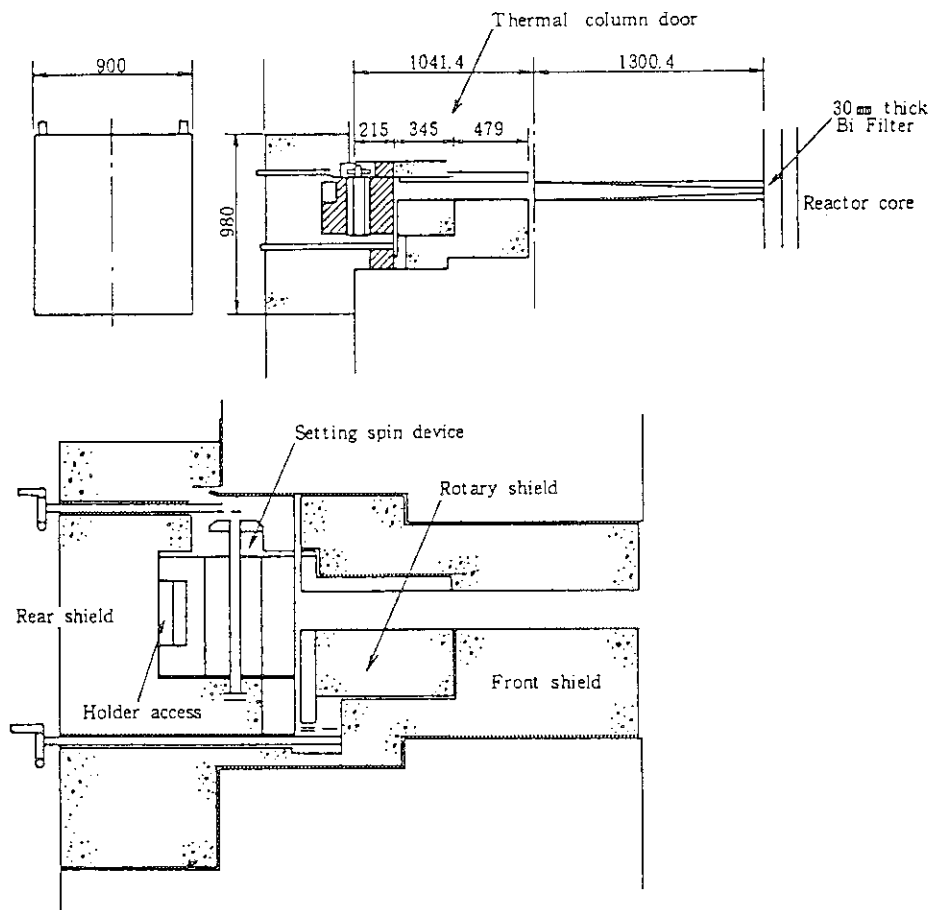


Fig. 4.8.1 JRR-2 neutron radiography facility

## あ と が き

本報告書は、研究炉管理部各課室、放射線管理第2課及び施設第1課の皆様に平成元年度の活動について執筆をお願いし、研究炉管理部の編集委員会で編集したものである。関係者のご協力に深く感謝いたします。

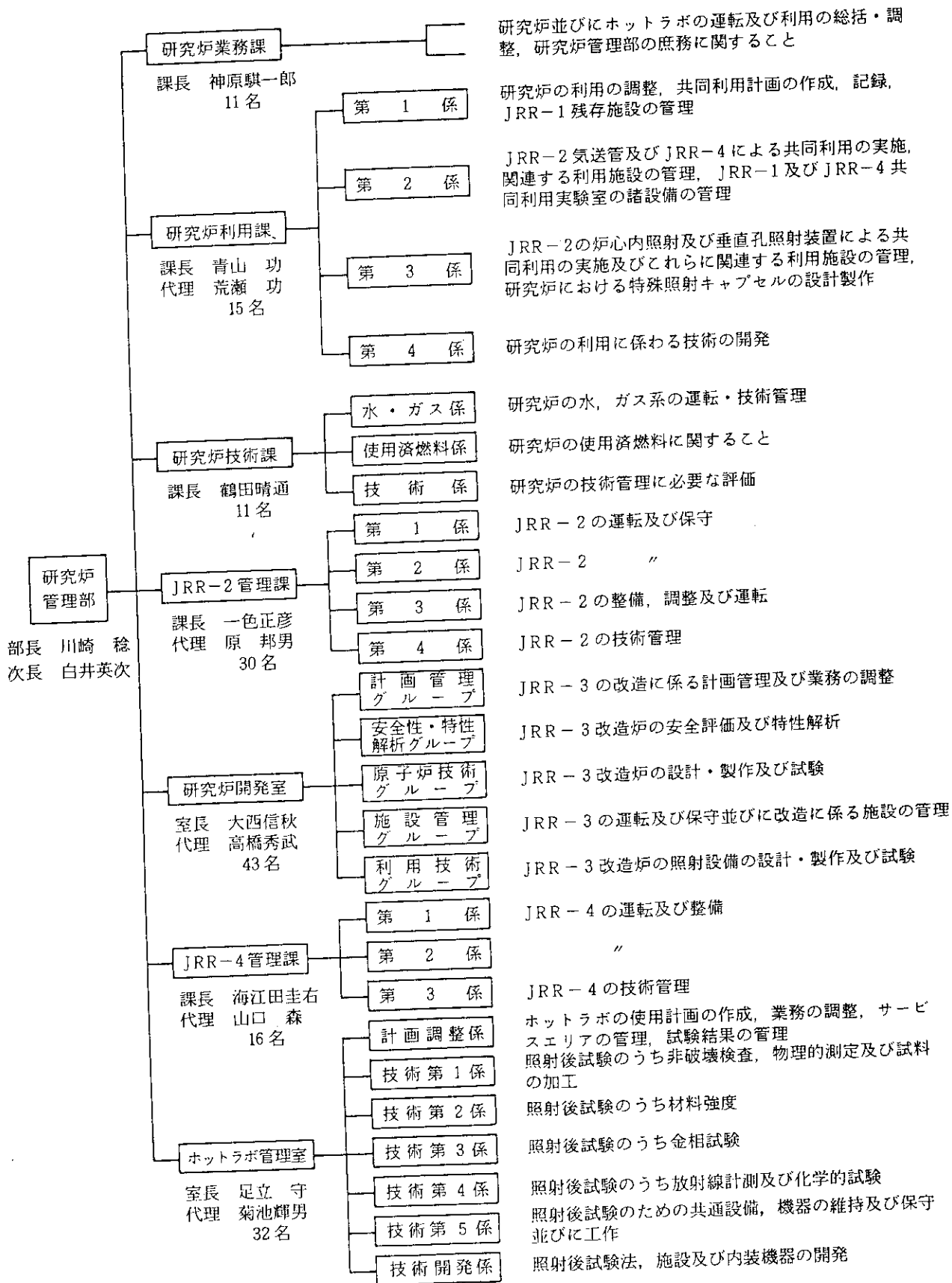
(編集委員長)

### 編集委員会メンバー

委員長	川崎稔
副委員長	白井英次
委員	古平恒夫 (研究炉技術開発室)
	小山芳己 (研究炉利用課)
	小菅征夫 (JRR-2 管理課)
	掛札和弘 (JRR-3 管理課)
	渡辺終吉 (JRR-4 管理課)
	飯田省三 (ホットラボ管理室)
	鶴野晃 (研究炉技術開発室)
	小宮幸子 (研究炉業務課)

付録1 研究炉管理部の組織と業務

2.3.31現在





## 付録2 平成元年度JAERI-Mレポート一覧

著者	標 題	レポートNo.
熊井 敏夫 工藤, 坂本 坪, 高橋	JRR-3改造炉の冷中性子源装置のための二重管式閉ループサーモサイフォン実験(II)	89-114
小菅 征夫 入子,* 大西	重水減速・冷却型研究炉の反応度投入事象解析コード "EUREKA-2D"	89-120
研究炉管理部	研究炉・ホットラボの運転と技術管理(昭和63年度)	89-136
菊池 博之 角田, 小金沢 番場, 薮 中野, 佐藤	Characteristic Tests of Midium Enriched Uranium Fuel Core in JRR-2	89-194
神永 雅紀	COOLOD-N: A Computer Code for the Analyses of Steady-State Thermal-Hydraulics in Plate-Type Research Reactors	90-021
鈴木 正年 川端, 工藤 坂本, 大西 高橋他	JRR-3中性子導管の設計と設置	90-079

\* 職員以外

## 付録3 平成元年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
青山 功 白井, 二村	The Role of Research Reactor Utilization	ANS & NIST "Fifty Years with Nuclear Fission" -A Conference -
皆添 和男* 数土, 神永 村山, 高柳	両面加熱垂直矩形流路の熱伝達	日本原子力学会 1989年年会
神永 雅紀 数土, 村山 皆添*, 高柳	軸方向に熱流束分布を有する場合の狭い垂直矩形流路での限界熱流束に関する実験的研究	同 上
近藤 真 佐藤, 田畑 田山, 広瀬他	低濃縮ウラン・アルミナイド燃料要素の照射後試験(I)	同 上
佐藤 博 近藤, 田畑 田山, 広瀬他	低濃縮ウラン・アルミナイド燃料要素の照射後試験(II)	同 上
黒沢 正義 鳥居, 小菅 黒沢, 小金沢 鶴田	JRR-2中濃縮炉心の核特性(実験と計算の比較)	同 上
沼田 正美 松島, 関野 石田, 野沢 足立, 福田	被覆燃料粒子の超高温加熱試験(I) - 装置の開発 -	同 上
宮西 秀至 伊藤, 喜多川 菊池, 足立 福田	被覆燃料粒子の超高温加熱試験(II) - FPガスの測定 -	同 上

\*職員以外

発表者	標 題	発表会議名
石川明義 園部, 小野崎 菊池, 足立他	遠隔操作型電子線マイクロアナライザーの開発	日本原子力学会 1989年年会
高野利夫 海野, 飛田 野沢, 菊池 足立, 実川	電位差法を用いた照射材の疲労亀裂伝播試験	同 上
青山功 足立, 田中*他	MOX燃料の高線出力下での照射挙動	同 上
松井義典 角田他	JRR-2の中濃縮燃料における特性測定	同 上
佐藤猛 佐藤貢, 番場 薮, 小金沢 山口, 角田他	燃料濃縮度低減化に伴うJRR-2冷却材流出事故の安全解析	同 上
神永雅紀 数土, 村山 皆添*	CCFL相関式に基づく垂直矩形流路の下向流, 低流速条件下の限界熱流束の予測	第26回日本伝熱 シンポジウム
青山功 小牧	System of Research Reactor Utilization	Second Asian Symposium on Research Reactor (ASRR-II)
角田準作 二村, 小金沢 番場, 薮 中野, 佐藤他	JRR-2 Modification to Ensure Reactor Safety Concerning with Core Conversion to Midium Enriched Uranium	同 上
大西信秋 一色, 原	Computerized Operation Support System for JRR-3	同 上

\*職員以外

発 表 者	標 題	発表会議名
鶴 野 晃 堀口, 青柳 白井	Description of JRR-3 Neutron Radiography Facility Plan	第3回中性子ラジオグラフィ国際会議
大 西 信 秋 一色, 高橋 高柳	Safety Design Concept and Analysis for the Upgraded JRR-3	IAEA Symposium on Research Reactor Safety, Operations and Modifications
鶴 野 晃	冷中性子ラジオグラフィ	日本非破壊検査協会第1分科会
広 瀬 彰 田畑, 近藤 佐藤, 田山	JRR-3 使用済燃料貯槽No.1の除染及びライニング検査	研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会 (東大彌生研究会)

\* 職員以外

## 付録4 平成元年度外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
白井英次 青山	最近の研究用原子炉の利用動向	原子力工業
大西信秋	原子炉を利用した燃料・材料の照射技術の現状と将来	日本原子力学会誌(特集)
大西信秋 鈴木, 長瀬* 渡辺*	JRR-3原子炉一括撤去	原子力施設デコミッショニング研究協会誌
神永雅紀 数土	CCFL相関式に基づく限界熱流束相関式の非均一に加熱された垂直矩形流路に対する適用性の検討	日本機械学会論文集B編
川端祐司 鈴木, 坂本 原見, 高橋 大西	The Transmission Efficiency of the Neutron Guide Tube with Alignment Errors	Journal of Nuclear Science and Technology
神永雅紀 数土, 薄井* 村山	Experimental Study of Critical Heat Flux in A Narrow Vertical Rectangular Channel (Comparison between Uniform Heat Flux Case and Nonuniform Heat Flux Case)	Heat Transfer Japanese Research (U.S.A)
神永雅紀 数土, 薄井*	Heat Transfer Characteristics in Narrow Vertical Rectangular Channels Heated from Both Sides	J S M E International Journal
鈴木正則 伊藤, 大河原 荒木*他	JRR-3改造工事における原子炉冷却系統施設等の撤去	原子力施設デコミッショニング研究協会誌

\* 職員以外

## 付録5 受託調査一覧

件名	相手方	担当課室	備考
原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査（63年度契約分）	日本原子力発電(株)	ホットラボ 管理室	64. 1. 5～ 1. 12. 28
原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査（元年度契約分）	日本原子力発電(株)	ホットラボ 管理室	2. 1. 5～ 2. 12. 28

付録6 平成元年度官庁許認可一覧

原子炉施設

原子炉名	件名	A:設置変更 B:工事認可 C:使用前検査	申請 年月日	許可・認可 合格年月日	備考
J R R 1 2	第M <sub>3</sub> 次JRR-2円筒BM型燃料要素	C	1. 6. 2	2. 1. 11	検査中
	二次冷却設備の一部更新	B	1. 12. 15		
	第M <sub>4</sub> 次及び第M <sub>5</sub> 次JRR-2円筒BM型燃料要素	B	1. 12. 22		検査中
	制御設備の一部更新	B	2. 2. 20		
	二次冷却設備の一部更新	C	2. 3. 7		
J R R 1 3	JRR-3の改造(その1)・実験利用棟建家	C	60. 12. 23		検査中
	” (記載事項の変更)		61. 8. 22		
	” ( ” )		62. 9. 8		
	JRR-3の改造(その1,2,7)・原子炉格納施設	C	60. 12. 23		検査中
	” (記載事項の変更)		61. 8. 22		
	” ( ” )		61. 12. 5		
	” ( ” )		63. 3. 15		
	” ( ” )		63. 7. 28		
	” ( ” )		1. 3. 29		
	” ( ” )		1. 10. 6		
	JRR-3の改造(その2)	C	62. 4. 28		検査中
	” (記載事項の変更)		62. 8. 28		
	” ( ” )		63. 3. 15		
	” ( ” )		63. 7. 28		
	JRR-3の改造(その3)	C	62. 4. 28		検査中
	” (記載事項の変更)		62. 8. 28		
	” ( ” )		63. 3. 15		
	” ( ” )		63. 7. 28		
	” ( ” )		1. 3. 29		
	JRR-3の改造(その4)	C	62. 8. 12		検査中
	” (記載事項の変更)		62. 10. 9		
” ( ” )		63. 3. 7			
” ( ” )		63. 7. 28			
” ( ” )		1. 3. 29			
” ( ” )		1. 10. 6			

原子炉名	件名	A:設置変更 B:工事認可 C:使用前検査	申請 年月日	許可・認可 合格年月日	備考
J R R 3	JRR-3の改造(その5)	C	62. 4. 13		} 検査中
	" (記載事項の変更)		62. 8. 28		
	" ( " )		63. 3. 7		
	" ( " )		63. 7. 28		
	" ( " )		1. 3. 29		
	" ( " )		1. 9. 4		
	JRR-3の改造(その6)	C	62. 8. 19		} 検査中
	" (記載事項の変更)		63. 3. 15		
	" ( " )		63. 7. 28		
	" ( " )		1. 3. 29		
	" ( " )		1. 10. 6		
	JRR-3の改造(その7)	C	63. 3. 31		} 検査中
	" (記載事項の変更)		63. 7. 28		
	" ( " )		1. 3. 29		
		" ( " )		1. 10. 6	
	第L <sub>0</sub> 次及びL <sub>1</sub> 次燃料体の製作(その8)	C	63. 11. 28		} 検査中
	" (記載事項の変更)		2. 2. 9		
	JRR-3の改造(その9)	C	63. 6. 27	1. 4. 7	} 検査中
	第L <sub>2</sub> 次及びL <sub>3</sub> 次燃料体の製作(数量の変更)	B	1. 5. 30	1. 8. 4	
	第L <sub>2</sub> 次及びL <sub>3</sub> 次燃料体の製作	C	1. 10. 17		
	原子炉施設保安規定の変更 (改造工事の進捗に伴う未使用燃料要素の受入れに係る記述の追記及び管理区域の一部追加)		1. 6. 29	1. 7. 28	
	原子炉施設保安規定の変更 (改造工事の進捗に伴う保全区域の一部追加等)		1. 8. 23	1. 9. 12	
	原子炉施設保安規定の変更 (改造工事の進捗に伴う臨界試験準備のための重水設備の使用に備えた管理区域の設定他に係る変更)		1. 12. 27	1. 2. 5	
J R R 4	排気第3系統の更新及び液体廃棄物移送管の一部変更	B	1. 7. 14	1. 7. 20	
	"	C	1. 9. 11	1. 12. 1	
	原子炉施設保安規定の変更(保全区域の変更)		1. 12. 27	1. 2. 5	



核燃料使用施設及びRI等使用施設

施設名	件名	A:変更許可 B:施設検査	申請 年月日	許可・ 合格年月日	備考	
J R R I 3	照射利用設備及び詰替セルの追加他	B	63. 12. 12	} 2. 3. 27	検査中  RI使用許可	
	” (記載事項の変更)		1. 3. 28			
	” ( ” )		1. 9. 7			
	” ( ” )		1. 10. 3			
	” ( ” )		2. 1. 8			
	中性子ラジオグラフィ装置の新設	A	1. 7. 18	1. 11. 6		
	中性子散乱実験装置の新設	A	1. 12. 14	2. 1. 26		
	”	B	2. 1. 29			
	中性子発生装置の使用(原子炉プール)	}	A	2. 2. 6		2. 2. 27
	密封放射性同位元素の使用(炉室)及び貯蔵(RI貯蔵室)					
密封放射性同位元素の使用(使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設)						
ホ ツ ト ラ ボ	冶金遮蔽扉駆動装置の変更	}	A	1. 2. 23	1. 5. 22	
	管理区域出入口の変更					
	貯蔵設備の使用廃止					
	遮蔽扉駆動装置の更新	B	1. 6. 30	1. 7. 25		
	仕切り壁, 床, ホット排水管, 排気ダクトの更新	B	1. 8. 4	1. 9. 7		
	管理区域出入口の一部改修	B	1. 12. 7	2. 2. 8		
仕切り壁及び床の改修	B	2. 2. 23	2. 4. 3			
J R R I 1	排風機, 排気浄化装置及び排気管の一部撤去, 新設	B	1. 3. 16	1. 4. 10	RI使用許可	

## 付録7 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績

	国名	受入 派遣 の別	1985	1986	1987	1988	1989
			昭和60年度	昭和61年度	昭和62年度	昭和63年度	平成元年度
科学技術庁 (STA) 研究 交流制度に基 づく受入及び 派遣	マレーシア	受入		1 (3M)			1 (3M)
		派遣					
	インドネシア	受入				1 (3W)	1 (2M)
		派遣			1 (1M)	1 (2M)	2 (2M)
	中 国	受入	1 (2.5M)	1 (3M)	1 (3M)		1 (6M)
		派遣					
	フィリッピン	受入				1 (6M)	
		派遣					
タ イ	受入			1 (3M)	1 (2M)		
	派遣						
韓 国	受入					1 (6M)	
	派遣		1 (1W)				
二国間協定に 基づく受入及 び派遣	インドネシア	受入					2 (3M) 1 (2M)
		派遣				1 (1W)	1 (1W) 2 (2W)
	韓 国	受入	1 (3W)				2 (6W) 2 (2W)
JICA 専門家 派遣制度	インドネシア	派遣				1 (3M)	1 (3M)
原子力産業会議	インドネシア	受入					1 (1Y)
合 計		受入	2	2	2	3	12
		派遣		1	1	3	6

数字は人数を示す。( )内は受入、派遣の期間、Wは週、Mは月、Yは年を示す。

## 受入及び派遣者名（その1）

年度	国名	氏名	期間	目的	担当課室
1985 (60)	韓国	Huhn Jun kim	60. 11. 25 ～ 60. 12. 14	炉の運転管理	JRR-2, JRR-4 部付
	中国	Qiang Hui	60. 11. 12 ～ 61. 1. 26	炉の運転管理	JRR-2, JRR-4 部付, 炉開発
1986 (61)	マレーシア	Zahaniai Abdullah	61. 9. 1 ～ 61. 11. 29	炉心設計	炉開発, 部付
	韓国	青山 功	62. 11. 4 ～ 62. 11. 12	韓国における 原子力事情調査	炉利用
	中国	Zhong song Hou	62. 3. 16 ～ 62. 6. 13	炉心設計及び 安全解析	炉開発, 部付
1987 (62)	タイ	Mayurapan Kasemsap	62. 8. 31 ～ 62. 11. 28	炉心設計及び 安全解析	炉開発
	インドネシア	蔀 肇	62. 9. ～ 62. 10.	MPR-30運転 の助言	炉技術
	中国	Zheng you Mao	62. 12. 20 ～ 63. 3. 18	炉の運転管理	JRR-2
1988 (63)	インドネシア	蔀 肇	63. 8. 8 ～ 63. 11. 7	MPR-30運転 の助言	JRR-2
	タイ	Yuthapong Busamongkol	63. 8. 29 ～ 63. 10. 27	炉の運転管理	JRR-2
	インドネシア	Bakri Arbie	63. 10. 4 ～ 63. 10. 22	炉の運転管理	炉技術
	インドネシア	白井英次	63. 12. 15. ～ 63. 12. 22	合同運営委員会	次長
	フィリッピン	Samuel Pablo	1. 2. 13 ～ 1. 8. 11	炉の運転管理	JRR-4
	インドネシア	蔀 肇	1. 2. 19 ～ 1. 4. 22	MPR-30運転 の助言	JRR-2
1989 (1)	インドネシア	Iman Kuntoro	1. 3. 20 ～ 1. 5. 17	炉の運転管理	JRR-2
	インドネシア	Agustinus Mariatmo	1. 7. 30 ～ 1. 10. 28	炉の運転管理	JRR-2
	インドネシア	Lorensius Damanik	1. 7. 30 ～ 1. 10. 28	炉の運転管理	JRR-2

## 受入及び派遣者名（その2）

年度	国名	氏名	期間	目的	担当課室
1989 (1)	インドネシア	Setyono Suryat	1. 7. 30 ～ 1. 9. 28	炉の運転管理	JRR-2
	インドネシア	蔀 肇	1. 8. 5 ～ 1. 11. 4	MPR-30運転 の助言	JRR-2
	インドネシア	Sukmanto Dibyo	1. 9. 29 ～ 2. 9. 29	炉の安全評価	炉開発
	インドネシア	神永雅紀	1. 10. 1 ～ 1. 12. 2	熱水力計算の 指導	炉開発
	マレーシア	Kassim Mohammad Suhaimi	2. 1. 8 ～ 2. 4. 7	炉の安全評価	JRR-4
	インドネシア	蔀 肇	2. 1. 29 ～ 2. 3. 30	MPR-30運転 の助言	JRR-2
	インドネシア	白井英次	2. 1. 31 ～ 2. 2. 7	合同運営委員会	次長
	韓 国	Sang Jun Park	2. 2. 26 ～ 2. 8. 25	照射設備の管理	炉利用
	インドネシア	一色正彦	2. 3. 4 ～ 2. 3. 17	炉の管理指導	JRR-2
	韓 国	Ji Bok Lee	2. 3. 5 ～ 2. 3. 17	JRR-3 起動	炉開発
	韓 国	Young Chul Park	2. 3. 5 ～ 2. 3. 17	JRR-3 起動	炉開発
	韓 国	Min Jin Kim	2. 3. 5 ～ 2. 4. 14	JRR-3 起動	炉開発
	インドネシア	佐藤 猛	2. 3. 11 ～ 2. 3. 24	熱特性の共同研究	JRR-4
	韓 国	Byung Jin Jun	2. 3. 12 ～ 2. 4. 21	JRR-3 起動	炉開発
	中 国	Zhen Dong Wang	2. 3. 30 ～ 2. 9. 30	炉の運転管理	炉技術

## 付録8 原子炉研修所運転実習の実績

JRR-4では、昭和44年に運転を終結したJRR-1に替って原子炉研修所の運転実習等が行われている。下表のように、すでにその数は1300名を越え、原子炉技術者の養成に大きな役割を果たしてきた。JRR-4での実習内容は、原子炉運転訓練の他、制御棒校正実験、動特性パラメータ測定などである。さらに、最近では、発展途上国の原子炉技術者の研修を目的とした「国際コース」も実施されている。

JRR-4における原子炉研修の状況

## (1) 国内の原子炉技術者養成人数

年 度		( コ ー ス )		研 修 生 の 職 種			
		一般課程	原子炉工学専門	電 力	民 間	官 庁	動燃・原研等
1969	昭和 44	94	—	60	12	13	9
1970	" 45	85	—	53	8	15	9
1971	" 46	86	—	50	15	14	7
1972	" 47	67	—	32	14	14	7
1973	" 48	66	—	35	11	11	9
1974	" 49	58	—	29	12	11	6
1975	" 50	59	—	25	12	11	11
1976	" 51	52	—	16	6	5	25
1977	" 52	36	24	26	8	8	18
1978	" 53	36	24	31	3	8	18
1979	" 54	36	25	33	2	11	15
1980	" 55	33	28	30	3	6	22
1981	" 56	26	30	26	6	9	15
1982	" 57	34	29	31	7	7	18
1983	" 58	38	27	37	5	13	10
1984	" 59	38	26	41	3	5	15
1985	" 60	36	25	38	3	4	16
1986	" 61	36	16	37	1	4	10
1987	" 62	36	23	33	3	6	17
1988	" 63	24	19	22	7	3	11
1989	平成 1	24	14	24	0	5	9
合 計		1000	310	709	141	183	277

## (2) 国外の原子炉技術者養成人数

年 度	国際コース (原子炉Gr)	出 身 国 名
1985	10 (10)	韓国, 中国, インドネシア, タイ, バングラディッシュ, メキシコ, コロンビア, トルコ, フィリピン, スリランカ
1986	11 (5)	
1987	10 (5)	
1988	10 (3)	
1989	11 (3)	
合 計	52 (26)	