

JAERI-Review  
98-007



平成8年度研究炉部年報  
(運転・利用と研究・技術開発)

1998年3月

研究炉部

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、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、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 (株)原子力資料サービス

平成8年度研究炉部年報  
(運転・利用と研究・技術開発)

日本原子力研究所東海研究所  
研究炉部

(1998年2月12日受理)

研究炉部は、JRR-2, JRR-3M 及び JRR-4 の各施設を運転管理し、利用に供するとともに、関連する研究・技術開発を実施している。

本報告書は、平成8年度における当部の業務を記したものであり、種々の技術的事項についても詳細に説明している。具体的な業務として、研究炉部においては、原子炉施設の運転保守・整備、照射利用、中性子ビーム実験利用に加えて、新燃料、使用済燃料及び水・ガスの管理を含む技術管理、関連する研究・技術開発等を行っている。また、主として開発途上国との間で原子炉施設の運転管理、照射技術、安全解析を中心に国際協力を実施している。

Annual Report of Department of Research Reactor, 1996  
(April 1, 1996~March 31, 1997)

Department of Research Reactor

Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February, 12, 1998)

The Department of Research Reactor is responsible for the operation, maintenance, utilization and related R&D works of the research reactors including JRR-2, JRR-3M (new JRR-3) and JRR-4.

This report describes the activities of our department in fiscal year of 1996 and it also includes some of the technical topics on the works mentioned above. As for the research reactors, we carried out the operation, maintenance, irradiation utilization, neutron beam experiments, technical management including fuels and water chemistry, radiation monitoring as related R&D works. The international cooperations between the developing countries and our department were also made concerning the operation, utilization and safety analysis for nuclear facilities.

Keywords: Research Reactor, Annual Report, Reactor Operation, Utilization, Post Irradiation Examination, JAERI

## 目 次

まえがき	1
1. 概 要	3
1.1 研究炉の運転管理	5
1.2 研究炉の技術管理	6
1.3 研究炉の利用	7
1.4 研究炉に関する工学的開発研究	8
1.5 研究炉利用高度化の技術開発	9
1.6 主な技術的事項	10
1.7 国際協力	12
2. 研究炉の運転管理	15
2.1 JRR-2 の運転管理	17
2.1.1 運 転	17
2.1.2 保守・整備	17
2.1.3 炉心管理	19
2.1.4 放射線管理	19
2.2 JRR-3M の運転管理	23
2.2.1 運 転	23
2.2.2 保守・整備	23
2.2.3 冷中性子源装置の運転及び保守・整備	24
2.2.4 炉心管理	24
2.2.5 放射線管理	25
2.3 JRR-4 の運転管理	28
2.3.1 運 転	28
2.3.2 保守・整備	28
2.3.3 炉心管理	31
2.3.4 放射線管理	31
3. 研究炉の技術管理	35
3.1 研究炉の水・ガス管理	37
3.2 研究炉の燃料管理	45
3.2.1 新燃料の管理	45
3.2.2 使用済燃料の管理	46
4. 研究炉の利用	49
4.1 利用の状況	51
4.2 照射利用	51

4.3 実験利用	54
4.4 保守・整備	70
5. 研究炉に関する工学的開発研究	79
5.1 高性能新型研究炉の開発研究	81
5.1.1 高中性子束炉心の核的検討	81
5.1.2 高性能新型研究炉用限界熱流束相関式の開発	83
5.1.3 研究炉用アルミニウム合金の照射試験	86
5.2 中性子光学デバイスの開発研究	89
5.3 新型冷中性子源の開発	95
5.4 中性子ラジオグラフィに関する開発研究	98
5.5 JRR-3M シリサイド炉心設計	101
6. 研究炉利用高度化の技術開発	113
6.1 中性子散乱実験用多重極限条件発生装置の性能試験	115
6.2 生物微細構造解析用中性子回折装置の開発	120
6.3 放射化分析支援システムの開発・整備	122
7. 主な技術的事項	129
7.1 原子炉施設及び機器	131
7.1.1 JRF-90Y950K 型核燃料輸送物の設計変更	131
7.1.2 JRR-3 使用済燃料の貯蔵能力の増量に伴う設置変更	136
7.1.3 JRR-2 ろ過水配管からの漏水と対策	137
7.1.4 JRR-3M 1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプの分解検査	139
7.1.5 CNS の真空圧力上昇の原因と対策	141
7.2 利用技術	152
7.2.1 水力照射設備の照射時におけるラビット内温度測定	152
7.2.2 研究炉利用施設のネットワークの整備	153
7.3 JRR-2 廃止措置	157
7.4 JRR-3M シリサイド化計画	162
7.5 JRR-4 改造（燃料濃縮度低減化等）計画	165
7.5.1 概要	165
7.5.2 安全審査等	166
7.5.3 計測制御系統設備整備計画	166
7.5.4 照射利用設備整備計画	170
7.5.5 原子炉機器の健全性確認	174
8. 国際協力	191
8.1 科学技術庁原子力研究交流制度	193
8.1.1 受入れ	193
8.1.2 派遣	193

8.2 二国間協力	193
8.2.1 JAERI-BATAN 研究協力	193
8.2.2 JAERI-OAEP 研究協力	194
8.3 国際会議、シンポジウム	196
8.3.1 「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」に係る 原子力安全ワークショップの開催	196
8.3.2 IGORR-V	197
8.3.3 ASRR-V	199
8.3.4 ISNCT-VII	202
あとがき	207
付 録	209
付録1 研究炉部の組織と業務	211
付録2 平成8年度 JAERI-Research 等一覧	212
付録3 平成8年度口頭発表一覧	213
付録4 平成8年度外部投稿論文一覧	216
付録5 平成8年度官庁許認可一覧	217
付録6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	218
付録7 国際原子力総合技術センター運転実習の実績	220

## Contents

Preface .....	1
1. Overview .....	3
1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors .....	5
1.2 Technical Management .....	6
1.3 Utilization of Research Reactors .....	7
1.4 Research and Development on Research Reactor Engineering .....	8
1.5 Development for Advancement of Research Reactor Utilization .....	9
1.6 Technical Topics .....	10
1.7 International Cooperation .....	12
2. Operation and Maintenance of Research Reactors .....	15
2.1 Operation and Maintenance of JRR-2 .....	17
2.1.1 Operation .....	17
2.1.2 Maintenance .....	17
2.1.3 Reactor Core Management .....	19
2.1.4 Radiation Monitoring .....	19
2.2 Operation and Maintenance of JRR-3M .....	23
2.2.1 Operation .....	23
2.2.2 Maintenance .....	23
2.2.3 Operation and Maintenance of Cold Neutron Source .....	24
2.2.4 Reactor Core Management .....	24
2.2.5 Radiation Monitoring .....	25
2.3 Operation and Maintenance of JRR-4 .....	28
2.3.1 Operation .....	28
2.3.2 Maintenance .....	28
2.3.3 Reactor Core Management .....	31
2.3.4 Radiation Monitoring .....	31
3. Technical Management of Research Reactors .....	35
3.1 Water and Gas Managements .....	37
3.2 Fuel Management .....	45
3.2.1 Fresh Fuel Management .....	45
3.2.2 Spent Fuel Management .....	46
4. Utilization of Research Reactors .....	49
4.1 Status of Utilization .....	51
4.2 Irradiation .....	51
4.3 Experiments .....	54



4.4 Maintenance .....	70
5. Research and Development on Research Reactor Engineering .....	79
5.1 Study on New High Performance Research Reactor .....	81
5.1.1 Neutronic Study of High Flux Reactor .....	81
5.1.2 Development of Critical Heat Flux Correlation for New High Performance Research Reactor .....	83
5.1.3 Neutron Irradiation Test of Aluminum Alloys for Research Reactor .....	86
5.2 Research and Development of Neutron Optical Device .....	89
5.3 Neutronic Design of New Cold Neutron Source .....	95
5.4 Research and Development of Neutron Radiography .....	98
5.5 Silicide Fuel Core Design for JRR-3M .....	101
6. Development for Advancement of Research Reactor Utilization .....	113
6.1 Performance Test of a System Available for Generating Multiple Extreme Conditions for Neutron Scattering Experiments .....	115
6.2 Development of a Laue-Diffractometer with a Neutron Imaging-Plate for Biological Macromolecule .....	120
6.3 Development and Maintenance of INAA Support System .....	122
7. Technical Topics .....	129
7.1 Reactor Facilities and Components .....	131
7.1.1 Design Change of JRF-90Y-950K Package .....	131
7.1.2 Reactor Siting Application on Modified JRR-3 Spent Fuel Storage .....	136
7.1.3 Leakage of Cooling Water for Primary Pump and Countermeasure in JRR-2 .....	137
7.1.4 Overhaul Inspection of JRR-3 Primary Pumps .....	139
7.1.5 Cause of Pressure Rising and Measure in Vacuum Chamber of CNS .....	141
7.2 Irradiation Technology .....	152
7.2.1 Measurement of in Hydraulic Rabbit Temperature .....	152
7.2.2 Utilization Procedure with Network in Research Reactor .....	153
7.3 Decommissioning of JRR-2 .....	157
7.4 JRR-3 Silicide Fuel Project .....	162
7.5 Reduced Uranium Enrichment Program of JRR-4 .....	165
7.5.1 Overview .....	165
7.5.2 Licensing Review .....	166
7.5.3 Renovation Works of Reactor Control System .....	166

7.5.4 Renovation Works of Utilization Facilities	170
7.5.5 Aging Inspection of No.1 Pool, and Core Tank	174
8. International Cooperation	191
8.1 STA Scientist Exchange Program	193
8.1.1 Acceptance	193
8.1.2 Dispatch	193
8.2 Bilateral Cooperation	193
8.2.1 JAERI-BATAN Cooperation	193
8.2.2 JAERI-OAEP Cooperation	194
8.3 International Conference and Symposium	196
8.3.1 The 1995 Workshop on the Utilization of Research Reactors	196
8.3.2 IGORR-V	197
8.3.3 ASRR-V	199
8.3.4 ISNCT-VII	202
Postscript	207
Appendix	209
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor	211
Appendix 2 A List of JAERI-Research Reports	212
Appendix 3 A List of Papers Presented at Meetings	213
Appendix 4 A List of Published Papers	216
Appendix 5 A List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	217
Appendix 6 A List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research Reactors	218
Appendix 7 Status of Reactor Operation Training in Nuclear Technology and Education Center	220

## ま え が き

研究炉部は、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4の施設を管理し、利用に供するとともに、関連する研究・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」に基づいて行われる。

JRR-2は、24サイクルの共同利用運転を実施した。この間、二次冷却系循環ポンプの軸封部冷却用冷却水の漏洩量の増大で、主重水ポンプ冷却水用等の配管からの漏洩のための計2回、原子炉を停止あるいは原子炉の起動停止があった。また、医療照射も2回実施するとともに、被照射空気系ブロワの更新等の保守・整備を行った。なお、JRR-2としての使命を達成し、実験・利用者のJRR-3への移動、JRR-4の改造工事に目途がついたことなどから、12月には原子炉を永久停止した。

JRR-3Mは、7サイクルの共同利用運転を実施するとともに、定期検査、保守整備等を計画に沿って実施した。この間、冷中性子源装置(CNS)の真空断熱槽の真空度が低下したため、手動で原子炉を停止した。

JRR-4は、運転は実施せず、前年度から引き続いて燃料濃縮度低減化計画に対応するため、プールライニングの点検、燃料要素、反射体及び制御板を炉心から取り出す等改造工事の準備を進めた。

研究炉の技術管理では、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4の各炉にある重水の計量管理及び化学分析、JRR-3M用の燃料の製作、JRR-3M、JRR-4燃料のシリサイド化に対応する新燃料輸送容器の設計承認の取得等を行った。なお、平成10年度以降に対米送還が計画されている使用済燃料の輸送に対処するため、使用済燃料輸送容器の海外ライセンスを取得する等、準備を開始した。

研究炉の利用では、JRR-2及びJRR-3Mの共同利用運転が行われ、照射件数926件、キャプセル総数2,040個、また実験利用では、JRR-3Mの中性子ビーム実験を中心に15,592人・日であった。

なお、JRR-2における医療照射は2回実施された。JRR-2は、12月をもって運転を終結したため、JRR-2の利用もすべて終了となる。さらに、利用施設の保守・整備として、JRR-2の運転終結に伴って、実験装置等の撤去、JRR-4の改造工事の一環として、リドタンクの改造等を行う他、JRR-3Mの定期点検・保守整備等を実施した。

研究炉に関する工学的開発研究では、高性能新型研究炉の核設計を通じて、低濃縮ウラン(濃縮度約20%)を使用したインポリュート型板状燃料の炉心で熱出力100MW、熱中性子束 $2 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の性能が得られる炉心設計に見通しを得た。

また、低流速条件で新たに導入したCHF相関式を既存のJRR-3MやJRR-4に適用し、安全裕度の再評価等を実施した。

中性子光学デバイスの開発では、NiC/Tiスーパーミラー及び極短周期の冷中性子モノクロメーターの試作に成功し、大幅な性能向上が見込めることを確認した。

JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置では、高解像度撮像システム及び高速度撮像システムの開発を進めるとともに、大学及び所内研究室を対象とした協力・共同研究を行っている。

研究炉利用高度化の技術開発では、多重極限条件発生装置の開発、生物微細構造の研究用中性子回折装置の開発及び放射化分析支援システムの開発を実施した。

多重極限条件発生装置の開発は、昨年度までに製作した機器を組み合わせた特性試験を行い、更にJRR-3Mを用いた性能試験も開始した。

生物微細構造の研究用中性子回折装置の開発では、波長1～2 Åの中性を機械的に選別する広帯域速度選別器の制御装置の設計・製作を行った。

放射化分析支援システムの開発では、標準試料を必要としないで多元素同時分析が可能なK<sub>α</sub>法による分析を推進するために予備実験を実施した。

主な技術的事項に関しては、JRR-2及びJRR-3Mにおける原子炉の計画外停止の原因調査とその対策で得た技術的知見を各々のべている他、新燃料輸送キャスクの設計承認に伴う技術的検討、JRR-3M燃料のシリサイド化及びJRR-3M使用済燃料貯槽容量の増量の設置許可申請に伴う技術的な検討について報告している。またJRR-2の解体計画及びJRR-4の改造計画についても詳細に述べている。この他、共同利用の申し込み等を合理化する施設利用ネットワークシステムの構築に向けて、データ管理のためのデータベースの基本部分の作成等についても報告している。

国際協力については、二国間協力協定に基づく技術者交流、STAからの委託事業として実施した「研究炉の利用に関する原子力ワークショップ」をインドネシアで開催する等、多くの交流が行われた。

以上のごとく、平成8年度においては、JRR-2及びJRR-3Mの運転を実施し、またこれに伴う技術管理、利用のサービス及び技術的な開発を行ってきた。更に研究テーマとして高性能新型研究炉の開発、研究炉利用技術の高度化の2テーマについて着実な成果を挙げるとともに国際協力として、アジア地域との技術者の交流、国際会議への参加等積極的に業務及び研究を推進してきた。本年報ではこれらの成果を報告するとともに、付録資料として研究炉の組織等を収録している。大型研究施設の運用の資料として活用されることを願っている。

# 1. 概 要

---

Overview

This is a blank page.

## 1.1 研究炉の運転管理

### (1) JRR-2

本年度の共同利用運転は、平成8年度研究炉運転・管理計画に基づき、24サイクル実施した。この間、平成7年度定期検査のための試験運転中、二次冷却系循環ポンプ（HP-2）軸封部用の冷却水が通常より多く漏洩していたため、原子炉を手動停止した。パッキン交換後、定期検査を受検し合格した。また、第7サイクル運転起動前点検時に主重水ポンプ冷却水用等の配管から、ろ過水が漏水しているのが確認されたため、以降5サイクルの原子炉運転を中止し、原因調査及び類似配管の健全性確認を行った後、設工認申請を行って当該部の配管を更新した。その他のサイクルは順調に運転し、この間に脳腫瘍患者に対する医療照射を2回実施した。なお、JRR-2としての使命を達成したことなどから、12月19日を以て原子炉の運転を永久停止した。総運転時間約8万時間、積算熱出力量約3万MWDであった。

施設の保守・整備については、平成7年度の定期検査を4月から5月に実施したほか、被照射空気系排気ブロー（AP-1）の更新を行った。

### (2) JRR-3M

本年度の共同利用運転は、平成8年度研究炉運転・管理計画に基づき年間7サイクル実施した。また、これに合わせて冷中性子源装置の運転を実施するとともに、定期検査、点検・保守等を行った。

本年度は、計画外停止が1回あり、原因については、冷中性子源装置（CNS）の真空断熱槽の真空度が低下したことによる手動停止であった。

施設の点検・保守は、年度業務計画に基づき行い、主な保守・整備については、プロセス計器の定期点検及び1次冷却材主ポンプ等の分解点検であった。

### (3) JRR-4

本年度の運転は、平成8年度研究炉運転・管理計画に基づき、原子炉の運転は行わず、燃料濃縮度低減化計画等の改造工事を実施した。

施設の保守・整備の面においては、年1回の定期自主検査を6月から8月に主に実施した。一方、4月から10月の改造工事準備期間にプールゲートパッキン交換、No.1プールライニング点検、炉心タンク及び脚点検、重水タンク移動、燃料要素、反射体及び制御板の炉心取り出し、炉心ブリッジ設備点検及び移動、制御棒駆動設備取り外し等の作業を計画通り実施した。純水製造装置及び廃液中和施設については、JRR-2、JRR-3及びJRR-4の冷却材を供給するとともに、点検・補修を実施した。

## 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-3M及びJRR-4の各炉について重水管理を行った。今年度末における当部の装荷重水保有量は24,387kg、未使用重水量が822kg、回収重水量が16,181kgであり、総保有量は41,390kgである。JRR-2の年間24サイクルの共同利用運転と2回の医療照射運転及びJRR-3Mの年間7サイクルの共同利用運転に伴う重水、軽水及びヘリウムガスの化学分析と放射能濃度測定を行い、いずれも管理基準内であることを確認した。

新燃料管理では、燃料の製作、新燃料貯蔵庫での保管管理を行うとともに新燃料輸送容器の定期自主検査を実施した。JRR-3M用の第L10次及び第L11次燃料については、平成8年7月にブリスタ検査（使用前検査）、平成8年10月に燃料板検査（自主検査）及び平成9年3月に燃料要素検査（自主検査）を行った。今年度末における新燃料保管体数は、JRR-2が0体、JRR-3Mが67体、JRR-4が0体である。

JRR-3M及びJRR-4用燃料のシリサイド化計画に伴う新燃料輸送容器JRF-90Y-950K型核燃料輸送物の設計変更については、国の承認の交付を8月7日に受け、引き続きアメリカ、フランス及びカナダへライセンス取得申請を行った。

使用済燃料管理では、各炉から発生した使用済燃料を各々の炉の使用済燃料貯槽へ受入れて、保管管理を行うとともに再開を予定している使用済燃料の輸送に備えて輸送容器のライセンス取得の業務を行った。各炉から発生した使用済燃料は、JRR-2からは永久停止に伴う措置もあり炉心から全燃料(24体)の取り出しを含め38体、JRR-3Mからは32体、JRR-4からはシリサイド化のための改造に伴い炉心から取り出した全燃料20体である。今年度末における使用済燃料の貯蔵量は、板状燃料483体、UO<sub>2</sub>燃料407体、金属天然ウラン燃料要素1825本である。

使用済燃料輸送容器JRC-80Y-20T型核燃料輸送物に係る海外ライセンスについては、カナダが10月に、イギリスが12月に取得できたが、アメリカ及びフランスについては、現在審査中である。

また、JRR-3M板状燃料の貯蔵能力の増量を図るため、JRR-3M燃料のシリサイド化に併せて使用済み燃料貯蔵施設の貯蔵能力増量について、原子炉施設設置変更許可申請を9月に行った。

JRR-3M板状燃料の照射後試験後の残存燃料板についてJRR-3Mで保管するため、核燃料物質使用施設（JRR-3）の変更許可申請を行った。同変更許可は、9月13日付けで許可され、その後平成9年1月24日付けで施設検査に合格した。



### 1.3 研究炉の利用

#### (1) 共同利用

本年度の研究炉の共同利用は、JRR-2 の22サイクル運転、JRR-3Mの7サイクル運転が実施された。JRR-4 については燃料濃縮度低減化計画に伴う改造工事のため、共同利用運転は実施されなかった。これらの研究炉による照射は、926 件、キャプセル総数で2,040 個（昨年度実績：1,119件、2,808個）であった。また、実験利用はJRR-3Mの中性子ビーム実験を中心に年間合計15,592人・日（昨年度実績：14,536人・日）であった。

JRR-2は、50時間/週の運転を行い、照射利用は昨年度に比べて原子炉トラブルによる運転サイクル数（昨年度実績：30サイクル）の減少があったにも係わらず、キャプセル総数で約8%の増加であった。実験利用では3基の水平実験孔を使用して、中性子ビーム実験（原子トンネル効果による極低温化学反応研究、金属等の結晶構造解析等）が行われた。

また、医療照射は2回実施された。なお、JRR-2 は平成8年12月19日をもって、運転を終結した。

JRR-3Mでは、各照射設備（水力、気送管、放射化分析用、垂直）とも、照射利用は昨年度に比べ約2%の減少であった。この減少は第3サイクルにおけるCNS装置のトラブル及びその修理に伴う第4サイクルの運転期間の短縮によるためと思われる。また、均一照射設備を利用したシリコン照射では、昨年度から継続した特性試験を終了し、第3サイクル運転から実用照射を開始した。本年度新たに垂直照射孔で照射を開始した燃料・材料キャプセルは3本である。実験利用では昨年と同様に各中性子ビーム実験装置とも活発に利用された。今年度増設された実験装置は次の1基で、ビームホールの熱中性子導管（ビームポート名称：T2-3）を利用し、第4サイクル運転から実験を開始した。

- 1) 実験者 : 先端基礎研究センター（生体物質中性子回折研究グループ）
- 2) 装置名称 : 中性子イメージングプレート付中性子回折計（B I X - II）
- 3) 実験内容 : 中性子回折法による生体物質の原子・分子レベルでの構造解析と生理機能の解明

共同利用実験室（JRR-1, JRR-3M）は、主に放射化分析、教育実習に利用され、利用実績は40件、延べ利用日数は384日（昨年度実績：40件、412日）であった。なお、これらの詳細については第4章「研究炉の利用」を参照されたい。

#### (2) 利用設備の保守・整備

JRR-2 の利用設備に関する保守・整備は、運転終結後に実験装置付属設備等を炉室内から撤去すると共に、照射室を解体し、10号倉庫に一時保管した。

JRR-4 については、燃料濃縮度低減化計画に伴う改造工事の一環として、炉プール内照射設備（水力、気送管、簡易照射）の一時撤去及び中性子ビーム設備設置のためのリドタンクの改造等が実施された。

JRR-3M及び共同利用実験室の保守・整備については、いずれも例年どおり定期自主点検等を行い機能維持に努めた。

## (3) その他

原研内の共同利用施設及び共同研究・協力研究で利用されている大型施設に関し、利用広報による利用の拡大、データベース化による利用窓口業務の簡素化及び迅速化をはかる目的から、「施設利用ネットワークシステム」の整備作業を今年度から大洗研究所（JMTR部）と共同で開始した。また、利用者との情報交流をより密接に行うための研究炉情報誌「研究炉ひろば」を昨年を引き続き、発刊した。

科学技術庁から原研に対する委託事業としての「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」では、研究炉の利用に関する第5回原子力安全ワークショップを昨年度を引き続き、インドネシアで開催した。

今年度の研究炉利用協議会は平成9年3月24日に開催され、平成9年度研究炉の運転計画、研究炉利用高度化のための技術開発（利用及び性能向上のための技術開発）、医療照射部会の状況等について報告し了承された。

## 1.4 研究炉に関する工学的開発研究

高性能新型研究炉(仮称- JRR-5)の核設計の一環として、板状インボリュート型燃料を用いた軽水減速、冷却、重水反射体付炉心について炉心体積や燃料芯材のウラン密度、可燃性毒物の種類と添加量等が、炉心実効増倍率、中性子束、燃焼特性、反応度係数等に与える影響について評価を行った。その結果、低濃縮ウラン使用という制約の中で、炉出力100MW・熱中性子束 $2 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ の性能を発揮し、2週間以上の運転サイクルを維持できる炉心設計が可能であることが確認された。また、冷却材喪失事故時等の解析に重要となる垂直矩形流路及び垂直環状流路における停滞水条件下におけるボイド率に関し、空気-水二相流を用いた実験データを既存のボイド率予測式と比較・検討を行うとともに新たな予測式の開発に着手した。新たに開発した入口サブクール度を考慮した低流速条件下のCHF相関式を既存の研究炉(JRR-3/JRR-4)に適用し、安全余裕度がどの程度になるのか再評価するため具体的な検討を実施した。

さらに高性能新型研究炉の構造健全性・安全性評価や既存研究炉の寿命評価に必須のアルミニウム合金の中性子照射試験について、照射試験を継続するとともに、非照射材に関する強度試験についてまとめを行った。

中性子光学デバイスの開発に関しては、ニッケルの2倍の臨界角をもつNiC / Ti スーパーミラーの試作を行い95%以上の高反射率を確認した。また、同多層膜を応用した極短周期( $d=40 \text{ \AA}$ )の冷中性子モノクロメーターを我が国で初めて試作し、10%の高反射率を得た。新型冷中性子源の開発研究では冷減速材容器の形状をパラメータとして中性子ゲインが最大となる形状の解析を行った。また、マルチキャピラリーファイバー中性子レンズの集束実験を行い、中性子ゲイン等のデータ解析を進めた。さらに、JRR-3中性子導管に関して、中性子導管の寿命評価実験を実施して、ガンマ線及び中性子の照射量と中性子導管を交換する目安(寿命)の相関を確認するとともに、既存の中性子導管をスーパーミラーに更新した場合の中性子ゲインの変化等を検討した。

JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置を用いて、大学（7大学）、所内研究室（6研究室）との協力・共同研究として、二相流及び混相流等の可視化、撮像システムの開発等のテーマを実施した。また本装置の高性能化を目指して、80ミクロンで撮像できる高解像度撮像システム及び毎秒千フレーム以上の速度で撮像可能な高速度撮像システムの開発を進めるとともに、平成8年度黎明研究として「中性子線及びγ線を同時に用いる古文化財非破壊検査技術の開発」を実施した。

JRR-3M シリサイド化燃料炉心の核・熱水力設計及び安全評価解析を実施し、これに基づいて9月に炉設置変更の申請が受理された。

### 1.5 研究炉利用高度化の技術開発

中性子ビーム実験関連の先端的な機器開発の一環として、強磁場、低温、高圧力の三つのパラメータを同時に負荷させて中性子散乱実験を行うことが可能な多重極限条件発生装置の開発を進めてきた。今年度は、昨年度までに製作した機器を組み合わせた特性試験を継続するとともに、京大炉（京都大学原子炉実験所）において、実験試料(TbNi<sub>2</sub>Si<sub>2</sub>)を用いた共同実験を行った。また、97年2月に本装置を京大炉からJRR-3Mに移設し、JRR-3MのTAS-2を用いて性能試験を開始した。次年度は、装置の基本性能を確認するための試験及び三つのパラメータを組み合わせた実験をTAS-2で継続する。

生物微細構造の研究用中性子回折装置の開発については、白色中性子から生体物質の中性子回折に必要な波長（1～2Å）の中性子を機械的に選別する広帯域速度選別器の制御装置の設計・製作を行うとともに、今後予定される性能試験に必要な条件の詳細検討を行った。次年度は、性能試験の詳細検討を行うとともに、中性子イメージングプレートの読み取り器の整備を行う予定である。

放射化分析支援システムの開発に関しては、微量元素の多元素同時分析を放射化分析の専門家でもなくても精度良く、より簡便に利用できる分析システムの開発・整備を行ってきた。今年度は、本システムにおいて重要な解析手法である  $k_0$ 法による放射化分析の予備実験を行うとともに、PN-3設備用制御装置の設置、試料詰替装置及び自動試料交換装置の整備を実施した。また、本システムをより有効に利用するために、放射化分析の専門家による「放射化分析支援システムの調査」を実施し、放射化分析の利用の現状と動向について調査した。次年度は、支援システム構築に必要なハードウェアの整備及びソフトウェアの開発、 $k_0$ 法による実験を行うとともに、「放射化分析支援システムの調査」を引き続き実施する計画である。

## 1.6 主な技術的事項

### 1.6.1 原子炉施設及び機器

#### (1) JRF-90Y-950K型核燃料輸送物の設計変更

JRF-90Y-950K型核燃料輸送物は、研究炉及び材料試験炉に装荷される新燃料要素の国内輸送及び国外輸送に使用することを目的とし、平成2年(1990年)9月5日付けで核燃料輸送物設計承認書が交付された。

研究炉では、JRR-3M及びJRR-4の燃料芯材の材質(JRR-3Mはウランアルミニウム分散型合金燃料、JRR-4はウランアルミニウム合金燃料)をウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料(以下「シリサイド燃料」という。)に変更する。これら燃料要素の収納物追加に伴う核燃料輸送物の設計変更申請作業を平成7年度から進め、平成8年9月に国内関係について設計変更承認書及び英文証明書の交付を受け完了した。

#### (2) JRR-3使用済燃料の貯蔵能力の増量に伴う設置変更

JRR-3を計画どおり年間7サイクル運転すると、使用済燃料の貯蔵量が平成9年度末には貯蔵施設の貯蔵能力を超えることとなる。このため、使用済燃料貯槽No.1の貯蔵能力(板状燃料)を200体から520体に増量することとし、JRR-3燃料の芯材変更(アルミナイド燃料をシリサイド燃料に変更)と合わせ、平成8年9月30日に原子炉設置変更許可申請を行った。

燃料の芯材変更及び使用済燃料貯槽No.1の貯蔵能力の増量に係る燃料貯蔵設備の安全評価(未臨界性、発熱量、遮へい)の結果、いずれも設計基準等を十分満足することを確認した。

#### (3) JRR-2ろ過水配管からの漏水と対策

平成8年度第7サイクルの起動前点検中、主重水循環ポンプ駆動用モータ冷却用T字型配管から、ろ過水が漏洩しているのを発見した。漏洩が増大した場合、原子炉運転に影響を与える系統であったため、原子炉の起動を中止し、原因調査を行った。その結果、シール溶接構造のT字型配管が溶接線で減肉現象を起こし、薄くなった部分の一部で貫通孔を生じていることが認められた。さらに、材料面、製作面からの調査を行ったところ、本配管が昭和47年当時多く製作されていた電縫管であり、溝食が進行して貫通孔に至ったものと判明した。対策としてステンレス製のT字型配管を製作し、更新した。

#### (4) JRR-3M 1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプの分解検査

JRR-3の定期検査も5回目に向かえ、冷却系統の動的機器として重要度が高く稼働率も高い1次冷却材ポンプの分解検査を実施した。

結果としては耐圧部であるケーシングの亀裂、割れもなく、インペラ等の摺動についても異常な磨耗も見られなかった。これらのポンプはシール部は毎年、ベアリング部は隔年の交換を行っているので次回の分解点検は、また、5年後を考えている。

#### (5) CNSの真空圧力上昇の原因と対策

JRR-3第3サイクルの運転において、CNSコンデンサ真空断熱槽内の真空圧力が上昇したため、原子炉を手動停止するとともにCNSも停止した。調査の結果、真空圧力上昇の原因は低温配管接続部のOリング及び金属パッキンに微小線状痕があり、ここからの漏れ込みによるものであった。当該部品を予備品と交換して低温運転を行ったところ、真空圧力の上昇はなく安定し

た運転が確認出来た。

低温配管接続部のOリング及び金属パッキンの微小線状痕は、その形状から組み込み時のシール面洗浄に用いたガーゼの繊維等をかみ込んだ結果生じたものと推定されたため、交換に際しては、圧縮空気の吹きつけによるフラッシングを行い異物のかみ込みを防止するとともに、使用条件を考慮してOリング及び金属パッキンは5年を目途に交換することとした。

### 1.6.2 利用技術

水力照射設備において融点の異なる数種類のメタルヒューズを用い、照射時における照射ラビット内の温度分布の測定を実施した。これにより、放射化分析用の粉末試料の照射発熱による炭化を防ぐデータを得ることができた。

原研では、共同利用施設等における利用情報の提供、それらの施設への問い合わせ、利用申込等をネットワークにより行う施設利用ネットワークシステムを計画している。計画を進めるにあたって、ネットワークシステムのプロトタイプを他施設に先行して研究炉及びJMTRで構築し、これを参考にその他の施設に拡充することとなった。この具体的な作業として、平成8年度は利用の問い合わせ、照射申込及び実験申込のネットワーク上からのオンライン化、申し込まれたデータを管理するデータベースの基本部分を作成した。プロトタイプとして平成10年度に完成の予定である。

### 1.6.3 JRR-2解体計画

JRR-2は、昭和35年10月に初臨界を達成して以来、36年間共同利用運転に供されてきたが、原研の「長期事業計画」（平成8年1月）に沿って、平成8年12月19日に原子炉を永久的に停止した。JRR-2の廃止措置については、「JRR-2廃止措置検討アドホック委員会」及び「JRR-2廃止措置検討アドホックワーキンググループ」を設置して、廃止措置の基本的考え方、年次計画、解体の方法、解体届けの枠組み、放射性廃棄物の処理処分、原子炉本体の撤去工法等について検討を行った。解体届けは、平成9年5月に提出する計画で廃止措置の準備を進めている。

### 1.6.4 JRR-3Mシリサイド化計画

JRR-3Mシリサイド化計画は、発生する使用済燃料の低減を図るために、①燃料要素1体当たりのウラン量が多く装荷できる低濃縮ウランアルミニウム分散型合金燃料から低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料に、②燃料交換方法を5バッチ分散方式から燃焼度管理方式に、③燃料要素平均の最高燃焼度を約50%から60%に、変更するものである。また、燃料要素の変更に伴い、安全設計、安全評価、気象、地震等の見直しを行い原子炉設置変更許可申請を行っている。

### 1.6.5 JRR-4 改造計画（燃料濃縮度低減化等）

JRR-4 改造計画は、燃料濃縮度低減化計画を中心に、併せて利用設備の性能向上、原子炉施設の安全強化を含めて平成 8 年から平成 10 年にわたって行うもので、同年 7 月臨界、10 月利用運転再開の予定である。平成 8 年度は、原子炉設置変更許可を得るとともに諸手続きを進め、改造工事を 10 月 29 日に開始し、12 月から原子炉建家改修の現地工事に着手した。

平成 7 年 9 月 22 日に申請した原子炉設置変更許可は、7 年度末に行政庁審査が終了し、原子力委員会及び原子力安全委員会による 2 次審査を経て、平成 8 年 9 月 19 日付けで許可された。その後、設工認申請を 4 分割で行い、認可を得るとともに使用前検査申請を行った。

改造計画に伴う原子炉設置変更許可の主な内容は、次の通りである。

第 1 に原子炉の使用の目的に医療照射を追加し、その実験設備としてリドタンク実験設備を中性子ビーム設備に変更した。

第 2 に新燃料として、低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金（濃縮度約 20%）に変更した。

第 3 に、研究炉指針等に従い安全設計及び安全評価を見直して安全保護回路及び非常用電源設備を整備し、重大事故及び仮想事故時対応の非常用排気設備を追加し、原子炉建家の屋根更新、外周壁及び柱の一部を補強する変更をした。また、設工認申請は、高経年化対策を含め原子炉本体、計測制御系統施設、原子炉格納施設、原子炉冷却系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設及びその他原子炉の附属施設の多岐にわたる設備について行った。

特に、平成 8 年度は、上記変更設備の詳細検討を行うとともに、計測制御系統設備の整備計画、実験利用設備の整備計画の詳細設計を進めた。

## 1.7 国際協力

科学技術庁原子力研究交流制度に基づき、中国から研究者 1 名を受け入れ、安全管理の一般的事項から原子炉理論の専門事項までの広範囲な研修を行った。また、インドネシアに対しては、多目的研究炉 (RSG-GAS) の運転、管理について助言と指導を行うために、当部の原子炉運転・管理の専門家 1 名をインドネシアに派遣した。

二国間協力は JAERI-BATAN 間の協力協定、JAERI-OAEP 間の協力協定の二つの協定に基づく協力を実施した。インドネシア原子力庁 (BATAN) とは、協定に基づき BATAN 職員 5 名を受け入れ、照射カプセルの設計及び安全評価、研究炉の保守及び整備、中性子束の測定、研究炉の非常時対応、及び研究炉の安全運転をテーマに研修を行った。また、当部の原子炉運転専門家 1 名を多目的研究炉センター (PRSG) へ派遣し、原子炉施設の運転、管理状況の把握、安全性の確認及び緊急時における対応、体制に関する検討、助言を行った。タイ原子力庁 (OAEP) とは、協定に基づき OAEP の職員 3 名を受入れ、使用済み燃料乾式貯蔵施設の調査、使用済燃料乾式貯蔵施設の設計のための遮蔽計算、及び  $^{192}\text{Ir}$  の製造技術をテーマに研修を行った。原研からは、国際技術協力員 1 名を OAEP に約 1 年間派遣し、OAEP の新研究炉の安全設計及び安全評価について協力した。



This is a blank page.



## 2. 研究炉の運転管理

---

Operation and Maintenance  
of Research Reactors

This is a blank page.

## 2.1 JRR-2の運転管理

### 2.1.1 運転

本年度の共同利用運転は、平成8年度研究炉運転・管理計画に基づき、24サイクル実施した。この間、二次冷却系循環ポンプ(HP-2)軸封部用の冷却水が通常より多く漏洩していたことによる原子炉の手動停止及び主重水ポンプ冷却水用等の配管からのろ過水漏水による第7サイクル以降5サイクルの原子炉運転中止があった。その他のサイクルは順調に運転し、この間に脳腫瘍患者に対する医療照射を2回実施した。なお、JRR-2としての使命を達成したことなどから、12月19日を以て原子炉の運転を永久停止した。総運転時間約8万時間、積算熱出力力量約3万MWDであった。

本年度の運転実績表Table2.1.1に、計画外停止をTable2.1.2に、故障・不具合状況をTable2.1.3に示す。

### 2.1.2 保守・整備

#### (1) 概況

平成8年度研究炉運転・管理計画に基づいて、保守・整備を実施した。定期検査については平成7年度の定期検査を4月から5月に実施した。

#### (2) 主な保守・整備

##### 1) 被照射空気系プロア(AP-1)の交換

被照射空気系プロア(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プロアである。

平成8年7月に、ポンプ軸受け付近から異音が認められたため、オイルレベルの確認及びグリスアップ等の処置を行ったが状態は変わらなかった。調査の結果、ベアリング部の摩耗及び経年劣化であることが分かった。

既設のAP-1は、平成2年1月に交換以来約6年間連続して運転されており、原子炉の安定運転及び今後の解体工事にも継続して使用する重要な機器であるため交換した。

##### 2) ACP 電磁開閉器の更新

原子炉起動前点検において、警報停止ボタン(ACKボタン)を押した時、時々PP-1が停止する現象が発生した。両者に電氣的関係がないことから、PP-1操作ユニット内に設置されているポンプ停止警報リレーの動作振動等に原因の可能性があるため調査を実施した。PP-1操作用電磁開閉器のコンタクトを分解点検したところ、コンタクト表面の摩耗、変色等の劣化状態が確認されたため、外部振動等により、補助接点の接触不良が発生したものと判明した。そのため、PP-1用ユニット及びACPにあるPP-1用ユニットと同じ履歴の操作ユニット内(5式)の電磁開閉器類を更新した。交換後の作動試験の結果、上記のPP-1停止現象は解消した。

##### 3) スピードコントローラの交換

原子炉停止中の巡視及び点検において、重水炉心出口弁(DV-5大型空気操作弁)のスピードコントローラ(弁の開閉速度調整用)が破損しているのを発見した。破損箇所は、エンドプラグ(プラスチック系)のねじ部で、衝撃又は締め付けにより亀裂が入り、時間の経過により

破損に至ったものと思われる。

原子炉の運転に支障を来さぬよう、同仕様のスピードコントローラを取寄せ交換した。

なお、他の大型空気操作用弁スピードコントローラ7台を点検し、異常のないことを確認した。

#### 4) 被照射空気系負圧の改善

前年度、水平実験孔からの熱遮へい軽水漏洩に伴い、リングヘッドに接続されているホースを取り外し点検したところ、被照射空気系の負圧が低下するという現象が発生した。これは、リングヘッドとホースを接続するユニオンに構造的な欠点（シール性）があり、負圧低下の原因となっていると判断した。（詳しくは平成7年度研究炉部年報参照）

その対策として、リングヘッドとホースを接続ユニオンからシール性の優れているカップラに変更し、負圧の改善を図った。以下に水平実験孔負圧の変化を示す。

年 ・ 月	水平実験孔負圧	排気風量（参考）	備 考
平成7年11月	-150 (mmAq)	4.5 (ℓ/nmin)	リングヘッド部点検前
平成7年12月	-136 (mmAq)	7.5 (ℓ/nmin)	リングヘッド部点検後
平成8年9月	-163 (mmAq)	3.1 (ℓ/nmin)	接続部をカップラに変更

#### 5) 被照射空気系フィルタ差圧伝送器の設置

JRR-2 の被照射空気系の排気側にはHEPAフィルタが設置（重水ポンプ室）されており、このフィルタボックスの適切な保守管理を行うため、平成6年度に差圧計（現場指示計）を設置した。

今回の整備では、この差圧計に換えて差圧伝送器を設置し、その信号を炉室地下1階に設置してある風量監視盤の記録計に接続することにより、重水ポンプ室外でも差圧が連続監視できるようにした。また、フィルタ性能は年1回 DOP測定により確認しているが、JRR-2 の管理目標として差圧が 0.1KPa となった時（通常差圧 0.014 KPa）にフィルタの点検又は交換を行うことにした。

#### 6) 中性子検出器（CIC）の特性測定

今回の特性測定は、平成8年度に購入した予備品について、線量計測課で所有している黒鉛パイルの熱中性子照射場を利用し行った。

測定結果は、電離電流測定及び基準熱中性子フルエンス率より中性子感度を算出し、メーカーの試験検査成績書の値 $2.40 \times 10^{-14}$  A/nv に対し $2.44 \times 10^{-14}$  A/nv という結果が得られ、仕様を満足していることを確認した。

#### 7) 実験装置付属設備の撤去

JRR-2 の永久停止に伴い、実験装置付属設備の撤去を行った。撤去は、「核燃料物質の使用の許可申請書」に係わらない範囲で行い、医療照射設備、実験装置の試験架台、遮へい体、周

辺の計測機器等を撤去した。遮へい体は金属枠にパラフィンとコンクリートを流し込んだ物が主で、溶断等で金属とその他に分離し廃棄した。医療照射設備については、一時的に10号倉庫に移動し保管した。

### 2.1.3 炉心管理

#### (1) 燃料交換

本年度は、全24サイクルの運転（ただし燃料交換のための3サイクルを含む。）で、燃料要素の交換数は14体であった。本年度の燃料交換は、医療照射スケジュールの変更等の事情により、2サイクル減らすこととなったが、未使用燃料要素はR2-08-21サイクルですべて使用した。

本年度の使用済燃料要素の最大燃焼度は30.46%、平均燃焼度は13.36%であった。

#### (2) 反応度管理

各運転サイクルの共同利用運転起動日の過剰反応度は約6.72～10.13 % $\Delta$ k/kで、設置許可上の制限値である最大過剰反応度は約16 % $\Delta$ k/k以下であり、燃焼、Xe効果等を十分賄うものであった。

### 2.1.4 放射線管理

#### (1) 概況

JRR-2 の平成8年度の共同利用運転期間中における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。また、施設内の主な放射線作業は、熱遮へい軽水樹脂塔交換作業、SFプールへの燃料取り出し作業、コンクリート遮へい体試料サンプリング、建家コンクリート中トリチウムの濃度予備調査及び実験装置付属設備の撤去作業等であった。

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) 放出放射性物質

JRR-2 における放射性廃棄物の放出量及び平均濃度をTable 2.1.4に示す。気体廃棄物の年間放出量は、放出管理目標値に対して $^{41}\text{Ar}$ は12.7%、 $^3\text{H}$ は2.3%であり、十分低い値であった。

#### (3) 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 2.1.5に示す。

Table 2.1.1 Operation Data of JRR-2

Cycle No.	Date	Operation time (hr:min)	Integrated power (MWh)	Total integrated power (MWh)	Unscheduled shut down
Bigining	-	80,070:01	-	715,357.2	-
Maintenance	4/ 1~ 5/12	103:01	798.9	716,156.1	1
0 1	5/13~ 5/19	54:11	518.0	716,674.1	0
0 2	5/20~ 5/26	54:40	520.5	717,194.6	0
0 3	5/27~ 6/ 2	5:43	0.0	717,194.6	0
0 4	6/ 3~ 6/ 9	55:00	520.4	717,715.0	0
0 5	6/10~ 6/16	54:45	521.0	718,236.0	0
0 6	6/17~ 6/23	54:43	518.7	718,754.7	0
Maintenance	6/24~ 7/28	0:00	0.0	718,754.7	0
1 2	7/29~ 8/ 4	53:30	462.0	719,216.7	0
Maintenance	8/ 5~ 8/25	7:53	62.1	719,278.8	0
1 3	8/26~ 9/ 1	53:24	511.1	719,789.9	0
1 4	9/ 2~ 9/ 8	53:28	511.3	720,301.2	0
1 5	9/ 9~ 9/15	11:21	0.0	720,301.2	0
1 6	9/16~ 9/22	59:37	563.1	720,864.3	0
1 7	9/23~ 9/29	53:30	511.9	721,376.2	0
1 8	9/30~10/ 6	53:30	512.3	721,888.5	0
1 9	10/ 7~10/13	53:04	508.6	722,397.1	0
2 0	10/14~10/20	53:30	511.9	722,909.0	0
2 1	10/21~10/27	15:22	29.0	722,938.0	0
2 2	10/28~11/ 3	53:30	512.0	723,450.0	0
2 3	11/ 4~11/10	53:30	512.1	723,962.1	0
2 4	11/11~11/17	53:30	512.5	724,474.6	0
2 5	11/18~11/24	53:24	511.6	724,986.2	0
2 6	11/25~12/ 1	53:30	511.5	725,497.7	0
2 7	12/ 2~12/ 8	2:03	11.0	725,508.7	0
2 8	12/ 9~12/15	53:30	510.9	726,019.6	0
2 9	12/16~12/22	53:30	512.2	726,531.8	0
Maintenance	12/23~ 1/19	0:00	0.0	726,531.8	0
Maintenance	1/20~ 3/31	0:00	0.0	726,531.8	0
total	-	1,226:39	11,174.6	-	1
Ending	-	81,296:40	-	726,531.8	-

Table 2.1.2 Unscheduled Shut Down in JRR-2

Date	Cause of trouble
1996.4.18	The water leakage from the deteriorated gland packing of secondary pump

Table 2.1.3 Troubles in JRR-2 Operation

Facilities of JRR-2	Troubles
Fuel failure detection system	0
Mesuring instruments in cooling system	1
Neutron measurement system	0
Control rod drive mechanism	0
Auxiliary facilities and radiation control systems	0
Utilization facilities	0
Others	0
Total	1

Table 2.1.4 Radioactive waste from JRR-2

	Gas		Liquid		
	<sup>41</sup> Ar	<sup>3</sup> H	<sup>3</sup> H	<sup>60</sup> Co	<sup>65</sup> Zn
Annual release rate (Bq/y)	$1.4 \times 10^{13}$	$2.2 \times 10^{11}$	$7.7 \times 10^9$	$2.0 \times 10^5$	$9.6 \times 10^4$
Annual average concentration (Bq/cm <sup>3</sup> )	$2.7 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-1}$	$2.9 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-3}$

	Dust				
	Long life				Short life
	<sup>60</sup> Co	<sup>82</sup> Br	<sup>131</sup> I	<sup>197</sup> Hg	<sup>38</sup> Cl
Annual release rate (Bq/y)	0	$2.5 \times 10^5$	0	$2.5 \times 10^5$	$7.5 \times 10^7$
Annual average concentration (Bq/cm <sup>3</sup> )	$<1.8 \times 10^{-9}$	$<4.2 \times 10^{-9}$	$<2.1 \times 10^{-9}$	$<5.4 \times 10^{-9}$	$<2.7 \times 10^{-7}$

Table 2.1.5 Effective dose equivalent to workers in JRR-2

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers * (Persons)	87	153	102	94	195
Total dose (Person · mSv)	0.0	0.2	2.9	0.0	3.1
Average dose (mSv)	0.00	0.00	0.03	0.00	0.02
Maximum dose (mSv)	0.0	0.2	0.9	0.0	0.9

\*: The number of workers monitored in JRR-2  
(dose: film badge)



## 2.2 JRR-3Mの運転管理

### 2.2.1 運 転

本年度の運転は、平成8年度研究炉運転・管理計画に基づき7サイクルの運転を実施した。第3サイクル運転中、冷中性子源装置において真空断熱槽の真空度が著しく低下したため、手動リバースにより原子炉を停止した。

本年度の運転実績をTable 2.2.1に、計画外停止状況をTable 2.2.2に示す。

### 2.2.2 保守・整備

#### (1) 概 況

本年度の12月20日からの保守・点検期間(2週間)に、重水漏えい検出器の改良を実施した。また、定期自主検査期間においては、定常的な定期検査に加えて1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプの全分解点検及び廃樹脂貯留系エアレント管フィルタ取付工事を実施した。

#### (2) 主な保守整備

##### 1) 重水漏えい検出器の改良(機関平成9年1月7日～1月14日)

重水漏えい検出器の動作時に、漏えい箇所の特が速やかに判明できるよう共用している系統を分割した。

主要弁(大型弁)については、フランジ部とダイヤフラム部とに系統を分割した。ダンプ弁のダイヤフラム部については1系統ずつ新設した。また、その他の弁等についても系統ごとに分割整理し共用個数を少なくした。これらの重水漏えい検出器増設に伴い、重水漏えい検出器アンプも増設した。

##### 2) 1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプの全分解点検(期間 平成8年7月15日～8月1日)

第5回定期検査として、1次冷却材主ポンプNa1、Na2及び補助ポンプNa1、Na2の全分解点検を実施した。

メカニカルシール、ベアリング等の部品を交換した。また、インペラ、ケーシングウェアリング、シャフトについて目視による外観検査及びPT検査を実施し異常のないことを確認した。各ポンプの耐圧漏洩試験、性能試験においても問題のないことを確認した。

##### 3) 廃樹脂貯留系エアレント管フィルタ取付工事(期間 平成8年7月1日～7月10日)

廃樹脂貯留設備の移送水タンク及び樹脂排出タンクのエアイベントは、各タンク出口のスクリーン(300 $\mu$ m)を経て排気系へ接続している。樹脂交換時に破碎樹脂がスクリーンを通過した時の排気ダクト内汚染を防止するため、エアイベントラインにプレフィルタ(グラスウール)を設置した。

### 2.2.3 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（以下「CNS」という。）の運転は、前年度に引き続き原子炉の運転に合わせて7サイクルを実施した。第3サイクル運転中にコンデンサ真空断熱槽真空圧力が $10^{-3}$ Torrへと上昇したため、原子炉を手動停止するとともにCNSも停止し、断熱槽部の点検を行った。点検には約4週間を要したため、第4サイクルの運転は予定期間を短縮して行った。点検後の真空圧力は高い値を示しているものの運転中の上昇傾向は見られず、第7サイクル終了まで安定した運転が行われた。

CNSの保守整備では、6月から開始した定期自主検査を9月まで行い、圧縮機、安全弁及び真空装置等の分解点検、機能検査等を実施し、各機器が健全であることを確認するとともに、予備として保管していた冷却水ポンプを予備機として既設ポンプと並列に設置した。また、クライオポンプの再生については、従来から行われてきた手動全体加温モード運転及び乾燥窒素ガス充填・排気作業の他に、定期自主検査期間を利用して、加温した乾燥窒素ガスによる充填・排気作業を行った。その効果は、運転中の真空断熱槽への漏れ込みが多いため明らかにならなかった。

コンデンサ真空断熱槽真空圧力上昇の原因調査及び復旧作業については、原因と推定された低温配管継手部の開放点検を行ったところ、Oリング及び金属パッキンに傷が発見されたため、これらを予備品と交換し、継手部の漏えい検査を行った後冷し込み運転を行い真空圧力が上昇しないことを確認した。

中性子導管設備の運転は、原子炉の運転に合わせて7サイクルを実施した。また、保守整備では、定期検査期間中に真空装置の分解点検、導管の漏洩試験等を実施した。これらの点検において、熱中性子導管鏡管ユニット（T2-102）の支持調整機構用当て板付近に割れが発見された。この割れは長さ約15mmで内部まで貫通しておらず下部方向へサイクル毎に1～2mm程進んでいるが、運転に支障はない。

鏡管ユニットは、設置後約8年を経過しており、放射線による損傷が考えられるため、ガイドトンネル内の炉心部近傍のものを平成9年度に更新する計画である。このため、今年度はその交換品18体の製作を行った。

### 2.2.4 炉心管理

#### (1) 燃料交換

平成8年度の燃料交換は、5バッチ分散方式により6回実施した。燃料交換本数の合計は38体(標準型燃料要素32体、フォロー型燃料要素6体)であり、使用済燃料の最大燃焼度は47.6%、平均燃焼度は38.1%(標準型燃料:38.5%、フォロー型燃料:36.5%)であった。いずれの燃料についても、設置許可上の燃焼度の制限値50%を下回っていた。

#### (2) 反応度管理

各運転サイクルの共同利用運転起動日の過剰反応度は11.1～15.6% $\Delta k/k$ で、燃焼、Xe効果等を十分賄うものであった。反応度停止余裕は6.0～10.8% $\Delta k/k$

であった。これらはいずれも、設置許可上の制限値である最大過剰反応度 16%  $\Delta k/k$ 、反応度停止余裕 1%  $\Delta k/k$  以上を満足していた。

#### 2.2.5 放射線管理

##### (1) 概況

本年度に実施された主な放射線作業は、制御棒駆動装置交換作業、廃樹脂ドラム缶充填作業、一次冷却材ポンプの分解点検作業、均一照射装置分解点検作業、冷中性子源装置ケノール継手部修理作業等である。これらの作業は、いずれも適切な放射線防護措置が施され、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) 放出放射性物質

JRR-3Mから放出された気体廃棄物及び液体廃棄物の実績放出量及び平均濃度をTable 2.2.3に示す。なお、使用済燃料貯蔵施設における液体廃棄物の放出については、すべて検出下限濃度未満であった。

気体廃棄物の $^{41}\text{Ar}$ 及び $^3\text{H}$ の年間放出量は $1.8 \times 10^{11}\text{Bq}$ 及び $9.2 \times 10^{10}\text{Bq}$ であり、それぞれの放出管理目標値の0.3%及び1.2%であった。

##### (3) 実効線量当量

JRR-3Mにおける放射線業務従事者の実効線量当量をTable 2.2.4に示す。主な被ばく要因は、各四半期とも中性子利用各種実験等によるものである。

Table 2.2.1 Operational data of JRR-3M

Cycle No	Date	Operation time ( hr:min )	Integrated Power ( MWh )	Total Integrated Power ( MWh )	Unscheduled Shut down
Begining	————	23,567:07	————	439,400.1	————
0 1	3/25~4/28	607:23	11,642.6	451,042.7	0
Maintenance	4/29~5/5	0:0	0	451,042.7	0
0 2	5/6 ~6/9	608:00	11,653.0	462,695.7	0
Maintenance	6/10~9/15	14:13	0	462,695.7	0
0 3	9/9 ~10/13	458:01	8,766.4	471,462.1	1
0 4	10/14~11/17	338:07	6,491.9	477,954.0	0
0 5	11/18~12/22	608:27	11,720.6	489,674.6	0
Maintenance	12/23~1/12	0:0	0	489,674.6	0
0 6	1/13~2/16	607:11	11,693.6	501,368.2	0
0 7	2/17~3/23	609:19	11,664.6	513,032.8	0
Total	————	3,850:41	73,632.7	————	1
Ending		27,417:48	————	513,032.8	————

Table 2.2.2 Unscheduled Shut down in JRR-3M

Date	Cause of trouble
1996.10.5	Trouble of cold neutron source

Table 2.2.3 Radioactive Waste from JRR-3M

	G a s		D u s t		L i q u i d					
	<sup>41</sup> Ar	<sup>3</sup> H	<sup>60</sup> Co	<sup>131</sup> I	<sup>3</sup> H	<sup>60</sup> Co	<sup>110m</sup> Ag	<sup>137</sup> Cs	<sup>51</sup> Cr	<sup>54</sup> Mn
Annual release rate (Bq/y)	1.8×10 <sup>11</sup>	9.2×10 <sup>10</sup>	0	0	3.5×10 <sup>9</sup>	5.2×10 <sup>5</sup>	6.7×10 <sup>5</sup>	9.5×10 <sup>4</sup>	6.6×10 <sup>5</sup>	7.0×10 <sup>4</sup>
Annual Average concentration (Bq/cm <sup>3</sup> )	<1.7×10 <sup>-3</sup>	7.5×10 <sup>-5</sup>	<4.2×10 <sup>-10</sup>	<7.4×10 <sup>-10</sup>	1.8×10 <sup>1</sup>	2.7×10 <sup>-3</sup>	3.5×10 <sup>-3</sup>	5.0×10 <sup>-4</sup>	3.4×10 <sup>-3</sup>	3.7×10 <sup>-4</sup>

Table 2.2.4 Effective Dose Equivalent to Workers in JRR-3M

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers* (persons)	742	896	789	697	1058
Total dose (person · mSv)	6.5	0.3	6.1	3.1	16.0
Average dose (mSv)	0.01	0.00	0.01	0.00	0.02
Maximum dose (mSv)	0.7	0.3	0.7	0.8	1.7

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

## 2.3 JRR-4 の運転管理

### 2.3.1 運転

平成8年1月12日（平成7年度）の共同利用運転終了とともに約31年間続けた高濃縮燃料による運転を終結し、平成8年度は、燃料濃縮度低減化等に伴う改造工事を実施した。改造工事に先立ち、改造準備作業として炉心タンクから燃料体、反射体、制御棒、中性子源、照射筒等の炉内構造物及びプール内重水タンク等の取り出し、それらをNo. 2プールへ移動保管した。また、重水タンク撤去、No. 1プールライニングの健全性確認検査等を行うため炉心ブリッジの移動等の作業を行った。なお、No. 2プール側の測定ブリッジは今後の使用がないため撤去した。

平成8年度の運転日数はゼロであるが、前年度との継続運転実績データをTable 2.3.1に示す。

### 2.3.2 保守・整備

#### (1) 概要

平成8年度研究炉運転・管理計画に基づいて保守・整備を実施した。定期自主検査は、6月24日～3月31日に実施した。定期検査については、5月27日付けで申請を行ったが改造工事期間中のため国の立会検査は行われなかった。また、平成9年3月18日付けで平成10年3月31日までの期間延長の変更申請を行った。

主な保守・整備の項目は、上記運転の項に示す改造準備関係作業の他に、炉心ブリッジ点検・移動、No. 1プールライニング健全性確認検査、炉心タンク健全性確認検査、計測制御用ケーブルの更新、炉心ブリッジ電源ケーブルの補修、炉心タンク精製系及びプール水精製系の全置フィルタ交換、サイフォンブレイク弁（電磁弁）の交換、純水製造装置樹脂交換及びデストリビュータの改修を行った。

#### (2) 主な保守・整備

##### 1) 原子炉本体関係

##### ① 制御棒取出し

JRR-4改造工事に伴い、炉心燃料を使用済燃料としてすべて取出した後、6月29日から炉心タンク内に装着されている粗調整安全棒4体、微調整棒1体及び後備安全棒2体を制御棒駆動装置から取外し、炉心タンクに設けてあるリグ取出し窓から取出し、No. 2プールに保管した。

作業にあたっては「作業要領書」を作成し、手順等の打合せを行い、チェックシートで確認しながら実施した。作業は、人員として総括・記録者1名、炉心ブリッジ上作業者7名、炉心タンク内作業者3名、制御室監視者2名及び放射線管理者1名をそれぞれ配置し、取外し作業に1日、取出し作業に1日の計2日間で実施した。なお、作業者の放射線被曝は $0 \mu\text{Sv}$ （ポケット線量計の測定値）で有意な被曝はなかった。

## ② No. 1 プールライニング健全性確認検査

昨年実施した No. 2 プールライニング健全性確認検査に引き続き、No. 1 プールライニングの健全性確認検査を実施した。

健全性確認検査は、No. 1 プールライニングの接液部全面を対象に非破壊検査を行った。検査の結果、健全性を損ねるような有害な欠陥は確認されなかった。

なお、この健全性確認検査の詳細については「7. 主要な技術的事項」で記述する。

## ③ 炉心タンク健全性確認検査

炉心タンクについて、プールライニングと同様に改造後の供用における健全性を確認する目的で検査を実施した。

健全性確認検査は、炉心タンクの内外面及び溶接部、炉心出口配管の管内外面、伸縮継手（エキスパンションジョイント）付き回転エルボを対象に非破壊検査を行った。検査の結果、健全性を損ねるような有害な欠陥は確認されなかった。

なお、この健全性確認検査の詳細については「7. 主要な技術的事項」で記述する。

## ④ 炉心ブリッジ点検・移動

炉心ブリッジは炉心構造物（燃料、反射体、制御棒等）を取り出して、No. 2 プールへの保管後、前述の改造準備作業を実施するため炉心ブリッジの移動が必要になった。ブリッジ移動の作業にあたっては、炉心タンク脚の取り外し、炉心出入口配管の伸縮継手配管及び計測系ケーブル類の切り離し等を含めた作業要領書を作成し、これに基づいて慎重に確認しながら行った。

- ・ 1 回目の移動（平成8年6月20日）

炉心移動方向：No. 1 プール → No. 2 プール（定位置）

目 的：炉心タンクの寸法測定及びNo. 1 プールライニングの健全性確認検査

- ・ 2 回目の移動（平成8年9月11日）

炉心移動方向：No. 2 プール → No. 1 プール（プール中央）

目 的：炉心タンクの点検

- ・ 3 回目の移動（平成8年9月18日）

炉心移動方向：No. 1 プール → No. 2 プール（定位置）

目 的：重水タンクの撤去及びNo. 2 プールで炉心タンクの長期保管

## 2) 中性子計測設備及び制御設備関係

## ① 計測制御系ケーブルの更新

JRR-4 の計測制御系ケーブルは、経年劣化が著しいため、更新することとし、難燃化、安全系統分離等の信頼性向上を図ることになっている。

平成8年度は、原子炉制御関係ケーブルの制御盤からの切り離し作業、炉心ブリッジ関係の核計装用（Lin-N, log-N, Safety, FC）ケーブルの撤去、及び、改造期間中必要なポンプ操作盤等の機器移設を平成9年1月20日～1月31日に実施した。

制御室関係のケーブルの内、炉室地下の冷却機器室から制御室に接続される制御線及び動力線の撤去は建家改修に伴う炉室1階の壁打増しに備えて、炉室1階部分から制御室間

を先行して行った。なお、操作盤の移設は、制御室が改造工事期間中、使用不可になるためプール水精製系、排水ポンプ系、副警報盤関係信号線等を地階の冷却機器室付近へ設置したものである。

#### ② 炉心ブリッジ電源ケーブルの補修

平成8年7月12日ウランコンバータ点検のため、炉心ブリッジを20～30cm移動中に、電源ケーブルが過去に補修した部分が経年劣化で固くなり、プーリーより外れ、車輪とレール間に噛み込み損傷した。点検の結果、炉心ブリッジケーブルドラムの元部付近から、コンセント部分までの約10mのケーブルを交換し、正常に動作することを確認した。

### 3) 冷却系設備関係

#### ① 炉心タンク水精製系及びプール水精製系の前置フィルタ交換

炉心タンク水精製系及びプール水精製系のイオン交換樹脂筒には異物の混入を防止するためにそれぞれ前置フィルタが設けられている。これらの前置フィルタは、ある期間使用するとフィルタエレメントが一次冷却水中の異物により目詰りを起こす恐れがあるため、定期的にはエレメントの洗浄又は交換をする必要がある。

炉心タンク水精製系及びプール水精製系の前置フィルタは、原子炉設置以来長期にわたりエレメントを繰返し洗浄して使用してきたが、かなり老朽化している状態にあったため今回それぞれの前置フィルタのエレメントを製作し、交換を行った。

プール水精製系の前置フィルタ製作に当たっては、目詰り状態で運転したことによりエレメントが変形するなどが判明したので、エレメントの強度を増すための改良を行った。

#### ② サイフォンブレイク弁（電磁弁）の交換

No. 1, 2プールの大量排水及び水移動用配管にはサイフォンブレイク弁（電磁弁 VDB-1, VDB-2）が設置されている。これらの弁は、水移動中、弁閉にもかかわらず空気漏れが確認されたため交換した。なお、この作業に伴い、弁の取付方向（水側/空気側）改善、取付け配管及び支持金具の交換も実施した。

### 4) その他

#### ① 純水製造装置樹脂交換及びディストリビュータの改修

純水製造装置イオン交換樹脂の性能が劣化したため、全量（アニオン樹脂：1400ℓ、カチオン樹脂：600ℓ）交換した。また、樹脂混合に使用している空気ディストリビュータは、効率改善のため、樹脂塔の下部配管から直接空気を入れる方式に変更した。



### 2.3.3 炉心管理

#### (1) 燃料交換及び反応度管理

本年度は改造工事のため、原子炉の運転は実施しなかった。平成8年4月25日、炉心内の全燃料20体を取り出し、また、6月6日、すべての使用済燃料をNo.2プール内の使用済燃料架台に貯蔵した。年度末の保有燃料要素は、未使用燃料0体、炉心内燃料0体、使用済燃料45体である。

#### (2) 重水系統の点検

リドタンク実験設備の重水タンクは、医療照射設備への改造に伴う更新工事のため、重水の回収（5月14、15日）作業を行ったのち、No.2プールへ移動、保管（7月22～29日）した。重水タンク内の重水（約1m<sup>3</sup>）は、構造上全量回収できず約10ℓ残っている。なお、No.1プール、No.2プール水のトリチウム濃度の測定は、継続して行っているが検出下限濃度の約10倍の値（約2.0Bq/cm<sup>3</sup>）以下であり、年間を通じて有意な変化は見られなかった。

### 2.3.4 放射線管理

#### (1) 概要

本年度に実施された主な放射線作業は、JRR-4改造工事に伴う機械設備、電気設備及び利用設備の解体撤去作業、炉心タンク健全性調査作業等であり、これらの作業は、いずれも適切な放射線防護処置が施されて異常な被ばく及び汚染はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

管理区域内の線量当量率・表面密度及び管理区域周辺の線量当量率は前年度と比較して有意な変化がなかった。

#### (2) 放出放射性物質の管理

JRR-4から放出された放出放射性物質濃度と放出量の実績をTable2.3.2に示す。放射性塵埃及び放射性ガス濃度は、全ての月において検出下限未満であった。なお平成8年10月に改造工事に伴う保安規定の変更を行い、放射性ガス濃度の監視を停止した。放射性廃液は、核種及び放出量とも前年度とほぼ同程度であった。

#### (3) 実効線量当量

JRR-4における放射線業務従事者の実効線量当量をTable2.3.3に示す。第2四半期における主な被ばく要因は、炉心タンク健全性調査及びリドタンク実験設備の解体撤去作業によるものである。

Table 2.3.1 Operational data of JRR-4

MONTH (year. month)	OPERATION DAYS (day)	OPERATION TIMES (hr:min)	MONTHLY INTEGRATED POWER (MWh)	TOTAL INTEGRATED POWER (MWh)	UNSCHEDULED SHUTDOWN
INTEGRATED VALUE TO 1996.3		29,377:55		58,706.064	
1996.4	0	0	0	58,706.064	0
.5	0	0	0	58,706.064	0
.6	0	0	0	58,706.064	0
.7	0	0	0	58,706.064	0
.8	0	0	0	58,706.064	0
.9	0	0	0	58,706.064	0
.10	0	0	0	58,706.064	0
.11	0	0	0	58,706.064	0
.12	0	0	0	58,706.064	0
1997.1	0	0	0	58,706.064	0
.2	0	0	0	58,706.064	0
.3	0	0	0	58,706.064	0
TOTAL	0	0	0	58,706.064	0
INTEGRATED VALUE TO 1997.3		29,377:55		58,706.064	

Table 2.3.2 Radioactive waste from JRR-4

Nuclide	Dust		Gas		Liquid			
	<sup>60</sup> Co	<sup>131</sup> I	<sup>41</sup> Ar	<sup>3</sup> H	<sup>24</sup> Na	<sup>51</sup> Cr	<sup>60</sup> Co	
Annual release rate ( Bq/y )	0	0	0	1.8×10 <sup>8</sup>	—	—	2.5×10 <sup>5</sup>	
Annual average concentration ( Bq/cm <sup>3</sup> )	<2.2×10 <sup>9</sup>	<5.9×10 <sup>-9</sup>	<5.7×10 <sup>-3</sup>	6.9×10 <sup>-1</sup>	—	—	9.6×10 <sup>-4</sup>	

Table 2.3.3 Effective dose equivalent to workers in JRR-4

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers* (persons)	68	88	112	136	231
Total dose (person·mSv)	0.4	12.1	0.0	0.0	12.5
Average dose (mSv)	0.01	0.14	0.00	0.00	0.05
Maximum dose (mSv)	0.4	1.2	0.0	0.0	1.2

\* The number of workers monitored in JRR-4 ( Dose : film badge )

This is a blank page.

### 3. 研究炉の技術管理

---

Technical Management of  
Research Reactors

This is a blank page.

### 3.1 研究炉の水・ガス管理

#### 3.1.1 重水管理

平成8年度の重水管理では、水・ガス分析に伴う化学分析や保守作業によって、JRR-2では一次冷却重水系から約30kgを、JRR-3Mでは反射体重水系から約7kgの合計37kgの重水を回収した。また、JRR-2の共同利用運転が12月に終了したためにJRR-2で保管管理していた未使用重水約327kgと回収重水約454kgの合計約781kgの重水をJRR-3Mへ移動した。これによってJRR-2における重水は、装荷重水だけとなった。

JRR-2、JRR-3M及びJRR-4における重水の管理状況をTable 3.1.1からTable 3.1.3に示す。

#### 3.1.2 JRR-2の水・ガス管理

平成8年度は、共同利用運転が24サイクル並びに医療・生物照射運転が2回行われ、これに伴う水・ガス分析を行った。これらの主な分析結果をTable 3.1.4及びFig. 3.1.1に示す。

##### (1) 一次冷却重水系

重水濃度は、97.5～97.6mol%で、pHは、5.88～7.37で管理基準値(5～8)の範囲内であった。また、導電率は、精製系入口で0.08～0.17  $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、精製系出口で0.02～0.08  $\mu\text{S}/\text{cm}$ の範囲で管理基準値(1  $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下)の範囲内であった。

##### (2) 熱遮へい軽水系

熱遮へい軽水のpHは、5.65～6.65で管理基準値(5～8)の範囲内であった。導電率は、精製系入口で0.77～0.97  $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、精製系出口で0.05～0.28  $\mu\text{S}/\text{cm}$ の範囲で管理基準値(1  $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下)の範囲内であった。精製系で使用しているイオン交換樹脂塔は、9月と12月に交換して水質を良好に維持した。また、熱遮へい軽水系への軽水補給を3回行い合計で約1.83 $\text{m}^3$ の軽水を補給した。なお、炉心タンクから熱遮へい軽水タンクへの重水漏洩監視の一環として運転サイクル中に1日に1回の頻度で熱遮へい軽水中のトリチウム濃度を測定した。測定の結果、トリチウム濃度は、 $3.9 \times 10^2 \sim 5.9 \times 10^2 \text{Bq}/\text{cm}^3$ の濃度変化で極端な濃度上昇は認められなかった。

##### (3) 二次冷却水系

二次冷却水のpHは、7.1～7.4で管理基準値(6～9)の範囲内であった。原子炉の運転中には二次冷却系への補給水量を調整して導電率による濃縮倍数を3以下で管理するとともに防食剤を連続注入して二次冷却系の腐食を抑制した。また、一次冷却重水系熱交換器の健全性を確認するためにサイクル1回の頻度で二次冷却水中のトリチウム濃度を測定した。測定の結果、トリチウム濃度は、検出限界濃度( $2.0 \times 10^{-1} \text{Bq}/\text{cm}^3$ )以下で熱交換器が健全であることを確認した。

##### (4) ヘリウム系

原子炉運転前の準備としてヘリウム系のヘリウムチャージをAゾーンで3回、A、Bゾーンで1回の合計4回行い、約53 $\text{m}^3$ のヘリウムガスを使用した。原子炉運転中におけるヘリウム濃度は、96.12～99.00vol%の範囲で変化し、極端な濃度低下は認められず、管理目標値(90vol%以上)を十分満足し

ていた。また、原子炉の運転に伴い重水が放射線分解されて発生する重水素ガスを再結合させるためにヘリウム系に酸素ガスを10回、合計190ℓを補給した。酸素ガスを補給し重水素ガスを再結合させて除去し重水素ガス濃度を管理基準値(0.5vol%)以下の0.05~0.30vol%の範囲に維持して安全を確保した。

#### (5) 精製系イオン交換樹脂

重水精製系に使用しているイオン交換樹脂塔は、交換容量の低下に伴い9月にDD-1からDD-2に切り替えた。この使用済みイオン交換樹脂塔(DD-1)は、平成4年11月から平成8年9月まで約4年間使用し、約15,305m<sup>3</sup>の積算精製量であった。また、熱遮へい軽水系のイオン交換樹脂塔は9月と12月に交換した。これらの使用済みイオン交換樹脂塔の積算精製量は、各々約1,059m<sup>3</sup>(11サイクル使用)と約2,060m<sup>3</sup>(9サイクル使用)であった。

### 3.1.3 JRR-3Mの水・ガス管理

平成8年度は、7サイクルの共同利用運転が行われ、これに伴う水・ガス分析を行った。これらの主な分析結果をTable 3.1.5及びFig. 3.1.2に示す。

#### (1) 一次冷却軽水系

一次冷却水のpHは、5.00~7.18で管理基準値(5.0~7.5)の範囲内であった。また、炉室内の使用済み燃料貯蔵プール水のpHも6.60~7.36で管理基準値(5.0~7.5)以内であった。原子炉プール浄化系入口の導電率は、0.16~0.67μS/cmで管理基準値(5μS/cm)以下であった。浄化系出口の導電率は、約0.04~0.10μS/cmで管理して良好な水質状態に維持した。

#### (2) 二次冷却水系

二次冷却水のpHは、8.3~8.9で管理基準値(6~9)の範囲内であった。補給水の補給水量を調整して、導電率による濃縮倍数を7以下で管理するとともに防食剤を連続注入して二次冷却系の防食の最適化に努めた。また、スライム防止剤を間欠注入してスライムの発生を防止し、熱交換器の熱貫流率の低下を抑制した。なお、一次冷却系熱交換器の健全性を確認するためにサイクル1回の頻度で二次冷却水中のトリチウム濃度を測定した。測定の結果、トリチウム濃度は、検出限界濃度(2.0×10<sup>-1</sup>Bq/cm<sup>3</sup>)以下で熱交換器が健全であることを確認した。

#### (3) 反射体重水系

反射体重水の重水濃度は、99.39~99.47mol%の範囲内で変化し、濃度低下は認められなかった。また、pHは、6.51~7.29で管理目標値(5.0~8.0)の範囲内であった。なお、導電率は、浄化系入口で0.10~0.16μS/cm、浄化系出口で0.01~0.11μS/cmで管理基準値の1μS/cm以下であった。

#### (4) ヘリウム系

反射体重水のカバーガスであるヘリウム濃度は、96.90~97.24vol%で管理基準値(90vol%以上)以上の濃度であったためにヘリウムチャージは実施しなかった。また、原子炉の運転に伴い重水が放射線分解されて発生する重水素ガスを再結合させるためにヘリウム系に酸素ガスを4回、合計50ℓを補給した。酸素ガスを補給し重水素ガスを再結合させて除去し重水素ガス濃度を管理基準値(2.0vol%)以下の0.84~1.01vol%の範囲に維持して安全を確保した。

#### (5) 精製系イオン交換樹脂

定期自主検査期間中に原子炉浄化系に使用しているNo.1とNo.2の二基のイオン交換樹脂塔のイ



オン交換樹脂の交換を実施した。No. 1イオン交換樹脂塔(KR2601)は、平成6年9月から平成7年10月まで7サイクル使用し、約109,087 $\text{m}^3$ の積算精製量であった。一方、No. 2イオン交換樹脂塔(KR2602)は、平成7年10月から平成8年8月まで6サイクル使用し、約91,673 $\text{m}^3$ の積算精製量であった。また、反射体重水浄化系で使用しているイオン交換樹脂塔の交換はなかった。

Table 3.1.1.1 Heavy Water Inventory in JRR-2, JRR-3M and JRR-4

	平成7年度末		補給重量(kg)	回収重量(kg)	消費重量(kg)	平成8年度末	
	装荷重量(kg)					装荷重量(kg)	
JRR-2	16,170	0	30	0	0	16,140	0
JRR-3M	7,253	0	7	0	0	7,246	0
JRR-4	1,001	0	0	0	0	1,001	0
合計(kg)	24,424	0	37	0	0	24,387	0

Table 3.1.2 Stored Heavy Water

平成7年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成8年度末	
	購入	その他	補給	その他	未使用重量(kg)	
822	0	0	0	0	822	

Table 3.1.3 Recovered Heavy Water

平成7年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成8年度末	
	炉心回収	その他	転用	計量調整	回収重量(kg)	
16,144	37	0	0	0	16,181	

Table 3.1.4 Measured Values of Heavy Water, Helium Gas, Thermal Shield Water and Secondary Cooling Water in JRR-2

系	統	項	目	管	理	基	準	値	測	定	結	果
重	水	重水濃度 (mol%)	PH	高濃度に維持	5 ~ 8				97.5 ~ 97.6			5.88 ~ 7.37
		全β放射能濃度 *1) (Bq/cm <sup>3</sup> )	精製系出口	-- -- --		0.02 ~ 0.08						
							全γ放射能濃度 *2) (Bq/cm <sup>3</sup> )	主重水	通常値と同程度		1.76 × 10 <sup>3</sup> ~ 2.08 × 10 <sup>3</sup>	
		トリチウム濃度 (MBq/cm <sup>3</sup> ) *3)	精製重水	通常値と同程度		2.47 × 10 <sup>0</sup> ~ 1.53 × 10 <sup>1</sup>						
							へリウム濃度 (vol%)	主重水	通常値と同程度		1.45 × 10 <sup>3</sup> ~ 1.97 × 10 <sup>3</sup>	
		再結合器入口 重水素濃度 (vol%)	精製重水	通常値と同程度		2.19 ~ 7.91						
							PH	へリウム濃度 (vol%)	90 vol% 以上		4.2 × 10 <sup>1</sup>	
		熱遮蔽軽水	導電率 (μS/cm)	精製系入口	1 μS/cm 以下							0.77 ~ 0.97
							二次冷却水	トリチウム濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	精製系出口	-- -- --		
PH	原水 PH	通常値と同程度		3.90 × 10 <sup>2</sup> ~ 5.91 × 10 <sup>2</sup>								
					二次冷却水 PH	二次冷却水 PH	-- -- --		7.1 ~ 7.7			
		6 ~ 9		8.1 ~ 8.5								

\*1) トリチウムを除く。原子炉出力10MWサンプリング1時間後の値  
 \*2) 原子炉出力10MWサンプリング1時間後の値  
 \*3) 1996.11.07に採取

Table 3.1.5 Measured Values of Primary Cooling Water, Helium Gas, Heavy Water and Secondary Cooling Water in JRR-3M

系 統	項 目	管 理 基 準 値	測 定 結 果	
一 次 冷 却 水	pH	5.0 ~ 7.5	5.00 ~ 7.18	
	導 電 率 ( $\mu S/cm$ )	浄化系入口	5 $\mu S/cm$ 以下	0.16 ~ 0.67
		浄化系出口	— — — —	0.04 ~ 0.10
	全 $\beta$ 放射能濃度 *1) ( $Bq/cm^3$ )	一次冷却水	通常値と同程度	$5.73 \times 10^2 \sim 6.64 \times 10^2$
		一次系浄化水	通常値と同程度	< 1.30
全 $\gamma$ 放射能濃度 *2) ( $Bq/cm^3$ )	一次冷却水	通常値と同程度	$5.07 \times 10^2 \sim 7.65 \times 10^2$	
	一次系浄化水	通常値と同程度	$1.07 \times 10^2 \sim 2.71 \times 10^2$	
	トリチウム濃度 ( $Bq/cm^3$ )	通常値と同程度	$6.88 \times 10^2 \sim 9.71 \times 10^2$	
一 次 浄 化 水	pH	5.0 ~ 7.5	6.52 ~ 6.89	
S F プ ー ル	pH	5.0 ~ 7.5	6.60 ~ 7.36	
S F 浄 化 水	pH	5.0 ~ 7.5	6.50 ~ 7.34	
へ り ウ ム	へりウム濃度 (vol%)	90 vol% 以上	$96.90 \sim 97.24$	
	再結合器入口 重水素濃度 (vol%)	2.0 vol% 以下	0.84 ~ 1.01	
	濃度 (mol%)	高濃度に維持	$99.39 \sim 99.47$	
	pH	5.0 ~ 8.0	6.51 ~ 7.29	
重 水	全 $\beta$ 放射能濃度 ( $Bq/cm^3$ ) *1)	通常値と同程度	$1.28 \times 10^2 \sim 2.47 \times 10^2$	
	全 $\gamma$ 放射能濃度 ( $Bq/cm^3$ ) *2)	通常値と同程度	$1.29 \times 10^2 \sim 2.71 \times 10^2$	
	導 電 率 ( $\mu S/cm$ )	浄化系入口	1 $\mu S/cm$ 以下	0.10 ~ 0.16
		浄化系出口	— — — —	0.01 ~ 0.11
	トリチウム濃度 ( $MBq/cm^3$ ) *3)	— — — —	$9.7 \times 10^1$	
二 次 冷 却 水	原水 pH	— — — —	7.0 ~ 7.4	
	二次冷却水 pH	6 ~ 9	8.3 ~ 8.9	

\*1) トリチウムを除く。原子炉出力20MWサンプリング1時間後の値

\*2) 原子炉出力20MWサンプリング1時間後の値

\*3) 1997.03.07に採取

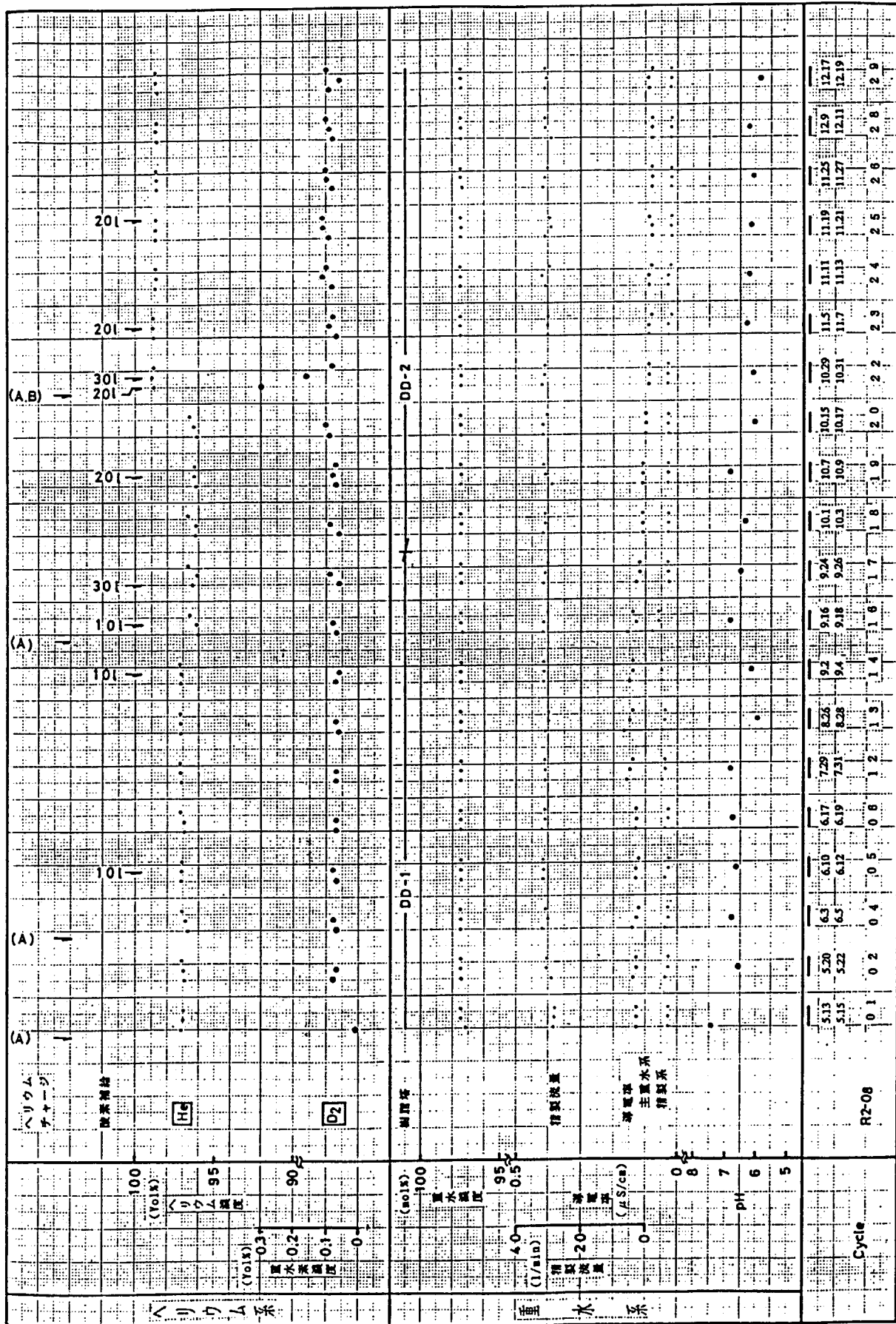


Fig. 3.1.1 Measured Values of Heavy Water and Helium Gas in JRR-2

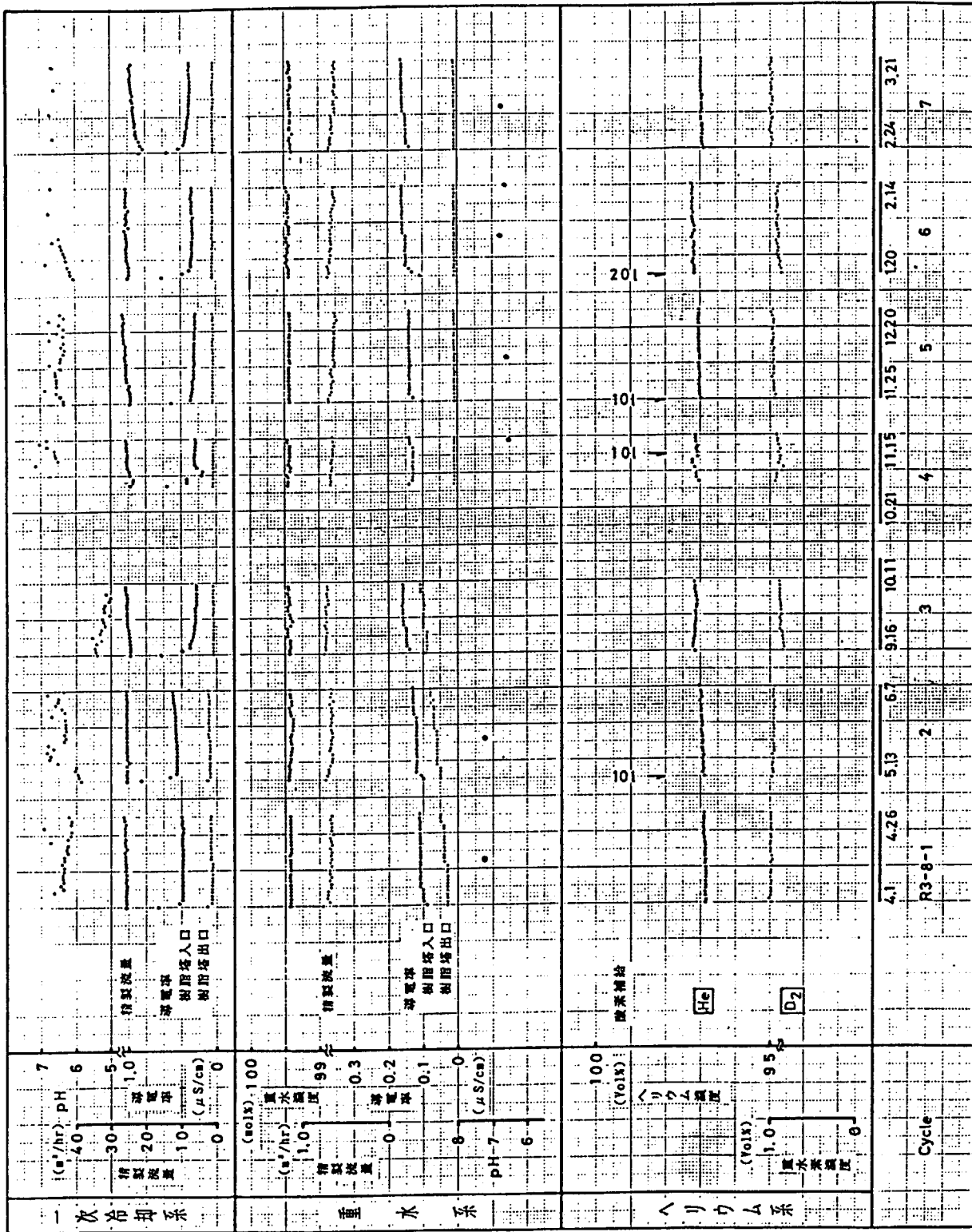


Fig. 3.1.2 Measured Values of Primary Coolant, Heavy Water and Helium Gas in JRR-3

## 3.2 研究炉の燃料管理

### 3.2.1 新燃料の管理

#### (1) JRR-3M 燃料の管理

第 L10 次及び L11 次燃料 24 体は、仏国 CERCA 社において平成 8 年 7 月にプリスタ検査等を原研による自主検査を行うとともに科技庁立会による使用前検査の受検及び平成 8 年 10 月並びに平成 9 年 3 月に自主検査を行った。東海研への輸送は平成 9 年 5 月の予定である。

#### (2) JRR-2, 3M 及び 4 の未使用燃料貯蔵量

平成 8 年度末における各原子炉の未使用燃料貯蔵量を Table 3.2.1 に示す。

#### (3) 新燃料輸送容器の海外ライセンスの取得

JRR-3 及び JRR-4 燃料のシリサイド化移行に伴う新燃料輸送容器に係る JRF-90Y-950K 型核燃料輸送物設計変更（収納物追加）承認については、平成 8 年 5 月 21 日申請、同年 8 月 7 日交付を受け、引き続き英文証明を 8 月 19 日に申請し 9 月 2 日に交付を受けた。これを基に海外の燃料輸送関係国 3ヶ国（米国、仏国、加国）に対し、トランスニュークリア株式会社を通して、輸送物設計承認取得の作業を進めた。

Table 3.2.1 Fresh fuel inventories for JRR-2, JRR-3M and JRR-4

	JRR-2	JRR-3M		JRR-4
		標準型	フォロア型	
前年度末貯蔵数	15	74	25	0
受け入れ	0	0	0	0
搬出	15	26	6	0
今年度末貯蔵数	0	48	19	0

### 3.2.2 使用済燃料の管理

#### (1) JRR-2、3及び4の使用済燃料貯蔵量

平成8年度の各施設における使用済燃料の搬出入は、Table 3.2.2に示すとおりである。

JRR-2の炉心から使用済燃料プールへの受入れは38体である。年度末における使用済燃料貯蔵数は、JRR-3使用済燃料貯槽No.2の60体を含めて179体である。

JRR-3Mの炉心から使用済燃料プールへの受入れは32体である。1年冷却を終了した燃料要素11体を貯槽No.1へ移送した。年度末における使用済燃料貯蔵数(LEU)は259体である。なお、貯槽No.1のUO<sub>2</sub>燃料体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の金属天然ウラン燃料要素1,798本には変動はない。

JRR-4の炉心から使用済燃料プールへの受入れは20体である。年度末における使用済燃料貯蔵数は45体である。

#### (2) 使用済燃料貯槽水の管理

JRR-2及びJRR-3使用済燃料貯槽水の水質は年間を通じて維持管理基準値以内であった。年度末における各貯槽水の水質はTable 3.2.3に示すとおりである。

また、JRR-2の貯槽水の年度当初のトリチウム濃度は約490Bq/cm<sup>3</sup>であったが、燃料交換と炉心燃料全数受入れに伴う際の付着重水による上昇で、約670Bq/cm<sup>3</sup>まで上昇した。

#### (3) 使用済燃料輸送容器の国外ライセンスの取得

平成7年12月7日付け(有効期限:平成10年12月6日)をもって日本国政府の輸送物設計承認を受けたJRC-80Y-20T型使用済燃料輸送容器2基について、国外の輸送関係国4ヵ国(アメリカ、フランス、イギリス、カナダ)の輸送物設計承認を取得するための業務をトランス・ニュークリア社と契約し、平成7年度より継続した。

イギリス及びカナダ国政府の輸送物設計承認については年度内に取得することができたが、アメリカ及びフランス国政府の輸送物設計承認については関係当局の事情により、審査がかなり遅れている。このため、本業務を年度内に完了することが非常に困難であるため、契約納期を平成10年3月31日まで延伸した。

#### (4) 核燃料物質使用施設(JRR-3)の変更許可申請について

JRR-3M板状燃料の供用期間中における健全性を確認するため、ホットラボにおいて照射後試験を行った。この時の残存燃料板をJRR-3Mで保管するため、核燃料物質の貯蔵制限量的変更及び保管ラックの製作をする必要が生じ、核燃料物質使用施設(JRR-3)の変更許可申請を行った。同変更許可は、9月13日付けで許可され、その後、平成9年1月24日付けで施設検査に合格した。



Table 3.2.2 Spent Fuel Inventories used in JRR-2, JRR-3 and JRR-4

	JRR- 2		JRR- 3						JRR- 4
	JRR- 2	JRR- 3	使用済 燃 料 プー ル	貯槽 No. 1			乾式保管施設		
	使用済 燃 料 プー ル	貯 槽 No. 2		板状 燃 料	UO <sub>2</sub>	金属天然ウラン		金属天然ウラン	
						燃 料 体	要 素		
前年度末貯蔵数	81	60	92	135	407	8	3	1,798	25
受 入 れ	38	0	32	61	0	0	0	0	20
搬 出	0	0	61	0	0	0	0	0	0
今年度末貯蔵数	119	60	63	196	407	8	3	1,798	45

Table 3.2.3 Chemical Analysis of Pool Water in JRR-2 and JRR-3

	維持管理基準値	JRR-2	JRR-3	
			No. 1	No. 2
プー ル 水 pH	5.5~7.5	5.5	—	—
	5.0~7.5	—	5.5	5.5
導 電 率 (μS/cm)	10 以下	1.43	1.41	1.16
放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> ) (トリチウムは除く。)	3.7 以下	検出感度以下	検出感度以下	検出感度以下
トリチウム濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	—	680	9.4	5.3
温 度 (°C)	—	20	17.5	17

This is a blank page.

## 4. 研究炉の利用

---

Utilization of Research Reactors

This is a blank page.

研究炉の共同利用運転は、JRR-2においては年度当初の計画29サイクルに対して一次系ポンプ冷却用水漏洩のトラブルのため24サイクル、JRR-3Mにおいては7サイクル行われた。これに伴い、各炉においてさまざまな利用がなされた。

#### 4.1 利用の状況

利用設備の利用可能な設備能力に対する利用実績（利用率）、利用分野及び利用者別の状況について述べる。

Fig. 4.1.1~4.1.3 にJRR-2についての利用率、利用者及び利用者別割合を示す。全（設備）利用能力は、今年度は8,336時間・個である。利用率は、今年度もシリコン照射と中性子散乱実験の利用実績が比較的多かったため、57.6%であった。長時間照射、短時間照射は、それぞれの利用率が36%、34%であった。利用者別では、中性子散乱の利用の多い大学と原研の利用が43%、36%、民間の利用が20%であった。

Fig. 4.1.4~ Fig. 4.1.6 にJRR-3Mにおける利用率、利用者及び利用者別割合を示す。全利用能力は142,441時間・個であり、利用率は88.4%であった。中性子散乱実験等の中性子ビーム実験はマシンタイムの100%、サイクル照射はマシンタイムの72%が利用された。これに対して長時間照射及び短時間照射は、マシンタイム（利用能力）の47%及び39%であった。また、均一照射装置によるシリコン照射利用を第3サイクルから開始し、順調に利用された。利用者別では、昨年と同様、所内と大学がほとんどである。

#### 4.2 照射利用

研究炉における照射利用は、原子炉の運転に伴って順調に行われ、2,040キャプセル（シリコン照射を含む。）の照射が行われた。Table 4.2.1 に研究炉における照射利用実績を示す。

Fig. 4.2.1に過去7年間の照射利用（キャプセル数）の推移を示す。平成8年度はJRR-4が改造中で運転していないことからその分利用が減少した。Fig. 4.2.2は今年度の照射利用を目的別に示した図である。放射化分析が67%と大半を占め、その他に、原子炉用燃料・材料照射、RIの製造、シリコン照射に分類される。照射時間別に、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. 4.2.3に示すように、サイクル照射では大部分が原子炉用燃料・材料照射、RIの製造であった。逆に、40分未満の短時間照射では、大部分（88%）が放射化分析であった。Fig. 4.2.4 にそれぞれの炉の照射目的別利用実績を示す。JRR-2では、シリコン照射の占める割合が多く、JRR-3Mでは、放射化分析の占める割合が多い。

#### 4.2.1 JRR-2における照射

JRR-2では、365キャプセルの照射が実施された。Table 4.2.2 に照射実績を示す。垂直照射孔(VT-1)での照射が1体あり、50時間のサイクル照射を24サイクル行った。照射目的は原子炉用燃料・材料照射であった。

一般垂直照射孔(VT-5, 7, 8)における照射は、運転サイクル(50時間)を単位とした照射が行われ、キャプセル数で82個の照射が行われた。照射目的は、原子炉用燃料・材料照射(90%)、放射化分析(10%)であった。

垂直照射孔(VT-4)では時間単位の照射が19キャプセルあり、その目的は生産用RIの製造(89%)、原子炉用燃料・材料照射(11%)であった。

気送管では、分単位の照射が89個行われた。照射目的は、放射化分析(58%)、原子炉用燃料・材料照射(20%)、実験・トレーサ用RIの製造(17%)、照射損傷研究(5%)に分類される。

#### 4.2.2 JRR-3Mにおける照射

JRR-3Mにおいては、7サイクルの共同利用運転に合わせて、1,704キャプセルの照射が行われた。Table 4.2.3にJRR-3Mにおける照射実績を示す。

垂直照射孔(VT-1, RG-1~4, BR-1~4, SH-1, DR-1)でのキャプセル照射は、合計27体行われた。その内訳は、材料キャプセル2体、RIの製造23体、その他2体である。また、前年度より継続して照射しているキャプセルが4体あり、3体が材料キャプセル、1体が燃料キャプセルである。燃料・材料キャプセルのほとんどが、温度制御型のキャプセルである。Table 4.2.4及び4.2.5に炉心領域における照射利用状況を示す。

水力照射設備(HR-1, 2)は、時間単位の照射に利用され、231キャプセルの照射が実施された。照射目的別では、放射化分析(54%)、生産用RIの製造(29%)、実験・トレーサ用RIの製造(12%)、核物理の研究(3%)、その他(2%)に分類される。

気送照射設備(PN-1, 2)では、分単位の照射が行われ、419キャプセルの照射が実施された。照射目的別では、放射化分析が大半を占め(73%)、実験・トレーサ用RIの製造(19%)、原子炉用燃料・材料照射(3%)、照射損傷研究(2%)、その他(3%)に分類される。

放射化分析用照射設備(PN-3)では、主として短寿命核種の放射化分析が行われ、881キャプセルの照射が実施された。

#### 4.2.3 シリコン照射

今年度、JRR-2及びJRR-3Mで行われたシリコン照射の本数(重量)は、それぞれ

れ168本(503.3kg)、88本(1370.7kg)で、合計256本(1,874kg)、であった。Table 4.2.6 にシリコンの照射利用状況を示す。

---

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。

### 4.3 実験利用

実験利用についても各種の実験が順調に行われた。Fig. 4.3.1に実験利用の推移を、Fig. 4.3.2に平成8年度の目的別実験利用実績を示す。

#### 4.3.1 JRR-2における実験

3基の水平実験孔でビーム実験が行われた。ビーム実験の内容は、原子トンネル効果による極低温化学反応の研究、熔融塩混合系の構造解析、反強磁性体の磁性の研究等である。また、サーマルコラムに設置されている照射室において医療照射を2回実施した。いずれも脳腫瘍治療のための医療照射で、患者は日本人男性2名（64歳、45歳）である。これらの照射はいずれも順調に終了した。また、BNCTのための細胞照射実験を2回実施した。その他に、不規則形状部の設計手法評価データの測定実験、原子炉廃止による規制免除コンクリート廃棄物量評価手法の開発のための実験が行われた。

#### 4.3.2 JRR-3Mにおける実験

JRR-3Mにおける中性子ビーム実験の利用は、原子炉の安定した運転に伴って順調に、かつ活発に行われた。利用内容は、各種の中性子回折実験、中性子ラジオグラフィ、即発 $\gamma$ 線分析等多岐にわたる。

中性子回折実験では、昨年に引き続いて高温超伝導体、磁性体、金属、高分子等の結晶構造や磁気構造の解析研究が行われた。特に超伝導の研究では、ウラン化合物、セリウム化合物、酸化物といった異方的超伝導体の研究が超低温、高磁場化と組み合わせて行われた。なかでもウラン化合物の超伝導研究では、高純度 $UPt_3$ 単結晶を育成し、NMR（核磁気共鳴）により、世界で初めて奇パリティ超伝導の存在を発見している。また、生体物質の中性子回折研究では、独自に開発した中性子イメージングプレートを用いてリゾチーム蛋白の全構造の決定に成功している。その他、中性子トポグラフィによる応力解析、中性子回折を用いた残留歪測定の解析手法の確立等が行われた。Fig. 4.3.3、Fig. 4.3.4は、中性子散乱の実験目的を分類し、利用日数、テーマ数、利用者延日数をグラフにしたものである。磁性の研究が最も多く、構造研究、高分子の研究、装置の技術開発研究、基礎物理の研究、生物の研究、超伝導の研究等が行われた。これらのグラフでその他は、機器調整等の実験準備である。

中性子ラジオグラフィでは、冷却型CCDカメラによる実際の試料を用いた撮影、固気二相流、沸騰二相流等の可視化実験、水槽内への熔融金属滴下の高速度ビデオ撮影、植物中の水分の測定、イメージングプレート開発のための撮影実験等が行われた。

即発 $\gamma$ 線分析では、農林水産試料中のB、Al、Fe、Si等の分析、工業材料試料中のB、Fe等の分析、大型考古学試料（銅鐸等）の分析、岩石等環境試料中のB、Hの分析、



粉末隕石試料の定量分析等が行われた。また、昨年を引き続き、JRR-2で行っている医療照射における患者の血液等の $^{10}\text{B}$ 濃度の定量に利用された。

今年度1年間の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、所内6,932人・日、所外（ほとんどが大学関係）8,660人・日、合計15,592人・日であり昨年度より7パーセント増加した。

#### 4.3.3 共同利用実験室の利用状況

##### (1) JRR-1実験室

JRR-1実験室は、共同利用として所内外に開放し、例年どおり各種の実験や教育訓練等に利用された。その内容は、土壌、大気粉塵、海産生物等の環境試料中の微量元素の定量、半導体中の微量元素の定量、原子炉施設等から放出されたヨウ素の定量、再処理の際に大気中に発生する可能性のあるCeの評価、放射線計測基礎講座の実習及び東海研究所出入業者の基礎教育である。また、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。

今年度実施された実験項目は12件、実験延べ日数は289日であった。

##### (2) JRR-3M実験室

今年度も、昨年を引き続いて利用日数が34パーセント増加した。主な利用は、土壌、大気浮遊塵、海洋生物等環境試料中の微量元素の定量、地下水や温泉中の微量元素の定量、原子炉施設等から放出されたヨウ素の定量、各種標準試料元素の測定等である。

本年度に実施された実験項目は25件、実験延べ日数は95日であった。

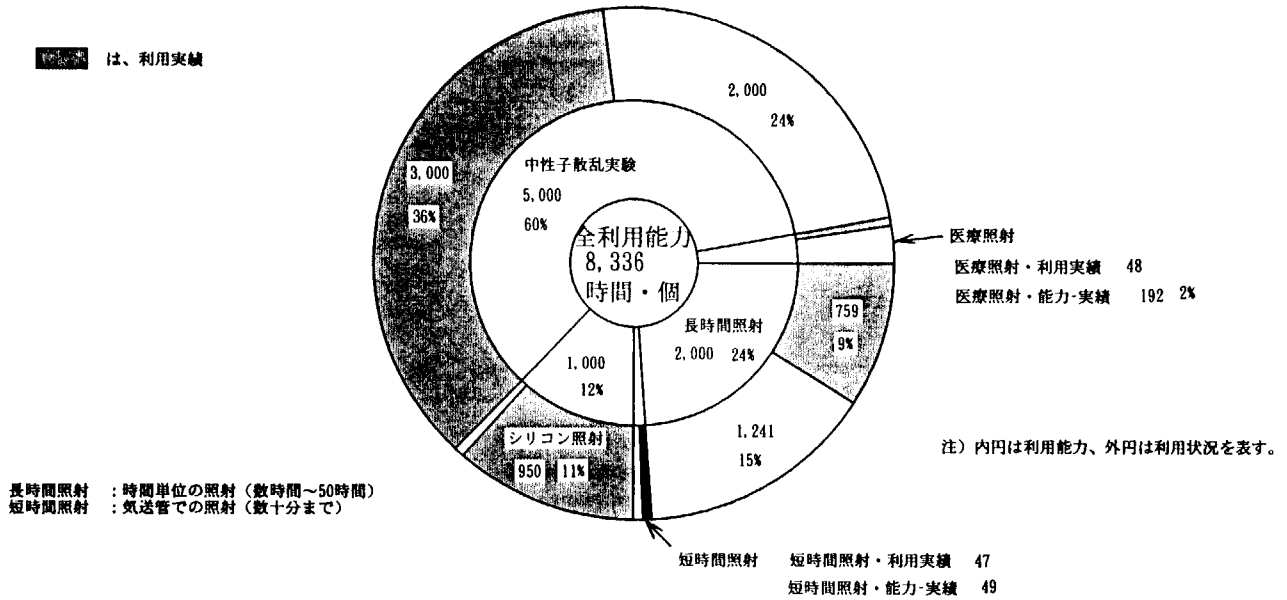


Fig 4.1.1 Used capacity of utilization facilities of JRR-2 in 1996 fiscal year

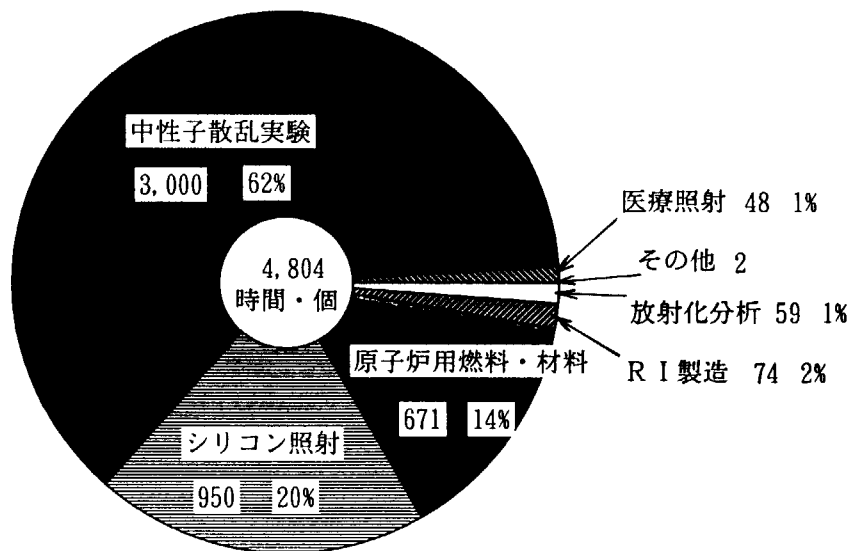


Fig 4.1.2 Utilization field of JRR-2 in 1996 fiscal year

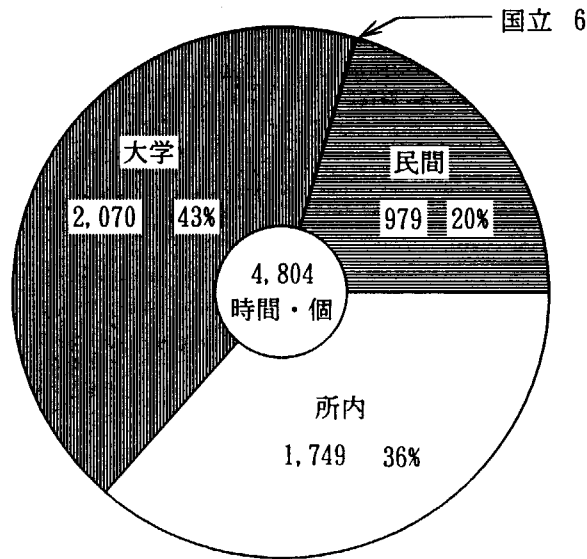


Fig 4.1.3 Classification of users of JRR-2 in 1996 fiscal year

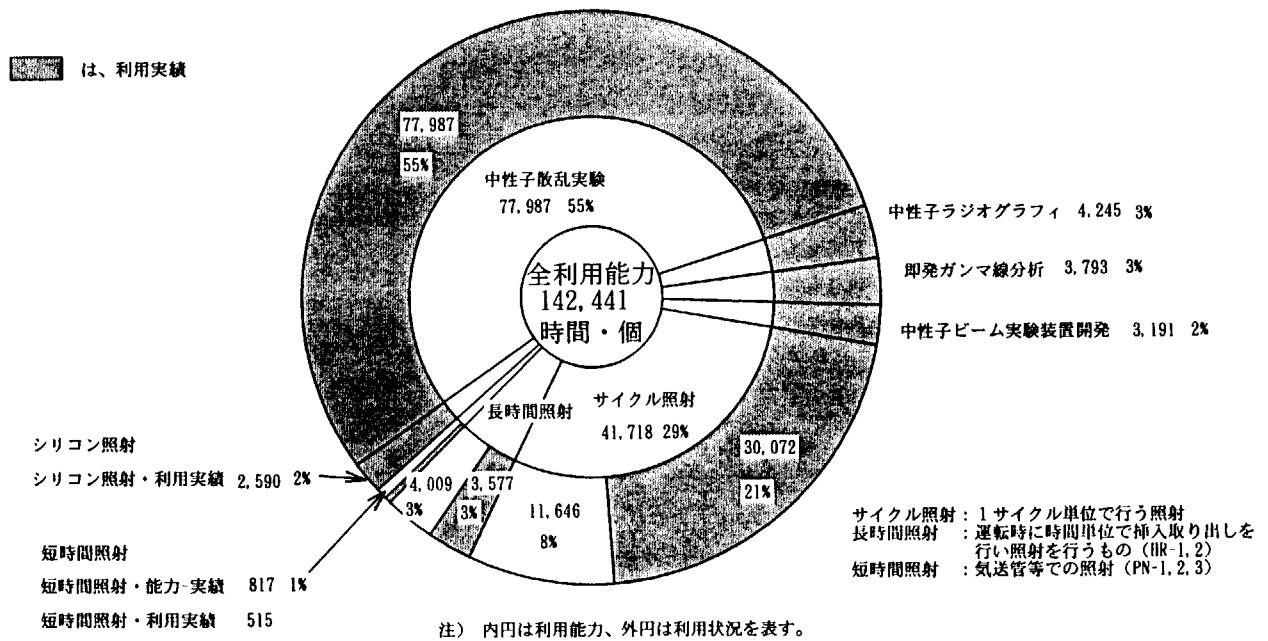


Fig 4.1.4 Used capacity of utilization facilities of JRR-3M in 1996 fiscal year

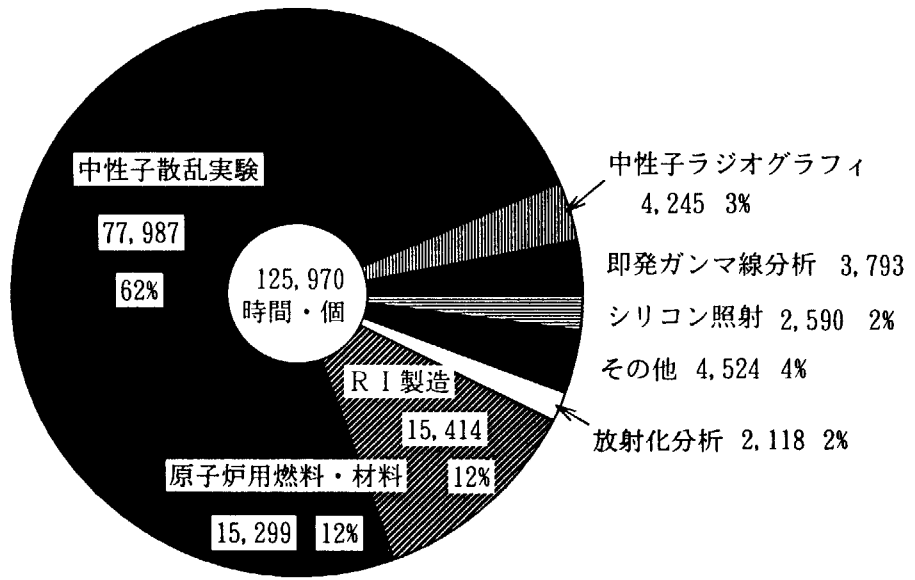


Fig 4.1.5 Utilization field of JRR-3M in 1996 fiscal year

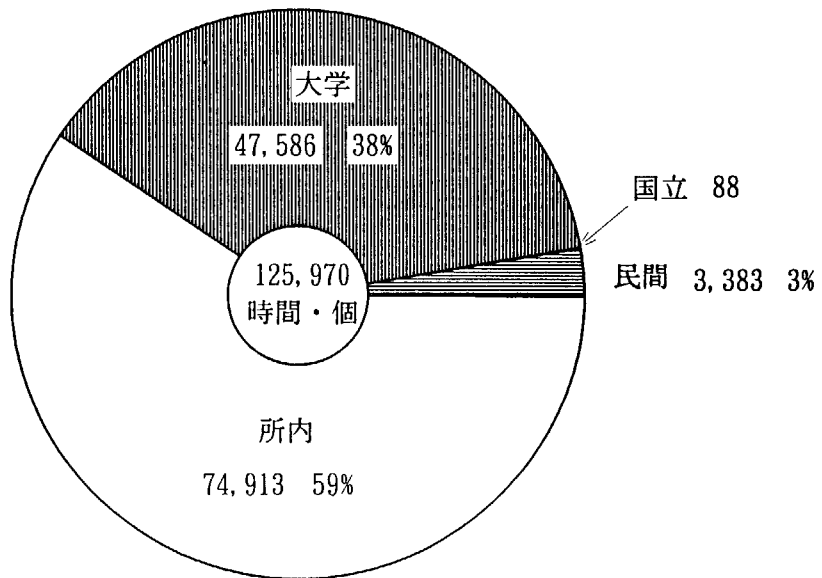


Fig 4.1.6 Classification of users of JRR-3M in 1996 fiscal year

Table 4.2.1 Number of capsules irradiated in research reactors of JAERI in 1996 fiscal year

原 子 炉		所 内	所 外	合 計
J R R - 2	件 数	46	222	268
	個 数	139	226	365
J R R - 3 M	件 数	166	492	658
	個 数	502	1173	1675
合 計	件 数	212	714	926
	個 数	641	1399	2040

Table 4.2.2 Summary of JRR-2 in-pile irradiations in 1996 fiscal year

月	サイクル	照射孔	所 内				所 外			合計			
			サイクル照射	VT-1	VT-10, 11, 12	VT-5, 7, 8	VT-4	気送管	サイクル照射 VT-5, 7, 8		気送管	VT-9	
5	1	件数	0	0	0	0	0	0	0	0	12	12	
		個数	0	0	0	0	0	0	0	0	0	12	12
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	2	件数	0	0	0	0	0	0	1	0	5	6	
		個数	0	0	0	0	0	0	1	0	5	6	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
6	4	件数	0	0	0	0	0	0	0	1	12	13	
		個数	0	0	0	0	0	0	0	1	12	13	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	5	件数	0	0	0	0	1	0	0	1	6	8	
		個数	0	0	0	0	1	0	0	1	6	8	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	6	件数	0	0	0	0	1	4	0	2	10	17	
		個数	0	0	0	0	1	4	0	2	10	17	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
8	12	件数	0	0	0	0	2	5	1	9	15	32	
		個数	0	0	0	0	2	12	1	10	15	40	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	13	件数	0	0	0	0	1	3	0	11	10	25	
		個数	0	0	0	0	1	5	0	12	10	28	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
9	14	件数	0	0	0	0	2	5	0	11	10	28	
		個数	0	0	0	0	2	7	0	13	10	32	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	16	件数	0	0	0	1	2	1	0	9	6	19	
		個数	0	0	0	1	2	3	0	9	6	21	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	17	件数	0	0	0	0	0	1	1	2	8	12	
		個数	0	0	0	0	0	3	1	2	8	14	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
10	18	件数	0	0	0	0	0	1	0	0	10	11	
		個数	0	0	0	0	0	5	0	0	10	15	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	19	件数	0	0	0	0	3	0	0	0	7	10	
		個数	0	0	0	0	3	0	0	0	7	10	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
20	件数	0	0	0	0	4	0	0	0	8	12		
	個数	0	0	0	0	5	0	0	0	8	13		
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	
11	22	件数	0	1	0	0	1	0	0	0	9	11	
		個数	0	1	0	0	1	0	0	0	9	11	
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	23	件数	0	0	0	1	0	0	2	0	12	15	
		個数	0	1	0	5	0	0	2	0	12	20	
		継続	(0)	(1)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(1)	(1)
	24	件数	0	0	0	1	0	0	1	0	7	9	
		個数	0	1	0	11	0	0	1	0	7	20	
		継続	(0)	(1)	(0)	(5)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(6)	(6)
	25	件数	0	0	0	0	0	0	0	0	6	6	
		個数	0	1	0	11	0	0	0	0	6	18	
		継続	(0)	(1)	(0)	(11)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(12)	(12)
26	件数	0	0	0	1	0	0	0	0	10	11		
	個数	0	1	0	15	0	0	0	0	10	26		
	継続	(0)	(1)	(0)	(11)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(12)	(12)	
12	28	件数	0	0	0	1	1	0	1	0	5	8	
		個数	0	1	0	17	1	0	1	0	5	25	
		継続	(0)	(1)	(0)	(11)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(12)	(12)
	29	件数	0	0	0	2	0	0	1	0	0	3	
		個数	0	1	0	14	0	0	1	0	0	16	
		継続	(0)	(1)	(0)	(6)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(7)	(7)
合計	件数	0	1	0	7	18	20	8	46	168	268		
	個数	0	7	0	74	19	39	8	50	168	365		
	継続	(0)	(6)	(0)	(44)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(50)	(50)	

Table 4.2.3 Summary of JRR-3M in-pile irradiations in 1996 fiscal year

照射孔 サイクル		所 内									所 外						合計
		V T   1	R G   1~4	B R   1~4	S H   1	D R   1	H R   1, 2	P N   1, 2	P N   3	そ の 他	H R   1, 2	P N   1, 2	P N   3	B R   1	D R   1	S I   1	
1 (4/1~4/26)	件数	1	0	0	0	0	8	3	6	0	7	19	5	0	0	0	49
	個数	2	3	1	0	0	9	7	103	0	9	24	79	0	0	0	237
	継続	(0)	(3)	(1)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(4)
2 (5/13~6/7)	件数	2	0	1	0	0	21	10	6	0	12	40	1	0	0	0	93
	個数	3	3	2	0	0	22	10	128	0	14	45	21	0	0	0	248
	継続	(0)	(3)	(1)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(4)
3 (9/16~10/11)	件数	2	0	0	0	0	10	4	1	0	10	16	3	0	0	4	50
	個数	3	3	2	0	0	10	4	11	0	12	18	91	0	0	4	158
	継続	(0)	(3)	(2)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(5)
4 (11/1~11/15)	件数	2	3	0	0	0	8	6	2	0	10	12	1	0	0	16	60
	個数	3	5	1	0	0	8	13	4	0	10	12	26	0	0	16	98
	継続	(0)	(2)	(1)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(3)
5 (11/25~12/20)	件数	3	0	2	0	0	9	5	0	0	23	62	9	0	1	20	134
	個数	4	3	3	0	0	12	9	0	0	25	65	234	0	1	20	376
	継続	(0)	(3)	(1)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(4)
6 (1/20~2/14)	件数	2	1	0	0	0	21	4	3	0	24	56	6	0	0	24	141
	個数	3	3	1	0	0	24	5	33	0	30	132	75	0	0	24	330
	継続	(0)	(2)	(1)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(3)
7 (2/24~3/21)	件数	1	2	0	0	0	12	5	0	0	32	50	4	1	0	24	131
	個数	1	4	1	0	0	12	24	0	0	34	51	76	1	0	24	228
	継続	(0)	(2)	(1)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(3)
合計	件数	13	6	3	0	0	89	37	18	0	118	255	29	1	1	88	658
	個数	19	24	11	0	0	97	72	279	0	134	347	602	1	1	88	1675
	継続	(0)	(18)	(8)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(26)

Table 4.2.4 Summary of JRR-3M core region irradiations in 1996 fiscal year

サイクル No. (R3-07-**) 日付 (定規出力運転時間)	01 4.1~4.26 (601.5 hr)	02 5.13~6.7 (601.5 hr)	03 9.16~10.5 (425.5 hr)	04 11.1~11.15 (332.5 hr)	05 11.25~12.20 (601.5 hr)	06 1.20~2.14 (601.5 hr)	07 2.24~3.21 (601.5 hr)
照射孔							
RG-1	研究炉技術開発室 RGM-25 Al合金 製造線 07-06 -0.09%	研究炉技術開発室 RGM-25 Al合金 製造線 07-06 -0.09%	研究炉技術開発室 Sr, Cr, Yb2O3 RGR-26, 27, 29 製造線 07-06 0.00%	研究炉技術開発室 Sr, Cr, Yb2O3 RGR-26, 27, 29 製造線 07-06 0.00%	研究炉技術開発室 Sr, Cr, Yb2O3 RGR-26, 27, 29 製造線 07-06 0.00%	研究炉技術開発室 RGM-25 Al合金 製造線 07-06 -0.09%	研究炉技術開発室 RGM-25 Al合金 製造線 07-06 -0.09%
RG-2							
RG-3		材料応用工学研究室 RGM-18H Yb2O3 製造線 07-01 -0.30%					
RG-4		材料応用工学研究室 RGM-03H Yb2O3 製造線 07-01 0.22%					
BR-1							
BR-2		材料設計研究室 BRM-21H Al2O3, MgO 製造線 07-01 -0.28%					
BR-3							
BR-4		燃料照射研究室 BRF-13H UO2 製造線 07-04 -0.45%					
VT-1	製造線 VTR-51* Ir 52* Ir 製造線 07-04 -0.26%	製造線 VTR-74* Ir 53* S 75* Ir 製造線 07-04 -0.19%	製造線 VTR-54* Ir 73* S 55* Ir 製造線 07-04 -0.19%	製造線 VTR-57* S 58* Cr 77* Ir 78* Ir 製造線 07-04 -0.17%	製造線 VTR-59* Ir 61* S 60* Ir 製造線 07-04 -0.19%	製造線 VTR-82* Ir 製造線 07-04 +0.07%	製造線 VTR-82* Ir 製造線 07-04 +0.07%
SH-1							
DR-1					大学開放研究室 K1034* UHV 製造線 07-04 -0.16%		
試験炉反応度 (% Δk/k)	-1.26	-1.48	-1.48	-1.16	-1.26	-0.97	-1.10
備考	→ : 無計量照射キャプセル (* 標準照射キャプセル) ⑥ : 混合ガス温度制御 ① : 真空温度制御 ↔ : 計量照射キャプセル ⑦ : ヒータ温度制御						



Table 4.2.5 Description of capsules irradiated in JRR-3M core region in 1996 fiscal year

キャプセル名称	照射依頼研究室	照射試料	キャプセル構造	計装	制御	照射孔	照射量 (cm <sup>-2</sup> )	照射サイクル (照射期間)	照射温度 (°C)	キャプセル反発度 (%Δk/k)
RGM-03H	材料応用工学研究室	ステンレス鋼	1重気密	K T/C 8本	ヒータ温度制御	RG-4	1.50 × 10 <sup>22</sup> 7.51 × 10 <sup>21</sup>	03-07~ (40サイクル)	300	- 0.22
RGM-18H	材料応用工学研究室	ステンレス鋼	1重気密	K T/C 8本	混合ガス・ヒータ温度制御	RG-3	4.35 × 10 <sup>21</sup> 2.17 × 10 <sup>21</sup>	07-01~08-05 (11サイクル)	300	- 0.30
RGM-23H	熱エネルギー材料研究室	C/Cコンポジット	2重気密	K T/C 8本	混合ガス温度制御	RG-2	4.33 × 10 <sup>20</sup> 2.17 × 10 <sup>20</sup>	08-07~ (5サイクル)	500	- 0.26
RGM-25	研究所技術開発室	アルミニウム合金	リーキー	—	—	RG-1	3.33 × 10 <sup>21</sup> 1.67 × 10 <sup>21</sup>	07-06~ (10サイクル)	—	- 0.03
BRM-21H	材料設計研究室	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , MgO	1重気密	K T/C 2本	混合ガス温度制御	BR-2	7.39 × 10 <sup>20</sup> 3.70 × 10 <sup>20</sup>	08-02~08-03 (2サイクル)	~500	- 0.29
BRF-13H	燃料照射研究室	UO <sub>2</sub>	2重気密	K T/C 8本	混合ガス温度制御	BR-4	4.42 × 10 <sup>21</sup> 2.21 × 10 <sup>21</sup>	07-04~08-07 (11サイクル)	1000	- 0.45
RGR-26	製造課	Sr	1重気密	—	—	RG-1	2.39 × 10 <sup>20</sup> 1.20 × 10 <sup>20</sup>	08-04 (1サイクル)	—	—
RGR-27	製造課	Yb <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	RG-1	2.39 × 10 <sup>20</sup> 1.20 × 10 <sup>20</sup>	08-04 (1サイクル)	—	- 0.00
RGR-29	製造課	Cr	1重気密	—	—	RG-1	2.39 × 10 <sup>20</sup> 1.20 × 10 <sup>20</sup>	08-04 (1サイクル)	—	—
RGR-37	製造課	Yb <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	RG-2	4.33 × 10 <sup>20</sup> 2.17 × 10 <sup>20</sup>	08-06 (1サイクル)	—	- 0.08
RGR-51	製造課	Yb <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	RG-3	4.33 × 10 <sup>20</sup> 2.17 × 10 <sup>20</sup>	08-07 (1サイクル)	—	- 0.05
BRR-32	製造課	Yb <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1重気密	—	—	BR-1	4.33 × 10 <sup>20</sup> 2.17 × 10 <sup>20</sup>	08-05 (1サイクル)	—	- 0.09
BRR-35	製造課	W	1重気密	—	—	BR-1	4.33 × 10 <sup>20</sup> 2.17 × 10 <sup>20</sup>	08-05 (1サイクル)	—	—
BRM-40	大学開放研究室	Mg, TeO <sub>2</sub>	1重気密	—	—	BR-2	4.33 × 10 <sup>20</sup> 2.17 × 10 <sup>20</sup>	08-07 (1サイクル)	—	- 0.16
K1034	大学開放研究室	いん石	1重気密	—	—	DR-1	6.50 × 10 <sup>18</sup>	08-05 (1サイクル)	—	—

\*1 上段：熱中性子照射量，下段：高速中性子 (>1 Mev) 照射量

Table 4.2.5 Description of capsules irradiated in JRR-3M core region in 1996 fiscal year (Continued)

キャプセル名称	照射依頼研究室	照射試料	キャプセル構造	計装	制御	照射孔	照射量 ( $\text{cm}^{-2}$ )	照射サイクル (照射期間)	照射温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )	キャプセル 温度変化 ( $\% \Delta T / \text{K}$ )
VTR-51	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-01 (1サイクル)	—	-0.26
VTR-52	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-01 (1サイクル)	—	—
VTR-74	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-02 (1サイクル)	—	—
VTR-75	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-02 (1サイクル)	—	-0.19
VTR-53	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-02 (1サイクル)	—	—
VTR-54	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$8.19 \times 10^{20}$ $5.46 \times 10^{20}$	08-03~08-04 (2サイクル)	—	—
VTR-55	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$8.19 \times 10^{20}$ $5.46 \times 10^{20}$	08-03~08-04 (2サイクル)	—	-0.19
VTR-73	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	$8.19 \times 10^{20}$ $5.46 \times 10^{20}$	08-03~08-04 (2サイクル)	—	—
VTR-57	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-05 (1サイクル)	—	—
VTR-58	製造課	$\text{Cr}_2\text{O}_3$	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-05 (1サイクル)	—	-0.17
VTR-77	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-05 (1サイクル)	—	—
VTR-78	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-05 (1サイクル)	—	—
VTR-59	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-06 (1サイクル)	—	—
VTR-60	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-06 (1サイクル)	—	-0.19
VTR-61	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-06 (1サイクル)	—	—
VTR-82	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	$6.50 \times 10^{20}$ $4.33 \times 10^{20}$	08-07~ (2サイクル)	—	+0.07

\*1 上段：熱中性子照射量，下段：高速中性子 (>1 MeV) 照射量

Table 4.2.6 Amount of irradiated silicon in 1996 fiscal year

月	JRR-2(VT-9)	
	本数	重量 (kg)
5	17	52.9
6	28	82.5
7	—	—
8	25	75.9
9	24	73.2
10	25	76.2
11	44	126.7
12	5	15.9
小計	168	503.3

サイクル	JRR-3M(SI-1)	
	本数	重量 (kg)
1	—	—
2	—	—
3	4	44.3
4	16	255.8
5	20	305.3
6	24	373.6
7	24	391.7
小計	88	1370.7

合計 256本、1,874.0kg

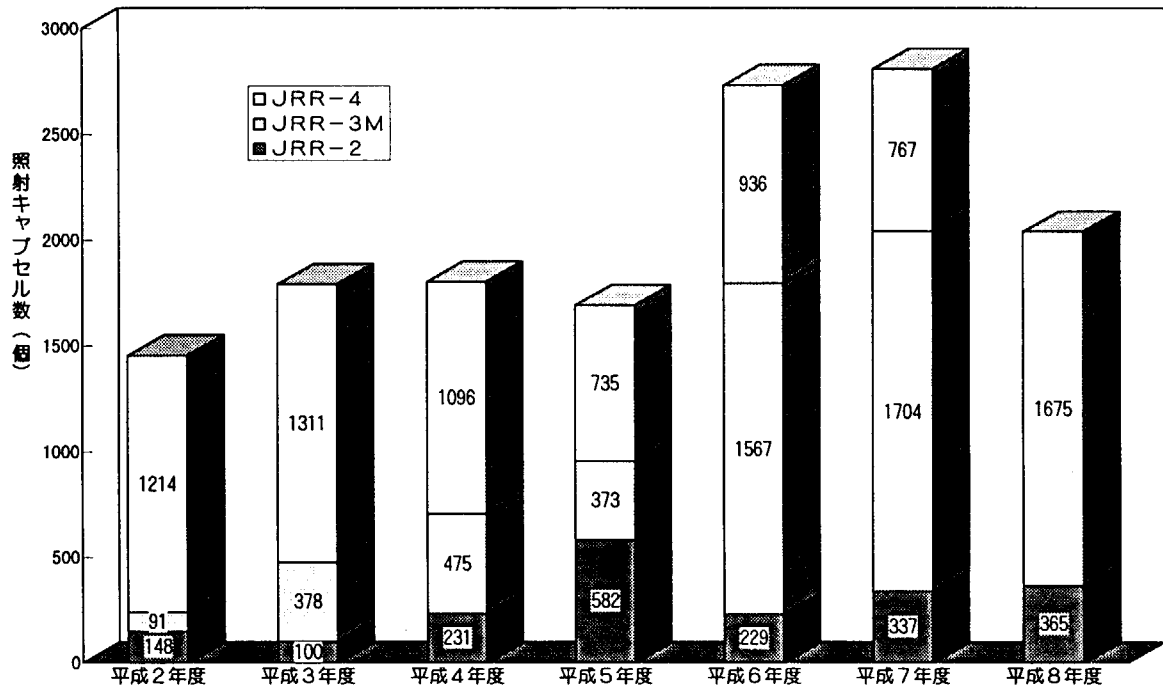
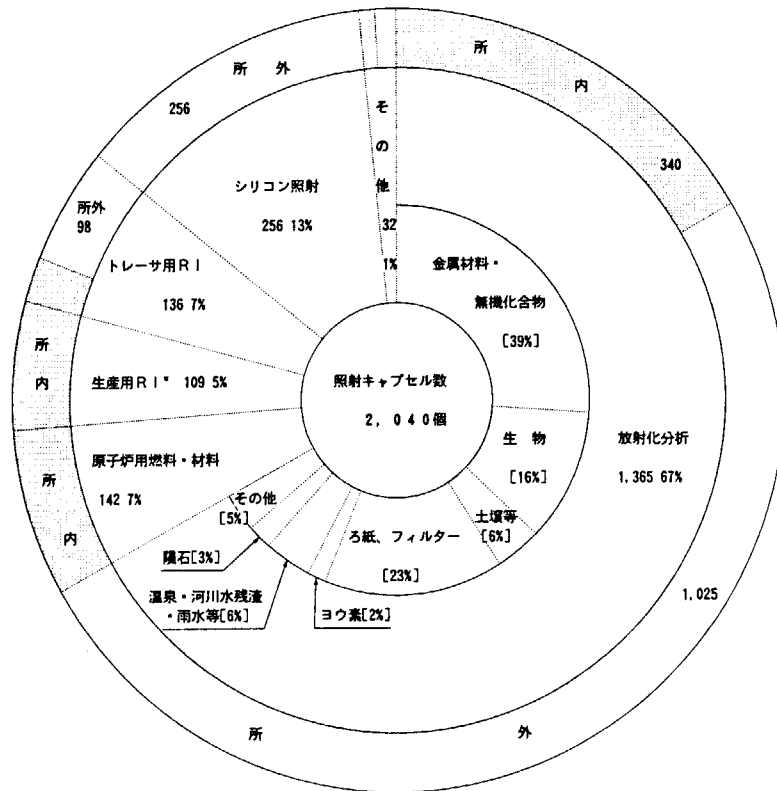


Fig. 4.2.1 Trend of number of capsules irradiated in research reactors



\*生産用RI：線源RI（医療用RI，工業用RI）及び精製RI

注：[ ]内%は、放射化分析の目的別割合を示す。

Fig. 4.2.2 Status of irradiations carried out in research reactors in 1996 fiscal year (I)

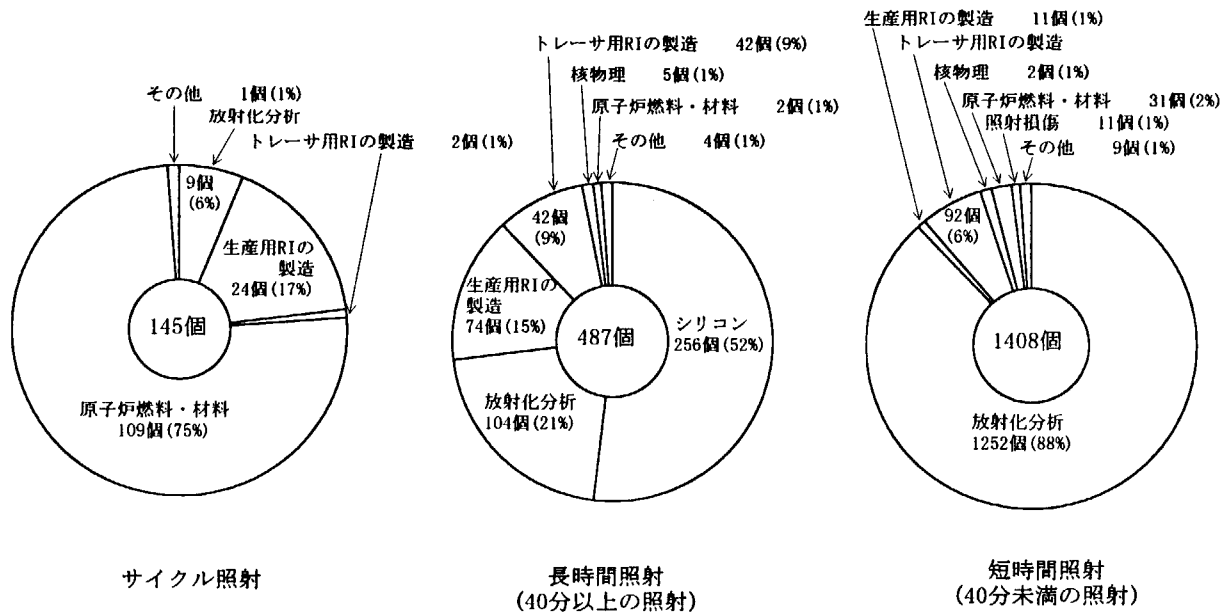


Fig. 4.2.3 Status of irradiations carried out in research reactors in 1996 fiscal year (II)

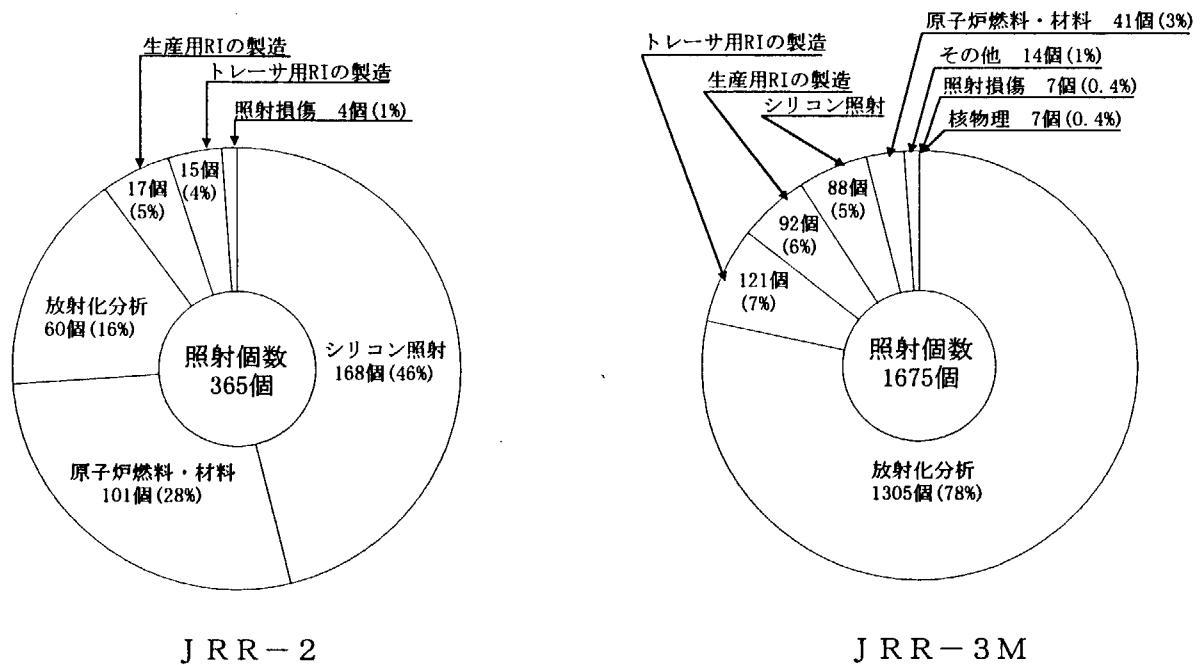


Fig. 4.2.4 Status of irradiations carried out in each reactor in 1996 fiscal year

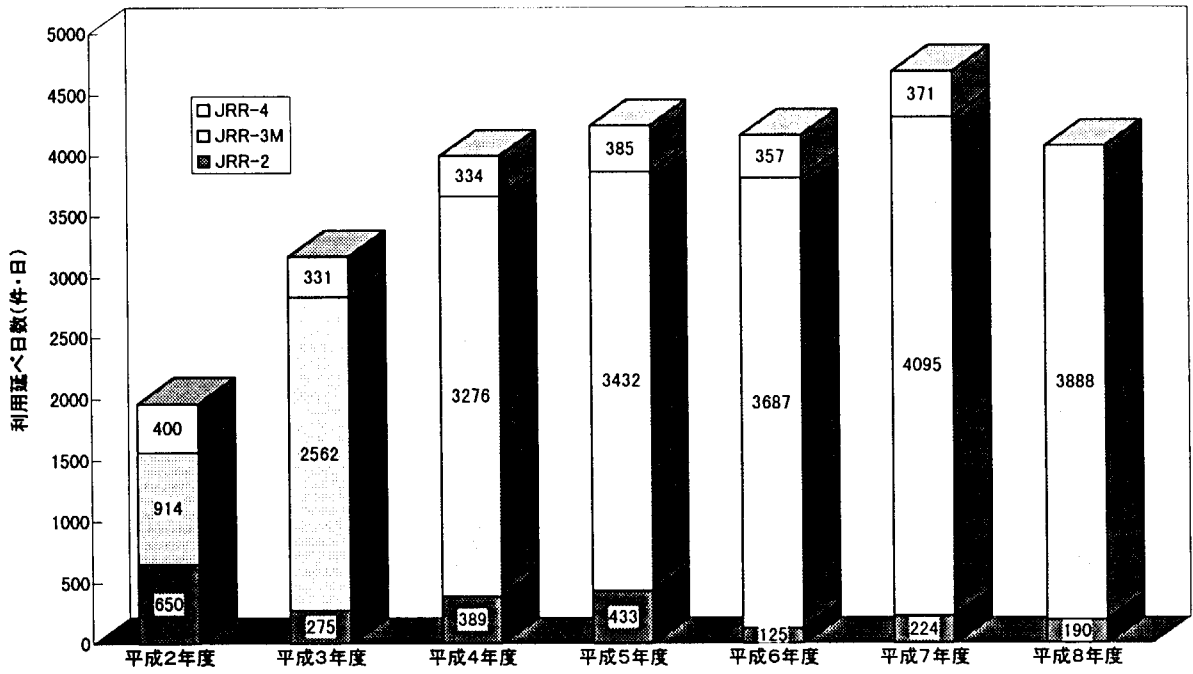


Fig. 4.3.1 Trend of experiments carried out in research reactors

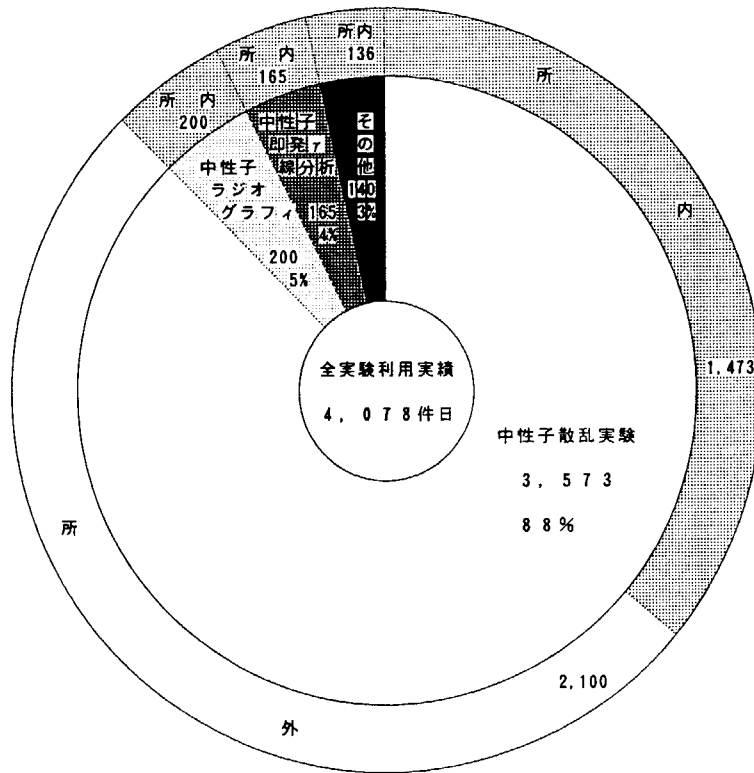


Fig 4.3.2 Status of experiments carried out in research reactors in 1996 fiscal year

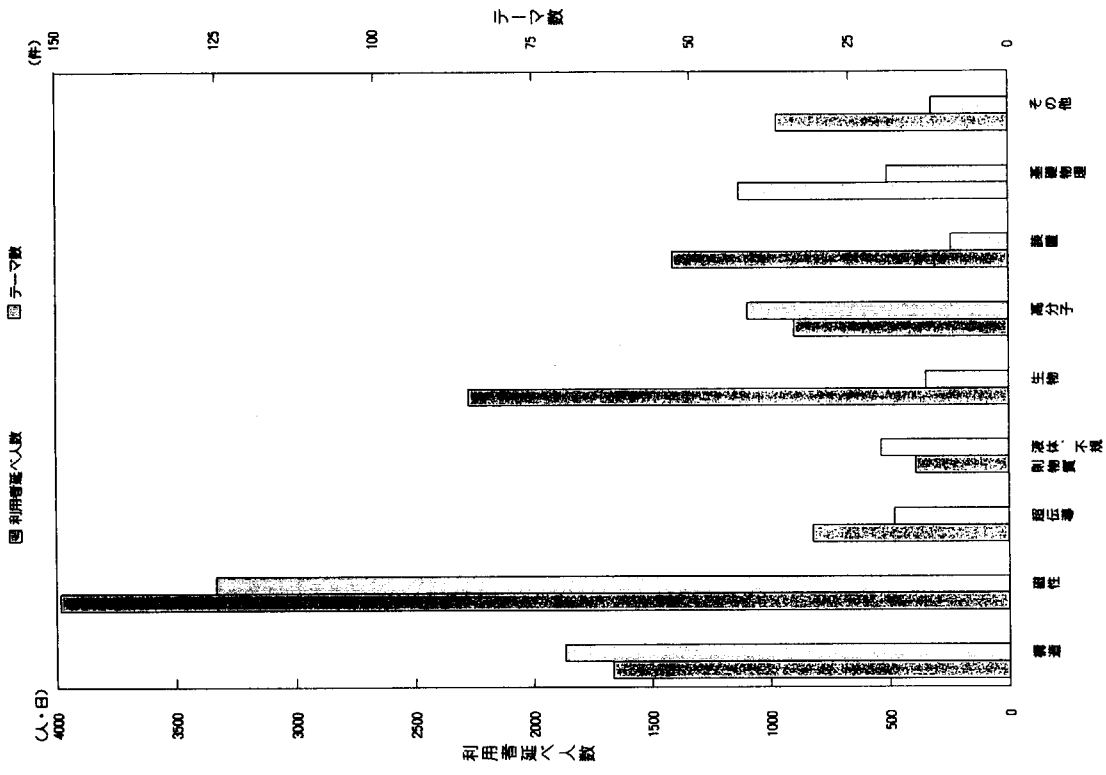


Fig. 4.3.4 Status of neutron scattering experiments carried out in JRR-3M in 1996 fiscal year (II)

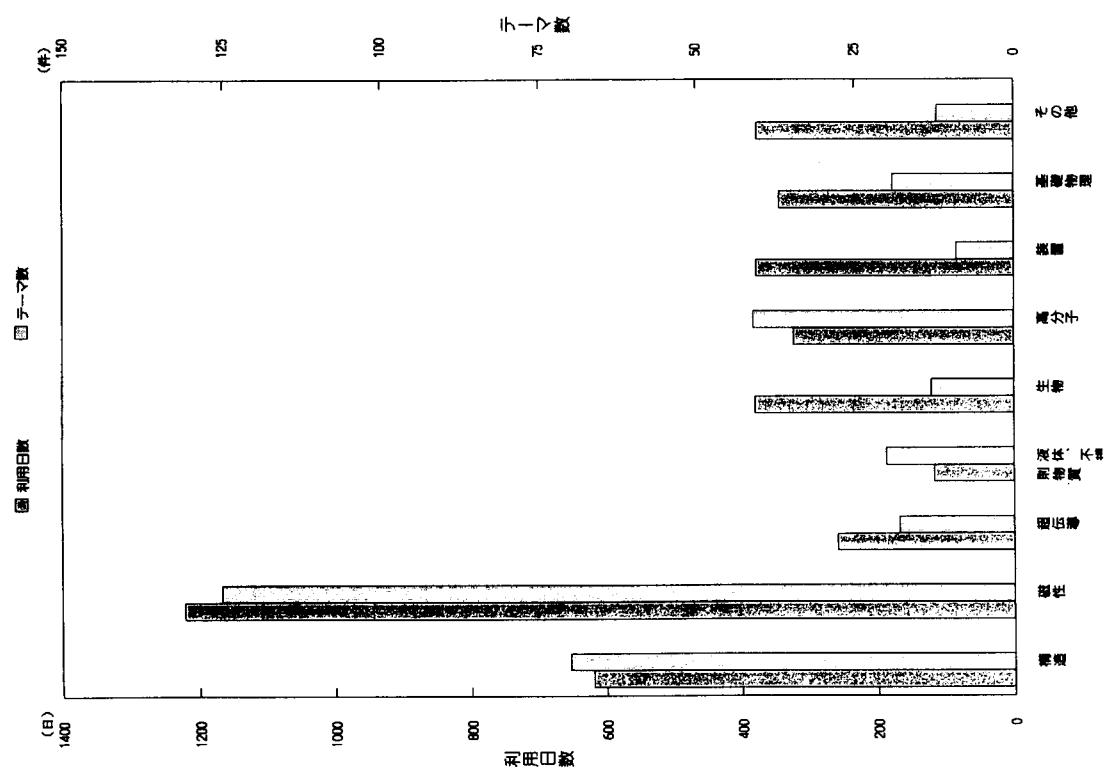


Fig. 4.3.3 Status of neutron scattering experiments carried out in JRR-3M in 1996 fiscal year (I)

#### 4.4 保守・整備

##### 4.4.1 JRR-2 照射利用設備の保守・整備

###### 定期自主検査

本年度のJRR-2の定期自主検査は平成9年1月13日～平成9年6月30日の予定で行われた。JRR-2利用設備についてはこのうちの1月27日～2月14日の期間に、炉心内照射装置、垂直実験孔照射設備、気送管照射装置およびキャスク等について例年通りの保守点検を実施した。



#### 4.4.2 JRR-3M照射設備の保守・整備

平成8年度にはJRR-3M照射利用設備及び詰替セルについて、以下の保守・整備を実施した。

##### (1) 水力照射設備の保守

11月5日及び11月26日に発生した原子炉プール水の増加（ステップ状に約0.6 m<sup>3</sup>の流入）と水力照射設備の照射系との係わりについて調査を実施した。調査では、照射系のプロセス値（圧力、流量、温度、導電率、放射線モニター値）の変動及び照射系のサンプリング水中の放射性核種、導電率等を点検した。この結果、照射系水が原子炉プールに漏れ込んだと考えられる変動は見られなかった。

##### (2) 均一照射設備の整備

均一照射設備によるシリコン照射が定常的に実施されたのに伴い、照射ホルダーの線量当量率の増加を防止するため照射ホルダーは一定の使用期間後に交換することとしている。使用済の照射ホルダーを廃棄するまでの間保管するために、鉛10cm厚さの均一照射ホルダー保管容器を製作した。なお、この容器の保管ホルダー数は最大6本である。

##### (3) 実験利用棟詰替セルの整備

水力照射設備及び気送照射設備で照射するラビットの増加に伴い、廃棄する照射済キャプセル数も増加している。廃棄する照射済ラビットの放射能は中高レベルに分類され、廃棄物引き渡しには、ホットラボより運搬用キャスクを借用する等の制限から随時引き渡すことはできない。さらに、廃棄物を詰替セルに保管することはスペースを占有し、空間線量当量率を上昇させる等の点で詰替作業に支障を来す。このためこれらの廃棄物を一時保管する中高レベル廃棄物収納台車を一台製作した。

##### (4) 通過検出器及びラビット検出器の保守

1) 気送照射設備及び水力照射設備の原子炉プール内の配管にはラビットの通過を検出するために反射型光電交換式通過検出器が取り付けられている。この通過検出器2個の案内管フランジ部にわずかなリークが見られた。このリークの修理方法の一つとして、フランジ面間全体をシール性樹脂で充填する方法について模擬試験を行い修理の可能性を検討した。試験では市販されているウレタン樹脂とシリコン樹脂について充填性、硬化性、気密性、除去性等について調べた。その結果、両樹脂ともに上記調査項目に対して問題となる点は無いことを確認した。今後、耐放射線性、水への溶解性、水中耐久性等についてさらに調査する必要があると思われる。

2) 気送照射設備PN-1に設置されている透過型通過検出器(X16404)の基板に使用されているレーザダイオードが不良となったため交換修理を行った。

(H7年6月にも同様の交換修理を実施した。)

3) 通過検出器全体について年間を通じて光源強度調整、感度調整を行った。

4) 水力及び気送照射設備の挿入機の光電式ラビット検出器に感度が著しく劣化しているものが各1個見られたためこれらを予備品と交換した。

## (5) 放射線モニターの整備

実験利用棟詰替セル室の北側壁面にエリアモニタを購入し設置した。これは詰替セルから照射試料を取り出すとき、空間線量当量の上昇に異常がないかどうかを確認するためのものである。

## (6) 液体窒素貯槽設備の保守

昨年度と同様に原子炉建屋及びビームホールへの液体窒素供給用真空断熱配管の真空槽の真空引きを行い、断熱性能の向上を図った。また、基礎コンクリートの割れを補修した。

## (7) 照射利用設備定期点検

JRR-3M点検・保守期間及び定期自主検査期間に照射利用設備及び詰替セルについて、「定期点検の実施内容と頻度等の考え方」に則り定期点検を実施した。点検の結果、特に異状は無かった。なお、点検のうち特記すべき事項は以下のとおりである。

- 1) 照射済ラビットの取り出し時にラビットのひっかかりによると思われるオーバートルクが発生したHR-2の実利セル取出機の分解点検を行った。分解では、ラビット頭部がシールリングのエッジで切削された切削片数個が見られた。分解に伴い、ジスク及びシールリングは新品と交換した。分解点検後にはオーバートルクは発生していない。
- 2) 水力照射設備のイオン交換樹脂塔まわりのこし網3個を交換した。こし網には細粉化したイオン交換樹脂が付着していた。
- 3) 均一照射装置の装荷用キャスクの分解点検ではフリーベアーの交換、キーリング部の水滴拡散防止対策も行った。
- 4) 炉室内電動機起動盤、炉室内バルブ制御盤及び実利棟バルブ制御盤の内部に塵埃の流入が見られたため換気用給気口にフィルターを製作して取り付けした。
- 5) 水力照射設備の照射系の空気抜きは今回作成した要領書に基づいて行った。
- 6) 水力照射設備において、転送系挿入モードから照射系挿入モードへ移行する時にHR-1転送機(KV6106)の「インバータ異常」により、電動弁が停止する現象が発生したため電動弁駆動部カウンター(リミットスイッチ)の交換・調整を行った。
- 7) 電磁弁9台についてコイルを交換した。交換した使用済コイルの1つにサビの発生が見られたが他のコイルには異常は無かった。

## (8) 照射利用設備異常への対応

一昨年度に実施した照射利用設備異常調査の結果、シーケンスホールド等の制御系の異常はプロセス計算機への入力以前で発生している事が分かっており、その原因は制御用リレーの接触不良又は機器のリミットスイッチの作動不良と推定されていた。このため、本年度は制御用の100Vリレー全数を6月に交換した。その後リレーの接触不良等のリレーに起因する異常の発生は減少した。

#### 4.4.3 JRR-4 照射設備の保守・整備

JRR-4は濃縮度低減化対策のために平成8年1月から改造準備に入り、燃料の取り出しなどの作業を行っている。平成8年度、照射設備については、このJRR-4改造工事準備作業の一環として、炉心ブリッジが移動できるようにするための照射利用設備の一時撤去と、中性子ビーム設備設置のためのリドタンク高放射性物（ビスマス遮へい体）の撤去を行った。

##### (1) 照射設備の一時撤去

JRR-4の炉心内照射設備には、水力照射設備、簡易照射設備及び気送管照射設備があり、R I 生産、放射化分析、シリコン照射など広く利用されているものである。今回の改造工事では No. 1 プールの健全性確認や重水タンクの更新が計画されており、炉心タンク（炉心ブリッジ）の移動が必要となっている。このため、炉心タンクと接続されている照射設備及び照射筒は全て一時撤去することとなった。一時撤去したものは、更新するものと再使用するものに分けられ、再使用するものについては、放射線汚染のあるもの（または汚染の可能性のあるもの）と汚染の可能性が無くかつ測定の結果汚染のないものに分けることができる。再使用するものは、建家改修が終了し再度設置するときまで保管する必要がある。汚染のあるものについては、十分な養生を施した上で10号倉庫に保管し、汚染のないものについてはJRR-4保全区域内に設置した仮設テントに保管した。なお、精密機械部品については居室及び居室に準じた倉庫に保管し、操作盤、制御盤などの電気機器ラックについてはヘンデル建家に保管を依頼した。水力照射設備の詰め替え遮へいボックスについては重量物（約12トン）であることから、炉室に養生を施した上で保管することとした。再使用しないものについては廃棄物として適切に処置した。なお、高線量廃棄物の一部（Lパイプ本体及びSPND等）については、当面No. 2プールに保管し減衰を待って処分するものとする。

撤去作業は平成8年4月30日から平成8年5月17日まで、木村化工機（株）により実施された。登録作業者は12名で総人工数は96人日であった。本作業による有意な被ばくはなかった。

一時撤去した照射設備機器は以下のとおりである。

##### 1) 水力照射設備

詰め替え遮へいボックス	炉室に保管
水中ポンプ及び配管類	10号倉庫に保管
制御盤、操作盤	ヘンデル建家に保管
照射筒（Tパイプ）	No. 2プールに保管

##### 2) 簡易照射設備

昇降回転装置	JRR-1、106号室に保管
制御盤、操作盤	ヘンデル建家に保管
照射筒（S、Dパイプ）	No. 2プールに保管

##### 3) 気送管照射設備

プール内気送配管	10号倉庫に保管
カドミシヤッタ駆動装置	10号倉庫に保管

照射筒 No. 2 プールに保管

4) その他

キャプセル移送ライン	10号倉庫に保管
リグ取り出し窓	10号倉庫に保管
作業ステージ	仮設テントに保管
試料取り出し機	解体廃棄

(2) リドタンクビスマス遮へい体の撤去

JRR-4リドタンク実験設備は昭和61年に熱中性子照射場として整備され、平成8年1月まで共同利用に使用されたものである。JRR-4の燃料濃縮度低減化のための改造に伴い、このリドタンク実験設備を医療照射を目的としたビーム実験設備に改造する。このため、リドタンク実験設備を解体撤去した。今回撤去したのはリドタンク照射場に設置されているビスマス遮へい体及び遮へい体を兼ねた実験用台車である。これらは長期間中性子照射されているため一部は高線量となっている。このため、作業員の被ばく低減のため遮へい体を設置し治具などを用いて解体した。 $\alpha$ 核種(Po-210)を含むビスマス遮へい体廃棄物については遮へい付きの密封廃棄容器を製作・封入し、廃棄物処理場に搬出した。その他の廃棄物については、定型廃棄容器(S-II型 $3\text{m}^3$ 容器 $\times 2$ 基)を製作し、これに封入した。

1) ビスマス遮へい体の撤去

可能な限り純熱中性子場に近づけるため、リドタンク熱中性子柱最奥部に1m角で厚さ10cmのビスマス遮へい体を設置してあった。ビスマスは中性子捕獲断面積が小さく密度の高い物質( $\rho: 9.8$ )であるため、 $n/\gamma$ 比を高くするのに有効であった。この重量物(約1.1トン)であるビスマスを固定するためにステンレス性の固定枠を用い、これにくさびを打ち込み、くさびと枠を溶接することにより固定していた。このため、長期間の照射によりステンレス固定枠は放射化し(主にCo-60)最大表面線量は10mSv/hに達していた。1m角のトンネル内の奥部にくさび及び溶接により固定され遠隔操作等による作業が不可能であったため、防護遮へいを施した上で手作業によりこの固定枠撤去を行った。本工事において最も時間を要し、被ばくも大きかった工程である。固定枠撤去後ビスマス遮へい体をベニヤ板で養生した上でゴムタイヤ上に引き倒し、撤去した。これらの作業は熱中性子柱内部が汚染されていることを前提にするとともに、グラインダーによるステンレス固定枠の切断などを伴ったため、熱中性子柱のトンネル内部を全面養生し、リドタンク内にグリーンハウスを設置することにより汚染拡大を防いだ。

2) 実験用台車の解体

リドタンク熱中性子柱内の実験及び遮へいのため実験用台車がリドタンク内に設置されていた。この台車は運転中熱中性子柱内に納められているためその先端部は放射化している。その最大線量率は約1.2mSv/hであった。実験用台車は1m $\times$ 1.8m鉄板製の台車Aと1.4m $\times$ 1.2m $\times$ 1mのコンクリート遮へい体を乗せた台車Bからなる。放射化の高いものは先端部にある台車Aであるが、定型廃棄容器に対し大きいことから切断する必要があった。このため、リドタンク内にグリーンハウスを設置してその内部にて切断作業を行った。切断には極力粉末を生じない方法を採用し、主に切削(ドリル)により解体し

た。

### 3) 放射線管理

本解体は、当初より高線量空間における作業を余儀なくされることが、明らかだったため十分な検討を加えた作業要領計画を策定し、実作業に望んだ。作業計画における一人当たりの計画被ばく線量は、全身：2 mSv、手部：4.3 mSv、水晶体：8 mSvとした。作業は平成8年7月29日から8月20日の間に行われ、9名の作業員により延べ91人日の人工数を要した。作業は作業用遮へい体、遮へい防護衣の着用など不均等被ばくとなることが予想されていたため、胸部のフィルムバッチ、アラームメータ、TLDの他に、頭部にはTLD、ポケットドジメータ、手部にはリングバッジ、TLDを装着し集積被ばくを管理するとともに随時被ばく量を監視し、過大な被ばくのないよう管理した。本作業による集団被ばく線量は6.5 mSv・人（実効線量当量）であり、それぞれ各部位の個人最大被ばく量は以下のとおりであった。

リドタンクビスマス遮へい体撤去の被ばく量 (mSv)

	計画	実績
実効線量当量 (全身)	2	1.1
皮膚 (手)	4.3	2.9
水晶体	8	2.2

#### 4.4.4 共同利用実験室の保守・整備

##### (1) 放射化分析装置の定期点検

平成8年度における共同利用実験室の保守・整備として、放射化分析装置6台の定期自主検査を平成9年2月に実施した。作業内容としては、試料の自動交換及び検出器の位置設定を行うオートサンプルチェンジャー各部の点検調整を実施した。測定系については、高圧電源、アンプ、アナログデジタルコンバータ(ADC)、多チャンネル波高分析器(MCA)等の点検調整を実施後、各検出器の分解能と効率を測定した。また、データ処理装置の出力機能等の動作確認を行い、異常のないことを確認した。

放射化分析装置の一覧及び今回測定された検出器の分解能及び効率をTable 4.4.1 に示す。

##### (2) JRR-1、No. 2放射化分析装置用Ge検出器の更新

No. 2放射化分析装置用Ge検出器の分解能が若干劣化し、従来は分析可能であった核種の検出が出来なくなった。このため、平成8年10月にGe検出器の更新作業を行った。新Ge検出器は、かねてより利用者から要望のあった、効率が大きい型式(旧検出器 15.0%→新検出器 22.1%)のものに変更した。これにより、測定時間の短縮が図れるなどの成果が得られた。

##### (3) JRR-1、No. 1放射化分析装置オートサンプルチェンジャー用リフターの更新

放射化分析装置オートサンプルチェンジャー用リフターは、分析試料に対する検出器の位置を変化させるための機器である。JRR-1、No. 1放射化分析装置オートサンプルチェンジャー用リフターは、駆動部シリンダーの不良により位置ずれを生じ、試料の分析精度に悪い影響を及ぼしていた。このため、平成9年3月にリフターの更新作業を行った。

Table 4.4.1 Apparatuses for Neutron Activation Analysis

放射化分析装置名	JRR-1実験室 1号機	JRR-1実験室 2号機	JRR-3M実験室	JRR-3M放射化分析室 短寿命核種測定用	JRR-3M放射化分析室 開封測定用	JRR-4実験室	ホット棟実験室
遮蔽体	オートサンプル チェンジャ付き φ110mm×H111mm	オートサンプル チェンジャ付き φ110mm×H111mm	オートサンプル チェンジャ付き (大型試料測定可) φ110mm×H111mm φ150mm×H150mm	P N-3 気送管直結型	手動開閉型 上向き 200mm×200mm×200mm	手動開閉型 横向き 200mm×200mm× 500mm	オートサンプル チェンジャ付き 1 5 φ110mm×H111mm
試料数 試料大きさ	1 5 φ110mm×H111mm	1 5 φ110mm×H111mm	1 5 (1) φ110mm×H111mm φ150mm×H150mm	1 P N-3 気送子	1 200mm×200mm×200mm	1 200mm×200mm× 500mm	1 5 φ110mm×H111mm
検出器 分解能 <sup>*1</sup> 効率	CANBERRA GX1519 1.84keV(1.9) 15.3% (15)	CANBERRA GX2018 1.74keV(1.8) 22.1% (20)	CANBERRA GX1519 1.82keV(1.9) 16.9% (15)	CANBERRA GC1819 2.17keV(1.9) <sup>**2</sup> ---- % (18) <sup>**3</sup>	CANBERRA GX1519 1.89keV(1.9) ---- % (15%) <sup>**3</sup>	ORTEC GMX-10200 2.34keV(2.2) <sup>**4</sup> 21.2% (20%) <sup>**4</sup>	CANBERRA GX1519 1.88keV(1.9) 17.3% (15)
MCA	CANBERRA 3502T	CANBERRA 3502T	CANBERRA 3503	CANBERRA 9503	CANBERRA 9503	CANBERRA 3503	CANBERRA 3502
ピン電源	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000
アンプ	CANBERRA 2021	CANBERRA 2020	CANBERRA 2024	CANBERRA 2024	CANBERRA 2024	CANBERRA 2020	CANBERRA 2021
高圧電源	CANBERRA 3105	CANBERRA 3105	CANBERRA 3106B	CANBERRA 3106B	CANBERRA 3106B	ORTEC 495	CANBERRA 3105
高圧バッファ	NAIG D-133S	NAIG D-133S	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵	NAIG D-133S	NAIG D-133S
A D C	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077
液体窒素モニタ	CANBERRA 1786	ﾌﾞﾘｯﾌﾟ内蔵型	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786		CANBERRA 1786	CANBERRA 1786
データ処理装置	PC-9801DA	PC-9801DA	PC-9801RX	PC-9801N	PC-9801N	PC-9801VX	PC-9801RX
データ解析ソフト	PC/GAMMA	PC/GAMMA	PC/GAMMA	PC/GAMMA	PC/GAMMA	PC/GAMMA TMCA	PC/GAMMA
備考				MCA及びデータ処理装 置部は開封測定用と共有	MCA及びデータ処理装 置部は短寿命核種測定用 と共有		特性測定用であり 共同利用には供さ れていない。

\* 1 分解能(1332.5keVにおける半値幅)、効率(1332.5keVにおける3°×3°NaIに対する割合)は1997年2月に測定したもの。( )内はカタログ値

\* 2 参考データ(線源強度が強すぎたため、分解能が悪く測定された可能性がある。)

\* 3 線源と検出器の距離を正確に再現できなかったため。 \* 4 1996年2月に測定したもの。

This is a blank page.



## 5. 研究炉に関する工学的開発研究

---

Research and Development on  
Research Reactor Engineering

This is a blank page.

## 5.1 高性能新型研究炉の開発研究

### 5.1.1 高中性子束炉心の核的検討

熱出力100MWでインポリュート型板状燃料を用いた高中性子束炉心の核設計計算を行い、その炉心核特性について検討を行った。炉心の仕様としては、最大熱出力100MW、芯材にはシリサイド燃料を用いた単燃料要素炉心タイプのインポリュート型板状燃料炉心とした。減速材流路幅、減速材材質、炉心体積、燃料芯材ウラン密度等をパラメータとして、高中性子束が得られ、かつ必要な運転サイクル長さを確保できる炉心設計を試みた。設計計算には、SRACコードシステムを用いた。

#### (1) 減速材流路幅および減速材材質の検討

減速材に重水および軽水を用い、それぞれの場合について、減速材流路幅を1mmから5mm程度まで変化させながら、格子計算による無限増倍率および全体系計算による実効増倍率の変化を調べた。その結果、減速材に軽水、流路幅は1mmの組み合わせがもっとも高い炉心実効増倍率を得られることが分かった。

#### (2) 炉心体積の検討

燃料芯材中のウラン密度を6.4g/ccとして、二週間以上の運転サイクルを達成するために必要な炉心体積をサーベイした。その結果、炉心体積約40ℓ程度で、十分な過剰反応度が得られることが分かった。

#### (3) 制御棒材質の検討

制御棒の形状は、円環状とし、炉心中央部分に設置することとした。材質としては、天然ボロン入りSUS、ハフニウム、 $B_4C$ 等について検討を行ったところ、 $B_4C$ がもっとも制御能力を有することが判明した。

#### (4) 可燃性毒物の検討

補助的な反応度制御材として可燃性毒物を用いることとし、Gdを燃料ミート中に一様に添加することとし、その添加量について検討を行った。

#### (5) ウラン密度の検討

ウラン密度を6.0g/ccに減少させた場合について検討を行い、十分必要な過剰反応度が得られることを確認した。

#### (6) 反応度係数の検討

減速材ボイド、減速材温度、燃料温度の各反応度係数の検討を行った。その結果、減速材ボイ

ド係数と、燃料温度係数については常に負の値をとり問題がないが、減速材温度係数のみ可燃性毒物であるGdの添加量によって正の値を取ることが分かった。そこで、減速材温度係数が負となるGd添加量の検討を行った。

以上の様な検討を行い、下記に示す高性能新型研究炉の炉心設計案を提案した。また、その核特性解析結果から、同炉心は核的に十分な安全性をもつことが示された。

型式：	インポリュート板状燃料炉心（単燃料要素炉心）
冷却・減速材：	軽水
反射体：	軸方向－軽水、径方向－重水
炉心体積：	約42 l
炉心半径：	内径8cm、外径17cm
炉心高さ：	60cm
燃料板枚数：	219枚
燃料芯材：	シリサイド燃料 (U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al)
燃料ウラン密度：	6.0g/cc
燃料ウラン濃縮度：	19.8%
制御棒：	円環状B <sub>4</sub> Cプレート
可燃性毒物：	Gd
最大熱中性子束：	2×10 <sup>15</sup> (n/cm <sup>2</sup> s)以上
運転サイクル長さ：	2週間以上

## 5.1.2 高性能新型研究炉用限界熱流束相関式の開発

昨年度までに開発した限界熱流束(CHF)相関式をFig. 5.1.1に示すと共に、以下にこれらの相関式を記す<sup>(1),(2),(3)</sup>。

$$q_{CHF,1}^* = 0.005 |G^*|^{0.611} \left( 1 + \frac{5000}{|G^*|} \Delta T_{SUB,o}^* \right) \quad (1)$$

$$q_{CHF,2}^* = \frac{A}{A_H} \Delta T_{SUB,in}^* |G^*| \quad (2)$$

$$q_{CHF,3}^* = 0.7 \frac{A}{A_H} \frac{\sqrt{W/\lambda}}{\left[ 1 + (\rho_g / \rho_l)^{1/4} \right]^2} \left\{ 1 + C \cdot \Delta T_{SUB,in}^* \right\} \quad (3)$$

ここで、

$$C = 3.0$$

$$G^* = \frac{G}{\sqrt{\lambda g \rho_g (\rho_l - \rho_g)}}$$

$$q_{CHF}^* = \frac{q_{CHF}}{h_{fg} \sqrt{\lambda g \rho_g (\rho_l - \rho_g)}} \text{である。}$$

Fig. 5.1.1に示すように、垂直矩形流路におけるCHF特性を質量流束に応じて3つの領域を定義し、それぞれの領域において使用すべきCHF相関式を提案した。すなわち、対向二相流落水制限(Counter-Current Flow Limitation: CCFL)と密接な関係にある質量流束が零のフラッディングの場合を含めて小さい場合には上昇流、下向流いずれの場合もフラッディングによりCHFが決定される第1の領域(Region I)。無次元質量流束 $G^*$ がこれより大きく圧力が4MPa以下の比較的低下な場合、下向流のCHFが上昇流に比べて小さくなる第2の領域(Region II)。さらに $G^*$ が大きくなると上昇流と下向流とでCHFに差異は無く、流路出口のサブクール度が支配的になる第3の領域(Region III)である。それぞれの領域において使用すべき相関式は、Region Iでは(3)式、Region IIの上昇流では(1)式(但し、出口サブクール度は0)、Region IIの下向流(Region II')では(2)式、Region IIIでは(1)式である。

これらの、CHF相関式の開発は、高性能新型研究炉の設計で使用するために実施してきたものであるが、既存の研究炉にも適用可能であり、特に(3)式に関しては、これまで定量的に明確になっていなかった、流路入口サブクール度の効果を取り入れたものである。これまでの研究炉の設計では、(3)式を適用すべき領域においては、保守的にサブクール度による影響は相関式の誤差に含まれるものとして以下に示す(4)式を用いてきた。

$$q_{CHF,3}^* = 0.7 \frac{A}{A_H} \frac{\sqrt{W/\lambda}}{\left[ 1 + (\rho_g / \rho_l)^{1/4} \right]^2} \quad (4)$$

平成8年度は、JRR-4の設置変更(燃料の低濃縮化)及びJRR-3Mの設置変更(シリサイド燃料

化)に関連して、(3)式を設計に取入れた場合、既存の(4)式を用いた場合と比較してこれまでの設計の保守性を定量的に評価した。

JRR-4は、高濃縮ウランアルミニウム合金燃料を用いた軽水減速・冷却、黒鉛反射体付きのプール型研究炉であり、熱出力は3.5MWである。現在、低濃縮ウランシリサイドアルミニウム分散型燃料(シリサイド燃料)を用いた低濃縮化計画が進められており、1998年には運転が再開される予定である。

JRR-3Mは、低濃縮ウランアルミニウム分散型燃料を用いた軽水減速・冷却、ベリリウム及び重水反射体付きのプール型炉であり、熱出力は20MWである。現在、低濃縮シリサイド燃料を用いるべく、炉心のシリサイド化計画が進められており、JRR-4と同様に1998年からは、シリサイド燃料を用いた運転が行われる予定である。

前述のように、これまでの研究炉の熱水力設計及び安全評価では、限界熱流束の計算に(1)式(但し、出口サブクール度は0)、(2)式及び(4)式を用いており、設計の限界及び安全性を判断する基準の一つとしてDNBR(限界熱流束と最大熱流束との比)を採用している。Table 5.2.1にJRR-4の運転時の異常な過渡変化時の解析結果一覧を示す。

Table 5.1.1に示すように、JRR-4ではDNBRの観点から、また、燃料温度の観点からも、最も厳しい事象が「商用電源喪失」であることがわかる。JRR-4では、「商用電源喪失」時には、他の高出力研究炉とは異なり非常用ポンプあるいは補助ポンプを持たない(安全評価解析の結果からこれらのポンプの必要性がない)ために、商用電源の喪失に伴う1次冷却材ポンプの停止後に、炉心部では「流れの逆転」が生じ、この際にDNBRが最も小さくなる。この時のDNBR熱流束の計算に(4)式が用いられている。前述のように(4)式は、保守的にサブクール度による影響は相関式の誤差に含まれるものとして設計に適用している。このため、ここでは、新たに提案した(3)式を適用した場合に、現在の設計の保守性を定量的に明らかにした。JRR-3Mに関しても、同様に「商用電源喪失」を取り上げ、現在の設計の保守性を定量的に評価した。

Fig.5.1.2に、JRR-4の「商用電源喪失」時における原子炉出力、1次冷却材流量及びDNBRの解析結果を過渡変化開始から25秒後まで示す。解析には、THYDE-Wコード<sup>(4)</sup>を用いた。DNBRは、Eq.(3)及びEq.(4)を用いて解析した結果を比較のために示した。本過渡変化では、原子炉停止後の崩壊熱及び炉心冷却材流量の変化が解析結果に支配的な影響を及ぼす。最小DNBRはEq.(3)、Eq.(4)のいずれを用いた場合でも、炉心部で流れの逆転が生じる寸前に計算されており、それぞれ2.2及び1.6である。これらの違いは、流路入口サブクール度を考慮したことによるもので、この時の流路入口サブクール度 $\Delta T_{SUB,in}$ は約70°C、 $\Delta T_{SUB,in}^* [= Cp\Delta T_{SUB,in} / h_{fg}]$ は約0.13と計算される。このため、Eq.(3)右辺の $(1 + 3\Delta T_{SUB,in}^*)$ は約1.39となり、Eq.(3)を用いて計算されたDNBRが約1.39倍大きくなっているものである。

JRR-4では、熱出力3.5MW定格出力運転時の最小DNBRが約3.1、燃料板表面最高温度が約111°C、燃料板表面における沸騰開始(ONB)温度が約125°Cである。また、「商用電源喪失」事象以外の運転時の異常な過渡変化時の解析結果は、Table.5.1.1に示すように、最小DNBRを始め、燃料芯材最高温度等、運転時の異常な過渡変化時の安全性を判断基準に対して余裕がある。このため、Eq.(3)を用いた本解析結果は、冷却系などの設計変更の必要性はあるものの、炉心の仕様変更な

しに、熱出力を約1.4倍にできる可能性を示している。

Fig.5.1.3に、JRR-3Mの「商用電源喪失」時における原子炉出力、1次冷却材流量及びDNBRの解析結果を過渡変化開始後178分から182分まで示す。DNBRは、JRR-4の場合と同様に、Eq.(3)とEq.(4)を用いて解析した結果を共に示した。本解析では、商用電源喪失3時間後に炉心冷却用の補助ポンプを停止したと仮定している。DNBRは、炉心部で流れの逆転が生じる際に最小となり、Eq.(3)を用いた場合5.5、Eq.(4)を用いた場合4.0と計算された。この時の流路入口サブクール度 $\Delta T_{SUB,in}$ は約70°C、 $\Delta T_{SUB,in}^*$ は約0.13となる。このため、Eq.(3)右辺の $(1 + 3 \Delta T_{SUB,in}^*)$ は約1.39となり、Eq.(3)を用いて計算されたDNBRが約1.39倍大きくなる。本解析結果は、Eq.(4)を用いた場合でも、炉心内で流れの逆転が生じる際の崩壊熱が十分小さく、DNBRに関する運転時の異常な過渡変化時の判断基準「最小DNBR 1.5以上」に対して十分な余裕を持っているが、本解析結果は、さらに余裕があることを示している。

### 記号

$A$	: 流路面積	(m <sup>2</sup> )
$A_H$	: 加熱面積	(m <sup>2</sup> )
$g$	: 重力加速度	(m/s <sup>2</sup> )
$G$	: 質量流量	(kg/m <sup>2</sup> s)
$G^*$	: 無次元質量流量	(-)
$h_{fg}$	: 蒸発潜熱	(kJ/kg)
$q_{CHF}$	: 限界熱流束	(kW/m <sup>2</sup> )
$q_{CHF}^*$	: 無次元限界熱流束	(-)
$\Delta T_{sub,in}^*$	: 無次元流路入口サブクール度	(-)

$$= \left\{ \frac{C_p(T_{sat} - T_b)}{h_{fg}} \right\}_{in}$$

$\Delta T_{sub,out}^*$	: 無次元流路出口サブクール度	(-)
------------------------	-----------------	-----

$$= \left\{ \frac{C_p(T_{sat} - T_b)}{h_{fg}} \right\}_{out}$$

$T_b$	: 冷却材バルク水温	(°C)
$T_{sat}$	: 冷却材飽和水温	(°C)
$W$	: 流路幅	(m)
$\rho_f$	: 冷却材密度	(kg/m <sup>3</sup> )
$\rho_g$	: 蒸気密度	(kg/m <sup>3</sup> )

$$\lambda = \sqrt{\frac{\sigma}{(\rho_f - \rho_g)g}} \quad (\text{m})$$

$\sigma$	: 表面張力	(N/m)
----------	--------	-------

## 参考文献

- (1) Sudo, Y., et al., "Experimental Study of Differences in DNB heat-flux between upflow and Downflow in a vertical channel", J. Nucl. Sci. Technol. 22(8), (1985), pp 604-618.
- (2) Sudo, Y. and Kaminaga, M., "A New CHF Correlation Scheme Proposed for Vertical Rectangular Channels Heated From Both Sides in Nuclear Research Reactor" Trans. ASME., J. of Heat Transfer, 115 (1993), pp426-434
- (3) 神永 雅紀, 数土 幸夫, "垂直矩形流路におけるCCFL時の限界熱流束-入口サブクール度及び出力分布の影響-", 日本機械学会東北支部一関地方講演会講演論文集, pp.154-155, (1995).
- (4) Y. Asahi, K. Matsumoto and M. Hirano, "THYDE-W: RCS (Reactor-Coolant System) Analysis Code", JAERI-M 90-172, (1990).

## 5.1.3 研究炉用アルミニウム合金の照射試験

高性能新型研究炉開発の一環として、最も主要な構造材であるアルミニウム合金について、強度、靱性に及ぼす中性子照射の影響を調べるため、平成3年度よりJRR-3において照射試験を開始した。本年度末までに実施した試験材料及び照射サイクルは以下のとおりである。

	非照射材	1サイクル照射	5サイクル照射	10サイクル照射
A5052母材試験片	平成3年度	平成5年度照射開始	平成3年度照射開始	平成7年度照射開始
A5052溶接試験片	平成4年度	平成5年度照射開始	平成4年度照射開始	
A6061母材試験片	平成4年度	平成6年度照射開始	平成4年度照射開始	
A6061溶接試験片	平成5年度	平成6年度照射開始	平成6年度照射開始	

なお、平成7年度に開始した10サイクルの照射は現在照射中で、平成9年度第2サイクルまでの予定であり、その他の照射後試験は、ほとんどが本年度中に終了した。現在、それらを取りまとめているところである。

これと並行して、老朽化した研究炉の寿命評価を行う場合や今後高性能新型研究炉の開発を目指すに当り、照射脆化を考慮した脆性破壊評価が研究炉の安全評価上必要となってくることが予想されており、そのため、アルミニウム合金の非破壊的中性子照射脆化検出法の調査を行っている。本年度は、これまでの調査で有望と評価された超音波法について実験的検討を行った。中性子照射を模擬した圧延処理及び熱時効処理したアルミニウム合金で超音波特性を把握し、さらに、照射材のデータを取得し、強度変化との関連性を検討した結果、超音波波形測定において、照射したアルミニウム合金に対しても物性変化の検出に有効であることが示された。



Table 5. 1.1. Anticipated operational transients analytical results of JRR-4  
(Using previous CHF correlations)

Anticipated operational transient	Minimum DNBR (-)	Maximum fuel meat temperature (°C)	Maximum fuel surface temperature (°C)	Maximum coolant temperature (°C)	Thermal stress of fuel plate (kg/mm <sup>2</sup> )
Withdrawal of control rods at start-up	3.0	114	112	54	0.36
Withdrawal of control rods at rated power operation	2.8	119	117	56	0.34
Reactivity insertion by removal of irradiation samples	2.5	124	122	56	0.42
Reactivity insertion by cold water insertion to the core	41.1	46	46	41	0.03
Primary pump failure and flow coast-down	2.6	121	120	57	0.31
Secondary pump failure and flow coast-down	2.9	115	113	58	0.31
Loss of commercial electric power supply	1.6	128	127	95	0.31
Safety criterion	> 1.5	< 400	-	< saturation temperature	< 5.7

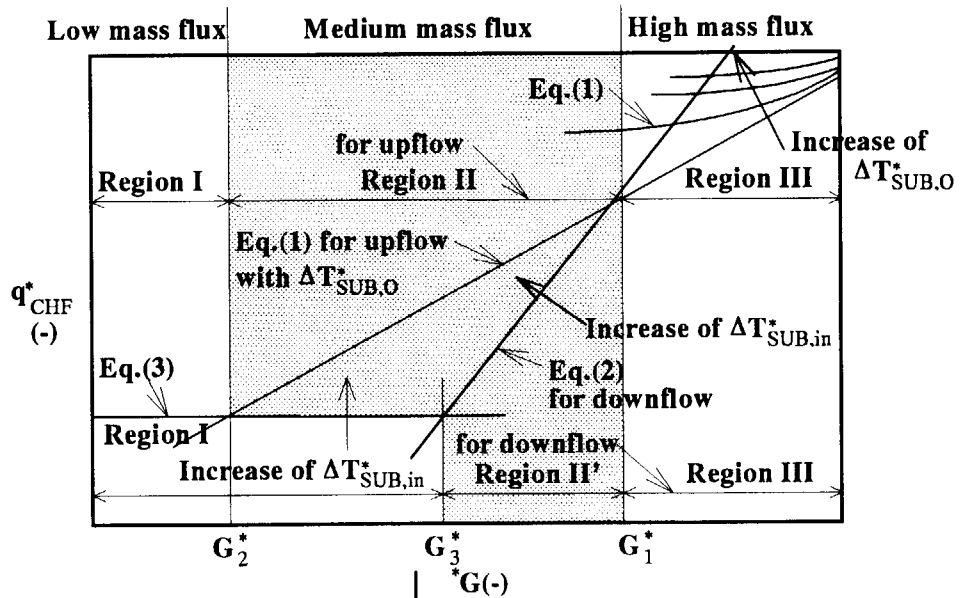


Fig. 5.1.1 Illustration of CHF correlations scheme for upward and downward flows in vertical rectangular channels.

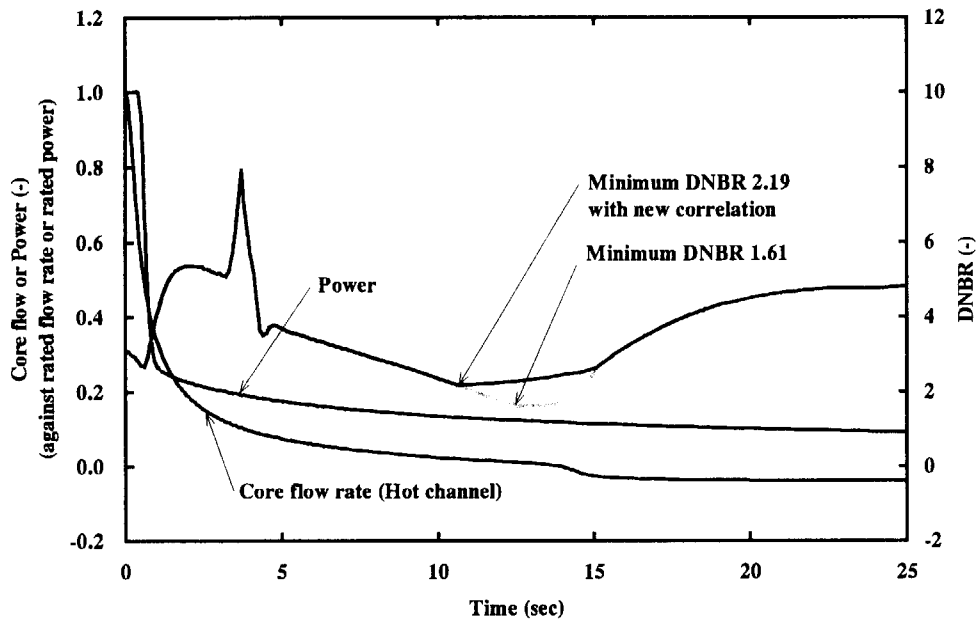


Fig. 5.1.2 "Loss of commercial electric power supply" analytical results for JRR-4, Comparison of DNBR between predicted by Eq.(3) and Eq.(4).

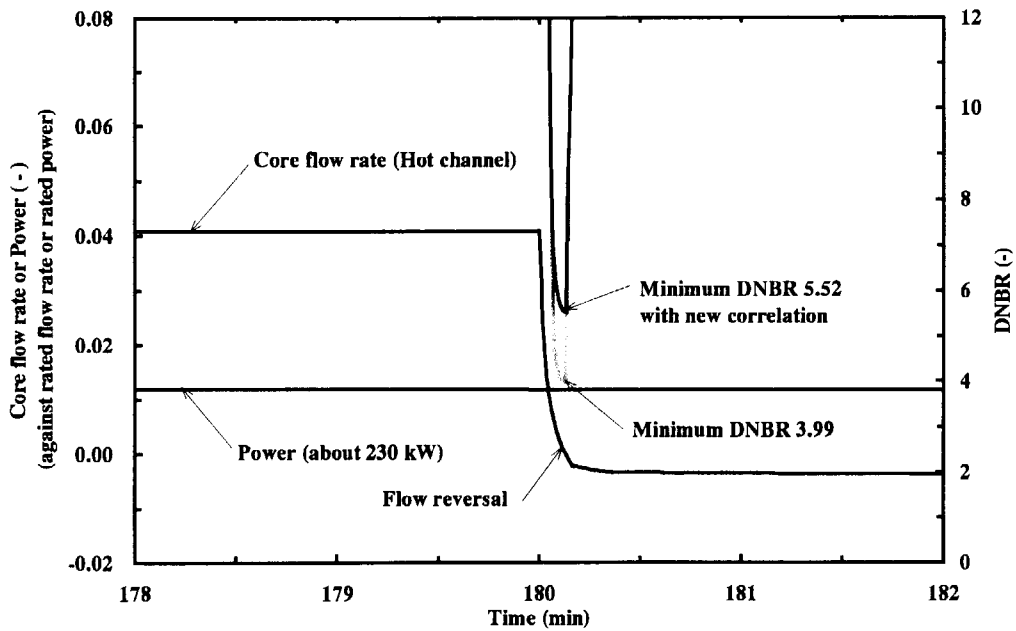


Fig. 5.1.3 "Loss of commercial electric power supply" analytical results for JRR-3, Comparison of DNBR between predicted by Eq.(3) and Eq.(4).

## 5.2 中性子光学デバイスの開発研究

### (1) マルチキャピラリー中性子レンズの開発

中性子集束ビームを開発し、中性子強度を増加させ即発 $\gamma$ 線放射化分析の微小領域分析等への応用を図ることを目的として、マルチキャピラリーファイバーを用いた中性子レンズの開発を進めている。中性子レンズは、多数の中空ガラス管を1点の焦点に向かうように配置したものである。これは、中性子がガラス管表面で全反射することを応用したもので、ガラス管がある曲率をもって曲がっていれば、結果的に中性子は何度も反射しながら中空管の中を曲がりながら輸送されるというものである。

マルチキャピラリーファイバーの断面をPhoto 5.2.1に示す。本年度試作したファイバーの有効直径は0.3mmでファイバー内にはチャンネル内径10 $\mu$ mの中空孔が約1000個開いている。中性子は、この滑らかな毛細管内面を何回も全反射しながら輸送される。前年度までに行った直線上に配置したファイバーの中性子輸送効率測定では、ファイバーに全反射臨界角以内の熱中性子(波長2 $\text{\AA}$ )を入射させ、ファイバー長さをパラメータとして出口での強度を測定したところファイバーの全反射臨界角が1.1mrad/ $\text{\AA}$ 、内面反射一回あたりの平均反射率は0.97と高い反射率を示すことが分かっている<sup>1)</sup>。

Photo 5.2.2は、中性子レンズの試作品を示したものである。この試作品では、1本の長さが12cmのマルチキャピラリーファイバー(有効直径0.3mm、チャンネル内径10 $\mu$ m)を、110本束ねた構成になっている。各々のファイバーは、1つの焦点に向かうように精密加工により支持体を開けた穴に挿入されており、最大60cmの曲率半径で曲がっている。最外周のファイバーをとおって輸送される中性子の最大波長は5.6 $\text{\AA}$ である。

集束実験は、JRR-3Mの冷中性子導管出口で、2 $\times$ 5cm<sup>2</sup>の冷中性子ビームを集束させる実験を行った。集束実験では、中性子強度の変化をサブミリメートルの位置分解能で測定する必要があるため、中性子検出器には、原研で開発された中性子イメージングプレート(位置分解能0.2mm、ダイナミックレンジ1:10<sup>5</sup>)を用いた。Fig.5.2.1は中性子レンズ焦点付近における中性子強度の2次元分布を示す。この実験の結果、1mm<sup>2</sup>当たりの中性子強度をレンズが無い場合の同じ位置の強度の10倍に増加させることに成功した<sup>2)</sup>。今後は、ファイバーの有効直径を0.1mm程度まで減少させた極微小ビームの開発とこれを利用した即発 $\gamma$ 線放射化分析、中性子顕微鏡などへの応用を図っていく予定である。

### (2) 多層膜スーパーミラーの開発

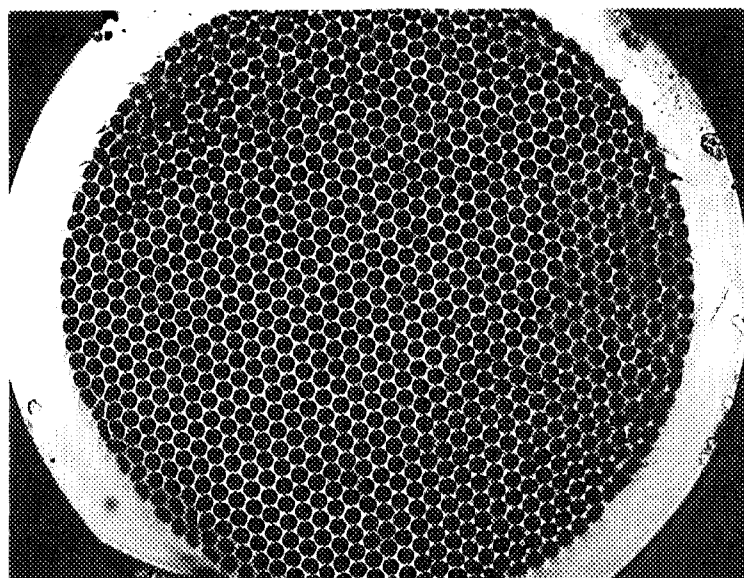
スーパーミラー中性子導管、冷中性子モノクロメータ等の開発を目的として、Ni/Tiスーパーミラーの開発を行っている。Ni/Tiスーパーミラーは、中性子に対する正の中性子散乱長を有するNiと負のTiを対層とした非等厚周期の人工多層膜である。低エネルギー中性子は、物質波(ドブロイ波)として波動性を顕著に示すため、当該多層膜スーパーミラーでブラッグ反射を起こし、ニッケル膜の全反射に比べて、より高いエネルギーの中性子を大きな有効臨界角で反射することができる。本件の開発課題は、Ni膜の結晶粒成長に起因した界面粗さおよびNiのTi層への拡

散が多層膜の構造を劣化させ中性子反射率を低下させる点であった。この問題を解決するため、昨年までにNi膜にCを混入させたNiC/Ti化合物多層膜を開発し、中性子反射率95%以上のスーパーミラーを開発することに成功した。

本年度は、冷中性子用モノクロメータの開発の一環として、NiC/Ti (周期 $d=40\text{\AA}$ , 100対層)の試作及び特性測定を行った。多層膜はイオンビームスパッター法を用い、シリコン基板(100mm $\times$ 100mm、表面粗さ:2~3 $\text{\AA}$ rms)上に作成した。Photo. 5. 2. 3に基板付近のNiC/Ti多層膜のTEM断面写真(直接倍率 $\times 400,000$ )を示す。測定にはH-9000NAR(日立製)透過型電子顕微鏡(加速電圧300KV)を使用した。Photoより、膜厚が33 $\text{\AA}$ で膜厚比は1.5であることが分かった。多層膜は膜厚が非常に薄いにもかかわらず良好な膜層構造を示しているのが観察される。NiC層はアモルファス構造を示し、Ti層は微結晶を示している。Ti層の微結晶による界面粗さに起因して膜構造にうねりが発生しているのが観察される。Fig 5. 2. 2に中性子反射率測定結果を示す。測定はJRR-3M冷中性子導管C2-1の中性子反射率計(使用波長は3 $\text{\AA}$ )で行った。Figより中性子反射率はQ=0.165で10%の高い反射率を示している。低Q領域の小さなピークは $\lambda/2$ の反射成分である。細線は理想的な多層層構造にもとづく理論値である。

#### 参考文献

- (1)K. Soyama, N. Minakawa, T. Atsumi, T. Kodaira, J. of Nucl. Sci. and Tech. Vol. 32 No. 1 (1995)
- (2)曾山和彦、鈴木正年、皆川宣明、渥美卓治、第4回中性子シンポジウム(1996)



× 100

Photo. 5.2.1 Cross-sectional image of multicapillary fiber  
(Diameter : 0.5mm, Effective diameter : 0.3mm)

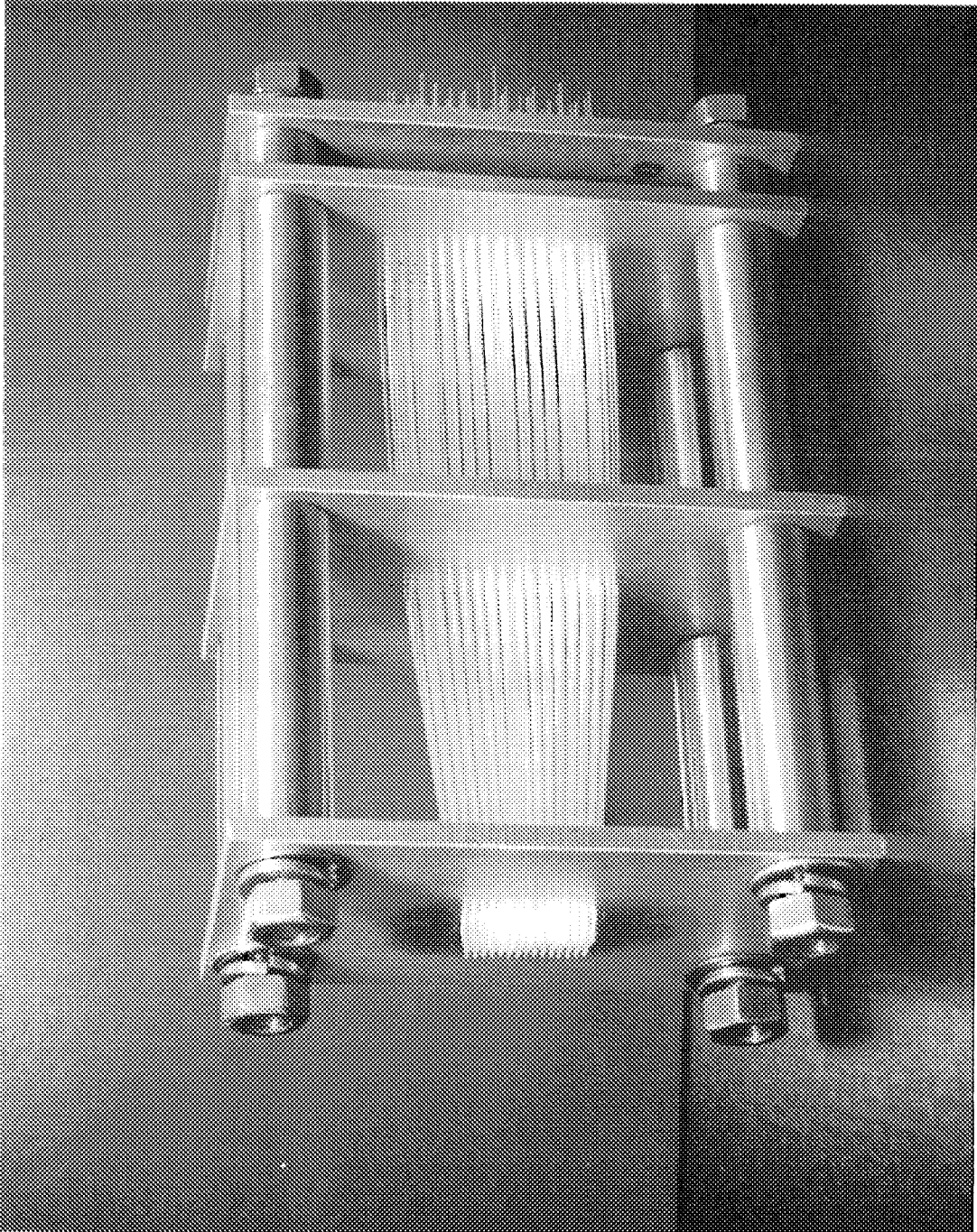
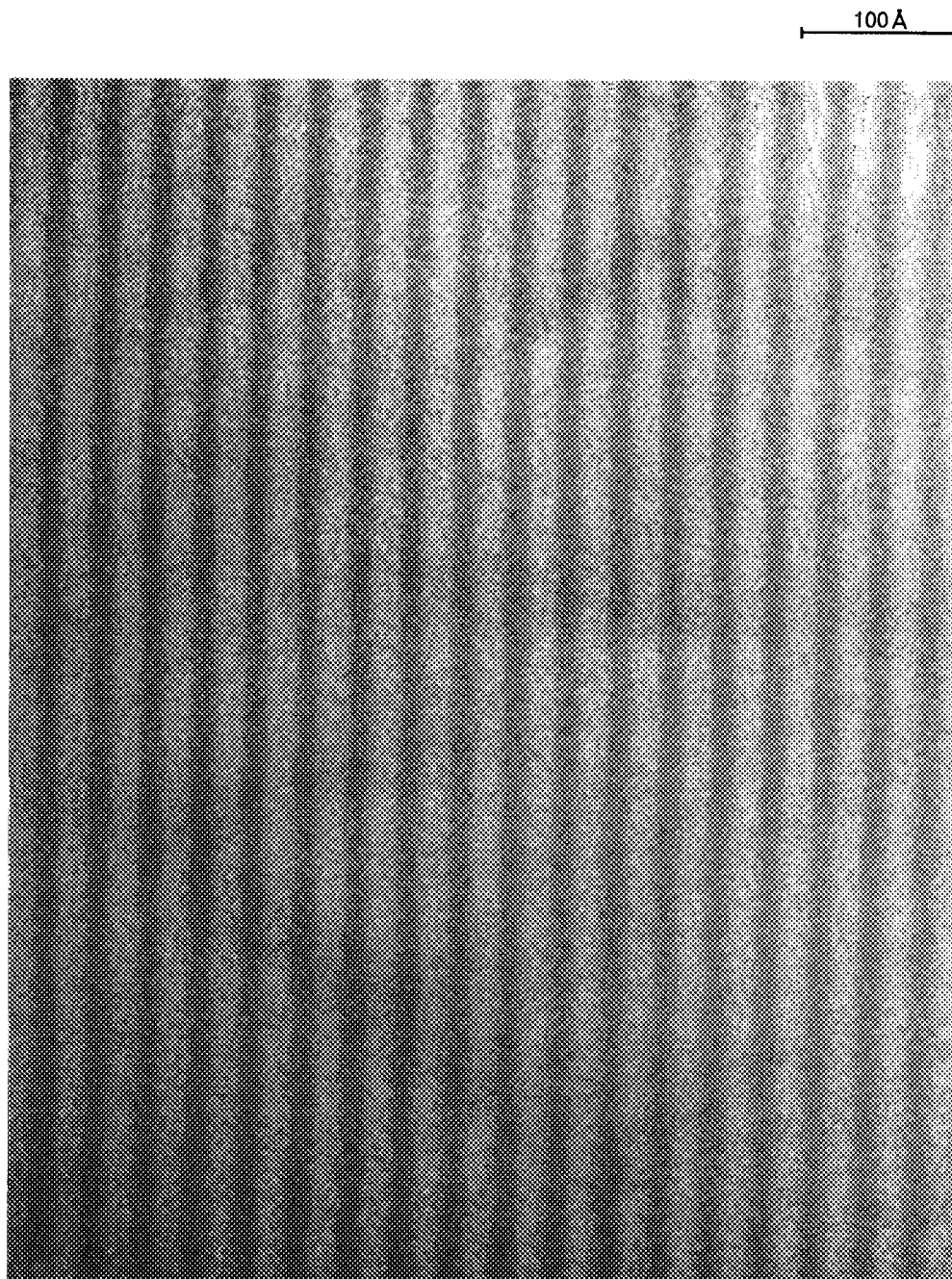


Photo. 5.2.2 Multicapillary neutron lens ( Total length : 12 cm )



**Photo. 5.2.3 TEM image of NiC/Ti multilayer consist of 100 bilayers with a period of 40Å  
(Center region of multilayer)**

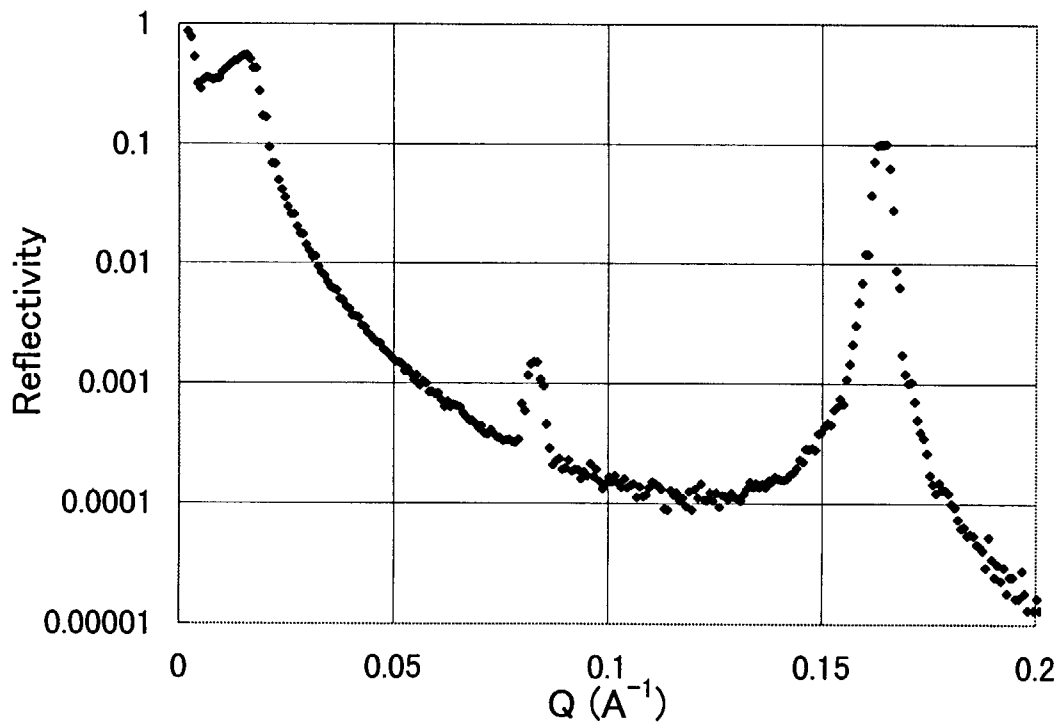


Fig.5.2.1 Two-dimensional neutron profile of multicapillary neutron lens at focal point.

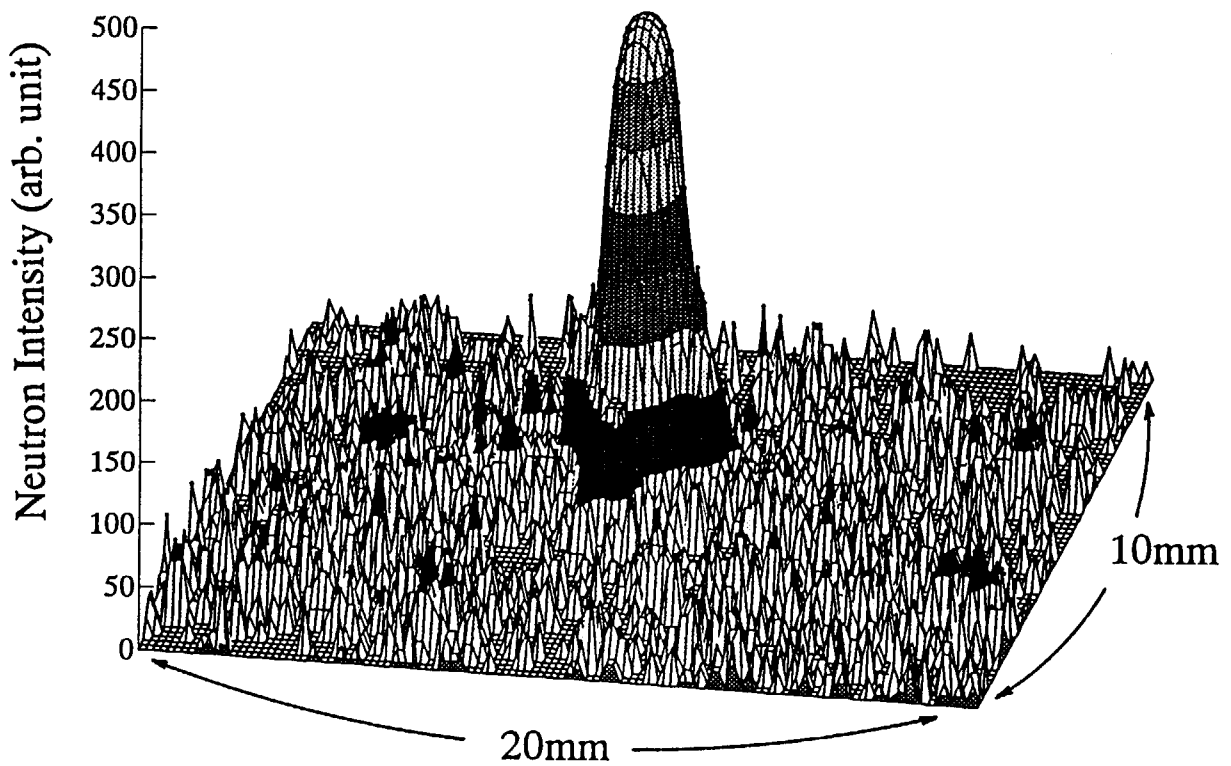


Fig.5.2.2 Neutron reflectivity profile of NiC/Ti multilayer consist of 100 bilayers with a period of  $40\text{\AA}$



### 5.3 新型冷中性子源の開発

#### (1) 概要

冷中性子源は、液体水素（20 K）等の減速材を原子炉の反射体内に設置し、原子炉から発生するエネルギーの高い中性子を  $meV$  以下に減速させるシステムである。本研究では高性能新型研究炉及び JRR-3M の新型冷中性子源装置の減速材容器の最適形状を検討するため、液体水素減速材容器の厚さ及び形状を変化させた場合の減速材容器の後方における冷中性子束ならびに冷中性子ゲインを、3次元モンテカルロ計算コード MCNP4 を用いて計算した。

#### (2) 計算内容

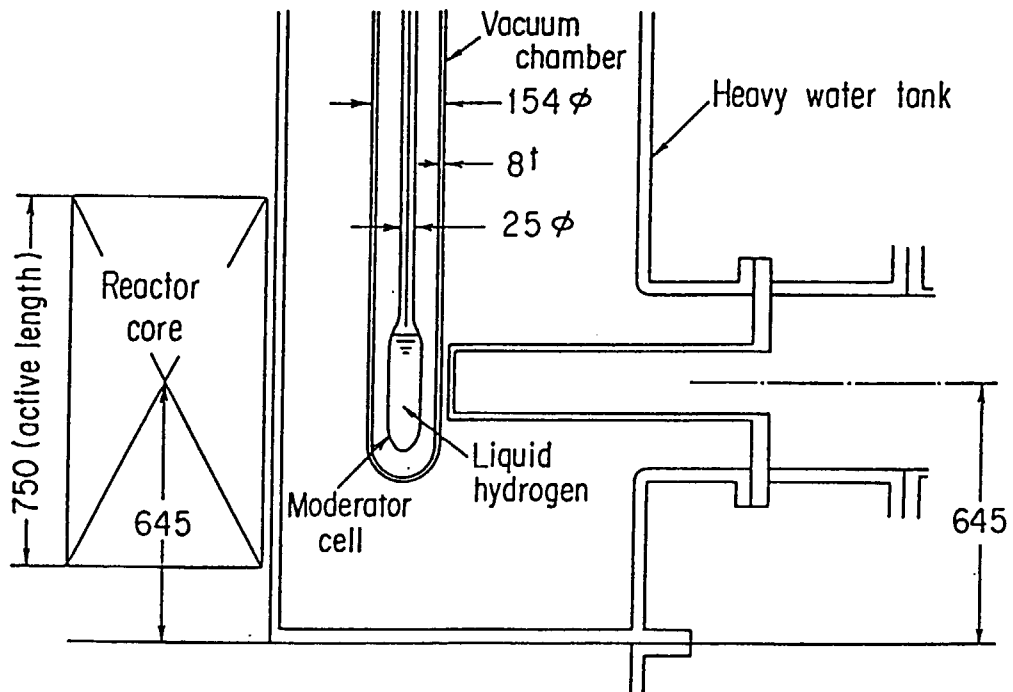
MCNP4 で使用した液体水素の  $1 meV$  までの断面積は、ENDF-B/VI の断面積ライブラリーから NJOY コードを使用して作成した。計算は、MCNP4 を用いて減速材容器後方での冷中性子スペクトル及び中性子ゲインを計算した。中性子ゲインは液体水素のある場合の中性子スペクトルを無い場合の中性子スペクトルで割り算して求めた。計算モデルは、可能な限り既存形状に近いものとした。計算モデルを Fig.5.3.1 に示す。計算範囲は減速材容器から固定プラグまでとした。計算ケースは①既存形状、②減速材容器の厚さを変化させた場合について行った。本年度は特に①及び②について詳細な検討を行った。

#### (3) 冷減速材の厚さの評価

Fig.5.3.2 は既存形状の水筒型減速材容器で冷減速材にオルソの断面積を使用した場合の結果を示す。図より全エネルギー範囲にわたって中性子束は、冷減速材の厚さが  $3cm$  と  $5cm$  でほとんど変化が現れていないことが分かる。これは、減速材容器中での中性子の平均自由行程が平均で約  $0.43cm$  と短いために、評価面に対して大きく影響するのは冷減速材表面付近で冷却された中性子であり、冷却材中心部からの影響が少ないからであると思われる。したがって、形状を水筒型から変えない限り厚さによる変化は大きく現れないと思われる。

Fig.5.3.3 は、既存形状の水筒型減速材容器で冷減速材にパラの断面積を使用した場合の結果を示す。図より  $1meV$  以下の中性子束は、冷減速材の厚さが  $3cm$  と  $5cm$  では  $5cm$  のほうが大きくなっていることが分かる。これは、パラの断面積が  $10meV$  以下で急激に小さくなっているために、減速材容器中での中性子の平均自由行程が平均で約  $4cm$  となっていたため、冷減速材厚さが  $3cm$  の時には、熱中性子が十分に冷中性子化しないのが原因であると思われる。よって、この場合、水筒型の減速材容器の厚さを増加させることが有効であることが分かった。

今後、新規形状の計算の検討を詳細に行うとともに液体水素の混合状態における中性子スペクトル並びに中性子ゲインを検討することとしている。



Vertical section through center-line of beam tube

Dimensions in mm.

Fig.5.3.1 Location of cold neutron source

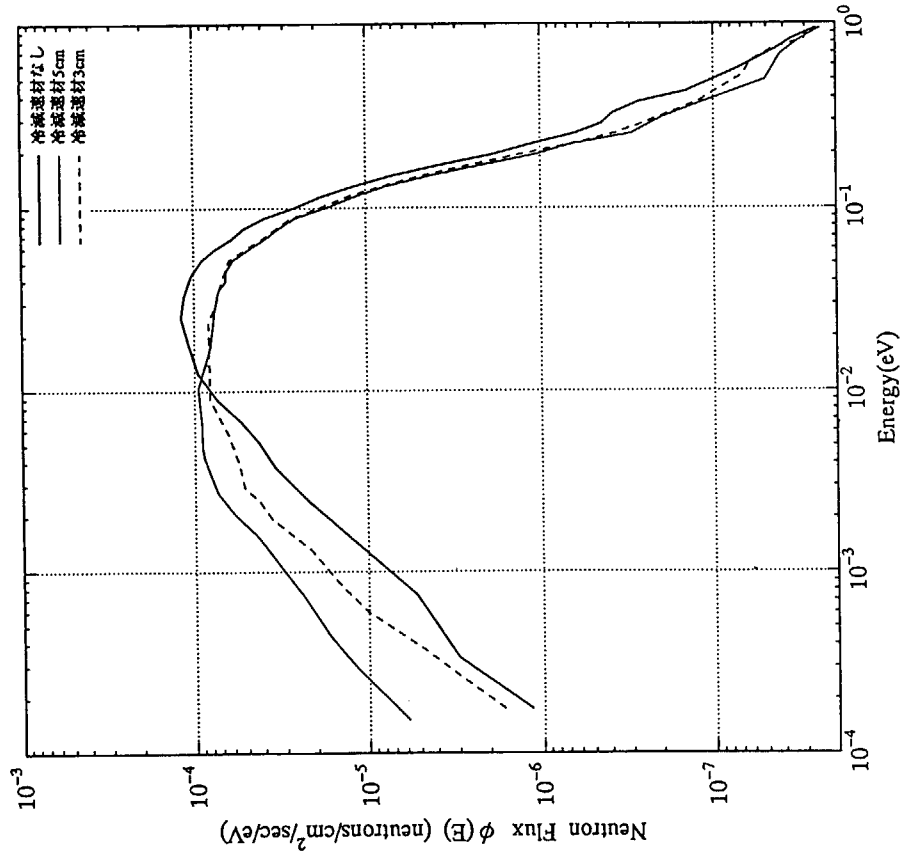


Fig.5.3.3 Comparison neutron spectra for thickness of liquid hydrogen (para- 100%) at the entrance of guide tube

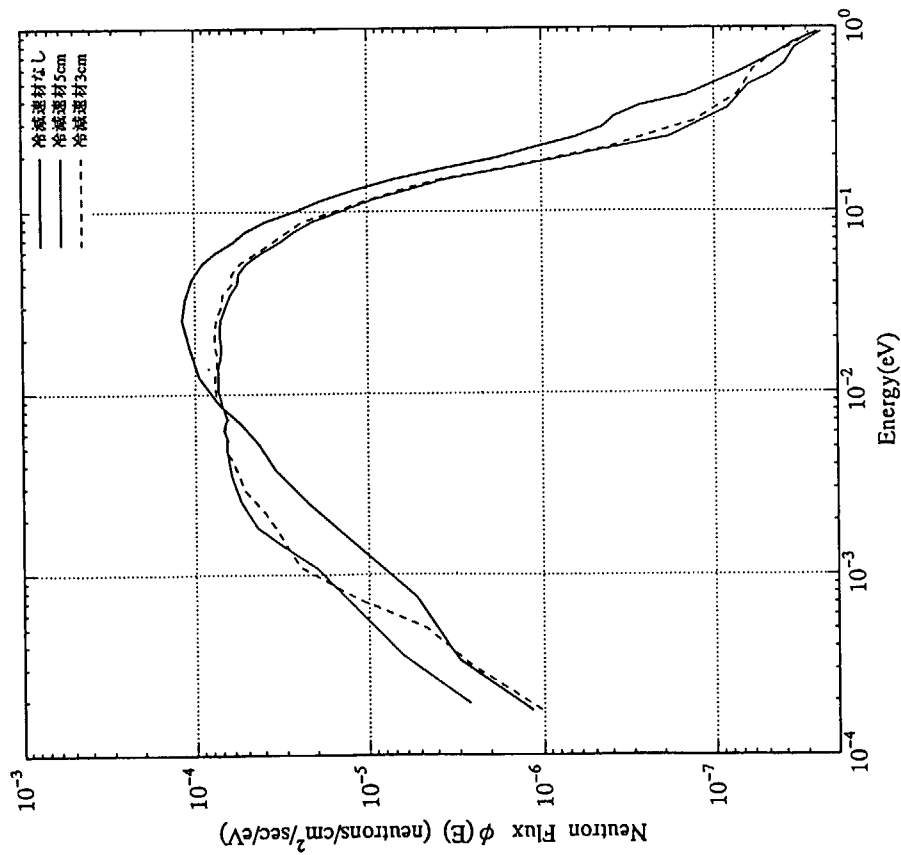


Fig.5.3.2 Comparison neutron spectra for thickness of liquid hydrogen (ortho- 100%) at the entrance of guide tube

#### 5.4 中性子ラジオグラフィに関する開発研究

本年度は、高解像度撮像システム及び高速度撮像システムの開発を進めるとともに、平成8年度の黎明研究として「中性子線及び $\gamma$ 線を同時に用いる古文化財非破壊検査技術の開発」を実施した。さらに、所内外との協力研究についても積極的に進めた。また中性子ラジオグラフィ関連機器の整備では、研究炉実験利用棟2階に冷中性子ラジオグラフィ装置用補助遮へい体を装置保管時に安全に保管できるよう保管架台を製作・設置した。

##### (1) 高解像度撮像システムの開発

試料台の回転をコンピュータで制御するプログラムを作成し、冷却型CCDカメラによる投影画像の撮影と試料の回転を同一ソフトウェア上で行えるようにした。これにより前年度までに完成したシステムと中性子CT(Computed Tomography)用の機器を組み合わせてCT用投影画像の取得が短時間で実施でき、かつ試料の放射化も低減され、実験効率が大幅に向上した。さらに、汎用画像処理ソフト上にCT再構成計算プログラムを構築し、CT像の取得も行えるようになった。<sup>1)</sup>

##### (2) 高速度撮像システムの開発

前年度導入した高速度ビデオカメラに高速度撮影に伴う画像輝度の不足を補うためイメージインテンシファイヤを付加し、フルフレームモードで最高毎秒4,500コマを可能とするシステムを構築した。(Fig. 5.4.1 参照)本撮像システムは、フルフレームモード(256 x 256 pixels)時で最高毎秒4,500フレーム、セグメントフレームモード(64 x 64 pixels)時で最高毎秒40,500フレームでの撮像が可能であり、気液二相流等の流動現象のうち、事象の推移が速いものの可視化・計測に応用を開始した。

##### (3) 黎明研究<sup>2)</sup>

古文化財を対象としてイメージングプレートを用いた非破壊検査技術の開発を行った。実験ではJRR-3中性子ラジオグラフィ装置を撮影場として使用し、中性子線及び $\gamma$ 線による試料の透過画像を得た後、画像処理により両画像の特徴情報を同時に表現できる手法を考案した。本手法を古文化財へ適用した結果、撮影時間は1秒で十分であり、歴史的価値の高い古文化財に与える影響を必要最低限に押さえることが可能であった。また、考案された表示法は素材の違いが視覚的に認識しやすい画像を提供し、有効性が確認された。

##### (4) 協力研究

本年度は、所内の研究室及び大学との協力研究を行った。Table 5.4.1に協力研究のテーマ及び相手方を示す。協力研究の成果は、JRR-3M中性子ラジオグラフィ研究会で発表され、発表論文は報文集として次年度以降において公刊される予定である。

##### (5) JRR-3M中性子ラジオグラフィ研究会

JRR-3M中性子ラジオグラフィ研究会を例年どおり、東京大学原子力研究総合センターとの

共催で平成9年3月26日、27日の両日に開催した。本研究会は平成8年度で第6回となり、所外から21人、所内から16人の参加者があった。その中で、2件の招待講演を含めて合計17件の発表が行われた。発表された研究成果は、中性子ラジオグラフィ技術の開発に関するもの、中性子ラジオグラフィを用いた二相流等の可視化、植物及び生物試料への応用等であり、研究炉技術開発室で開発中の高速度撮像システム及び高解像度撮像システムを用いた研究、新しい中性子ラジオグラフィ用撮像デバイスとして期待されているイメージングプレートを用いた研究の発表もあった。招待講演では、中性子3次元CTの応用分野として期待される電気化学分野への応用についてと飛行時間法を用いた中性子ラジオグラフィ技術開発についての講演がなされた。さらに総合討論においては、1999年に日本での開催が予定されている第6回中性子ラジオグラフィ国際会議に向けた日本側の取組みについて意見や提案が出された。

#### 参考文献

- 1) Matsubayashi M., et al.: "High resolution static imaging system in JRR-3M neutron radiography facility," 5th World Conference on Neutron Radiography, June 17-20, 1996, Berlin.
- 2) 松林政仁、新村信雄：黎明研究報告会、平成9年5月22日、東海村

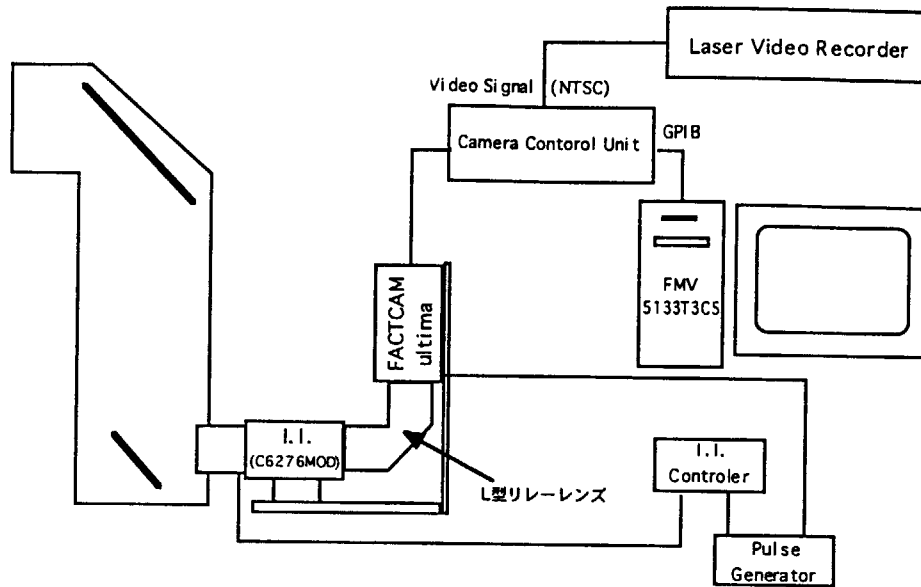


Fig. 5.4.1 High Speed Imaging System

Table 5.4.1 List of collaborations

	協力研究テーマ	相手方
所 内	中性子用イメージングプレートの開発	生体物質中性子回折研究グループ
	中性子ラジオグラフィによる蒸気凝縮の可視化	受動的安全炉研究室
	スパーサーによる液膜減少の効果観察／矩形流路内沸騰二相流のポイド率測定	伝熱流動研究室
	水-液体金属の二相流可視化	熱水力安全研究室
	ペブル充填層内充填率の測定	炉心工学研究室
	高温融体と冷却材の混合の可視化	炉心損傷安全研究室
所 外	JRR-3MのTNRF2を用いた電子撮像法によるNRGの高解像度化に関する研究	武蔵工業大学工学部
	JRR-3MのTNRF2を用いた3次元CTに関する研究	
	植物試料の中性子ラジオグラフィ	東京大学農学部
	JRR-3M冷中性子を利用するラジオグラフィ高度化技術の開発と応用研究	名古屋大学大学院
	JRR-3M高束中性子炉NRシステムによる加圧混相流動の可視化と計測に関する研究(II)	山口大学工学部
	JRR-3M冷・熱中性子を用いたラジオグラフィ技術の高度化(II)	京都大学原子炉実験所
	TNRF2及びC2-3中性子ラジオグラフィ用照射場の定量化(I)	立教大学原子力研究所
JRR-3M高束中性子NRシステムによる熱流動現象の可視化と計測に関する研究(III)	神戸大学工学部	

## 5.5 JRR-3Mシリサイド炉心設計

### 5.5.1 核設計

JRR-3Mは、熱出力20MWの軽水減速・冷却の研究用熱中性子炉である。炉心は、濃縮度20%のウラン・シリコン・アルミニウム分散型板状燃料要素26体、ハフミウム制御棒6本、フォローワ型燃料要素6体、照射筒要素5体及びベリリウム反射体12体からなり、約60cmφ x 75cmの円筒形状である。Fig. 5.5.1にJRR-3Mシリサイド炉心の燃料要素、反射体、制御棒等の配置図を示す。

核設計では、制御棒系及び重水ダンプ系とからなる原子炉停止系の機能と制御すべき反応度を設定し、原子炉停止系が所定の機能を有するように設計する。また、原子炉の制御範囲において反応度係数が負になるように設計し、固有の安全性を有することを示す。さらに、原子炉熱出力に関しては、出力分布が平坦になるよう設計で配慮するとともに、出力レベルと出力分布に振動が生じないように設計する。

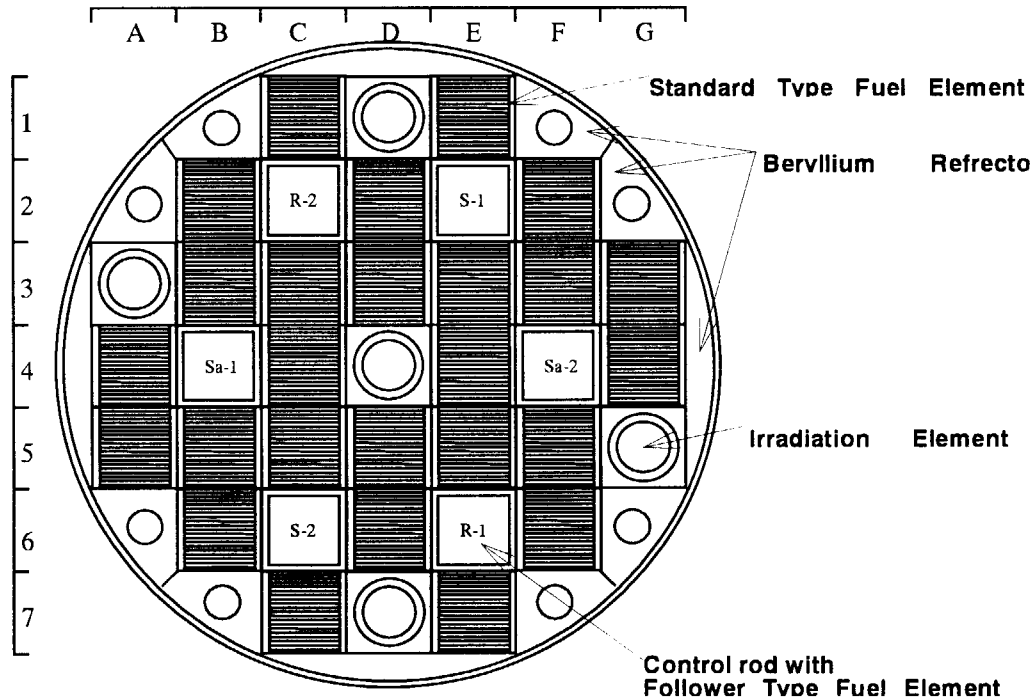


Fig. 5.5.1 JRR-3M silicide core configuration

#### (1) 設計方針

原子炉の寿命中、下記の方針を満足するように核設計を行う。

##### 1) 反応度停止余裕

制御棒系は、反応度効果の最も大きい制御棒が完全引抜き位置のまま、そう入できない時でも、炉心を臨界未満にできる設計とする。このため、制御棒は、最大反応度効果を持つ制御棒1本が未そう入の場合でも0.01  $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するように設計する。さらに制御棒が作動しないと仮定しても、重水ダンプ系により0.01  $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を持って炉心を臨界未満にできるように設計する。

##### 2) 添加反応度及び反応度添加率

制御棒の最大添加反応度及び最大反応度添加率は、冠水維持設備の安全性を損なわず、ま

た、炉心冷却を損なうような炉心損傷を生じないように制限する。このため、最大添加反応度は、制御棒の異常な引抜き等において添加反応度が過度とならないように設計し、また、最大反応度添加率は、制御棒が引抜き手順上可能な最大駆動速度で引抜かれても  $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$  以下になるように設計する。

### 3) 過剰反応度

炉心の過剰反応度は、温度による反応度変化、燃焼による反応度変化及び実験物等による反応度を補償するとともに、反応度停止余裕の条件を満たすように  $0.21 \Delta k/k$  以下になるように設計する。

### 4) 反応度係数

炉心は、出力レベルが変動した場合、その変動を減衰させるような反応度係数を有する設計とする。このため、炉心が固有の負の反応度フィードバック特性を持つように減速材温度係数、ボイド係数及びドプラ係数は負となるように設計し、これらを総合した反応度係数が運転時の異常な過渡変化時においても出力抑制効果を有するように設計する。

### 5) 出力分布

炉心は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えるような出力分布が生じないように設計する。

### 6) 安定性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか、または、たとえ振動が生じても、それを確実に、かつ容易に検出して抑制できるように設計する。

### 7) 燃焼度

燃料要素平均の最大燃焼度は60%以下となるように設計する。

## (2) 核設計結果

核設計結果をTable 5.5.1に示す。

### 1) 反応度停止余裕

原子炉の反応度制御は制御棒で行う。制御棒は、粗調整棒と微調整棒で構成し、通常の起動及び停止はこれらの制御棒によって行う。原子炉停止系は、制御棒系と重水ダンプ系で構成し、それぞれ原子炉の停止機能を有する。

#### ① 制御棒系

制御系は、原子炉を運転するために必要な反応度を制御する機能と原子炉を安全に、かつ急速停止する機能を有する。制御棒は、最大反応度効果をもつ制御棒1本が全引抜き位置のままそう入できない場合でも、Table 5.5.1に示すように残りの制御棒のみで速やかに原子炉を停止するに十分な反応度停止余裕を有する。

#### ② 重水ダンプ系

重水ダンプ系は、運転状態にある原子炉を重水ダンプにより未臨界にできる機能を有する。重水ダンプにより重水タンクから重水を全量排出した場合に添加される負の反応度は  $0.07 \Delta k/k$  である。また、燃料有効部上端から下へ20 cm重水をダンプした場合に添加される負の反応度は  $0.012 \Delta k/k$  である。このように、重水ダンプ系は原子炉を停止するに十分



な反応度停止余裕を有する。

## 2) 最大反応度付加率

制御棒引き抜きによる最大反応度付加率は、微調整棒を最大駆動速度5mm/s (30cm/min)で引き抜いたときで $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下である。

### ① 粗調整棒

粗調整棒は、主として炉心の実効増倍率の調整、燃料の燃焼補償及び実験物そう入等に伴う反応度変化を制御する。粗調整棒の最大反応度添加率は、粗調整棒の最大駆動速度と反応度値から定まる。粗調整棒の最大駆動速度は約1.7 mm/sであり、最大反応度添加率は2本の粗調整棒が同時に最大駆動速度で引抜かれた場合でも  $6.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ であり制限値を下回る。

### ② 微調整棒

微調整棒は、主として原子炉出力が変化した時の燃料温度変化または冷却材温度変化等による反応度変化、実験物のそう入及び取り出し等に伴う反応度変化を制御する。微調整棒の最大反応度添加率は、微調整棒の最大駆動速度と反応度値から定まる。微調整棒の最大駆動速度は5.0 mm/s以下であり、最大反応度添加率は1本あたり $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下となる。微調整棒は2本同時に引抜かれることは無いので、最大反応度添加率は制限値以下である。

## 3) 過剰反応度

炉心の過剰反応度は、初期炉心で $0.18 \Delta k/k$ 、過剰反応度最大炉心で $0.20 \Delta k/k$ であり、全運転期間にわたって $0.21 \Delta k/k$ 以下である。

## 4) 反応度係数

反応度係数は、減速材温度、減速材密度、ボイド率及び燃料温度等の炉心状態量が増加することによる反応度の変化を示すパラメータである。各反応度係数の値をTable 5.5.1に示す。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、運転状態において常に負である。ボイド係数は、減速材中のボイド発生による反応度変化であるが、減速材温度係数と同様に負である。また、ドプラ係数は燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり本原子炉においては常に負である。

以上、減速材温度効果、ボイド効果及びドプラ効果は、常に負の反応度効果として働く。このため、原子炉は固有の安定性を有する。

## 5) 出力分布

炉心の出力分布を平坦化するために以下の配慮をする。

- ① 制御棒は異常な出力分布状態にならないように操作する。
- ② 炉心の構成要素の配置に対称性をもたせ、かつ異常な出力分布にならないよう実験物のそう入に配慮する。

## 6) 安定性

反応度係数が全て負であるため、所定の運転範囲において原子炉出力レベルの変動に対しては強い自己制御性を有している。また、炉心寸法が小さいために、中性子束分布の空間振動の可能性がなく、炉心の出力分布は安定である。

## 7) 燃焼度

燃料交換方式としては、燃料要素ごとに燃焼度を管理して、燃料要素平均の最大燃焼度が60%を超えないように燃料交換を行う。

Table 5.5.1 Neutronic characteristics of JRR-3M silicide core

	Initial core	Max. Excess reactivity core	Homogeneous-Equilibrium core
Excess reactivity ( $\Delta k/k$ )	0.18	0.20	0.09
One rod stuck Margin ( $\Delta k/k$ )	0.04	0.03	0.11
Control rod worth ( $\Delta k/k$ )			
(a) Total rod worth	0.27	0.28	0.31
(b) Single rod worth (max.)	0.05	0.04	0.04
Reactivity worth for heavy water dump ( $\Delta k/k$ )		0.07	
Maximum reactivity insertion rate ( $\Delta k/k/s$ )		$< 7.5 \times 10^{-4}$	
Reactivity coefficient			
(a) Moderator void coefficient ( $\times 10^{-3} \Delta k/k/\% \text{void}$ ) (0 ~ 50 %void)	-4.1 ~ -7.0	-2.7 ~ -4.8	-2.9 ~ -5.1
(b) Moderator temperature coefficient ( $\times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ ) (0 ~ 200 $^\circ\text{C}$ )	-2.3 ~ -4.2	-2.1 ~ -3.2	-2.3 ~ -3.5
(c) Doppler coefficient ( $\times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ ) (0 ~ 200 $^\circ\text{C}$ )	-3.4 ~ -1.8	-3.0 ~ -2.2	-2.5 ~ -2.3
Kinetic parameters			
(a) Prompt neutron lifetime (s) $\ell$	$1.52 \times 10^{-4}$	$1.59 \times 10^{-4}$	$1.54 \times 10^{-4}$
(b) Effective delayed neutron fraction (-) $\beta_{eff}$	$7.20 \times 10^{-3}$	$6.63 \times 10^{-3}$	$6.79 \times 10^{-3}$

## 5.5.2 熱水力設計

JRR-3Mの熱出力20 MWは、標準型燃料要素、フォロー型燃料要素、ベリリウム反射体及び重水反射体等で発生するが、その大部分は標準型燃料要素及びフォロー型燃料要素における発生熱である。炉心及び重水タンク内で発生する熱は、1次冷却材及び重水の循環により、それぞれの熱交換器を経て2次冷却系から大気に放散する。定格出力運転時における1次冷却系の流量は2400m<sup>3</sup>/hである。炉心の主要な熱的仕様をTable 5.5.2に示す。

Table 5.5.2 Major thermal-hydraulic characteristics of JRR-3M

Item	
Thermal Power	20 MW
Average power density	155 kW/ℓ
Primary coolant flow rate	2400 m <sup>3</sup> /h
Core inlet temperature (Max.)	35 °C
Average core outlet temperature	44 °C
Core inlet pressure	1.55 kg/cm <sup>2</sup> abs
Total heated area of the core	56 m <sup>2</sup>
Average heat flux of the core	36 W/cm <sup>2</sup>

## (1) 設計方針

JRR-3の熱水力設計では、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料板被覆の損傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。

- 1) 通常運転時には、炉心内のいかなる点においても1次冷却材が沸騰しないように設計する。
- 2) 運転時の異常な過渡変化時には、最小DNBRは1.5以上であるように設計する。
- 3) 運転時の異常な過渡変化時には、燃料芯材最高温度は400°Cを超えないように設計する。

## (2) 解析に用いた主要な解析条件

定常炉心熱水力解析では、以下に示す解析条件及び入力データを用いた。

- 1) 1次冷却材流量は2400 m<sup>3</sup>/hとし、そのうち標準型燃料要素領域を流れる流量は、シリサイド燃料炉心の炉心流量配分計算結果に基づき76.5% (1836.8m<sup>3</sup>/h) とした。
- 2) 炉心入口冷却材温度は35 °C、炉心入口冷却材圧力は1.55kg/cm<sup>2</sup>.absとした。
- 3) 軸方向出力分布因子( $F_z$ )、半径方向出力分布因子( $F_R$ )及び局部的出力分布因子( $F_L$ )等を含めた核的熱水路係数及び工学的熱水路係数は、Table 5.5.3に示す値を用いた。
- 4) 軸方向の出力分布は、CITATIONコードにより求めた11サイクル初期炉心においてSa-1, Sa-2制御棒が全引抜、R-1, R-2, S-1, S-2制御棒が45cm引抜かれた臨界状態における値を用いた。定常炉心熱水力解析に使用した軸方向の出力分布をFig. 5.5.2に示す。

Table 5.5.3 Hot channel factors

Factor	
Hot channel factor from neutronic calculation ( $F_N = F_R \cdot F_L \cdot F_E \cdot F_Z$ )	3.03
Radial peaking factor ( $F_R$ )	1.41
Local peaking factor ( $F_L$ )	1.36
Uncertainty factor ( $F_E$ )	1.18
Axial peaking factor ( $F_Z$ )	1.34
Engineering hot channel factor	
For bulk coolant temperature rise ( $F_b$ )	1.32
For film temperature rise ( $F_f$ )	1.36
For heat flux rise ( $F_q$ )	1.16

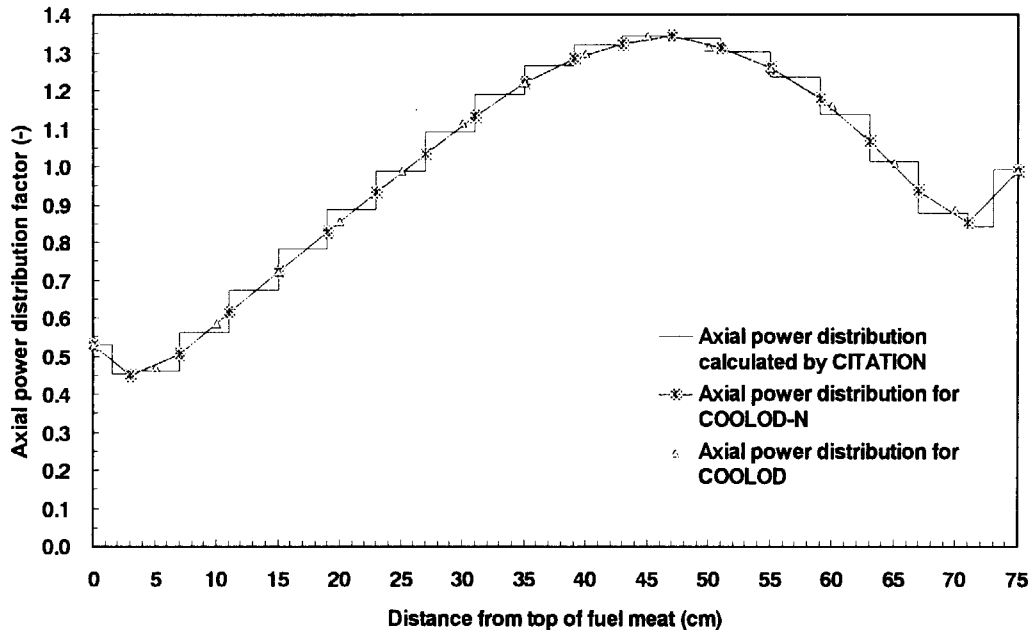


Fig. 5.5.2 Axial power distribution factors for JRR-3M silicide core steady-state thermal-hydraulic analysis

### (3) 解析結果

解析結果のまとめをTable 5.5.4に示す。

解析結果から、ホットチャンネルで冷却材出口温度61.0°C、燃料板表面最高温度99.4°C、燃料芯材最高温度106.7°C、最小DNBR2.49となった。燃料板表面温度が最も高くなる位置（ホットスポット）においては沸騰開始(ONB)温度113.5°C、ONB温度に対する余裕14.1°Cであるが、ONB温度に対する余裕は流路出口において最小となり、沸騰開始(ONB)温度107.2°C、ONB温度に対する余裕12.7°Cである。これらの解析結果は、「(1) 設計方針」で示した通常運転時の判断基準と比較して十分な余裕を持っている。これは、今後の運転時の異常な過渡変化あるいは事故の解析のベースとして十分余裕のあるものである。

Table 5.5.4 Steady-state thermal-hydraulic analysis results

Hot channel analysis results	
Coolant outlet temperature : $T_{b,out}$ (°C)	61.0
Fuel plate surface maximum temperature : $T_w$ (°C)	99.4
Fuel meat maximum temperature : $T_m$ (°C)	106.7
ONB temperature at hot spot: $T_{ONB}$ (°C)	113.5
Temperature margin against $T_{ONB}$ at hot spot: $\Delta T_{ONB}$ (°C)	14.1
ONB temperature at channel outlet: $T_{ONB}$ (°C)	107.2
Temperature margin against $T_{ONB}$ at channel outlet: $\Delta T_{ONB}$ (°C)	12.7
Minimum DNBR (-)	2.49

### 5.5.3 安全評価

#### (1) 運転時の異常な過渡変化の事象選定

JRR-3Mシリサイド炉心の運転時の異常な過渡変化としての想定事象は、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「指針」と称す）に基づき、指針の中で評価すべき具体的事象として示されている事象の中から、Table 5.5.5に示すように選定した。

これらの選定事象は、いずれも指針の中で示されている「評価すべき具体的な事象」を取り上げたものである。これらの選定事象は発生要因の類似した事象のうち、結果が過酷になる事象で代表しているものである。また、「重水反射体への軽水流入」事象を選定したのは、JRR-3Mが重水反射体付の原子炉であることを考慮したものである。このように、JRR-3Mの特徴（炉型、熱出力、燃料形式）を考慮してそれぞれ評価すべき事象を選定した。

#### (2) 事故の事象選定

JRR-3Mシリサイド炉心の事故としての想定事象は、指針に基づき、指針の中で「評価すべき具体的事象」として示されている下記①～④に対して、Table 5.5.6に示すように選定した。これらの選定された事象のうち

- 1) 「①反応度の異常な投入」としては該当する事象はない。これは、従来からJRR-3原子炉施設では、原子炉運転中に燃料装荷作業を行わないとともに、燃料装荷に当たっては誤装荷の無いように定められた手順に従い装荷を行うことから、これら一連の防止対策との関連において「燃料落下又は燃料誤装荷」を評価対象から除外した。また、炉心内にループ実験設備を持たないことから、「実験設備等の損傷による反応度の異常な付加」を評価対象から除外した。
- 2) 「②原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化」のうち「原子炉冷却材ポンプの軸固着」としては、1次冷却材主ポンプ及び2次冷却材ポンプの軸固着事故を評価対象としてそれぞれ選定した。
- 3) 「③環境への放射性物質の異常な放出」のうち、「実験設備、実験物等の著しい破損」が評価対象から除外されている理由は、本事象が「(1)反応度の異常な投入」との関連において評価されるべき事象であるためである。また、「反応度の異常な投入、原子炉冷却材の流出又は

炉心冷却状態の著しい変化による燃料等の破損」に関しては、「(2)原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化」の選定事象に関連して「炉心流路閉塞事故」を評価事象として選定した。

- 4) 「④その他原子炉の設計により必要と認められる事象」のうち「放射性廃棄物処理施設の損傷」としては該当する事象はない。これは、JRR-3原子炉施設では放射性気体廃棄物を貯蔵する設備を持たないこと、また、放射性液体廃棄物が施設外へ漏洩することを防止できるように排水ピットを設けたコンクリート造の地下室に廃液貯槽が設置されていることから、施設の特徴及び一連の防止対策との関連において評価対象から除外している。さらに、「重水漏洩事故」事象を選定したのは、JRR-3Mが重水反射体付の原子炉であることを考慮したものである。

以上のように、JRR-3Mの特徴（炉型、熱出力、燃料形式）を考慮してそれぞれ評価すべき事象を選定した。

### (3) 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析結果

運転時の異常な過渡変化の解析結果をTable 5.5.7に、事故の解析結果をTable 5.5.8にそれぞれの場合の安全性を判断する基準とともに示す。Table 5.5.7及びTable 5.5.8に示すように、JRR-3Mシリサイド炉心で想定した運転時の異常な過渡変化及び事故は、いずれも安全性を判断する基準を満足し、安全に終了できることを確認した。

Table 5.5.5 Postulated anticipated operational transients of JRR-3M silicide core for safety evaluation

「評価すべき具体的事象」(指針)	JRR-3における選定事象
① 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	同 左
(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (c) 実験物の異常等による反応度の付加 (d) 冷水導入による反応度付加 (板状燃料を使用する原子炉)	(a) 起動時における制御棒の異常な引抜き (b) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (c) 実験物の異常等による反応度の付加 (d) 冷水導入による反応度付加
② 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	同 左
(a) 1次冷却材の流量低下（高出力炉及び中出力炉） (b) 2次冷却材の流量低下（高出力炉及び中出力炉） (c) 商用電源喪失	(a) 1次冷却材の流量低下 (b) 2次冷却材の流量低下 (c) 商用電源喪失
③ その他原子炉の設計により必要と認められる事象	同 左
(a) 重水反射体への軽水流入（重水反射体付の原子炉） (b) 1次冷却系圧力の異常な変化（加圧型の原子炉） (c) 実験設備の故障による実験設備及び原子炉の温度、圧力等の異常 (炉内ループ実験設備を有する原子炉)	(a) 重水反射体への軽水流入

Table 5.5.6 Postulated accident conditions of JRR-3M silicide core for safety evaluation

「評価すべき具体的事象」(指針)	JRR-3における選定事象
① 反応度の異常な投入	同 左
(a) 燃料落下又は燃料誤装荷 (b) 実験設備等の損傷による反応度の異常な付加 (炉内ループ実験設備等を有する原子炉)	該当なし
② 原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化	同 左
(a) 炉心流路閉塞(板状燃料を使用する原子炉) (b) 原子炉冷却材の流出 (c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (高出力炉及び中出力炉)	(a) 炉心流路閉塞事故 (b) 1次冷却材流出事故 (c) 1次冷却材主ポンプ軸固着事故 (d) 2次冷却材ポンプ軸固着事故
③ 環境への放射性物質の異常な放出	同 左
(a) 使用済燃料の機械的破損 (b) 実験設備、実験物等の著しい破損 (実験設備を有する原子炉) (c) 反応度の異常な投入、原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化による燃料等の破損	(a) 使用済燃料の機械的破損 (b) 炉心流路閉塞事故
④ その他原子炉の設計により必要と認められる事象	同 左
(a) 放射性廃棄物処理施設の損傷 (b) その他原子炉の設計により必要と認められる異常	(a) 重水漏洩事故

Table 5.5.7 Postulated anticipated operational transients analysis results of JRR-3M silicide core

事象名	想定条件	解析結果				備考	
		最小DNBR	燃料芯材最高温度	燃料板表面最高温度	1次冷却材最高温度		
2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き	原子炉起動時の制御棒連続引き抜き	3.8	約 60°C	約 60°C	約 43°C (1.55 kg/cm <sup>2</sup> : 112°C)	約 0.03	相調整棒 2 本又は微調整棒 1 本の引抜きによる反応度添加率のうち大きい方の値: 7.5 x 10 <sup>-4</sup> Δk/k/s
2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	低出力 (100kW) 運転中の制御棒連続引き抜き	2.1	約 118°C	約 109°C	約 65°C (0.76 kg/cm <sup>2</sup> : 92°C)	約 2.21	微調整棒 1 本の引抜きによる反応度添加率: 7.5 x 10 <sup>-4</sup> Δk/k/s
2.4 実験物の異常等による反応度の付加	原子炉定格出力運転中の制御棒連続引き抜き	2.2	約 113°C	約 105°C	約 64°C (0.76 kg/cm <sup>2</sup> : 92°C)	約 2.03	
2.5 冷水導入による反応度付加	原子炉の定格出力運転中の照射試験移動による反応度添加	2.1	約 119°C	約 110°C	約 66°C (0.76 kg/cm <sup>2</sup> : 92°C)	約 2.21	照射試験 2 体の抜き出しによる反応度添加率: 1.5 x 10 <sup>-3</sup> Δk/k/s
2.6 1次冷却材の流量低下	停止中の 1 次冷却材主ポンプの誤起動	2.4.2	約 43°C	約 42°C	約 38°C (0.76 kg/cm <sup>2</sup> : 92°C)	約 0.21	冷水導入による反応度添加率: 6.62 x 10 <sup>-3</sup> Δk/k/s
2.7 2次冷却材の流量低下	1 次冷却材主ポンプ 1 台のトリップ	2.0	約 118°C	約 111°C	約 69°C (1.24 kg/cm <sup>2</sup> : 105°C)	約 1.82	1 次冷却材主ポンプ 1 台のコーストダウン
2.8 商用電源喪失	2 次冷却材主ポンプ 1 台のトリップ	2.4	約 108°C	約 101°C	約 64°C (0.76 kg/cm <sup>2</sup> : 92°C)	約 1.85	2 次冷却材主ポンプ 1 台のコーストダウン
2.9 重水反射体への軽水流入	商用電源喪失により 1 次冷却系の主ポンプ及び 2 次系ポンプが全数トリップ	2.4	約 107°C	約 99°C	約 80°C (1.55 kg/cm <sup>2</sup> : 112°C)	約 1.88	1 次冷却材主ポンプ 2 台及び 2 次冷却材ポンプ 2 台のコーストダウン
判断基準	重水タンク又は原子炉プール内重水系配管破損	2.0	約 119°C	約 110°C	約 67°C (0.76 kg/cm <sup>2</sup> : 92°C)	約 2.24	重水系配管の破損 (1/4DI の漏れ口)
	判断基準	≥ 1.5	≤ 400°C	-	< 飽和温度	< 約 5.7	全事象とも判断基準を満足

注 ( ) は 1 次冷却材温度が最高となる位置での冷却材圧力及び飽和温度を示す。



Table 5.5.8 Postulated accident analysis results of JRR-3M silicide core

事象名	想定条件	解析結果				備考
		最小DNBR	燃料芯材最高温度	1次冷却材最高温度	実効線量当量の評価値	
3.2 炉心流路閉塞事故	燃料板間1流路の完全閉塞	1.2	約148°C	約74°C (0.76 kg/cm <sup>2</sup> : 92°C)	約7.7 x 10 <sup>3</sup> mSv	炉心の冠水 維持
3.3 1次冷却材流出事故	主ポンプ入口側配管に亀裂による漏洩口を想定	1.9	約120°C	約81°C (1.15 kg/cm <sup>2</sup> : 103°C)	—	維持 被ばく評価では、2枚の燃料板の損傷を仮定。 漏えい口の面積は、1/4Dtを想定。
3.4 1次冷却材主ポンプ軸固着事故	1次冷却材主ポンプ1台の軸固着 (瞬時に回転を停止)	1.9	約119°C	約70°C (1.24 kg/cm <sup>2</sup> : 105°C)	—	維持 1次冷却材主ポンプ1台の瞬時停止を仮定。
3.5 2次冷却材ポンプ軸固着事故	2次冷却材ポンプ1台の軸固着 (瞬時に回転を停止)	2.4	約108°C	約64°C (0.76 kg/cm <sup>2</sup> : 92°C)	—	維持 2次冷却材ポンプ1台の瞬時停止を仮定。
3.6 使用済燃料の機械的破損	原子炉停止中に取り扱い中の使用済燃料要素の破損	—	—	—	約4.0 x 10 <sup>4</sup> mSv	維持 燃料板1枚に含まれる核分裂生成物の5%が水中へ放出されると仮定。
3.7 重水漏えい事故	重水配管・機器の損傷による重水漏洩 (トリチウム系外放出)	—	—	—	約7.1 x 10 <sup>3</sup> mSv	維持 重水中のトリチウム濃度を約10mCi/cm <sup>3</sup> と仮定。
判断基準		— <sup>1)</sup>	<溶融温度	<飽和温度	<5 mSv	冠水維持 全事象とも判断基準を満足

注) ( ) は1次冷却材温度が最高となる位置での冷却材圧力及び飽和温度を示す。

1) 最小DNBRが1.5を下回った場合には、燃料板の損傷を仮定する。

This is a blank page.

## 6. 研究炉利用高度化の技術開発

---

Development for Advancement of  
Research Reactors Utilization

This is a blank page.

## 6.1 中性子散乱実験用多重極限条件発生装置の性能試験

### (1) はじめに

平成6年度から京都大学原子炉実験所(京大炉)の協力のもとに、高圧力、高磁場、低温の三つの極限条件を同時に実験サンプルに負荷しながら中性子散乱実験ができる中性子散乱実験用多重極限条件発生装置の開発を行ってきた。装置の設計・製作は、平成7年度末に完了し、平成9年2月中旬に装置を京大炉からJRR-3Mに移設をして、同年第7運転サイクルから装置の性能試験を実施している。

これまでの中性子散乱実験では、低温度、高磁場、高圧力の実験試料環境条件のうち一つの条件下(1パラメータ実験)、あるいは低温度-高圧力、低温度-高磁場等の二つの条件下(2パラメータ実験)下において行われてきたが、今回開発した多重極限条件発生装置は、これら三つの条件下の実験が可能となるため、1パラメータ実験や2パラメータ実験では現れなかった物質現象の発見、また、これら新しい知見による新材料の創製等、材料科学の進展に大きく貢献するものと期待される。

### (2) 装置の概要

Fig. 6.1.1に多重極限装置の構成図を示す。本装置は、温度可変内筒(VTI)付き液体ヘリウムクライオスタット、超伝導磁石、高圧セルにより構成される。

#### 1) クライオスタット

寒剤として液体ヘリウムを用いるクライオスタットとした。4.2Kを常用温度とするが、ポンピングによってさらに低温(~2K)が得られるように、また、酸化物超伝導体の実験ができるように200Kまでの昇温が可能な設計を行った。このため、超伝導磁石を格納したクライオスタットの内側に温度可変内筒を入れ、液体ヘリウムをリザーバーからニードル弁を介して内筒に送る構造とした。

#### 2) 超伝導磁石

超伝導磁石は、Nb-Ti超伝導線によるスプリットコイルとし、縦磁場で最大5Tを発生できるように設計した。スプリットコイルにすることで、磁場部分の空間的余裕が取れるとともに、全周からの中性子のアクセスが可能となる。また、偏極中性子ビーム実験ができるように、上下のコイルのジオメトリーを非対称にした。こうすることにより、上下のコイルからの磁場勾配分布が非対称となり、磁場勾配分布によって起こる入射偏極中性子の回転周波数がLamar歳差運動の周波数より小さくなって、中性子の解極を抑えることができる。

#### 3) 高圧セル

Fig. 6.1.2に示すように高圧セルは、典型的なピストン・シリンダー型とし、最高2.5GPaの静水圧が発生可能なものを目指して設計した。このタイプのセルによって得られる圧力は、大圧力を発生するアンビル型等の他のタイプのセルに比べて低いものの、実験

試料容積を大きく取ることかできるため、回折信号の弱い非弾性散乱実験等には特に有効である。セルは磁場中及び低温中に置かれるため、構成部品材料としてこれまでのセルに多用されていた強磁性材料（マレージング鋼等）の使用を避け、低温で比較的強度のある非磁性材料のアルミニウム合金、焼結ダイヤモンド等を用いた。また、鉄鋼材料に比べて一般的に強度の低い非磁性材料を使って目標とする圧力を出すために、シリンダーと補強ジャケットのデザインを変え、従来の樽型とは異なるバケツ形とし、さらに、発生圧力の大きさに応じて、Cu-B e合金（発生圧力<2.5 GPa）、Ti合金（<1.4 GPa）、A7075-T6合金（<1.2 GPa）の三種類の材料のジャケットを製作した。

### (3) 性能試験の概要と結果

性能試験としては、温度制御性能等の装置の基本的性能に関する試験のほか、中性子を使った試験を高分解能三軸型中性子分光器TAS-2を用いて実施している。

温度制御性能試験については、VTI底部と高圧セルに取付けたカーボングラス抵抗温度計により、種々の温度設定について到達温度とその安定性を確認した。ポンピングにより、液体ヘリウム温度4.2 K以下の約1.7 Kが比較的容易に実現した。また、4.2 Kから100 Kまでの温度域では、安定に制御できることを確認した。100 Kから200 Kまでの範囲では、主ヒータのみでのコントロールは難しいことか分かったため、今後、補助ヒータを併用した試験を行い、安定制御の条件の確認を行う。

磁場については、ホール素子による試料位置における垂直方向の磁場均一度を確認した。5 T発生時の磁場均一度は約4 mT/mmであることを確認した (Fig. 6.1.3)。

高圧力については、マンガニン線の圧力による抵抗変化を利用した試験では約1.2 GPa (Cu-B e合金ジャケット)、中性子回折によるNaCl単結晶の格子定数の変化の測定では約0.7 GPa (A7075-T6合金ジャケット)の結果を得た (Fig. 6.1.4及びFig. 6.1.5)。これまでのところ、圧力が目標値である2.5 GPaに到達することを確認していない。現在、セルの材料等の見直しを検討している。

中性子透過試験として、NaCl単結晶の(200)反射強度の測定により、装置のビームパスでの減衰を評価した。透過中性子の強度は、A7075-T6をジャケットとするセルを使用した場合と比較して、Cu-B e合金では15分の1、Ti合金では10分の1に減衰することが分かった。高強度かつ中性子の吸収か少ない材料を検討中である。

また、試験の一環として行われたTbNi<sub>2</sub>Si<sub>2</sub>希土類化合物の2パラメータ(低温度-高磁場)下における磁気構造変化の測定では、今回の測定結果か最近の研究結果<sup>[1],[2]</sup>と良い一致を示すことを確認した (Fig. 6.1.6)。

### (4) 今後の予定

平成9年度から、3パラメータ(低温度-高磁場-高圧力)下における同一試料の磁気構造変化の測定を実施している。試験終了後(平成10年度)に共同利用への開放を計画している。

### (5) 参考文献

- [1] H. Fujii et al., J. Magn. Magn. Mater. 90&91(1990)115
- [2] J. A. Blanco al. J. Magn. Magn. Mater. 97(1991)4

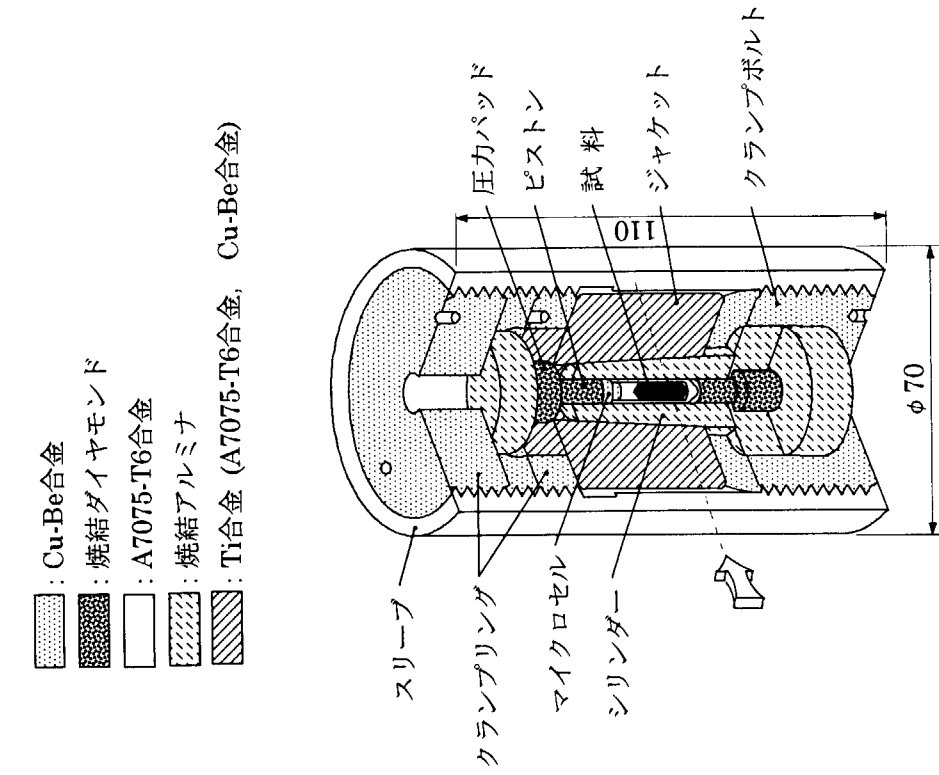


Fig. 6.1.1 Cut-away view of the system available for triple extreme conditions for neutron scattering.

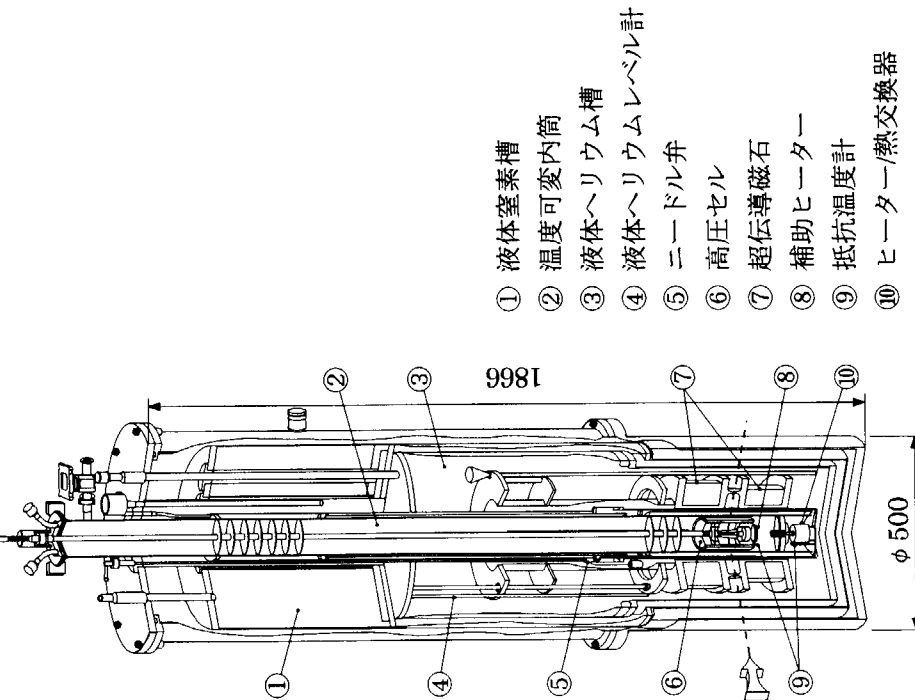


Fig. 6.1.2 Cut-away view of the non-magnetic piston-cylinder high pressure cell.

- ① 液体窒素槽
- ② 温度可変内筒
- ③ 液体ヘリウム槽
- ④ 液体ヘリウムレベル計
- ⑤ ニードル弁
- ⑥ 高圧セル
- ⑦ 超伝導磁石
- ⑧ 補助ヒーター
- ⑨ 抵抗温度計
- ⑩ ヒーター/熱交換器

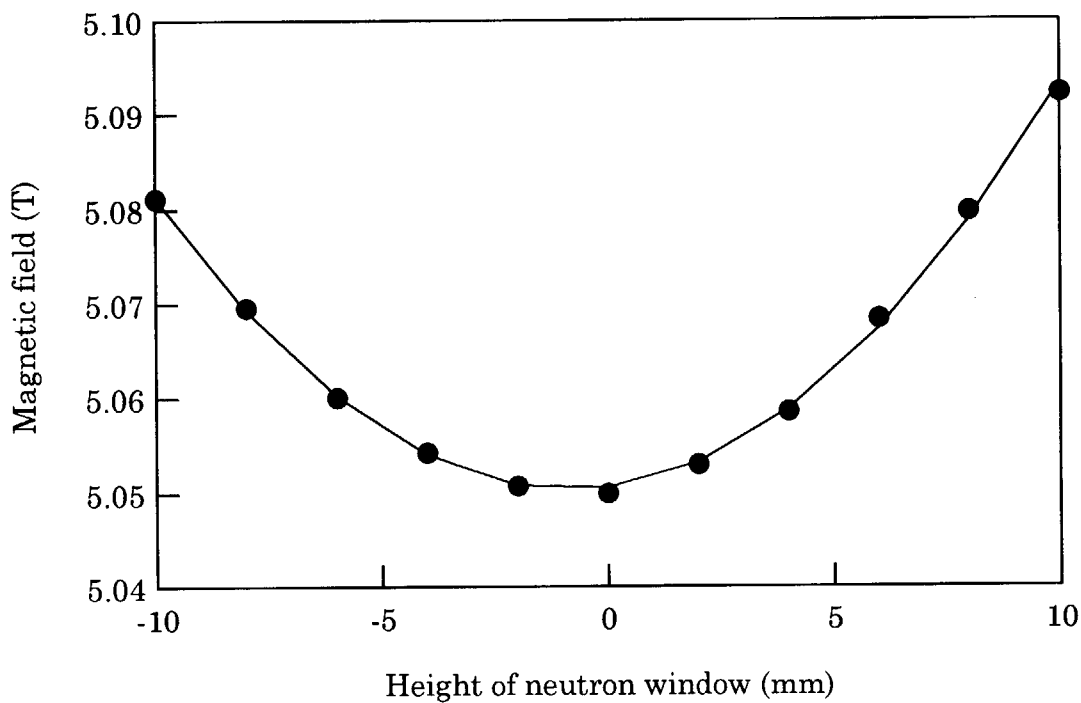


Fig. 6.1.3 Field homogeneity of superconducting magnet at sample position under 5 T.

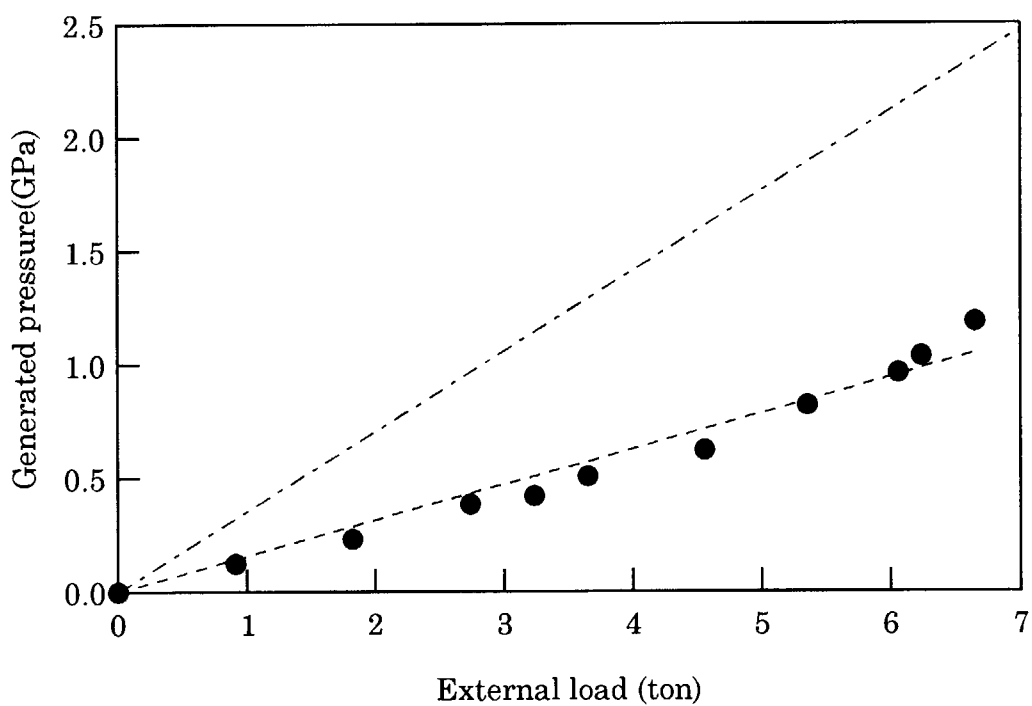


Fig.6.1.4 The generated pressure in the cell with the Cu-Be alloy jacket against the external load.



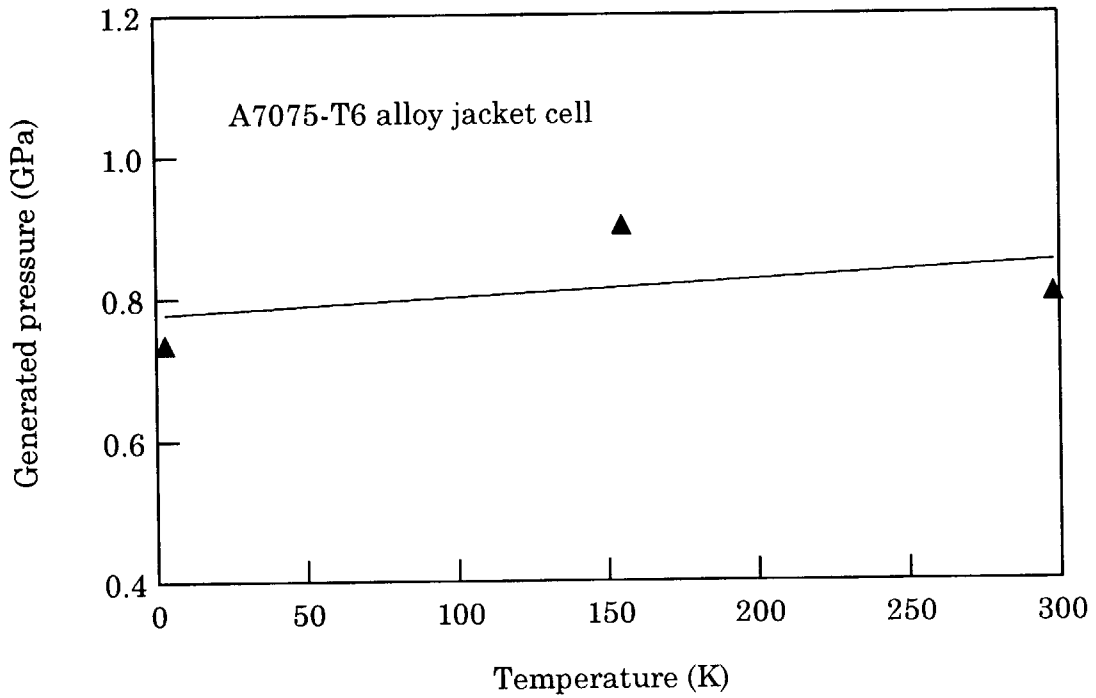


Fig. 6.1.5 Change of the generated pressure in the cell with the A7075-T6 alloy jacket as a function of temperature.

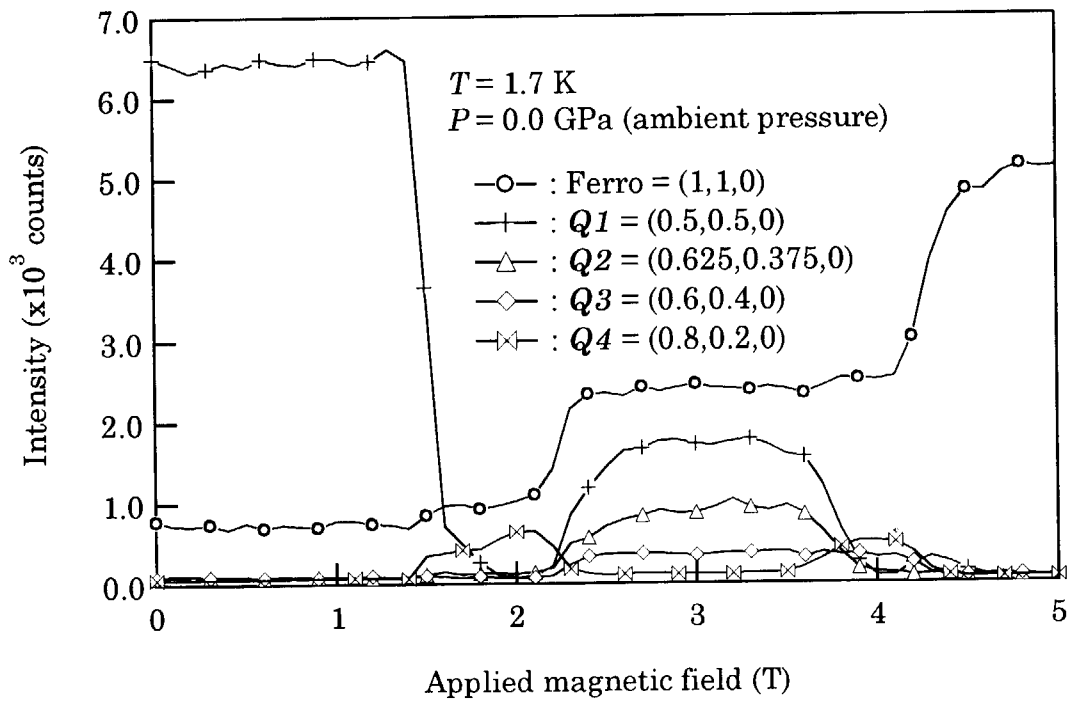


Fig. 6.1.6 Magnetic field dependence of the intensity of some scattering peaks.

## 6.2 生物微細構造解析用中性子回折装置の開発

### (1) はじめに

研究炉部では、最近の研究に応じたより高度な実験研究を行うための中性子ビーム実験利用装置類の開発整備を実施している。その一つとして平成6年度より生体物質中性子散乱研究グループの協力を得て、生体物質（タンパク質、DNAなど）の微細な構造研究を行うための生物微細構造解析用中性子回折装置の開発を行ってきた。

従来、タンパク質等の生体物質の構造解析はX線回折法により行われていた。しかし、X線回折法では生体構成元素の約半数を占め、生命機構に大きく関与する水素原子の位置決定は困難である。一方、中性子回折法は、その性質から水素原子の位置を精度高く決定することができる。このことから、本装置により生命現象を解明する糸口を得ることが期待されている。

### (2) 装置の概略

Fig. 6.2.1に生物微細構造解析用中性子回折装置の概略図を示す。回折装置の構成は、白色中性子を準単色化する広帯域速度選別器、測定試料を3方向に回転する3サークル・ゴニオメーター、回折ビームを検知する中性子イメージングプレート（中性子IP）、中性子IPカセット及びIP画像解析装置等である。中性子回折装置の設計に当たっては、中性子IPの特長を最大限に生かすためラウエ法を採用することにした。中性子IPは薄い柔軟なシートであるため円筒状に曲げて使用することができる。この中性子IPの柔軟性とラウエ法の特長が合致して、一回の測定で多くの回折点がとれるようになることから、従来の気体計数管を用いた測定法に比べ大幅な測定時間の短縮が図れる。また、計数効率や分解能においても優れた特長を持っている。

今年度の整備内容として、広帯域速度選別器制御装置の製作と作動試験を実施しその特性を確認した。広帯域速度選別器制御装置の主な仕様は下記のとおりである。

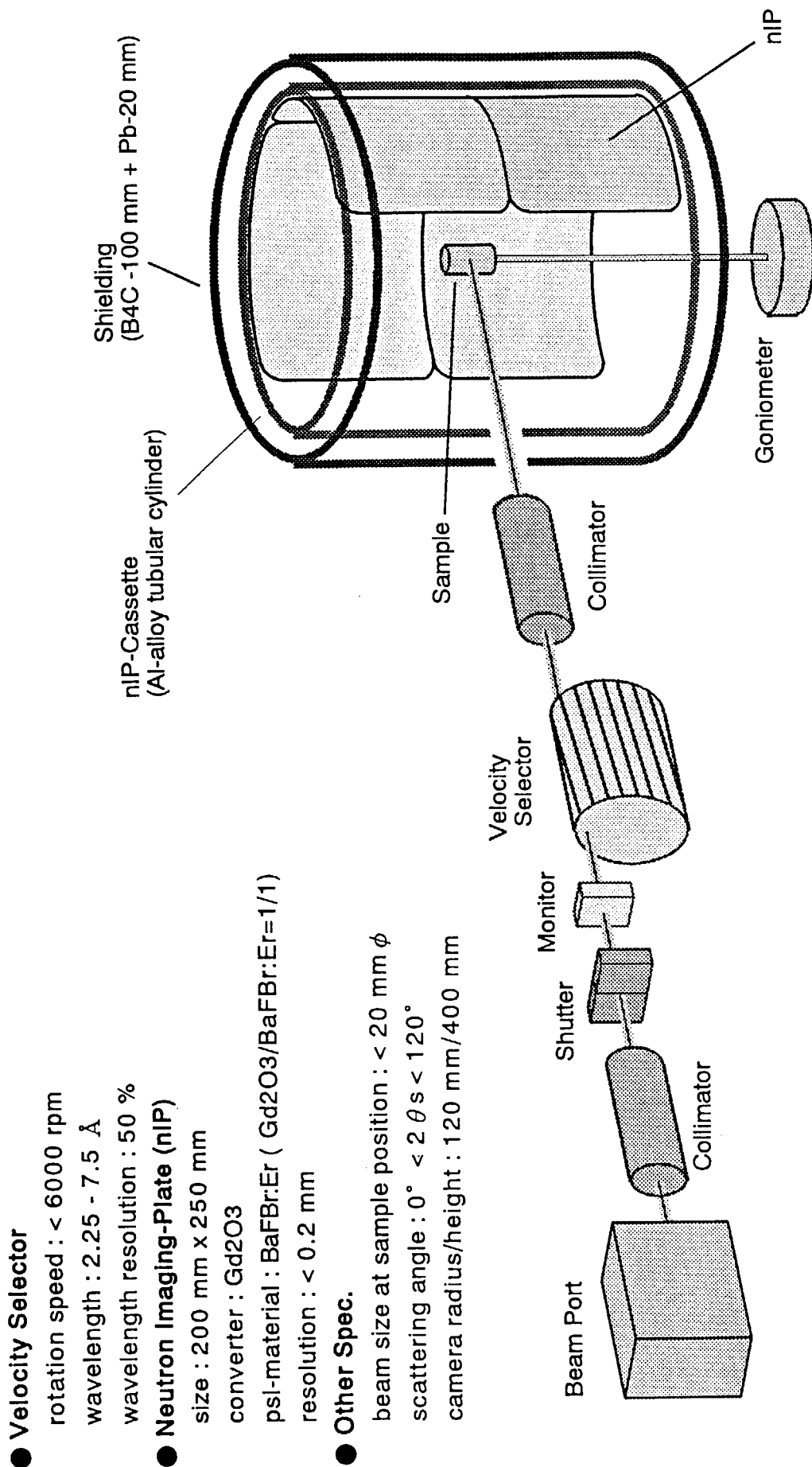
#### 広帯域速度選別器制御装置仕様

波長選別範囲	: 2.25 ~ 7.5 Å
最多用波長帯	: 3 Å
波長域	: $\Delta\lambda/\lambda = 50\%$

### (3) 今後の予定

平成9年度にIP画像解析装置の購入を行うことで、測定からデータ解析まで一通りの実験が行えるシステムが完成する。完成後、特性試験を実施すると共に引き続き平成11年度からの共同利用化に向けて遮蔽体等の周辺環境を整備する。

また、本装置の更なる性能向上のための検討も継続していく予定である。



● **Velocity Selector**

- rotation speed : < 6000 rpm
- wavelength : 2.25 - 7.5 Å
- wavelength resolution : 50 %

● **Neutron Imaging-Plate (nIP)**

- size : 200 mm x 250 mm
- converter : Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>
- psl-material : BaFBr:Er ( Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>/BaFBr:Er=1/1)
- resolution : < 0.2 mm

● **Other Spec.**

- beam size at sample position : < 20 mm φ
- scattering angle : 0° < 2θ < 120°
- camera radius/height : 120 mm/400 mm

Fig. 6.2.1 Schematic drawing of a Laue Diffractometer with a Neutron Imaging-Plate for Biological Macromolecule

### 6.3 放射化分析支援システムの開発・整備

#### (1) 調査

研究炉を利用した機器中性子放射化分析（以下放射化分析という）は、微量元素の多元素同時分析を最も感度良く正確に分析できる特徴を活かし、工業製品の材料開発を始め、環境、生物、宇宙等の研究分野において幅広く利用されている。このため放射化分析は、照射実績において、毎年全照射個数に対する割合で大半を占めている。しかし、放射化分析は、高度な知識と熟練を必要とするため、放射化分析に係わる専門的知識を有しない者の新規参入は困難な状況にある。このため、放射化分析を誰にでも精度良く、より簡便に利用できる標準化された放射化分析支援システムの開発・整備を行うこととした。この開発・整備に先立ち、「放射化分析支援システム」の調査を、平成5年度から平成7年度に亘り実施し、本システムの構築に必要な具備すべき条件等について明らかになった。

本年度は、研究炉利用の高度化の一環として、照射利用の主要な分野を形成している放射化分析の利用者が原研の研究炉をより有効に、また、より広範囲に利用できるように利用の現状と動向についての調査を実施した。調査の方法としては、昨年と同様に、放射化分析の各分野における専門家8名の委員で構成する「放射化分析支援システム検討会」を発足させ、調査内容の審議・検討を行うとともに、中性子放射化分析の利用の現状と最新の動向について国内の各分野の研究者を講演者として招いて「放射化分析支援システム研究会」を開催した。研究会では、特に $k_0$ 法と即発ガンマ線分析に関する最近の動向を重点とした以下のような内容について発表、討論が行われた。

$k_0$ 法による中性子放射化分析は、原子炉の中性子スペクトル及び測定装置のパラメータを把握し、放射性核種の物理定数を経験的によく使いこなした多元素同時定量を、簡便に、かつ正確に行える方法であることが紹介された。また、「Second International  $k_0$  Users Workshop」と称する $k_0$ 法利用者の国際ワークショップの参加報告として、研究発表の内容や $k_0$ 法についての情勢などが報告された。即発ガンマ線分析については、多元素同時定量が可能で、B, Si, H などの中性子放射化分析には不得手な元素の分析が行えるという利点を持ち、分析試料がほとんど放射化されないという特徴をもっている分析手段であることが紹介された。また、この即発ガンマ線分析に関連した最新の研究状況や動向について、国内の研究者による講演や、「Ninth International Symposium on Capture Gamma-Ray Spectroscopy and Related Topics, CGS9」と称する国際シンポジウムの参加報告として紹介された。しかし、最近の情勢としては、中性子放射化分析手法に代わってICP-MSなどの周辺の技術による分析手法が著しく発展し、中性子放射化分析手法が危ぶまれている状況にあるとの報告があった。このため、それぞれの分析手法における代表的な研究者による講演をもとに、「中性子放射化分析」と「周辺の分析技術」の得失の比較について整理し、今後の中性子放射化分析の在り方を検討した。

この結論として、中性子放射化分析は、主成分から極微量元素に至る定量が可能で、他に例をみないダイナミックレンジの広い分析法であり、また完成された分析法として正確さに優れ広範囲な分野でその有用性が確認されている方法である。今後も貴重な試料、化学処理が困難

な試料ほど中性子放射化分析を適用していく機会が増すものと考えられる。k<sub>0</sub>法による中性子放射化分析は、従来の比較法のように標準試料作成の手間が掛からず、簡便に、かつ正確に分析できる方法であるが、我が国では諸外国に比べ唯一この分野が遅れており、今後の早期立ち上げが強く望まれている。また、各分析手法において、特異な施設が必要となったり、利用できる機関に限られることを考慮すれば、極微量分析におけるICP-MSなどの「周辺の分析技術」の代替えとなる分析法は必ず必要である。この場合でも、中性子放射化分析は、それらの分析法の正確さを確認する方法として重要な役割を担っているという結論が得られた。

今回の調査では、全国の放射化分析に係わる多くの研究者との情報交換の場が得られ、放射化分析グループの活性化への契機となり、原研施設共同利用の発展に大いに役立つものであると理解する。また本調査は、放射化分析支援システムに必要なデータベースを整備するため、放射化分析における各研究分野での動向に関する調査を次年度においても実施する予定である。

## (2) 整備

放射化分析支援システムの整備の一環として、PN-3設備用制御装置の設置、試料詰替設備の整備、自動試料交換装置の整備を実施した。

### 1) PN-3設備制御装置の設置

PN-3設備用制御装置は、昨年度に設計・製作を終了し、今年度の定期自主検査期間中に据付作業を実施した。本制御装置は、照射時間の延長、プロセスデータの現場監視、自動運転、運転員の分散配備の取り止め、異常時の対応などを考慮し、利用者に使いやすい制御装置をコンセプトとして設計・製作した。設置作業の内容としては、既設制御装置の撤去、操作室のプロセス計算機のシーケンス変更、操作室の中央操作盤のグラフィックパネルの変更、既設制御ケーブルへの接続などである。本制御装置の外観をPhoto. 6.3.1に示した。

### 2) 試料詰替設備の整備

PN-3制御装置の整備に伴い、最大照射時間が2分から20分まで延長された。これにより、従来PN-3設備における放射化分析は、短寿命の核種分析を対象としていたが、中・長寿命の核種へと分析対象元素が拡大されることになる。しかし、これにより取り扱う試料の放射能が増加すると思われるため、フードの取り出し部に試料詰替設備の整備を実施した。試料詰替設備は、試料からの放射能を遮へいするための鉛遮へい体、照射ラビットを取り扱うためのトング、照射試料の放射能を測定するための線量率計、コンテナへ詰め替えるため詰替設備、及び鉛遮へい体の内部を観察するための監視装置などから構成する。本設備は、短寿命核種分析のために、従来のように迅速にフードへ取り出す必要があるため、試料取出用引き出しを設けた。また、中・長寿命核種の試料を一時的に保管するための保管場所を内部に設け、内部の線量率計で線量率を確認した上で取り出せるような構造とした。試料詰替設備の概略図を Fig. 6.3.1に示す。

### 3) 自動試料交換装置の整備

中・長寿命核種を対象とした放射化分析による元素分析においては、短寿命あるいは中寿命の核種を減衰させてから放射線計測を何度か繰り返す必要がある。特に、測定試料が

多い場合や、長い計測時間を必要とする場合には、自動試料交換装置は有効である。このため、PN-3設備で照射した試料の終夜連続測定のために自動試料交換装置を整備した。本装置は、低バックグラウンド鉛10cmを使用した鉛遮へい体、測定試料を保管する試料保管棚、試料を測定する際の手動・自動試料支持台、液体窒素の重量を管理する重量計、測定試料を試料保管棚から試料支持台へ運搬するための多関節ロボット及びコントローラなどから構成する。本装置の特徴としては、① 測定試料を最大100ヶ分セットすることができる。② 同一試料を何度でも、好きな位置で測定することができる。③ 手動及び自動測定の方が選択できる。④ 汎用性のあるロボットであるためニーズに合わせて変更できる。などである。本装置の外観をPhoto. 6.3.2に示す。

次年度以降の整備項目としては、放射化分析支援システムのための自動分析装置のための測定装置、ソフトウェア、及びデータベースの整備などの実施を計画している。

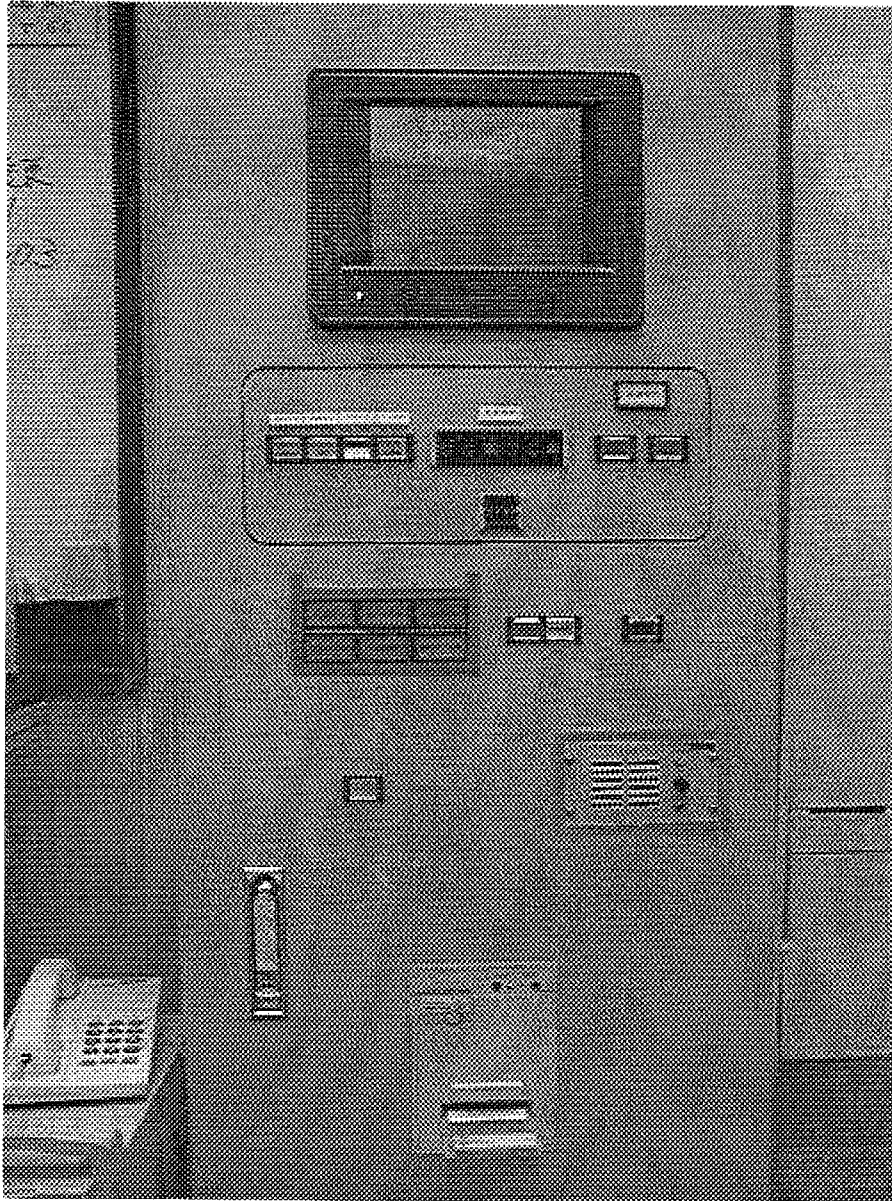


Photo.6.3.1 PN-3 control system

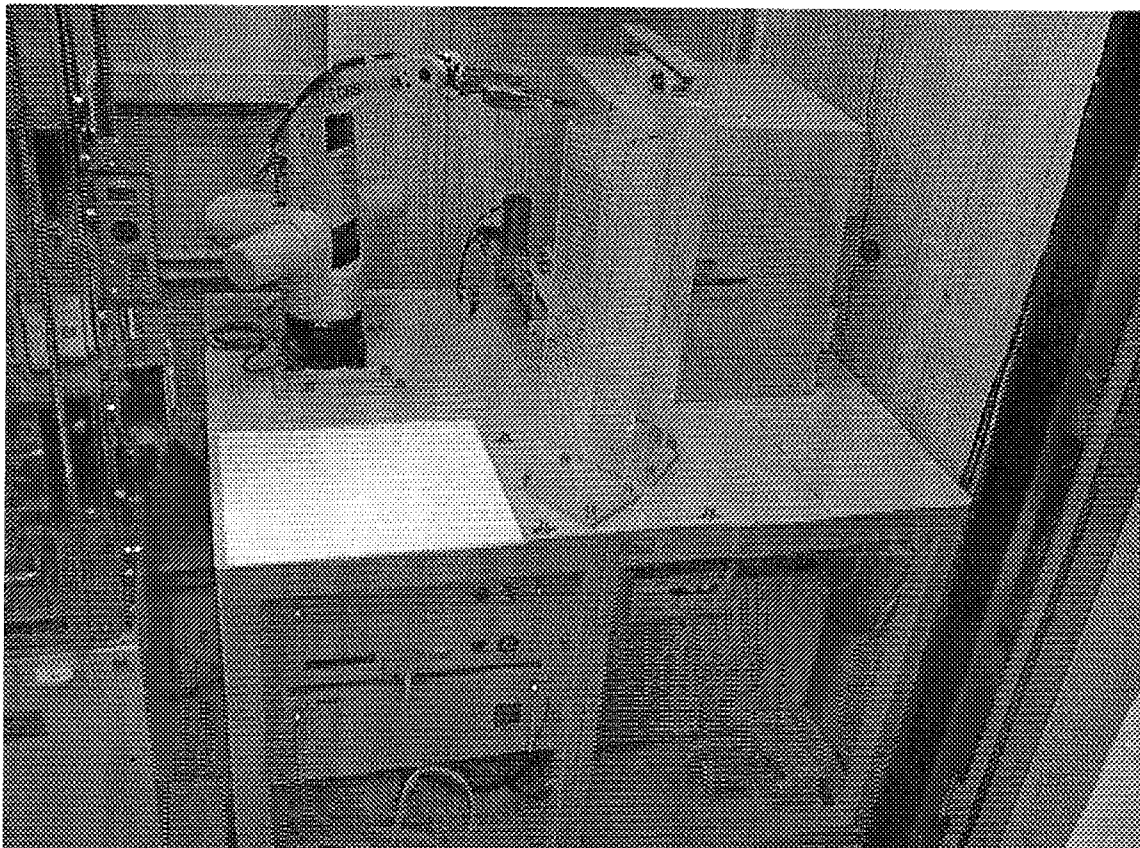
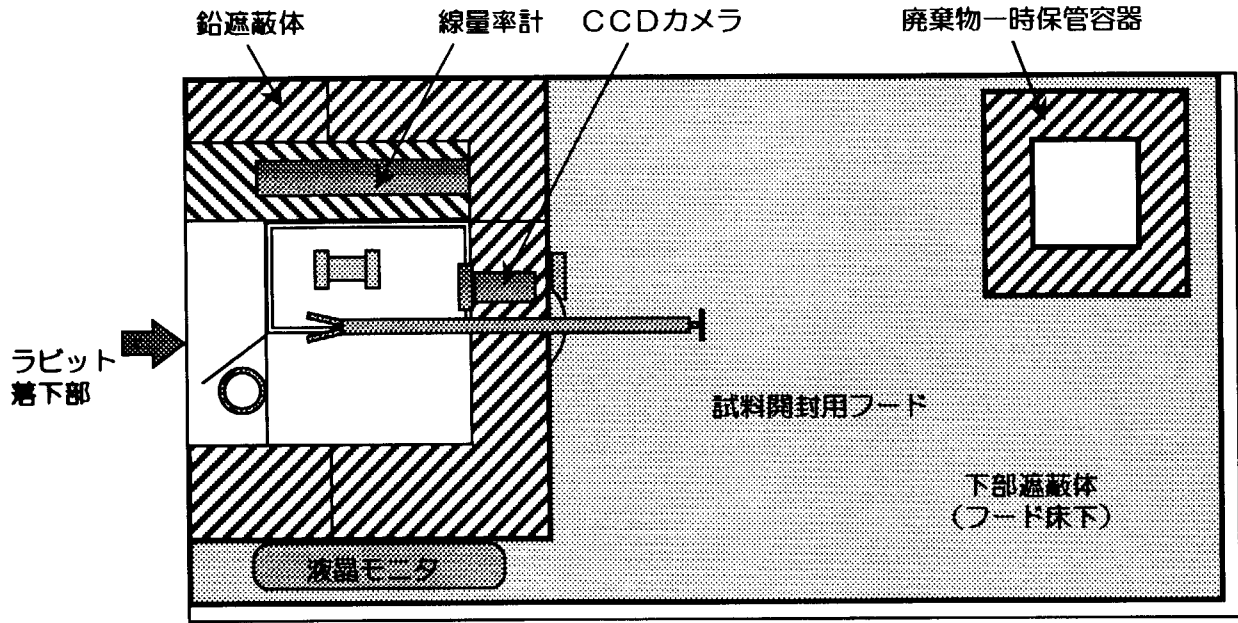
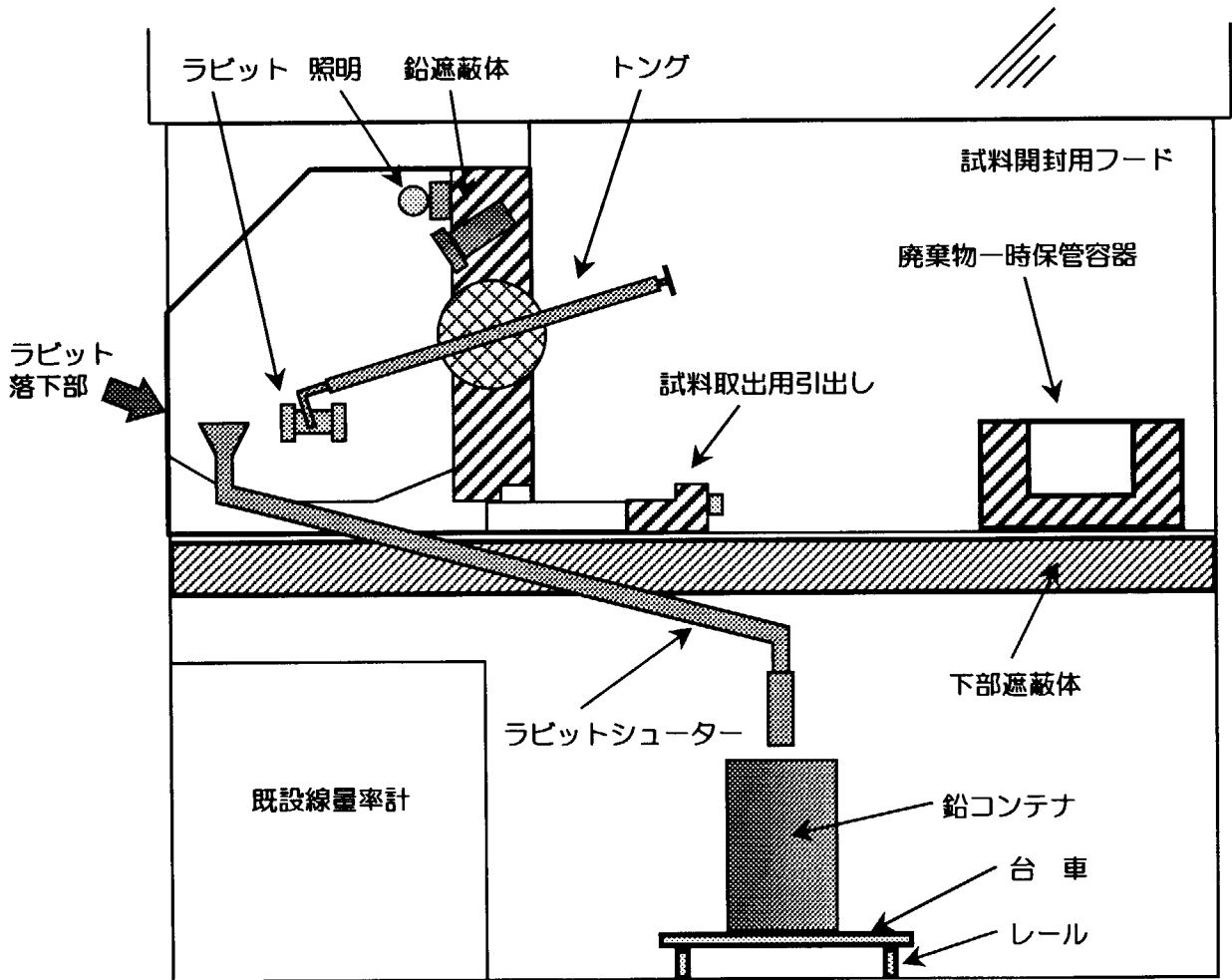


Photo.6.3.2 Automatic sample changer





平面図



正面図

Fig. 6.3.1 Rabbit handling equipment

This is a blank page.

## 7. 主な技術的事項

---

Technical Topics

This is a blank page.

## 7.1 原子炉施設及び機器

### 7.1.1 JRF-90Y-950K型核燃料輸送物の設計変更

JRF-90Y-950K 型核燃料輸送物は、JRR-2、JRR-3及びJRR-4並びにJMTR及びJMTRCに装荷される新燃料要素の国内輸送及び国外輸送に使用することを目的とし、平成2年(1990年)9月5日付けで核燃料輸送物設計承認書が交付された。

研究炉では、JRR-3M 原子炉燃料の効率的運用を図るため、燃料芯材の材質をウランアルミニウム分散型合金燃料（以下「アルミナイド燃料」という。）からウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料（以下「シリサイド燃料」という。）に、また、JRR-4 原子炉燃料の濃縮度低減化計画に伴い、高濃縮ウランアルミニウム合金燃料から低濃縮シリサイド燃料に変更する。これら燃料要素の輸送に係る核燃料輸送物の設計変更申請作業を平成7年度から進め国内関係について設計変更承認書及び英文証明書 of 交付を受け完了した。今回の設計変更で輸送容器に収納する核燃料物質等の仕様は、Table 7.1.1 に示すように新たに3種類のシリサイド燃料要素を追加するもので、輸送容器の改造を伴わないものである。

なお、本設計変更に伴う核燃料輸送物設計承認は、平成8年5月21日付け8原研51第17号で申請、平成8年5月29日に第125回輸送物安全技術顧問会で審議を受け、平成8年8月7日付け8安（核規）第452号にて承認を取得。核燃料輸送物設計承認英文証明は、平成8年8月19日付け8原研51第28号で申請、平成8年9月2日付け8安局（核規）第25号により承認された。

また、設計変更前の容器承認書は、平成2年の製作時から約3年毎に順次取得し更新してきた。容器承認書は承認容器22基に対し、4分割した申請書であったが、今回、一括して申請することとし、平成9年2月28日付け9原研51第11号で申請し、平成9年3月28日付け9安（核規）第103号にて承認された。承認容器として使用する期間は、平成9年3月28日から核燃料輸送物設計承認書の有効期間である平成11年8月6日までである。Table 7.1.2 に設計変更前後の容器承認書一覧を示す。

近年の情報公開制度の拡大に伴い、本容器承認申請書がその対象となり、平成9年1月14日に設置された(財)原子力安全技術センターの原子力公開資料センターにおいて公開されることになった。情報公開用容器承認申請書は申請書とは別に非公開部分を白抜きにし、非公開の理由書を付け、平成9年3月25日付けで財務部長から科学技術庁原子力安全局核燃料規制課長宛に提出した。

本輸送物を国外で輸送するには、核燃料輸送物設計承認書（核燃料輸送物設計承認英文証明）に基づく該当国のライセンスを取得する必要がある。核燃料輸送物設計承認英文証明を取得した平成8年9月2日以降に輸送関係国である仏国、米国及び加国にそれぞれライセンス取得の申請を行い、平成9年3月28日までに海外ライセンスを取得する事に対応していた。近年、各国審査当局の審査体制の変更、審査強化、審査案件の増加等により、3カ国ともに期限までに承認がおりず9年度に繰り越した。

以下に本設計変更に伴う輸送物の概要及び安全解析結果の要約を示す。

## (1) 核燃料輸送物の概要

## 1) 輸送容器の概要

- ① 輸送容器の型名 : J R F - 9 0 Y - 9 5 0 K 型
- ② 輸送物の種類 : B U 型核分裂性輸送物
- ③ 輸送制限個数 : 無限個
- ④ 輸送制限配列 : 任意
- ⑤ 輸送指数 : 0.7 【0.6】(注)
- ⑥ 総重量
  - a 輸送容器の総重量 : 860 kg 以下
  - b 輸送物の総重量 : 950 kg 以下
- ⑦ 輸送容器の外形寸法
  - a 外径 : 約 840 mm
  - b 高さ : 約 1,800 mm

本輸送物の外観を Fig.7.1.1 に示す。

## 2) 輸送容器に収納する核燃料物質等の仕様

## ① 種類

ウランシリコンアルミニウム分散型合金、ウランアルミニウム分散型合金及びウランアルミニウム合金

## ② 重量

## a 燃料バスケット角型収納時

- ・ U: 24,810g 以下 (U-235: 4,850g 以下) 【U: 21,740g 以下 (U-235: 4,250g 以下)】 (注)

(ただし、U-235 濃縮度 19.95 wt% 以下)

- ・ U: 7,280g 以下 (U-235: 3,200g 以下)

(ただし、U-235 濃縮度 46 wt% 以下)

- ・ U: 1,830g 以下 (U-235: 1,700g 以下)

(ただし、U-235 濃縮度 93.3 wt% 以下)

## b 燃料バスケット円筒型収納時

- ・ U: 3,584g 以下 (U-235: 1,575g 以下)

(ただし、U-235 濃縮度 46 wt% 以下)

## c 収納物 : 92 kg 以下

## ③ 放射能の量 : 15.8 GBq 以下 【11 GBq 以下】(注)

## ④ 主要な核種 : U-234 ; 14.90 GBq 以下 【10.29 GBq 以下】(注)

U-235 ; 0.39 GBq 以下 【0.33 GBq 以下】(注)

U-236 ; 0.25 GBq 以下 【0.17 GBq 以下】(注)

U-238 ; 0.25 GBq 以下 【0.21 GBq 以下】(注)

## ⑤ 性状 : 固体

## ⑥ 濃 縮 度 : 93.3 wt % 以下

(注) 【 】内は設計変更前値を示す。

## (2) 安全解析結果の要約

本設計変更に伴う各解析項目に関し、見直しを行った技術的検討結果の概要を以下に示す。

## 1) 構造解析

今回新たに追加した3種類の燃料要素について、一般の試験条件時及び特別の試験条件時のいずれの条件においても、燃料要素に発生する応力は、基準値を超えることなく、健全性は損なわれることはない。

また、追加した3種類の燃料要素の1体当たりの重量は、設計変更前承認範囲を超えることはなく、輸送容器に与える影響は設計変更前収納物の範囲内であり、輸送容器の健全性が損なわれることはない。したがって、構造解析において、収納物の追加による影響のないことを確認した。

## 2) 熱解析

追加した収納物は設計変更前収納物と同様に、発熱量が0であり、輸送容器は収納物の発熱量が0であるものとして評価されているので、一般の試験条件時及び特別の試験条件時、輸送容器の健全性は損なわれることはない。

したがって、熱解析において、収納物の追加による影響のないことを確認した。

## 3) 密封解析

密封解析では、構造解析及び熱解析の結果から、一般の試験条件時及び特別の試験条件時での衝撃並びに温度及び圧力に対して健全性は損なわれず、密封性は確保される。

また追加した3種類の燃料要素を含め、燃料要素1体当たりの表面に付着するウランの放射エネルギーが最も多い燃料は、JRR-3標準型燃料要素（シリサイド燃料；1610 Bq/体）となり、設計変更前収納物よりも大きな値となる。この付着するウランの放射エネルギーを基に従来と同様の方法で放射性物質の漏洩率を求めると、一般の試験条件時及び特別の試験条件時とも放射性物質の漏洩率は基準値より小さく、基準を満足していることを確認した。

## 4) 遮へい解析

遮へい解析では、各燃料のガンマ線源強度及び中性子源強度を求めて比較検討した結果をもとに輸送物について遮へい解析を行い、評価基準を満足していることを確認している。

また、追加した3種類の燃料要素の中でJRR-3標準型燃料要素（シリサイド燃料；914 MBq/体）は、燃料要素1体当たりの放射エネルギーが最も多く、設計変更前収納物よりも多く、この燃料要素で従来と同様の方法でガンマ線源強度及び中性子源強度を求めて、遮へい評価を行った。その結果、通常の試験条件時、一般の試験条件時及び特別の試験条件時とも基準値より小さく、基準を満足していることを確認した。

## 5) 臨界解析

臨界解析では、輸送容器の内部及び外部の空隙は全て水で満たされたものとして、孤立系及び配列系において損傷系と非損傷系のいずれが厳しいかを検討し、最も厳しい状態で解析を行った。

孤立系においては、非損傷系の内容器周囲の領域は断熱材であり、損傷系では断熱材が喪失しているものとして、断熱材が水に置換されたものとする。中性子反射効果及び中性子減速効果は、水の方が断熱材より大きい。したがって、中性子反射効果及び中性子減速効果の大きい損傷系が厳しくなる。

また配列系においては、断熱材がないものとしている損傷系が、非損傷系に比べ、となりあう内容器の配列間の距離が小さく、中性子相互干渉効果が大きいため損傷系が厳しくなる。

内容器に水が満たされている損傷孤立系及び損傷配列系においては、中性子は十分減速されるモデルとなり、中性子減速は同程度である。また、中性子の漏れを全く無いとした完全反射の配列系は、水の反射効果を考慮して中性子の漏れを小さくした孤立系よりもさらに厳しい結果となる。

したがって、本解析では内容器が半径方向に、互いに外接して最稠密配列となる三角格子状に無限個配列した体系である損傷配列系が最も厳しい状態となるので、損傷配列系について未臨界性を3次元モンテカルロ法を用いた臨界解析により評価した。

追加した3種類の燃料要素のうち、JRR-3標準型燃料要素（シリサイド燃料）及びJRR-4燃料要素（シリサイド燃料）の2種類について評価した。JRR-3フォロワ型燃料要素（シリサイド燃料）は、JRR-3標準型燃料要素に比べて、燃料要素1体当たりの $^{235}\text{U}$ 含有量が少ないため、輸送容器収納時の実効増倍率は小さくなるので、評価対象外とした。

水密度  $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ での実効増倍率を下表に示す。いずれの燃料要素も実効増倍率  $K_{\text{eff}} + 3\sigma$  が基準値 0.95 を下回っている。

最適減速状態を与える水密度及びその時の体系の実効増倍率は、主に燃料要素間の距離と燃料要素間の構造物による中性子吸収により決まる。本輸送物では、燃料要素間の距離とこの間にある燃料バスケットのパイプの肉厚は燃料要素による違いは殆どない。したがって、各燃料要素の最適減速状態における未臨界性の確認は、水密度  $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ での実効増倍率が最も大きくなる燃料要素を収納した場合の実効増倍率が 0.95 を超えないことを確認することにより、その他の燃料要素においても確認できる。ここでは、水密度  $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ での実効増倍率が最も大きい JRR-3 標準型燃料要素（シリサイド燃料）について、内容器内外の水密度が  $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ から  $0.0\text{g}/\text{cm}^3$ まで変化した場合の実効増倍率を計算して、本輸送物が最適減速状態においても未臨界であることを確認する。

水密度の影響評価に用いる解析モデルは、水密度  $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ の時と同一である。また、水を除く各領域の原子個数密度組成も同一である。

設計変更前の水密度  $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ での実効増倍率が最も大きくなる燃料要素は、JMT R標準燃料要素の  $K_{\text{eff}} + 3\sigma = 0.905$  であり、本設計変更で実効増倍率が最も大きくなる燃料要



素は、JRR-3標準型燃料要素（シリサイド燃料）の  $K_{eff} + 3\sigma = 0.917$  である。水密度が  $1.0\text{g/cm}^3$  から  $0.0\text{g/cm}^3$  まで変化した場合の実効増倍率の変化は現行設計のJMTR標準燃料要素の場合と同様の傾向を示し、水密度  $0.02\text{g/cm}^3$  において  $0.939$  であり、(Fig.7.1.2 参照) このときの実効増倍率は、基準値  $0.95$  を下回っている。したがって、輸送物は未臨界性能上問題なく健全性を保持することを確認した。

燃料要素の名称	設計変更前	設計変更後
	K <sub>eff</sub> + 3σ	
JMTR 標準燃料要素 (シリサイド燃料)	0.905	/
	※ 0.9097	
JRR-3 標準型燃料要素 (シリサイド燃料)	/	0.917
		※ 0.939
JRR-4 燃料要素 (シリサイド燃料)	/	0.811

※：水密度  $0.02\text{g/cm}^3$

以上の安全解析の結果、設計変更の本輸送物は、規則・告示の技術基準を十分満足している。

### 7.1.2 JRR-3 使用済燃料の貯蔵能力の増量に伴う設置変更

JRR-3 を計画どおり年間7サイクル運転すると、使用済燃料の貯蔵量が平成9年度末には貯蔵施設の貯蔵能力を超えることとなる。このため、使用済燃料貯蔵槽No.1の貯蔵能力(板状燃料)を200体から520体に増量することとし、JRR-3燃料の芯材変更(アルミナイド燃料をシリサイド燃料に変更)と合わせ、平成8年9月30日に原子炉設置変更許可申請を行った。

燃料の芯材変更及び使用済燃料貯蔵槽No.1の貯蔵能力の増量に係る燃料貯蔵設備の安全評価の結果は以下のとおりである。

#### (1) 未臨界性

主要材料がステンレス鋼の未使用燃料貯蔵ラック及び使用済燃料貯蔵ラックA型及びC型にシリサイド燃料を無限体数貯蔵した場合の実効増倍率を、モンテカルロコードKENO-IVで計算した。未使用燃料貯蔵ラックの場合については計算結果が厳しくなるような水密度を仮定し、使用済燃料貯蔵ラックについては可燃性吸収体のない新燃料を貯蔵するなど保守的な条件を設定している。その結果、未使用燃料貯蔵ラックの実効増倍率は約0.85、使用済燃料貯蔵ラックA型の実効増倍率は約0.94、使用済燃料貯蔵ラックC型の実効増倍率は約0.57であり、いずれも設計基準値である0.95以下を満足している。

#### (2) 発熱量

JRR-3燃料1体当たりの出力分但を20MW/26体とし、燃焼度をアルミナイド燃料については50%、シリサイド燃料については60%として、ORIGEN-JRコードを使用して使用済燃料の崩壊熱による発熱量を計算した。取出し時期が異なるそれぞれの使用済燃料からの発熱量を貯蔵能力の限度になるまで積算した結果、使用済燃料プールでは除熱能力(約125kW)に対して発熱量約112kW、使用済燃料貯蔵槽No.1では除熱能力(約9.8kW)に対して発熱量約8.3kW、使用済燃料貯蔵槽No.2では除熱能力(約3.7kW)に対して発熱量約3.6kWであり、いずれも除熱能力を超えることはない。

#### (3) 遮へい

使用済燃料の線源計算は、上記の発熱量の計算で用いた条件(1体当たりの出力分但、燃焼度)でORIGEN-JRコードを使用して実施した。遮へい計算は、QAD-CGGP2コードを使用して実施した。その結果、使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵槽No.1における最大線量当量率は、それぞれ約 $2.5 \mu\text{Sv/h}$ 及び約 $0.007 \mu\text{Sv/h}$ で、JRR-3原子炉設置許可申請書の添付書類九に示されている当該基準線量当量率( $6 \mu\text{Sv/h}$ 、 $60 \mu\text{Sv/h}$ )を十分下回っている。また、使用済燃料貯蔵槽No.2における最大線量当量率は約 $9.9 \mu\text{Sv/h}$ であり、設置許可申請書の添付書類八に示す基準線量当量率( $20 \mu\text{Sv/h}$ )を十分下回っている。

### 7.1.3 JRR-2ろ過水配管からの漏水と対策

#### (1) 概要

平成8年度第7サイクルの起動前点検中（平成8年6月24日）、炉室地階ファンルーム天井附近より水漏れが発生した。漏洩箇所は主重水循環ポンプ駆動用モータ冷却水を水封ダンパ給水配管から分岐するためのT字型配管からであった。漏洩が増大した場合、原子炉運転に影響を与える系統であったため、原子炉の起動を中止し、対応措置を講じた。漏洩配管を取り外し、漏洩箇所の観察を行ったところ、配管がシール溶接構造であり、その溶接線が腐食し、薄くなり一部貫通孔ができそこからの漏洩である事が判明した。貫通孔発生の原因を究明するため、材料面、製作面からの調査を行った。また、その他の類似配管についての調査を行った。その結果、貫通孔の直接原因である溶接線の減肉現象はこの配管が電縫管である事に原因がある事が判明した。本配管を設置した昭和47年当時は、この種の配管の多くは電縫管であったため、そこから腐食が進行し、貫通孔となった。対策として新たにステンレス製の分岐T字型配管を製作し更新した。更新に当たっては設工認を申請し、認可を受けて更新工事を実施した。設置後使用前検査を受験し合格後、供用を開始した。

#### (2) 原因調査

主重水ポンプ冷却用T字型配管からの漏水の原因調査のため、T字型配管を取り外し、外表面を目視観察したところ、漏水箇所のT字型配管下流側フランジの隅肉溶接部付近に孔が認められた。また、配管内面に付着している腐食生成物を除去して目視観察したところ、当該孔（貫通孔）は、配管継目溶接部にあることを確認した。さらに、T字型配管の継目溶接部を目視観察したところ、溶接線全長にわたって薄肉部が認められた。

原因調査にあたり、T字型配管の外観検査及びX線検査、超音波肉厚測定、材料分析等を行った結果、電縫管特有の溝食であることが判明した。

Fig. 7.1.3 にT字型配管貫通孔部の写真を示す。また、電縫配管に溝食が発生するメカニズムを以下に示す。

溝食が一般に知られるようになったのが、昭和50年前後で電縫管の普及とともに電縫管の溝食事例が報告されるようになった。これに伴い各配管製造メーカー（日本鋼管(株)、新日本製鐵(株)）は、発生原因の研究を行った。

発生のメカニズムは、電縫管の製造時溶接部に起こる急熱急冷により、鋼材中に硫化マンガン（MnS）化合物ができ腐食が進行することが判明し、製造工程で溶接部の熱処理又は、鋼材中の硫黄（S）含有量の低減等を行い、溝食が発生しない配管を各社とも昭和55年前後に耐溝食電縫管として販売した。

電縫管の溝食は、電縫管の製造技術の飛躍的な発展にともない発生した電縫管特有の腐食である。腐食の進行は使用環境により異なり、早いものでは約2週間で貫通した例もある。JRR-2の電縫管は約20年で貫通しており極めて腐食の緩やかのものであったと思われる。

#### (3) 対策

原因究明と平行して配管更新の準備を進めた。貫通孔の発生原因が電縫管であることが判明したので、継ぎ目のない配管で製作する事を決定し、設工認申請を準備した。ろ過水配管の機器種別は第4種管として設計し、強度評価を行い安全性の確認を行った。設計条件及び設計仕様を次

表に、また、更新配管外観図をFig. 7.1.4 に示す。更新工事後、7月25日使用前検査を受検し合格となり、7月28日原子炉の運転を再開した。

## 設計条件

名 称	主循環ポンプ駆動用モータの冷却水配管の一部（本更新箇所）
液体の種類	水
最高使用温度	40℃
最高使用圧力	0.39MPa
管 種	第4種管

## 設計仕様

名 称	主循環ポンプ駆動用モータの冷却水配管の一部（本更新箇所）		
主要材料	配 管	STPG 370	
	継 手	STPT 370	
	フランジ	SS400	
主要寸法	主 管	管径	139.8 (mm)
		肉厚	6.6 (mm)
	分岐管	管径	60.5 (mm)
		肉厚	3.9 (mm)

#### 7.1.4 JRR-3M 1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプの分解検査

1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプについては、定期検査として外観及び作動検査を行っている。本年度は第5回目にあたるため、これらの分解検査も実施した。

1次冷却系機器は通産省告示の第3種機器相当として製作され、ポンプの耐圧部については放射線透過試験を実施し、割れ、巣等の欠陥の嚴重なチェックを行っている。JRR-3Mは低温、低圧で軽水（純水）を使用していることから、機器にとっては好環境にあり欠陥が生じにくいと思われる。しかし、竣工以来、約3万時間の運転となっているため、耐圧部、可動部を含めて詳細な分解検査を行った。

以下にポンプの仕様及び検査結果の概要を示す。

##### (1) 仕様

###### 1) 1次冷却材主ポンプ

型式	横型遠心式メカニカルシールポンプ
容量	1200 m <sup>3</sup> /h
揚程	46 m
主要材料	SCS13
出力	250 KW
台数	2 台

###### 2) 1次冷却材補助ポンプ

型式	横型斜流式メカニカルシールポンプ
容量	270 m <sup>3</sup> /h
揚程	4 m
主要材料	SCS13
出力	5.5 KW
台数	2 台

##### (2) 検査結果

###### 1) 外観検査

分解前の外観としてはリークの形跡、外部損傷の有無、ボルトナットの緩み、その他取付け部品の状態について確認を行ったが、それぞれのポンプとも異常な箇所は見当たらなかった。

分解時の外観としては内部状態の確認、ケーシング内の割れ、異常な摩耗、腐食、インペラの損傷、変形、シャフトの変形、亀裂等を点検したが異常部はなかった。

###### 2) 液体浸透探傷試験 (PT)

ケーシング部、特に耐圧部は鋳物であるためPTは出来ないが、機械加工部であるケーシングリング、ケーシングカバー、ウエアリングの一部、可動部であるインペラ、シャフト等のPTを実施し、欠陥の有無を確認した。結果の写真の一部をPhoto.7.1.1に示す。

いずれも欠陥は無く、良好であった。

### 3) 組立検査

ポンプの部品交換としてシール部は毎年、ベアリングは隔年の割合で交換している。本年度は全ポンプ共に両方の交換を行った。組立時にはインペラとケーシングのクリアランス測定、カップリング後のセンターリング調整等を行い、それぞれの値が管理値内にあることを確認した。

### 4) 作動検査

組上げ後の水張りによって漏洩の無いことを確認後、ポンプを運転し性能が維持されていることを確認した。

原子炉プール水は浄化装置によって水質が保持され、キャビテーション等の発生もないことから性能的には竣工時の値を維持している。

### (3) まとめ

1次冷却材主ポンプ2台、補助ポンプ2台についての分解検査の結果は、有害な腐食、傷、変形等も無く、性能的にも仕様を満足しており合格であった。

次回、定期検査として分解検査を受けるのは5年後の第10回目となるが、原子炉の運転が順調に遂行されたとすれば約3万時間運転することになり、積算として約6万時間運転後の点検となる。

主ポンプについては、過渡変化時の解析の中でコストダウン曲線を用いており、この曲線に適合させるために通常より重量のあるカップリングを使用している。この影響はベアリングあるいはシャフトに現れることになるが、検査の結果は特に異常は見られなかった。

今後についても、これらのポンプのシール部は毎年、ベアリングについては隔年の交換でメンテナンスを継続する予定である。これは多少早めの措置ではあるが、安全・安定運転のために予防保全の見地から必要であると考えている。

### 7.1.5 CNSの真空圧力上昇の原因と対策

#### (1) 概要

JRR-3第3サイクルの運転において、CNSコンデンサ真空断熱槽（以下「断熱槽」という。）内の真空圧力が $10^{-3}$ Torrへと上昇したため、原子炉を手動停止するとともにCNSも停止した。調査の結果、真空圧力上昇の原因は低温配管接続部のOリング及び金属パッキンに傷があり、これによるものであった。当該部品を予備品と交換して低温運転を行ったところ真空圧力の上昇はなく安定した運転が確認出来た。以下にその原因と対策について述べる。

#### (2) 原因調査

断熱槽真空圧力を上昇させる要因は、断熱槽への漏れ込み及び断熱槽内に設置されているクライオポンプの作動不良がある。今回の圧力上昇はその状況から、クライオポンプの作動不良の可能性も考えられるが、それ以上に漏れ込みが増えたことによるものであると推定される。

断熱槽は、外側がプール水にまた内側が減速材（水素）に接しており、内部は真空系と仕切弁で切り離されている。真空系の真空圧力が通常値（約 $10^{-6}$ Torr）であることから、漏れ込みは内外構造物（配管、容器、継手）の健全性が損なわれたためである。

漏れ込み箇所は、唯一機械的接続部である低温配管接続部の可能性が高く、当該箇所が点検可能であることから開放点検を行うこととした。点検の結果、外管のOリング（エチレンプロピレンゴム製）及び内管の金属パッキン（アルミニウム製）に微小な線状痕が観察された。Oリング及び金属パッキンを新品と交換し、断熱槽を真空引きしたところ真空圧力は回復した。また、CNS冷凍設備の運転を行い、低温状態において真空圧力が安定していることを確認した。

Fig. 7.1.5 に低温配管接続部概略図を、また、Photo. 7.1.2 ～ .3 に線状痕が確認されたOリング及び金属パッキンを示す。

#### (3) 原因

断熱槽真空圧力上昇の原因は、低温配管接続部のOリング及び金属パッキンに生じた微小な線状痕からの漏えいによるものである。この微小線状痕は、その形状から組み込み時のシール面洗浄に用いたガーゼの繊維等をかみ込んだ結果生じたものと推定され、使用期間中の圧力変化等により、密封性に影響を及ぼしたものである。

#### (4) 対策

傷が認められた低温配管接続部のOリング及び金属パッキンを新品と交換した。交換に際しては、異物のかみ込みを防止するため、圧縮空気の吹きつけによるフラッシングを行った。なお、今回取り外したOリング及び金属パッキンには著しい劣化は認められなかったものの、平成元年度の据付時から使用していたものであり、使用条件を考慮し5年を目途に交換するとともに、交換時には微細な異物のかみ込みについて十分配慮することとする。

Table 7.1.1 Specification of Fuel Elements Loaded in a Packaging

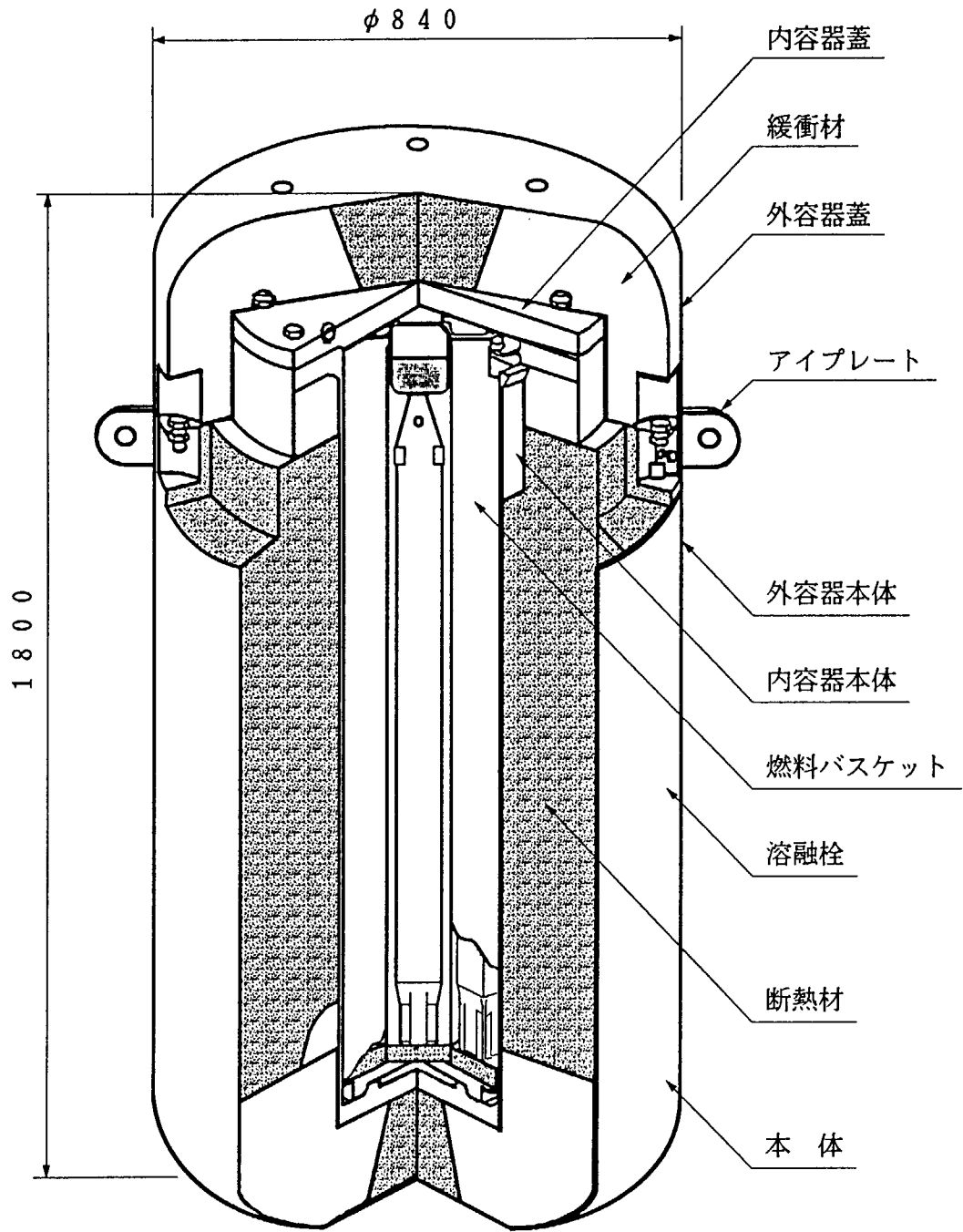
燃料バスケット 種 類	角 型 用										円筒型用	
	JRR-3		JRR-4		JRR-4		JMTR, JMTRC		JRR-2			
原子炉	JRR-3標準型		JRR-4		JRR-4		JMTR標準燃料要素		JMTRC燃料要素		JRR-2 円筒BM型 燃料要素	
燃料要素	燃料要素		燃料要素		燃料要素		燃料要素		燃料要素			
重量(kgU/基)	16.12 以下	24.81 以下	10.49 以下	15.86 以下	1.83 以下	11.77 以下	10.75 以下	7.28 以下	21.74 以下	4.78 以下	14.33 以下	3.584 以下
<sup>235</sup> U含有量(g/体)	315 以下	485 以下	205 以下	310 以下	170 以下	230 以下	210 以下	320 以下	425 以下	210 以下	280 以下	225 以下
放射能の量(GBq/基)	5.97 以下	9.14 以下	3.89 以下	5.89 以下	5.01 以下	4.36 以下	4.04 以下	6.47 以下	8.05 以下	4.25 以下	5.31 以下	3.185 以下
燃料芯材	ウラン/アルミニウム 分散型合金	ウラン/シリコン アルミニウム 分散型合金	ウラン/アルミニウム 分散型合金	ウラン/シリコン アルミニウム 分散型合金	ウラン/アルミニウム 合 金	ウラン/アルミニウム 分散型合金	ウラン/シリコン アルミニウム 分散型合金	ウラン/アルミニウム 分散型合金	ウラン/シリコン アルミニウム 分散型合金	ウラン/アルミニウム 分散型合金	ウラン/シリコン アルミニウム 分散型合金	ウラン/アルミニウム 分散型合金
性 状	アルミニウム合金											
被覆材	アルミニウム合金											
側板、取付板等	アルミニウム合金											
可燃性吸収体	—	加 <sup>*</sup> シロゲン	—	加 <sup>*</sup> シロゲン	—	—	—	加 <sup>*</sup> シロゲン	加 <sup>*</sup> シロゲン	—	加 <sup>*</sup> シロゲン	—
U-235濃縮度 (wt%)	19.95 以下		19.95 以下		93.3 以下	19.95 以下		46.0 以下	46.0 以下	46.0 以下	19.95 以下	46.0 以下
燃 焼 度	0 (新燃料)											
発 熱 量	0 (新燃料)											
冷 却 日 数	0 (新燃料)											
燃料重量 (kg/体)	9.2	9.2	6.0	6.0	6.3	7.9	6.5	7.6	8.4	5.2	5.8	7.5
装荷体数 (体/基)	10 以下											

【 新規追加 】 【 新規追加 】 【 新規追加 】



Table 7.1.2 Serial number of JRF-90Y-950K Package

No.	新容器承認書番号	旧容器承認書番号	承認容器 登録番号	製造番号等		
				本 体	燃料バスケット	
1	9 安(核規)第 103 号	4 安(核規)第 720 号	S 1 B 1 1 9	J R F - 1	角 型	
2			S 2 B 1 1 9	J R F - 2		
3			3 安(核規)第 557 号	S 3 B 1 1 9		J R F - 3
4				S 4 B 1 1 9		J R F - 4
5				S 5 B 1 1 9		J R F - 5
6				S 6 B 1 1 9		J R F - 6
7		3 安(核規)第 558 号		S 7 B 1 1 9	J R F - 7	
8				S 8 B 1 1 9	J R F - 8	
9			S 9 B 1 1 9	J R F - 9		
10			S 1 0 B 1 1 9	J R F - 1 0		
11			S 1 1 B 1 1 9	J R F - 1 1		
12			S 1 2 B 1 1 9	J R F - 1 2		
13			S 1 3 B 1 1 9	J R F - 1 3		
14			S 1 4 B 1 1 9	J R F - 1 4		
15			S 1 5 B 1 1 9	J R F - 1 5	円 筒 型	
16			S 1 6 B 1 1 9	J R F - 1 6		
17			S 1 7 B 1 1 9	J R F - 1 7		
18			S 1 8 B 1 1 9	J R F - 1 8		
19	4 安(核規)第 740 号	S 1 9 B 1 1 9	J R F - 1 5	J R F - 1 9		
20		S 2 0 B 1 1 9	J R F - 1 6	J R F - 2 0		
21		S 2 1 B 1 1 9	J R F - 1 7	J R F - 2 1		
22		S 2 2 B 1 1 9	J R F - 1 8	J R F - 2 2		



(単位：mm)

Fig. 7.1.1 Illustration of Packaging

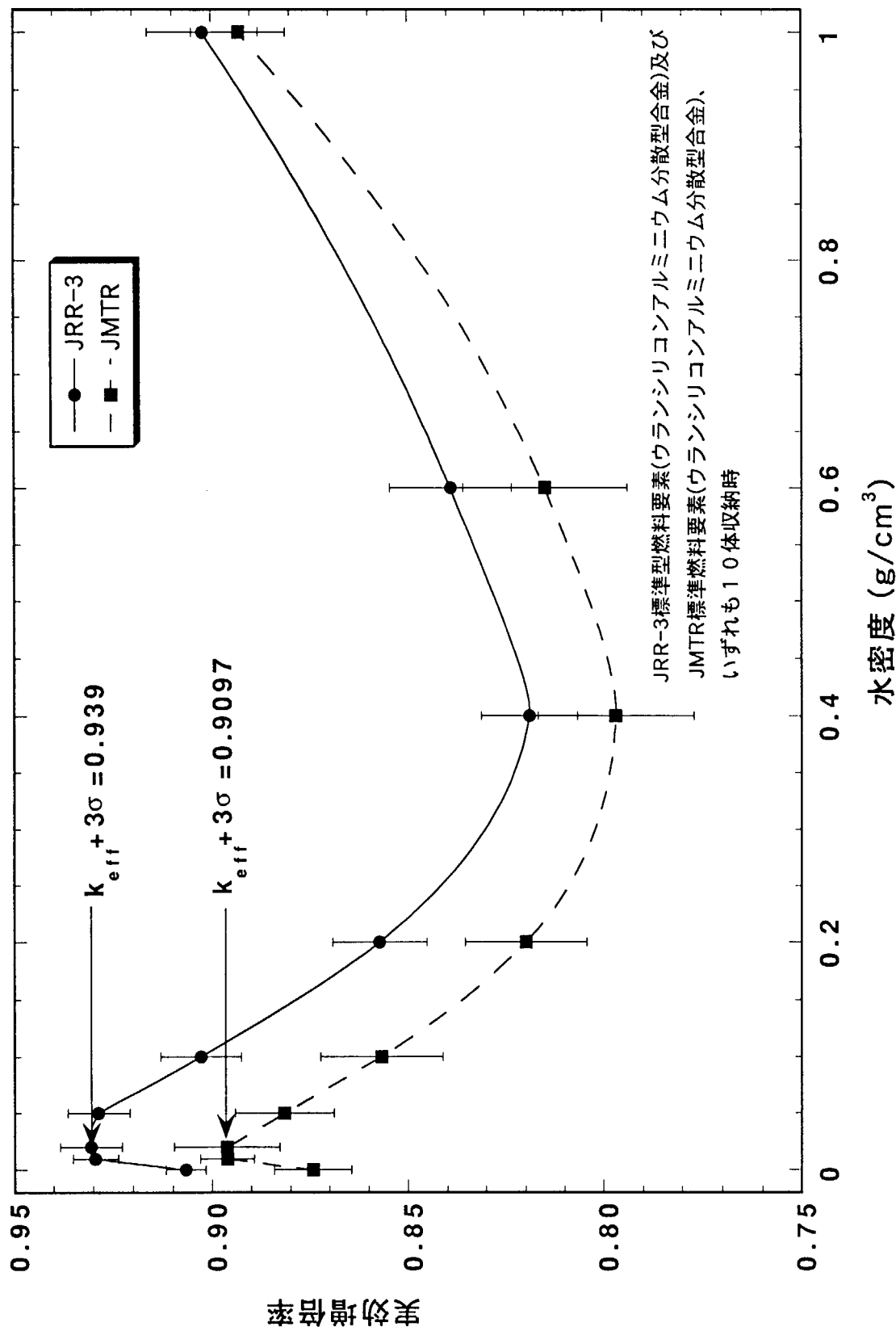


Fig. 7.1.2 Relationship between Water Density and Effective Multiplication Factor

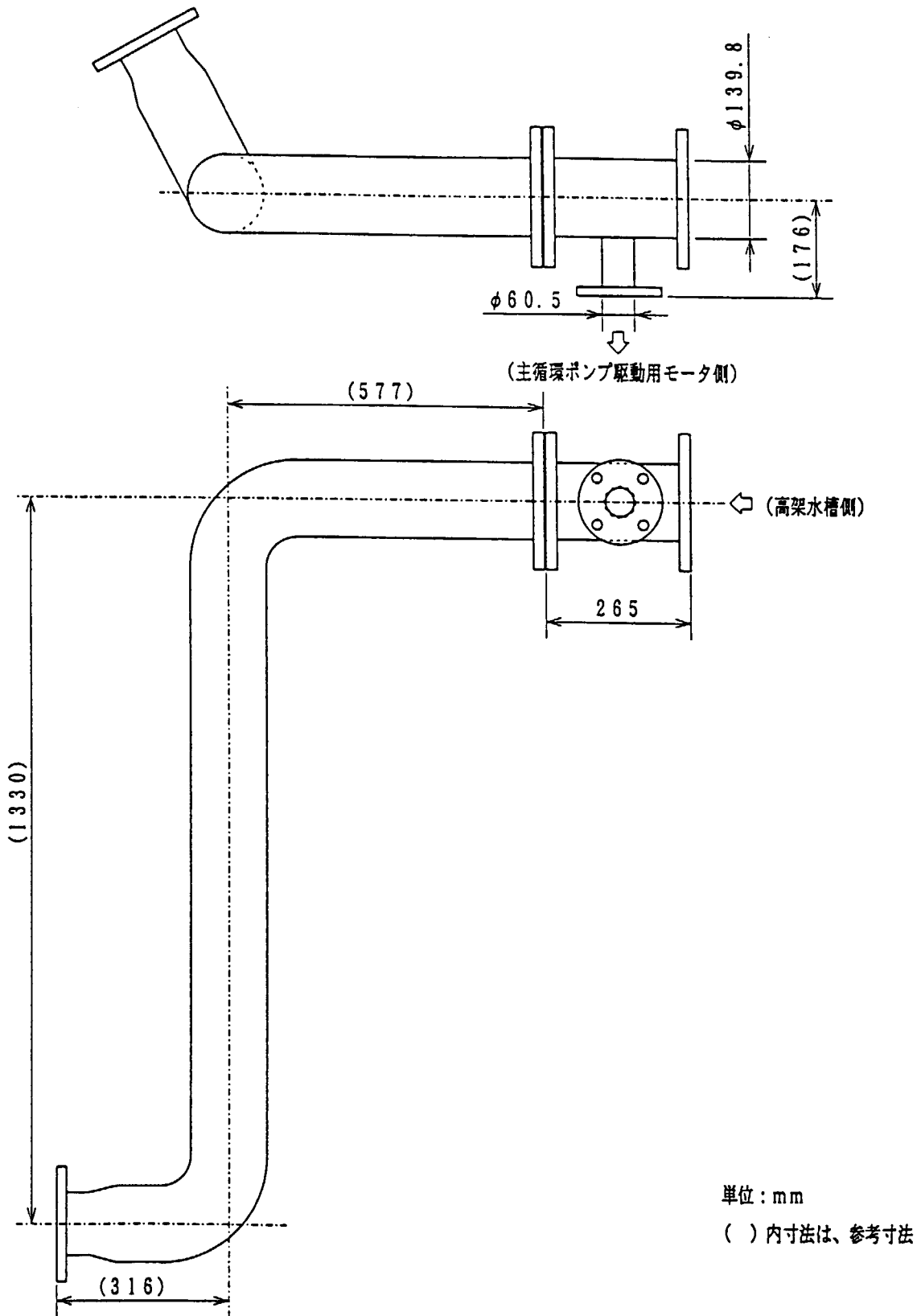
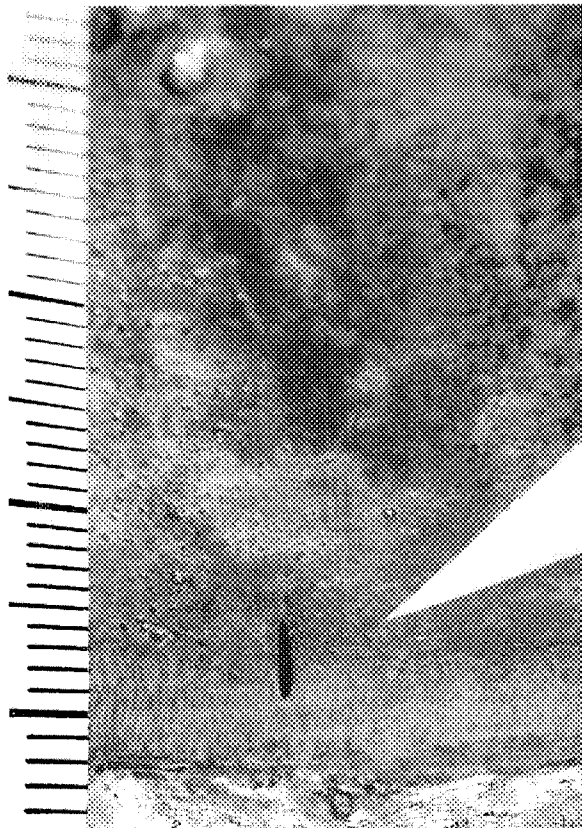
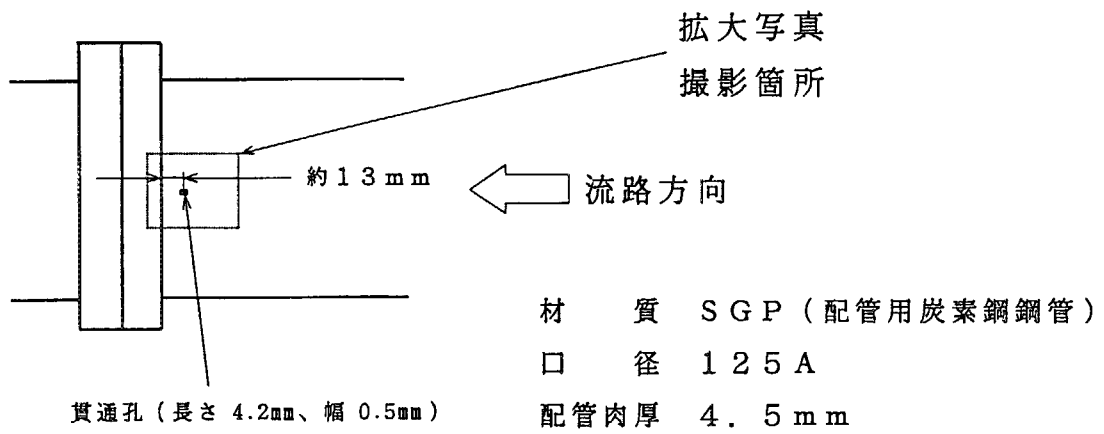
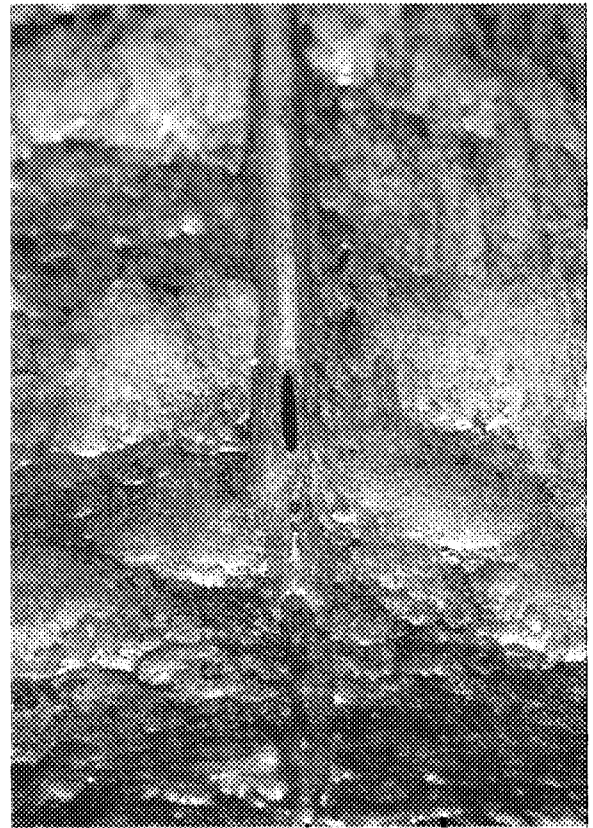


Fig. 7.1.3 Schematic of New Pipe of DP-1.2 Cooling System



外面



内面

Fig. 7.1.4 Photograph of inner and outer surface of T-shaped pipe after cleaning

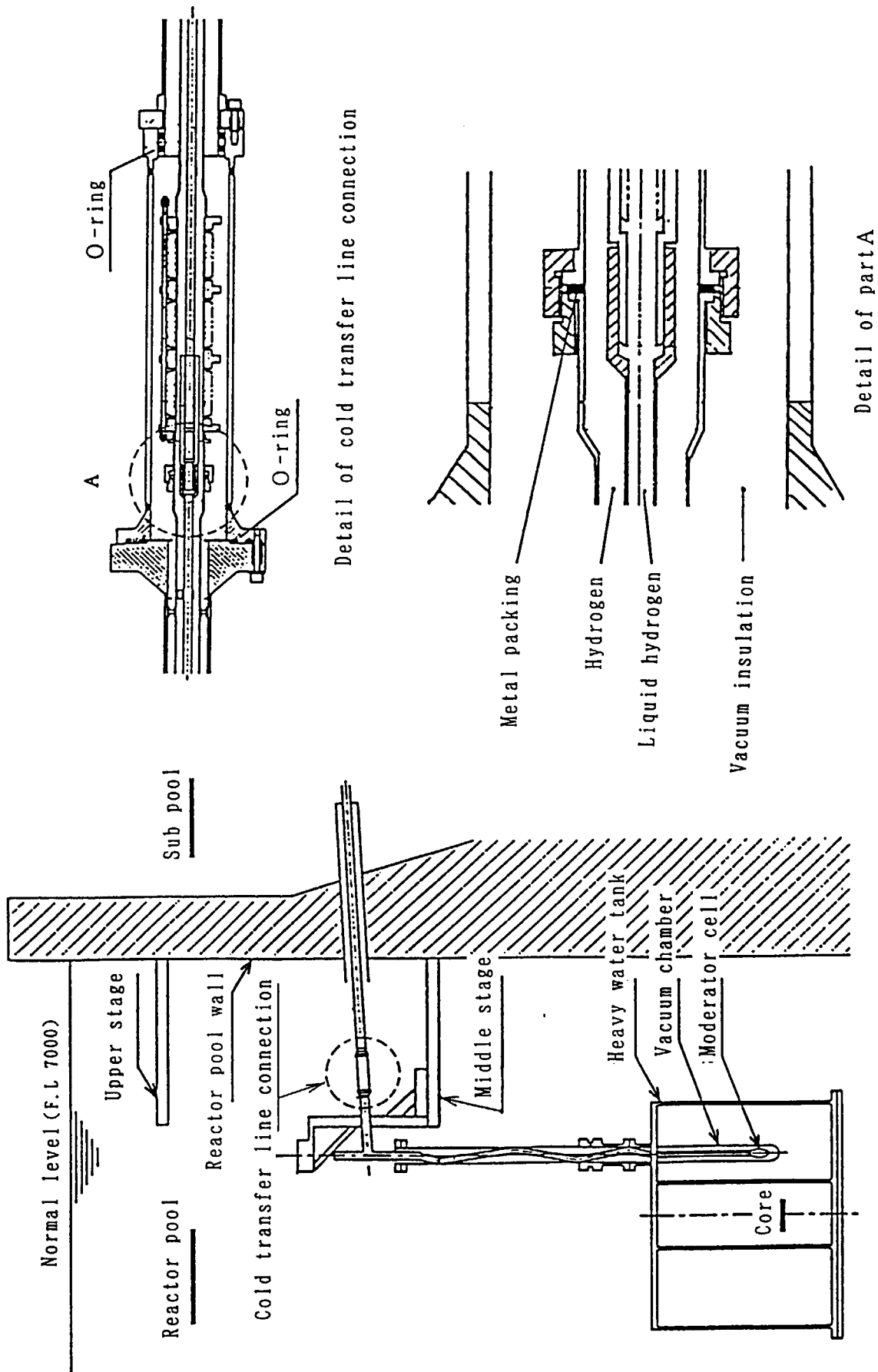
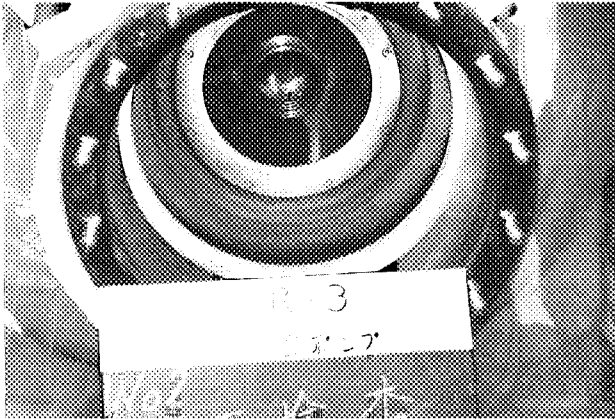


Fig. 7.1.5 Connection of the cold transfer line

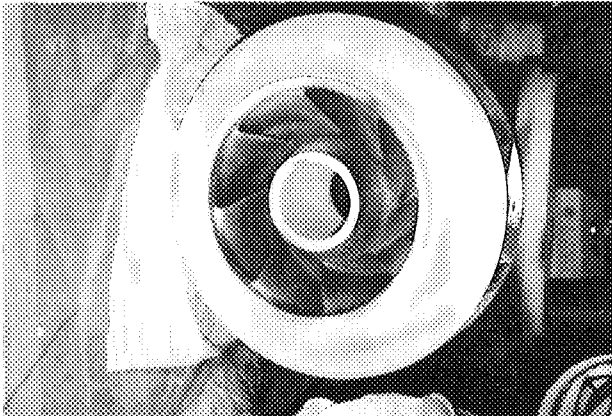
1次冷却材主ポンプ



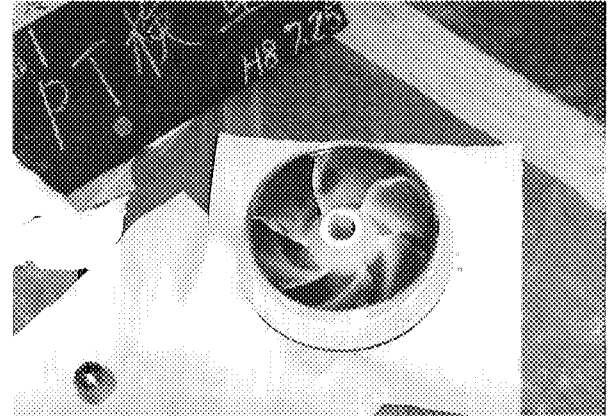
1次冷却材補助ポンプ



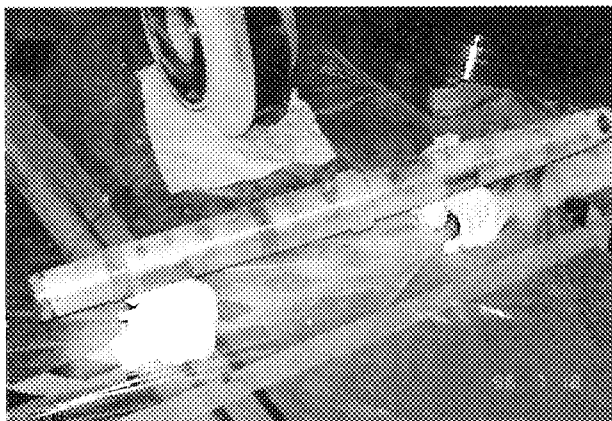
ケーシング部



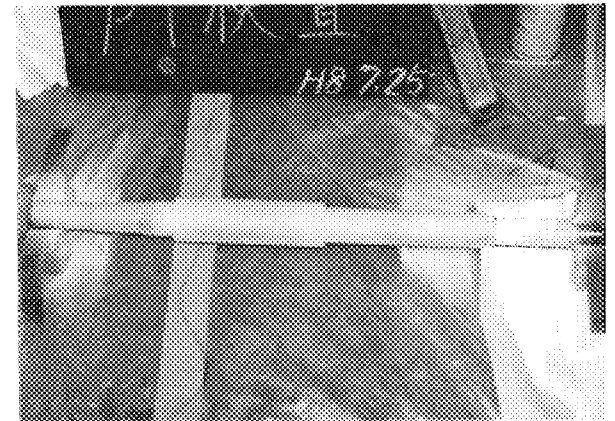
ケーシング部



インペラ部



インペラ部



シャフト



シャフト



Phot. 7.1.1 Liquid Penetrant Testing of Primary Pump



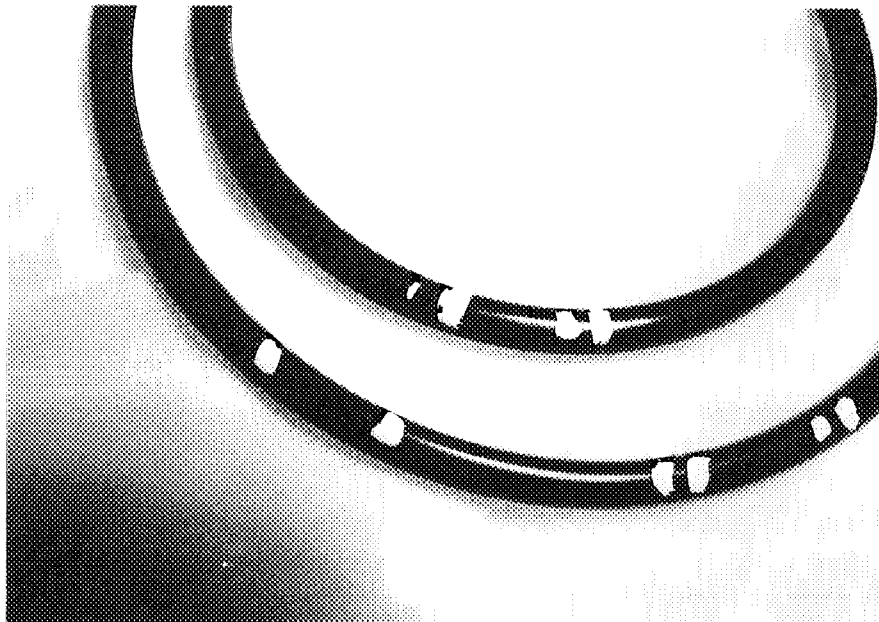
× 45

1 mm

Micrograph of minor injury on inner O-ring

Diameter of inner O-ring ID 88.57×Φ 5.33

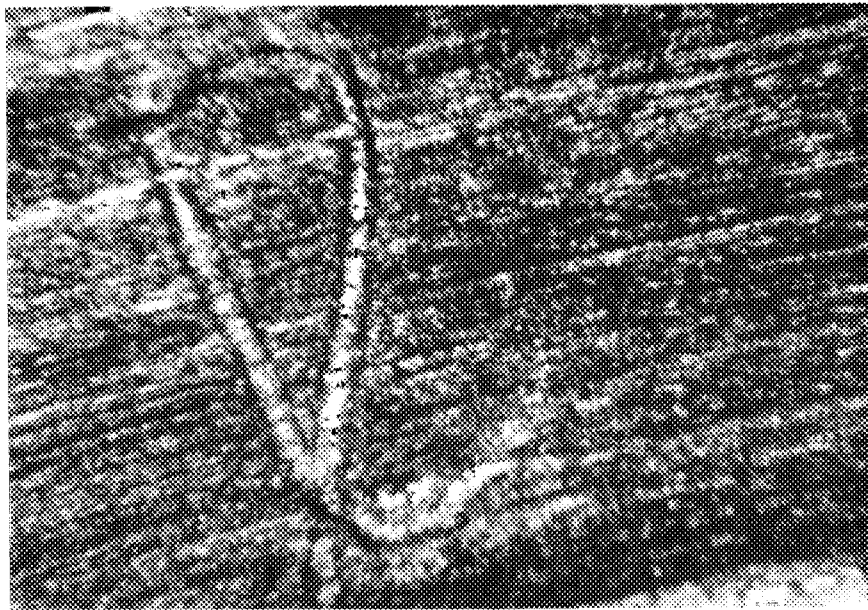
Diameter of outer O-ring ID 118 ×Φ 5.33



Inner and outer O-rings

Photo.7.1.2 O-ring of cold transfer line connection





× 45

1 mm

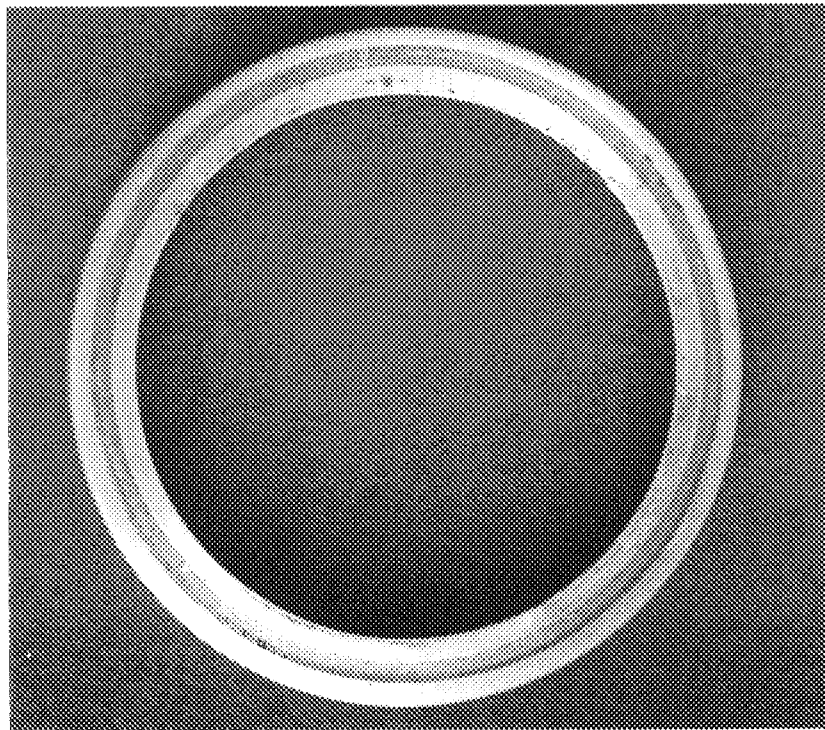
Micrograph of minor injury on metal packing



Outside diameter  $\Phi$  37.8

Inside diameter  $\Phi$  30.5

Thickness t 0.3



Metal packing

Photo.7.1.3 Metal packing of cold transfer line connection

## 7.2 利用技術

### 7.2.1 水力照射設備の照射時におけるラビット内温度測定

水力照射設備は、原子炉運転中の任意の時間に試料を中性子照射するための設備で、照射中のラビットは、冷却水（約 30 °C）により冷却されているためラビット温度は約 30 °Cであると推定できる。しかし、ラビット内側は、試料を入れるため  $\phi$  26mm × L100mm の中空となっており、中心部に配置された試料は周囲が空気層のためほとんど除熱されないことから少なくともラビット温度より上昇するものと思われる。これは、放射化分析用の粉末試料照射の場合に用いられる石英管の配置状態においても同様なことが考えられる。粉末試料等少量な照射の場合試料を石英管に封入し、可能な限り 1 本のラビットに入れるため、数本束ねて配置する。束ねた中心の試料は周囲を熱の伝わり難い石英管で囲まれるため、中空の中心と同様な状態と考えられる。放射化分析試料の中では、200 °C 付近で炭化するものがある等、温度によっては試料に重大な影響を受ける。

そのため今回は、放射化分析で用いられる石英管とほぼ同様な石英管を用いて束ねた状態の石英管の中心部の温度を測定し、粉末及び微量試料の照射の際の参考となるデータを得ることとした。

#### (1) 測定方法

測定は、4 本のラビット内に測温用モニターをそれぞれ 1 個配置し、4 本とも HR-2 照射孔で 1 時間の照射を実施した。熱中性子束は、HR-1 照射孔及び HR-2 照射孔どちらもほぼ  $1 \times 10^{14}$  n/c m<sup>2</sup>·sec である。

測温用モニターには、融点の異なる低融点合金のサーモテープ 4 種類を約 5mm 角（約 10 mg）に切断して用い、それぞれ石英管（ $\phi$  6mm × L 50mm × t 1mm）に封入し、ラビットの中心になるよう石英管を束ね、アルミ фольに包み配置した。モニターの種類を下記に示す。また、水力ラビット内のモニター配置図を Fig.7.2.1 に示す。

モニター No.	組 成	溶 融 温 度 (°C)
1	Sn - 57Bi	139
2	Pb - 63Sn	183
3	Sn - 3Sb	232
4	Pb - 1Sn - 1Ni	329

#### (2) 結 果

モニター No.1(溶融温度：139 °C)が溶けて塊状となっていた。他のモニターの外観に変化は見られなかった。これより、石英管を束ねた場合中心に位置する石英管の温度は、おおよそ 140 °C から 180 °C にあることが確認できた。

本結果をもとに放射化分析用試料等の照射に対応することとする。また、RI の製造、照射損傷等の照射における形状の異なる試料についても、ラビット内の配置によって温度が変化することが考えられるため随時温度測定を実施する予定である。

### 7.2.2 研究炉利用施設ネットワークの整備

施設利用ネットワーク整備についての構成をFig. 7.2.2に示す。原研のウェブ本体は東海研の計算科学技術推進センターを利用し、各施設毎にサーバを設置してデータベースの管理を行う。また、各施設の利用手順をFig. 7.2.3に示す。原研のホームページにより利用関連の案内を行い、総合窓口を企画室東海駐在に置いて利用の全般的相談を受ける。具体的な利用に関する技術相談は従来通り各施設担当課で受けるとともに、利用申し込み受付から契約、施設利用までをデータベースとして管理し、必要時に利用状況を参照可能なシステムとする。

平成8年度は、研究炉及びJMT Rの利用施設への問い合わせや、申し込み等をインターネットを通じて行えるようにし、更にそれらによるデータを管理するためのデータベースの基本部分を作成した。研究炉における照射申込書及び実験申込書については、シリコンの申し込みを照射申込書で行えるようにし、中性子ビーム実験と遮へい実験等の実験申込を同一の申込書で行えるように統一し、実績データとして必要な追加データを取り込むために、現在使用している申込書の変更を行った。また、申し込みは、利用者をIDやパスワードによって登録、管理し、セキュリティを持たせることとした。平成9年度に、利用情報の提供、利用情報に資するためのデータベース内のデータの集計、申し込みのオンライン化の未作成部分の作成、申込データに基づいた利用計画の作成等を行い、平成10年10月から研究炉利用申込受付を開始し、平成11年度から本格運用開始の予定である。

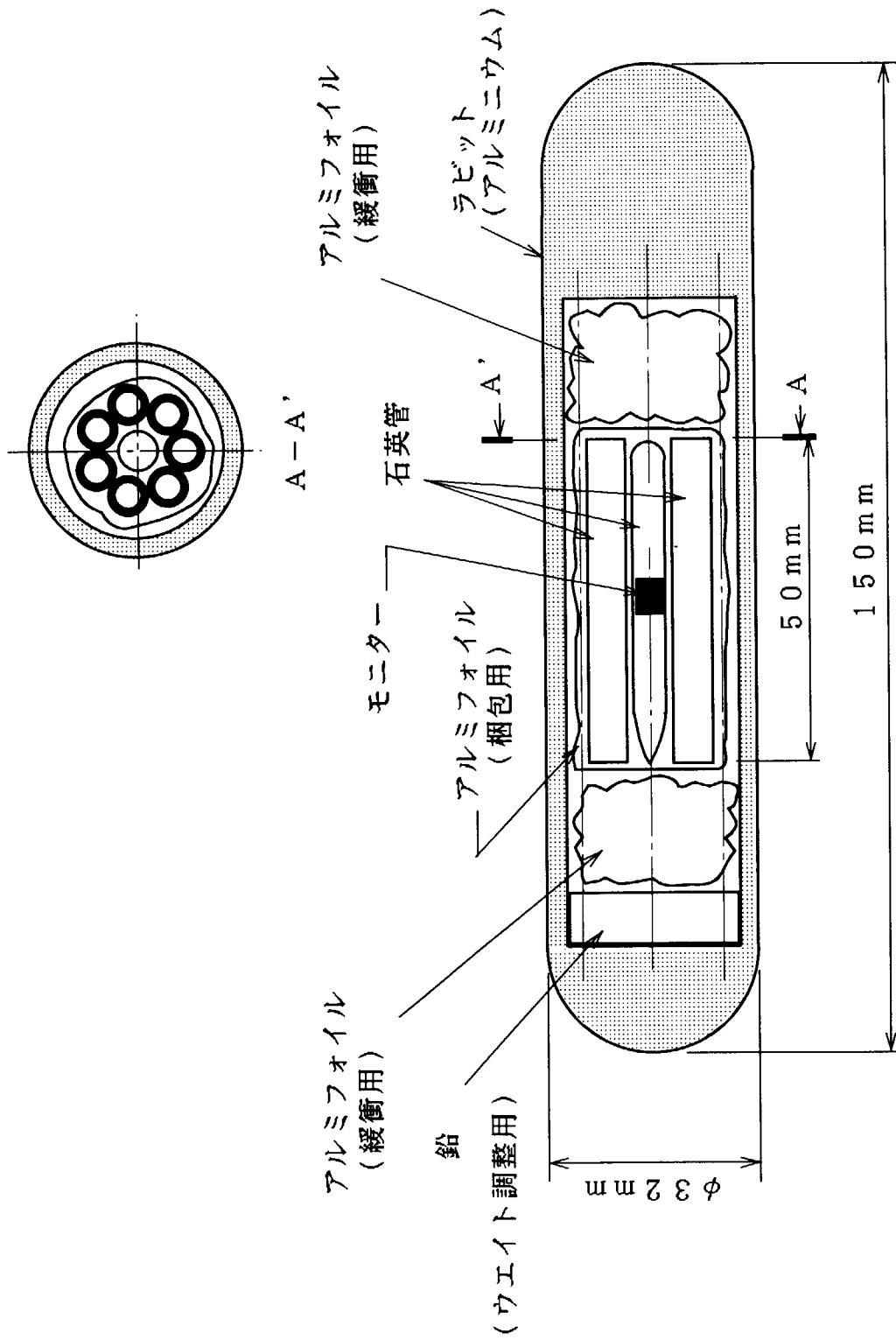


Fig 7.2.1 Placement of Thermotapes in Rabbit

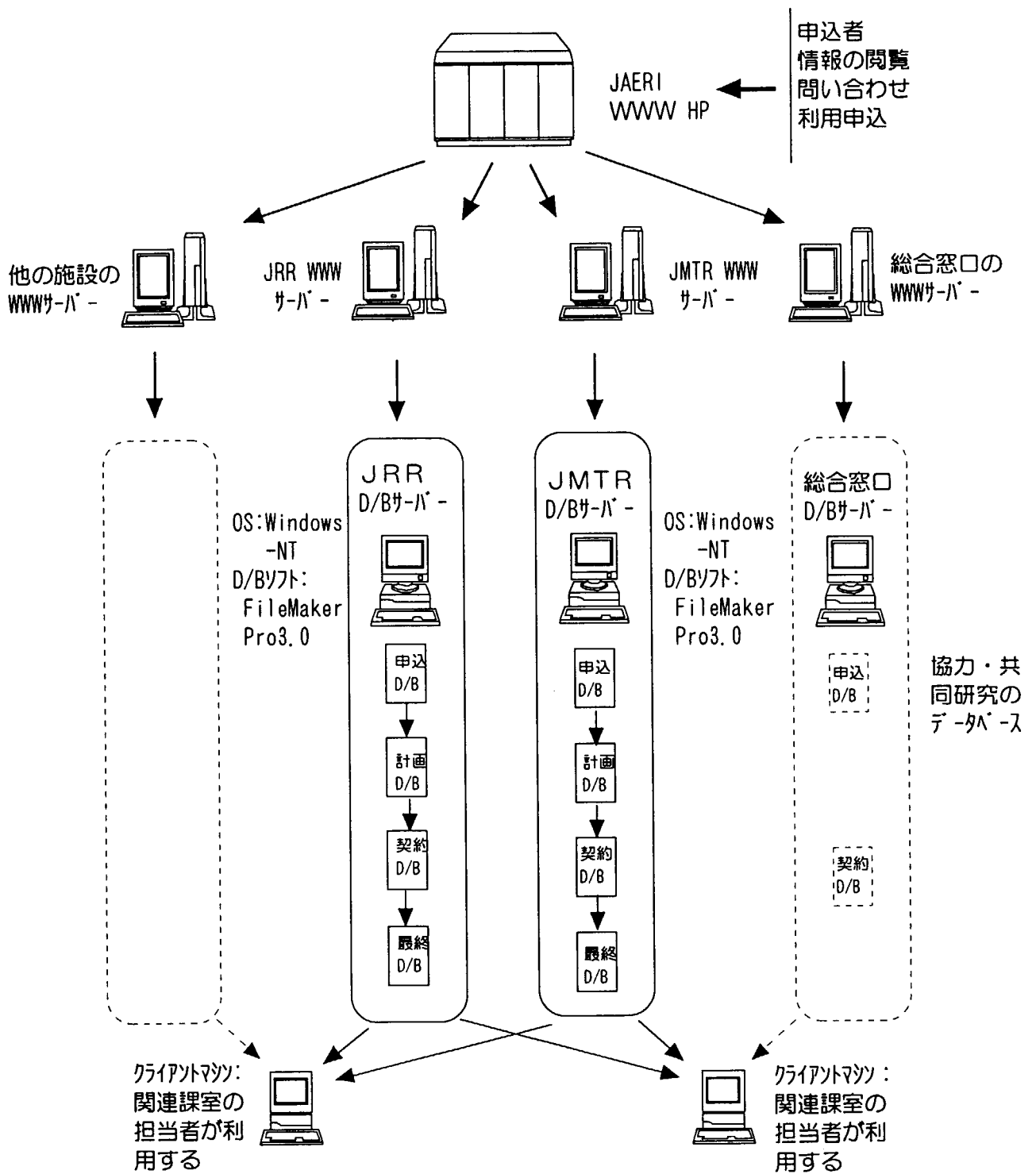


Fig. 7.2.2 Outline of Utilization Database

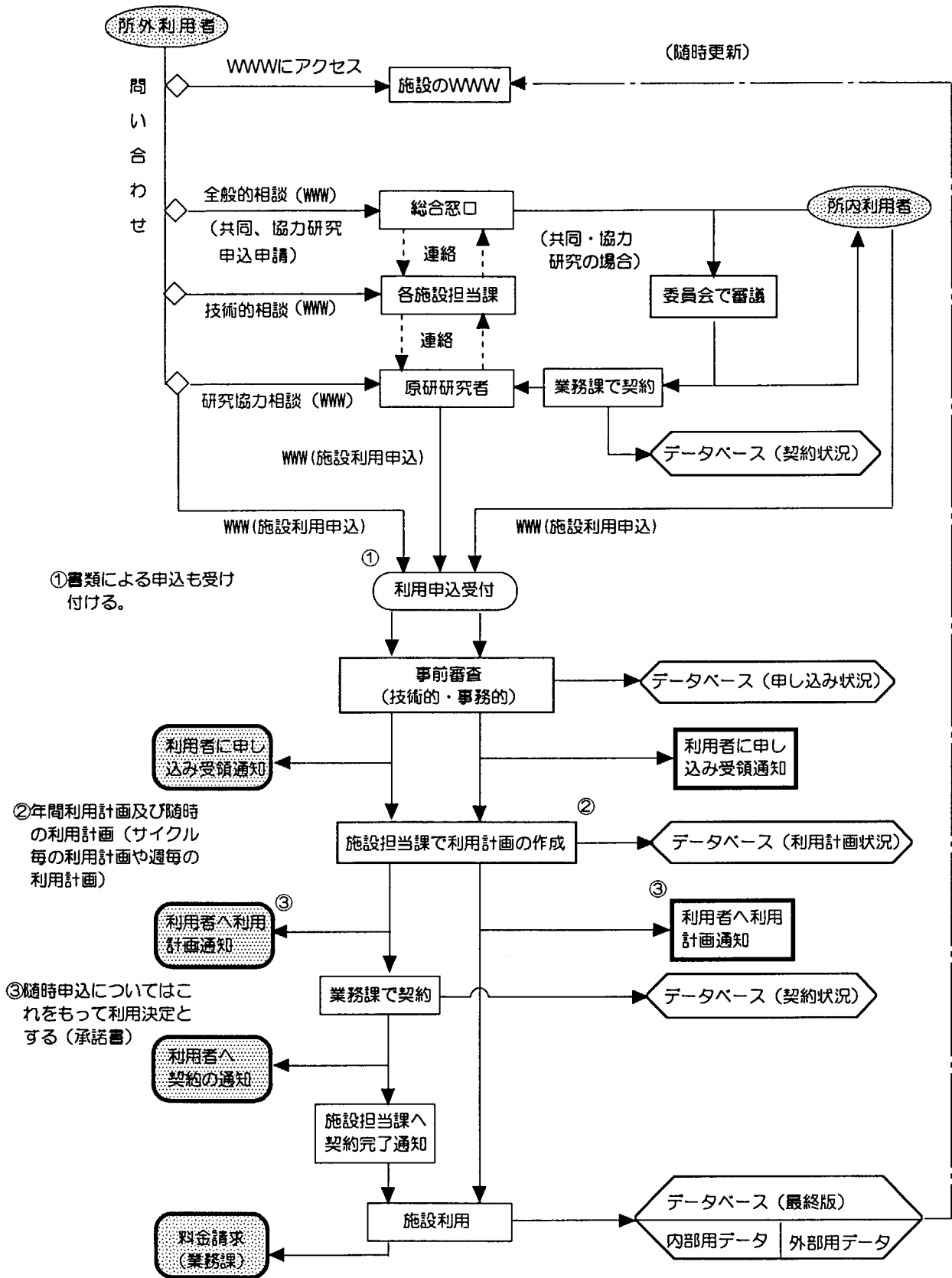


Fig. 7. 2. 3 Flowchart of Utilization Procedure with Network

## 7.3 JRR-2 廃止措置

### 7.3.1 概要

JRR-2 は、昭和35年10月に初臨界を達成して以来、36年間共同利用運転を実施し、この間に中性子ビーム実験、燃料・材料照射、ラジオアイソトープ生産、放射化分析、シリコン照射及び医療照射等広範囲な分野で利用されてきた。また、運転管理においては、さまざまな改良や補修等を実施し、これまで約8万時間の運転を行ってきた。

JRR-2 の運転計画については、「JRR-2 運転計画検討アドホック委員会」（平成3年6月）等を通じて検討が行われ、手持ち以外の燃料製作を行わないこととし、平成7年度まで運転することとした。しかし、平成3年7月に発生した主重水ポンプの故障による約1年間の原子炉の運転停止によって、燃料の使用計画に余裕が生じたため、停止時期を平成8年度末に延期した。

その後のJRR-2の利用は、JRR-3 の改造の完了に伴ってビーム実験をはじめ多くの利用がJRR-3Mに移行した。さらに医療照射については、現在改造を進めているJRR-4 に移行する計画になっているため、JRR-2が担ってきた使命が達成されたこと、燃料を全部使い切ったことなどから、原研の「長期事業計画」（平成8年1月）に沿って、平成8年12月19日に原子炉を永久的に停止し、解体届を平成9年5月に提出する計画で廃止措置の準備を進めた。

JRR-2 の廃止措置については、「JRR-2 廃止措置検討アドホック委員会」（平成8年8月）を設置して、廃止措置の基本的考え方、年次計画及び解体の方法等について検討を行った。また、解体届の枠組み、放射性廃棄物の処理処分及び原子炉本体の撤去工法等を明確にするため、「JRR-2 廃止措置検討アドホックワーキンググループ」（平成9年1月）を設置して検討を行った。

### 7.3.2 解体届提出に係る準備

#### (1) 解体届

JRR-2 原子炉施設の廃止措置については、東海研究所に設けられた「JRR-2 廃止措置検討アドホック委員会(委員長：鴻坂東海研究所副所長)」の検討に基づき、当初全工程を3フェーズ5段階に分けて工事を行い、全施設を解体撤去し、最終的に敷地を開放する方針で検討が進められ、この方針に基づいて科学技術庁のヒアリングを開始した。しかし、その後の同委員会の検討において廃棄物の処理処分の観点から、約1万2千トンにおよぶ原子炉建屋のコンクリート廃棄物の処理処分の見通しが得られないこと、及び所内において、JRR-2 の炉室をホット実験及び遮へい実験等のために利用したいという要望が出されたことから、当面炉室を解体せず、原子炉本体及び炉室内の機器を撤去した後、炉室をRI使用施設等に転用し有効利用する方針が示された。また、解体届の提出については、平成8年度の定期検査合格証の交付日から1年以内の平成9年5月9日までに提出することが妥当であるという方針が示された。

JRR-2 では、上記方針にしたがって各種調査、解体届の作成及びヒアリングを進めた。また、解体の方法等及び工事工程明細書の作成準備を進めた。その他、不要物品の整理を行った。

以下に、廃止措置の概要及び平成8年度に実施した各種調査及びヒアリング並びに所内外に対する説明の概要を示す。

#### 1) 廃止措置の概要

JRR-2 の廃止措置は、下記の4段階に分けて工事を行い、平成19年度に工事を完了する。工

事においては、全ての使用済燃料要素（119 体）は、再処理のため米国に輸送する。重水は約  $15\text{m}^3$  のうち約  $5\text{m}^3$  を JRR-3 の重水保管設備で保管し、残りの重水は重水貯蔵タンク、非常用重水貯蔵タンク及び軽水貯蔵タンクを重水保管設備として整備して保管した後、第4段階の工事に先立ち、他の施設へ搬出する。原子炉本体は一括撤去工法により撤去し、新たに設置する原子炉の保管施設に保管する。

第1段階：原子炉の機能停止及び冷却材の抜き取り等

第2段階：原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉等

第3段階：原子炉冷却系統施設等の機器類撤去

第4段階：原子炉本体の撤去等

## 2) 各種調査

本年度は主に第1段階の解体届の作成に必要な以下の調査・検討を行った。このうち、液体及び気体廃棄物の放出による実効線量当量評価は、放射線管理第1課に依頼して行った。

①放射化放射線量計算

②冷却系物量調査

③空間線量当量率計算

④図書入力作業

⑤平常時被ばく線量当量計算（スカイシャイン及び直接ガンマ線計算）

⑥液体及び気体廃棄物の放出による実効線量当量評価

⑦重水保管設備の設計

⑧原子炉建屋のトリチウム濃度予備調査

⑨廃止措置方法の技術的検討

## 3) ヒアリング

6月及び10月にプレヒアリングを行い、JRR-2 廃止措置の概要を説明し、工事工程をいくつかの段階に分けて行っても、解体届には全工程の工事方法及び工事工程の概要を記載する必要のあることを確認した。その後、12月から5段階方式による解体について2回ヒアリングを行った後、平成9年2月から3月末まで4段階方式による解体について5回ヒアリングを行った。

## 4) 所内外への説明及び検討

① 所内説明及び検討

廃止措置について、研究炉部内安全審査会（2/27）及び原子炉運転委員会（3/3）の審査を受けた。また、運営会議（12/4）、本部部長会議（12/5、12/19）、理事会議（12/10）に報告し了承された。さらに、研究炉・試験炉技術検討委員会（11/18）に説明した。

② 対外的説明

廃止措置について、茨城県（10/25、12/6）、東海村（2/24）、科学技術庁廃棄物規制課（2/25）及び研究技術課（3/18）並びに廃棄物政策課（3/18）に説明した。また、放射性廃棄物対策検討委員会（11/27）に説明した。

## (2) 原子炉施設保安規定の変更

JRR-2 原子炉の永久停止及び原子炉施設の解体に伴い、東海研究所原子炉施設保安規定の変準備を行い、科学技術庁原子炉規制課のヒアリングを開始した。変更の主な内容は、以下のとおり



である。

- ① 原子炉の永久停止に伴う原子炉の運転に関する規定の削除
- ② 原子炉施設解体期間中の安全な維持管理のために必要な変更
- ③ 未使用及び使用中の燃料要素がなくなったことに伴う、未使用及び使用中の燃料要素の管理に関する規定の削除

### (3) 品質保証計画の変更

JRR-2 施設品質保証計画については、JRR-2 の永久停止及び原子炉施設の解体に伴い、解体期間中の品質保証活動を保証するために変更を行う必要が生じた。解体に伴い品質保証計画を変更した施設は「JPDR」、「むつ」及び「JMTRC」があるが、本体施設、利用施設、放射線管理施設、特定施設及び建設工事に係る計画を解体中の品質保証計画に残す原子炉施設としては、JRR-2 がはじめての例となる。変更の主な内容は、「解体届」及び「解体撤去」に関する部分の追加及び「供用期間中の維持管理」を「解体期間中の維持管理」に変更することであり、解体届の提出時期に合わせて変更の準備を行っている。

## 7.3.3 第1段階の解体に係る準備

### (1) 原子炉の機能停止措置

JPDRの解体にあたっての指針「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」に示された、原子炉の機能停止措置として、JRR-2 においては、制御棒駆動設備の撤去を行うこととする。

全ての燃料要素がすでに使用済燃料プール内の燃料収納ラックに収納されていることから、原子炉の機能停止のため、制御棒駆動装置の駆動装置及び水平軸を取り外す。また、燃料要素の再挿入及び中性子吸収体の引き抜きができないよう、燃料孔及び制御棒孔上部に封印蓋を取り付ける。

### (2) 重水保管設備の設計

JRR-2 は平成9年12月に運転を終結し、原子炉施設の廃止措置に資するため重水保管設備の設計を行った。

設計内容は、既存設備（重水貯蔵タンク、軽水貯蔵タンク、非常用重水貯蔵タンク）の健全性評価の方法の検討、重水を長期にわたり安全に保管するための重水保管管理の方法の検討及び重水保管設備の設計である。また、重水保管設備の整備工事に係る作業人工数及び作業員の被ばく線量評価並びに、放射性廃棄物物量等についても調査を行った。重水保管設備配置図（設計図）をFig. 7.3.1に示す。

### 7.3.4 核燃料物質使用施設の廃止措置

#### (1) 概要

JRR-2 における核燃料物質の使用の変更の許可申請書記載の対象施設としては、使用施設、貯蔵施設、廃棄施設（以下「JRR-2使用施設」という。）の3施設がある。

JRR-2 使用施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」のうちの「核燃料物質等の使用等に関する規制」の適用のみを受けるものと、「原子炉の設置、運転等に関する規制」の二重の適用（以下「二重規制」という。）を受けるものがある。このうち、「核燃料物質等の使用等に関する規制」の適用のみを受けるものは、使用施設のなかの照射実験設備等の12設備であり、他はすべて二重規制の対象である。

JRR-2は平成8年12月に運転を終結した。今後JRR-2使用施設で核燃料物質を使用する予定はない。したがって、東海研究所の「核燃料物質の使用の変更の許可申請書」からJRR-2使用施設に係る記載を削除し、「核燃料物質等の使用等に関する規制」の適用のみを受けている12の照射実験設備等を撤去することとした。なお、「原子炉の設置、運転等に関する規制」と二重規制になっているものについては、以後の措置を原子炉施設の廃止措置に委ねることとした。

#### (2) 撤去する照射実験設備等

JRR-2 使用施設のうち「核燃料物質等の使用等に関する規制」の適用のみを受ける次の12の照射実験設備等を撤去する。

- ①中性子回折装置
- ②中性子分光器
- ③中性子トポグラフィ装置
- ④東北大学中性子回折装置
- ⑤ダブルモノクロ型中性子分光器
- ⑥中性子偏極回折装置
- ⑦インコア用キャスク
- ⑧VT-1孔用キャスク
- ⑨簡易キャスクⅡ型
- ⑩キャプセル詰替装置
- ⑪炉室地階に設置された燃料非破壊検査装置
- ⑫化学実験室（付属品）

#### (3) 核燃料物質使用施設の使用の変更の許可申請

平成9年1月から2月にかけて科学技術庁核燃料規制課の2回のヒアリングを受け、平成9年2月28日核燃料物質使用施設の使用の変更の許可申請を行なった。許可が下りれば東海研究所核燃料物質使用施設等保安規程についても変更を行い、その後に照射実験設備等の撤去を行なう予定である。

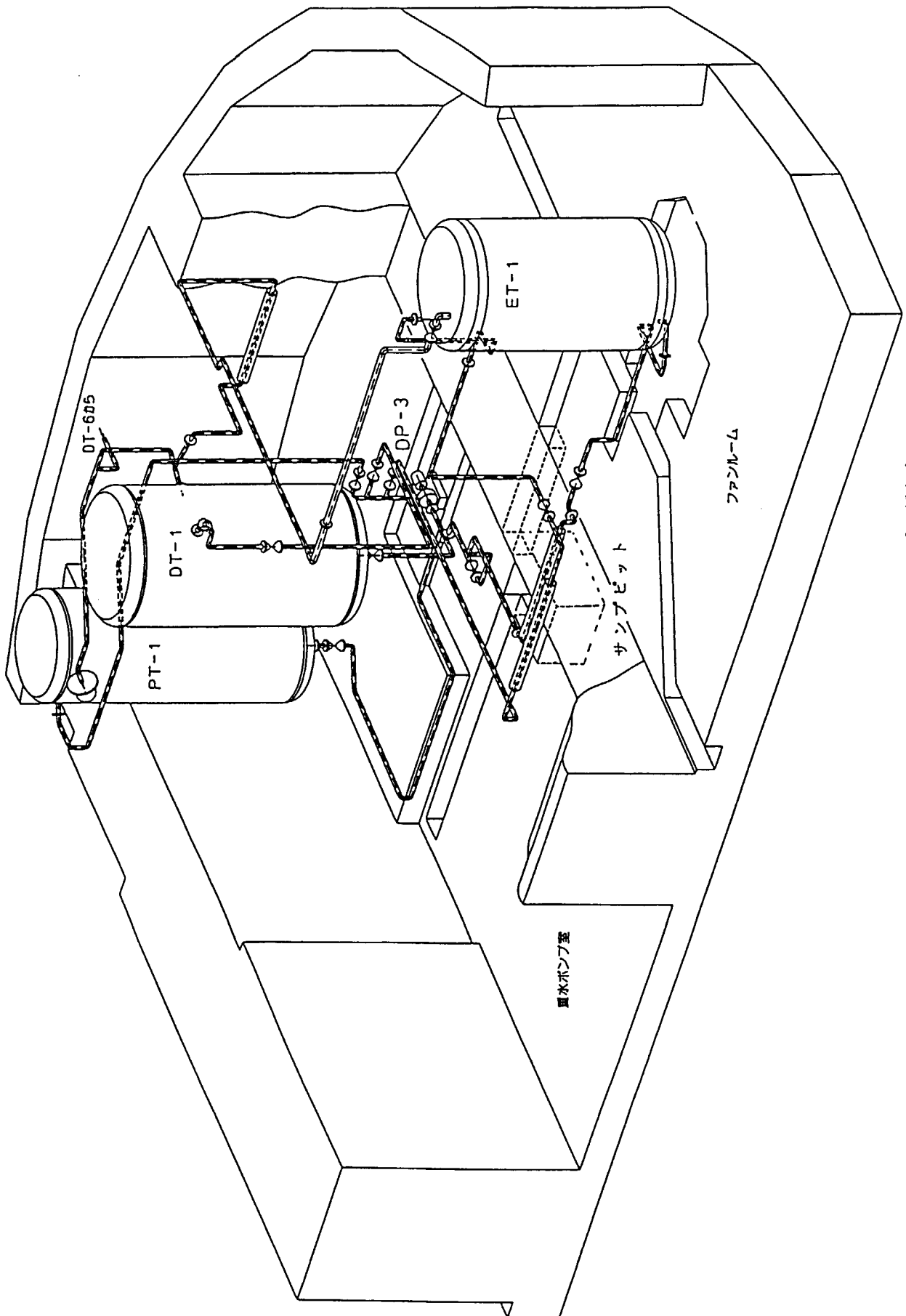


Fig. 7.3.1 Design of heavy water storage facilities

## 7. 4 JRR-3Mシリサイド化計画

### (1) 概要

JRR-3Mでは、低濃縮ウランアルミニウム分散型合金燃料を用いて、年間7サイクルの運転を行っている。また、燃料交換方式として、5バッチ分散方式を採用している。JRR-3Mは、原子炉の高稼働率及びバッチ方式の燃料交換により年間多数の使用済燃料が発生している。

そこで、JRR-3Mは、低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料を採用することにより、燃料要素1体あたりのウラン量を増加させ、また燃焼度管理にすることにより、使用済燃料要素の発生を低減するものである。

### (2) 変更点

燃料要素の変更を行なうにあたって、原子炉設置変更許可申請を行なっている。平成9年7月現在、行政庁による2次審査中である。

原子炉設置変更許可申請書において、主な変更点を下記に示し、Table 7.4.1にJRR-3M燃料要素の主な仕様比較、Fig.7.4.1に標準型燃料要素を示す。

- ① 燃料芯材を低濃縮ウランアルミニウム分散型合金から低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金に変更する。
- ② ウラン密度を $2.2\text{g/cm}^3$ から $4.8\text{g/cm}^3$ に変更する。
- ③ 最高燃焼度を約50%から60%に変更する。
- ④ 燃料交換方式をバッチ分散式から燃焼度管理に変更する。
- ⑤ 燃料要素に可燃性吸収体（Cdワイヤ）を組込む。
- ⑥ 最大過剰反応度を約 $16\% \Delta k/k$ から $21\% \Delta k/k$ に変更する。
- ⑦ アルミナイド燃料とシリサイド燃料との混合炉心は行なわない。
- ⑧ 使用済燃料貯槽No.1の貯蔵能力を約200体から520体に変更する。
- ⑨ 燃料要素等の変更に伴う運転時の異常な過渡変化、事故及び立地評価の再評価を行なう。
- ⑩ 気象データの更新に伴う相対濃度、相対線量の見直しを行なう。
- ⑪ 平成7年の関西地震が発生したのを機に、地震に関するカタログの再調査を実施し、基準地震動の見直しを行う。

### (3) 今後

アルミナイド燃料とシリサイド燃料との混合炉心は行なわずに、また、炉心の工事を伴わないために、アルミナイド燃料の在庫終了（平成11年度）からシリサイド燃料へと移行する。

このため、原子炉設置変更許可後すみやかに設計及び工事の方法の認可を受け、燃料製作をすみやかに着手するものである。

Table 7.4.1 Summary of fuel specification

燃料要素 項 目		標準型燃料要素		フォロー型燃料要素	
		アルミナイド	シリサイド	アルミナイド	シリサイド
外形(mm)		約76.2×76.2×1150		約64×64×880	
U-235 濃縮度(w%)		約20		約20	
U-235 含有量(g)		約300	約472	約190	約302
ウラン密度(g/cm <sup>3</sup> )		約2.2	約4.8	約2.2	約4.8
芯 材	厚さ(mm)	約0.76	約0.51	約0.76	約0.51
	幅 (mm)	約62		約49	
	長さ(mm)	約750		約750	
被 覆	厚さ(mm)	約0.38		約0.38	
燃料板	厚さ(mm)	約1.52	約1.27	約1.52	約1.27
	幅 (mm)	約71		約60	
	長さ(mm)	約770		約770	
冷却材流路数		19	20	15	16
冷却材流路厚さ(mm)		約2.28	約2.35	約2.38	約2.40
燃料芯材		ウラン・アルミニウム分散型合金 (UAl <sub>x</sub> -Al)	ウランシリコンアルミニウム分散型合金 (U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al)	ウラン・アルミニウム分散型合金 (UAl <sub>x</sub> -Al)	ウランシリコンアルミニウム分散型合金 (U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al)
被覆材		アルミニウム合金 JIS A6061, AG3NE* 又は相当品			
可燃性	種類 線径(mm) 長さ(mm) 被覆材種類	/	カドミウム 約0.4 約750 アルミニウム 合金 約0.20	/	カドミウム 約0.4 約750 アルミニウム 合金 約0.20
吸収体	被覆材厚さ (mm) 本数		42		34
要素平均最大燃焼度		50%	60%	50%	60%

注： \* ; AG3NE は仏国で開発されたアルミニウム合金である。

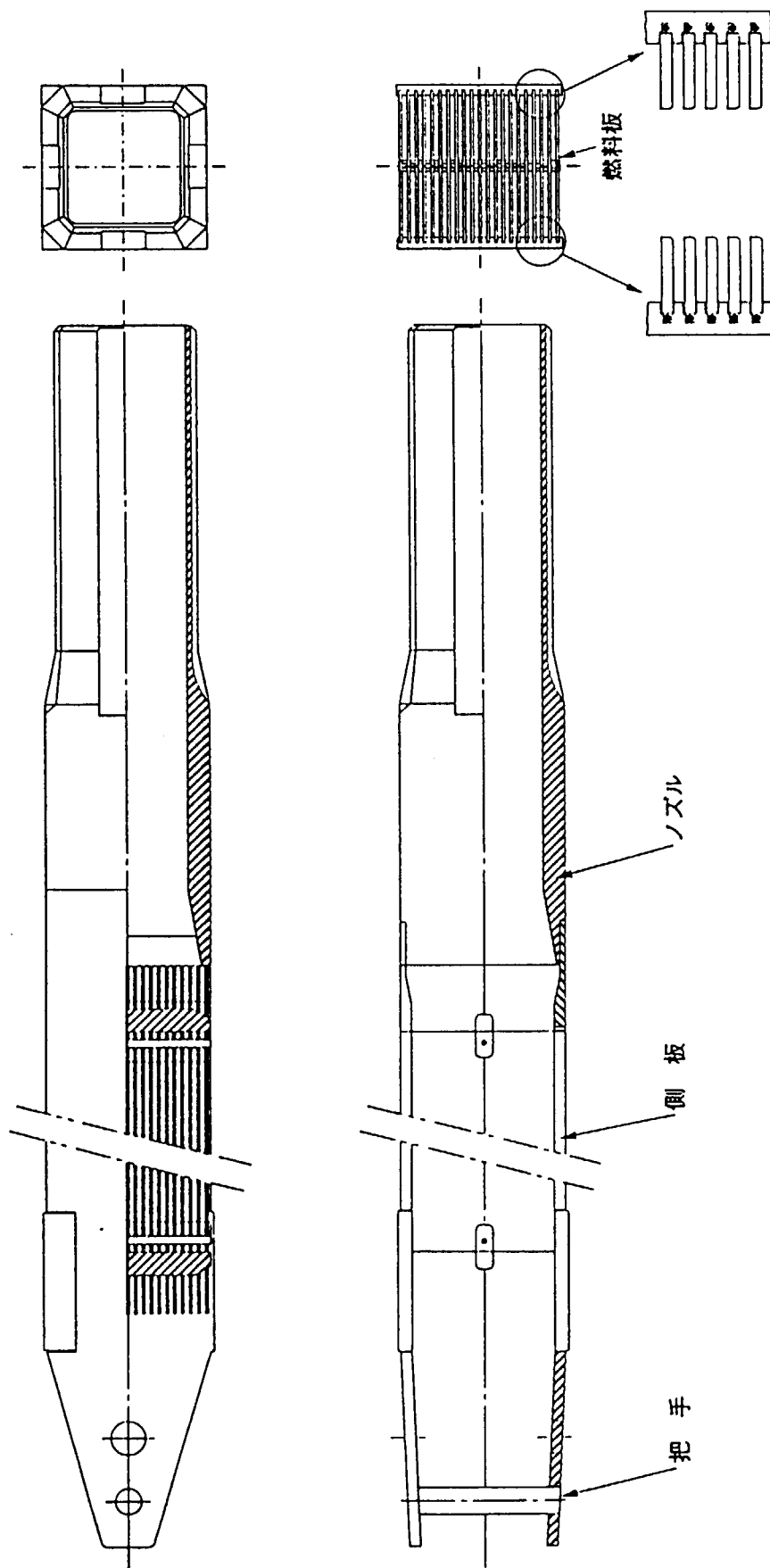


Fig. 7.4.1 Standard fuel element

## 7.5 JRR-4 改造（燃料濃縮度低減化等）計画

### 7.5.1 概要

JRR-4 改造計画は、燃料濃縮度低減化、設備の経年変化及び利用の高度化、多様化等に対応するための原子炉施設改造を平成7年度から平成10年度にわたり行うことになっている。改造に係る工事範囲は、炉心燃料の低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型（シリサイド燃料）化、医療照射、大口径照射設備、短寿命核種放射化分析装置などの利用設備の設置、原子炉建家改修、非常用排気設備設置等の安全対策強化である。平成8年度は、前年度に引き続き原子炉設置変更許可申請に伴う安全審査、改造工事準備のため原子炉プール、炉心タンク等の健全性点検、計測制御系統設備、医療照射設備等の詳細設計を進めるとともに、後半からは、設計及び工事の方法の認可（設工認）を得て原子炉建家改修関連の工事に着手した。

燃料濃縮度低減化等に係る原子炉設置変更許可申請の安全審査は、前年度に引き続き原子力安全委員会の炉安審第87部会を中心に審議（二次審査）を受け、8月に安全性等の答申があり、9月19日付けで内閣総理大臣の許可を得ることができた。二次審査においては、シリサイド燃料の健全性、気象データ、耐震設計、安全評価の解析条件等について現地調査を含め確認された。その後、約20項目の設工認を4分割で得るとともに使用前検査申請等の諸手続きを進めた。

計測制御系統設備の整備計画では、安全保護回路の追加、機器経年劣化に対する更新、計測監視機能の向上等を目的に機器システムの詳細設計を行った。安全保護回路は「燃料事故モニタ」を追加し、地震計、水位計等を多様化から二重化へ整備する。また、更新設備としては、制御棒駆動設備、制御棒（板）、計測制御盤、電動機起動盤等であり、特に計測制御盤は計算機システム、運転支援システムを採用した機能的なコンパクト設計を図った。

照射利用設備の整備計画では、医療照射（BNCT）用中性子ビーム設備の新設、短寿命核種分析用気送管照射設備の改造、太径試料用簡易照射設備の設置等について詳細設計を行った。中性子ビーム設備は、ビーム性能計算の結果、JRR-2等で行われてきた熱中性子ビームモードのほか、熱外中性子ビームモードの設計目標も達成できる見通しを得た。

一方、改造準備作業として、前年度に引き続き原子炉 No. 1 プール、炉心タンク点検により健全性確認を行うとともに使用済燃料、制御棒等の取り出し保管等を実施した。No. 1 プール及び炉心タンクの点検は、いずれもアルミニウム合金製であるが詳細構造、過去の履歴調査、外観、超音波探傷、浸透探傷等の検査の結果、健全性に影響のある有害な欠陥はなかった。

### 7.5.2 安全審査等

JRR-4 の燃料濃縮度低減化計画については、平成7年度に引き続き原子炉設置許可申請に係る2次審査を受けた。原子炉安全専門審査会に第87部会が設けられ、第1回の会合が平成8年4月2日に開催され、1回の現地調査を経て平成8年7月25日の第10回会合において結審した。その後、8月7日の第152回原子炉安全専門審査会、8月19日の原子力安全委員会、8月27日の原子力委員会をへて、平成8年9月19日に国の許可がおりた。この時点で工事開始時期が約6ヶ月遅れたため、設置許可に係る工事計画の変更届けを平成8年10月17日に行った。

引き続き水戸原子力事務所に対して、今回の改造工事に係る設工認を4回に分割して申請(平成8年10月2日、11月5日、12月12日及び平成9年3月18日)を行い、それぞれ認可(平成8年10月29日、11月25日、12月18日及び平成9年4月1日)を得た。また、設工認に伴う使用前検査申請を平成8年12月25日行うとともに、使用前検査要領書のヒアリングを行った。使用前検査要領書のヒアリングについては、平成9年度も引き続き行うこととしている。

今回の設置変更許可に伴いDIQ(設計情報)をIAEAへ提出するとともに、計量管理規定の変更申請を平成8年10月16日に行い、平成8年11月19日に認可を得た。

核燃料物質使用施設に係る変更許可についても、申請を平成8年12月9日に行い、平成9年2月4日に許可を得た。

平成8年度の定期検査申請を平成8年5月27日に行ったが、改造工事期間中のため平成8年度には国の定期検査を受検できないため、記載事項の変更届けを平成9年3月18日に行った。

改造工事に伴う原子炉の点検項目等の変更等を内容とする保安規定の変更申請を平成8年8月21日に行い、平成8年10月29日に認可を得た。

### 7.5.3 計測制御系統設備整備計画

JRR-4 改造に伴い施設の老朽化及び安全性強化のため、計測制御系統施設を全面的に見直し、当該設備の更新/改造の整備計画を実施している。整備計画は、(1)安全設計の見直しに付随した改造、(2)老朽化対策による更新/改造、(3)自主開発による運転支援システムの設計の3つに区分され、以下にその主要点を述べる。JRR-4 計測制御系統図をFig. 7.5.1、JRR-4 計算機システム概要をFig. 7.5.2、制御室盤の配置をFig. 7.5.3に示す。

#### (1) 安全設計の見直しに付随した改造

##### 1) 計測制御系統の主要な変更箇所

##### ① 計装

- イ) 中性子計測設備の安全系を計測制御系と分離/多重化する。
- ロ) 「燃料事故モニタ」をプロセス放射線監視設備として新設し、「重大事故」及び「仮想事故」相当の燃料破損が生じたときに自動的に原子炉を停止させる。また、核分裂生成物を環境へ放出するのを抑制するために非常用排気設備の作動信号を発生させる。

##### ② 安全保護回路

- イ) 自然循環冷却運転時における原子炉の異常な出力上昇を防止し、原子炉を停止させるために「中性子束高高(低設定)」を追加する。また、「中性子束高高(低設定)



の新設に伴い従来の線形出力系の「出力切替設定異常」を削除する。

- ロ) 地震計の員数を追加して、水平 2ch、垂直 2ch にする。
- ハ) 「燃料事故モニター高高」(原子炉停止)、「燃料事故モニター高高高」(非常用排気設備起動)を新設する。
- ニ) 以下の冷却系設備の検出器を多重化にする。
  - ・ 炉心入口流量計 : FRA-3A, FRA-3B
  - ・ 炉心タンク水位計 : LRA-1, LS-1 (既設)
  - ・ No. 1 プール水位計 : LRA-2A, LRA-2B
  - ・ 1 次冷却水炉心出口温度計: TRA-2-1A, TRA-2-1B(いずれも自然循環冷却運転時用)

### ③ 警報回路

- イ) 自然循環冷却運転時における原子炉の出力上昇に対する警報として「中性子束高(低設定)」を追加する。
- ロ) 中性子ビーム設備の設置に伴い「リドタンク台車挿入」を削除し、「照射室遮へい扉開」を設ける。
- ハ) 「非常用排気設備異常」、「燃料事故モニター高」、「熟出力高」、「2 次冷却水流量低」及び「2 次冷却水モニター高」を追加する。

### ④ インタロック回路

- イ) 反応度付加率を制限するため「2 本以上の粗調整安全棒の同時引抜き阻止」を追加する。
- ロ) 冷水導入事故防止対策として「自然循環冷却運転時の主循環ポンプ起動阻止」を追加する。

## 2) 設計上考慮した点

### ① 高信頼性を目指した設計

- イ) 安全保護系の多重化を強化するため独立したチャンネルを追加し、信号ケーブル類も電線管等で分離独立を図る。
- ロ) 安全保護系と計測制御系との信号分離を行うため、絶縁アンプを安全保護回路側に入れる。
- ハ) 中性子計測ユニットは一体化による設計とし、コネクタ類の接触不良等のトラブルを防止し信頼性を高める。
- ニ) 中性子計測系は専用第 1 種接地工事、3 重シールドケーブル及び専用ケーブルルート等の対策により耐ノイズ性を高める。
- ホ) 中性子計測ユニット類に使用する部品は、高品質、使用実績、故障モード等十分考慮して選択を行うようにする。
- ヘ) 計測制御系ケーブルの難燃化対策を図る。

### ② メインテナンス性を考慮した設計

- イ) 中性子計測ユニットは、主要な点検調整部をサブパネル化し、点検保守時の機能向上を計る。
- ロ) 盤内の機器、計器、端子等の配置について保守性を十分考慮したものとする。
- ハ) 計測制御系は、監視機能等向上のため、計算機システムを取り入れた設計を行う。

## (2) 老朽化対策による更新/改造

## 1) 計測制御系統の主要な更新設備等

## ① 制御棒駆動装置の更新

設計方針としては 30 年以上実績ある従来の設計を継承することを基本とし、制御棒位置指示方式の変更、微調整棒の駆動用サーボモータの変更、ダンパー部油面計の方式変更等の改良を加え、粗調整安全棒用 4 体、微調整棒用 1 体を更新する。

## ② 中性子計測設備の更新

安全系以外の中性子計測設備等（起動系、線形出力系、対数/ペリオド出力系及び破損燃料検出モニタ）も安全系ユニットの回路設計思想（一体型設計、高品質化、点検調整部のサブパネル化等）を基に更新する。計算機への信号線は、全て絶縁アンプを通して分離する。

## ③ 冷却系計測制御盤の更新

- イ) 分散型計算機を採用し、機器制御性、データ収集・監視機能等の強化を図る。
- ロ) グラフィックパネルは、電動弁の操作機能や主要運転データの表示機能を有し、運転操作性及び監視機能のアップを図る。
- ハ) 計算機制御系と手動制御系とを併用し、運転訓練時や計算機点検時等には手動制御系による単独冷却系運転が可能な設計とする。
- ニ) 分散型計算機のソフトウェアの作成は、自主開発で行い起動前点検機能やサブ警報など柔軟性のあるものを実現させる。

## ④ 運転操作卓等の更新

- イ) 運転操作卓のモックアップを先行製作し、人間工学的観点からスイッチ、機器類の配置設計に反映させる。
- ロ) 計算機を有効活用し、かつ運転監視上重要な計器類も十分考慮した設計とする。
- ハ) 制御盤類として、ポンプ起動盤、安全保護系盤、コンタクタ盤、電源給電盤等を更新する。

## ⑤ その他の設備

- イ) I T V の更新及び 2 次冷却塔建家内への増設
- ロ) 炉出力表示器の更新及び医療照射室前、玄関展示エリア部への増設
- ハ) 電動弁 (VCM-9, VCM-10) アクチュエータからの弁開度信号の計算機取り込み
- ニ) 炉心ブリッジ、制御室間通話装置の更新
- ホ) 2 次冷却水モニタの放射線監視盤より中性子計測盤への移設

## 2) 設計上考慮した点

- ① 高信頼性をめざした設計、メンテナンスを考慮した設計は、(1)の2)項と同じとする。
- ② 分散型計算機システムを採用し、研究機関や産業界での使用実績等を評価し機種を選定する。
- ③ 計算機システム設計は、運転員によるソフトウェアの開発ができることを目標とする。
- ④ 原子炉研修所の運転実習訓練等に必要な以下の基本機能を確保する。
  - イ) 出力レンジ切替器の手動切替機能（通常はオートレンジ切替）
  - ロ) 冷却機器類の手動操作による起動・停止
  - ハ) 運転記録データの監視及び収集のための必要な計器類配置
- ⑤ プロセス系には計算機による起動前点検データの収集機能を設ける。
- ⑥ 2 次冷却系設備の運転管理の変更

2次冷却系設備の制御室内一括運転管理移行に伴い、制御室でポンプ、ファンの運転制御、データ監視及び水質監視を行う。

(3) 自主開発による運転支援システムの設計

これまで、JRR-4ではVXI計測バスの計測モジュールとワークステーションを用いた運転支援システムとして、試験的に運転データの収集、計算処理・表示等を行ってきたが、今回の改造を機会にさらに高性能化を進めたシステムの整備をめざす。本システムは、開発時よりハードウェアの構築からソフトウェア開発までの全てを独自に行うもので、新たに加える主な機能は、制御棒関連（位置表示、落下時間測定、反応度測定）、核計装信号、プロセスデータ等の運転データの表示及び管理（印刷、保存、LANサービス）等である。

#### 7.5.4 照射利用設備整備計画

##### (1) 中性子ビーム設備

###### 1) 中性子ビーム設備の構造

中性子ビーム設備は、医療照射を主たる目的として、従来のリドタンク実験設備を改造して設置するものである。(Fig. 7.5.4 参照) 中性子ビーム設備は重水タンク、ビーム実験用要素、照射室からなる。重水タンクには4つの重水層を配置し、その組み合わせにより0~33cmの厚さに調節できるよう計画している。これにより、中性子のスペクトルを任意に調整できる。重水タンクには、さらにカドミウムシャッタが装備され、熱中性子をカットすることができるようになっている。ビーム実験要素は、実験に不要となるガンマ線の遮へい及び中性子束を有効にビーム孔に導くためのものである。実験の目的により必要とする中性子束の特性が異なるため、これらは最も適した材料を適切に配置するよう調整する。このため、重水の注入・排水、カドミウムシャッタのそう入・引き抜き及びビーム実験要素内の構造物の変更を簡単にできるようにしている。Fig. 7.5.5 に中性子ビーム設備の断面を示す。照射室は従来のリドタンク部分を利用しており、上部を鉄筋コンクリートを打設して天井とし、散乱実験室側に手動式の遮へい扉を設けたものである。

###### 2) 中性子ビーム設備の核的設計

JRR-4 医療照射設備は、既存の設備の一部を改造することにより設置される。限られた条件の中で照射場として提供するに十分なビーム性能を引き出すために、各種パラメータの検討により最適な構造を決定した。

###### ① ビーム性能の目標

これまで日本では、熱外中性子や速中性子の混入の少ない熱中性子ビームを用いたBNCTが行われてきており、今までのデータや経験を生かすためには同じような熱中性子ビームが要求されている。一方、欧米で熱外中性子ビームを用いたBNCTの研究が始められ、すでに臨床試行も行われている。熱外中性子ビーム利用BNCTでは、熱中性子ビームよりも深部に中性子を到達させることが可能となり、開頭せずに照射することも可能となるものである。したがって基本的な設計方針として、モードの変更（主に重水厚さの変更）により医師が必要とする種々のスペクトルのビームを提供できるようにすることとした。ビーム設計条件はフリービームについて以下のように定めた。

- ・熱中性子モードにおける熱中性子束： $1.0 \times 10^9 \text{n/cm}^2/\text{s}$  以上
- ・熱外中性子モードにおける熱外中性子束： $1.0 \times 10^9 \text{n/cm}^2/\text{s}$  以上
- ・ガンマ線混入率： $3 \times 10^{-13} \text{Gy/n-cm}^2$  以下
- ・速中性子混入率： $5 \times 10^{-13} \text{Gy/n-cm}^2$  以下
- ・ビーム孔サイズ：200mm×200mm
- ・概算照射時間：2h 以内

###### ② 計算手法及び計算条件

ビーム輸送計算には二次元輸送計算コードである DOT3.5 を用いて行った。データは JENDL-3 から作成された JSS TD データライブラリを用い、中性子 21 群、 $\gamma$  線 9 群とし

た。出力は21群の中性子束を4群に集約して出力した。

### ③ パラメータの最適化

最適化すべきパラメータとして、熱中性子モード、熱外中性子モードそれぞれにアルミニウム厚さ、重水厚さ、ビスマス遮へい体の厚さ、黒鉛反射体の厚さ等があり、これらを変えて計算を行い最適値を決定した。

### ④ ビーム性能計算結果

重水タンクのアルミニウム厚さは熱外中性子中の速中性子の混入と強度を低減するため75cmに決定した。重水厚さは照射条件によって0cmから28cmまで4cm刻みで変えることが可能であり、最大重水厚さは33cmである。この範囲のビームは全て設計目標を満足しており、その内から任意のビームを選択することができる。代表的な3種類のビームモード(熱外中性子ビームモード、熱中性子ビームモードI、熱中性子ビームモードII)についてビーム性能を比較した結果をTable. 7.5.1に示す。また、以下に各ビームモードの持つ特徴について述べる。

#### イ) 熱中性子ビームモードI

熱中性子束の絶対値及び線質ともに目標を満足している。JRR-2の熱中性子ビームとは中性子スペクトルが異なり熱外中性子の混入が大きいので、ファントム内における熱中性子束の増大が期待できる。ある意味では熱中性子と熱外中性子の混合ビームともいえるものである。

#### ロ) 熱中性子ビームモードII

JRR-2で行ってきたBNCTの経験を活かした研究の連続性を持たせるために準備したモードである。このビームはカドミ比が43でJRR-2のビームの62に近く、熱外中性子及び速中性子の寄与が非常に小さいので、JRR-2とほぼ同質のビームであるといえる。フリービームにおける熱中性子束は $8.5 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{sec}$ であるが、ファントム内においては反射体効果により約2倍となるため照射時間はJRR-2より短くなると推定している。

#### ハ) 熱外中性子ビームモード

熱外中性子束の絶対値、速中性子混入割合及び $\gamma$ 線混入割合のいずれもが目標を満足している。今後無開頭によるBNCTをはじめ、研究の中心となるビームである。

### 3) 医療照射設備整備計画

中性子ビーム設備の最も有効な用途はBNCTのための医療照射である。このため、散乱実験室の一部を改造し、照射室内と併せて以下の医療照射の設備を整備する。(Fig. 7.5.6 参照)

#### ① 施療室

施療室は、照射前後に患者の処置を行うために整備する。施療室の入り口には、施療室で使用される器具類などを準備するための準備室及び照射量を算定するために金線等の放射化量を測定する測定室を配置する。なお、施療室で用いる医療器具などについては医師が用意する。この他、生物照射実験に対応するための実験室、実験準備室を隣接して設置する。

## ② 監視機器

照射中の患者を監視するため監視カメラを設置する。医師は、患者の照射中この監視カメラによる映像と遠隔麻酔装置や心電計などの医療機器により患者状態を監視する。監視に用いる医療機器は医師が用意するものである。

## ③ 無停電電源装置

施療室で用いられる医療器具や照射中の監視に用いる監視カメラ、医療機器等の医療照射用の電気機器については、原子炉機器に対する干渉を防ぎ、停電などに対応するため無停電電源装置を介して電源を供給する。使用する無停電電源装置は、一般の市販品を使用する。

## (2) 気送管照射設備

この装置は当初ガンマ線源装置と呼ばれ、炉心（反射体領域）内で照射した試料を散乱実験室に送り、散乱実験用の線源とするために用いられていた。その後、JRR-4 の利用が多目的化し、共同利用設備として改造され、現在では放射化分析を中心とした短時間の試料照射装置として有効に利用されている。気送管照射装置は試料照射を行うためのものであり、照射キャプセルのそう入、取り出しを行う装置、キャプセル詰替保管庫、気送管照射筒、制御装置、配管及び弁から構成される。照射キャプセルの搬送には窒素ガスを利用し、原子炉の運転中に短時間で試料のそう入、取り出しが可能であることを特徴としている。放射化分析は、中性子を照射して試料を構成する元素を放射化させ、その放射エネルギーを測定することにより試料中の元素を定量分析するものである。従って非破壊、多元素同時定量ができるという利点を持つものである。生成される放射化元素の半減期が短い場合、できうる限り短時間で測定する必要がある、以前より利用者からより短時間で取り出しのできるよう要望されていた。このため、今回の改造を機に気送管実験設備の一部を改造し、短寿命核種の放射化分析に対応できるようにする。これは、現状では常にステーションを介して試料の出し入れを行ってきたが、このステーションのバイパスラインを設置することにより、短時間で照射試料を取り出すことができるようになるものである。併せて実験室の整備を行って化学分離を伴うような実験にも対応できるようにして、より広範囲な放射化分析に対応できるようにする。さらに制御装置を更新し、老朽化に対応するとともに使いやすい装置とする計画である。Fig. 7.5.7 に気送管照射設備改造の概要を示す。

## (3) 簡易照射設備

JRR-4 には、気送管照射筒のほかに、4本の照射筒が炉心タンク内反射体領域にそう入されている。この照射筒を簡易照射筒と呼び、それぞれ、Lパイプ、Dパイプ、Tパイプ、Sパイプと名付けられている。このうちLパイプは最大の口径（約12cm）を有し、主にシリコン半導体の製造に用いられてきた。今回の改造では、このLパイプをより大口径（15cm）のNパイプに置き換えるものである。Sパイプ、Dパイプには、照射物のそう入、取り出し及び均一照射のため昇降回転装置が付属されている。これは昇降機構により照射の開始、終了を制御し、照射物に回転を与えることにより径方向に均一な照射を与えるものである。今回設置するNパイプ

にも同等な昇降回転装置を装備する。また、3 台の昇降回転装置を制御するための制御盤を更新する。制御盤は、それぞれの簡易照射筒に取り付けた小型の中性子検出器 (SPND) の信号を受けて照射量の制御も行うことができる。改造前後の炉心内照射設備の配置を Fig. 7.5.8 に示す。

#### (4) 水力照射設備

水力照射設備は、簡易照射筒 T パイプに装備した照射設備で、プール水を循環させて照射試料を搬送し照射する装置である。本装置は昭和 61 年度に整備されて以来、順調に運転され多くの照射利用に活用されてきた。特に放射化分析については高機能プラスチック (PEN) 製照射キャプセル開発と相まって気送管より長時間の照射が可能となり、高純度シリコンの不純物測定などより高度な利用にも対応してきたものである。今回の改造工事に伴う炉心ブリッジ移動のため、搬送配管、試料詰め替えボックス、制御盤などを一時解体撤去し、復旧後再組立することとなった。この機会を利用し、陳腐化した制御系を一新するものとする。今回更新する制御系は、シーケンサによる制御と、計算機による表示を行い、従前のものよりコンパクトな装置で実現するものとする。また、電動弁、センサーなどの電機部品も更新し、今後の長期使用に耐えられるようにする。

### 7.5.5 原子炉機器の健全性確認

JRR-4 の原子炉容器である炉心タンクと炉心タンクを設置するプールの健全性を確認することは、JRR-4 改造の前提条件である。前年度に No. 2 プールライニングについて実施しており、引き続いて、JRR-4 改造準備期間の 1996 年 8 月中旬から約 1 ヶ月間かけてこれらの原子炉機器について非破壊検査を実施した。以下にその概要について述べる。

#### (1) No. 1 プールの点検

##### 1) No. 1 プールの構造と履歴

JRR-4 のプールは、耐食性アルミニウム合金(A5052)で内貼りされた幅約 7m、深さ約 9.8m のプールで、ゲートにより No. 1 プール(長さ約 7m)と No. 2 プール(長さ約 9m)とに分けられており、No. 1 プールの炉心定位置は凸字状となっている。

プールライニングの据付工事は、建家基礎工事が終了した 1963(S38)年に行われた。プールライニングは現地での溶接作業を少なくするため、工場で底板(板厚 20mm)5 分割、側板(板厚 10mm)15 分割となるようにプレートの突き合わせ溶接を行い、分割搬入して組み立てた。その後ゲートガイド、ピット、埋め込み配管等を溶接し、側板裏面に腐食を防止するためビチュタイトを塗布してビニールシートを張り、ライニング内側にコンクリート打設時の補強部材を取付けてからプール躯体コンクリートを打設した。コンクリート打設後さらに燃料貯蔵架台、ウランコンバータ架台、作業用プラットホーム、中性子検出器(Log-N)架台、各種台座(炉心タンク、重水タンク、水中照明灯、配管サポート、梯子、炉心タンク振動防止)などを後付け溶接した。Fig. 7.5.9 に No. 1 プールライニングの組立図を示す。

その後、1974 年と 1982 年にプールの清掃と点検を実施しているが、健全性を損なうような欠陥は検出されていない。

##### 2) 有害な欠陥の定義と検査基準

検査にあたり、「健全性を損なう有害な欠陥」を「欠陥部の残存厚さが最小必要厚さを下回る欠陥及び進展性のある割れ」と定義した。「最小必要厚さ」は、コンクリート打設部については「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」の「内張り用開放タンク」の規定を準用して 1.5mm とし、ガンマファシリティや散乱実験孔などライニング自身が荷重を受け持つ構造部分については、等分布荷重、周辺固定の円形及び矩形平板の曲げ応力を求める公式を準用してガンマファシリティを 3.3mm、散乱実験孔を 7.2mm とした。No. 1 プールライニングの公称板厚は、側板が 10mm、底板が 20mm で材料はいずれも耐食性アルミニウム合金(A5052)である。

有害な欠陥の定義を基に、外観検査では打痕、かき傷、凹み等の進展性のないものは深さ 2mm 以上、腐食については深さ 1mm 以上を記録対象とし、また一定の面積を持った異種金属付着についても記録した。浸透探傷検査では建設当時の検査基準であった「X線 JIS Z-2341-1955 の 3 級相当」を適用した。



## 3) 検査項目、検査方法及び検査範囲

No. 1 プールに対する本格的な検査は供用後初めてで、プール接水部の全面を対象に非破壊検査の基礎的データを取得し、更に 1982 年 6 月の点検にて確認された凹み(以下#4, #5 という)の進展の有無に着目した検査を実施することとした。#4, #5 の凹みは、プール躯体コンクリート打設時の補強部材組立用ラグの現地での仮付けスミ肉溶接部跡に生じたもので、仮付け溶接を取り外した後グラインダー仕上げをしたがその際に残ったピンホールと考えられ、補修の必要はないが比較的大きい 2 箇所について継続監視することとしたものである。実施した検査項目、検査方法及び検査範囲を Table 7.5.2 に示す。

## 4) 検査結果

## ① プール底板

外観検査で記録した 21 箇所のうち打痕 1 箇所(深さ 2.4mm)を除く 20 箇所の全てが異種金属付着である。異種金属付着は、建設時のライナプレート仮保管中または組立中及び供用期間中の炭素鋼との接触により鉄分が付着しそれが水中で酸化したものと考えられる。異種金属付着部は記録後、スコッチブライトまたはバフ研磨により除去した。また白色斑点状のアルミ腐食が全般的に認められたが、検査基準とした 1mm 以上の深さを持つ腐食はなかった。超音波厚さ測定の結果、プール底板の最小板厚は 19.8mm で裏面からの腐食の心配はない。浸透探傷検査では検査基準を上回る欠陥指示模様は検出されなかった。

## ② プール側板

外観検査で記録した 22 箇所の内訳は、打痕 2 箇所、かき傷 4 箇所、異種金属付着 9 箇所、ラグ跡凹み 3 箇所、スパッタ 1 箇所、塗装跡 1 箇所、テープ付着跡 2 箇所である。記録した異常部の最大深さは打痕の 2.5mm で十分な残存板厚を有している。超音波厚さ測定の結果、側板の最小板厚は 9.3mm で裏面からの腐食の心配はない。浸透探傷検査で記録した 16 箇所の内訳は、ブローホール 2 箇所、スパッタ 1 箇所、線状指示 13 箇所である。線状指示の長さはいずれも 2.5mm 以上で最大 27mm で、そのうち 4 箇所は溶接線の長さ 450mm の間に連続して検出された。線状指示検出部に対しては、真空漏洩検査を実施してその全てで発泡のないことを確認し、残存板厚を確認しながら深さ 2mm 程度までグラインダー、カッター等により研削した。その結果、8 箇所については削除できたが、5 箇所については線状指示長さが逆に拡大する傾向となり、再度真空漏洩検査を行って未貫通であることを確認し、残存させることとした。

## ③ ビーム孔、ガンマファシリティ

リドタンクビーム孔、散乱実験孔、ガンマファシリティはライニング自身が荷重を支える構造で、これらに有害な変形があるかどうかを調査した。調査の結果、散乱実験孔及びガンマファシリティに変形はなかったが、リドタンクビーム孔に凹み変形が認められた。凹みの形状は、重量物の衝突など衝撃的な作用による変形とは違い、ビーム孔中心やや下側に向かって相似的に凹み変形しており、最大凹み量は 7.5mm であった。また、ビーム孔ライニング(公称 10mm)に対する超音波厚さ測定では最小測定値が 9.5mm であり有為な減肉は認められていない。

## ④ 配管ノズル溶接部

No. 1 プールの側板底から 6400mm 以上には、炉心タンク出入口配管、大量排水配管、少量排水配管、プール水精製系出入口配管などの配管ノズルが設置されている。これらの配管ノズル溶接部とその周辺に対し、外観検査、浸透探傷検査、超音波厚さ測定を実施したが、いずれの検査でも異常は検出されなかった。

## ⑤ 凹部（#4, #5）の点検

#4, #5 について外観検査、超音波斜角探傷検査、真空漏洩検査を実施した結果、凹みの大きさは前回の点検時と同じで進展は認められなかった。

## ⑥ 後付け小物溶接部

プールの底板、側板に溶接されている各種の台座等は、プール躯体コンクリート打設後に現地溶接されたもので、溶接部の浸透探傷検査とともに裏面からの腐食の有無を調査するためその周辺の超音波厚さ測定を行った。浸透探傷検査の結果、底板の小物溶接部に 12 箇所、側板の小物溶接部に 83 箇所に溶接施工時に生じたものと考えられるビード止端部の割れまたは融合不良が確認された。これらの異常部は止端部などに限定され、ライニング母材に及んでいないことからプールの健全性を損なう有害な欠陥ではない。

## ⑦ 散乱実験孔ヘリウムシャッター

過去に 2 度、散乱実験孔ヘリウムシャッターと炉心出口配管との干渉トラブルが生じており、外観検査、浸透探傷検査を実施した。ヘリウムシャッターの上部コーナーとシャッター裏面に干渉傷が認められたが、浸透探傷検査では溶接部に異常は認められていない。

## 5) まとめと考察

検査の結果、No. 1 プールには健全性を損なう有害な欠陥、早急に補修を必要とする欠陥は検出されなかった。

プール側板の浸透探傷検査で検出され、2mm 程度の研削では除去できなかった 5 箇所の線状指示は、溶接の難しい現地立向き溶接部の下部に集中しており、溶接部の厚さは健全な溶接部の厚さの約半分で、かつビード幅には不均一や顕著な蛇行が認められ、建設施工時に発生した欠陥と考えられる。原子炉運転時の No. 1 プールの温度、圧力は $\sim 40^{\circ}\text{C}$ 、 $1\text{kgf}/\text{cm}^2$ 未満で、熱や圧力による変形や応力の発生は無視でき、構造的にも溶接部への応力集中は問題とならない。従って残存させた線状指示が今後進展する可能性は極めて低い。こうしたことから早急な補修を必要とする欠陥とは言えないが、現在の技術基準を超える欠陥でもあり、定期的に監視することを検討する。

リドタンクビーム孔のライニングに認められた凹みは、長期にわたる静水圧の作用によるものと考えられるが、今回の改造においてリドタンクビーム孔は医療照射用のビーム実験孔に改造する。その際、ビーム孔内に補強構造物を設け、孔内に設置するビスマスの支持とともに炉プール側からの静水圧及び地震時の動液圧を支える構造とする計画で、これによりライニングの凹みの進展は防止できる。

## (2) 炉心タンクの点検

### 1) 炉心タンクの構造と履歴

炉心タンクはアルミニウム (A5052 相当) 溶接構造で、内径 1.5m (板厚 20mm 及び 12mm) の円筒部と内法 0.8m×0.75m (板厚 15mm) の角筒部及び集水筒等よりなっている。円筒部の上部は、温水層の保温のため二重円筒構造になっていて、その内部には保温剤(パーライト)が充填されている。円筒部と角筒部との接続部は台形状をなし、角筒部には炉心が設置され、集水筒には炉心出口配管が溶接されている。炉心出口配管は伸縮継手付きエルボ (エキスパンションジョイントと回転エルボ) を介してプール壁面の配管ノズルに接続される。炉心タンクは、炉心ブリッジの中央にタンクフランジにより宙吊りされた状態で固定脚により定位置におかれ、必要に応じ固定脚を引き抜いて炉プールの長手方向に敷設されたレール上を移動することができる。

炉心タンクの設置以来、炉心タンク固定脚の折損トラブル、炉心出口配管とヘリウムタンクとの干渉トラブル、保温層へのプール水の浸水、エキスパンションの亀裂発生などが生じている。

### 2) 検査範囲と検査方法

炉心タンク設備の検査は、これまでの使用履歴を考慮して、一時的な応力集中を受けた炉心出口配管や円筒と角筒との溶接部及びタンクフランジ溶接部、腐食しやすい環境に置かれていた保温層内壁、過去に亀裂を生じたことのあるエキスパンションに着目して検査を実施することとした。なお、炉心部に使用しているステンレス材の放射化のため、検査範囲や検査方法に制限を受けた。

検査時のプール水位は通常 2.4m で検査を実施したが、炉心出口配管干渉部の変位量測定だけは水位を 2m 程度に下げて実施した。検査項目と検査対象部を Fig. 7.5.10 に、検査方法を Table 7.5.3 に示す。

### 3) 検査結果

#### ① 炉心タンク本体

外観検査にて配管上部サポート付近に浅いすり傷が認められたが、残存板厚は十分である。浸透探傷検査では、円筒と角筒との溶接部に 0.5 Φ 程度のピンホールが 1ヶ所、タンクフランジ溶接部に 0.3 Φ 程度のピンホールが 2ヶ所認められたが、他に異常はなかった。また超音波厚さ測定では保温層内壁に減肉は認められず、腐食の心配はない。

#### ② 炉心タンク出口配管

ヘリウムタンクとの干渉部の凹みの大きさは幅 20mm 長さ 250mm 最大深さ 15.6mm で、三日月型の角のない丸みがあった筋状の凹みで、減肉を伴う鋭利な傷ではない。干渉部の配管全体は部分変形しているが、割れは認められず、また管内面の水中観察でも割れなどの進展性の傷は認められなかった。炉心タンク出口配管付け根部や配管周継ぎ手には、管内側に溶け込み不足、裏波の不揃い、グラインダー傷など溶接施工時の不良が認められたが、内外面ともに割れなどの進展性の欠陥は検出されなかった。また、配管サポートには割れや変形などの異常はなかった。

③ 伸縮継手付きエルボ

タンク入口側のエキスパンションには、ベローズの長手継手に0.5Φ程度、ベローズと下部フランジの周継手に0.3Φ程度のピンホールが1ヶ所ずつ検出された。いずれのピンホールも施工時の不良であり、進展性の欠陥ではない。

また、回転エルボは摺動部が固着し容易に回転しなかった。分解したところ回転ボールに多数の溝状の傷と本体側ボール溝に腐食の進行が認められた。また、パッキン類は著しく硬化及び劣化していた。

4) まとめと考察

- ① 炉心タンク本体には割れなどの健全性を損なう有害な欠陥は検出されなかった。また、保温層内壁に減肉は認められず、腐食の恐れはない。
- ② 炉心タンク出口配管とヘリウムタンクとの干渉傷は、角のない丸みがかった筋状の凹みで割れや減肉は認められず、最大使用圧力が1kgf/cm<sup>2</sup>未満であることから補修の必要はない。また、配管付け根部等の溶接部は、管内面に溶け込み不足などの施工時の不良が認められたが、割れや変形は認められなかった。
- ③ 伸縮継手付きエルボは JRR-4 改造後の原子炉の運転が No. 1 プールに限定されることから、回転エルボの必要はなくなる。回転エルボを固定エルボに変更し、あわせてエキスパンションを含む継手全体を更新することとした。

Table 7.5.1 Beam Performance of Medical Irradiation Facility

Items	Unit	Epithermal Beam Mode	Thermal Beam Mode I	Thermal Beam Mode II
Aluminum Thickness	cm	75	75	75
D <sub>2</sub> O Thickness	cm	8	12	33
Bismuth Thickness	cm	15	18	18
$\phi_{fi}$ (>821keV)	n/cm <sup>2</sup> /sec	$4.5 \times 10^6$	$2.0 \times 10^6$	$1.4 \times 10^5$
$\phi_{fz}$ (3.35keV-821keV)	n/cm <sup>2</sup> /sec	$1.4 \times 10^8$	$5.0 \times 10^7$	$8.9 \times 10^5$
$\phi_{epi}$ (0.53eV-3.35keV)	n/cm <sup>2</sup> /sec	$1.7 \times 10^9$	$8.8 \times 10^8$	$3.4 \times 10^7$
$\phi_{th}$ (0.53eV)	n/cm <sup>2</sup> /sec	$4.4 \times 10^8$	$2.3 \times 10^9$	$8.5 \times 10^8$
$\gamma$ Ray Dose/Flux	Gy-cm <sup>2</sup> /n	$3.0 \times 10^{-13}$	$2.5 \times 10^{-13}$	$2.0 \times 10^{-13}$
Fast Neutron Kerma Dose/Flux	Gy-cm <sup>2</sup> /n	$3.3 \times 10^{-13}$	$9.7 \times 10^{-14}$	$1.1 \times 10^{-14}$
J/ $\phi$		0.75	0.76	0.77
Cadmium Ratio		1.5	5.9	43
Maximum B.G.Dose	RBE-Gy/h	42	61	18
Maximum Tumor Dose	RBE-Gy/h	107	178	54
Advantage Depth	cm	6.2	5.2	4.7
Irradiation Time	h	0.72	0.49	1.69

Assumptions for phantom dose evaluation

- a) Phantom composition : Brain Tissue(ICRU44)
- b) Phantom dimension : 16cm in diameter and 25cm height (cylindrical)
- c) RBE : 1.0( $\gamma$ ),2.7(thermal),5.0(fast epithermal),2.3(boron),C-RBE : 0.4(boron)
- d) Boron-10 concentration : 30ppm(tumor),3ppm(normal tissue),30ppm(blood)
- e) Tumorcontrol dose is same as normal tissue tolerance dose.

Table 7.5.2 Inspection of the No.1 Pool

検査項目	検査方法	検査範囲
外観検査	<p>検査対象面に投光器等の光を斜めに当て、目視により、打痕、凹み、引き傷、腐食、異種金属付着などの表面異常を検出した。</p> <p>検出された異常のうち、表面に開口部をもつ傷については、デプスゲージにより深さ測定を行い深さ2mm以上の傷を異常部として記録するほか、深さ1mm以上の表面腐食及び面積を持った異種金属付着についても記録。</p> <p>異常部は、その種類、位置、形状及び寸法を記録のうえ、写真撮影を行った。</p>	接水部全面
超音波板厚測定	<p>測定法は、「超音波パルス反射法による厚さ測定方法 JIS Z2335-1994」による。</p> <p>ライニングの厚さ測定は、プレート毎に板中心部を直行する2方向の測定線を連続測定法(ピッチ50mm)により測定し、測定値の幅を記録した。</p> <p>ライニング溶接小物及びポイントについてはその周辺を、リドタンクビーム孔、散乱実験孔及びガンマファシリティについては内寸周囲と直行2方向を、同様な検査方法にて検査した。</p>	ライニングプレート毎 後付小物周辺 ガンマファシリティ ビーム孔
浸透探傷検査	<p>検査法は、「浸透探傷試験方法及び浸透指示模様の種類 JIS Z2343-1992」による。ただし、浸透時間は20分以上確保した。</p> <p>現像された指示模様のうち、「金属材料の放射線透過試験方法 JIS Z2341-1955」の3級相当以上の指示模様を異常部として、異常部の位置、分類(種類)、寸法を記録したうえ、写真撮影を行った。ただし、溶接小物については割れのみを異常部とした。</p>	接水部の全溶接線 後付小物、配管、 Heシャッターの溶接部 を含む
真空漏洩検査	<p>検査法は、「発泡漏れ試験方法 JIS Z2329-1991」の真空法により行った。ただし、真空度は400mmHg以下とした。</p>	PT線状指示箇所 #4, #5
UT斜角探傷検査	<p>検査法は、「アルミニウムの突合せ溶接部の超音波斜角探傷試験方法 JIS Z3080-1995」により、異常部の深さを評価した。</p>	ポイント#4, #5
変位量測定	<p>ビーム孔及びガンマファシリティのライニングの変位量(凹み)を縦、横50mmのピッチで測定した。</p>	ビーム孔 ガンマファシリティ

Table 7.5.3 Inspection of the Reactor Tank

検査項目		検査方法
外観検査	気中	検査対象面に投光器等の光を斜めに当て、目視により、割れ、凹み、引き傷、腐食などの表面異常の有無を検査した。異常部については、種類、位置、形状を記録のうえ、写真撮影を行った。なお「配管-1」の凹みについては、管外径に沿った定規を準備して凹み量を実測した。測定は、管の軸方向10mm、円周方向5mmのピッチでスポット的に凹み量の測定を行った
	水中	水中の外観検査は、超小型水中カラーテレビジョン装置(キュー・アイ製：MC-100, FM-2000)により検査した。あらかじめ管内及び管外の遠隔操作治具を製作し、モックアップテストを実施して遠隔にてカメラを移動、静止、制御できること、水面下(~4000mm)で0.5mmのワイヤーが検出できる精度であることを確認した。観察データはビデオテープに収録した。
浸透探傷検査	検査法は、「浸透探傷試験方法及び浸透指示模様の分類 JIS Z2343-1992」により行った。ただし浸透時間は20分以上確保した。線状指示及びピンホールは、その位置、形状、寸法をスケッチし、写真撮影を行った。	
超音波厚み測定	測定は「超音波パルス反射法による厚さ測定方法 JIS Z2355-1994」に準拠した。炉心タンク壁面の厚さ測定は、円筒断面を45度分割した軸方向測定線上をピッチ50mmの連続測定法により測定し、測定値を記録した。	
分解点検	回転エルボのボールを取出し、ボディ側とシャフト側を分解し、ボール溝やパッキンの劣化状況を点検した。	
耐圧試験	エキспанションの両フランジに閉止板を取り付け、伸び拘束用ナットで伸びを拘束した。検査圧力は10kg/cm <sup>2</sup> 、保持時間は5分間とした。検査圧力における変形及び異常な漏洩の有無を目視及び石鹼水による発泡試験で確認した。	

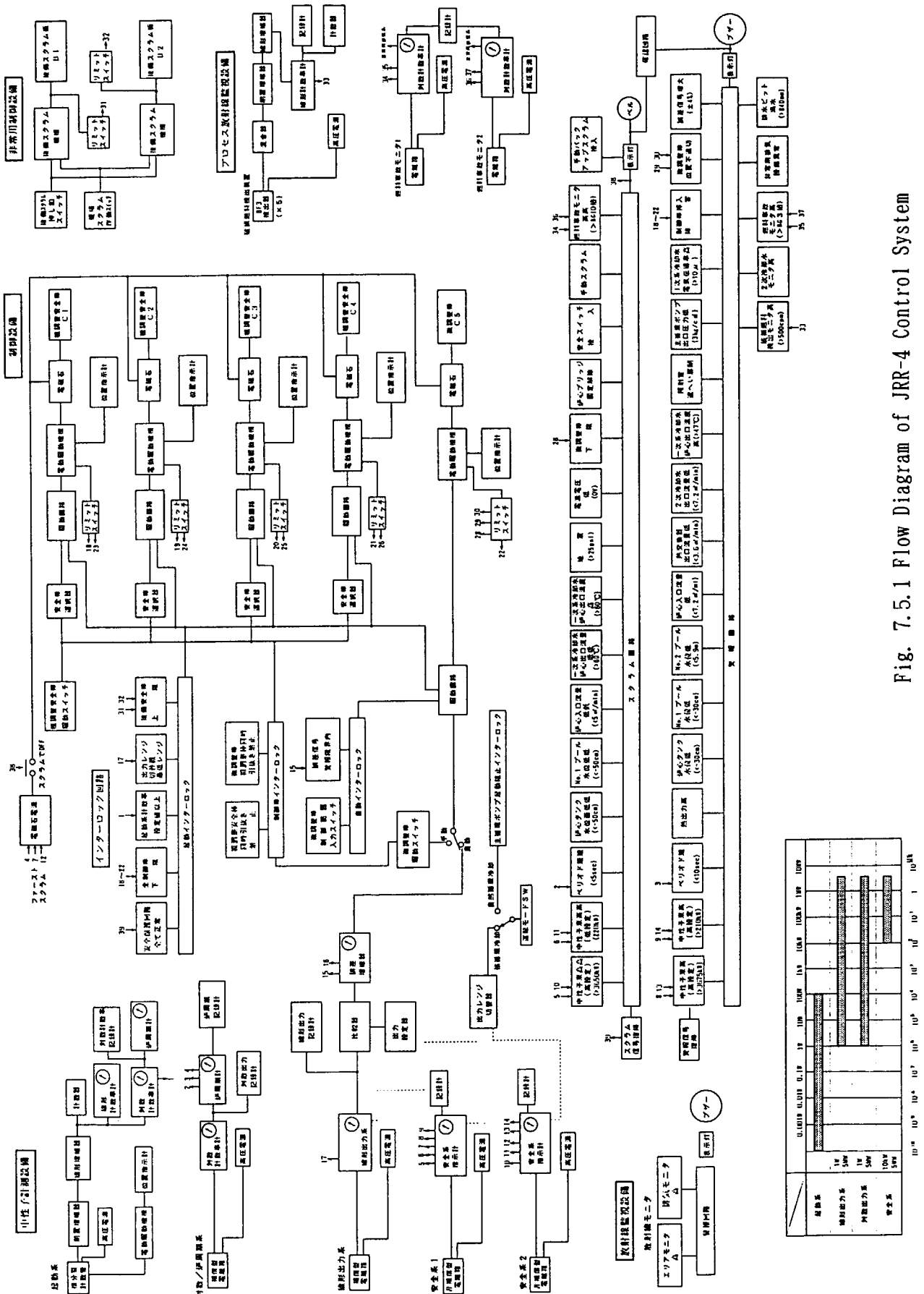


Fig. 7.5.1 Flow Diagram of JRR-4 Control System



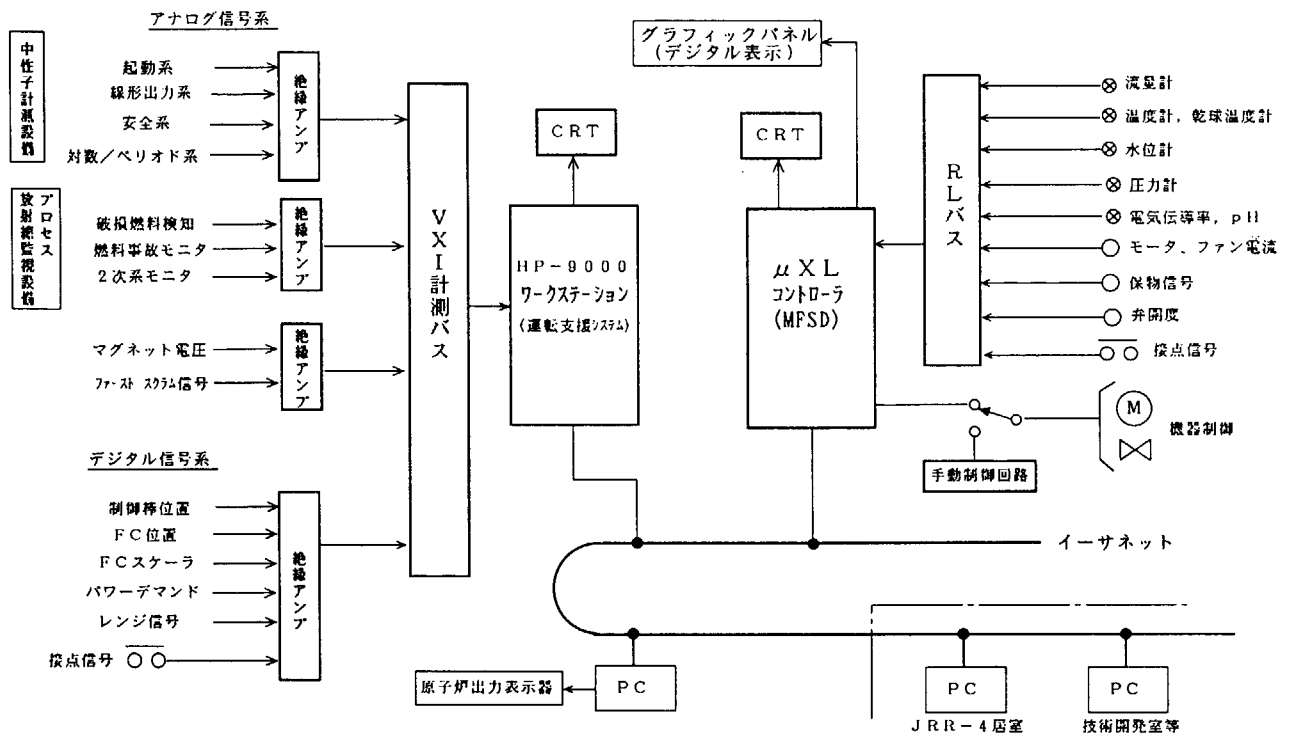


Fig 7.5.2 JRR-4 Computer System

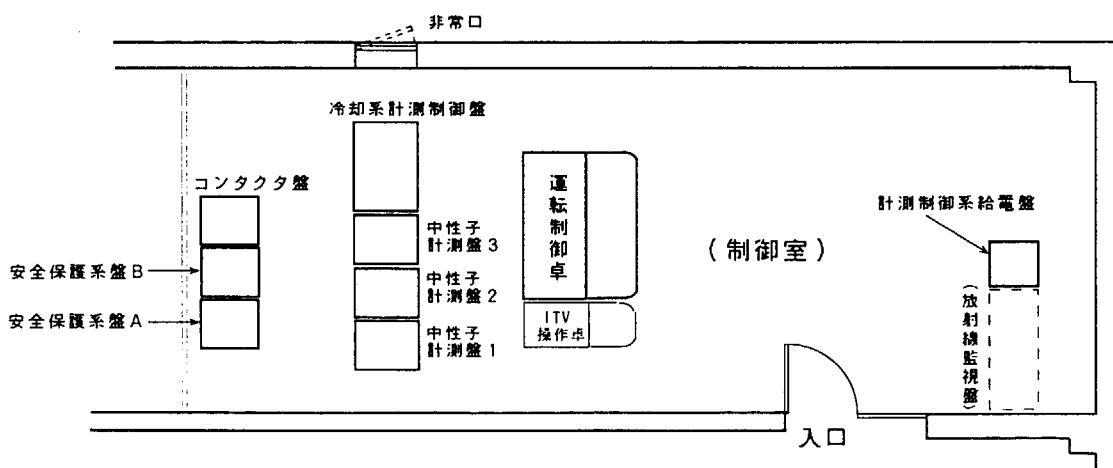


Fig. 7.5.3 Arrangement of the Control Panel

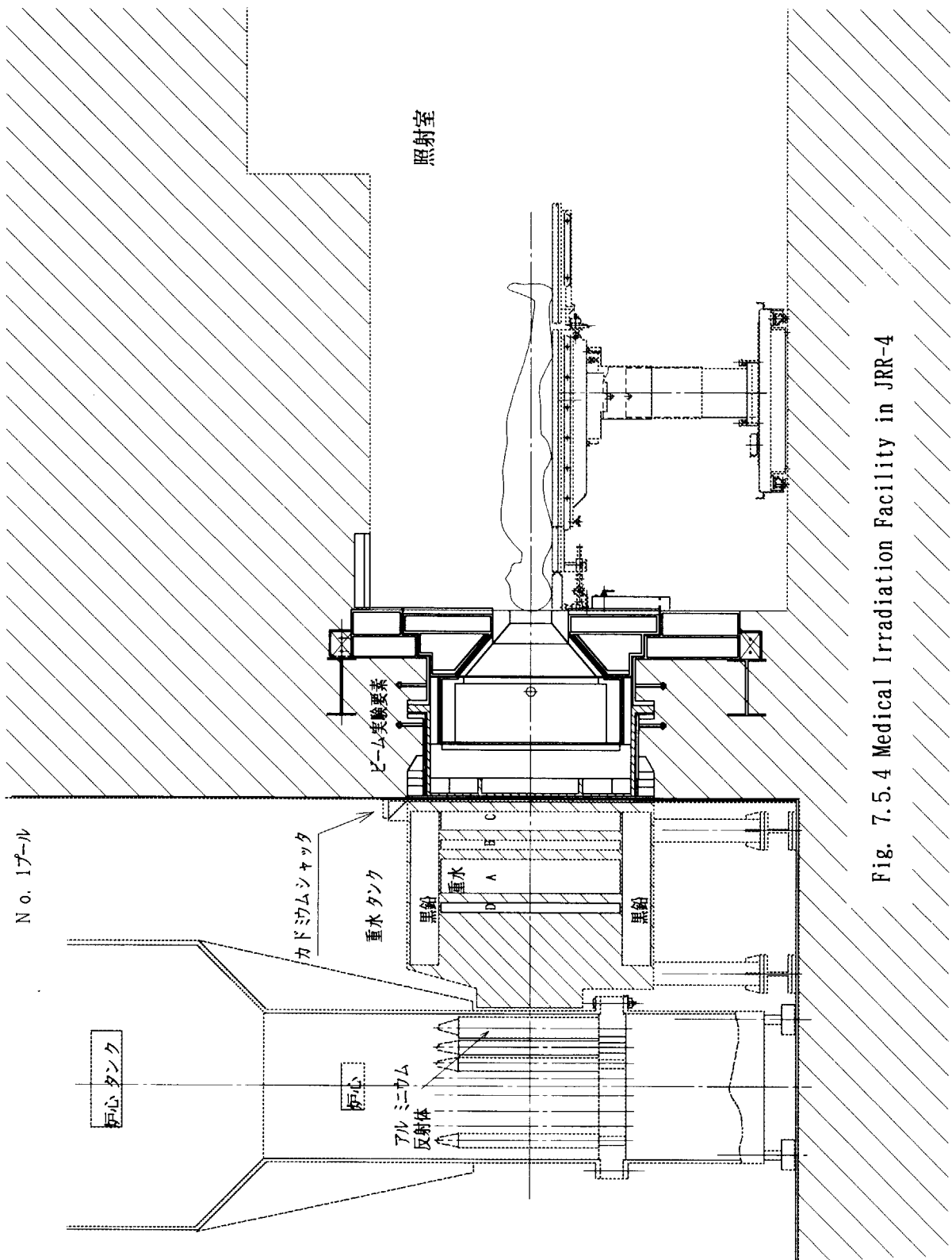


Fig. 7.5.4 Medical Irradiation Facility in JRR-4

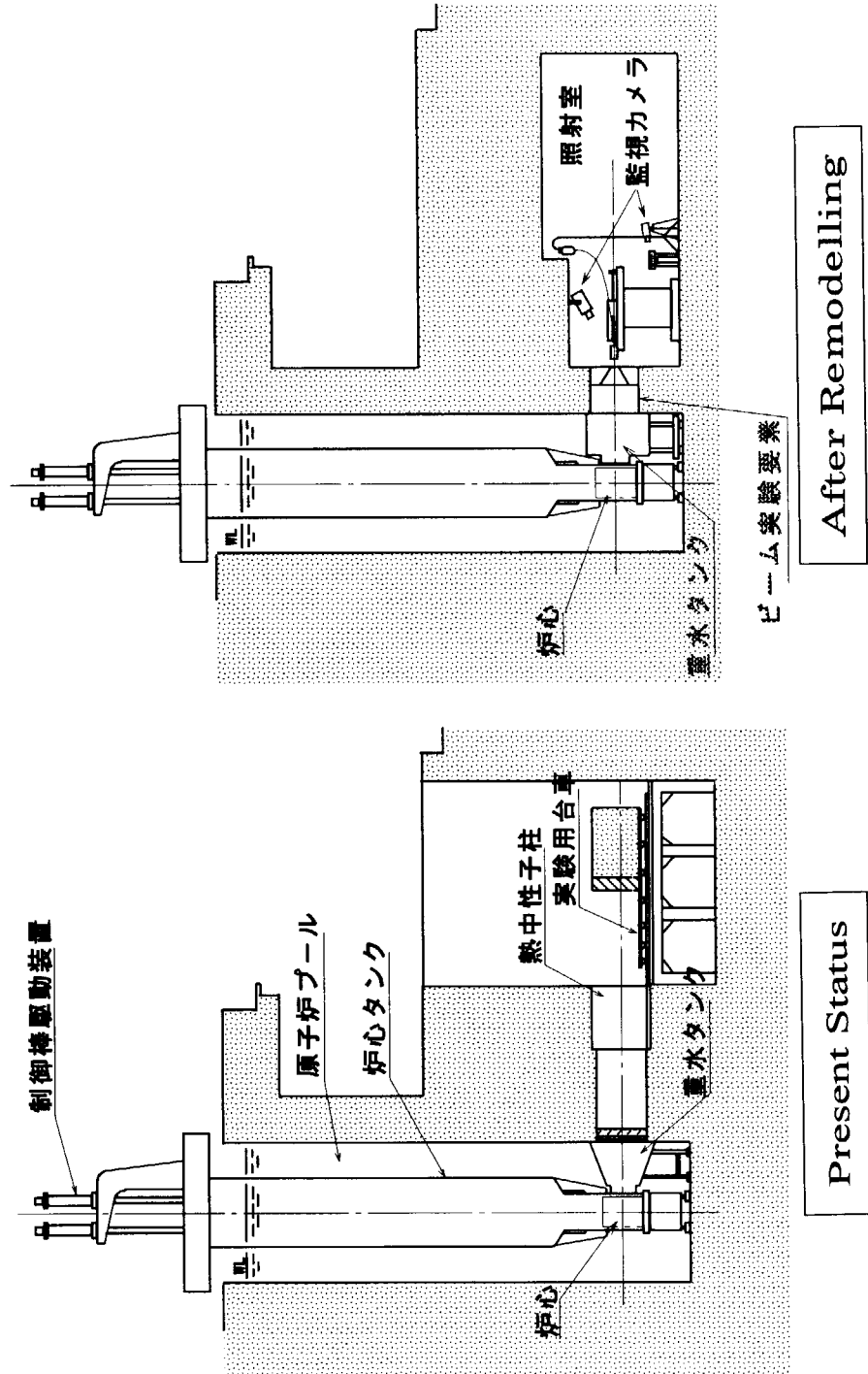


Fig.7.5.5 Cross-sectional View of Medical Irradiation Facility in JRR-4

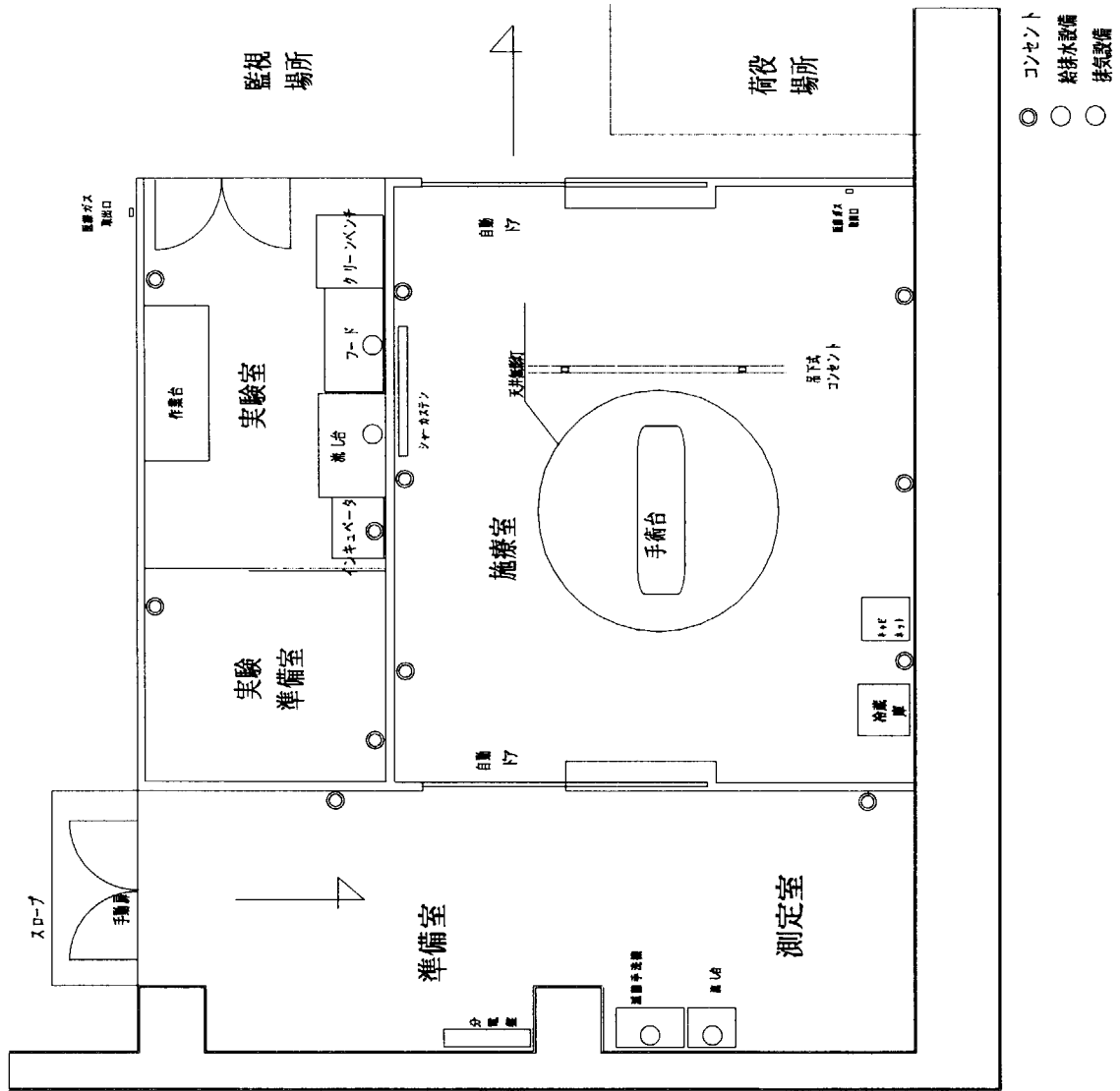


Fig. 7.5.6 Arrangements of Medical Treatment and Preparation Room

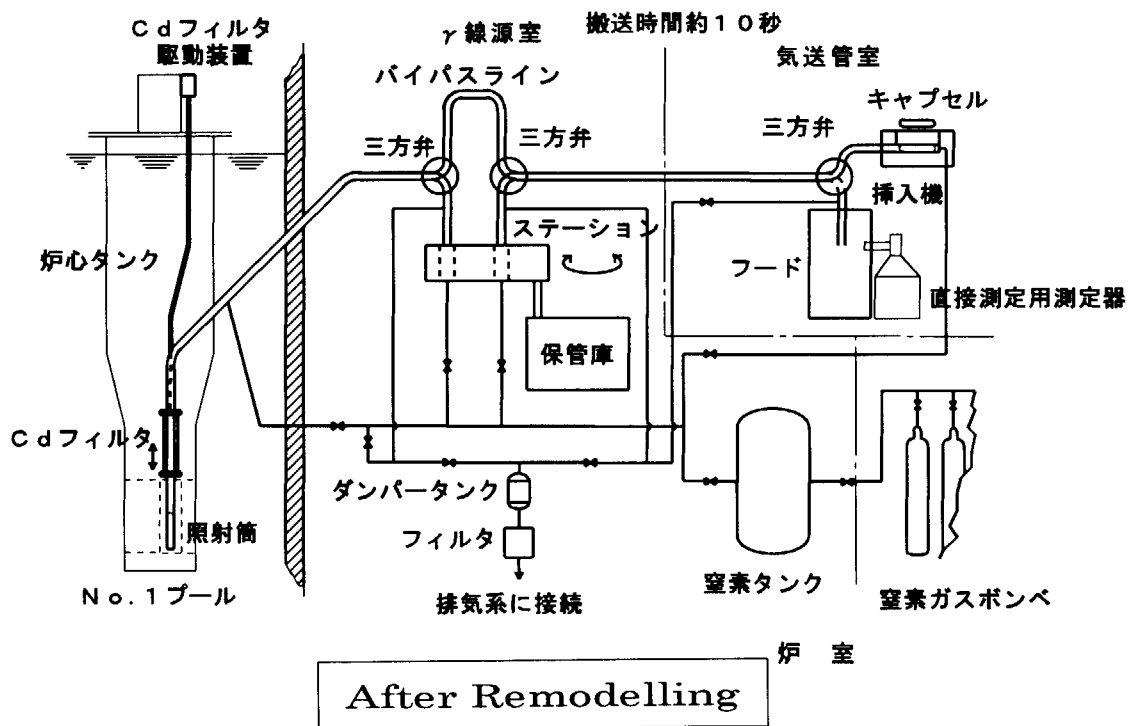
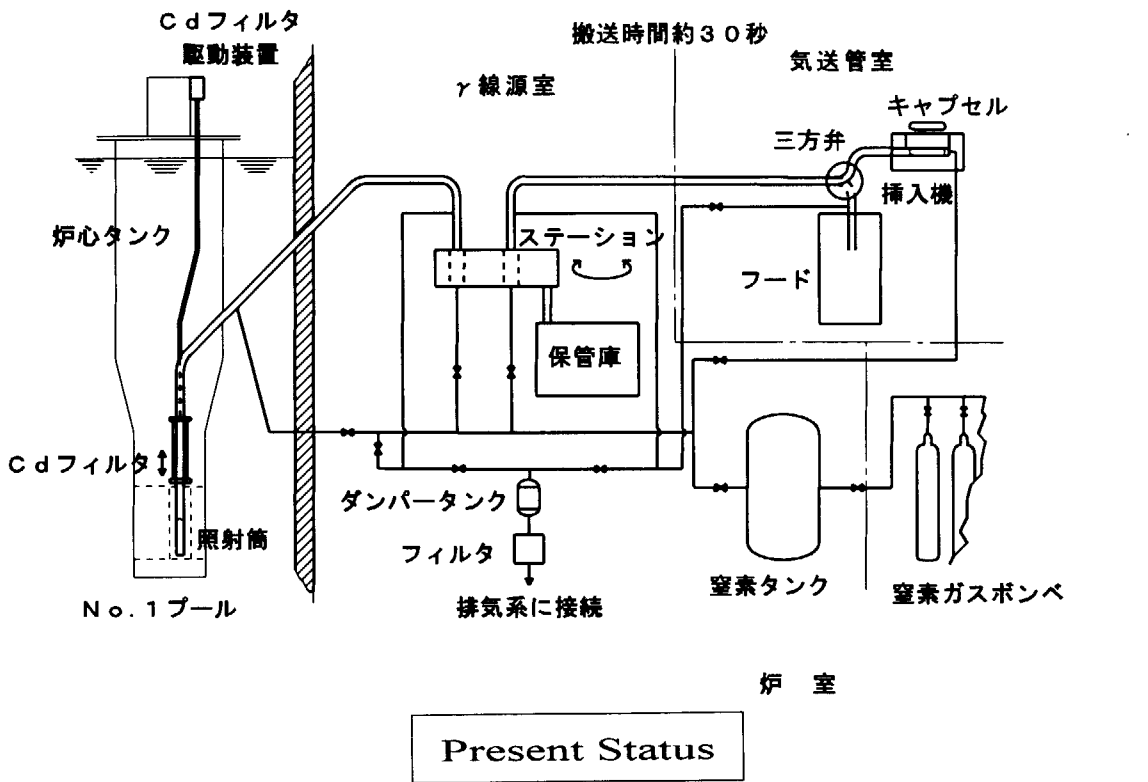
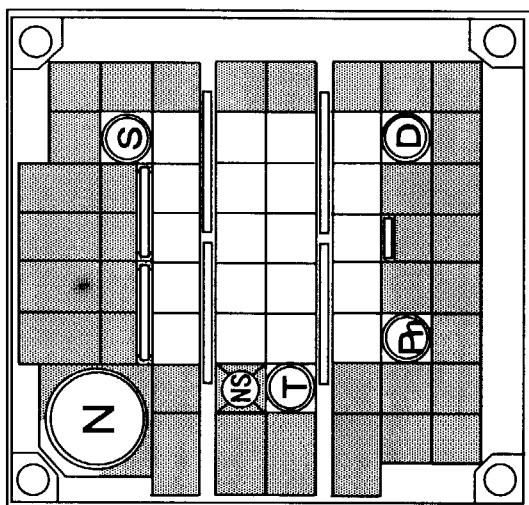
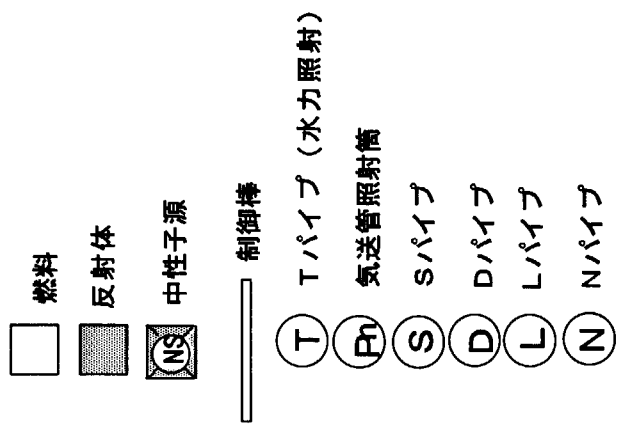
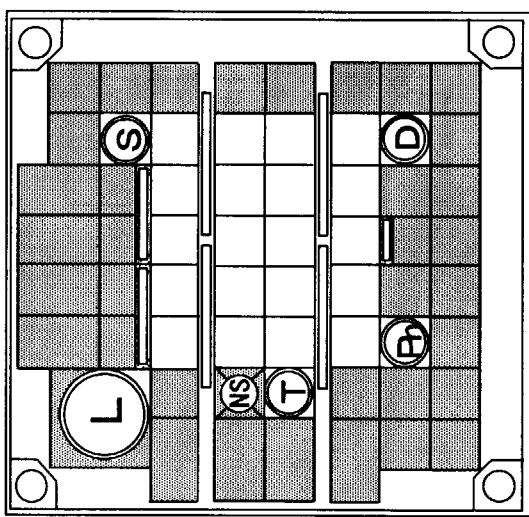


Fig.7.5.7 JRR-4 Pneumatic Irradiation Facility

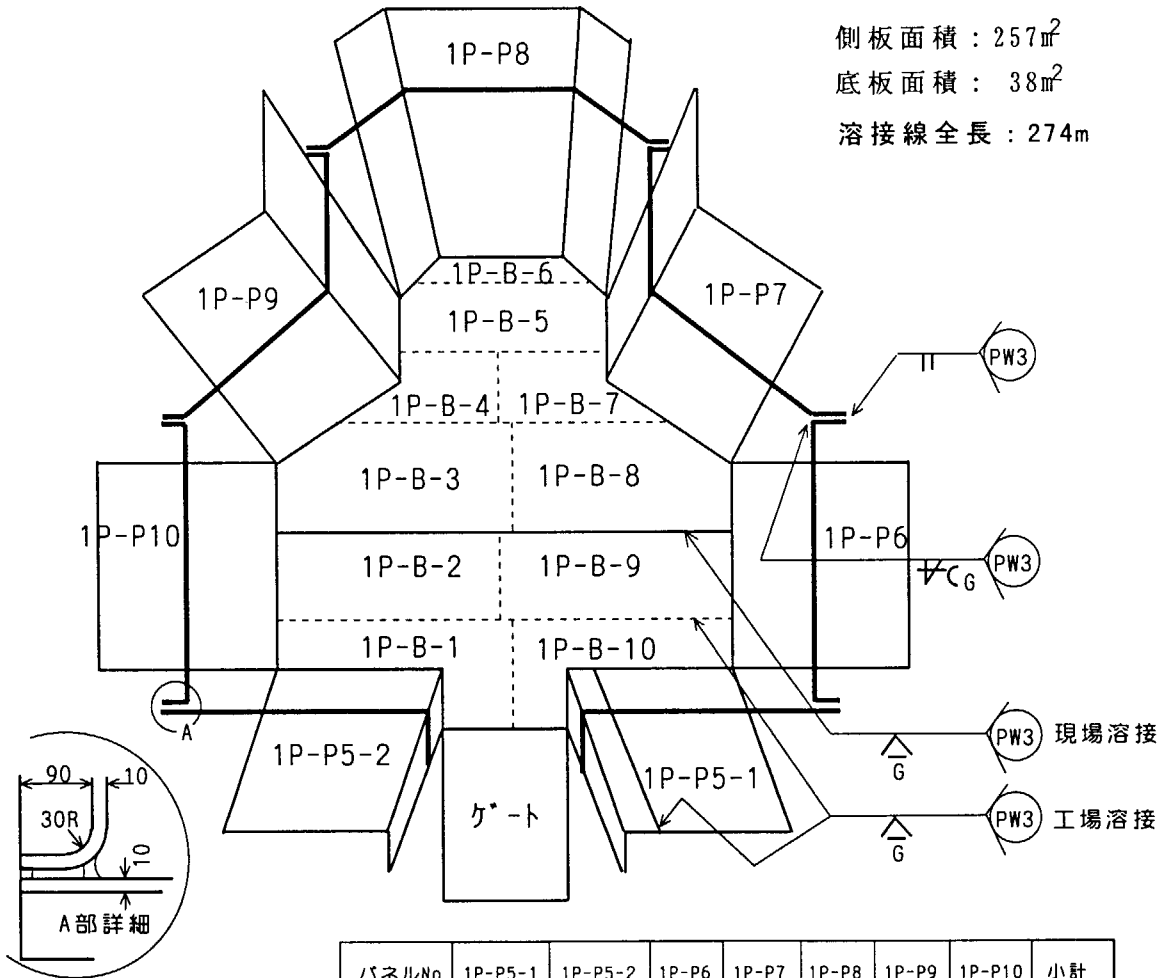


After Remodelling



Present Status

Fig.7.5.8 JRR-4 Vertical Irradiation Tubes

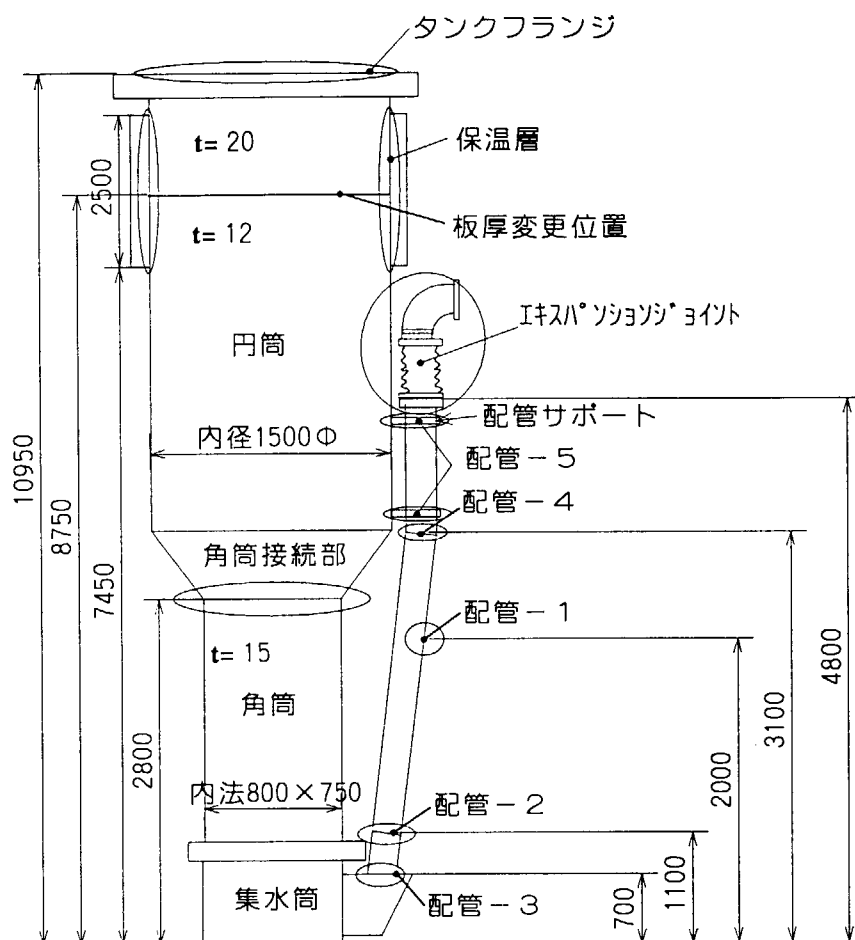


側板面積：257<sup>m</sup><sup>2</sup>  
 底板面積：38<sup>m</sup><sup>2</sup>  
 溶接線全長：274m

パネルNo	1P-P5-1	1P-P5-2	1P-P6	1P-P7	1P-P8	1P-P9	1P-P10	小計
面積(m <sup>2</sup> )	33.7	33.7	34.0	42.1	37.3	42.1	34.0	256.9
溶接線長さ(m)	18.2	18.2+9.8	19.8	24.5	21.7	24.5	19.8	156.5

溶接継ぎ手の種類	溶接線長さ(m)
側板と側板との突合現場溶接(立向)線	61.8
側板と底板との突合現場溶接(横向)線	24.5
底板と底板との突合工場溶接(下向)接	23.7
底板と底板との突合現地溶接(下向)線	7
小計	117.0

Fig 7.5.9 Structure of the No.1 Pool Lining



検査対象部位			検査項目						
			外観検査		浸透探傷検査	超音波厚み測定	分解点検	耐圧試験	
			気中	水中					
配管	1	ヘリウムタンクとの干渉部	管外面	○					
			管内面		○				
	2	周溶接部	管内外面		○				
	3	配管付け根	管内外面		○				
	4	周溶接部	管外面	○		○			
			管内面		○				
5	配管サポート			○					
炉心タンク 水深2.4m以上	外壁	全般		○					
		円筒と角筒との溶接部		○					
		保温層内壁				○			
		フランジ溶接部		○		○			
エキスパンション回転エルボ				○		○		○	○

Fig 7.5.10 Inspection of the Reactor Tank



## 8. 国 際 協 力

---

International Cooperation

This is a blank page.

## 8.1 科学技術庁原子力研究交流制度

中国の研究者1名を受け入れるとともに、当部の原子炉運転専門家1名をインドネシアに派遣した。

### 8.1.1 受入れ

中国核動力研究設計院(NPIC)の研究者1名を平成8年11月18日から平成9年5月17日までの6カ月間、研究炉部に受け入れた。研修は、研究炉の運転・保守・管理技術について、JRR-2 管理課(11/18~12/27)、研究炉利用課(1/7~2/28)、研究炉技術開発室(3/4~5/9)の各課室において実施し、安全管理の一般的事項から原子炉理論の専門事項までの広範囲な研修を行った。JRR-2では、制御系及び冷却系並びに利用設備の技術的内容、更に運転管理や放射線管理の方法等の研修項目を関連課室の協力を得ながら実施した。他に、部内各研究炉(JRR-1, -2, -3, -4)をはじめ、大洗研究所JMTR及びHTTR、高崎研究所TIARA等を見学した。

### 8.1.2 派遣

インドネシア原子力庁(BATAN)の多目的研究炉(RSG-GAS)の運転、管理について助言・指導を行うため、平成8年7月14日から5週間、運転専門家を多目的炉研究センター(PRSG)へ派遣した。派遣期間中に実施した主な業務は次の通りである。

第20~22炉心の運転及び反応度管理が適切に実施されていることを確認した。異常時の対応措置の一環として、燃料破損時の対応について指導し、ある程度自力で対応できる技術水準に到達できた。

## 8.2 二国間協力

### 8.2.1 JAERI-BATAN 研究協力

BATANの職員5名を受け入れるとともに、当部の原子炉運転専門家1名をPRSGへ派遣した。

#### (1) 受入れ

##### 1) 照射カプセルの設計及び安全評価

PRSGの照射技術課技術員1名を、平成8年7月31日から10月1日までの9週間、研究炉利用課で受入れ、研究炉部における照射キャプセルの設計及び安全評価について研修した。研修の一環である照射キャプセルの伝熱計算には、1次元及び2次元伝熱計算コードを使用した。

##### 2) 研究炉の保守及び整備

PRSGの炉運転課保守整備係員1名を、平成8年7月31日から10月1日までの9週間、

JRR-2 管理課で受入れ、研究炉を支援する各施設・設備における各種機器類の保守及び整備について実際の業務を経験させることにより、技術指導を行った。

### 3) 中性子束の測定

PRSG の炉物理課研究員 1 名を、平成 8 年 8 月 22 日から 9 月 22 日までの約 1 ヶ月間、研究炉利用課で受入れ、JRR-2 気送管を用いて中性子束測定・評価法に関する研修を実施した。中性子束測定は、測定用検出器として金箔を用いて、炉出力 10kW、100kW、1MW、及び 10MW の 4 条件で行った。各出力で金箔を照射した後、 $\beta$ - $\gamma$  同時計数法によって放射化量を計測して中性子束を換算し、炉出力に対する熱中性子束の直線性等の評価を行った。

### 4) 研究炉の非常時対応

PRSG の炉運転課長 1 名を、平成 8 年 8 月 22 日から 9 月 22 日までの約 1 ヶ月間、JRR-3 管理課で受入れ、JRR-3 の運転を通して非常時対応の研修を行った。

### 5) 研究炉の安全運転

PRSG の炉運転課長 1 名を、平成 8 年 8 月 22 日から 9 月 22 日までの約 1 ヶ月間、JRR-2 管理課及び JRR-3 管理課で受入れた。JRR-2 においては、研究炉の運転管理と保守管理についての基本的な考え方を、実際の施設の体験を通して指導した。JRR-3 においては、JRR-3 の運転及び保守作業等を詳細に観察する機会を与え、研究炉の安全運転について研修を行った。

## (2) 派遣

平成 9 年 3 月 9 日から 29 日までの 3 週間、運転専門家を BATAN の RSG-GAS に派遣し、平成 8 年 8 月 17 日以降の原子炉施設の運転、管理状況の把握、安全性の確認及び緊急時における対応、体制に関する検討、助言を行った。対象となる第 22 炉心後半から第 25 炉心前半までの炉心反応度管理は妥当なものであり、十分な炉停止余裕をもっていることを確認した。依然として計画外炉停止が頻発しているが、相対的に炉運転は安定していると言える。

地震時を想定した緊急時対応を検討し、同炉の地震計測系統からの信号を安全保護系統にリンクさせることにより、加速度の制限値を超えた場合、炉を自動的に停止させるよう指導すると共に、当面、加速度の警報レベルで炉を手動により停止することを提言した。また、炉の保安要員を除く職員等の地震時の避難、炉施設の非常時の管制について助言した。

燃料破損検出器、二次冷却系統ポンプ用電磁開閉器及び制御棒駆動機構に係るジョイントワークの現場における計画、調整を行った。

## 8.2.2 JAERI-OAEP 研究協力

平成 6 年度に、原研とタイ原子力庁(OAEP)との間で研究協力協定が締結された。平成 8 年度は、この協定に基づいて研究協力を行う実質的 2 年度目にあたる。OAEP では、バンコクか

ら約 50km 離れたオンガラック地区に、新しい原子力研究センターの建設を計画している。設計と建設工事の主契約先は米国の General Atomics 社であるが、日本の丸紅及び日立製作所、米国の Raytheon Engineering & Constructors、オーストラリアの ANSTO 及びタイのエンジニアリング会社 ATT Constructions Co も建設に参画する。新センターには熱出力 10 MW の TRIGA® 型研究炉、RI 製造施設、低レベル放射性廃棄物処理貯蔵施設等が、48ヶ月の工期で建設される予定である。

#### (1) 受入れ

平成9年3月末から2ヵ月間、OAEFの職員3名を受入れ、以下のテーマの下で指導を行った。なお3名の受入れ先は、以下の3テーマの順に、研究炉技術開発室、JRR-3管理課、製造課であった。

##### 1) 使用済み燃料乾式貯蔵施設の調査

タイで計画されている使用済み燃料乾式貯蔵施設の建設に役立てるため、研究炉技術開発室の使用済み燃料係の指導の下に、東海研の乾式貯蔵施設の仕様、建設工程等について調査を行った。

##### 2) 使用済み燃料乾式貯蔵施設の設計のための遮蔽計算

乾式貯蔵施設の安全設計計算のうち遮蔽計算に関する知見を得るため、施設の概念設計といくつかの仮定の下に入力データを作成し、計算を実行した。計算コードとして、JRR-3管理課に整備されている ORIGEN-JR、QAD-CGGP2、G33-GP2 等を使用した。

##### 3) $^{192}\text{Ir}$ の製造技術

タイでは工業用及び医療用放射性同位体の需要が、年々増加の傾向にある。多数ある放射性同位体のうち  $^{192}\text{Ir}$  にテーマを絞り、その製造方法を習熟するため、アイソトープ部製造課において研修を行った。材料の吟味、照射キャプセルの準備、均質照射技術、キャプセルからの照射物の取り出しまで、製造行程の始めから終わりまでを実地に学んだ。

#### (2) 派遣

国際技術協力員1名をOAEFに約1年間派遣し、本協力協定の主テーマであるOAEF新研究炉の安全設計及び安全評価について協力した。

平成9年3月15日から25日までの11日間、運転専門家1名を派遣し、OAEFの法規制担当者2名の他にカナダのAECBから派遣された専門家1名を交えて、日本の原子力に係わる法規制について意見及び情報の交換を行った。

### 8.3 国際会議、シンポジウム

#### 8.3.1 「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」に係る 原子力安全ワークショップの開催

我が国の原子力委員会の主導によるアジア地域原子力協定の一環として1996年3月に東京で開催された第7回アジア地域原子力協力国際会議での合意に基づいて、科学技術庁からの受託調査として実施したもので、「研究炉利用」をテーマとする第5回目のワークショップとして、1996年11月21日から28日まで、インドネシアで開催した。

ワークショップは、11月21日から23日までスルボン研究所で実施した中性子散乱に関するサブワークショップ及び11月25日から28日までジャカルタで実施した中性子散乱、放射化分析及び研究炉の運転・保守（安全確保）の3分野に関するワークショップから構成され、本ワークショップには、オーストラリア、中国、韓国、フィリピン、マレーシア、タイ、インドネシア、ベトナム及び日本の9カ国から合計約80名が参加した。

研究炉部からは、以下に示す放射化分析分野で1件、研究炉の運転・保守分野で3件の発表を行った。

- 1) 「JRR-3M PN-3の放射化分析支援システム」；笹島
- 2) 「JRR-2, JRR-3M, JRR-4の現状と将来計画」；小菅
- 3) 「JRR-3Mの現状と安全設計」、木名瀬
- 4) 「JRR-4の改造及び運転・保守」；星野、船山、新井

本ワークショップにおいて行われた中性子散乱、中性子放射化分析及び研究炉の運転・保守（安全確保）の3分野の討議結果については、サマリーレポートとしてまとめられた。これらの提案は、1997年3月に開催されるアジア地域原子力協力国際会議の作業グループ会合に、共催国であるインドネシア側からキーノートとして報告され、参加国代表による討議が行われた上で1997年の計画が以下のとおり合意された。

- 1) 97年度のワークショップを1997年11月にインドネシアで開催する。
- 2) 97年度のワークショップを①中性子散乱、②R I（ラジオアイソトープ）製造及び③研究炉の運転・保守（安全確保）について行う。
- 3) 97年度のサブワークショップとしてR I製造の公開実験を実施する。

## 8.3.2 IGORR-V

## (1) 概要

研究炉に関する国際グループ会議(International Group on Research Reactor)は、研究炉現状と将来計画等の情報交換の場として1990年に米国オークリッジ研究所を第1回に、約1年半毎に日米欧など交代で開催されており、第5回会議が、1996年11月フランス原子力庁(CEA)の主催でフランス国エクス・アン・プロヴァンスにおいてドイツ、台湾、米国、韓国、カナダ、オランダ、チェコ、ハンガリー、ロシア、日本、フランス等22ヶ国より約80名が参加して開催された。会議は、4つのテーマに分けて①運転中の研究炉状況、②設計・建設中の研究炉、③冷中性子源、④閉じ込め機能の調査に分けて、30件の報告があった。

## (2) 会議内容

## 1) 運転中の研究炉状況に関するセッション

米国からANS計画の中止に伴い新核破砕中性子源の要求とともに定常出力中性子源(例えば原子炉等)の要求も強くHFIR炉の改造計画について、2030年までの運転(100MW)を目指し、重要な課題として、ILL以上の性能を有するCNS設置、熱中性子用新ビームホール設置を挙げている。韓国のHANAROは、1995年2月臨界以来1996年9月まで順調に運転され、1997年1月全炉心の24MWに、7月頃30MWを予定している。その他、ユーゴスラビアの研究炉RA、零出力炉RBの改修状況、スウェーデンのR2炉の燃料照射状況、ベトナムのDNRR、ベルギーのBR2、チェコのLVR-15、オーストラリアのHIFAR、ハンガリーのBRR、日本のJRR-4、フランスの主要研究炉の状況について報告があり、利用状況等活発な質議が行われた。また、IAEAから世界58カ国で274基の原子炉が稼働しているとの報告がなされた。

## 2) 設計、建設中の研究炉に関するセッション

ドイツの20MWの高中性子束炉FRM-II建設計画は、ミュンヘン郊外のガルヒンクで1996年8月着工した。炉本体の詳細設計のライセンスは1997年初頭を予定、また、模擬炉心流体力実験、解析状況が報告された。日本のHTTR建設状況、フランスのジュール・ホロヴィッツ炉(RJH)計画、カナダの40MWのIRF設計検討、台湾のTRR-II計画について報告された。RJH計画は、CEAカダラッシュ研究所に設置を予定している100MWの材料照射研究炉で、 $\phi_{th} > 5 \times 10^{14} \text{n/cm}^2/\text{s}$ 、 $\phi_f > 1 \times 10^{15} \text{n/cm}^2/\text{s}$ を目指し、2005年運転を予定している。建設候補地は、原子炉群へ向かう途中の3ヶ所について調査検討中である。

## 3) 冷中性子源に関するセッション

中性子科学の中性子源として各国で開発、整備されている冷中性子源に関して、ロシアからCNS新設、ドイツからFRM-II用CNSを含むビーム孔設備と炉内照射設備の設置計画、フランスのORPHEE炉のCNS減速容器の照射後試験、米国のHFIRのCNS設置計画、NISTのCNS性能、韓国のHANAROのCNS概念設計等が報告された。FRM-IIのCNSは極冷中性子と超冷中

性子用を含む4基あり、10本のガイドチューブで供給される。2000年には運開の予定である。

4) 原子炉の閉じこめに関するセッション

前回の会議でR&Dとして提案されていた格納容器の設計に関する条件について、担当のカナダAECLから世界主要炉の建屋閉じ込め機能に係る調査の報告があった。設計条件、放射能放出抑制機能、耐震性等各国での特徴も挙げられている。フランスから建家設計に関する内外事象の考慮が報告された。



### 8.3.3 ASRR-V

#### (1) ASRR-V

韓国テジョン（大田）市で韓国原子力研究所（KAERI）主催の第5回研究炉に関するアジアシンポジウム（ASRR-V）（1996年5月29日～5月31日開催）が開催された。

「研究炉に関するアジアシンポジウム（ASRR）」は、研究用原子炉の設計、製作、運転、利用、改造、解体等の一連の分野においてアジアを中心とする国々の研究者・技術者が意見や情報を交換し、共通課題の討論を行う目的で、2年毎にアジアの国で開催される国際会議である。これまでは第1回日本（立教大）、第2回インドネシア（インドネシア原子力庁）、第3回日本（原研）、第4回中国（中国原子力研究所）で順次開催されている。今回の会議はKAERIの新型研究炉HANARO（熱出力30MW）の建設を記念して開催されたものである。本会議は、アジア13ヶ国、その他約13ヶ国から約200名の専門家が参加し約140の発表があった。今後HANAROを中核として、アジアの原子力研究開発のセンターたらしめている韓国の意気込みが随所で感じられる国際会議であった。

ASRR-Vは主に以下のセッションから構成された。

#### Opening Session

#### Technical session, Research Reactor Management

Fuel and Material Test

RI Production and Applications

Neutron Beam Utilization

CNS Technology

Decontamination and Decommissioning

Safety Aspects and Application to Power Reactor

Design and Improvements of Research Reactor

#### Panel Discussion

原研研究炉部からは、熊井（研究炉利用課）がCNSテクノロジーのセッションの座長を務めるとともに、JRR-3Mとその冷中性子設備の概要、冷中性子設備の開発、建設、運転経過、サーモサイフォン特性、コントロールシステム特性について発表を行った。また、曾山（研究炉技術開発室）がスーパーミラーの開発、これを応用した中性子ベンダーの開発並びにJRR-3Mスーパーミラー中性子導管の設計、中性子反射率計の設置と物性研究への応用について発表を行った。

パネルディスカッションでは、研究炉利用の強化のためのアジア諸国間の協力の具体的方法について討論が行われた。また、同時平行に開催されたIAEA主催のTCMの委員会

では、研究炉に関する利用分野の改善に関する戦略について討議が行われ、本会議でその討議内容が紹介された。

## (2) HANARO

当該会議のテクニカルツアーで新型研究炉 HANARO を訪問する機会を得た。HANARO は、熱出力 30 MW の軽水冷却・重水反射体付きオープンタンクインプール型の研究用原子炉で、1985 年にプロジェクトが開始、1989 年に建設が開始され 1995 年 2 月に初臨界に達した。HANARO の構成要素を Fig.8.3.1 に、設計仕様を Table8.3.1 に、また炉心水平断面図を Fig.8.3.2 に示す。最大熱中性子束の設計値は、炉心内で  $5.0 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  重水反射体領域で  $2.0 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  と比較的大きい規模の研究炉である。韓国独自の設計であるが、基本的にはカナダの R I 生産炉 MAPLE-X の概念を踏襲していると思われる。特に 1 次冷却水の上昇流中の  $^{41}\text{Ar}$ 、 $^{14}\text{N}$  等によって炉頂部の放射線レベルが高くなるように、炉心上部にチムニーを設置し、炉プール上部の水をチムニーに引き込む設計となっているが、現在のところ機能が十分でなく炉上部の放射線レベルは規制値を越えているということであった。このため高温水層などによる対策を実施するということがあった。利用の目的は、韓国の原子力発電開発の支援のための PWR 及び CANDU の燃料・材料照射試験、原子力基礎研究及び産業ニーズのための中性子利用研究、医療・産業利用のためのラジオアイソトープ生産である。Table8.3.2 に HANARO の実験利用設備を示す。私達が訪問した際には、予算面の制約から利用設備のうち炉心内の垂直照射孔、気送管、中性子ラジオグラフィなどの設置はほぼ完了していたが、その他の実験装置については Fig.8.3.3 に示すような計画になっているとのことであった。原子炉の建設と平行して 1993 年 12 月には照射材料試験施設 (IMEF) も建設された。我々が、訪問した際には、ちょうど原子炉は熱出力 15 MW の第 2 ステージの特性試験を終了したところであった。担当者のお話では、安全規制側から燃料の照射安全性試験データを提出するように求められているため、自分自身の照射孔内で試験用燃料体を照射中で、最大熱出力 30 MW に到達するにはかなり時間がかかるのではないかと思われた。

HANARO の主な利用分野は、原子炉燃料材料試験 (30%)、中性子回折散乱による物性研究 (28%)、ラジオアイソトープの生産 (22%)、中性子放射化分析 (16%)、半導体生産のためのシリコンドーピング及び中性子ラジオグラフィ (4%) ということである。HANARO では、特にこれまで主に輸入に頼っていた R I の製造にも大きな期待がかけられている。Te-99、I-131、Ir-192、Co-60 の重要な R I の生産により、国内での自給率を 40% に増加させる計画である。これは約 30 億ウオンの輸入代価が見込まれるとしている。建設された R I 製造施設 (RPF) には放射性薬品の製造に不可欠な 3 つのクリーンルームとコンクリート製 4 基、鉛製 17 基の R I 生産用ホットセルがあり、水力搬送装置が備わっている。利用分野は、医療用の Te-99m、I-131、Dy-165、Ho-166 等、工業用の Ir-192、Co-60 である。また、農業、食品貯蔵等を目的とした同位体元素の利用研究も

計画されている。また、HANAROでは、中性子回折散乱を用いた物質構造研究を基礎研究の一つの柱としている。特に今後2000年を目標に冷中性子源を設置し、冷中性子ビームを用いた超伝導体及び生体物質の構造研究を進めようとしている。

### (3) 韓国原子力研究所 (KAERI)

KAERIは街の北部に位置し、原子力発電技術開発、原子力基礎研究、放射線とラジオアイソトープの産業利用などを目的とした研究機関である。設立は1959年で、以来38年間の原子力開発の歴史の中で、TRIGA-MK-II(100kWt、1962) TRIGA-MK-III(2MWt、1972)の2基の研究炉、がんセンターなどの関連施設も有する総合研究所である。1994年からは「POWER-KAERI」と呼ばれる研究所改革が進められており、KAERIを世界のトップクラスの研究所にし、原子力関連科学技術を21世紀に向けて高度化し、それに伴い経済発展を目指そうという意気込みが込められている。総工費約1億3000万ドル以上をかけた最初の大型施設であるHANAROの建設も、その改革の一環として位置づけられ、原子力技術の自立とともに、中性子を利用した材料科学及び生命科学等広範な先端科学研究を目指している。また、原子力発電技術、核燃料及び廃棄物部門を分離する方針が出されている。

## 8.3.4 ISNCT-VII

ISNCT(International Symposium on Neutron Capture Therapy for Cancer)はInternational Society for Neutron Capture Therapyの主催で、幅広い分野における中性子捕捉療法の研究者・技術者が意見や情報の交換、共通課題の討論を通じて互いの研究成果・経験を学び合うことにより将来に向けて新しい研究・技術の発展を探求することを目的として2年毎に開催されている国際シンポジウムである。1983年に米国マサチューセッツ州ケンブリッジにおいて開催されたのを皮切りに、日本(東京)、ドイツ、豪州、米国、日本(神戸)で順次開催されてきた。第7回目の今回はチューリッヒのSwiss Federal Institute of Technology(ETH)において9月3日～7日の5日間開催され、30ヶ国から約350名が参加した。日本からの参加者は37名であり、内訳は大学(大学病院を含む)が31名、病院2名、機関4名であった。ISNCT-7は招待講演(4件)セッション、5つの一般講演セッション、3つのポスターセッション、及びディスカッションの合計10のセッションからなっていた。全体での発表件数は講演で100件、ポスターで160件であった。前回の神戸開催では合計で170件程度であったことを考えると、発表件数の増加は目を見張るものがある。各国における中性子捕捉療法に対する取り組みがより一層本格化していることが伺える。

研究炉部からは“A New Medical Irradiation Facility at JRR-4”というタイトルで、JRR-4に設置を計画している医療照射設備についてビームの設計目標と解析結果を中心に発表を行った。

世界のBNCT研究開発の現状として、治療時における患者の線量分布を詳細に算出するためのプログラムに関する発表が数多く見受けられた。海外炉と同様にJRR-4においても照射場の提供者として上記ソフトウェアの整備は今後の重要な研究課題である。今後原研内で開発を進めていく上で有益ないくつかのソフトの最新情報を得ることができた。研究炉関連では、日本からは京大が京大炉の重水設備を改造して設置された医療照射設備の特性について、武蔵工大が燃料貯蔵プールの改造により設置を検討している熱外中性子照射場についてのビーム設計についてそれぞれ発表を行い、JRR-4のビーム設計と合わせて日本の動向が一層の注目を浴びた。

海外からはBMRR(USA)、HFR(Netherlands)をはじめとしてFiR1(Finland)、GTRR(USA)、RA6(Argentina)、THOR(Taiwan)、LVR-15(Czech Rep.)等における研究が紹介された。世界的に中性子捕捉療法に対する取り組みがますます本格化していることの表れである。

Table 8.3.1 Technical summary of HANARO

炉型	オープン・タンク・イン・プール
熱出力	30MW
燃料	低濃縮シリサイド燃料(ピン) U <sub>3</sub> Si-Al 芯材(20w.% <sup>235</sup> U)
1次冷却材	軽水
反射体	重水
炉心冷却	強制上昇流冷却
2次冷却材	冷却塔
制御棒	ハフニウム管
原子炉建家	格納容器

Table 8.3.2 Experimental facilities installed at HANARO

位置	名称	形状	基数	寸法	目的	
炉心	内側領域	CT	六角	1	7.44	キャプセル照射
		IR	六角	2	7.44	キャプセル照射
	外側領域	OR	円筒	4	6.0	RI 製造
反射体領域	GNS	円筒	1	16.0	冷中性子源	
	NTD	円筒	2	22.0/ 18.0	シリコン・ピンゲ	
	LH	円筒	1	15.0	燃料試験ループ	
	HTS	円筒	1	16.0	RI 製造	
	NAA	円筒	3	17.0	放射化分析	
	IP	円筒	17	6.0	RI 製造	
水平実験孔	ST	角柱	4	7×14	分光器	
	CN	角柱	1	7×15	冷中性子ビーム実験	
	NR	円筒	1	10	中性子ラジオグラフィ	
	IR	円筒	1	10	照射試験	

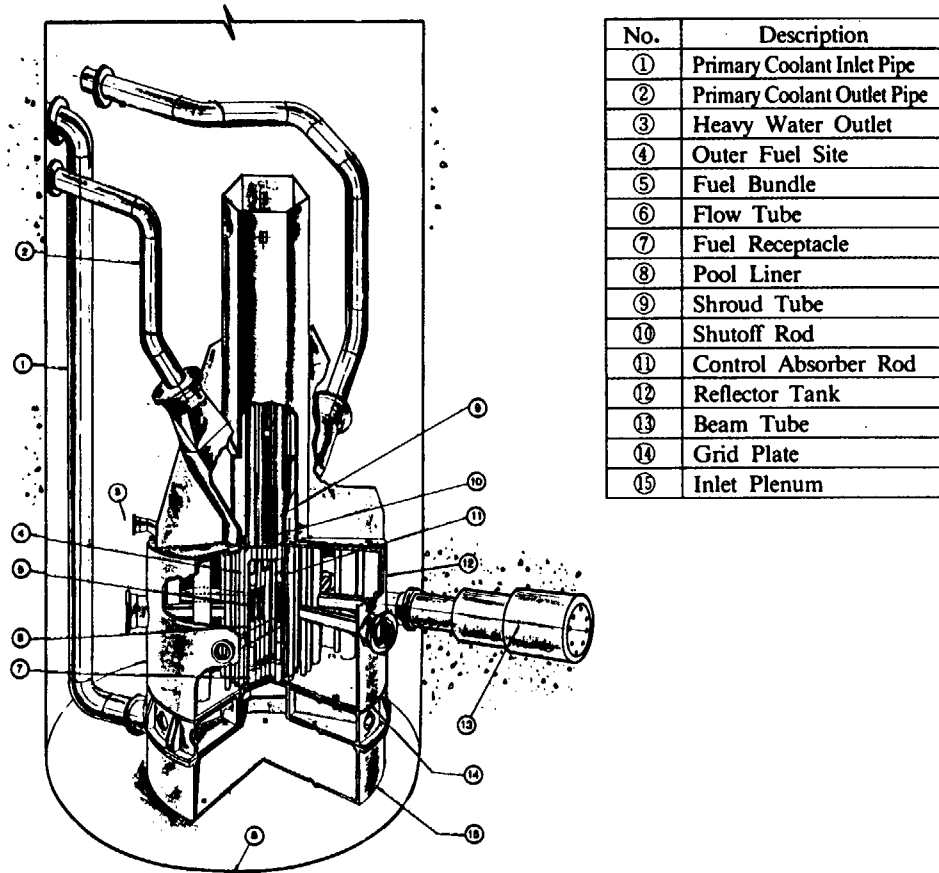


Fig. 8. 3. 1 Reactor structure assembly

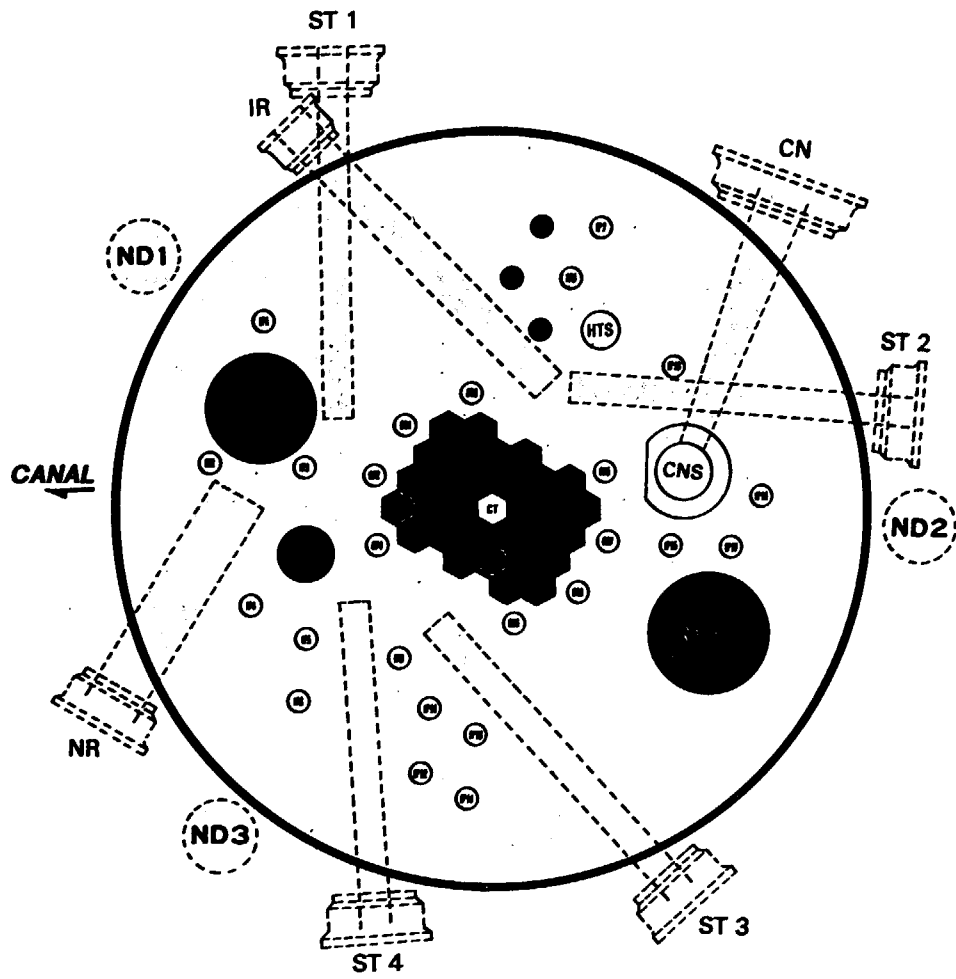


Fig. 8. 3. 2 Location of irradiation thimbles

実験設備	93	94	95	96	97	98	99	00	備考
◎燃料材料試験									
無計装キャプセル	←	→							進行中
計装キャプセル	←	→							"
定常試験ループ	←	→							"
過渡試験ループ				←	→				進行中
◎RI製造									
核分裂モリブデン	←	→							"
◎中性子ビーム応用									
中性子ラジオグラフィ	←	→							進行中
高分解能粉末回折装置		←	→						"
偏極中性子分光器	←	→							"
小角散乱装置				←	→				"
三軸型分光器				←	→				"
冷中性子源				←	→				"
◎シリコン半導体製造	←	→							進行中
◎ホウ素中性子捕捉療法					←	→			進行中

Fig. 8. 3. 3 Installation schedule of experimental facilities



## あ と が き

本報告書は、研究炉部各課室、放射線管理第2課及び施設第1課の関係者が平成8年度の活動について分担執筆し、編集委員会で編集したものです。関係者の協力を深く感謝します。

(編集委員長)

### 編集委員会メンバー

委員長	一色正彦	(部長)
副委員長	高柳政二	(次長)
委員	市川博喜	(研究炉技術開発室)
	塙博	(研究炉利用課)
	菊池博之	(研究炉技術開発室)
	東山豊	(JRR-2管理課)
	和田茂	(JRR-3管理課)
	大場永光	(JRR-4管理課)
	山田誠子	(研究炉業務課)

This is a blank page.

付 録

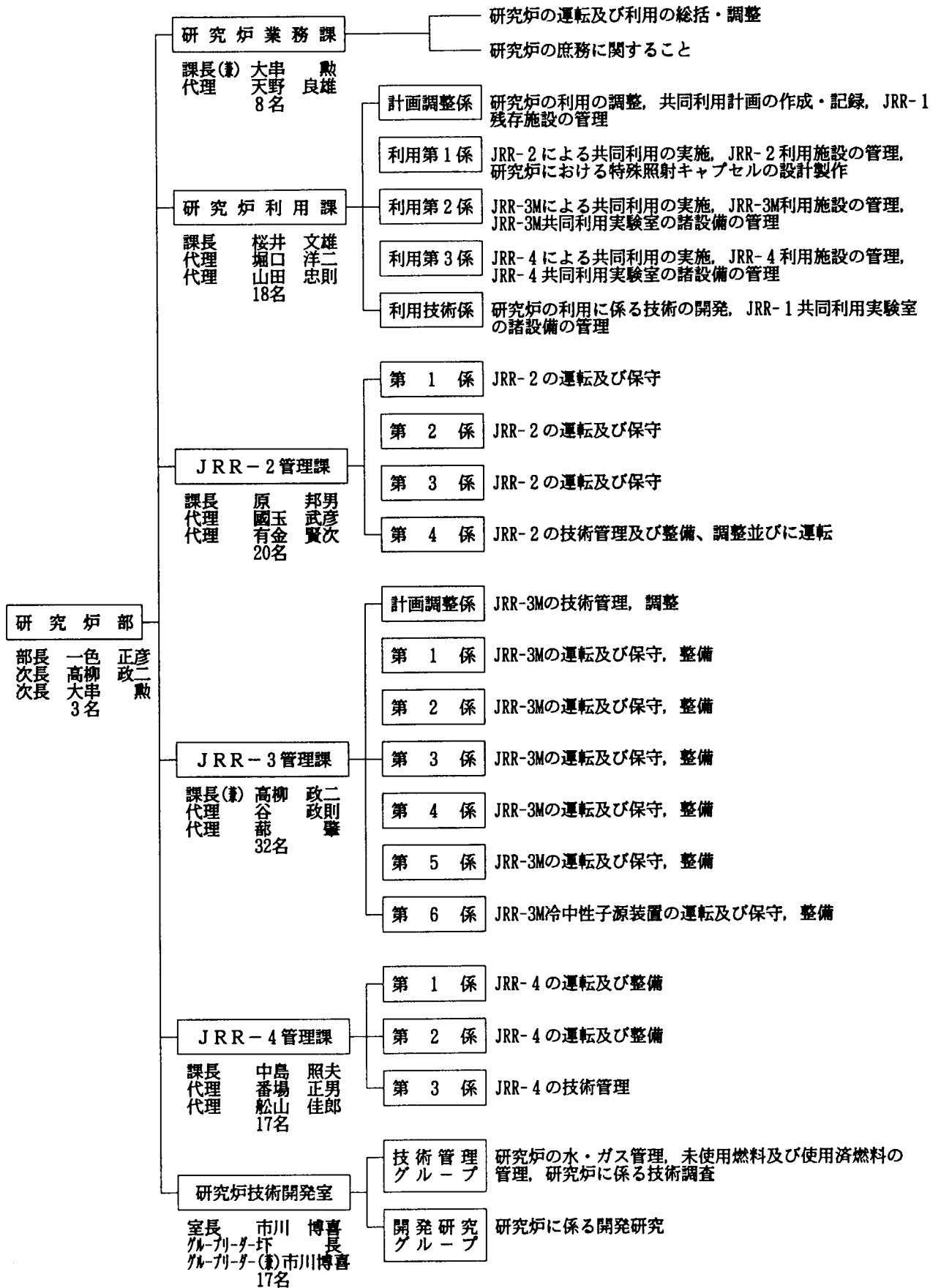
---

Appendix

This is a blank page.

付録1 研究炉部の組織と業務

平成9年3月31日現在



## 付録2 平成8年度JAERI-Research等一覧

著 者	標 題	レポート NO.
神永、山本、 渡辺	JRR-4 シリサイド燃料炉心の炉心定常熱水力解析及 び炉心流路閉塞事故解析	JAERI-Tech 96-039
柴田、菊池、 金田、他	研究炉用アルミ合金の機械強度特性	JAERI-Research 97-015
神永、山本	JRR-3 シリサイド燃料炉心の安全評価のための THYDE-Wコードによる冷却異常事象解析	JAERI-Tech 97-016
神永	JRR-3 シリサイド燃料炉心の炉心定常熱水力解 析及び炉心流路閉塞事故解析	JAERI-Tech 97-015
神永	JRR-3 シリサイド燃料炉心の安全評価のための EUREKA-2コードによる反応度投入事象解析	JAERI-Tech 97-014

## 付録3 平成8年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
曾山、鈴木	Development of Neutron Optical Devices and its Application at JRR-3M	THE 5TH ASIAN SYMPOSIUM ON RESEARCH REACTORS
J. T. Lindsay, 松林、他	Water diffusion profile measurements in epoxy using high resolution, film neutron radiography	Fifth World Conference on Neutron Radiography
M. Ozawa、松林 他	Measurement of dynamic behavior of void fraction in tube-banks of a simulated fluidized-bed by neutron radiography	同上
J. T. Lindsay, 松林、他	Coking determination in gas turbine engine nozzles using neutron radiography	同上
Y. Nishi、松林、他	Application of neutron radiography to visualization of direct contact heat exchange between water and low melting point alloy	同上
小林、松林	A study on reconstruction method for blur free image	同上
松林 政仁、小林 久夫	Statistical approach of quality of neutron tomograms	同上
M. Oda、松林 他	Dependence of Attenuation Coefficient on Penetrating Path Length in Cold Neutron Radiography	同上
H. Asano、松林 他	Application of neutron radiography to a diagnostics of a refrigerator	同上
K. Mishima、松林、他	High-Frame-Rate Neutron Radioscopy with a Steady Thermal Neutron Beam	同上
松林、市川、小林	High resolution static imaging system in JRR-3M Neutron radiography facility	同上
N. Takenaka 松林、他	Three-dimensional void fraction measurement of two-phase flow in a rod bundle by neutron radiography	同上
小室、大友、桜井、他	Measurement of Reactivity Worths of Natural Sm, Cs Gd, Nd, Rh, Eu, B and Er	International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR '96)

## 平成8年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
曾山、鈴木、 市川、他	JRR-3M中性子導管の寿命評価試験	日本原子力学会 1996年秋の大会
一色、神田、 中込、他	STATUS OF REDUCED ENRICHMENT PROGRAM FOR RESEARCH REACTORS IN JAPAN	第19回RERTR 会 議
曾山、鈴木、 海老沢	中性子線用Ti/NiCスーパーミラーの製作と 特性測定	応用物理学関係 連合講演会
中野、白数、 天野、他	岩石プルトニウム燃料照射試験の燃焼解析	日本原子力学会 1997年春の年会
小菅	The Current Satus and Future Plans of JRR-2, JRR-3 and JRR-4	1996 Workshop on the Utilization of Reserch Ractor
熊井、掛札、 高柳	Cold Neutron Source Facility and Neutron Guide Tube in JRR-3M - Characteristics and Construction/ peration Experiences -	THE 5TH ASIAN SYMPOSIUM ON RESEARCH REACTOR
木名瀬	Nuclear Plant Aging Research (NPAR) Program Plan	原子動力研究会
村山、一色、 高柳、他	Present Status of Research and Test Reactors in JAERI	第10回環太平洋 原子力会議
木名瀬	Current status and safety design of JRR-3M	1996 Workshop on the Utilization of Reserch Ractor
中島、番場、 船山、他	Modification of JRR-4	International Group on Research Reac- tors V
星野、船山、 新井	Modification and Reactor Operation & Maintenance on JRR-4	1996 Workshop on the Utilization of Reserch Ractor
大橋、鳥居、 山田(毅)	JRR-4 医療設備の設計	平成8年度 弥生研究会
山本、渡辺、 神永、他	JRR-4 改造と安全評価	平成8年度 弥生研究会
一色、高柳、 桜井	原研研究炉の共同利用の実績と 現状	日本原子力学会 1996年秋の大会 (仙台, 96.9)



## 平成8年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
山田、横尾 出雲、他	J R R - 4 医療照射設備のビーム設計と解析, II	日本原子力学会 1996年秋の大会 (仙台, 96.9)
山田、中島、 横尾、他	A New medical irradiation facility at JRR-4	7th Int. Symp. on Neutron Capture Therapy for Cancer (Switzerland 96.9)
山田(毅)、 大橋、出雲、他	Present Status and Prospects of Medical Irradiations in JAERI	第10回環太平洋 原子力会議
笹島	INAA support system in JRR-3M PN-3	1996 Workshop on the Utilization of Research Reactors
桜井	J R R - 4 医療照射装置の設計	「加速器と原子炉を 組み合わせた中性子 捕捉療法用照射場の 最適化」研究会 (京都大学原子炉実 験所)
横尾、山田(毅) 大橋、他	J R R - 4 医療照射設備の核特性	平成8年度 弥生研究会
山田、相沢、 白数、他	J R R - 3 Mでの照射試験	日本原子力学会 1997年春の年会

## 付録4 平成8年度外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
松林 他	Three-dimensional Void Fraction Measurement of Two-Phase Flow in a Rod Bundle phase Flow in a Rod Bundle by Neutron Radiography	Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A, 377 P. 115-118 (96)
松林 他	Visualization and Correlation Analysis of Counter-Current Two-phase Flow in a Thermosyphon by Neutron Radiography	同上 A, 377 P. 148-152 (96)
松林 他	Void fraction profile in tube-banks of a simulated fluidized-bed heat exchanger	同上 A, 377 P. 144-147 (96)
松林 他	Void Fraction Distribution Measurement in Two-phase Flow by Real-time Neutron Radiography and Real-time Image Processing	同上 A, 377 P. 153-155 (96)
松林 他	Application of Neutron Radiography to a Diagnostics for Refrigerator	同上 A, 377 P. 170-173 (96)
松林 他	Liquid Metal Flow Measurement by Neutron Radiography	同上 A, 377 P. 156-160 (96)
松林 他	Experimental Study of Modification of Neutron Spectrum using Filters	同上 A, 377 P. 37-40 (96)
松林 他	Electronic Imaging System using a High-performance HARPICON Tube for NRG	同上 A, 377 P. 126-129 (96)
松林 他	Musashi Image Processing System for Dynamic Neutron Radiography	同上 A, 377 P. 130-132 (96)
松林 他	Application of Neutron Radiography to Visualization of Cryogenic Fluid Boiling Two-phase Flows	同上 A, 377 P. 174-176 (96)
松林 他	中性子ラジオグラフィの最近の進歩と応用	電気学会基礎・材料・共通部門誌 117巻 3号 P. 227-232 (97)
一色	研究炉における中性子ビーム利用の足跡と展開	放射線化学 No. 61 '95

## 付録5 平成8年度官庁許認可一覧

原子炉施設

原子炉名	件名	設置変更	設工認	使用前検査	
JRR-2	主循環ポンプ駆動用モータの冷却水配管の一部更新	申請 年月日 番 号		平成8年7月11日 8原研19第17号	平成8年7月18日 8原研19第18号
		認可 合格 年月日 番 号		平成8年7月15日 8安(原規)第361号	平成8年7月26日 8安(原規)第365号
JRR-3	第L <sub>10</sub> 次及び第L <sub>11</sub> 次燃料体の製作	申請 年月日 番 号		平成7年10月23日 7原研19第19号	平成8年1月11日 8原研19第1号
		認可 合格 年月日 番 号		平成7年11月10日 7安(原規)第319号	
	中性子吸収体の製作	申請 年月日 番 号		平成8年6月28日 8原研19第15号	
		認可 合格 年月日 番 号		平成8年7月23日 8安(原規)第283号	
	計測制御系統施設のうち中性子吸収体	申請 年月日 番 号			平成8年8月12日 8原研19第21号
		合格 年月日 番 号			
JRR-3原子炉施設の変更	申請 年月日 番 号	平成8年9月30日 8原研05第115号			
	認可 合格 年月日 番 号				
JRR-3原子炉施設の変更の添付書類の一部補正	申請 年月日 番 号	平成9年2月26日 9原研05第38号			
	認可 合格 年月日 番 号				
JRR-4	JRR-4原子炉施設の変更	申請 年月日 番 号	平成7年9月22日 7原研05第110号		
		認可 合格 年月日 番 号	平成8年9月19日 8安(原規)第384号		
	原子炉本体(その1)、計測制御系統施設及び原子炉格納施設(その1)	申請 年月日 番 号		平成8年10月2日 8原研21第76号	
		認可 合格 年月日 番 号		平成8年10月29日 8水原第896号	
	原子炉本体(その2)及び原子炉格納施設(その2)	申請 年月日 番 号		平成8年11月5日 8原研21第86号	
		認可 合格 年月日 番 号		平成8年11月25日 8水原第972号	
	原子炉冷却系統施設(その1)、放射性廃棄物の廃棄施設(その1)及びその他の原子炉の附属施設(その1)	申請 年月日 番 号		平成8年12月12日 8原研21第104号	
認可 合格 年月日 番 号			平成8年12月18日 8水原第1037号		
原子炉本体(その3)、原子炉冷却系統施設(その2)、放射性廃棄物の廃棄施設(その2)及びその他の原子炉の附属施設(その2)	申請 年月日 番 号		平成9年3月18日 9原研21第28号		
	認可 合格 年月日 番 号		平成9年4月1日 9水原第142号		
JRR-4原子炉施設に係る使用前検査	申請 年月日 番 号			平成8年12月25日 8原研21第106号	
	合格 年月日 番 号				

付録6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績 (1/2)

	国名	受入 派遣 の別	1985 昭和 60年度	1986 昭和 61年度	1987 昭和 62年度	1988 昭和 63年度	1989 平成 元年度	1990 平成 2年度	1991 平成 3年度	1992 平成 4年度	1993 平成 5年度	1994 平成 6年度	1995 平成 7年度	
科学技術庁(STA) 原子力研究交流制度 に基づく受入れ及び 派遣	マレーシア	受入		1(3M)			1(3M)		1(5M)					
	インドネシア	受入				1(3M)	1(2M)		1(2M)			1(6M)	2(6M)	
		派遣			1(1M)	1(2M)	2(2M)	1(1M) 1(2M)	1(2M)	1(2M)	1(2M)	1(2M)	1(6W) 1(1W)	
	中 国	受入	1(2.5M)	1(3M)	1(3M)		1(6M)					1(6M)	1(2M)	
		派遣												
	バングラディッシュ	受入												
		派遣							2(4M)					
	フィリピン	受入				1(6M)								
タ イ	受入			1(3M)	1(2M)		2(3M)		1(3M)	1(1M)			1(2M)	
	派遣						1(2W)						1(1W)	
韓 国	受入					1(6M)								
	派遣		1(1W)				1(1M)							
ベトナム	受入											1(1M)		
二国間協定に基づく 受入れ及び派遣	インドネシア	受入					2(3M) 1(2M)	2(3M) 1(2M)	5(2M) 1(3M)	5(1M) 3(2M)	5(2M) 1(2W)	3(2M)	5(9W)	
		派遣				1(1W)	1(1W) 2(2W)	1(1W) 2(2W)	1(2M) 1(1W) 2(2W)	1(2M) 1(1W) 2(2W)	1(6W) 1(4W) 2(1M),1(2W)	1(6W) 1(3W) 1(2W)	3(1W) 2(2W) 2(1W)	
	韓 国	受入	1(3W)				2(6W) 2(2W)	1(1W) 2(2W)	2(1W)					
	アメリカ合衆国	派遣							1(6M)	1(6M)	1(6M)			
	メキシコ	受入								1(3M)	1(3M)			
派遣								1(1W)	1(2W)	1(1W)	1(1W)	1(1W)		
タ イ	受入											1(3M)	1(1W) 1(5W) 1(9W)	
	派遣											4(1W)	4(1W) 1(10W) 1(1Y)	
海外協力事業団 (JICA)	インドネシア	受入						1(1Y)			1(2M)			
		派遣				1(3M)	1(2M)	1(3M)						
その他	受入							1(2M) タイ	1(3M) 中国	1(3M) バングラ ディッシュ	1(3M) タイ			
原子力産業会議	インドネシア	受入					1(1Y)	1(1Y)	1(1Y)					
学生実習生	インドネシア	受入							1(9M)					
合 計	受入		2	2	2	3	12	11	12	13	11	7	11	
	派遣			1	2	3	6	8	8	7	7	9	15	

付録6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績 (2/2)

	国名	受入 派遣 の別	1996 平成 8年度
科学技術庁(STA) 原子力研究交流制度 に基づく受入れ及び 派遣	マレーシア	受入	
	インドネシア	受入 派遣	1(5W)
	中 国	受入 派遣	1(6M)
	バングラディッシュ	受入 派遣	
	フィリピン	受入	
	タ イ	受入 派遣	
	韓 国	受入 派遣	
	ベトナム	受入	
二国間協定に基づく 受入れ及び派遣	インドネシア	受入 派遣	3(2M) 2(1M) 1(3W) 2(2W)
	韓 国	受入	
	アメリカ合衆国	派遣	
	メキシコ	受入 派遣	
	タ イ	受入 派遣	3(2M) 1(1Y) 1(1W)
海外協力事業団 (JICA)	インドネシア	受入 派遣	
	そ の 他	受入	
原子力産業会議	インドネシア	受入	
学 生 実 習 生	インドネシア	受入	
合 計		受入	9
		派遣	6

## 付録7 国際原子力総合技術センター運転実習の実績

JRR-4では、昭和44年に運転を終結したJRR-1に代わり、国際原子力総合技術センター（旧原子炉研修所）の運転実習が行われている。これまでのJRR-4における原子炉技術者養成の状況をまとめて次表に示す。平成7年度末でその数は、延べ1539名となり、我が国の原子炉技術者の養成に大きく貢献してきた。また、昭和60年からJICA/JAERI共催の「国際コース」が設けられ、発展途上国の原子炉技術者の研修が行われている。実習の内容は、原子炉の運転を主体とし、制御棒反応度値測定、動特性パラメータ測定、原子炉出力測定等である。

なお、平成8年度はJRR-4改造計画（燃料濃縮度低減化等）のため原子炉の運転は行っていない。

## (1) 国内の原子炉技術者養成人数

年 度	研 修 コー ス		研 修 生 の 職 種 等				合 計
	一般課程	原子炉工学	電力	民間	官庁	原研・動燃	
1968(S43) ┆ 1975(S50)	555	—	313	88	93	61	555
1976(S51)	22	30	16	6	5	25	52
1977(S52)	37	24	26	9	9	17	61
1978(S53)	36	24	31	3	8	18	60
1979(S54)	36	25	33	2	11	15	61
1980(S55)	34	28	31	3	6	22	62
1981(S56)	26	30	26	6	9	15	56
1982(S57)	35	29	32	7	7	18	64
1983(S58)	38	27	37	5	13	10	65
1984(S59)	38	26	41	3	5	15	64
1985(S60)	36	25	38	3	4	16	61
1986(S61)	36	16	37	1	4	10	52
1987(S62)	36	23	33	3	6	17	59
1988(S63)	24	19	22	7	3	11	43
1989(H 1)	24	14	24	0	5	9	38
1990(H 2)	22	8	20	1	2	7	30
1991(H 3)	18	11	21	0	2	6	29
1992(H 4)	16	12	22	0	3	3	28
1993(H 5)	18	9	16	2	3	6	27
1994(H 6)	19	18	21	2	3	7	37
1995(H 7)	17	18	16	7	2	10	35
1996(H 8)	0	0	0	0	0	0	0
合 計	1,123	416	856	158	203	322	1,539

## (2) 国外の原子炉主任技術者養成人数（国際コース）

年 度	原 子 炉 研 修 人 数	出 身 国 名
1985(S60)	10	インドネシア、韓国、コロンビア、スリランカ、タイ、中国、トルコ、バングラディッシュ、フィリピン、ペルー、マレーシア、メキシコ、ベトナム
1986(S61)	5	
1987(S62)	5	
1988(S63)	3	
1989(H 1)	3	
1990(H 2)	3	
1991(H 3)	6	
1992(H 4)	4	
1993(H 5)	4	
1994(H 6)	6	
1995(H 7)	*	
1996(H 8)		
合 計	49	

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J  
1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m  
1 b = 100 fm = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N (=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (= N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg (Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)  
= 4.184 J (熱化学)  
= 4.1855 J (15 °C)  
= 4.1868 J (国際蒸気表)  
仕事率 1 PS (馬力)  
= 75 kgf·m/s  
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

平成8年度研究炉部年報（運転・利用と研究・技術開発）