

JAERI-Tech

97-059



平成7年度研究炉部年報
(運転・利用と研究・技術開発)

1997年12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（〒319-11 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（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

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 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

平成7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

(1997年10月15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7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, 1995
(April 1, 1995~March 31, 1996)

Department of Research Reactor

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

(Received October 15, 1997)

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 1995 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	6
1.4 研究炉に関する工学的開発研究	8
1.5 主な技術的事項	8
1.6 国際協力	10
2. 研究炉の運転管理	13
2.1 JRR-2の運転管理	15
2.1.1 運転	15
2.1.2 保守・整備	15
2.1.3 炉心管理	20
2.1.4 放射線管理	20
2.2 JRR-3Mの運転管理	26
2.2.1 運転	26
2.2.2 保守・整備	26
2.2.3 冷中性子源装置の運転及び保守・整備	27
2.2.4 炉心管理	27
2.2.5 放射線管理	28
2.3 JRR-4の運転管理	31
2.3.1 運転	31
2.3.2 保守・整備	31
2.3.3 炉心管理	35
2.3.4 放射線管理	35
3. 研究炉の技術管理	39
3.1 研究炉の水・ガス管理	41
3.2 研究炉燃料管理	48
3.2.1 新燃料の管理	48
3.2.2 使用済燃料の管理	49
4. 研究炉の利用	51

4.1	利用の状況	53
4.2	照射利用	53
4.3	実験利用	55
4.4	保守・整備	57
4.5	研究炉の利用情報に関する整備	59
5.	研究炉に関する工学的開発研究	83
5.1	高性能新型研究炉の開発研究	85
5.1.1	高性能新型研究炉用限界熱流束相関式の開発	85
5.1.2	研究炉用アルミニウム合金の照射試験	94
5.2	中性子光学デバイスの開発研究	94
5.3	中性子導管の寿命評価	101
5.4	中性子ラジオグラフィに関する開発研究	102
5.5	JRR-3Mシリサイド炉心設計	107
6.	主な技術的事項	113
6.1	原子炉施設及び機器	115
6.1.1	研究炉の耐震性のレビュー	115
6.1.2	JRR-4 No. 2 プール健全性確認検査	125
6.2	照射技術	134
6.2.1	JRR-3M均一照射設備の改造	134
6.2.2	中性子散乱実験用多重極限条件発生装置の開発	135
6.2.3	生物微細構造解析用中性子回折装置の開発	136
6.2.4	医療照射時の熱中性子束リアルタイム測定技術	137
6.2.5	放射化分析支援システムの開発・整備	138
6.3	JRR-4燃料濃縮度低減化計画	148
6.3.1	概要	148
6.3.2	安全審査等	149
6.3.3	原子炉建家改修等に係る実施設計	149
6.3.4	JRR-4医療照射設備の設計	150
7.	国際協力	153
7.1	科学技術庁原子力研究交流制度	155
7.1.1	受け入れ	155
7.1.2	派遣	155
7.2	二国間協力	155
7.2.1	JAERI-BATAN研究協力	155
7.2.2	JAERI-OAEP研究協力	157

7.2.3	JAERI-ININ研究協力	157
7.3	その他の協力	158
7.4	国際会議、シンポジウム	158
7.4.1	「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」 に係わる原子力ワークショップ	158
7.4.2	IAEA-AGM	162
7.4.3	IGORR-IV	162
	あとがき	166
	付録	167
付録1	研究炉部の組織と業務	169
付録2	平成7年度JAERI-Research等一覧	170
付録3	平成7年度口頭発表一覧	171
付録4	平成7年度外部投稿論文一覧	174
付録5	平成7年度官庁許認可一覧	175
付録6	研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	176
付録7	原子力総合研修センター原子炉研修部門運転実習の実績	177

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	6
1.4 Research and Development on Research Reactor Engineering	8
1.5 Technical Topics	8
1.6 International Cooperation	10
2. Operation and Maintenance of Research Reactors	13
2.1 Operation and Maintenance of JRR-2	15
2.1.1 Operation	15
2.1.2 Maintenance	15
2.1.3 Reactor Core Management	20
2.1.4 Radiation Monitoring	20
2.2 Operation and Maintenance of JRR-3M	26
2.2.1 Operation	26
2.2.2 Maintenance	26
2.2.3 Operation and Maintenance of Cold Neutron Source	27
2.2.4 Reactor Core Management	27
2.2.5 Radiation Monitoring	28
2.3 Operation and Maintenance of JRR-4	31
2.3.1 Operation	31
2.3.2 Maintenance	31
2.3.3 Reactor Core Management	35
2.3.4 Radiation Monitoring	35
3. Technical Management of Research Reactors	39
3.1 Water and Gas Managements	41
3.2 Fuel Management	48
3.2.1 Fresh Fuel Management	48
3.2.2 Spent Fuel Management	49
4. Utilization of Research Reactors	51

4.1 Status of Utilization	53
4.2 Irradiation	53
4.3 Experiments	55
4.4 Maintenance	57
4.5 Information Service for Research Reactor Utilization	59
5. Research and Development on Research Reactor Engineering	83
5.1 Study on New High Performance Research Reactor	85
5.1.1 Development of Critical Heat Flux Correlation for New High Performance Research Reactor	85
5.1.2 Neutron Irradiation Test of Aluminum Alloys for Research Reactor	94
5.2 Research and Development of Neutron Optical Device	94
5.3 Evaluation of Life Time of Neutron Guide Tube	101
5.4 Research and Development of Neutron Radiography	102
5.5 Silicide Fuel Core Design for JRR-3M	107
6. Technical Topics	113
6.1 Reactor Facilities and Components	115
6.1.1 Re-evaluation on Aseismatic Characteristics of Research Reactors	115
6.1.2 Investigation of Integrity of JRR-4 No.2 Pool	125
6.2 Irradiation Technology	134
6.2.1 Improvement of Uniform Irradiation Facility in JRR-3M	134
6.2.2 Development of Multiple Extreme Condition Generating Facility for Neutron Scattering Experiment	135
6.2.3 Development of a Neutron Laue Diffractometer with an Imaging-plate for Biological Crystallography	136
6.2.4 Real-time Monitoring of Thermal Neutron Flux for BNCT	137
6.2.5 Development and Maintenance NAA Support System	138
6.3 Reduced Uranium Enrichment Program of JRR-4	148
6.3.1 Overview	148
6.3.2 Licencing Review	149
6.3.3 Design for Repairment of Reactor Building	149
6.3.4 Design of BNCT Facility in JRR-4	150
7. International Cooperation	153
7.1 STA Scientist Exchange Program	155
7.1.1 Acceptance	155
7.1.2 Dispatch	155

7.2 Bilateral Cooperation	155
7.2.1 JAERI-BATAN Cooperation	155
7.2.2 JAERI-OAEP Cooperation	157
7.2.3 JAERI-ININ Cooperation	157
7.3 Other Cooperation	158
7.4 International Conference and Symposium	158
7.4.1 The 1995 Workshop on the Utilization of Research Reactors	158
7.4.2 IAEA-AGM	162
7.4.3 IGORR-IV	162
Postscript	166
Appendix	167
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor	169
Appendix 2 A List of JAERI-Research Reports	170
Appendix 3 A List of Papers Presented at Meetings	171
Appendix 4 A List of Published Papers	174
Appendix 5 A List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	175
Appendix 6 A List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research Reactors	176
Appendix 7 Status of Reactor Operation Training in Radioisotope and Nuclear Engineering School	177

まえがき

研究炉部は、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4の施設を管理し、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」に基づいて行われている。

JRR-2は、50時間連続運転を1サイクルとする共同利用運転を30サイクル行い、この間5回の医療照射を実施した。また、ノイズに起因する計画外停止と中性子計装検出器の接触不良によるスタートの遅れがあった。

JRR-3Mは、7サイクルの共同利用運転を実施するとともに、前年度から今年度にかけて実施した定期検査で均一照射設備の改造と、これに伴う上部遮へい体の改造工事を行った。また、落雷による商用電源の瞬時電圧降下及び安全スイッチ誤操作による計画外停止があった。

JRR-4は、計画どおり32週間の共同利用運転を行い平成8年1月12日には高濃縮ウランアルミニウム合金燃料による運転を終了した。この他プールゲートパッキンの交換、No.2プールライニングの点検等の保守・整備を実施した。

研究炉の技術管理では、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4について重水管理を行った。全保有量は41,390kgで計量管理上昨年度と変化はない。水・ガス管理については、JRR-2及びJRR-3M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の測定を実施し、管理基準範囲内であることを確認した。新燃料管理に関しては、L₀次の燃料が納入され、L₁₀、L₁₁次の燃料の製作を開始した。使用済燃料(SF)管理では、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4からのSFを受入れと各SF貯蔵施設の保守・管理を実施するとともに、使用済燃料輸送容器の定期自主検査を実施し、設計承認の更新手続きを行った。

研究炉の利用では、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4の各炉で共同利用を行い、照射利用関係については照射総数1,119件、キャプセル総数で2,808個、一方の実験利用においては、14,526人・日であり、実験利用が前年度に比べ増加している。さらに、各利用設備の保守・整備を行い、機能維持に努めるとともに、JRR-3Mにおける半導体シリコン生産のための均一照射装置の改造を行い、6インチ半導体シリコンの製造に見通しを得た。中性子回折用多重極限条件(強磁場、極低温、高圧力)発生装置、生物微細構造の研究に供するイメージングプレートの応用開発医療照射同時測定技術等の利用技術開発を実施した。また、研究炉利用の高度化を図るべく、研究炉利用ハンドブック等の利用データベースのインターネットへの組込み、季刊誌「研究炉ひろば」の発刊等を行った。

研究炉に関する工学的開発研究においては、高性能新型研究炉開発に必須の限界熱流速(CHF)相関式の開発を継続し、流速26m/s以下、圧力4MPa以下の条件下での相関式を開発した。また、炉心構造用アルミニウム合金の中性子照射試験を継続実施するとともに、中性子光学デバイスの開発、高度化を目的にNi/Tiスーパーミラーを応用した中性子集束導管の開発及び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高度化を進めた。さらに、中性子ラジオグラフィ開発研究においては、二相流及び混相流の可視化、動画・静止システムの開発を進めるとともに、JRR-3M燃料シリサイド化に向けての熱水力設計及び安全評価解析を実施した。

主な技術的事項に関しては、原子炉施設の耐震性について、各炉の主要機器をレビューした。

又JRR-4 No.2プールの健全性調査について記すとともに、JRR-3M均一照射設備及び上部遮へい体の改造工事、中性子回折用多重極限条件発生装置の設計、リアルタイムでの中性子束測定のための半導体検出器を用いた医療照射同時測定技術の開発、JRR-4医療照射設備の設計検討を前年度に引続いて実施し、概ね所期の成果が得られている。さらに、JRR-4燃料濃縮度低減化計画においては、今年度は原子炉設置変更許可申請書を作成し、9月には内閣総理大臣宛申請し、平成8年3月には一次審査を終了し安全性が充分確保されていることを明らかにした。許可の取得は来年度上期になる見込みである。国際協力では、研究炉の運転・利用・安全解析等に関して科学技術庁原子力研究交流制度、原研とオークリッジ国立研究所(ORNL)、インドネシア原子力庁(BATAN)、メキシコ国立原子力研究所(ININ)、タイ原子力庁(OAEP)との二国間協力、IAEA研修等の枠組みにより、研究員の受入れ(13名)及び派遣(15名)を行うとともに、「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をインドネシアにて開催した。

以上の他に、利用の便を考慮し、付録として研究炉部の組織、業務、レポート等の成果などを集録した。

1. 概 要

Overview

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7年度研究炉運転・管理計画に基づき、10MW50時間を1サイクルとする運転及び医療照射のための運転を30サイクル実施した。この間に、医療照射を5回実施した。

第11サイクルには、中性子計装系の線型出力計電源ユニットからのノイズに起因する計画外停止(7/10)があったが、予備のユニットに交換して同日中に原子炉の運転を再開した。また、第24サイクルには、中性子計装系安全系の検出器コネクタの接触不良による交換のため、予定より1日遅れて原子炉の運転を開始した。

整備に関しては、主重水熱交換器の化学洗浄の他、中性子計装系のコネクタ及び一部のケーブルを交換した。

(2) JRR-3M

本年度は、平成7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。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、第1サイクル及び第6サイクルにおいて各1回、落雷による商用電源の瞬時電圧低下及び安全スイッチ誤操作による計画外停止があった。

施設の保守、整備については、第4回の定期検査を前年度の2月から6月の期間に実施した。今年度は、通常の定期検査の他に、均一照射設備の改造に伴う上部遮へい体の改造ベリリウム反射体の曲がり測定等を実施した。

(3) JRR-4

本年度の運転は、平成7年度研究炉運転・管理計画に基づき32週間の共同利用運転を計画通り行い、平成8年1月12日をもって初臨界以来約31年間使用してきた高濃縮ウランアルミニウム合金燃料による運転を終了した。この中には、原子力総合研修センター（現国際原子力総合技術センター）・原子炉研修部門の一般課程3週間及び原子炉工学課程2週間が含まれている。なお、運転日数及び出力については、燃料濃縮度低減化計画のため前年度に引続き調整運転を実施した。また、5月に中性子系のノイズによる計画外停止があったが、調査点検後、当日復旧した。

施設の保守・整備の面においては、年1回の定期検査を5月から7月の6週間で実施し、さらに、1月から3月の点検保守期間等にプールゲートパッキン交換、No.2プールライニング点検、2次冷却塔点検・補修、散乱実験室クレーン改修、廃液中和施設更新等を実施した。

1. 2 研究炉の技術管理

研究炉の水・ガス管理の一環として、JRR-2、JRR-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重水保有量は、24,424kg、未使用重水が822kg、回収重水が16,144kgであり、総保有量は、41,390kgである。JRR-2の水・ガス管理にあつては、年間25サイクルの共同利用運転及び5回の医療照射運転に伴う重水、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、いずれも管理基準値内であることを確認した。JRR-3Mの水・ガス管理にあつては、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、いずれも管理基準値内であることを確認した。

新燃料管理では、燃料の製作、新燃料倉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。新燃料の製作に関しては、JRR-3Mの第9次燃料が納入されるとともに、第10、11次燃料の製作のための科学技術庁の認可を受け、製作を開始した。今年度末における新燃料貯蔵体数は、JRR-2が15体、JRR-3Mが99体及びJRR-4が0体である。

使用済燃料管理では、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4において原子炉から取り出された今年度の使用済燃料50体を受け入れ、今年度末における板状燃料要素の貯蔵総数は、393体である。各炉の使用済燃料貯槽及びプールの水質を維持管理するとともに、JRR-3Mの使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力の増量をはかるため、設置変更許可申請準備を開始した。使用済燃料輸送容器については、定期自主検査を実施するとともに、設計承認の更新手続きを行った。

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30サイクル運転、JRR-3Mの7サイクル運転及びJRR-4の32週間の運転に合わせて行われた。これらの研究炉による照射は、1,119件、キャプセル総数で2,808個（昨年度実績：943件、2,732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14,536人・日（昨年度実績：13,470人・日）であった。

JRR-2については、昨年度に50時間/週の運転に変更して今年で2年目になるが、照射利用は昨年度に比べて増加した。これは、昨年度は原子炉トラブルにより運転サイクル数が少なかったためである。実験利用では4基の水平実験孔を使用して、中性子ビーム実験（超伝導体、金属等の結晶構造解析等）が行われた。また、医療照射が5回実施された。

JRR-3Mでは、各照射設備（水力、気送管、放射化分析用、垂直）とも昨年度に比べ、照射利用の増加があり、特に水力（HR-1、2）及び気送管（PN-1、2）照射においてはそれが顕著であった。また、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9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ないが、熱中性子導管（T1-3）に設置されている粉末中性子回折装置（東北大学）に関し、装置性能向上化のための一部改修工事が実施された。今年度の中性子ビーム実験において特筆すべき成果は、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が生体高分子結晶構造解析用中性子回折計により、中性子イメージングプレート検出器を使用して、世界で初めてタンパク質の構造の撮影に成功したことである。これは生体物質におけるタンパク質やDNAの三次元立体構造を解明する上で非常に有効であることから、今後の研究成果が大いに期待されるものである。

JRR-4 では、例年どおりTパイプ及び気送管による照射を中心に順調な照射利用が行われたが、昨年度に比べ照射実績数が減少した。これは平成8年4月から開始される「燃料濃縮度低減化に伴う改造工事」に関する準備作業等の関係から運転週が減少したためである。実験利用においては、遮へい実験をはじめ、教育訓練の実習、放射線測定器の校正試験及び中性子検出器の開発試験等に利用された。また、今年度新たに高速中性子の遮へい実験がプール実験設備で行われた。

共同利用実験室（JRR-1, JRR-3M, JRR-4）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412日（昨年度実績：40件、426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-3Mの利用設備に関する保守・整備については、これまでの使用実績をもとに、水力照射設備で使用している通過検出器の検出基板及び基板調整器を従来のアナログ方式からデジタル方式に変更して、安定性の良い通過信号を出力する制御回路に改良した。また、液体窒素の消費量節減のため、貯槽設備供給配管等の断熱性能の向上化を図った。

JRR-2、JRR-4及び共同利用実験室の保守・整備は、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

共同利用に関する利用実績の集計処理を計算機化するための研究炉利用管理ソフトの作成作業を昨年度に引き続き実施した。平成3年度から実施してきた「照射管理ソフト」、「実験管理ソフト」、「作表・作図管理ソフト」に加え、今年度は「実験室管理ソフト」及び「シリコン照射管理ソフト」の作成を行った。また、研究炉利用情報公開の促進の一環として「研究炉利用ハンドブック」、「研究炉パンフレット」、「研究炉ひろば」などの研究炉利用データベースをインターネット上に構築する作業を進めた。さらに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」を昨年に引き続き、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水準調査」では、研究炉の利用に関する第4回原子力安全ワークショップを昨年度に引き続き、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8年3月8日に開催され、平成8年度研究炉の運転計画、国際協力の現状（研究炉、中性子散乱研究、RI製造）、医療照射部会の状況等について報告し承された。

1. 4 研究炉に関する工学的開発研究

高性能新型研究炉の開発研究では、高中性子束・高出力密度炉心の熱水力特性評価に必要な限界熱流束相関式の開発を目的として、板状燃料に関する熱流動試験等を昨年度に継続して実施し、限界熱流動相関式については、冷却材流速 2.6 m/s 以下、冷却材圧力 4 MPa 以下の条件下で適用可能な相関式を開発した。

また、低濃縮板状燃料炉心での核特性解析を行い、燃料対減速材の体積比を変化させ、種々の炉心性能の変化について検討を行った。さらに、高性能新型研究炉の構造健全性や既存研究炉の寿命評価に資するためのアルミニウム合金の照射試験を継続するとともに、TRU消滅処理基礎研究のため、スペクトルを変化させて劣化ウランの照射を行い、TRU核種の生成量に与える影響を評価した。

中性子光学デバイスの開発に関しては、スーパーミラーを応用した中性子集束導管の開発及び特性測定を行った。さらに、多孔ガラスファイバーを用いた中性子レンズの高度化を進めた。また、JRR-3M中性子導管の寿命評価を行うための各種試験を実施した。

研究炉用板状燃料に関する試験研究では、NSRRを用いたシリサイド燃料破損実験では、破損メカニズムの解明を目的としたミニプレートの過渡挙動実験のシミュレーション解析を継続した。

燃料の安定供給の確保、使用済燃料発生量の低減等を目的として、JRR-3M燃料のシリサイド化を図るための核、熱水力設計及び安全評価解析を実施している。なお、燃料は可燃性毒物を添加したウラン密度 4.8 g/cc のシリサイド燃料を採用し、燃料交換を燃焼度依存の順次交換方式に変更する。

中性子ラジオグラフィにおける開発研究では、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）及び民間（2団体）との協力研究・共同研究として二相流及び混相流の可視化、動画・静止画システムの開発、非破壊検査技術の開発等のテーマを実施した。また、本装置の性能を最大限に発揮しうる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た。

1. 5 主な技術的事項

1. 5. 1 研究炉の耐震性

研究炉の原子炉施設では、平成7年兵庫県南部地震の発生に鑑み、原子炉施設の安全性の確保に万全を期すという観点から最新の知見を反映して基準地震動の見直しを図り、その地震力に対する原子炉施設の耐震性評価を行うこととした。その耐震性評価においては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考として設計用基準地震動 S_2 を策定し、それによる模擬地震波の最大加速度振幅は、 386 gal であった。また、基準地震動による原子炉施設の耐震性評価の検討箇所は、原子炉の停止機能（制御棒駆動機構等）、冠水維持機能（原子炉プール等）及び支持機能等を確保するために関連する原子炉建家である。耐震性評価

の結果、制御棒の挿入性の確認及び評価対象機器が許容応力以下であることの確認を行ない、研究炉の耐震性は確保されるものである。

1. 5. 2 JRR-4 No.2 プール健全性確認検査

JRR-4は、スイミングプール型の原子炉で深さ約10mの2つのプールをもち、原子炉は実験目的によりいずれのプールでも運転することができる。原子炉は、通常No.1プールにあるが、原子力船の遮蔽モックアップ実験時はNo.2プールにて運転された。これらのプールは、コンクリート躯体にアルミニウムライニングされた構造で約10年毎に点検・調査を行い、健全性を確認している。JRR-4改造工事を控え、今年度はNo.2プールについて清掃、外観、超音波、液体探傷検査等を実施し、健全性が確保されていることを確認した。

1. 5. 3 照射技術

JRR-3Mの均一照射設備の改造では、前年度の設計・製作に引き続き、平成7年3月から新規装置の設置工事を開始し7月に終了した。工事完了後、科学技術庁による使用前検査に合格し、その後の原子炉低出力及び高出力における特性試験の結果、最大直径6インチの半導体シリコンの製造に関して、当初の目標を満足する性能を有することが確認できた。更に、高出力運転時における特性測定を重ねてシリコン試料の抵抗値を確認し、次年度から本格的なシリコン半導体製造を開始する予定である。

中性子ビーム実験では、先端的な機器開発の一環として、強磁場、極低温、高圧力の三つのパラメーターを同時に変化させながら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、高圧セルの製作を行うと共に前年度に製作した機器と組み合わせた特性試験及び中性子を当てての総合試験を実施した。この結果、強磁場、極低温に関しては、所期の性能を有することが確認されたが、高圧力に関しては、圧力発生効率が目標より低く、今後、検討する必要がある。次年度は、本装置を用いた中性子散乱実験を京都大学原子炉実験所において実施し、その後、JRR-3Mに搬入して据付・調整並びに標準試料を用いた中性子散乱実験を行う予定である。

生物微細構造の研究に供する中性子回折装置の開発については、本装置の主要な部分となるイメージングプレート (IP) の応用開発を行うと共に、白色中性子から生体物質の回折測定に必要な波長 (1~2 Å) の中性子を機械的に選別する広帯域速度選別器の設計・製作を行った。IPの応用開発では種々のIPを製作し、輝尽性蛍光体と中性子コンバーターの混合割合及びIPの厚み等のパラメーターの最適値を見出すための中性子照射試験を行った。この結果、混合割合及びIPの厚みについての最適値が判明し、生体物質中性子回折計、ラウエ中性子回折計、粉末中性子回折計、中性子ラジオグラフィ等に応用できることが判った。次年度は、広帯域速度選別器の制御器の設計・製作を行う予定である。

医療照射技術の開発では、患部における熱中性子束をリアルタイムで測定する技術開発を進めてきた。今年度は、昨年度に製作した立体型半導体検出器を用いて、実際の医療照射時における

患部の熱中性子束をリアルタイムで測定する試験を開始した。まだ、データ数が少ないため、引き続き、データの蓄積を行い測定制度の検証を行う予定である。

放射化分析支援システムの開発に関しては、平成5年度からコンパレータ法を中心とした放射化分析技術に関する調査・検討を実施してきた。今年度は、前年度に引き続き、放射化分析の専門家を委員とする「検討会」及び国内の放射化分析関連の研究者による「研究会」を開催すると共に、JRR-3Mの放射化分析用照射設備（PN-3）を用いた予備実験を通じて、原研研究炉への導入を具体化するための調査・検討を行った。また、これまでの調査・検討の結果を基に本支援システムの構築に適した設備として、PN-3照射設備の整備を開始した。

1. 5. 4 JRR-4 燃料濃縮低減化計画

JRR-4の燃料濃縮度低減化計画は、前年度に引き続き原子炉設置変更許可申請に係る規制当局のプレヒアリングを受け、平成7年9月22日付けで申請した。行政庁の1次審査は原子炉安全技術顧問会において、平成8年2月まで行われ、一部補正申請（平成8年2月16日）をして了承された。続いて、同年3月に原子力委員会及び原子力安全委員会に諮問され、原子炉安全専門審査会等で2次審査が行われている。

燃料濃縮度低減化計画に伴う原子炉設置変更許可申請書の主な変更内容は、次の通りである。

実験利用の充実を図るため、原子炉の使用の目的に医療照射を追加、リドタンク実験設備を中性子ビーム設備に変更した。燃料については、ウランシリコンアルミニウム分散型燃料（濃縮度約20%）に変更した。また、安全評価については、指針に基づく見直しを行い、安全保護回路及び非常用電源設備を多重化するとともに重大事故、仮想事故時の対応設備として非常用排風機を新たに設置した。原子炉建家については、耐久性及び耐震性の補強のために屋根を更新するとともに外周壁及び柱の一部を打増しする変更をした。

一方、先行する工事着工にむけて、燃料要素、原子炉建家改修等の実施設計を進め「設計及び工事の方法」申請の準備を行った。

1. 6 国際協力

科学技術庁原子力交流制度では、インドネシア原子力庁（BATAN）から研究炉の熱水力安全評価を研修テーマとして1名及び制御棒寿命評価をテーマとして1名、タイから研究炉利用技術の開発をテーマとして1名をそれぞれ受け入れた。研究炉の安全運転管理をテーマとしてBATANへ1名を派遣した。

この他研究炉の受入れ及び派遣に関する情報と意見の交換のためにBATAN及びタイ原子力庁（OAEF）へ各1名を派遣した。

BATANとの二国間協力に基づき、5名を受入れ圧力計の較正や照射物の安全評価等をテーマとして研修を行った。また研究炉の運転・保守・利用技術に関する技術指導のため5名を派遣した。

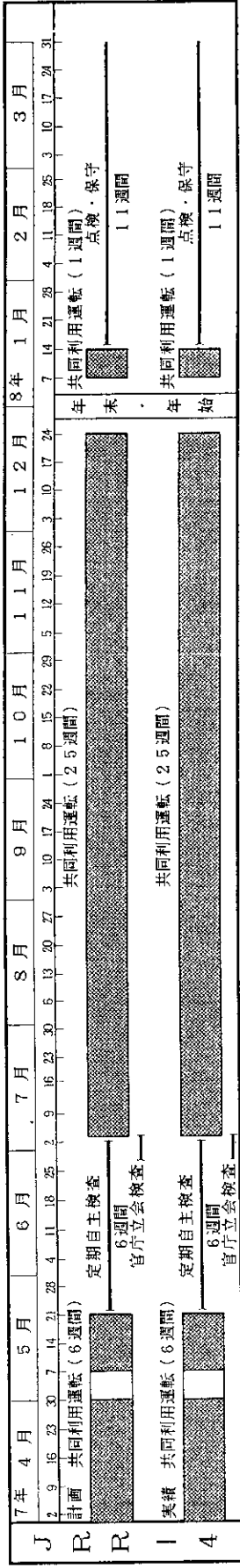
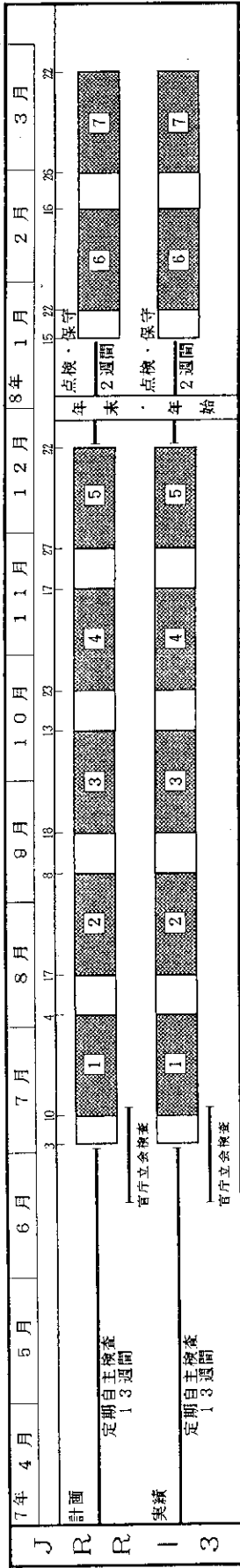
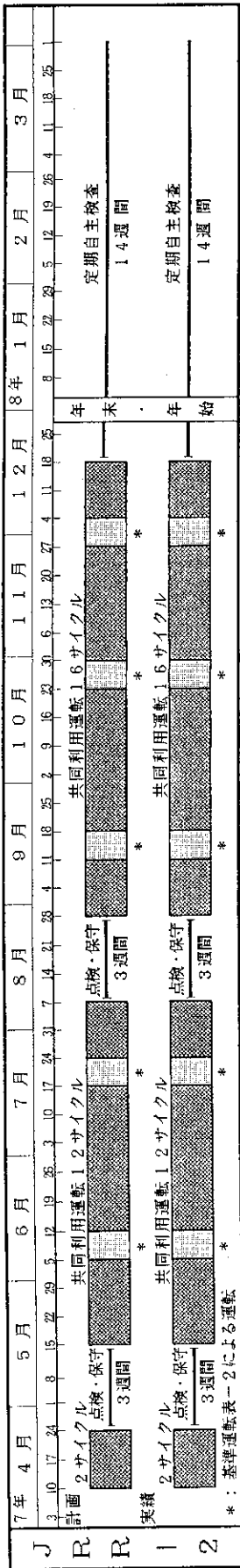
OAEFとの二国間協力に基づき、3名を受入れ、6名を派遣した。派遣者のうち1名は国際

技術協力員として長期滞在している。

メキシコ国立原子力研究所（ININ）との二国間研究協力協定に基づき1名を派遣し、研究者の相互派遣計画について協議するとともに、研究に関する情報の交換を行った。

また、前年度に引き続いて「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をインドネシアで主催するとともに、東海研究所において開催された「ラジオアイソトープ（RI）生産のための研究炉利用の最適化」に関するIAEA諮問グループ会合の運営に参加した。

平成7年度研究炉運転・管理計画と実績総括表



JRR-2 1サイクル基準運転表-1

月	火	水	木	金	土	日
炉運転開始						
炉運転停止						
燃料交換						
燃料交換の準備						
燃料交換の保守						
燃料交換の点検						
燃料交換の整備						
燃料交換の修理						
燃料交換の点検						
燃料交換の整備						
燃料交換の修理						

JRR-2 1サイクル基準運転表-2

月	火	水	木	金	土	日
炉運転開始						
炉運転停止						
燃料交換						
燃料交換の準備						
燃料交換の保守						
燃料交換の点検						
燃料交換の整備						
燃料交換の修理						
燃料交換の点検						
燃料交換の整備						
燃料交換の修理						

JRR-3 1サイクル基準運転表

第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
月火水木金土日	月火水木金土日	月火水木金土日	月火水木金土日	月火水木金土日
1 2 3 4 5 6 7	8 9 10 11 12 13 14	15 16 17 18 19 20 21	22 23 24 25 26 27 28	29 30 31
炉運転開始	炉運転開始	炉運転開始	炉運転開始	炉運転開始
燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換
燃料交換の準備	燃料交換の準備	燃料交換の準備	燃料交換の準備	燃料交換の準備
燃料交換の保守	燃料交換の保守	燃料交換の保守	燃料交換の保守	燃料交換の保守
燃料交換の点検	燃料交換の点検	燃料交換の点検	燃料交換の点検	燃料交換の点検
燃料交換の整備	燃料交換の整備	燃料交換の整備	燃料交換の整備	燃料交換の整備
燃料交換の修理	燃料交換の修理	燃料交換の修理	燃料交換の修理	燃料交換の修理
燃料交換の点検	燃料交換の点検	燃料交換の点検	燃料交換の点検	燃料交換の点検
燃料交換の整備	燃料交換の整備	燃料交換の整備	燃料交換の整備	燃料交換の整備
燃料交換の修理	燃料交換の修理	燃料交換の修理	燃料交換の修理	燃料交換の修理

JRR-4 週間基準運転表

日	月	火	水	木	金	土
実験準備・施設整備						
日中運転・夜間停止						
同左						
同左						
同左						

JRR-2 年間週間割

JRR-2	共同利用	定期自主検査	点検・保守	年未	年始
	30週間	14週間	7週間	1週間	1週間

JRR-3 年間週間割

JRR-3	共同利用	定期自主検査	点検・保守	年未	年始
	36週間	13週間	2週間	1週間	1週間

JRR-4 年間週間割

JRR-4	共同利用	定期自主検査	点検・保守	年未	年始
	32週間	6週間	13週間	1週間	1週間

Fig.1 Operation Schedule and Results of Research Reactors

2. 研究炉の運転管理

Operation and Maintenance
of Research Reactors

2.1 JRR-2の運転管理

2.1.1 運 転

本年度は、平成7年度研究炉運転・管理計画に基づき、50時間連続運転及び燃料交換・医療照射を主とした共同利用運転を30サイクル実施した。

本年度の運転実績をTable 2.1.1 に、計画外停止の状況をTable 2.1.2 に故障・不具合状況をTable 2.1.3 に示す。

2.1.2 保守・整備

(1)概 況

本年度の定期検査は、12月18日から定期自主検査を開始し、第1回の官庁立会検査を3月26日から28日に実施した。

(2)主な保守・整備

1)主重水熱交換器の化学洗浄

主重水熱交換器 (DE-1, DE-2) 二次側の化学洗浄は、熱通過率の回復を目的として年間整備計画の中で毎年実施しており、本年度は4月20日～4月26日に実施した。

化学洗浄の実施方法は、薬品によるスライム除去洗浄、ろ過水による水洗であり、洗浄後の熱通過率 $1300 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ 以上を目標に行った。熱通過率の確認は、第3サイクル (5月15日～5月17日) に実施し $1362 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ であった。

洗浄後の廃液処理は、スライム除去洗浄廃液については認可業者により処理し、水洗水については水質 (COD, SS, pH) が排水基準値以下であることを確認し、構内一般排水溝に排水した。

2)冷水注入防止装置の改造

冷水注入防止装置は、冬期間の原子炉運転時の冷水注入による原子炉反応度トラブルを未然に防止することを目的とするものである。

本装置は、①温度計測部②温度コントロール部③蒸気注入部からなり立っており、今回は①と②の改造を行った。

温度計測部は、YEW 製測温抵抗体 (RN-31-13JFD-MB-L1500/WP-15B) を使用した。また、取付けステーがかなり劣化していたため、新しいステーを作り取付けを行った。

温度コントロール部は、オムロン製温度デジタルパネルメータ (K3TH) を使用した。

3)C I Cの交換及び点検

平成7年度10月30日、原子炉起動前の点検において安全系#2ケーブル脱落警報が発報し、スクラムが復帰出来ないトラブルが発生した。原因の究明を行ったところ、CIC コネ

クタ部の接触不良によるものであることが判明したので、その対策作業を実施した。また、他のCIC (LIN-N, Log-N, 安全系#1)についても点検を実施した。

①安全系#2 の対策

(イ)CICの交換

CICを予備品と交換した。

(ロ)ケーブル側コネクタ交換

ケーブル側コネクタを新品と交換した。

(ハ)ケーブル切りつめ

ケーブル先端が放射線劣化により変色していたため切りつめた。

②他のCIC (LIN-N, Log-N, 安全系#1)の点検

(イ)CICコネクタネジ部の点検

各のCIC コネクタネジ部を目視により点検し、異常のないことを確認した。

(ロ)ケーブル側コネクタ交換

ケーブル側コネクタを新品と交換した。

(ハ)ケーブル切りつめ

ケーブル先端約20～30cmが変色していたため、各ケーブルとも約50cmを切りつめコネクタの交換を行った。

(ニ)ケーブルの交換

Log-Nケーブルについては、ノイズ等に対する予防保全を考慮し、全ケーブルの交換を行った。

③結果

CIC、コネクタ及びケーブル交換後、それぞれ絶縁抵抗及び配線抵抗の測定を行い、正常であることを確認した。さらに、最終的に計測孔にCIC を復旧した後同様の測定及び出力電流を測定し、正常であることを確認した。

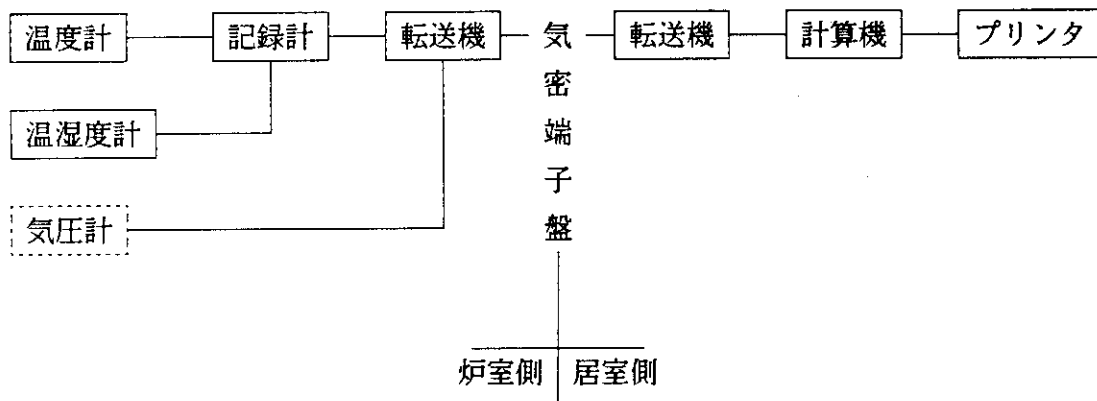
4) 建家気密漏洩試験装置の整備

定期検査において、炉室の漏洩検査受検のために建家気密漏洩試験装置を用いている。炉室の漏洩検査は、炉室を気密にした後加圧し、規定圧力を超えた時点で加圧を停止して、炉室内の温度、湿度、圧力及び外気圧力の変化を一定時間計測しなければならない。この計測値より導き出される漏洩率をもって、建家の気密度を確認している。

当初は、この検査を行なうため、職員が外気圧力が一定になる夕刻から夜半にかけて、炉室内に入室したまま一定時間毎のデータを収集していた。

平成4年～5年に、炉室内に入室せず、遠隔操作で計測ができないかと考察し、既存の計測器類を組み合わせ、気密端子盤同軸ラインを利用して、建家気密漏洩試験装置を整備した。しかし、計測器類が古くなり、データ転送時に安定動作が見込まれなくなってきたため、平成7年～8年にかけて建家気密漏洩試験装置を再整備した。

整備した部分は下記概略構成図の気圧計（破線枠）を除く全数（太線枠）である。



温度計	測温抵抗体 JIS Pt100 4W -20° ~+100° C (林電工) ×2
温湿度計	Model HMP131Y DIGITAL HYGROMETER (VAISAL)
記録計	Model 3087 PORTABLE HYBRID RECORDER (YEW)
転送機	Model 37204 HP-IB EXTENDER (hp) ×2
計算機	PC9801 nx/c (NEC) +GP-IB I/F, I/O EXPANSION UNIT
プリンタ	JT-48CL (STAR)

Fig.2.1.1 Airtightness testing system of JRR -2 reactor room

5)ヘリウム安全弁の分解点検

JRR-2には、原子炉運転中、ヘリウムガスホルダ(DT-6)のレベルが上昇し警報点を超えると被照射空気系にヘリウムを逃がすDV-50と、ヘリウム圧力が何らかの要因により以上に上昇した場合、炉心及び一次系機器を保護するため、設定圧力を超えると被照射空気系にヘリウムを逃がすラプチャディスクの2台のヘリウム系安全弁が設置されている。

これらの安全弁は、JRR-2定期検査10年計画により10年に一度の分解点検を義務づけられている。昭和60年に分解点検を実施して依頼10年が経過したため、同弁の分解点検を実施した。

①安全弁(2台)の取外し

重水貯蔵タンク(DT-1)が開放となるため、バリアを設置し、エアラインスーツ着用により作業を実施した。

②分解点検作業(グリーンハウス内)

分解及び除染後、構成部品の外観検査及び便座シール面の液体浸透探傷検査を実施、検査の結果異常は見当たらなかった。なお、除染完了まではエアラインスーツ着用による作業として行った。

③組立て

DV-50はダイヤフラムを、ラプチャディスクについてはシールリングを交換し

組み立てた。

④据付け前検査

(イ)単体作動検査

DV-50 : 作動状況良好
 ラブチャディスク : 作動圧力 639mmAq
 (基準値 650±50mmAq)

(ロ)ヘリウム漏洩検査

DV-50 : $0.69 \times 10^{-5} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$
 ラブチャディスク : $2.97 \times 10^{-7} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$
 (基準値 $1 \times 10^{-5} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$ 以下)

⑤据付け

取り外し同様、重水タンクが開放となるため、バリアを設置し、エアラインスーツ着用による作業として行った。

⑥据付け後検査

(イ)外観検査

DV-50 : 良
 ラブチャディスク : 良

(ロ)作動検査

DV-50 : 作動レベル 978mm
 (基準値 $980 \pm 10 \text{ mm}$)
 ラブチャディスク : 作動圧力 459mmAq
 (基準値 $450 \pm 50 \text{ mmAq}$)

(ハ)ヘリウム漏洩検査 (フランジ面)

DV-50 : $1.11 \times 10^{-7} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$
 ラブチャディスク : $3.34 \times 10^{-8} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$
 (基準値 $1 \times 10^{-8} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$ 以下)

以上の分解点検及び検査において、DV-50及びラブチャディスクの性能が維持されていることを確認した。

6)大型弁空気操作回路の変更

JRR-2の一次冷却系大型弁(DV-5, 6, 7, 14)は空気作動弁であり、空気操作回路は第1系統DV-5, 7(操作圧 $2.8 \text{ kg}/\text{cm}^2$)と第2系統DV-6, 14(操作圧 $2.7 \text{ kg}/\text{cm}^2$)の2系統にわけていた。しかし、平成7年2月の測定で弁の漏れ止まり圧がDV-5($0.6 \text{ kg}/\text{cm}^2$)、DV-7($2.8 \text{ kg}/\text{cm}^2$)、DV-6($2.7 \text{ kg}/\text{cm}^2$)、DV-14($2.5 \text{ kg}/\text{cm}^2$ 以下)とDV-5, 14に関しては漏れ止まり圧に対して操作圧が高めになっていたため、今回操作回路を変更し第1系統にDV-6, 7(操作圧 $2.8 \text{ kg}/\text{cm}^2$)、第2系統にDV-5, 14(操作圧 $2.5 \text{ kg}/\text{cm}^2$)とした。

7) 軽水回収装置の設置

JRR-2には幾つかの実験孔が設けてあり、その中の一つである水平貫通実験孔から被照射空気系内に熱遮へい軽水が漏洩していることが確認された。このため、漏洩水量の監視、線量減衰の目的から軽水回収装置を設置した。軽水回収装置は、重水ポンプ室に設置してあり、140リットルの回収能力を持つタンク、レベル検出器から構成され、実験孔からの漏洩水を直接回収し旧ディスポーザブルピット室ドラム缶へ自然落下により排水が行なえるようになっている。

8) 被照射空気系負圧の改善

平成7年12月12日及び25日の2回、水平実験孔から軽水漏洩監視装置内に熱遮へい軽水が漏洩し警報が発報した。

この対策として、漏洩した実験孔を特定するため、リングヘッドに接続されているホースを取り外して点検を実施したが、特定はできなかった。

この作業により、被照射空気系の負圧が悪化するという現象（作業前：排気風量4.5 ℓ/min で負圧が-150mmAq、作業後：排気風量9.6 ℓ/min で負圧が-114mmAq）が発生した。これは、リングヘッドとホースの接続部（ユニオン）を復旧する際、シリコンシーラント（充填材）によるシールが不十分だったためと考えられ、その後二度にわたりシリコンシーラントによる再シールを実施した。この結果、排気風量が7.5 ℓ/min で負圧が-136mmAqまでは回復したものの、作業前の負圧までは回復しなかった。

接続に使用しているユニオンは、構造的にシール性が悪くシリコンシーラント等による補強が必要となるため、次年度には接続をユニオンからカプラに変更し負圧の回復を図る予定である。

9) ITV装置監視カメラの増設

JRR-2のITV装置は、原子炉運転時の重水ポンプルーム及び炉室実験装置等の監視に使用されていて、監視カメラは、炉室一階監視用に2台、医療照射監視用に1台、重水ポンプルーム監視用に1台設置されている。

重水ポンプルームは、配管等が密集していて死角になる場所が多く、全体を監視するには監視カメラ1台では十分ではなかった。そのため、新たに重水ポンプルームに監視カメラを2台増設し、合計3台で監視できるようにした。

10) トリチウムモニターの整備

トリチウムモニターは、ポンプルーム及びファンルーム内空気中のトリチウム濃度の連続測定を行なう装置である。

本装置は一次冷却水（重水）の漏洩を早期に検出するためのものであるが、電源系統が商用であったため停電時に一次冷却系ポンプ（非常用電源を使用）が動いているにもかかわらずトリチウムモニター及びプロアが停止してしまっていた。よって、今回の整備で電源系統を商用電源から非常用電源に切替える作業を行なった。

11) 集水ピット室の整備

不純物の混入した軽水や、ポンプ室洗浄作業時に発生したトリチウムの混入した水はドラム缶に回収し、処理場に引き渡す迄一時保管している。ドラム缶に回収した水は、ファンルームや重水ポンプ室に保管していたが安全上好ましくないので、集水ピット室を整備し、一時保管場所とすることにした。

ドラム缶の万一の漏洩に備えて集水ピット室床部半分を(約13m²)をステンレス鋼でライニングし、他の床はウレタン塗装をした。

また、集水ピット室の床面と炉室地階床面は約70cmの段差があるため、ドラム缶の搬出入時はホイストを使用しているが、既設のホイストの定格荷重が満水のドラム缶を扱うには容量不足なことと、安全にドラム缶を扱うには走行範囲が狭い等の問題があるため、ホイストの更新も行った。

12) 実験装置付属設備の撤去

JRR-2に設置されている実験装置のうち、今後使用予定がないHT-11、HT-14の実験装置付属設備の架台、遮へい体等と、実験装置に接続されている計測機器、電気配線及び給排水配管を撤去した。

遮へい体については、原子炉の運転に支障のない範囲を撤去し、付属倉庫に保管した。実験装置本体の撤去については、法手続きが必要であり、時間的余裕がなかったため撤去は実施しなかった。

2.1.3 炉心管理

(1) 燃料交換

本年度は30サイクルの運転(但し、燃料交換のための5サイクルを含む)に対して、燃料の交換は12体であった。本年度の燃料の交換状況をTable 2.1.4に示す。

使用済燃料の燃焼率は、最大で34.88%、平均31.38%であった。

(2) 反応度管理

本年度は5回の燃料交換を行ったが、燃料交換直後の原子炉起動時における過剰反応度はそれぞれ7.08% $\Delta K/K$ 、8.07% $\Delta K/K$ 、8.82% $\Delta K/K$ 、8.87% $\Delta K/K$ 、9.57% $\Delta K/K$ であった。

JRR-2の反応度管理は、燃料交換直後の原子炉起動時における過剰反応度が約7% $\Delta K/K$ あれば、次の燃料交換までの運転(通常5~6サイクル)が十分可能である。

2.1.4 放射線管理

(1) 概況

JRR-2の平成7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、主重水熱交換器二次系の化学洗浄作業、トリチウム廃棄物保管庫の整理作業、CIC及びヘリウム系安全弁の分解・点検

作業、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処置が施され、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. 5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}Ar は12.7%、 ^3H は3.4%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. 6に示す。

Table 2.1.1 Operational Data of JRR-2

Cycle No.	Date	Operation time (hr : min)	Integrated power (MWh)	Total integrated power (MWh)	Unscheduled shut down
Beginning		78,708:38		702,687.5	
0 1	4/10~ 4/16	54:34	520.5	703,208.0	0
0 2	4/17~ 4/23	54:36	520.1	703,728.1	0
0 3	5/15~ 5/21	54:28	519.6	704,247.7	0
0 4	5/22~ 5/28	62:50	590.1	704,837.8	0
0 5	5/29~ 6/ 4	54:34	520.0	705,357.8	0
0 6	6/ 5~ 6/11	10:47	47.9	705,405.7	0
0 7	6/12~ 6/18	54:45	521.3	705,927.0	0
0 8	6/19~ 6/25	54:20	520.0	706,447.0	0
0 9	6/26~ 7/ 2	54:42	520.9	706,967.9	0
1 0	7/ 3~ 7/ 9	54:48	520.2	707,488.1	0
1 1	7/10~ 7/16	48:57	451.8	707,939.9	1
1 2	7/17~ 7/23	4:57	0.0	707,939.9	0
1 3	7/24~ 7/30	54:29	511.7	708,451.6	0
1 4	7/31~ 8/ 6	54:39	519.2	708,970.8	0
1 5	8/28~ 9/ 3	54:28	519.7	709,490.5	0
1 6	9/ 4~ 9/10	54:44	520.1	710,010.6	0
1 7	9/11~ 9/17	5:34	0.0	710,010.6	0
1 8	9/18~ 9/24	54:35	519.6	710,530.2	0
1 9	9/25~10/ 1	54:47	520.4	711,050.6	0
2 0	10/ 2~10/ 8	54:47	520.4	711,571.0	0
2 1	10/ 9~10/15	54:39	520.6	712,091.6	0
2 2	10/16~10/22	54:43	520.6	712,612.2	0
2 3	10/23~10/29	5:25	0.0	712,612.2	0
2 4	10/30~11/ 5	30:57	282.2	712,894.4	0
2 5	11/ 6~11/12	54:21	519.0	713,413.4	0
2 6	11/13~11/19	53:50	515.2	713,928.6	0
2 7	11/20~11/26	57:58	548.1	714,476.7	0
2 8	11/27~12/ 3	4:22	0.0	714,476.7	0
2 9	12/ 4~12/10	80:24	779.8	715,256.5	0
3 0	12/11~12/17	12:33	100.7	715,357.2	0
Total		1,361:23	12,669.7		1
Ending		80,070:01		715,357.2	

Table 2.1.2 Unscheduled Shut Down in JRR-2

Date	Cause of trouble
1995. 7.10	CIC(Lin-N) LOW VOLT

Table 2.1.3 Troubles in JRR-2 Operation

Items	Troubles
Fuel failure detection system	0
Measuring instruments in cooling system	0
Neutron measurement system	2
Control rod drive mechanism	0
Auxiliary facilities and radiation control systems	0
Utilization facilities	0
Others	0
Total	2

Table 2.1.4 Summary of Refueling in JRR-2

Cycle No.	Core location	Loaded fuel element No.	Unloaded fuel element	Burn-up (%)
06	6A	TCC118	TCC098	34.66
	4B	TCC119	TCC094	33.87
12	3A	TCC120	TCC100	34.88
	2D	TCC121	TCC095	33.79
17	5A	TCC122	TCC105	29.35
	3D	TCC123	TCC096	31.20
	4D	TCC124	TCC097	30.69
23	3B	TCC125	TCC103	28.83
	2C	TCC126	TCC101	29.80
	5D	TCC127	TCC099	30.87
28	2A	TCC128	TCC108	29.61
	3C	TCC129	TCC104	29.02
Average Burn-up				31.38

Table 2.1.5 Radioactive waste from JRR-2

	Gas		Liquid		
	⁴¹ Ar	³ H	³ H	⁶⁰ Co	⁶⁵ Zn
Annual release rate (Bq/y)	1.4×10^{13}	3.3×10^{11}	4.8×10^8	7.4×10^5	1.1×10^6
Annual average concentration (Bq/cm ³)	2.7×10^{-2}	6.4×10^{-4}	4.7×10^0	7.2×10^{-3}	1.1×10^{-2}

	Dust					
	Long life					Short life
	⁶⁰ Co	⁸² Br	¹²⁸ I	¹³¹ I	¹⁹⁷ Hg	³⁸ Cl
Annual release rate (Bq/y)	0	7.3×10^5	3.7×10^5	0	4.3×10^5	5.6×10^7
Annual average concentration (Bq/cm ³)	$<1.9 \times 10^{-9}$	$<3.9 \times 10^{-9}$	$<1.7 \times 10^{-7}$	$<1.5 \times 10^{-9}$	$<7.8 \times 10^{-9}$	$<1.4 \times 10^{-7}$

Table 2.1.6 Effective dose equivalent to workers in JRR-2

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers * (Persons)	96	93	124	137	188
Total dose (Person · mSv)	6.4	0.0	6.5	0.8	13.7
Average dose (mSv)	0.07	0.00	0.05	0.01	0.07
Maximum dose (mSv)	0.5	0.0	0.8	0.2	1.4

* : 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

本年度は、平成7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1サイクル及び第6サイクルにおいて計画外停止があったが、運転スケジュールには大きな影響を与えることなく対処した。これらの計画外停止は、いずれも外的要因（商用電源の瞬時電圧低下及び安全スイッチ誤操作）によるものであり、原子炉の諸施設は極めて順調に稼働した。

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 要

前年度の2月から継続して6月までの5ヶ月間（前年度2ヶ月間を含む）の定期自主検査を実施した。この期間においては、毎年度実施している設備機器の定期点検の他、上部遮へい体の改造、ベリリウム反射体の曲がり測定等の作業を実施した。なお、定期検査の合格証は7月14日付けで交付を受けた。

(2) 主な保守整備

① 上部遮へい体の改造

上部遮へい体の改造は、均一照射設備の改造に伴って、均一照射孔の真上（No.1 摺動遮へい体部）および回転照射孔の真上（No.2 摺動遮へい体部）に貫通孔及びプラグを設けるものである。また、均一照射設備の重量が増加したため、摺動遮へい体の開閉機構であるリニアベアリングを耐荷重の大きいものに交換する等改善を図った。工事は、前年度3月にNo.1 摺動遮へい体、No.2 摺動遮へい体及び固定遮へい体の順に原子炉本体から取外し、炉室内で除染及び汚染のないことを確認した後、加工工場へ搬出した。加工工場での加工を終了した上部遮へい体は本年度4月上旬に搬入され据付け調整を行った。その後、均一照射装置の取付け工事が実施され、使用前検査は均一照射装置と一括して7月14日に行われ、同日付けで使用前検査合格証の交付を受けた。

② ベリリウム反射体の曲がり測定

ベリリウム反射体は高速中性子の照射によるスエリングによって湾曲変形を生じる。本測定では、この湾曲変形量が管理上の許容値1.6mm以内であることを確認した。測定対象のベリリウム反射体は、前回測定（平成6年3月）したのと同じ、A01、B01、C01、A02である。測定の結果、最大湾曲変形量は、A01の0.59mmであり、管理上の許容値1.6mmに対して十分に小さい値であった。

測定結果（湾曲変形量）

単位：mm

番 号	今 回	前 回	前回と今回の差
A 0 1	0.5 9	0.3 9	0.2
B 0 1	0.2 9	0.2 0	0.0 9
C 0 1	0.3 4	0.2 6	0.0 8
A 0 2	0.4 2	0.3 5	0.0 7

なお、前回測定時の原子炉出力量は11,190MWDWであり、今回測定時は14,988MWDであった。

③ 燃料搬送装置の改良

燃料搬送装置は、原子炉プールと使用済燃料プール間を移動する台車であり、燃料交換、照射試料交換等の作業はこの台車に作業員が乗って行われる。改良点は、炉心から取り出した使用済燃料をハンドリングツールと共に仮置きするセットベースが固定式であったため、使用済燃料をカナル内を通過するときは人力で使用済燃料をハンドリングツールに吊り下げたまま移動していたが、このセットベースを位置可動式に変更したことにより、セットベースに仮置きしたまま移動できるようになった。また、補助プラットホームを鋼板製からアルミニウム製にして軽量化を図り、開閉手摺りについても差込み方式から回転ドア式にした。これらの改良により、重量物の取扱い作業が回避されることになり、作業時間の短縮が図られるとともに操作性及び安全性が飛躍的に向上した。

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。この間、運転に支障を来す故障等の発生はなく、冷中性子を各実験装置に安定して供給した。

CNSの保守整備では、前年度2月から開始した定期自主検査を7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した。

今年度の第3サイクルから第5サイクルにかけてコンデンサ真空断熱槽の真空圧力が上昇したことについては、各サイクルの間で実施するクライオポンプの再生が不十分であると推定されることから、その対策として、第5サイクル停止時の加温時間を通常6時間から18時間に変更した。その結果、真空圧力の上昇に対する改善は見られたものの、運転開始時の目標真空圧力 $\sim 10^{-5}$ Torrには到達しなかった。クライオポンプの再生方法については、引き続き検討し改善の努力を続けるが、当面は長時間の加温を可能な限り行うこととする。

中性子導管設備については、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(T1101)に割れが発生していることが確認された。このため、割れ部分の応急措置を行い、第1サイクル～第5サイクルは導管内にヘリウムガスを充填して使用した。ヘリウムガスの充填は、導管を使用している実験設備に中性子束低下の影響を与えていることから、平成8年1月に該当ユニットを予備品と交換し、第6サイクルから導管内を真空に戻した。

2.2.4 炉心管理

(1) 燃料交換

今年度は7サイクルの運転を実施し、燃料交換は5バッチ分散型方式により5回実施した。交換した燃料本数の合計は32体（標準型燃料要素26体、フォロー型燃料要素6体）であり、使用済燃料の平均燃焼度は38.8%（標準型燃料要素：39.8%、フォロー型燃料要素：34.2%）である。各バッチの最大燃焼度は41.4～47.3%であり、設置許可上の燃焼度の制限値50%

を下回っている。また、1サイクル当たりの平均燃焼度が約8%であることを考慮すると、燃料は制限値近傍まで燃焼されており経済的に使用されたことが判る。ただし、R3-07-04サイクルでは取出し燃料の最大燃焼度は41.4%であり燃料交換は不要に見えるが、過剰反応度を担保するために燃料交換を行った。

(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8.2～12.1% $\Delta k/k$ であり、反応度停止余裕は8.1～12.4% $\Delta k/k$ であった。これらの値は設置許可上の制限値である最大過剰反応度約16% $\Delta k/k$ 及び反応度停止余裕の制限値1% $\Delta k/k$ 以上を満足していた。また、照射試料の反応度は-1.4～-1.67% $\Delta k/k$ であり、利用施設への装荷物の制限値3.7% $\Delta k/k$ 以下を満足していた。

共同利用運転停止日の過剰反応度は2.02～4.85% $\Delta k/k$ であるが、翌サイクルで燃料交換を行ったサイクルのみを対象とすると、その範囲は2.02～3.05% $\Delta k/k$ となる。1サイクル当たりの燃料の燃焼を補償する反応度は約3%であることを考慮すると、燃料交換をせずに更なる1サイクルの運転を行うことは不可能であった。

2.2.5 放射線管理

(1) 概況

平成7年度に実施された主な放射線作業は、均一照射装置改造工事、廃樹脂ドラム缶充填作業、一次冷却材ポンプの分解点検、廃樹脂貯留系配管ストレーナ交換作業及び高放射性廃棄物のキャスク収納作業等である。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。

気体廃棄物の ^{41}Ar 及び ^3H の年間放出量は $2.6 \times 10^{11}\text{Bq}$ 及び $1.8 \times 10^{11}\text{Bq}$ であり、それぞれの放出管理目標値の0.4%及び2.4%であった。また、 ^{38}Cl の平均濃度は検出限界濃度未満であり、放射線管理上特に問題はなかった。放出原因は、水力照射ラビットの開封の際に十分な冷却がなされていなかったためである。

液体廃棄物は、核種及び放出量とも前年度とほぼ同程度であった。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、すべて検出限界濃度未満であった。

(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 Date of JRR-3M

Cycle No.	Date	Operation time (hr : min)	Integrated power (MWH)	Total Integrated power (MWH)	Unscheduled Shut down
Beginning	————	19,383:12	————	359,717.8	————
Maintenance	4/1 ~ 7/2	13:42	0	359,717.8	0
0 1	7/3 ~ 8/6	609:05	11,663.3	371,381.1	1
0 2	8/7 ~ 9/10	542:15	10,278.3	381,659.4	0
0 3	9/11 ~ 10/15	611:00	11,668.0	393,327.4	0
0 4	10/16 ~ 11/19	584:09	11,133.2	404,460.6	0
0 5	11/20 ~ 12/24	609:53	11,668.6	416,129.2	0
Maintenance	12/25 ~ 1/14	0:46	0	416,129.2	0
0 6	1/15 ~ 2/18	606:18	11,623.6	427,752.8	1
0 7	2/19 ~ 3/24	606:47	11,647.3	439,400.1	0
Total	————	4,183:55	79,682.3	————	2
Ending	————	23,567:07	————	439,400.1	————

Table 2.2.2 Unscheduled Shut Down in JRR-3M

Date	Cause of trouble
1995.7.11	Trouble of electric power supply
1996.2.3	Unintentional operation of Safety Switch

Table 2.2.3 Radioactive Waste from JRR-3M

	G a s		D u s t			L i q u i d			
	⁴¹ Ar	³ H	⁶⁰ Co	¹³¹ I	³⁸ Cl	³ H	⁶⁰ Co	^{110m} Ag	¹³⁷ Cs
Annual release rate (Bq/y)	2.6×10^{11}	1.8×10^{11}	0	0	1.1×10^9	1.9×10^9	5.0×10^5	2.5×10^8	9.7×10^4
Annual Average concentration (Bq/cm ³)	$<1.7 \times 10^{-3}$	1.6×10^{-4}	$<5.8 \times 10^{-10}$	$<3.9 \times 10^{-9}$	$<7.1 \times 10^{-6}$	1.3×10^1	3.5×10^{-3}	1.8×10^{-2}	6.8×10^{-4}

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

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers * (persons)	721	655	673	670	931
Total dose (person · mSv)	1.6	5.4	9.3	6.8	23.4
Average dose (mSv)	0.00	0.01	0.01	0.01	0.03
Maximum dose (mSv)	0.3	0.9	0.7	0.6	1.6

* 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7年度は、計画どおり32週間の共同利用運転を実施した。原子炉研修生の実習は、原子炉研修所一般課程及び原子炉工学課程の原子炉運転訓練、原子炉特性測定実習、制御棒校正等を例年どおり実施した。5月17日に線形出力計からのノイズによる計画外原子炉停止が1回あった。平成7年度の運転実績をTable2.3.1に示す。

なお、平成7年度の共同利用運転の終了（平成8年1月12日）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、次年度から燃料濃縮度低減化に伴う改造工事に着手する。

2.3.2 保守・整備

(1) 概要

平成7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5月22日～6月30日に、点検・保守は1月15日～3月31日に実施した。定期官庁検査は6月26日～6月30日に実施し、7月3日付けで定期検査合格証の交付を受けた。

主な保守・整備項目は、No.2プールライニング健全性確認検査、プールゲートパッキンの更新及びゲートの補修、炉心ブリッジレールクランプの点検修理、微調整棒用駆動機構の点検、LOG-Nコネクタの交換、pH計の校正、地震計信号線の点検、大量排水弁の点検、1次冷却系主要圧力計の交換、新樹脂洗浄槽の設置、炉心タンク水精製系の樹脂交換、2次冷却塔建家外壁の補修・塗装、純水装置室出入口のシャッター設置工事、廃液中和施設の更新、バックアップポンプ用フロートスイッチの点検保守などを行った。

作業概要を以下に示す。

(2) 主な保守・整備

① 原子炉本体関係

(1) No.2プールライニング健全性確認検査

炉プールはアルミニウムライニング（底部20mm、壁部10mm）で、約33年使用経過しており、今後の使用における健全性を確認する作業を実施した。No.1プールは次年度に実施することにし、本年度はNo.2プールライニングの健全性確認検査（日立造船株）を実施した。検査の結果、液体浸透探傷検査で円形指示模様、線形指示模様及び割れが計223箇所あったが、いずれも軽微な表面欠陥であることが分かった。その他、超音波板厚測定、真空漏洩試験等実施したがプール使用の上で直ちに問題になる欠陥は認められなかった。しかし、超音波板厚測定の結果、裏面腐食と思われる板厚の薄いところ（最小測定値:6.5mm）があり、今後使用を継続する上で腐食等の進行状況を

定期的に観察していく必要があると思われる。

(ロ) プールゲートパッキンの更新及びゲートの補修

平成6年12月、プール内作業においてプールゲートパッキンからのプール間漏洩率が増大（仕様:2cm/dayに対し(約8cm/day)）した。前回パッキンを更新してからすでに10年以上が経過していること、改造工事に伴う重水タンクの更新作業などプールゲートのシール性能を確保する必要があることなどから、パッキンの更新を行った。パッキンの製作、取替えにあたって、過去の実績等を調査し、材質、形状、メーカー等慎重に検討した。その結果、建設時のメーカーである日立電線㈱と契約し、点検保守の期間に実施した。新しいパッキンは、現状パッキンの硬度、形状等を事前に計測し、天然ゴム硬度Hs-60でつぶれ代などを工夫して製作した。平成8年2月23日から更新作業を開始したが、上(No.1)下(No.2)プールゲート接合部からの漏洩が大きく、予定のシール性能が得られなかったため、接合部分のパッキンの一部を再製作することにした。また更新作業中の漏洩検査にてゲートパネル面とリブとのスミ肉溶接部からプール水の漏洩が確認され、補修溶接を実施（日立造船㈱）することとした。

再製作に当たっては、日立電線工場におけるモックアップ実験の結果、ゴム硬度Hs-44程度が適当との結論を得て、上下ゲート接合部のみを製作した。作業は他の工事の関係から、平成8年度に入ったが、4月1日から再開し、パッキンの取付け調整等を行い、漏洩検査に合格（約0.5cm/Day）、4月19日に完了した。

ゲート溶接部の補修は、補修前の検査により漏洩経路は、貫通欠陥ではなく案内板ボルト穴を経由したものであることが判明、まわり込み漏洩が確認されたゲート裏面のパネルとリブのスミ肉溶接部（5箇所）への補修を実施、有意な漏洩のないことを確認した。

(ハ) 炉心ブリッジレールクランプの点検修理

平成6年5月に西側のレールクランプが故障（ロック状態のままハンドル操作不能）となり分解点検修理を行ったが、今回東側のレールクランプについても分解点検を実施した。点検の結果、動作状況に支障はなかったが、予防保全として西側レールクランプと同様に、主軸の下部のスラストベアリングを交換したほか上部ベアリングを開放型からシール型に交換、また下部の菊ナットの緩みを防止するため回り止め用ナットを追加しダブルに取り付けた。

作業後、ハンドル操作性、リミットスイッチの作動等異常ないことを確認した。

② 中性子計測設備及び制御設備等関係

(イ) 微調整棒用駆動機構（C-5）の修理

点検時において、C-5の電磁ブレーキ部に不具合（ブレーキロック時に異音）が発生したため、分解点検を実施した。ブレーキケースを分解したところケース内面全

周にわたり削り傷があり、ケース内の底にアルミの削り粉が積もっていた。

原因は、ブレーキライニング板の変形及びシャフトの摩耗による偏心のためケースライニング板が接触したものである。

修理としては、ブレーキ部出力ギアシャフトの、テーパピン穴の加工、摩擦板及びライニング板の製作、ケースハウジング内径の拡大等を行った。検査は、CRDM試験器にてブレーキ作動及び位置指示を確認し、炉本体に取付け、復旧した。

(n) LOG-Nコネクタの交換

LOG-Nペリオド計の指示が不安定であるため点検を行った結果、信号線の入力コネクタ廻りの不具合であることが判明した。このためアンプ入力コネクタ(オス側)の交換を行った。また、メス側コネクタについても取付状態の点検等を行ってケーシングとの離隔を確認した。

(A) pH計の校正

一次冷却水pHは、水質監視としての5.5~7.0で管理しているが、pH記録計(pHR)指示値が5前後と酸性側に傾いてきたため、携帯用pH計及びリトマス試験紙で確認した結果、pH計伝送器の誤差の疑いが認められたため伝送器の校正を実施した。その結果、pH5付近で約0.7酸性側指示にずれていることが判明した。原因は水質劣化なども考えられるが、校正して正常であることを確認した。

(二) 地震計信号線の接続変更

地震計(水平・垂直)の信号ケーブル接続がAコン(入信号でON)となっていたため、安全保護のためBコン接続に改善し、信頼性の向上を図った。

なお、燃料濃縮度低減化計画にともなう改造の中で安全対策強化のため地震計の多重化(2台追加)を行うこととなっている。

③ 冷却系統設備関係

(イ) 大量排水弁(電動弁VDM-3)の点検修理

弁動作点検においてVDM-3の弁開閉動作が開閉途中でモーターが停止するなどの不調が生じたため分解点検を行った。不調の原因は、モーター回路のケーブルの接続不良であった。ケーブルを接続し、開閉操作を行い、正常動作を確認した。結線が外れた原因は、バルブ開閉時の振動による緩み、ピンとソケットの接続不良、と思われるが点検時の取付状態を再確認する必要がある。

(ロ) 1次冷却系主要圧力計の交換

平成7年度点検・保守の一環として長期使用してきた1次冷却系の主ポンプ出入口など15箇所の主要圧力計(現場指示計)の交換を行った。

圧力系の仕様は、SUS316禁油処理済品のAU3/8(-7.6cmHg~2kg/cm²)

型4箇所、AU3/8(0~6 kg/cm²)型11箇所である。

(ハ) 1次冷却水精製系の新樹脂洗浄槽の設置

平成6年度6月に行われた、新樹脂交換において、交換後の精製能力が所定の伝導率を示さなかったが、原因検討の結果、イオン交換樹脂は長期保管することにより樹脂溶出物が発生し、その溶出物が樹脂の反応を阻害し、イオン交換能力を低下させることが判明した。この溶出物は洗浄することによりある程度除去することができるため、対策として、樹脂充填前に新樹脂を洗浄するための新樹脂洗浄槽を製作し炉室1階に設置した。

また、新樹脂の長期保存は極力避けるよう管理することとした。

(ニ) 炉心タンク水精製系の樹脂交換

炉心タンク水精製系(No.2樹脂筒)樹脂は、平成5年9月より6年10月まで使用し、その後休止し、7年4月再使用したが、精製能力が低下したためイオン交換樹脂の交換を行った。今回新樹脂洗浄槽を使用してアニオン樹脂(360%)、カチオン樹脂(180%)を洗浄した後それぞれ樹脂筒に充填した。これにより、保管中に劣化した樹脂の精製能力が回復し、精製水量が今までより多くとれるかどうかを継続して調査を行い、洗浄効果を確認することとしている。なお、一度使用開始した場合炭酸水素イオンの移動、溶離により樹脂が劣化するため貫通点(Break through point)まで使い切り、長期の休止を避けるよう管理することとした。

④ その他

(イ) 2次冷却塔建家外壁の補修・塗装

2次冷却塔建家外壁は、経年変化のため外壁のコンクリート部にヒビ割れが発生するなど劣化が進行しているため、補修及び塗装を実施した。

ヒビ割れ部分の補修は「樹脂注入法」で行い、塗装は「高弾性壁面化粧材の吹き付け法」で行った。

(ロ) 純水装置室出入口扉のシャッター化変更工事

純水装置室出入口大扉が老朽化し、腐食、変形などにより扉開閉に支障があるためこの大扉を撤去し、電動式シャッターに変更した。

また、本工事と合わせてページングの設置位置変更、室内前面塗装工事を実施した。

(ハ) 廃液中和施設の更新工事

廃液中和施設は強酸強アルカリ溶液を中和する施設として、設置以来約20年を経過しており、老朽化が著しいため、前年度設計を受けて平成7年5月から7月にかけて更新工事を実施した。更新にあたってはpH制御系、中和槽ライニング材(FRP化)、薬液貯槽(FRP化)、槽内混合方式(攪拌機化)などの改善を図った。改修後の廃液中和作業は、順調に実施されている。

(ト) バックアップポンプ用フロートスイッチの点検

バックアップポンプは、排水ピットの水位が一規定水位に達すると自動的に起動し、排水タンクへ輸送するシステムになっているが、系統点検時に作動不良が生じた。バックアップポンプの自動起動不調の原因を調べた結果、フロートや摺動部に異常は認められず、スプリング力低下及びフロートの浮力不足であると判断した。

シャフトやフロートに付着したのろ等を清掃しさらに、浮力増強のためフロートの下部にウレタン製の浮きを追加装着した。ポンプの自動起動点及び停止点の確認検査を数回行い正常に作動することを確認した。

2. 3. 3 炉心管理

(1) 燃料交換

本年度は、4月に6体、9月に6体の燃料シャフリングをそれぞれ行い、1月の高濃縮燃料による運転終了までの利用運転に必要な過剰反応度（約5% $\Delta k/k$ 以上）を確保した。年度末の保有燃料要素は未使用燃料0体、炉心内燃料20体、使用済燃料25体である。

(2) 反応度管理

本年度は、20体標準炉心の炉心構成で計画どおり32週の運転を行い、年間の総出力は74.29 MWDであった。過剰反応度については、最小4.979% $\Delta k/k$ から最大6.037% $\Delta k/k$ （平均5.611% $\Delta k/k$ ）であった。また、1 MWD当たりの年度間平均反応度減少率は-0.0221% $\Delta k/k$ であった。なお、高濃縮燃料による運転終了時（平成8年1月12日）の過剰反応度は4.979% $\Delta k/k$ であり、ほぼ燃料を消費したことになった。

(3) 重水系統の点検

リドタンク実験設備重水タンクの点検（外観、ガス貯留タンク圧力）及びNo.1プール、No.2プール水のトリチウム濃度の測定を前年度に引き続き実施した。点検の結果、重水タンクに異常はなかった。また、プール水のトリチウム濃度は、検出下限濃度の10倍の値（約2.0 Bq/cm³）で年間を通じて顕著な変化は見られなかった。

2. 3. 4 放射線管理

(1) 概要

JRR-4における平成7年度の共同利用運転時において、管理区域内の線量当量率及び表面密度は、前年度と比較して特に著しい変化はなかった。また、管理区域周辺の線量当量率についても同様であった。

本年度に実施された主な放射線作業は、共同利用照射に伴う照射試料を取扱う定常業務及びプール内点検作業であり、放射線管理上問題はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

JRR-4から放出された放射性物質の実績放出量と平均濃度をTable 2.3.2に示す。放射性塵埃およ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り、特に放射性物質の放出はなかった。

放射性廃液中のトリチウムについては、前年度に比べ放出量が約3倍高い値であった。これは、プール内作業等により放射性廃液の発生量が増加したためであり、平均濃度については濃度限度に比べ十分低い値であった。

(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Table 2.3.3に示す。集団線量当量および個人最大線量当量は、前年度と同程度であった。

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 1995.3		28,683:36		56,923.020	
1995.4	17	113:57	338.467	57,261.487	0
.5	8	56:33	168.001	57,429.488	1
.6	3	18:14	10.893	57,440.381	0
.7	12	71:43	95.174	57,535.555	0
.8	17	117:26	340.082	57,875.637	0
.9	17	112:57	337.042	58,212.679	0
.10	2	11:57	6.457	58,219.136	0
.11	14	73:07	129.182	58,348.318	0
.12	13	90:34	273.570	58,621.888	0
1996.1	4	27:51	84.176	58,706.064	0
.2	0	0:00	0.000	58,706.064	0
.3	0	0:00	0.000	58,706.064	0
TOTAL	107	694:19	1,783.044		1
INTEGRATED VALUE TO 1996.3		29,377:55		58,706.064	

Table 2.3.2 Radioactive wastes from JRR-4

Nuclide	Dust		Gas		Liquid			
	^{60}Co	^{131}I	^{41}Ar	^3H	^{24}Na	^{51}Cr	^{60}Co	
Annual release rate (Bq/y)	0	0	0	8.4×10^8	6.5×10^6	4.5×10^6	1.3×10^6	
Annual average concentration (Bq/cm ³)	$<2.2 \times 10^{-9}$	$<8.5 \times 10^{-9}$	$<5.7 \times 10^{-3}$	1.3×10^0	1.0×10^{-2}	6.9×10^{-4}	2.0×10^{-4}	

Table 2.3.3 Effective dose equivalent to workers in JRR-4

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers* (persons)	76	76	75	105	140
Total dose (person·mSv)	1.0	0.0	0.3	0.4	1.7
Average dose (mSv)	0.01	0.00	0.00	0.00	0.01
Maximum dose (mSv)	0.6	—	0.3	0.2	0.6

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

3. 研究炉の技術管理

Technical Management of
Research Reactors

3. 1 研究炉の水・ガス管理

3.1.1 重水管理

本年度における重水管理は、極めて定常的で各炉間での重水移動がなかった。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7年度は、共同利用運転が25サイクル並びに医療照射運転が5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、97.2mol%で、pHは、5.26~7.25で管理基準値(5~8)の範囲内であった。また、導電率は、樹脂塔入口で0.10~0.17 μ S/cm、出口で約0.02~0.04 μ S/cmの範囲で管理基準値の1 μ S/cm以下であった。

(2) 熱遮へい軽水系

熱遮へい軽水のpHは、5.20~6.33で管理基準値(5~8)の範囲内であった。熱遮へい軽水系は、軽水貯留タンク上部で空気と接していることから原子炉が長期的に停止された場合には空気中の炭酸ガスの溶解によって熱遮へい軽水の導電率が上昇する。重水系バルブ修理のために約6ヶ月間原子炉の運転が停止されたことによって本年度第1サイクル運転開始直後での導電率は、イオン交換樹脂塔入口で管理基準値(1 μ S/cm)以上の1.89 μ S/cmまで一時的に上昇したが精製系の運転によって管理基準値以下まで低下した。また、平成7年11月に精製系に使用しているイオン交換樹脂塔を交換して導電率の上昇を抑制した。なお、熱遮へい軽水系に軽水を5回補給・交換し、その間の軽水の補給・交換量は、合計で約6.48 m^3 であった。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が急激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。

(4) ヘリウム系

原子炉運転時におけるヘリウム濃度は、96.60~99.45vol%で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。原子炉の共同利用運転の前に、ヘリウム濃度を上昇させるためにヘリウムチャージを行った。今年度は、Aゾーン3回、A, Bゾーン2回の合計5回行い、約151 m^3 のヘリウムガスを使用した。原子炉運転中に重水の放射線分解によって発生した重水素ガスを再結合させるため、ヘリウム系に酸素ガスを5回、合計90 l を補給した。酸素ガスの補給によって、重水素ガス濃度を管理基準値(0.5vol%)以下に維持し、安全を確保した。

(5) 精製系イオン交換樹脂

重水精製系で使用しているイオン交換樹脂塔の交換はなかった。熱遮へい軽水系で使用しているイオン交換樹脂塔の交換は平成7年11月に実施した。この使用済みイオン交換樹脂塔の積算精製量は約2,134m³ (30サイクル使用)であった。

3.1.3 JRR-3Mの水・ガス管理

平成7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、6.22～6.90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プール水のpHも5.75～6.59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、約0.22～0.48 μ S/cmで管理基準値(5 μ S/cm)以下であった。浄化系出口の導電率は、約0.04～0.08 μ S/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、8.3～9.0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。

(3) 反射体重水系

反射体重水の重水濃度は、99.40～99.46mol%で測定誤差の範囲内での変化であり、濃度低下は認められなかった。また、pHは、6.20～7.68で管理目標値(5.0～8.0)の範囲内であった。なお、導電率は、樹脂塔入口で約0.08～0.11 μ S/cm、出口で約0.01～0.03 μ S/cmで管理基準値の1 μ S/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、96.28～97.21vol%で管理基準値(90vol%以上)以上の濃度であった。また、原子炉の運転に伴って重水(D₂O)の放射線分解によって発生した重水素ガス(D₂)を再結合させるため、ヘリウム系に酸素ガスを1回(10 ℓ)補給した。ヘリウムガス中の重水素濃度は、0.91～1.17Vol%で管理目標値の2.0vol%以下であった。

(5) 精製系イオン交換樹脂

一次冷却精製系のNo. 1イオン交換樹脂塔(KR 2601)の積算精製量が、浄化能力限度(約100,000m³)となったために第4サイクルの運転前の平成7年10月16日にNo. 2イオン交換樹脂塔(KR 2602)に切り替えた。このNo. 1のイオン交換樹脂塔は、平成6年の第4サイクルから本年度の第3サイクルまでの約7サイクル(約1年間)使用した。この使用期間での積算精製量は、約109,087m³であった。

Table 3.1.1 Heavy Water Inventory in JRR-2, JRR-3M and JRR-4

	平成6年度末		補給重量(kg)	回収重量(kg)	消費重量(kg)	平成7年度末	
	装荷重量(kg)					装荷重量(kg)	
JRR-2	16,170	0	0	0	0	16,170	0
JRR-3M	7,253	0	0	0	0	7,253	0
JRR-4	1,001	0	0	0	0	1,001	0
合計(kg)	24,424	0	0	0	0	24,424	0

Table 3.1.2 Stored Heavy Water

平成6年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成7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	2

Table 3.1.3 Recovered Heavy Water

平成6年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成7年度末	
	炉心回収	その他	転用	計量調整	回収重量(kg)	
16,144	0	0	0	0	16,144	4

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%)	高濃度に維持	97.2	
	pH	5 ~ 8	5.26 ~ 7.25	
	導電率 (μS/cm)	樹脂塔入口	1 μS/cm 以下	0.10 ~ 0.17
		樹脂塔出口	- - - -	0.02 ~ 0.04
	全β放射能濃度 *1) (Bq/cm ³)	主重水	通常値と同程度	1.91 × 10 ³ ~ 2.08 × 10 ³
		精製重水	通常値と同程度	< 1.61
	全γ放射能濃度 *2) (Bq/cm ³)	主重水	通常値と同程度	1.51 × 10 ³ ~ 1.72 × 10 ³
		精製重水	通常値と同程度	1.76 ~ 13.70
	トリチウム濃度 (MBq/cm ³) *3)	- - - -	5.1 × 10 ¹	
	ヘリウム	ヘリウム濃度 (vol%)	90 vol% 以上	96.60 ~ 99.45
再結合器入口 重水素濃度 (vol%)		0.5 vol% 以下	0.04 ~ 0.08	
pH		5 ~ 8	5.20 ~ 6.33	
熱遮蔽軽水	導電率 (μS/cm)	樹脂塔入口	1 μS/cm 以下	
		樹脂塔出口	- - - -	
二次冷却水	トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	通常値と同程度	3.16 × 10 ² ~ 6.80 × 10 ³	
	原水 pH	- - - -	7.1 ~ 7.4	
	二次冷却水 pH	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) 1995.12.06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	p H	5.0 ~ 7.5	6.22 ~ 6.90	
	導 電 率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	樹脂塔入口	0.22 ~ 0.48	
		樹脂塔出口	0.04 ~ 0.08	
	全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3) *1)	一次冷却水	通常値と同程度	$4.93 \times 10^2 \sim 7.06 \times 10^2$
		一次系浄化水	通常値と同程度	< 1.31
		一次冷却水	通常値と同程度	$5.11 \times 10^2 \sim 6.63 \times 10^2$
全 γ 放射能濃度 (Bq/cm^3) *2)	一次冷却水	通常値と同程度	$4.36 \times 10^1 \sim 1.92 \times 10^2$	
	一次系浄化水	通常値と同程度	$7.62 \times 10^2 \sim 8.83 \times 10^2$	
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	通常値と同程度	$6.15 \sim 6.74$	
一次浄化水	p H	5.0 ~ 7.5	5.75 ~ 6.59	
S F プ ー ル	p H	5.0 ~ 7.5	5.90 ~ 6.75	
S F 浄化水	p H	5.0 ~ 7.5	96.28 ~ 97.21	
ヘリウム	ヘリウム濃度 (vol%)	90 vol% 以上	0.91 ~ 1.17	
	再結入口	2.0 vol% 以下	99.40 ~ 99.46	
	濃度 (mol%)	高濃度に維持	6.20 ~ 7.68	
	p H	5.0 ~ 8.0	$1.17 \times 10^2 \sim 1.44 \times 10^2$	
重 水	全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3) *1)	通常値と同程度	$1.37 \times 10^2 \sim 1.49 \times 10^2$	
	全 γ 放射能濃度 (Bq/cm^3) *2)	通常値と同程度	0.08 ~ 0.11	
	導 電 率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	樹脂塔入口	1 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下	0.01 ~ 0.03
		樹脂塔出口	通常値と同程度	9.3×10^1
二次冷却水	トリチウム濃度 (MBq/cm^3) *3)	通常値と同程度	7.0 ~ 7.4	
	原水 p H	通常値と同程度	8.3 ~ 9.0	
二次冷却水	二次冷却水 p H	6 ~ 9		

*1) トリチウムを除く。原子炉出力20 MWサンプリング1時間後の値
 *2) 原子炉出力20 MWサンプリング1時間後の値
 *3) 1995.12.25に採取

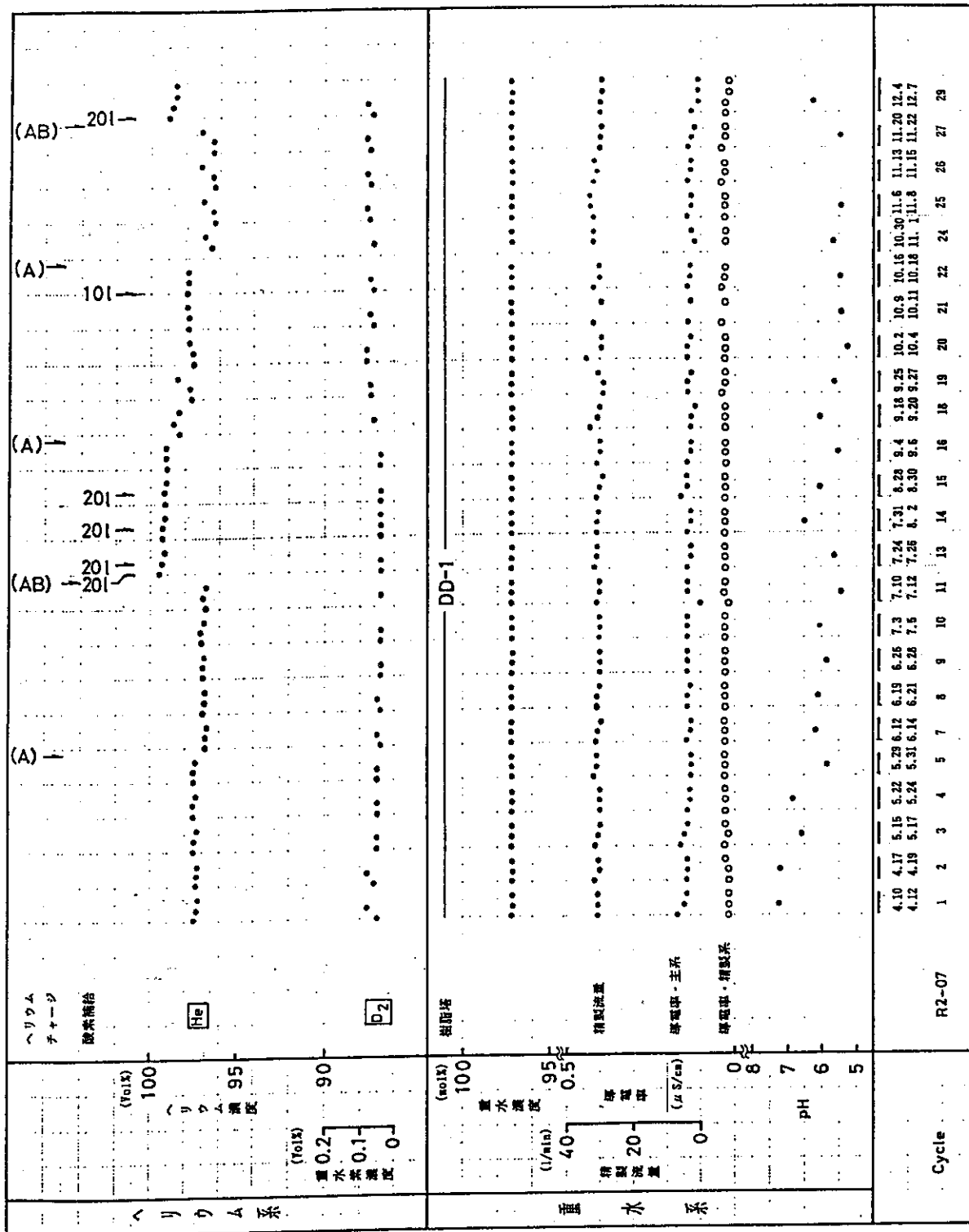


Fig. 3.1.1 Measured Values of Heavy Water and Helium Gas in JRR-2

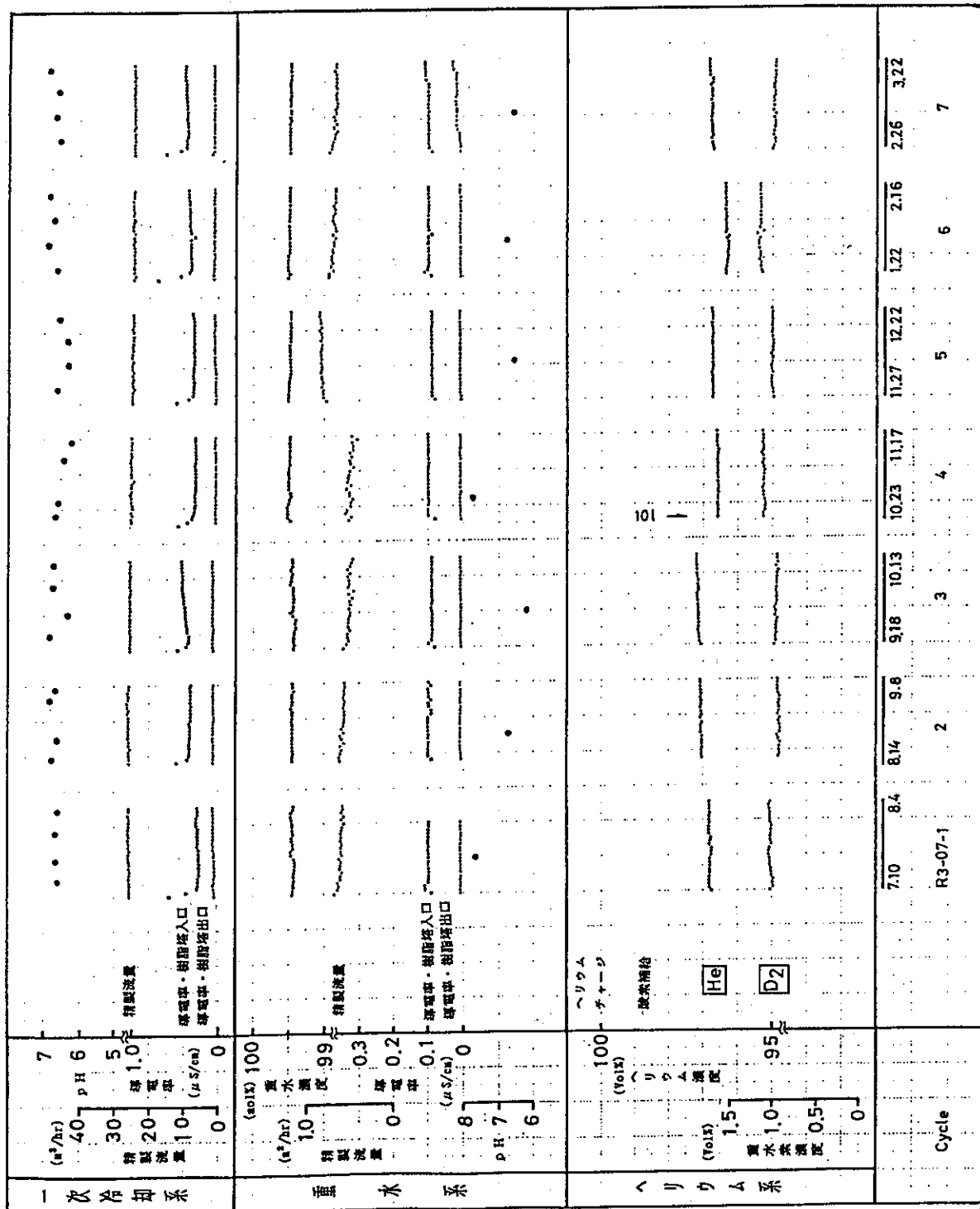


Fig. 3.1.2 Measured Values of Primary Coolant, Heavy Water and Helium Gas in JRR-3M

3.2 研究炉燃料管理

3.2.1 新燃料の管理

(1) JRR-3M燃料の管理

第L9次燃料32体は、平成7年6月に納入され、7月に使用前検査を受検し合格した。第L10次及び第L11次燃料24体については、平成7年10月に設工認申請を行い、11月に認可され、製作を開始した。平成8年度に工場立会検査（於仏国セルカ社）を実施する予定である。

(2) JRR-2, 3M及び4の未使用燃料貯蔵量

平成7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。

Table 3.2.1 Fresh fuel inventory in 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	27*	80	25	0
受 入 れ	0	26	6	0
搬 出	12	32	6	0
今年度末貯蔵数	15*	74	25	0

* : Including EBP-F2 type Fuel

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7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12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141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38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227体である。なお、貯槽No.1の UO_2 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なかった。年度末における使用済燃料貯蔵数は25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 $780Bq/cm^3$ (燃料交換と前年度の大型バルブの補修作業に伴う炉心燃料全数受入れの際の付着重水による上昇)であったが、約 $21m^3$ のプール水交換により、約 $490Bq/cm^3$ まで低減した。

(3) 使用済燃料輸送容器の国内外ライセンスの取得

平成7年12月27日に期限切れとなるJRC-80Y-20T型使用済燃料輸送容器2基について、輸送物設計承認の更新、容器承認申請を行い、平成7年12月7日付け(有効期限:平成10年12月6日)をもって承認を受けた。また、この承認に基づき関係国4カ国(アメリカ、イギリス、フランス、カナダ)の輸送物設計承認を得るための業務をトランス・ニュークリア社に発注(納期平成8年11月)した。

Table 3.2.2 Spent Fuel Inventory 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 燃料	UO ₂	金属天然ウラン			金属天然ウラン
			燃料体			要 素	要 素		
前年度末貯蔵数	69	60	65	124	407	8	3	1,798	25
受 入 れ	12	0	38	11	0	0	0	0	0
搬 出	0	0	11	0	0	0	0	0	0
今年度末貯蔵数	81	60	92	135	407	8	3	1,798	25

注) JRR-3 均一照射設備改修作業に伴う炉心燃料26体の搬出があったが、これらについては貯蔵数に算入していない。

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	5.6	—	—
	5.0~7.5	—	5.6	5.7
導 電 率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	10 以下	1.39	1.38	1.16
放 射 能 濃 度 (Bq/cm^3) (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^3)	—	488	10.0	5.3
温 度 ($^{\circ}\text{C}$)	—	18	19	18

4. 研究炉の利用

Utilization of Research Reactors

研究炉の共同利用運転は、JRR-2においては30サイクル、JRR-3Mにおいては7サイクル、JRR-4においては32週間行われた。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

研究炉の利用可能な能力に対する利用実績として定義する利用率及び利用実績（時間・個）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、利用分野を示す。全利用能力は、今年度は8,794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パーセントであった。逆に長時間照射、短時間照射は、利用実績が非常に少なかった。利用者別では、昨年同様中性子散乱の利用の多い大学が48パーセントを占め、所内と民間が残りの大半を分け合う。

Fig. 4.1.4～Fig. 4.1.6 にJRR-3Mにおける利用率、利用者、利用分野を示す。全利用能力は中性子ビーム実験装置が2基増設され利用可能になったことにより、昨年より増加し、153,201時間・個となった。利用率は、今年度も上昇し、89.3パーセントとなった。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パーセント、サイクル照射はマシンタイムの83パーセントが利用された。これに対して長時間照射及び短時間照射は、マシンタイムの54パーセント及び48パーセントの利用と、まだ余裕がある。利用者は、昨年と同様、所内と大学がほとんどである。

Fig. 4.1.7～Fig. 4.1.9 にJRR-4における利用率、利用者、利用分野を示す。全利用能力5,940時間・個に対して、利用実績3,228時間・個で利用率54.3パーセントであった。利用分野については、原子炉用燃料・材料照射が無くなり、プール実験設備での高速中性子束の測定が加わっている。利用者は、昨年と同様で所内と民間が大半を占めている。

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、2,808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6年間の照射利用（キャプセル数）の推移を示す。平成2年度から運転を開始したJRR-3Mの利用は年毎に増加している。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73%と大半を占め、その他に、原子炉用燃料・材料照射、生産用RIの製造、実験・トレーサ用RIの製造、照射損傷研究、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（90%）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及びJRR-4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、337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。一般垂直孔(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14個の照射が行われた。照射目的は、14個全て放射化分析であった。

気送管では、分単位の照射が88個行われた。照射目的は、放射化分析(69%)、実験・トレーサ用RIの製造(15%)、照射損傷研究(7%)、その他(9%)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。

炉心領域(VT-1, RG-1~4, BR-1~4, SH-1, DR-1)でのキャプセル照射は、合計23体行われた。その内訳は、材料キャプセル5体、燃料キャプセル1体、生産用RIの製造13体、その他4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、162キャプセルの照射が実施された。照射目的別では、生産用RIの製造(42%)、放射化分析

(41%)、実験・トレーサ用RIの製造(9%)、照射損傷研究(3%)、核物理の研究(2%)、その他(3%)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、257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(83%)、実験・トレーサ用RIの製造(14%)、照射損傷研究(1%)、その他(2%)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、1,221キャプセルの照射が実施された。

4. 2. 3 JRR-4における照射

JRR-4における照射は、例年どおりTパイプ、Sパイプ、Lパイプ及び気送管照射装置で行われ、767キャプセルであった。Table 4.2.6にJRR-4における照射実績を示す。

Tパイプ及びSパイプでは、分単位から時間単位までの照射が行われ、291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(62%)、原子炉用燃料・材料照射(17%)、実験・トレーサ用RIの製造(11%)、生産用RIの製造(6%)、照射損傷研究(2%)、その他(2%)と多岐にわたる分野に分類される。

気送管では、分単位の照射を行い、406キャプセルの照射を行った。照射目的別では、大半

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。

が放射化分析（76%）であった。

4.2.4 シリコン照射

今年度、JRR-2及びJRR-4で行われたシリコン照射の本数（重量）は、それぞれ225本（704.1kg）、70本（566.77kg）で、合計295本（1,270.87kg）、であった。Table 4.2.7 にシリコンの照射利用状況を示す。

4.3 実験利用

4.3.1 JRR-2における実験

4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、超伝導体、金属等の結晶構造解析、機器調整及び試料チェック等である。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5回実施した。

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 γ 線分析等多岐にわたる。Fig. 4.3.1、Fig. 4.3.2に実験利用の推移及び今年度の実験利用状況を示す。

中性子回折実験では、昨年を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を詳細に解析すると共に、非弾性散乱によるフォノンやマグノン等の動的構造を調べて、これらの物性と構造との相関関係の研究に利用された。また、中性子トポグラフィ法や残留歪測定法の開発を進めた。昨年度設置された生体高分子結晶構造解析用中性子回折計（BIX）では、開発した中性子イメージングプレートを用いて、タンパク質の構造を世界で初めて確認する成果を得た。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、装置の研究、超伝導の研究、生物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カメラの性能試験、沸騰二相流、水・液体金属二相流等の可視化実験、冷凍機部品内の冷媒挙動の観察、植物中の水分の測定、Beフィルターを用いた基礎実験等が行われた。Fig. 4.3.5に中性子ラジオグラフィの利用状況を示す。図の中でその他が多いのは、熱流動や二層流といった伝熱工学や流体力学の分野の利用が多いためである。

即発 γ 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、Hの分析、鉱物や岩石等環境試料中のB、Hの分析、法科学試料中のN、Hの定量、粉末隕石試料や考古学試料の非破壊分析、陶磁器の主成分元素の定量等が行われた。また、昨年に引き続き、JRR-2で行っている医療照射における患者の血液等の ^{10}B 濃度の定量に利用された。Fig. 4.3.6に即発 γ 線分析の利用状況を示す。

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6,051人・日、所外（ほとんどが大学関係）8,485人・日、合計14,536人・日であり昨年度より8パーセント増加した。

4. 3. 3 JRR-4における実験

今年度も、遮へい欠損部中性子漏洩経路の測定実験、遮へい欠損部ガンマ線漏洩経路の測定実験、原子炉技術者の養成のための教育訓練実習、一次冷却水中の ^{16}N を利用した放射線測定器の校正試験等に利用された。

また、He-Neガスへの中性子照射による発光を利用した中性子検出デバイスの開発を目的とした基礎実験が、昨年度から引き続いて行われた。

今年度新たに実施された実験は、プール実験設備で行われた高速中性子束の測定等である。

今年度実施された実験項目は10件、実験延べ日数は371日であった。

4. 3. 4 医療照射

今年度の医療照射は、JRR-2において5回実施された。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（65歳、30歳）、日本人女性1名（41歳）、ドイツ人女性1名（36歳）、スウェーデン人女性1名（61歳）である。これらの照射はいずれも順調に終了した。

4. 3. 5 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、地下水等の環境試料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、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。今年度新たに行われた実験は、使用済燃料のFP挙動を調べる実験、再処理の際に大気中に発生する可能性のあるCeの評価、中性子遮蔽材の照射損傷試験等である。

今年度実施された実験項目は12件、実験延べ日数は286日であった。

(2) JRR-3M実験室

今年度も、昨年に引き続いて利用日数が1.5倍に増えた。主な利用は、生体試料中の短寿命核種の定量、地下水や温泉中の各種微量元素の定量、原子炉施設等から放出されたヨウ素の定量、動物血液や宇宙塵、海砂等の各種放射化分析の測定等である。

本年度実施された実験項目は15件、実験延べ日数は71日であった。

(3) JRR-4気送管室

今年度も、地下水、大気降下物等の環境試料中の微量元素の定量が行われた。また、JRR-4のプール実験設備で高速中性子束を照射した試料の測定が行われた。

本年度実施された実験項目は13件、実験延べ日数は55日であった。

4. 4 保守・整備

4.4.1 JRR-2 照射利用設備の保守・整備

(1) 定期自主検査

本年度のJRR-2の定期自主検査は平成7年12月19日～平成8年4月19日の期間に行われた。JRR-2照射設備についても、この期間内に炉心内照射装置、垂直実験孔照射設備、気送管照射設備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。

また12月18日～1月26日の期間には、原子炉本体施設側の中性子検出器点検作業のため、医療照射用照射室設備と一部実験設備の解体、移動およびその復旧作業を実施した。

4.4.2 JRR-3M照射利用設備の保守・整備

平成7年度のJRR-3M照射利用設備においては、以下の保守・整備を実施した。

(1) 通過検出器の整備

気送照射設備及び水力照射設備に据え付けられている通過検出器は、照射時間の管理及び設備の運転に重要な検出器である。昨年度の気送照射設備の反射型光電交換式通過検出器の整備に続き、本年度は水力照射設備の反射型光電交換式通過検出器の検出基板及び基板調整器を従来のアナログ式からデジタル式に変更し、通過信号を安定性良く出力する制御回路に改善した。

(2) 排水処理用イオン交換樹脂塔の整備

水力照射設備の保守・点検等において、系内に空気が混入し、ポンプの運転等に支障を来すので、給水と排水を繰り返して、この空気を排出している。この排水中の放射能レベルを区分A未満で管理し、JRR-3M設備の排水計画に影響をあたえないようにするため、排水処理用イオン交換樹脂塔を製作した。本年度はこのイオン交換樹脂塔を機器室に設置すると共に、その出入口側の配管を整理し、本イオン交換樹脂塔を単独で使用できるようにした。

(3) JRR-3M液体窒素貯槽設備の整備

昨年度と同様に真空断熱配管の真空層の真空引きを行い、供給配管の断熱性能の向上を図った。

(4) 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の定期点検を行った。

本年度も「定期点検の実施内容と頻度等の考え方」に則り点検を実施した結果、特に異常はなかった。ボール弁の定期点検では昨年度水漏れがあったHR-1系RI棟の取出機の分解点検を実施した。また、作動時間の遅れによる「アンサー異常」が時々発生している高速作動のボール弁のメンテナンスサイクルを検討する上での知見を得る目的からPN-1系の集合弁の分解点検を実施した。

水力系の通路変換器(HR-1)及び転送機は、作動位置検出用リミットスイッチ部の作動不良による「トリップ」、「位置ずれ」等の異常が多発している。このため、ボール弁の電動機に内蔵している作動位置検出用リミットスイッチ部の交換・点検及び調整作業を実施した。

水力・気送系の分解点検の結果、共にジスク、シートリング面に異常な傷は無く、パッキン類にも外観上の異常は無く、極端な劣化は認められなかった。しかし、HR-1系RI棟の取

出機の水漏れに対しては、シートリングのOリング溝を2条にして万全を期した。高速作動のボール弁のメンテナンスサイクルを考えた場合、2～3年は運転上極端な支障は来さないが、計画的に整備を実施する必要があるとの知見を得た。

(5) 照射利用設備異常への対応

昨年度に実施した照射利用設備異常調査の結果、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判明し、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SWの作動不良と推定された。このため、制御用リレー全数の交換を行うこととし、2000個のリレーを購入した。交換は次年度に行う予定である。

4.4.3 JRR-4 照射設備の保守・整備

平成7年度のJRR-4 照射設備においては、以下の保守・整備を実施した。

(1) 水力照射設備

JRR-4 定期自主検査期間(5/22～6/30)において、水力照射設備の自主点検を実施した。主な点検内容は、①照射筒の外観検査、②照射筒取付支持具の支持状態の確認、③制御盤、操作盤の絶縁抵抗検査である。点検終了後、作動試験を行い異常のないことを確認した。

(2) 気送管照射設備

JRR-4 定期自主検査期間において、気送管照射設備の自主点検を実施した。主な点検内容は、①照射筒の外観検査、②照射筒取付支持具の支持状態の確認、③制御盤の絶縁抵抗検査④ステーションの分解点検、⑤キャプセル挿入機の分解点検である。点検終了後、作動試験を行い異常のないことを確認した。

(3) 簡易照射筒設備

JRR-4 定期自主検査期間において、簡易照射筒設備の自主点検を実施した。主な点検内容は、①照射筒(S、D、Lの各パイプ)の外観検査、②照射筒取付支持具の支持状態の確認③制御盤、操作盤の絶縁抵抗検査である。点検終了後、作動試験を行い異常のないことを確認した。

(4) その他

① 照射ホルダーの点検

簡易照射筒設備で使用している照射ホルダー(S、Dパイプ用及びLパイプ用)について定期自主検査期時に点検(外観検査、線量測定及び蓋開閉の状態確認)を行い、不具合の照射ホルダー5本を使用禁止とした。

② JRR-4 改造に関する準備作業

平成8年4月から実施されるJRR-4 燃料濃縮度低減化に伴う改造工事の準備作業として次の項目を実施した。

- ・ 散乱実験室に保管されている廃棄用物品の調査
- ・ リドタンクに保管されている物品等の移動及び整理
- ・ リドタンクサーマルコラムに設置されているビスマス遮へい体撤去に係る寸法調査
- ・ No.1 プールに保管されている使用済照射ホルダー及びトングの廃棄処分作業

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7年度における共同利用実験室の保守として、実験室に設置されている放射化分析装置(7台)の定期自主検査を平成8年2月に行った。試料を自動交換するためのオートサンプルチェンジャーについては、各部の点検調整を実施し、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についての動作確認を行った。点検の結果、JRR-1放射化分析装置No2用検出器の分解能に劣化がみられたため、メーカーにてベークン及び真空引きを実施した。この結果、検出器の分解能は回復した。

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) オートサンプルチェンジャー液体窒素重量管理計の設置

平成8年2月に、JRR-1実験室の放射化分析装置No1用オートサンプルチェンジャーに液体窒素重量管理計を設置した。これは、検出器リフターにデジタル重量計を取り付けることで、検出器を冷却するための液体窒素の量を計量出来るようにするものである。これにより、液体窒素の補給などの管理が効率的に実施出来るようになった。なお、同一形式のオートサンプルチェンジャーへの重量管理計の設置は、本年度で全て終了した。

4.5 研究炉の利用情報に関する整備

昨年度に引き続いて、今年度も新しい利用の展開と活性化を目指して、利用情報に関する整備を行った。まず、これまで整備してきた利用管理ソフトに、実験室及びシリコン照射管理ソフトを追加整備した。研究炉の利用に関する情報をインターネットを通じて提供する「研究炉利用データベース」をさらに発展、強化させ、マルチメディアシステムの整備、英文ページの増設、利用状況情報の提供等を加えた。また、情報季刊誌「研究炉ひろば」の発行を継続して行った。

4.5.1 実験室管理ソフト等の整備

研究炉部は、JRR-1、JRR-3M及びJRR-4にホットの実験室を所有している。実験室管理ソフトは、これらの実験室の利用状況を管理するソフトである。また、シリコン照射管理ソフトは、研究炉で行ったシリコン照射の利用状況を管理するソフトである。以下にこれらのソフトについて述べる。

(1) 実験室管理ソフト

このソフトは、実験室の利用において、予約の入力、予約状況の表示、実験室利用申込書の入力とその内容出力を行うデータ管理機能、入力した実験室申込書をもとにその利用実績集計及び利用状況を表にするデータ集計機能からなる。予約の入力はいつでも可能であり、予約状況は炉別に月単位で表示される。実験室利用申込書の入力及び集計は、照射管理ソフト及び実験管理ソフトに準じて作成した。利用実績の集計は、年度単位で炉別に行い、実験室利用日数等を月毎に集計し出力する。

(2) シリコン照射管理ソフト

このソフトは、シリコン照射申込書の入力とその内容出力を行うデータ管理機能と、入力したシリコン照射申込書をもとに利用実績の集計を行うデータ集計機能からなる。利用実績の集計は、年度単位で炉別に行い、シリコンの本数及び重量を月及びサイクル毎に集計し出力する。

これらのソフトの整備に伴い、利用管理ソフト全体構成の見直し及び修正を合わせて行った。

Fig. 4.5.1に、利用管理ソフト全体構成図を示す。

使用しているデータベースソフト等が旧タイプのため、処理速度や操作性を向上させるためにも、今後はWINDOWS 95版対応等ソフトのバージョンアップをしたいと考えている。

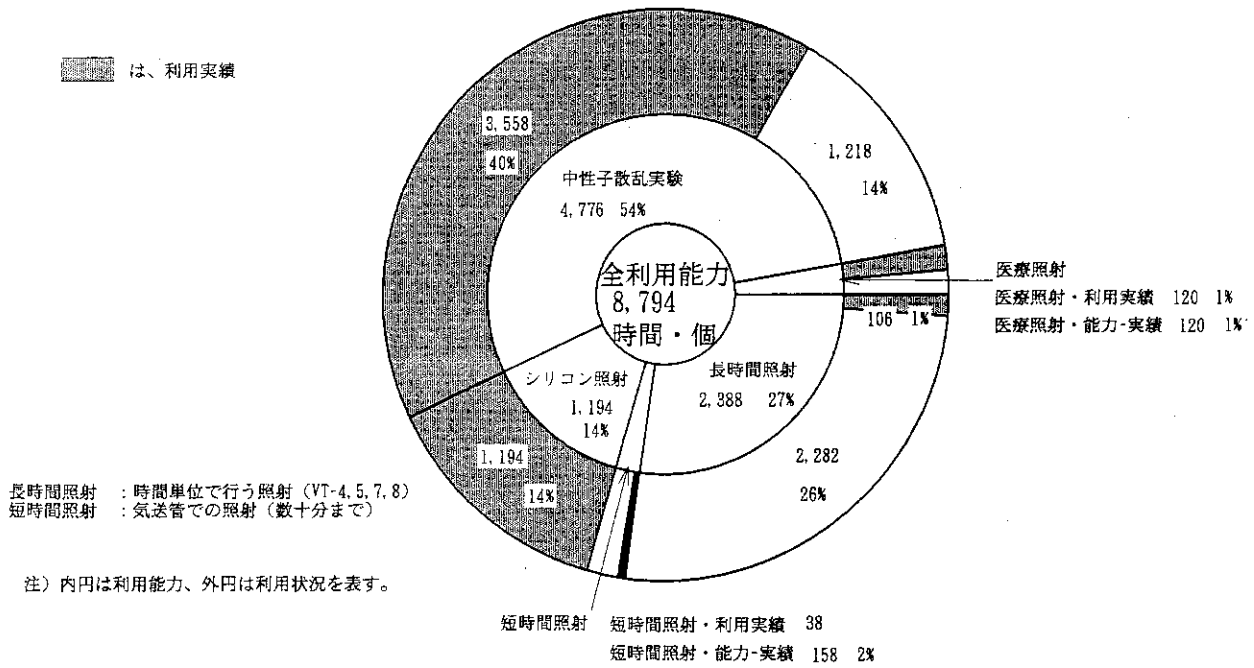


Fig. 4.1.1 Used capacity of utilization facilities in JRR-2 during 1995 fiscal year

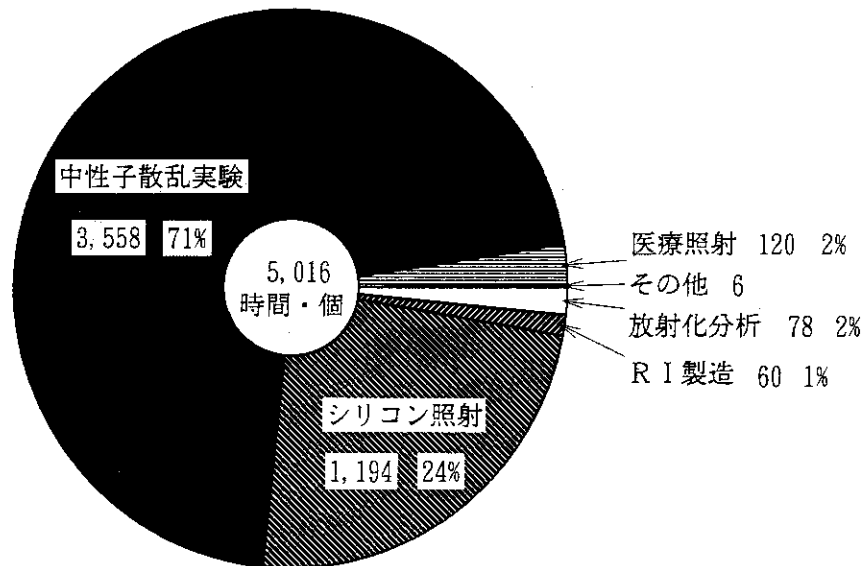


Fig. 4.1.2 Utilization field in JRR-2 during 1995 fiscal year

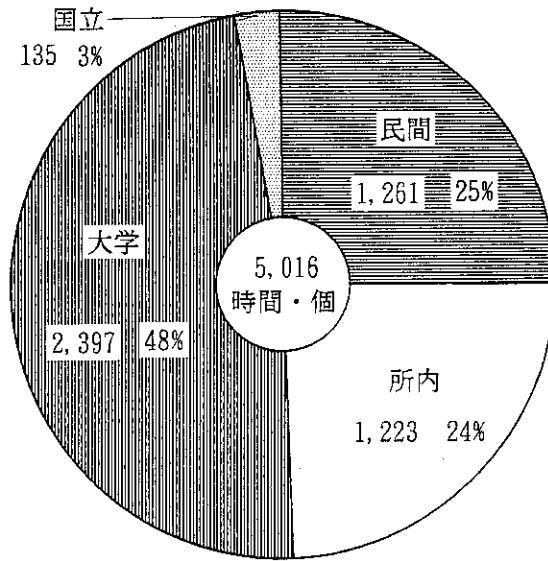


Fig. 4.1.3 Classification of users in JRR-2 during 1995 fiscal year

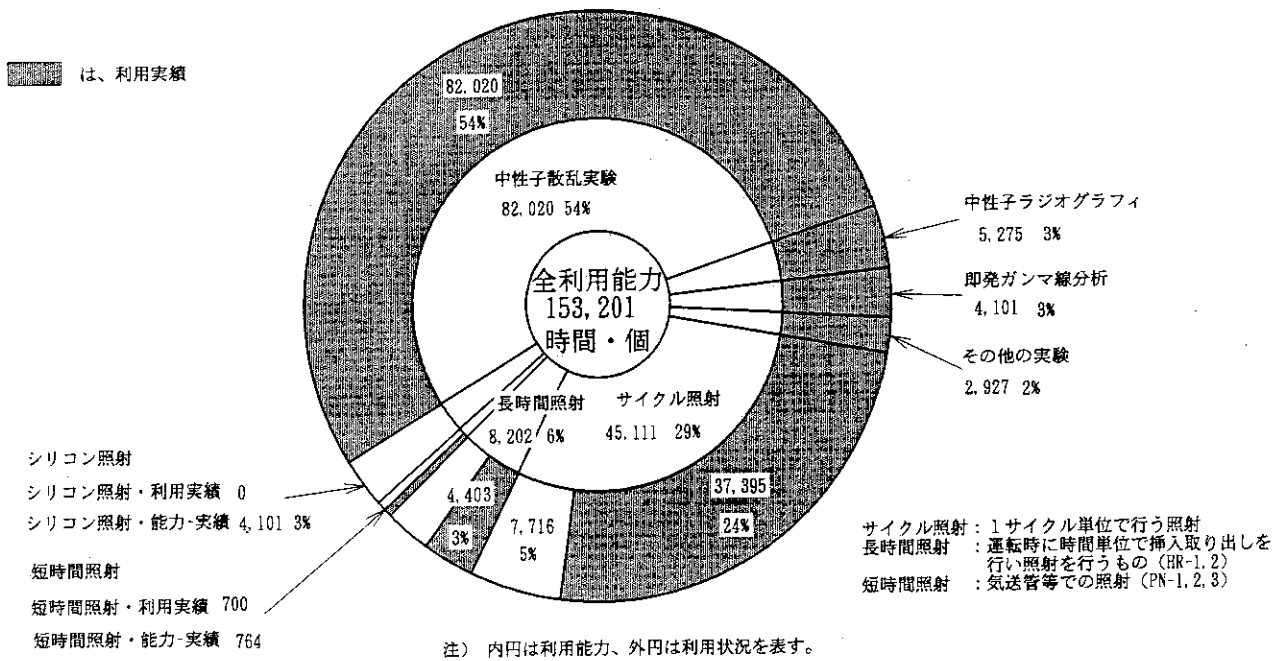


Fig. 4.1.4 Used capacity of utilization facilities in JRR-3M during 1995 fiscal year

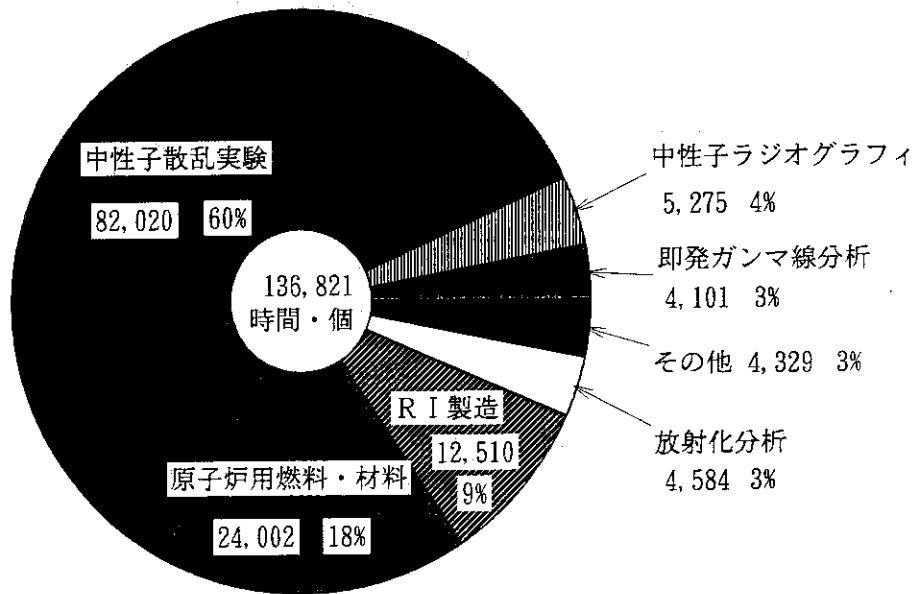


Fig. 4.1.5 Utilization field in JRR-3M during 1995 fiscal year

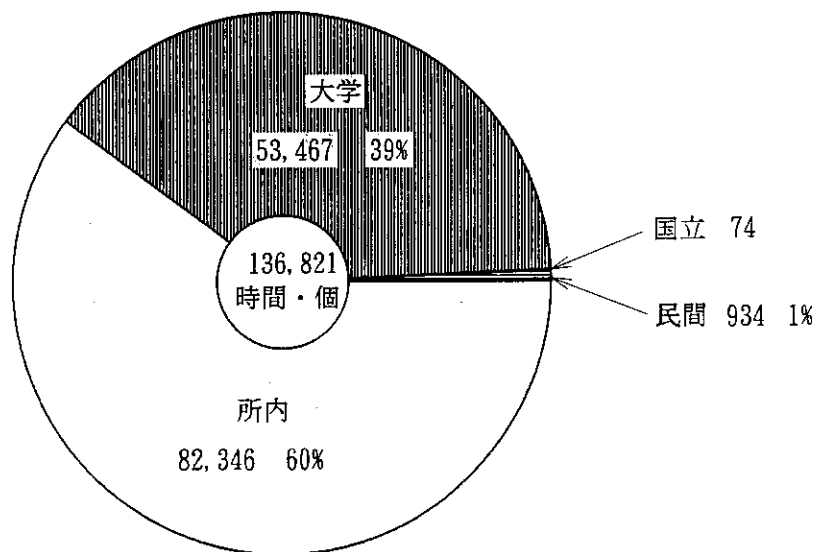


Fig. 4.1.6 Classification of users in JRR-3M during 1995 fiscal year

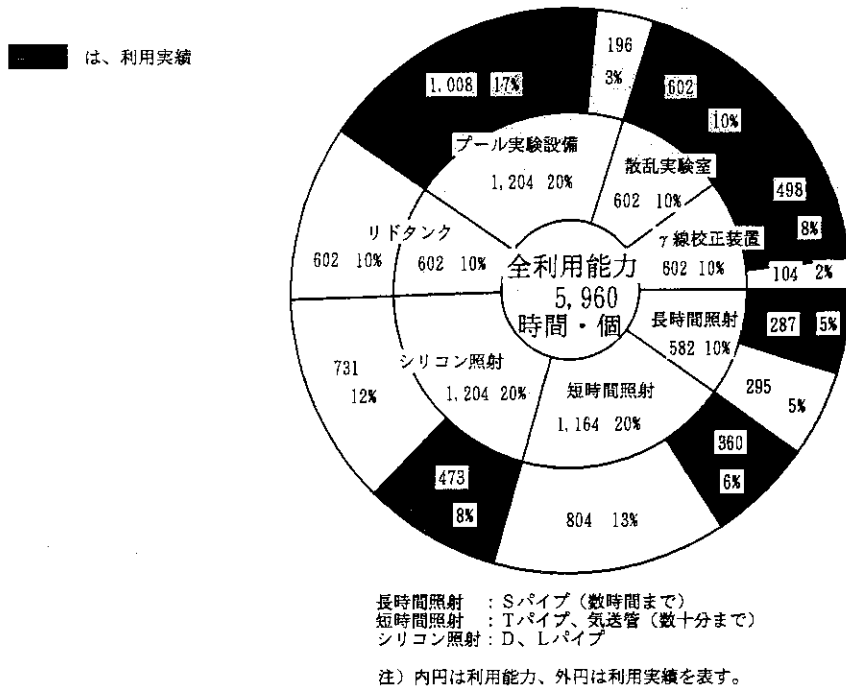


Fig. 4.1.7 Used capacity of utilization facilities in JRR-4 during 1995 fiscal year

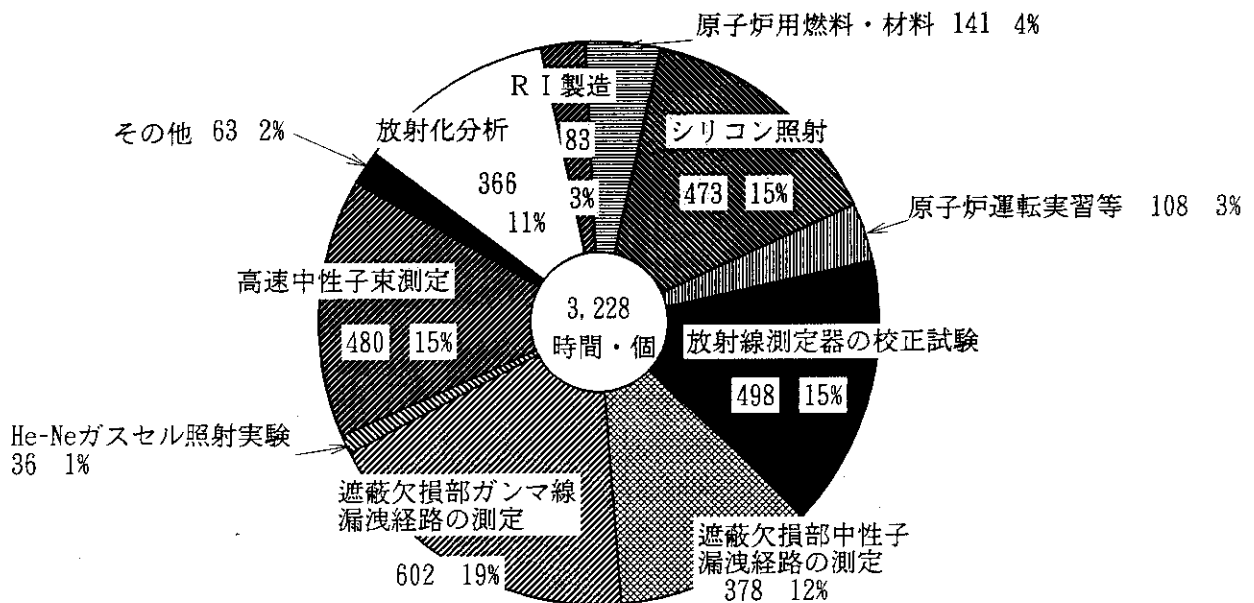


Fig. 4.1.8 Utilization field in JRR-4 during 1995 fiscal year

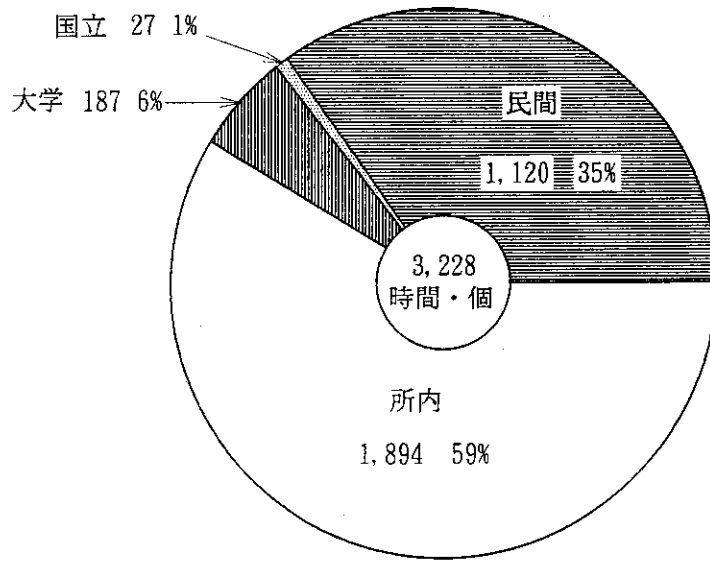


Fig. 4.1.9 Classification of users in JRR-4 during 1995 fiscal year

Table 4.2.1 Number of capsules irradiated in research reactors of JAERI during 1995 fiscal year

原子炉		所内	所外	合計
JRR-2	件数	18	295	313
	個数	18	319	337
JRR-3M	件数	141	289	430
	個数	685	1019	1704
JRR-4	件数	87	289	376
	個数	242	525	767
合計	件数	246	873	1119
	個数	945	1863	2808

Table 4.2.2 Summary of JRR-2 in-pile irradiation during 1995 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
4	1	件数	0	0	0	0	1	0	0	0	12	13
		個数	0	0	0	0	1	0	0	0	12	13
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	2	件数	0	0	0	0	1	0	0	0	12	13
		個数	0	0	0	0	1	0	0	0	12	13
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
5	3	件数	0	0	0	0	0	0	0	6	12	18
		個数	0	0	0	0	0	0	0	7	12	19
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	4	件数	0	0	0	1	0	0	0	0	12	13
		個数	0	0	0	1	0	0	0	0	12	13
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
6	5	件数	0	0	0	0	2	2	1	8	12	25
		個数	0	0	0	0	2	2	2	9	12	27
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	7	件数	0	0	0	0	1	1	0	9	13	24
		個数	0	0	0	0	1	1	0	12	13	27
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	8	件数	0	0	0	0	2	1	1	5	9	18
		個数	0	0	0	0	2	1	1	5	9	18
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	9	件数	0	0	0	0	1	0	1	8	5	15
		個数	0	0	0	0	1	0	1	10	5	17
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
7	10	件数	0	0	0	0	1	0	0	7	10	18
		個数	0	0	0	0	1	0	0	7	10	18
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	11	件数	0	0	0	0	1	0	1	1	6	9
		個数	0	0	0	0	1	0	3	1	6	11
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
13	件数	0	0	0	0	0	0	0	1	10	11	
	個数	0	0	0	0	0	0	0	8	10	18	
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	
8	14	件数	0	0	0	0	0	1	0	0	9	10
		個数	0	0	0	0	0	1	0	0	9	10
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
9	15	件数	0	0	0	0	0	0	0	1	12	13
		個数	0	0	0	0	0	0	0	2	12	14
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	16	件数	0	0	0	0	0	0	0	0	12	12
		個数	0	0	0	0	0	0	0	0	12	12
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
18	件数	0	0	0	0	0	0	2	0	12	14	
	個数	0	0	0	0	0	0	2	0	12	14	
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	
19	件数	0	0	0	0	0	0	0	0	12	12	
	個数	0	0	0	0	0	0	0	0	12	12	
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	
10	20	件数	0	0	0	0	0	0	0	0	6	6
		個数	0	0	0	0	0	0	0	0	6	6
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	21	件数	0	0	0	0	0	0	1	0	4	5
		個数	0	0	0	0	0	0	1	0	4	5
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
22	件数	0	0	0	0	0	1	0	4	8	13	
	個数	0	0	0	0	0	1	0	4	8	13	
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	
11	24	件数	0	0	0	0	0	0	0	1	9	10
		個数	0	0	0	0	0	0	0	1	9	10
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
	25	件数	0	0	0	0	0	0	0	2	9	11
		個数	0	0	0	0	0	0	0	4	9	13
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
26	件数	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2	
	個数	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2	
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	
27	件数	0	0	0	0	0	0	1	7	2	10	
	個数	0	0	0	0	0	0	3	7	2	12	
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	
12	29	件数	0	0	0	0	0	1	0	2	15	18
		個数	0	0	0	0	0	1	0	4	15	20
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)
合計		件数	0	0	0	1	10	7	8	62	225	313
		個数	0	0	0	1	10	7	13	81	225	337
		継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)

Table 4.2.3 Summary of JRR-3M in-pile irradiation during 1995 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	D R 1	B R 1	
1 (7/10~8/4)	件数	1	2	0	0	0	13	3	6	0	6	16	5	0	0	52
	個数	1	4	2	0	0	14	3	221	0	6	20	60	0	0	331
	継続	(0)	(2)	(2)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(4)
2 (8/17~9/8)	件数	2	0	0	0	0	11	3	4	0	3	14	3	1	0	41
	個数	2	4	2	0	0	11	3	192	0	4	16	62	2	0	298
	継続	(0)	(4)	(2)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(6)
3 (9/18~10/13)	件数	3	1	0	0	0	14	5	2	0	8	17	6	0	0	56
	個数	4	4	2	0	0	15	5	8	0	8	17	40	0	0	103
	継続	(0)	(3)	(2)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(5)
4 (10/23~11/17)	件数	3	0	4	0	0	10	0	0	0	9	9	5	0	0	40
	個数	3	4	4	0	0	10	0	0	0	9	9	130	0	0	169
	継続	(0)	(4)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(4)
5 (11/27~12/22)	件数	0	1	0	0	0	13	1	1	0	6	18	5	0	0	45
	個数	3	4	4	0	0	15	1	18	0	6	23	102	0	0	176
	継続	(3)	(3)	(4)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(10)
6 (1/22~2/3) (2/3~2/16)	件数	0	1	0	0	0	13	1	0	0	13	54	8	0	1	91
	個数	0	4	2	0	0	14	1	0	0	18	86	188	0	1	314
	継続	(0)	(3)	(2)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(5)
7 (2/26~3/22)	件数	1	0	0	0	0	12	5	5	0	18	57	6	1	0	105
	個数	1	4	2	0	0	12	6	76	0	20	67	124	1	0	313
	継続	(0)	(4)	(2)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(6)
合計	件数	10	5	4	0	0	86	18	18	0	63	185	38	2	1	430
	個数	14	28	18	0	0	91	19	515	0	71	238	706	3	1	1704
	継続	(3)	(23)	(14)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(40)

Table 4.2.4 Summary of JRR-3M core region irradiation during 1995 fiscal year

サイクル No. (R3-07-*) 日付 (照射出力変動時期) 照射孔	01 7.10~8.4 (572.5 hr)	02 8.17~9.8 (529.5 hr)	03 9.18~10.13 (601.5 hr)	04 10.23~11.17 (572.5 hr)	05 11.27~12.22 (601.5 hr)	06 1.22~2.16 (596.3 hr)	07 2.26~3.22 (601.5 hr)
RG-1	研究炉技術開発室 RGM-21 Al 合金 0.05%	研究炉技術開発室 RGM-25 Al 合金 0.03%	製造課 RGR-24* Inconel 0.02%	研究炉技術開発室 RGM-25 Al 合金 0.03%	研究炉技術開発室 RGM-25 Al 合金 0.03%	研究炉技術開発室 RGM-25 Al 合金 0.03%	研究炉技術開発室 RGM-25 Al 合金 0.03%
RG-2	熱材料-材料研究室 RGM-19H 炭素系材料 0.18%	熱材料-材料研究室 RGM-19H 炭素系材料 0.18%	熱材料-材料研究室 RGM-19H 炭素系材料 0.18%	熱材料-材料研究室 RGM-19H 炭素系材料 0.18%	熱材料-材料研究室 RGM-19H 炭素系材料 0.18%	熱材料-材料研究室 RGM-19H 炭素系材料 0.18%	熱材料-材料研究室 RGM-19H 炭素系材料 0.18%
RG-3	材料応用工学研究室 RGM-18H 77%Ni 0.30%	材料応用工学研究室 RGM-22H 77%Ni 0.24%	材料応用工学研究室 RGM-18H 77%Ni 0.30%	材料応用工学研究室 RGM-18H 77%Ni 0.30%	材料応用工学研究室 RGM-18H 77%Ni 0.30%	材料応用工学研究室 RGM-18H 77%Ni 0.30%	材料応用工学研究室 RGM-18H 77%Ni 0.30%
RG-4	材料応用工学研究室 RGM-03H 77%Ni 0.22%	材料応用工学研究室 RGM-03H 77%Ni 0.22%	材料応用工学研究室 RGM-03H 77%Ni 0.22%	材料応用工学研究室 RGM-03H 77%Ni 0.22%	材料応用工学研究室 RGM-03H 77%Ni 0.22%	材料応用工学研究室 RGM-03H 77%Ni 0.22%	材料応用工学研究室 RGM-03H 77%Ni 0.22%
BR-1	安定化/不活化燃料-燃料法研究特別-A BRF-24H PuO2 0.40%	安定化/不活化燃料-燃料法研究特別-A BRF-24H PuO2 0.40%	安定化/不活化燃料-燃料法研究特別-A BRF-24H PuO2 0.40%	安定化/不活化燃料-燃料法研究特別-A BRF-24H PuO2 0.40%	安定化/不活化燃料-燃料法研究特別-A BRF-24H PuO2 0.40%	安定化/不活化燃料-燃料法研究特別-A BRF-24H PuO2 0.40%	安定化/不活化燃料-燃料法研究特別-A BRF-24H PuO2 0.40%
BR-2	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%
BR-3	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%
BR-4	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%	照射解析研究室 BRM-22H 77%Ni 0.35%
VT-1	研究炉技術開発室 VTM-28 U 0.06%	製造課 VTR-40* YbCo9 42* S +0.08%	製造課 VTR-43* Ir 44* Ir 45* S 46* Cr2O3 -0.04%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-50* S +0.01%
SH-1	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%
DR-1	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%	製造課 VTR-47* Cr2O3 48* S 49* Ir +0.06%
燃料計反成度 (% 4k/k)	-1.57	-1.43	-1.49	-1.70	-1.67	-1.60	-1.45
備考	←: 燃料計反成度 (% 4k/k) →: 燃料計反成度 (% 4k/k) ⊕: 燃料計反成度 (% 4k/k) ⊖: 燃料計反成度 (% 4k/k) ⊙: 燃料計反成度 (% 4k/k) ⊚: 燃料計反成度 (% 4k/k)						

Table 4.2.5 Description of capsules irradiated with JRR-3M core region during 1995 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 ⁻²)	照射サイクル (照射期間)	照射温度 (°C)	キャプセル寿命度 (%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	1.23 × 10 ²² 6.14 × 10 ²¹	03-07~ (40サイクル)	300	- 0.22
RGM-13H	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	4.48 × 10 ²¹ 2.24 × 10 ²¹	05-04~06-07 (8サイクル)	400	- 0.24
RGM-14H	熱エネルギー材料研究室	銅, 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	3.38 × 10 ²¹ 1.69 × 10 ²¹	05-07~06-07 (8サイクル)	500	- 0.18
BRM-14H	照射解析研究室	ステンレス鋼, Fe-Cr合金	1重気密	K T/C 8本	混合ガス温度制御	BR-2	3.38 × 10 ²¹ 1.69 × 10 ²¹	05-07~06-07 (8サイクル)	~400	- 0.29
BRM-22H	照射解析研究室	ステンレス鋼, Fe-Cr合金	1重気密	K T/C 8本	ヒータ温度制御	BR-3	2.92 × 10 ²¹ 1.46 × 10 ²¹	06-04~07-03 (7サイクル)	~400	- 0.35
RGM-21	研究炉技術開発室	アルミニウム合金	リーキー	---	---	RG-1	2.07 × 10 ²¹ 1.04 × 10 ²¹	06-07~07-04 (5サイクル)	---	- 0.05
BRF-24H	安定化燃料燃料・燃焼法研究特別チーム	PuO ₂	2重気密	K T/C 8本	混合ガス温度制御	BR-1	1.66 × 10 ²¹ 8.30 × 10 ²⁰	06-07~07-03 (4サイクル)	1000	- 0.40
RGM-19H	熱エネルギー材料研究室	銅, 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	2.93 × 10 ²¹ 1.47 × 10 ²¹	07-01~07-07 (7サイクル)	500	- 0.19
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	2.50 × 10 ²¹ 1.25 × 10 ²¹	07-01~ (11サイクル)	400	- 0.30
VTR-28	研究炉技術開発室	U	1重気密	---	---	VT-1	6.18 × 10 ²⁰ 4.12 × 10 ²⁰	07-01 (1サイクル)	---	- 0.06
VTR-40	製造課	Yb ₂ O ₃	1重気密	---	---	VT-1	5.72 × 10 ²⁰ 3.81 × 10 ²⁰	07-02 (1サイクル)	---	+ 0.08
VTR-42	製造課	S	1重気密	---	---	VT-1	5.72 × 10 ²⁰ 3.81 × 10 ²⁰	07-02 (1サイクル)	---	---
K1008	大学開放研究室	いん石	1重気密	---	---	OR-1	5.79 × 10 ¹⁹	07-02 (1サイクル)	---	0.00
RGM-22H	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	2.92 × 10 ²¹ 1.46 × 10 ²¹	07-03 (1サイクル)	400	- 0.24

*: 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 with JRR-3M core region during 1995 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 (cm ⁻²)	照射サイクル (照射期間)	照射温度 (°C)	キャプセル反応率 (%Δk/k)
VTR-43	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.49 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	07-03 (1サイクル)	—	—
VTR-44	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.49 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	07-03 (1サイクル)	—	- 0.04
VTR-45	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	6.49 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	07-03 (1サイクル)	—	—
VTR-46	製造課	Cr ₂ O ₃	1重気密	—	—	VT-1	6.49 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	07-03 (1サイクル)	—	—
BRR-27	製造課	Ir	1重気密	—	—	BR-1	8.45 × 10 ²⁰ 4.23 × 10 ²⁰	07-04~07-05 (2サイクル)	—	- 0.27
BRR-28	製造課	Ir	1重気密	—	—	BR-1	8.45 × 10 ²⁰ 4.23 × 10 ²⁰	07-04~07-05 (2サイクル)	—	—
BRM-23H	材料設計研究室	Al ₂ O ₃ , MgO	1重気密	—	混合ガス・ヒータ 温度制御	BR-2	1.71 × 10 ²¹ 8.54 × 10 ²⁰	07-04~07-07 (4サイクル)	—	- 0.27
BRF-13H	燃料照射研究室	UO ₂	2重気密	K T/C 8本	混合ガス温度制御	BR-4	1.71 × 10 ²¹ 8.54 × 10 ²⁰	07-04~ (10サイクル)	1000	- 0.45
VTR-47	製造課	Cr ₂ O ₃	1重気密	—	—	VT-1	1.27 × 10 ²¹ 8.45 × 10 ²⁰	07-04~07-05 (2サイクル)	—	—
VTR-48	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	1.27 × 10 ²¹ 8.45 × 10 ²⁰	07-04~07-05 (2サイクル)	—	+ 0.05
VTR-49	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	1.27 × 10 ²¹ 8.45 × 10 ²⁰	07-04~07-05 (2サイクル)	—	—
RGR-24	製造課	Yb ₂ O ₃	1重気密	—	—	RG-1	4.33 × 10 ²⁰ 2.16 × 10 ²⁰	07-05 (1サイクル)	—	- 0.02
RGM-25	研究炉技術開発室	アルミニウム合金	リーキー	—	—	RG-1	8.62 × 10 ²⁰ 4.31 × 10 ²⁰	07-06~ (10サイクル)	—	- 0.03
BRM-34	大学開放研究室	Mg ₃ TeO ₆	1重気密	—	—	BR-1	4.29 × 10 ²⁰ 2.15 × 10 ²⁰	07-06 (1サイクル)	—	- 0.14
VTR-50	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	07-07 (1サイクル)	—	+ 0.01
K1063	大学開放研究室	いん石	1重気密	—	—	DR-1	6.50 × 10 ¹⁸	07-07 (1サイクル)	—	0.00

*1 上段：熱中性子照射量、下段：高速中性子 (>1Mev) 照射量

Table 4.2.6 Summary of JRR-4 in-pile irradiation during 1995 fiscal year

月	照射孔	所 内			所 外				合計
		Tパイプ	Sパイプ	気送管	Tパイプ	Sパイプ	気送管	Lパイプ	
4	件数	6	3	4	15	5	16	13	62
	個数	7	3	4	15	9	46	13	97
5	件数	7	2	8	9	4	7	5	42
	個数	7	3	9	16	8	7	5	55
6	件数		定	期	自	主	検	査	
	個数								
7	件数	3	1	2	9	4	1	4	24
	個数	3	1	2	10	7	10	4	37
8	件数	4	0	2	12	6	13	10	47
	個数	7	0	42	13	7	74	10	153
9	件数	5	3	4	27	5	4	16	64
	個数	5	6	22	27	6	23	16	105
10	件数	0	0	0	0	1	1	0	2
	個数	0	0	0	0	1	18	0	19
11	件数	1	3	1	6	1	2	4	18
	個数	1	6	1	6	1	4	4	23
12	件数	2	9	1	32	7	14	18	83
	個数	2	30	21	35	13	69	18	188
1	件数	5	3	8	9	5	4	0	34
	個数	5	10	45	16	5	9	0	90
2	件数		点	検	・	保	守		
	個数								
3	件数		点	検	・	保	守		
	個数								
合計	件数	33	24	30	119	38	62	70	376
	個数	37	59	146	138	57	260	70	767

Table 4.2.7 Weight of silicon irradiation during 1995 fiscal year

月	JRR-2 (VT-9)		JRR-4 (Lパイプ)	
	本数	重量 (kg)	本数	重量 (kg)
4	24	76.5	13	101.57
5	24	76.8	5	40.1
6	39	121.6	0	0
7	26	81.7	4	32.3
8	9	26.9	10	82.5
9	48	150.4	16	130
10	18	53.4	0	0
11	22	69.9	4	32.5
12	15	46.9	18	147.8
1	0	0	0	0
2	0	0	0	0
3	0	0	0	0
小計	225	704.1	70	566.77
合計 295本、1,270.87kg				

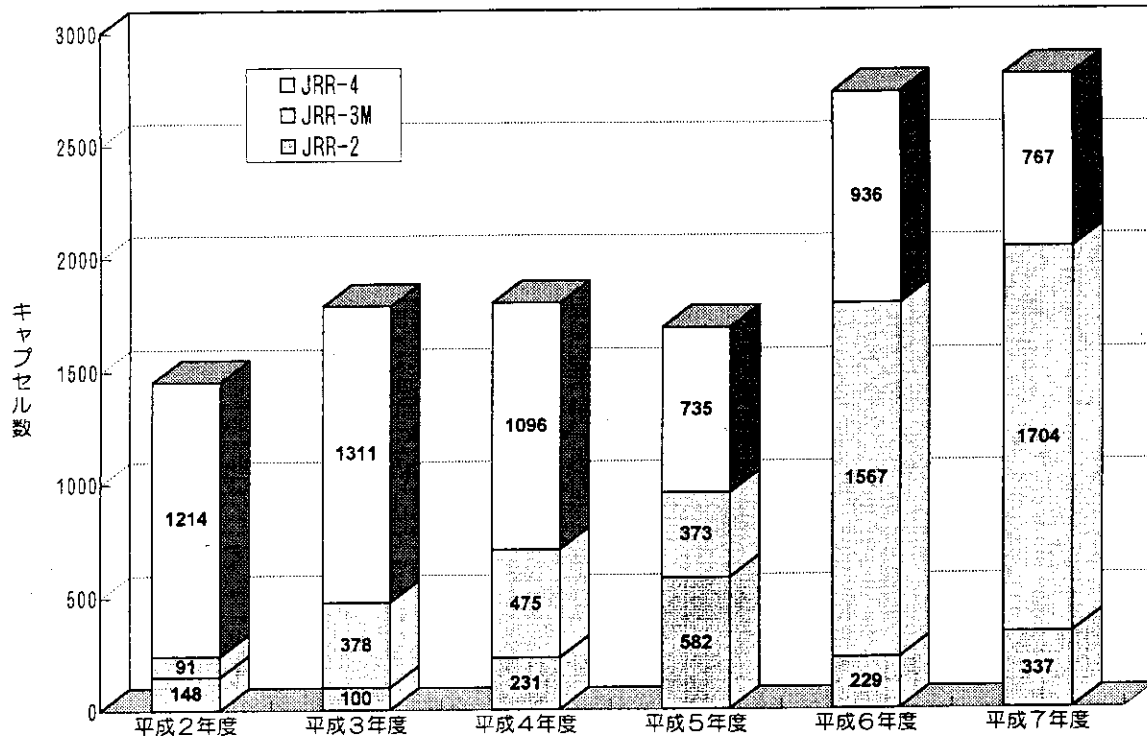


Fig.4.2.1 Trend of Number of capsules irradiated in research reactors

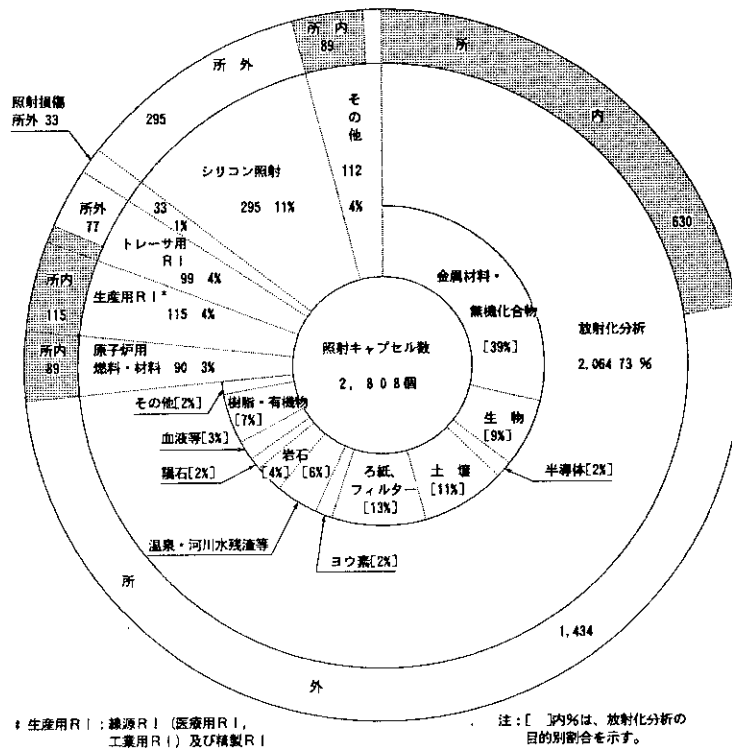


Fig 4.2.2 Percentages of irradiation classified to purpose in research reactors during 1995 fiscal year

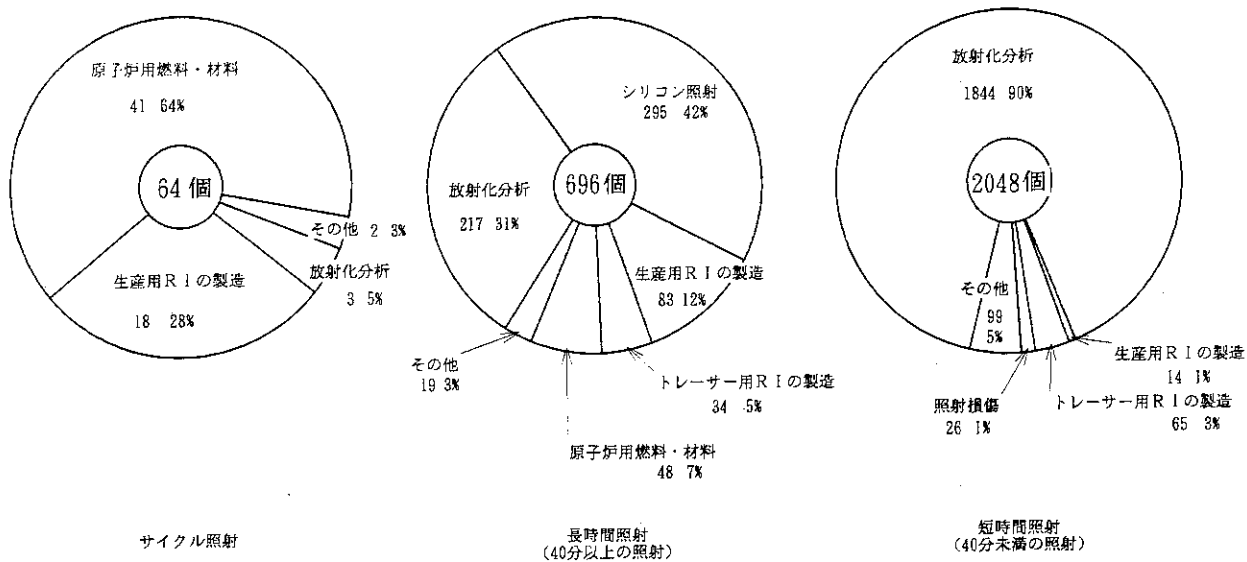


Fig.4.2.3 Comparison of three grouped irradiation time durations based on irradiation of statistics of 1995 fiscal year

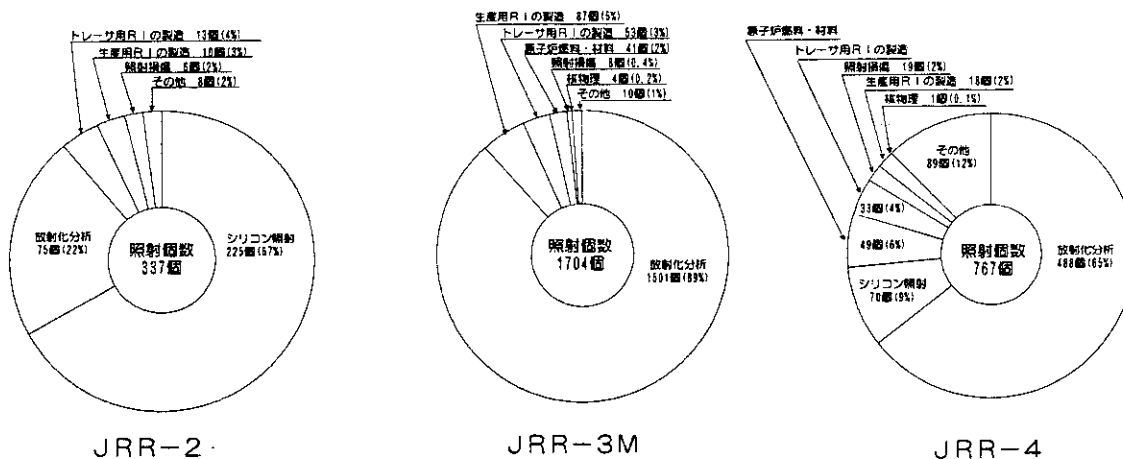


Fig.4.2.4 Percentages of irradiation classified to purpose in each research reactor during 1995 fiscal year

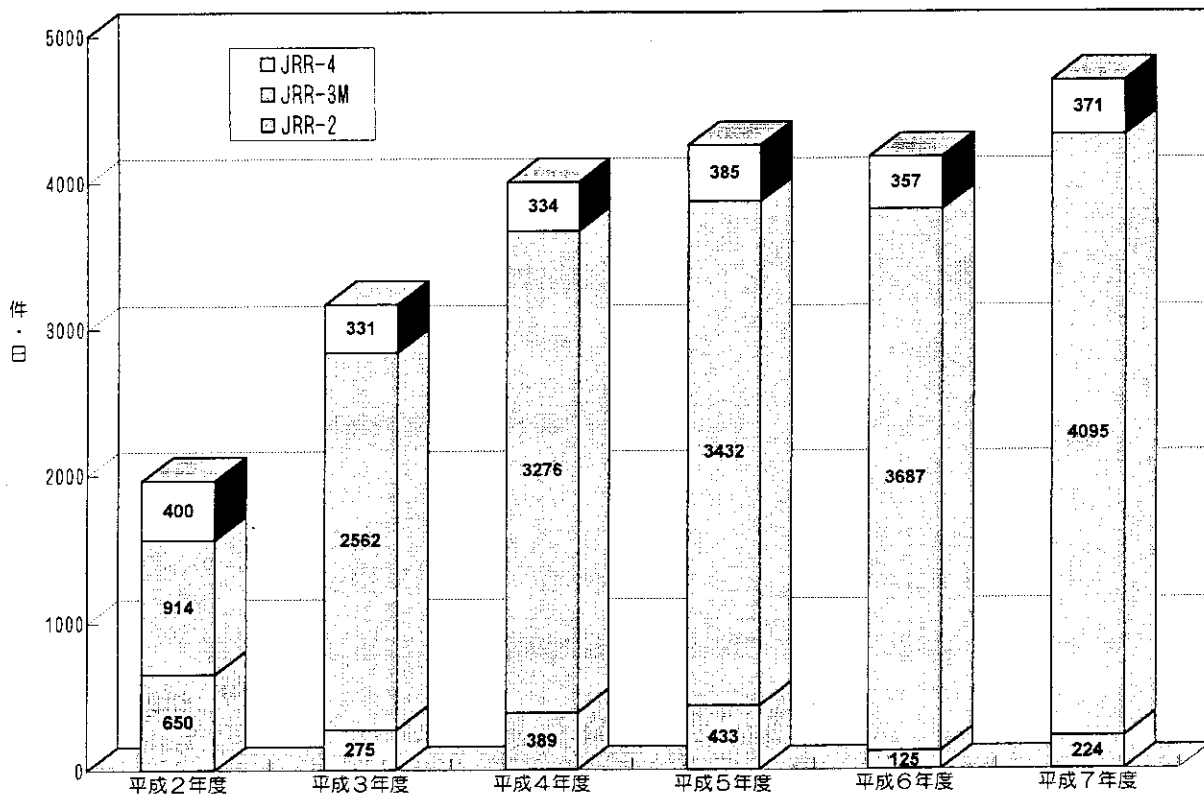


Fig.4.3.1 Trend of experimental use in research reactors

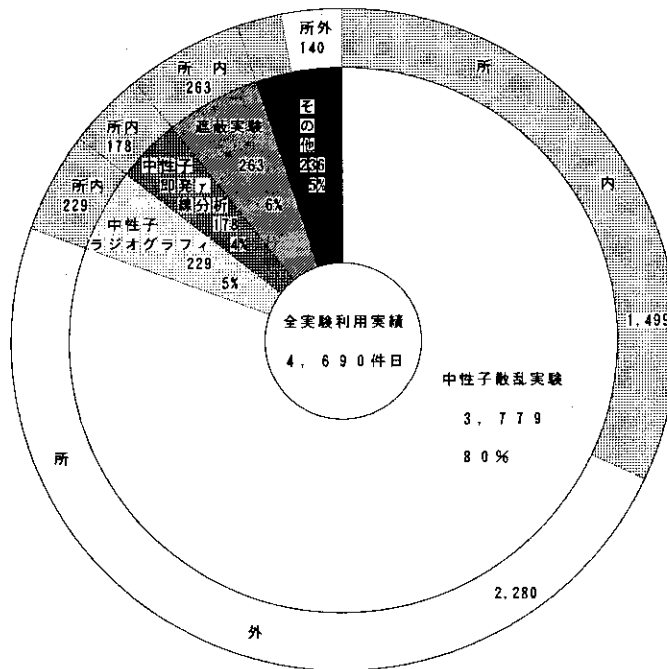


Fig 4.3.2 Status of experimental use in research reactors during 1995 fiscal year

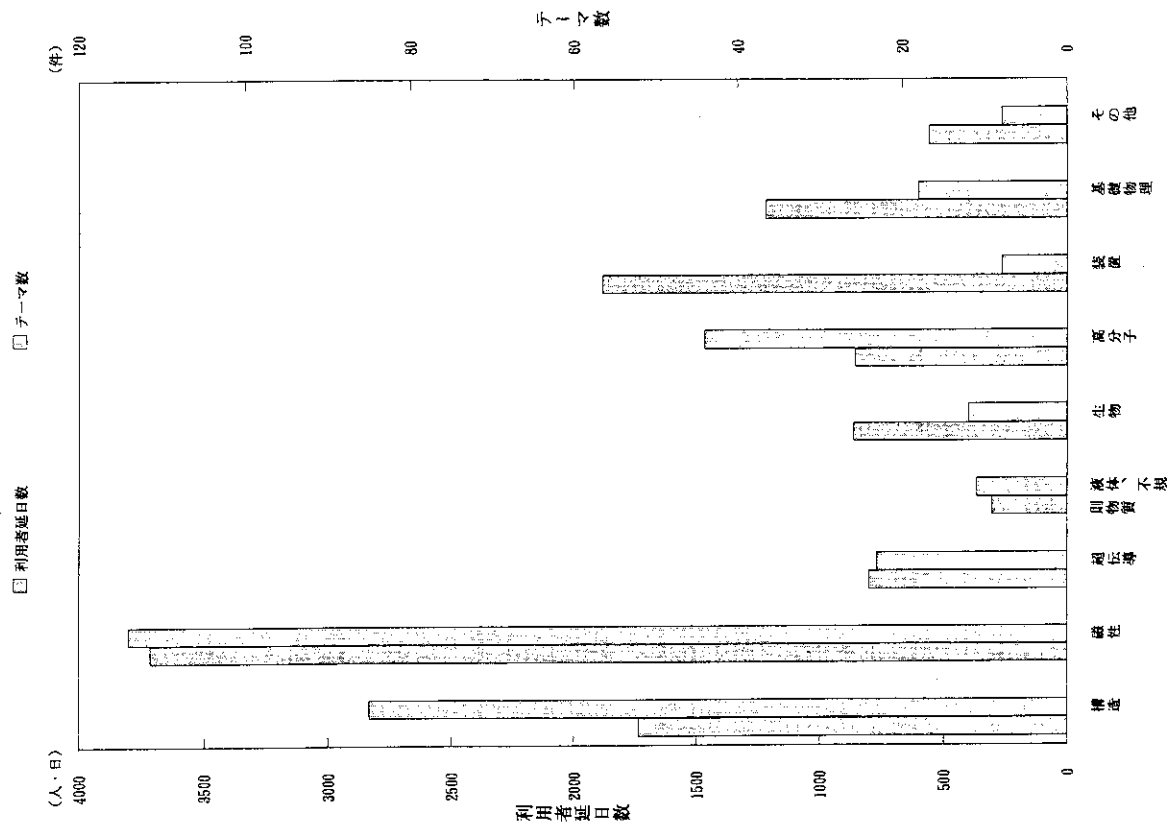


Fig. 4.3.4 Utilization status of neutron scattering experiments in JRR-3M during 1995 fiscal year (II)

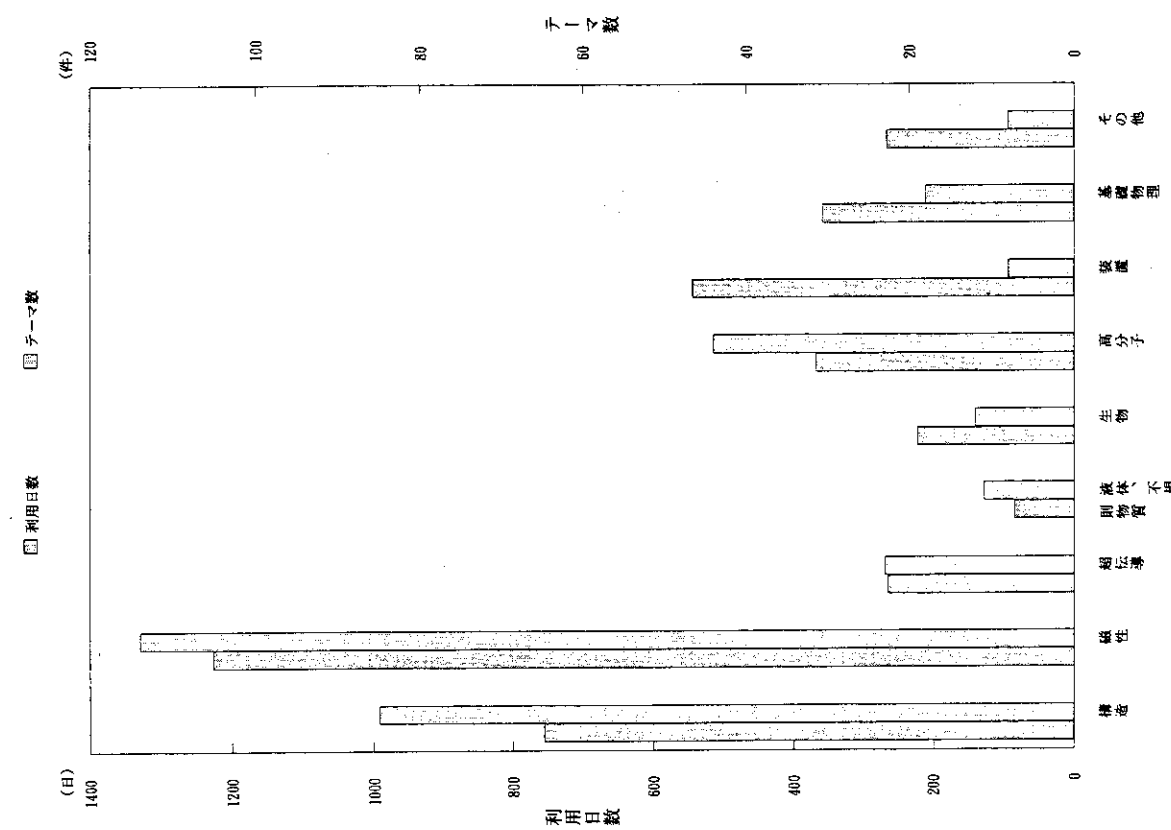


Fig. 4.3.3 Utilization status of neutron scattering experiments in JRR-3M during 1995 fiscal year (I)

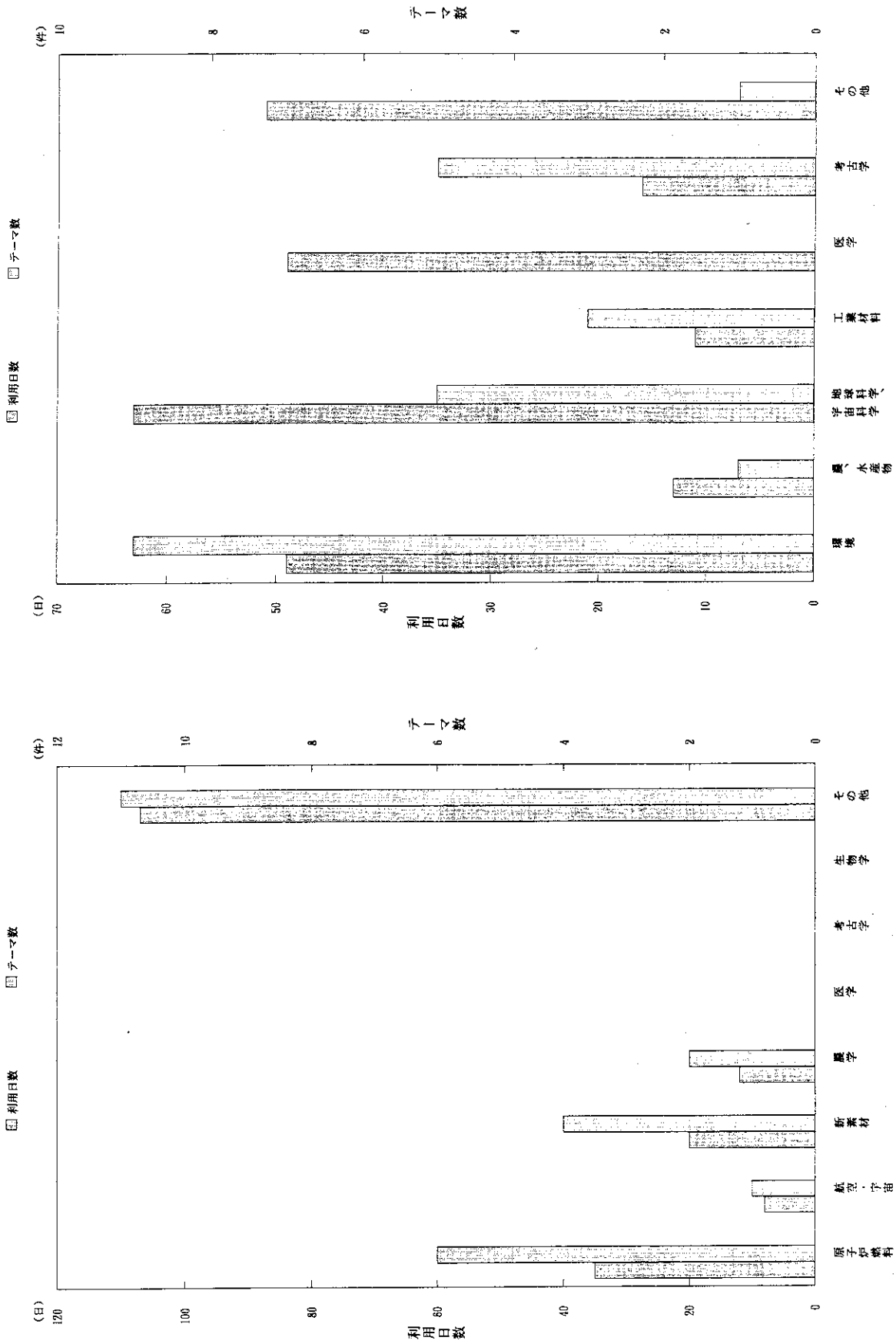


Fig.4.3.6 Utilization status of prompt gamma rays analysis in JRR-3M during 1995 fiscal year

Fig.4.3.5 Utilization status of neutron radiography experiments in JRR-3M during 1995 fiscal year

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×H11mm	オートサンプル チェンジャ付き φ110mm×H11mm	オートサンプル チェンジャ付き (大型試料測定可) 15(1) φ110mm×H11mm φ150mm×H150mm	PN-3気送管直結型	手動閉閉型 上向き 1 200mm×200mm× 500mm	手動閉閉型 横向き 1 200mm×200mm× 500mm	オートサンプル チェンジャ付き 15 φ110mm×H11mm
試料数 試料大きさ	15	15	15(1)	PN-3気送子	1 200mm×200mm×200mm	1 200mm×200mm× 500mm	15 φ110mm×H11mm
検出器 分解能*1 効率	CANBERRA GX1519 1.81keV(1.9) 15.7% (15)	CANBERRA GC1518 1.85keV(1.8) 14.1% (15)	CANBERRA GX1519 1.79keV(1.9) 17.9% (15)	CANBERRA GC1819 2.01keV(1.9)*2 ---- % (18)*3	CANBERRA GX1519 1.91keV(1.9) ---- % (15)*3	ORTEC GMX-10200 2.34keV(2.2) 21.2% (20%)	CANBERRA GX1519 1.69keV(1.9) 18.3% (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
高圧バフア	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
液体望素モニタ	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786	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 TWCA	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1996年2月に測定したものの。()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 3線源と検出器の距離を正確に再現できなかったため。

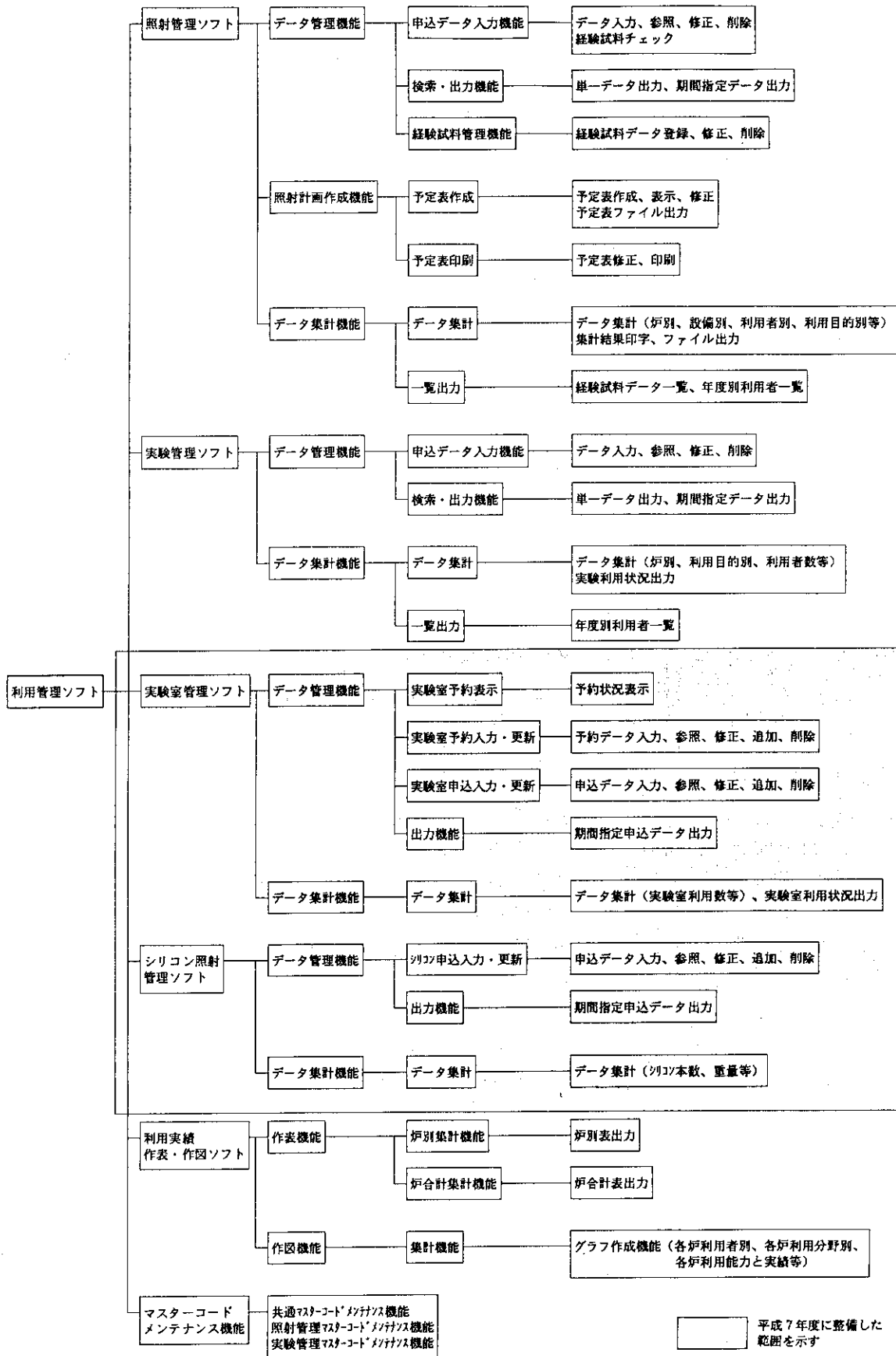


Fig 4.5.1 General block diagram of utilization management software

4.5.2 研究炉利用データベースの整備

平成6年度に研究炉の利用を希望する原研内外の研究者などを対象に研究炉の利用に関する情報を提供するため、研究炉利用課に設置されネットワークに接続されているワークステーション（サーバー）上に研究炉利用データベースを構築した。このデータベースは、研究炉の利用に関する情報をまとめた「研究炉利用ハンドブック」を基とし、研究炉を利用して照射、各種実験を行うにあたって必要な基礎知識、施設・設備に関する諸データ及び利用手順などについてインターネットを通じて情報を提供するものである。

平成7年度は、このデータベースをさらに発展、強化するための整備を進めた。整備した内容は以下のとおりである。

(1) 研究炉利用データベースの更新

平成6年度に改訂された「研究炉利用ハンドブック」の内容に合わせてデータベースの内容を更新した。

(2) マルチメディアシステムの整備

ワークステーションの整備として、現在サポートされている、文字、画像のデータ提供システムに加え、音声及び動画等を扱えるマルチメディアシステムを整備した。これにより、マルチメディアによる情報の提供が可能となった。

(3) 英文ページの増設

原研研究炉の英文パンフレット「Research Reactors -Current status and their major roles-」（研究炉部発行）を基に、英文ページを作成した。

(4) 研究炉ひろばのページの増設

研究炉部が発行する研究炉利用者のための情報季刊誌「研究炉ひろば」の第2号及び第3号のページを増設した。

(5) メンテナンスの自動化

研究炉利用データベースを運用するワークステーションのメンテナンスを可能な限り自動化した。自動化した項目は以下のとおり

- ・ 起動及び停止
- ・ 管理者宛の電子メールの自動印刷
- ・ アンケートの自動印刷及び回答入力簡素化（回答のページの新設を含む）

(6) ディリクトリ構造の簡素化

平成7年度に実施したワークステーションへのハードディスク増設に伴い、データベースの内部構造を見直し、ディリクトリ構造を簡素化した。

(7) データベース内の表及び数式をグラフィック化

データベース内の表及び数式はテキストベースで作成されていた。これをTextを用いて記述し、GIF形式のグラフィックベースの表及び数式に変更した。

(8) 研究炉利用状況情報の提供

研究炉の利用状況を表す表及びグラフを提供する機能を追加した。これらの表及びグラフは、パーソナルコンピュータの操作により容易に作成され、半自動的に研究炉利用データベースに組み込まれるよう整備した。このため、毎年度データ集計終了時に更新することが簡単にできるも

のである。提供する表及びグラフは以下のとおり。

- ・年度別研究炉の利用能力と利用実績
- ・年度別研究炉の照射利用の推移
- ・年度別研究炉の照射利用状況
- ・年度別放射化分析の利用目的分類
- ・年度別研究炉の実験利用の推移
- ・年度別研究炉の実験利用状況
- ・年度別中性子散乱実験の利用目的分類

(9)ハードディスクの増設

画像情報の増大に対応するため、内蔵ハードディスク（2GB）に加え2GBのハードディスクを増設した。

これらの整備により、研究炉利用データベースは内容的には公開して利用できる状態にまで整備できた。また、原研のWWWホームページ（アドレス http://www.jaeri.go.jp/index_j.cgi）が開設され、ここへリンク（接続）することにより外部への公開が可能となるように整備された。この接続の申請手続きが決定されたことを受けて、平成8年度には、接続許可申請を行い正式に研究炉利用データベースを公開する予定である。さらに、データベースの本来の機能である検索機能について今後整備すると共に、ネットによる情報公開の最大の利点である常に最新の情報を提供できるようにデータの更新、追加を行っていく予定である。

5. 研究炉に関する工学的開発研究

Research and Development on
Research Reactor Engineering

5. 1 高性能新型研究炉の開発研究

5.1.1 高性能新型研究炉用限界熱流束相関式の開発

昨年度までに高性能新型研究炉の炉心熱水力設計に適用可能な限界熱流束相関式の見通しを得た⁽¹⁾。本年度は、限界熱流束と密接な関係にある停滞水条件下の垂直流路のボイド率特性を明らかにするために、空気-水二相流系を用い流路断面形状を系統的に変化させ実験を行い、実験結果に基づいてボイド率に関する検討を行った。

板状燃料を使用した研究炉の安全性に関連して、冷却材流量喪失時などに炉心内において流れが停滞している条件下の垂直矩形流路のボイド率を適切に予測できるようにしておくことは重要である。冷却材流量喪失時などに炉心内で沸騰しボイドが発生する場合や、設計評価事象を超えるような、例えば、シビアアクシデントなどの評価を行う場合に、このような条件下のボイド率が重要となる。これまでに、空気・水が共に上向きに流れる並行二相流のボイド率に関しては、主として円管を用いた研究が数多く行われているが、矩形流路に関しては少なく^{(2),(3),(4)}、特に冷却材が停滞した条件下におけるボイド率に関する実験データはほとんどない⁽²⁾。そこで、本年度は、停滞水条件下の垂直矩形流路及び垂直環状流路のボイド率特性を明らかにするために、空気-水二相流系を用い流路断面形状を系統的に変化させ実験を行った。

実験装置の概要を Fig. 5.1.1 に示す。テストセクションは、透明なアクリル製で、その上下にはプレナムがある。空気は、コンプレッサーから下部プレナムに供給され、水の満たされたテストセクションを上向きに流れ上部プレナムを経て大気へ開放される。実験中は、上部プレナムの

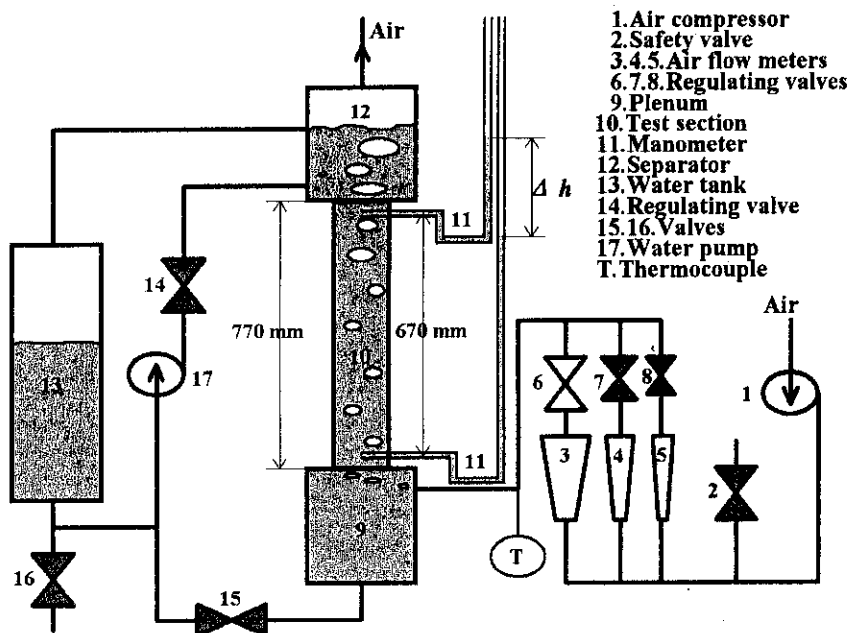


Fig. 5.1.1 Experimental loop used in this study

水位が一定となるようにした。この時の、テストセクションにおける平均ボイド率を、テストセクションの出入口付近に取付けたマンメータにより測定した圧力の差から求めた。Table 5.1.1 に実験で用いたテストセクションの一覧を示す。また、Fig. 5.1.2 に各テストセクションの断面形状を示す。流路形状は、矩形流路の場合 R66 x 12.3 のように示し 66 x 12.3 は mm 単位で断面寸法を表わす。環状流路は 1/2 断面流路の場合 HA80/64 で示し 80/64 は内/外径を示す。また、1/4 流路では QA のように示す。

Table 5.1.1 Test channels used in this study

Type	Dimension (mm)	Identification
Rectangular Test Channel	width x gap x length	
	66 x 12.3 x 770	R66x12.3
	66 x 5.3 x 770	R66x 5.3
	66 x 2.3 x 770	R66x 2.3
	33 x 12.3 x 770	R33x12.3
Divided Annular Test Channel	O.D./I.D. x length	
	80/64 x 770 (1/2)	HA80/64
	80/70 x 770 (1/2)	HA80/70
	80/64 x 770 (1/4)	QA80/64
Annular Test Channel	O.D./I.D.(gap) x length	
	80/64 (8) x 770	A80/64
	80/70 (5) x 770	A80/70
	80/76 (2) x 770	A80/76

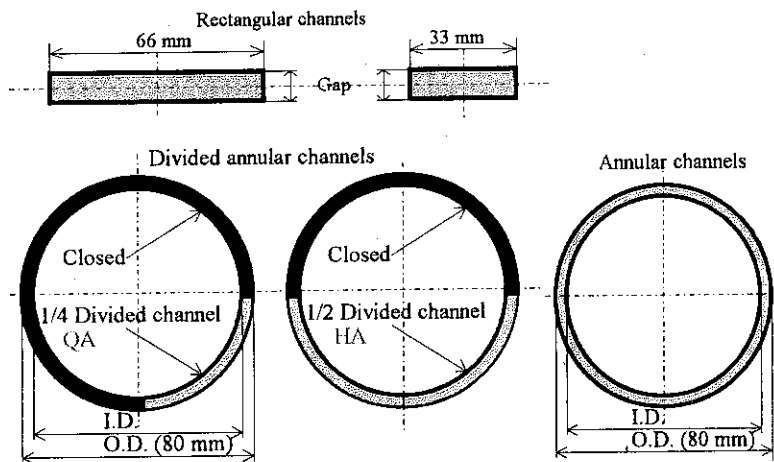


Fig. 5.1.2 Cross-sectional view of test channels

停滞水条件下における垂直二相流のボイド率測定の主要な実験条件としては、流体は空気と水、圧力はテストセクション出口で大気圧、空気流量は、0.5から500 L/min、流体温度は、空気・水共に室温（約20℃）の条件下で実施した。テストセクション部における平均ボイド率の定義は、本研究では、テストセクション部における平均ボイド率は、流路の摩擦損失が無視できると仮定し、次式のように求めた。

$$\alpha = \Delta h / L \quad (5.1.1)$$

ここで、 α : 平均ボイド率、 Dh : マノメータ水位の差 (m)、
 L : 圧力タップ間の距離 (m) (2つのマノメータ取付位置の距離)

Fig. 5.1.3は、本実験で得られた矩形流路及び分割型環状流路の実験データを横軸に空気見掛け速度 j_g を、縦軸にボイド率 α をとり示したものである。また、Fig. 5.1.4は同様に環状流路の結果を示したものである。

矩形流路におけるボイド率は、流路幅が大きい程、同じ空気見掛け速度 j_g に対してボイド率が小さくなる傾向が見られた。また、流路ギャップに関しては、流路ギャップが2.3mmの場合を除いては、その影響は本実験範囲では小さかった。

一方、環状流路では、外側の円管の内径を一定として、内側の管の外径を変化させて流路ギャップ8、5、2mmの3種類についてボイド率を測定したが、本実験の範囲では、流路ギャップあるいは内管の外径の影響はほとんど見られなかった。

Griffithは、非円形流路に対する代表寸法としては、水力等価直径よりも流路の最大寸法が適当であると報告している⁽⁶⁾。本実験結果も、矩形流路では流路幅 W が、環状流路では、外側円管の内径 D_o が代表寸法として適切であると考えられる。すなわち、矩形流路及び環状流路では、ボイド率は流路の代表寸法に依存し、矩形流路では流路幅が大きい程、同じ空気見掛け速度に対して小さなボイド率を与え、環状流路では外側円管の内径が大きい程、同じ空気見掛け速度に対して小さなボイド率を与えるものと考えられる。

一方、矩形流路と環状流路の結果を比較すると、空気見掛け速度が約0.6から6m/sの間で矩形流路のボイド率が大きくなっている。これは、環状流路では矩形流路のように短辺が存在しないことにより、流路内の水が周方向に回り込むことによって自由に移動できるために、断面平均で見た場合水の存在比が矩形流路に対して大きくなっていることによるものと考えられる。

図中には、それぞれ流動観察によって得られた代表的な流れのパターンも示してある。流路寸法の違いにより、それぞれフローパターンの変り目(流速)は必ずしも同じではないが、ほぼこのようになっている。矩形流路と環状流路とのフローパターンの大きな違いは、環状流路では*annular*フローが見られないということで、これも短辺の存在の有無によるものと考えられる。

次に、本実験結果を既存の相関式と比較検討した結果について以下に示す。本年度は、矩形流路に関して検討した結果について報告する。

ボイド率の予測には、次式で表され広く一般に用いられている*Drift Flux*モデルを採用することとした⁽⁷⁾。

$$V_g = j_g / \alpha = C_o (j_g + j_t) + V_{go} \quad (5.1.2)$$

ここで、 V_g は気泡上昇速度、 j_g は空気見掛け速度、 α はボイド率、 j_t は水の見掛け速度(ただし、本実験ではゼロ)、 C_o は*Distribution parameter*、 V_{go} は、気泡の*Drift*速度である。

矩形流路における C_o としては、*Ishii*が並行二相流の実験結果に基づき提案している次式⁽⁸⁾がある。

$$C_o = 1.35 - 0.35 \sqrt{\frac{\rho_g}{\rho_l}} \quad (5.1.3)$$

また、垂直矩形流路における気泡ドリフト速度 V_{go} としては、Griffithが提案している次式がある⁽⁶⁾。

$$V_{go} = 0.23 + 0.13 \frac{S}{W} \sqrt{\frac{\Delta \rho g W}{\rho_l}} \quad (5.1.4)$$

以上の関係から(5.1.2)式に(5.1.3)、(5.1.4)式を代入して気泡上昇速度として次式が得られる。

$$j_g / \alpha = \left(1.35 - 0.35 \sqrt{\frac{\rho_g}{\rho_l}} \right) j_g + \left(0.23 + 0.13 \frac{S}{W} \sqrt{\frac{\Delta \rho g W}{\rho_l}} \right) \quad (5.1.5)$$

Fig. 5.1.5は、横軸に空気見掛け速度 j_g を、縦軸に気泡上昇速度、すなわち j_g/α をとって、(5.1.5)式と矩形流路における代表的な実験結果と比較したものである。

空気見掛け速度がほぼ2m/s以下の部分では、実験結果と(5.1.5)式はよく一致しているが、空気見掛け速度が大きくなるに従って、気泡上昇速度を大きく、すなわちボイド率を小さく見積もっている。さらに、実験結果は直線の傾き、すなわち C_o の値が一定でなく、 j_g が大きくなるに従って、小さくなっている。

次にボイド率の実測値と予測値とを比較するために(5.1.5)式をボイド率に関して以下のように変形した。

$$\alpha = \frac{j_g}{\left(1.35 - 0.35 \sqrt{\frac{\rho_g}{\rho_l}} \right) j_g + \left(0.23 + 0.13 \frac{S}{W} \sqrt{\frac{\Delta \rho g W}{\rho_l}} \right)} \quad (5.1.6)$$

Fig. 5.1.6は、(5.1.6)式によるボイド率の予測値と、矩形流路における全実験データと比較したものである。(5.1.6)式は、ボイド率が大きな領域では、ボイド率を小さく予測していることがわかる。

そこで、本実験結果を基に実験結果を予測する実験式を検討することとした。Drift Fluxモデルでは、気泡の上昇速度 j_g/α が $C_o \cdot j_g + V_{go}$ の形で表されるが、停滞水条件下で実施した本実験結果は、いずれも空気見掛け速度が変化した場合の分布パラメータ(Distribution parameter) C_o が必ずしも一定ではない。

そこで、停滞水条件下で C_o はボイド率が1に近づいていった場合1に近づくべきであることを考慮して、実験結果を基に流路の形状効果も取入れて次に示す(5.1.7)式を提案した。

$$C_o = 1 + \frac{0.32(S/W)^{-0.3}}{1 + 0.35 \frac{\alpha}{1 - \alpha}} \quad (5.1.7)$$

次に、気泡ドリフト速度 V_{go} としては、本実験結果と既存の実験データも含めて検討し、次に

示す(5.1.8)式を提案した。Fig. 5.1.7は、既存の実験データ^{(6),(10)}を含む実験結果と(5.1.8)式を比較したものである。

$$V_{go} = 0.28 + 0.08 \sqrt{\frac{S}{W}} \sqrt{\frac{\Delta \rho g W}{\rho_l}} \quad (5.1.8)$$

さらに、停滞水条件下では、 V_{go} も一定ではなく、ボイド率が1に近づいていった場合0に近づきべきであることを考慮し、その値を V_{gj} と定義し、(5.1.9)式を提案した。

$$V_{gj} = \begin{cases} V_{go} & : (\alpha \leq \alpha_o) \\ V_{go} \frac{1-\alpha}{1-\alpha_o} & : (\alpha_o < \alpha) \end{cases}, \alpha_o = 0.65 \quad (5.1.9)$$

(5.1.10)式は、(5.1.2)式に新たに提案した(5.1.7)、(5.1.8)、(5.1.9)式を代入して得られたものである。また、(5.1.11)式は、(5.1.10)式をボイド率 α に対して変形したものである。

$$j_g / \alpha = \left(1 + \frac{0.32(S/W)^{-0.3}}{1 + 0.35 \frac{\alpha}{1-\alpha}} \right) j_g + \left(0.28 + 0.08 \sqrt{\frac{S}{W}} \sqrt{\frac{\Delta \rho g W}{\rho_l}} \right) \cdot F \quad (5.1.10)$$

$$\alpha = \frac{j_g}{\left(1 + \frac{0.32(S/W)^{-0.3}}{1 + 0.35 \frac{\alpha}{1-\alpha}} \right) j_g + \left(0.28 + 0.08 \sqrt{\frac{S}{W}} \sqrt{\frac{\Delta \rho g W}{\rho_l}} \right) \cdot F} \quad (5.1.11)$$

ここで、 $F = 1$ ($\alpha < 0.65$), $F = (1-\alpha)/0.35$ ($\alpha \geq 0.65$)⁽⁹⁾

Fig. 5.1.8は、(5.1.11)式による予測値と分割型環状流路における実験データも含む矩形流路における全実験データを比較したものである。Fig. 5.1.8に示したように、(5.1.11)式による予測値は、流路ギャップが2.3mmと狭い場合を除いて、ボイド率の絶対値 ± 0.05 の誤差内で実験値とよく一致することがわかる。

停滞水条件下における垂直矩形流路のボイド率特性に関し、以下にそのまとめを記す。

① 停滞水条件下におけるボイド率は、流路の代表寸法に依存し、矩形流路では流路幅が大きいほど、同じ空気見掛け速度 j_g に対して小さなボイド率を与える。

② 本実験範囲では、垂直矩形流路と垂直環状流路では、 j_g が約0.6~6m/sの間で、矩形流路のボイド率が環状流路に比べ大きい。これは、矩形流路では短辺が存在することによるものと考えられる。

③ 既存の実験データも参考にし、停滞水条件下の垂直矩形流路に対する空気見掛け速度 j_g に対するボイド率を予測する式として(5.1.11)式を提案した。(5.1.11)式は、流路ギャップが2.3mmの狭い場合を除いて ± 0.05 の誤差内で実測値とよく一致する。

④ 今後の課題としては、テストセクション部における摩擦損失の考慮及び環状流路に対するボイド率に関する検討がある。

記号

C_o : 分布パラメータ (-)、 D_i : 内径 (m)、 D_o : 外径 (m)、 g : 重力加速度 (m/s^2)、 L : 2個所の圧力タップ間の距離 (m)、 j_g : 気相見掛け速度 (m/s)、 j_l : 液相見掛け速度 (m/s)、 u_g : 局所気相速度 (m/s)、 V_g : 気泡速度 (j_g/a) (m/s)、 V_{gj} : 気泡ドリフト速度 (m/s)、 V_{go} : $j_g = 0$ における気泡のドリフト速度 (m/s)、 ρ_g : 気相密度 (kg/m^3)、 ρ_l : 液相密度 (kg/m^3)、 $\Delta\rho$: 気液密度差 (kg/m^3)、 Dh : 2個所のマノメータのレベル差 (m)、 s : 流路ギャップ (m)、 w : 矩形流路の流路幅又は分割型環状流路の平均周長 (m)

参考文献

- (1) 研究炉部、「平成6年度研究炉部年報」、JAERI-Tech 95-047, 1995.
- (2) Osakabe, M., and Goto, H., "Pool Void Fraction in Rectangular and Bundle Passages", Trans. JSME, Ser. B, Vol. 56 No. 528, pp. 207-213, 1990 (in Japanese).
- (3) Mishima, K., Hibiki, T., and Nishihara, H., "Some Characteristics of Gas-Liquid Flow in Narrow Rectangular Ducts", Int. J. Multiphase Flow, Vol. 19 No. 1 pp. 115-124, 1993.
- (4) Wilmarth, T., and Ishii, M., "Two-phase Flow Regimes in Narrow Rectangular Vertical and Horizontal Channels", Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 37, No. 12, pp. 1749-1758, 1994.
- (5) Nakoryakov, V. E., Kuznetsov, V. V., and Vitovsky, O. V., "Experimental Investigation of Upward Gas-Liquid Flow in A Vertical Narrow Annulus", Int. J. Multiphase Flow Vol. 18, No. 3, pp. 313-326, 1992.
- (6) P. Griffith, "The Prediction of Low-Quality Boiling Voids", Trans. ASME, J. Heat Transfer, 86-3, pp. 327-333, 1964.
- (7) Zuber, N., and Findlay, J.A., "Average Volumetric Concentration in Two-Phase Flow System", ASME, Ser. C, No. 4, 1960.
- (8) Ishii, M., "One-Dimensional Drift-Flux Model and Constitutive Equations for Relative Motion Between Phases in Various Two-phase Flow Regimes", ANL Report ANL-77-47, 1977.
- (9) Lahey, R.T., Moody, F.J., "The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor", ANS Monograph, 1977.
- (10) M. Sadatomi and Y. Sato, "Two-Phase Flow in Vertical Noncircular Channels", Int. J. Multiphase Flow, Vol. 8, No. 6, pp. 641-655, 1982.

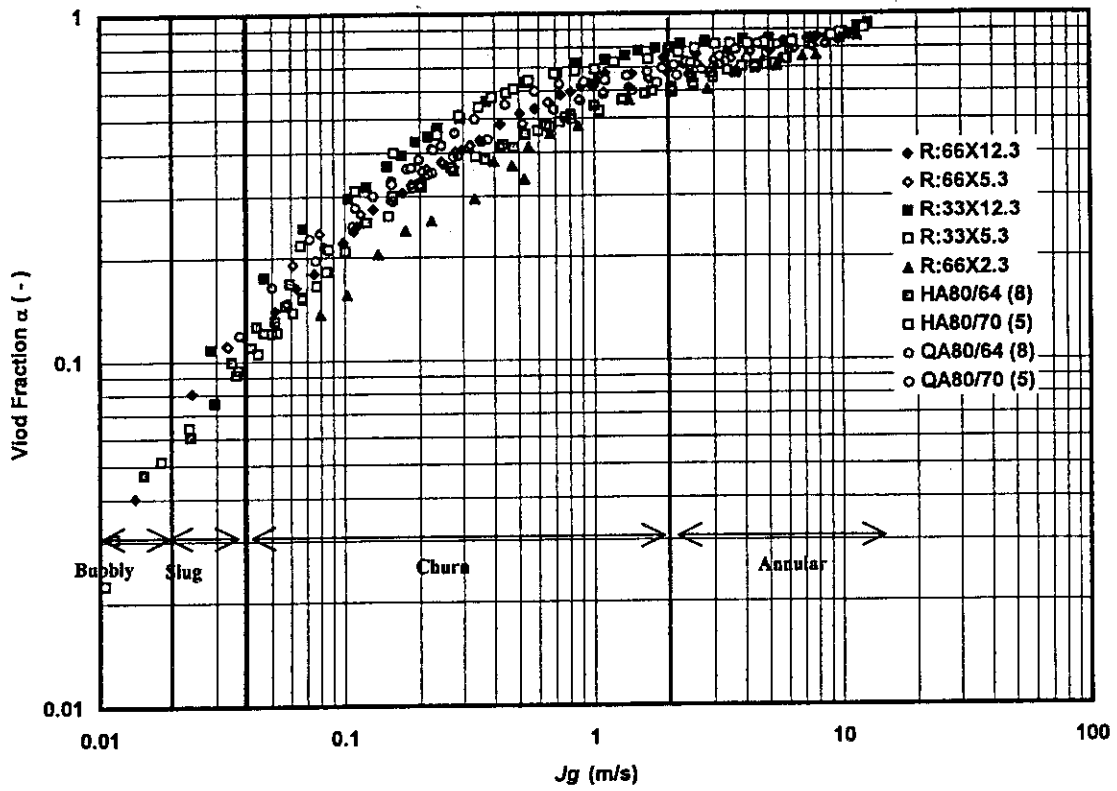


Fig. 5.1.3 Comparisons of experimental void fraction of 1/4 and 1/2 divided annular channels with those of rectangular channels

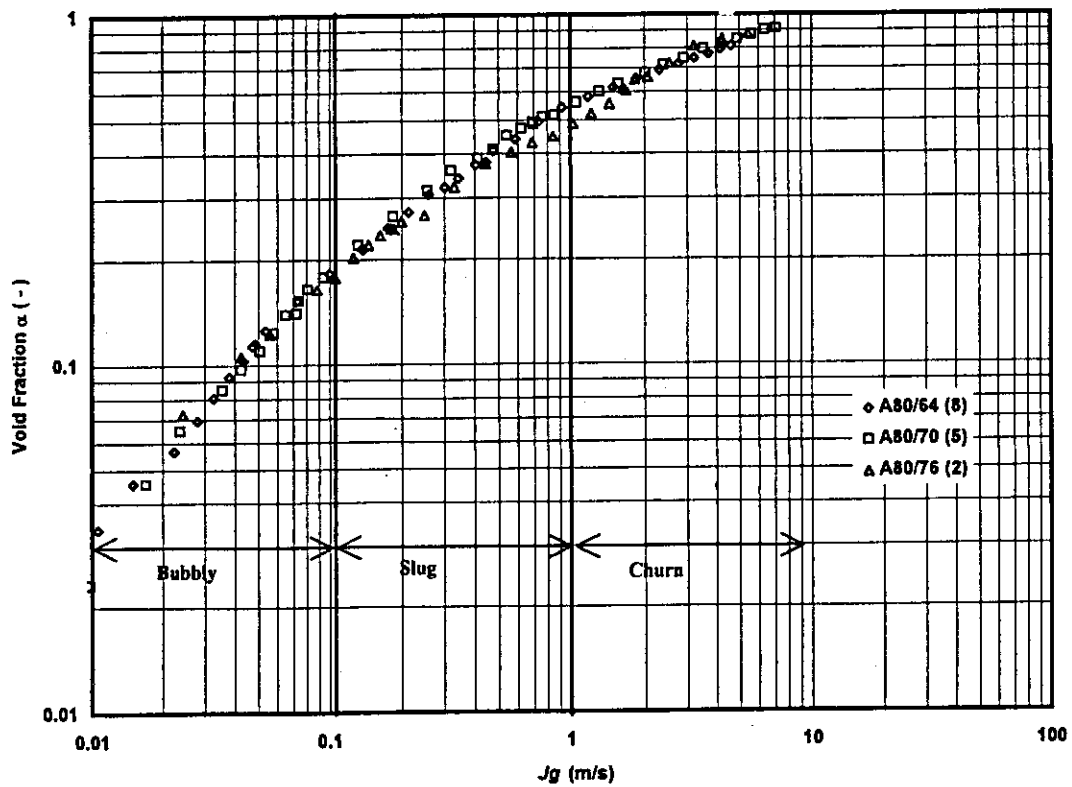


Fig. 5.1.4 Experimental void fraction of annular channels

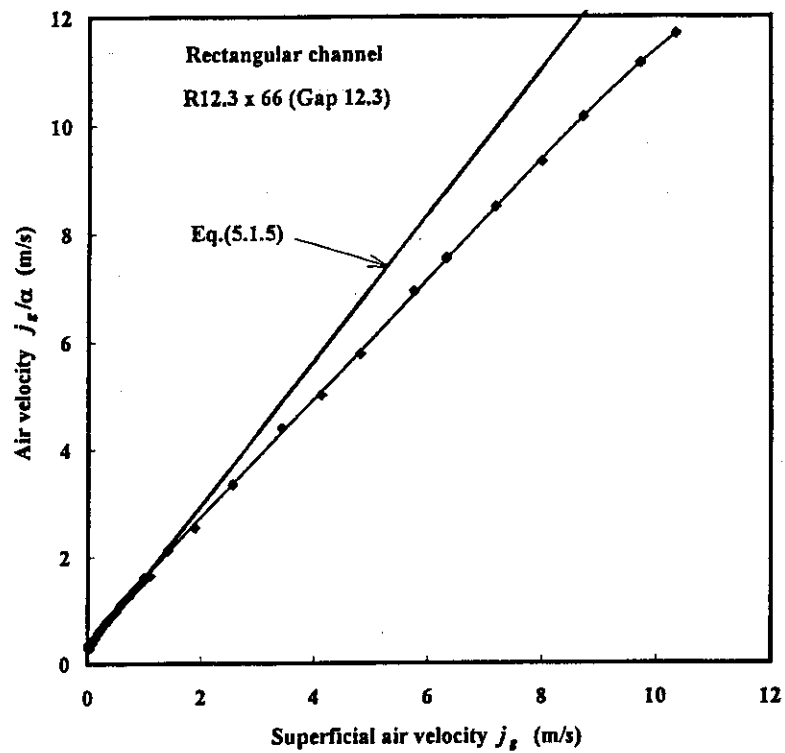


Fig. 5.1.5 Experimental results of R66 x 5.3 channel

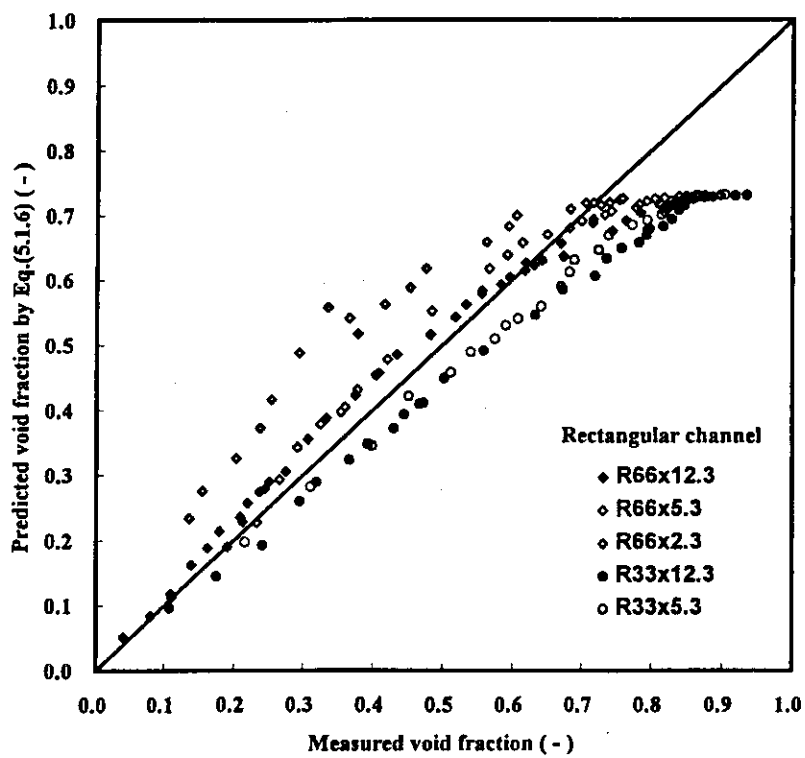


Fig. 5.1.6 Comparisons of measured void fraction of R66 x 5.3 channel with C_o , V_{gj} constant assumption

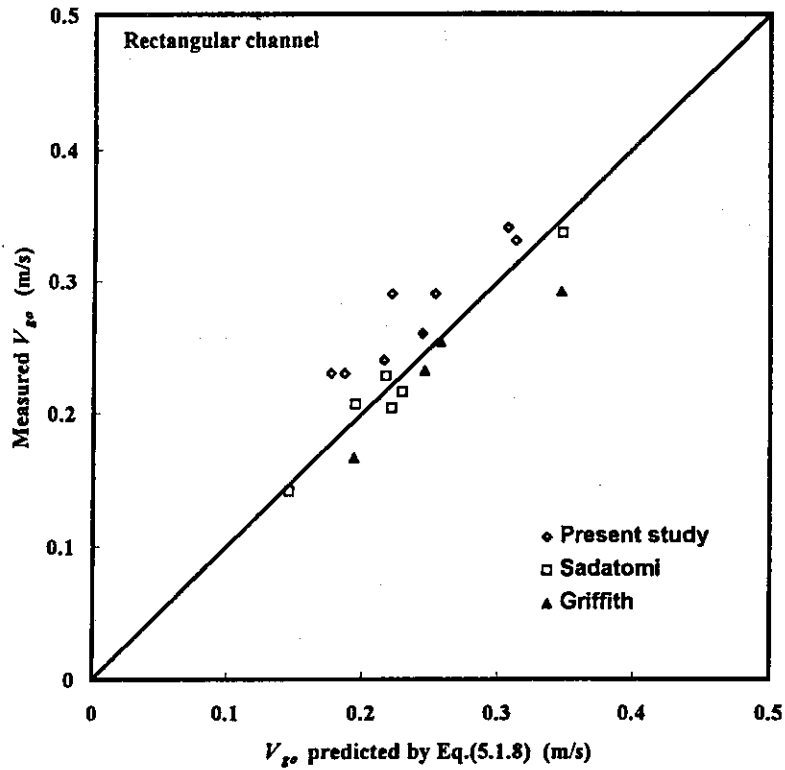


Fig. 5.1.7 Comparison of measured V_{g0} with Eq.(5.1.8)

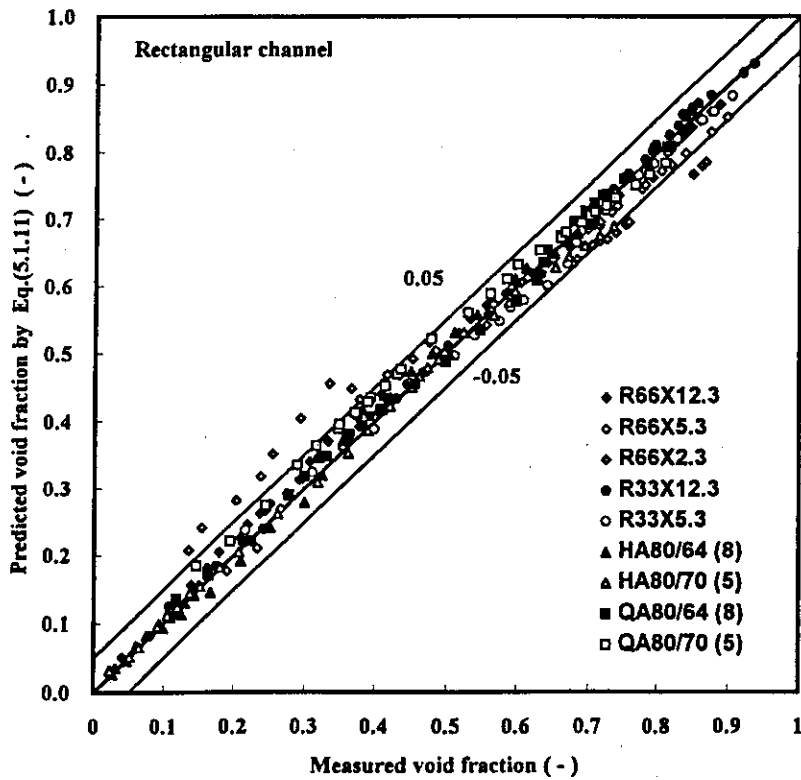


Fig. 5.1.8 Comparisons of all experimental void in rectangular and divided annular channels with Eq.(5.1.11)

5.1.2 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-3M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	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6年度までに開始した照射は既に終了しホットラボへ運搬、一部照射後試験が開始されている。本年度開始した10サイクル照射は現在照射中で、平成9年度に完了する予定である。

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たり、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来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、これら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実験を行った結果、アルミニウム合金の硬化の検出ができ、照射材についても適用できる可能性が示された。

5.2 中性子光学デバイスの開発研究

研究炉技術開発室では、高性能中性子ビーム実験装置開発の一環として、スーパーミラー及びこれを応用した中性子導管、中性子ベンダー及び集束機器、またマルチキャピラリーファイバーを応用した中性子レンズ等の中性子光学デバイス開発を進めている。今年度は、スパッタリングを用いた高反射率NiC/Tiスーパーミラーの作成技術の開発を行うとともに、JRR-3Mのスーパーミラー中性子導管の中性子収率解析を行い、概念検討を行った。また、中性子レンズの開発として、第2試作体のキャピラリーファイバー及び支持構造体の製作を行った。

5.2.1 NiC/Ti スーパーミラーの開発

中性子の分光、偏極素子として、PGなどの結晶モノクロメータが、熱中性子の波長領域で広く使用されている。一方、冷中性子領域では、人工多層膜を応用したモノクロメータが重要な素子となる。また、人工多層膜を応用したスーパーミラーは、従来のニッケル単層膜を用いた中性子導管に置き換えることで中性子強度を約1桁増加させることができる有力な素子である。

これらの多層膜素子の開発の最大の問題点は、膜厚が小さくなることによって界面粗さが増加し、中性子反射率を低下させる点である。これまでにNi/Ti多層膜において酸

化膜を形成することによって、反射率が向上することを確認してきたが、ここでは、Ni層にCを混入させることによって、Niの結晶成長を抑制し界面粗さを低減することを試みた。

多層膜の作成は、イオンビームスパッタリング装置を用いて行った。基板には、表面粗さ2~3 Årmsのシリコンウエハ(100mm×100mm)を使用した。

NiC薄膜をC量をパラメータとして作成し、広角X線回折による結晶構造解析、ESCAによる組成分析及び中性子反射率法による全反射臨界角の測定を行った。Fig.5.2.1にC量をパラメータとした広角X線の回折データを示す。図が示すとおり、C混入量の増加とともに、Ni₃Cの構造を示すピークが現れ、29%付近で最大となる。さらにC量が増加するとこのピーク強度は減少し55%ではほとんど回折を示していない。これは薄膜の結晶構造がアモルファスになっているものと考えられる。

次に、NiC/Ti多層膜を同様にC量をパラメータとして作成し、中性子反射率、TEMによる膜層構造観察等を行い、中性子用の多層膜としてのC量の最適値を求めた。Fig.5.2.2にNiC/Ti多層膜の中性子反射率の1次成分を示す。図に示すように、中性子反射率はC混入量に強く依存しており、29%の時に最大値を示している。このパラメータの変化では、約10%の変動がある。

Fig.5.2.3は、最適C量条件で作成したNiC/Ti多層膜のTEM断面写真と同条件で作成したNi/Ti多層膜のTEM断面写真である。Cの混入によって、界面粗さが小さく膜層の堆積に伴う膜構造の変化もほとんど無くなっていることがわかる。また、Ni層には大きな結晶粒は見られず、Ti同様微結晶を示している。

以上、Ni層へのCの混入により、多層膜界面の粗さが低減され、中性子反射率が向上することが確認された。今後、上記の実験条件をもとに、極短周期モノクロメータ及びスーパーミラーの開発を進めることとしている。

参考文献

- 1) K.Soyama, M.Suzuki, A.Moriai, Y.Kawabata, T.Ebisawa, S.Tasaki, "Characterization of NiC/Ti multilayers", International Symposium on Advance in Neutron Optics and Related Research Facilities in Kumatori, Proceeding (1996)

5.2.2 JRR-3Mスーパーミラー中性子導管の中性子収率解析

JRR-3Mのニッケル中性子導管をスーパーミラー導管に置換する計画を進めている。スーパーミラーはニッケルの全反射臨界角を2~3倍にすることが可能で、中性子導管出口で得られる中性子強度を約1桁増加させることができるほか、より短波長の中性子スペクトルを得ることが可能となる。これにより中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ、即発ガンマ線分析などの分野で、測定時間の短縮及び測定精度の向上が図られるだけでなく、中性子ラジオグラフィによる高速現象の可視化、ビームホールにおける1 Å付近の中性子を用いたアモルファス、複雑液体等の研究が可能となる。

計画は、熱中性子導管(T2:曲率半径3340)をニッケルの2倍の臨界角を有するスーパーミラー導管と全数置換することを検討している。中性子導管の幾何学形状及び曲率半径は既設導管と同じとし、建家、遮蔽体及び実験装置まわりの変更は行わないものと

する。

解析は、原研で開発されたモンテカルロ計算コード NEUGT にスーパーミラーの反射率計算のオプションを付加して使用した。スーパーミラーの有効全反射臨界角を2倍又は3倍とし、中性子反射率をパラメータとして、導管出口での中性子スペクトル等を求めた。

Fig.5.2.4 にスーパーミラー導管 (2Q 及び 3Q) とニッケル導管末端での中性子スペクトルの比較を、Fig.5.2.5 にスーパーミラー導管 (2Q) とニッケル導管末端での中性子スペクトルの比較を、また Table5.2.1 に主要波長での強度の比較を示す。中性子は導管内で多重反射するため、出口中性子強度は中性子反射率に強く依存している。1.2 Å における中性子強度は反射率 0.95 のケースでニッケル導管の約 8 倍に達している。また、全中性子強度はニッケル導管に比べて約 5 倍に達している。一方、特性波長は、ニッケル導管の 1.8 Å に対して 1.2 Å にシフトしており、より短波長領域の中性子が利用可能となっている。

参考文献

日本原子力学会「春の大会」(1996年) 予稿集

Table5.2.1 Comparison on neutron intensity at the end exit of the supermirror guide with various reflectivities.

Fig.5.2.1 High angle x-ray diffraction profiles of the NiC monolayers with $d=1000 \text{ \AA}$, which were deposited with various carbon mixing ratios.

Fig.5.2.2 First bragg reflectivity of the NiC/Ti multilayers with $d=100 \text{ \AA}$, which were deposited with various carbon mixing ratios.

Fig.5.2.3 (a) TEM image of the Ni/Ti multilayer consist of 20 bilayers with $d=100 \text{ \AA}$
(b) TEM image of the NiC/Ti multilayer consist of 20 bilayers with $d=100 \text{ \AA}$

Fig.5.2.4 Neutron spectra at the end exit of the supermirror guide with 2Q and 3Q.

Fig.5.2.5 Neutron spectra at the end exit of the supermirror guide (2Q) with various reflectivity.

Table 5.2.1 Comparison on neutron intensity at the end exit of the supermirror guide with various reflectivities.

中性子強度比較（波長依存）

	1.2Å	2.0Å
ニッケル導管	1.0	1.0
SM導管 (2 Q, R=0.80)	6.2	2.7
(2 Q, R=0.90)	7.3	3.3
(2 Q, R=0.95)	8.0	3.8

中性子強度比較（全中性子束）

	全中性子束
ニッケル導管	1.0
SM導管 (2 Q, R=0.80)	4.0
(2 Q, R=0.90)	4.7
(2 Q, R=0.95)	5.3

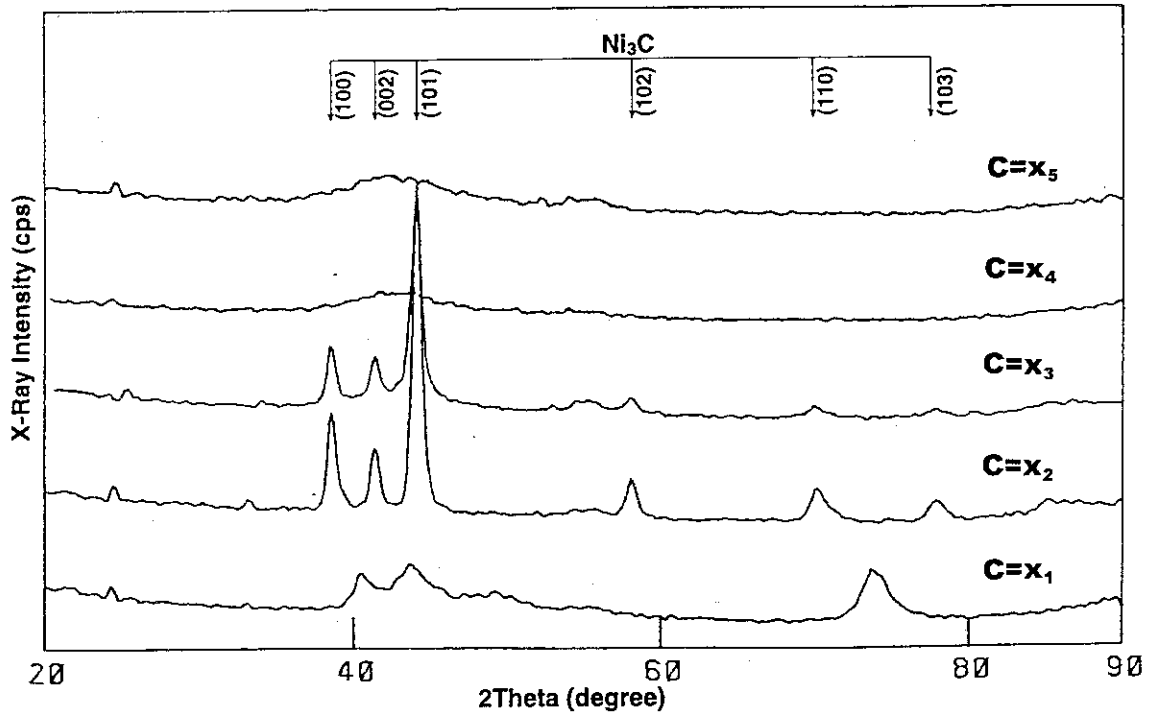


Fig.5.2.1 High angle x-ray diffraction profiles of the NiC monolayers with $d=1000 \text{ \AA}$, which were deposited with various carbon mixing ratios.

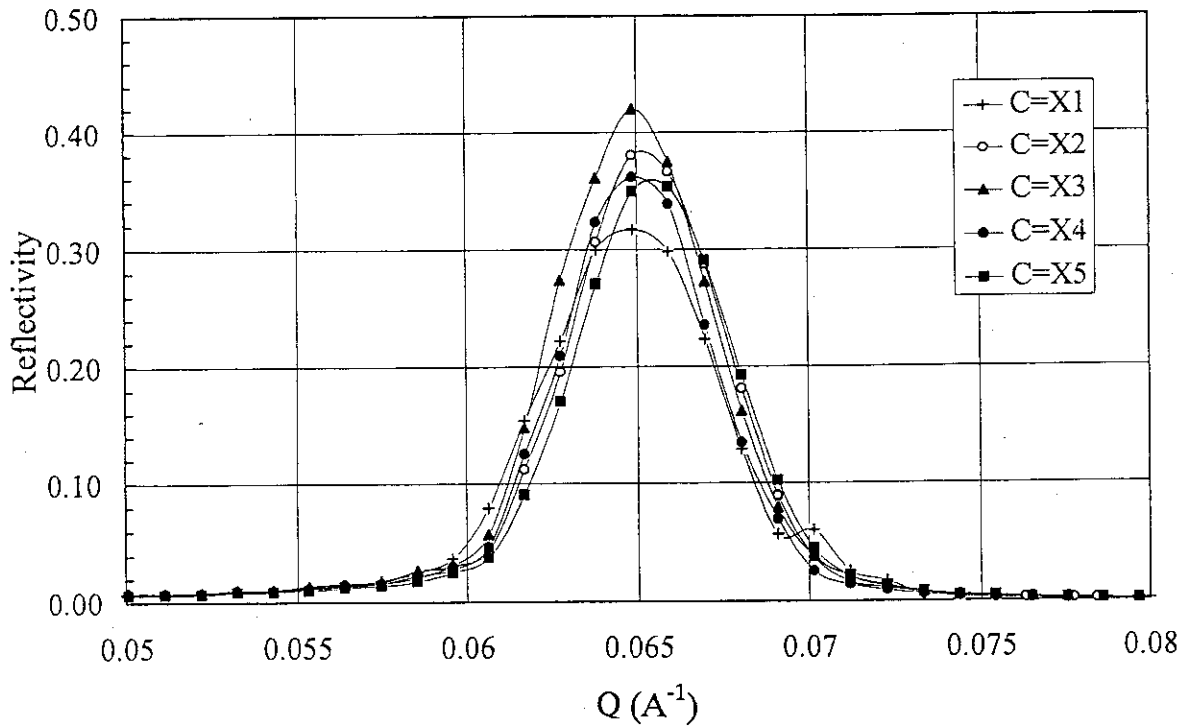


Fig.5.2.2 First bragg reflectivity of the NiC/Ti multilayers with $d=100 \text{ \AA}$, which were deposited with various carbon mixing ratios.

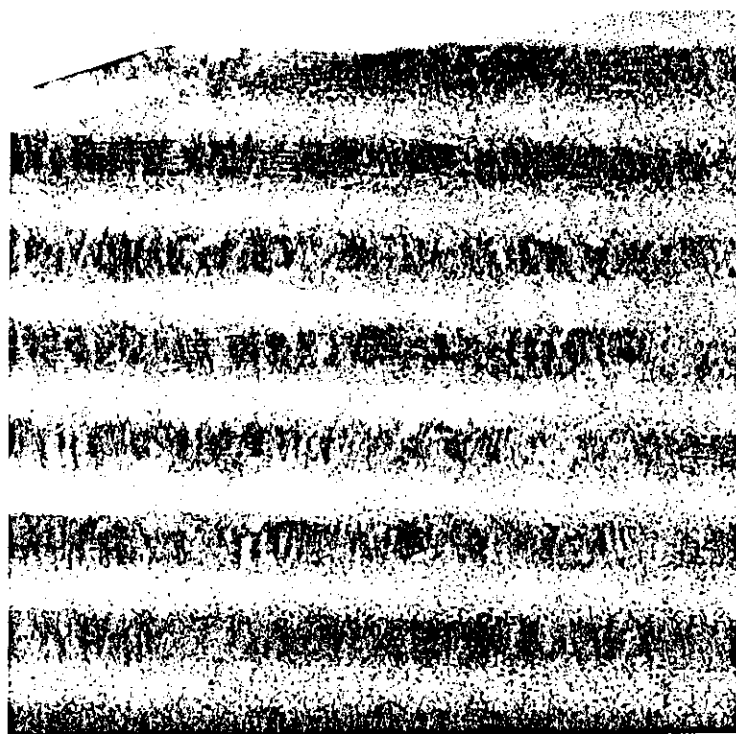


Fig.5.2.3 (a) TEM image of the Ni/Ti multilayer consist of 20 bilayers with $d=100\text{\AA}$

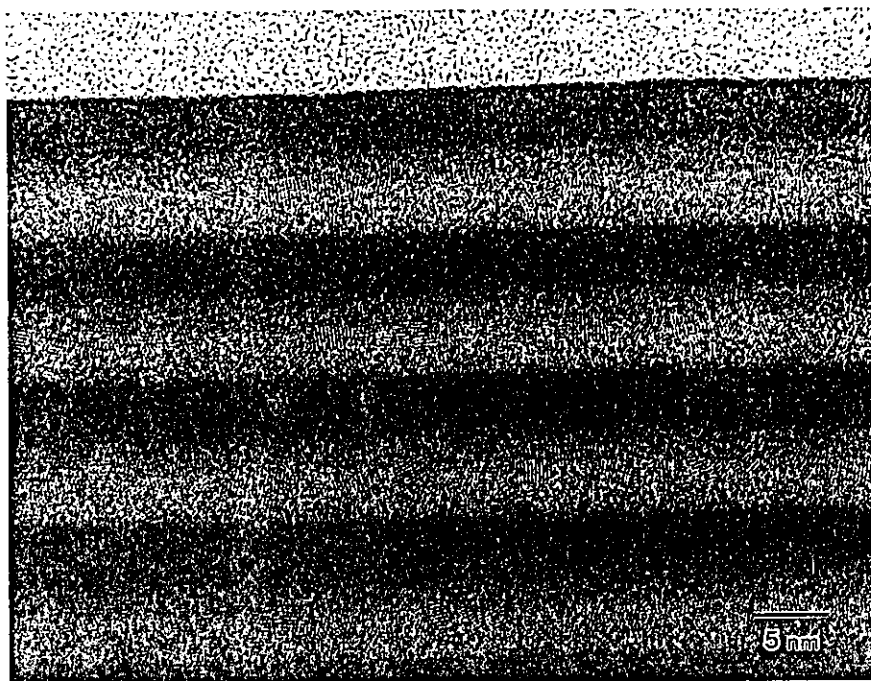


Fig.5.2.3 (b) TEM image of the NiC/Ti multilayer consist of 20 bilayers with $d=100\text{\AA}$

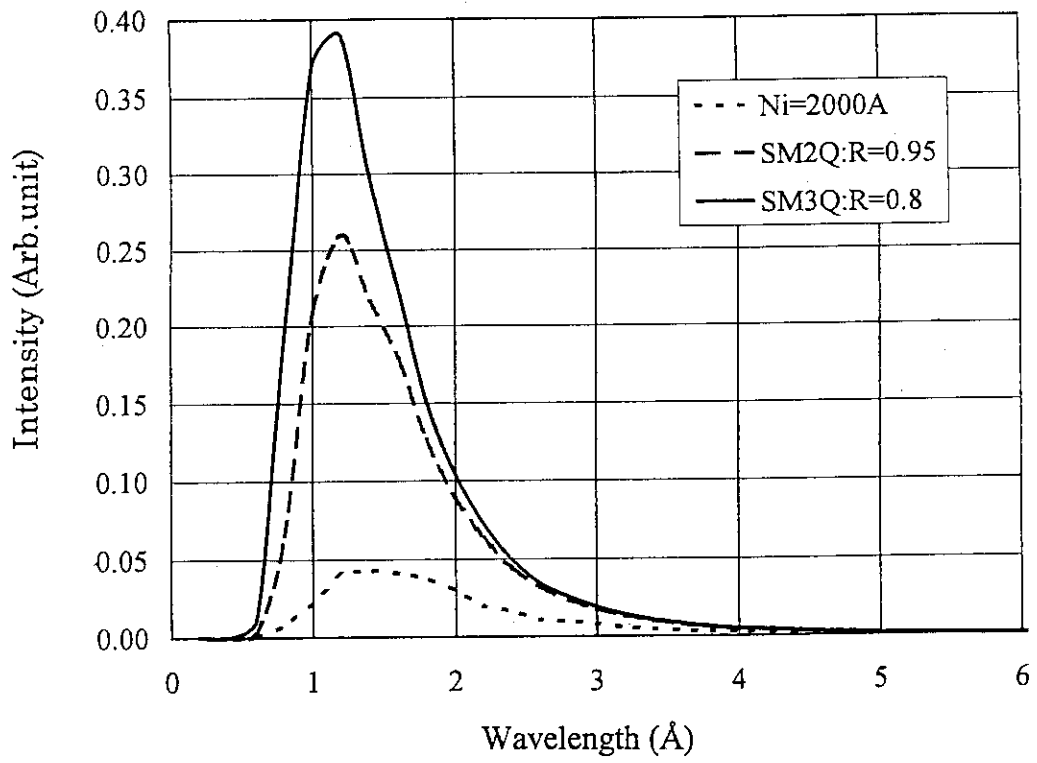


Fig.5.2.4 Neutron spectra at the end exit of the supermirror guides with 2Q and 3Q.

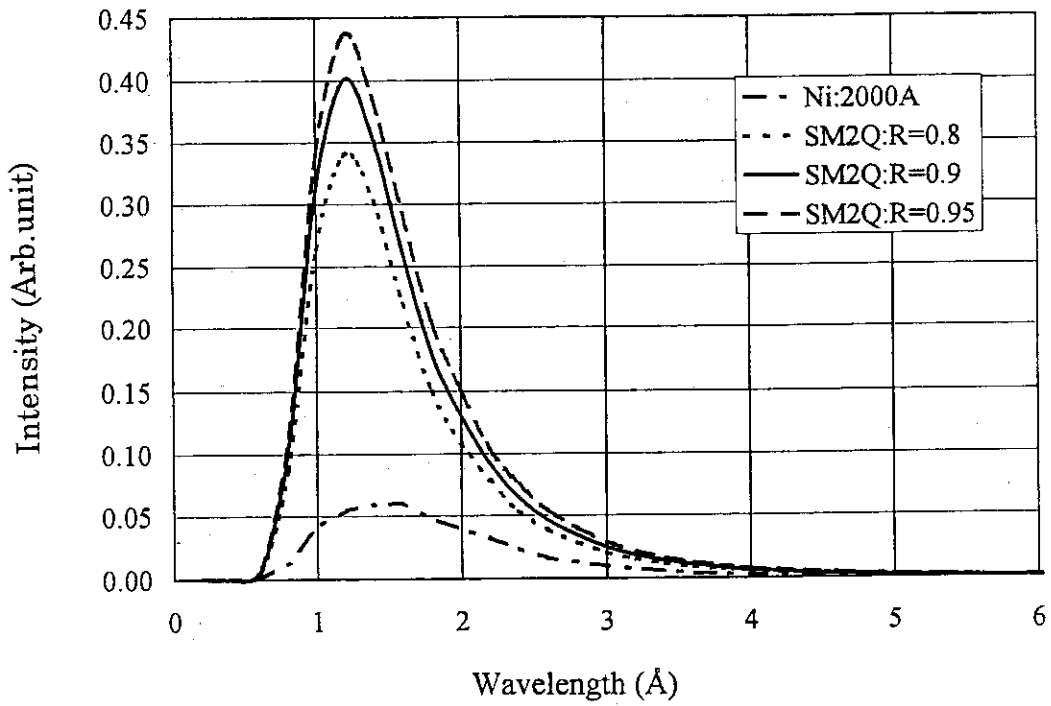


Fig.5.2.5 Neutron spectra at the end exit of the supermirror guides (2Q) with various reflectivity.

5. 3 中性子導管の寿命評価

(1) 概要

JRR-3M中性子導管は金属ニッケルの表面でおこる中性子の全反射を利用してJRR-3で発生する低速中性子を少ない損失で遠方まで導いて、中性子散乱実験等に中性子を供給する目的で、JRR-3の改造にあわせて1990年に設置された。

中性子導管が設置されているJRR-3Mの水平実験孔出口(8T及び9C)の中性子束は $8 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 程度であり長期間の原子炉運転によって照射損傷が進行し、中性子導管の性能が低下したり、主要な材質がガラスであることから破損等の故障の発生が考えられる。中性子導管は、1960年代にMaier-Leibnitzらによって提案された比較的新しい技術であり、その寿命評価等については明確に確立されていないが、最近になって欧米諸国の中性子導管を設置している研究炉から中性子導管の破損等が報告されている。JRR-3M中性子導管は製作から設置まで我が国独自の技術で行われたものであり、その寿命評価は今後の交換計画やより高度な中性子導管の製作に資する意味からも重要である。

設置後6年を経過(熱出力20MWの定格出力運転を21,164時間-1995年末現在-)した中性子導管について中性子反射率や材質の変化等を測定して中性子導管の寿命評価について考察を行った。

(2) 試験の種類

熱中性子導管の先端(試料名「T1」)と2本目(試料名「T2」)の鏡管ユニットを試料として寿命評価のために以下の試験を実施した。

- ①外観観察～「T1」に割れ、シワの発生が認められる。「T2」は異常なし
- ②表面観察～「T1」表面から200 μm 位置に水平方向のクラック
「T2」異常なし
- ③組成変化～ガラス母材のB(n, α)による硼素の減少は顕著に認められない。
- ④中性子反射率～「T1」65～70%に劣化
「T2」95% ほとんど劣化なし
- ⑤発熱測定～20MW運転中もほとんど変化なし

(3) 考察

中性子導管の寿命評価試験で今回採用した2つの試料は、それぞれに際だった特徴を有していて、試験を行うわれわれにとって比較・検討を行うという意味では格好の試料であった。この試料の選定経過について述べると、「T2」については、まさに寿命評価のための試験に供するために予備品と交換したものである。一方、「T1」は、点検中に異常(真空引きが出来ない。目視で割れが観察された。)が発見され、急遽予備品と交換され、われわれの寿命評価の試料として供されたのである。つまり最初からこの2つの試料を選定したわけではなく偶然に格好の試料が、しかもJRR-3M中性子導管の先端と2本目という中性子導管としては過酷な条件下にあったものが提供されたのである。

今回の試験結果で明らかになったことを以下に述べると、

(1) 中性子導管の寿命評価で決定的要素であると考えられていた中性子捕獲による硼素の現象が顕著に見られなかった。特に中性子反射率については「T2」で見られたように $4.5 \times 10^{17} \text{ nvt}$

の中性子照射でもほとんど性能低下が見られなかった。これは上述の中性子照射がニッケル膜面での反射に寄与していて、ガラス母材に $B(n, \alpha)$ を起こさせるような入射が少なかったのが原因と思われる。

(2) γ 線の照射量が「T1」が約 4.2×10^5 Gy であり、「T2」は約 3.6×10^5 Gy であることから、約 4.0×10^5 Gy 程度の照射量以前に交換計画を立てる必要があるのではないか。いずれにせよ鏡管ユニットの寿命に影響を与える要素は γ 線照射によるガラス母材の劣化が大きいように思われる。

(3) 鏡管ユニットを直接真空引きすることは γ 線照射等で劣化したガラスにさらにストレスをかけることになり、割れ等の発生を早めることになると考えられる。このことから、鏡管ユニットを真空容器の中に収納するなどして、鏡管ユニット自身にかかるストレスを緩和する方法などの採用が有効であると考えられる。

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動画処理システムの開発を進めるとともに、高速度撮像システムの開発に着手した。また、夏期にはサイエンスキャンプの一部として実験を担当した。さらに、所内外との協力研究及び民間との共同研究についても積極的に進めた。

5.4.1 高解像度撮像システムの開発¹⁾

前年度製作した冷却型 CCD カメラ用の暗箱を用いて性能試験を実施した。(Fig. 5.4.1 参照) その結果、光学系として f105mm のレンズを使用した場合、画像上の 1 画素の一辺の長さが蛍光コンバータ上の $80 \mu\text{m}$ に相当する高解像度を有する撮像システムが構築できた。さらに、性能試験の結果、CCD チップ冷却による暗電流の低減及び高ダイナミックレンジ並びに CCD チップの飽和電荷量が約 80,000 電子であることが確認された。加えて、画像上に発生する放射線起因のホワイトスポットは、中央値フィルタに改良を加えたインテリジェントフィルタにより効果的に校正できることを実験により確認した。

5.4.2 高解像度用蛍光コンバータの開発²⁾

既存の NE426 相当の蛍光コンバータの解像度は $100 \mu\text{m}$ 程度と推定されている。これに対して上述の高解像度撮像システムの光学系においては、蛍光コンバータ上で 1 画素の一辺に相当する長さが従来の蛍光コンバータの有する解像度を上回る。このため、新たに高解像度化を目指した蛍光コンバータの開発が必要となり、本年度は Table 5.4.1 に示す蛍光コンバータを試作し、塗布量と解像度(表中 E.S.F. として表示)との関係を調べた。その結果、解像度は塗布量との相関が大きく、塗布量を減少させることにより解像度を向上できることが分かった。一方、塗布量の減少は発光量の低下をももたらすため、最適値の決定が重要となる。

5.4.3 動画処理システムの開発

前年度開発した処理システムでは、レーザーディスク上に保存された画像データをデジタル化する際に画像処理装置の自動処理機能を用いてオペレーターの負担を軽減した。本年度は、最終

的に画像処理を行うパーソナルコンピュータ上でレーザーディスクプレーヤーと同期をとりながら画像をデジタル化するシステムを構築した。既設のレーザーディスクプレーヤーはRS232Cを用いて制御可能なことから、パーソナルコンピュータ上の画像処理プログラム上で機能拡張として動作するレーザーディスクプレーヤー制御ソフトを製作、使用することとした。これにより、画像取込前にオフセット、ゲイン、取込枚数等の設定を行った後、画像処理プログラムのスクリプト機能により無人で画像のデジタル化が可能となり、大量の画像データの解析が容易となった。

5.4.4 高速度撮像システムの開発

京都大学との協力研究によりJRR-3M熱中性子ラジオグラフィ装置において毎秒1,000フレームを超える高速度撮像の可能性が示された³⁾のを受けて、JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置高度化の一環として高速度撮像システムの導入を開始した。本年度は、導入する高速度ビデオシステムの仕様検討を原子炉安全工学部熱水力安全研究室と協力して行い、フォトロン製FASTCAM-ultima-UVSを機種選定した。本ビデオシステムは、フルフレームモード時で最高毎秒4,500フレーム、セグメントフレームモード時で最高毎秒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観察のうち、事象の推移が速いものに対して特に有効である。

5.4.5 中性子ラジオグラフィ関連機器の整備等

実験者からの撮影室内実験スペース拡充の要望を受け、熱中性子ラジオグラフィ装置の第2撮影室の高速シャッタを改良し、設置位置を移動するとともに、SIT管カメラのみを用いた実験専用冷却型CCDカメラ用暗箱の架台と入れ替えて使用する架台を製作した。また、高解像度撮像システムの最終目標である3次元CTシステムの完成に向けて、既設のターンテーブル及び暗箱に取り付けて使用する中性子CT用機器を製作した。

5.4.6 サイエンスキャンプ'95

8月28日から30日にかけて東海研で実施されたサイエンスキャンプのうち、「中性子ラジオグラフィによる撮影」を担当し、実験を実施した。実験では、本サイエンスキャンプが高校生、工業高等専門学校生を対象としたものであったことから、X線ラジオグラフィとの比較により中性子ラジオグラフィの特徴を理解できるように工夫した。

5.4.7 協力研究及び共同研究

本年度は、所内の研究室との協力研究、大学との協力研究に加えて民間企業との共同研究を2件行った。Table 5.4.2に協力研究及び共同研究のテーマ及び相手方を示す。協力研究及び共同研究の成果は、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において公刊される予定である。

5.4.8 JRR-3M中性子ラジオグラフィ研究会

前年度に引き続き、東京大学原子力研究総合センターとの共催でJRR-3M中性子ラジオグラフィ研究会を東海研において平成8年3月18日、19日の両日に開催した。本研究会は平成7年

度で第5回となり、所外から32人、所内から29人の参加者があった。その中で、1件の招待講演及び3件の特別講演を含めて合計28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、植物試料への応用等多岐にわたっているのが特徴であり、中性子ラジオグラフィを応用した研究分野の拡がりを示したものであった。

5.4.9 外国人研究者の招へい

平成8年2月26日から3月22日までの間、装置の高度化、応用研究の拡大等中性子ラジオグラフィに関する開発研究の促進に資することを目的として、イタリア ボローニャ大学からピエロキルコ博士を招へいした。招へい期間中にJRR-3M中性子ラジオグラフィ装置を用いた実験として高解像度撮像システムによる金属試料の中性子CTを行った。金属試料には数個の孔が設けられており、孔には軽水と重水が濃度を変えて入れてある。この実験の目的は、中性子CT画像を用いて水素濃度の最小検出限界の関係を求めることである。画像データの処理は、招へい期間内に進められたが、CTの再構成計算は帰国後行われることとなった。

参考文献

- 1) Matsubayashi M., et. al.: Proc. 2nd International Topical Meeting on Neutron Radiography System Design and Characterization, 242 (1995).
- 2) Tsuruno A., et. al.: *ibid*, 288 (1995).
- 3) Hibiki T., et. al.: Nucl. Instrum. Methods, A351, 423 (1994).

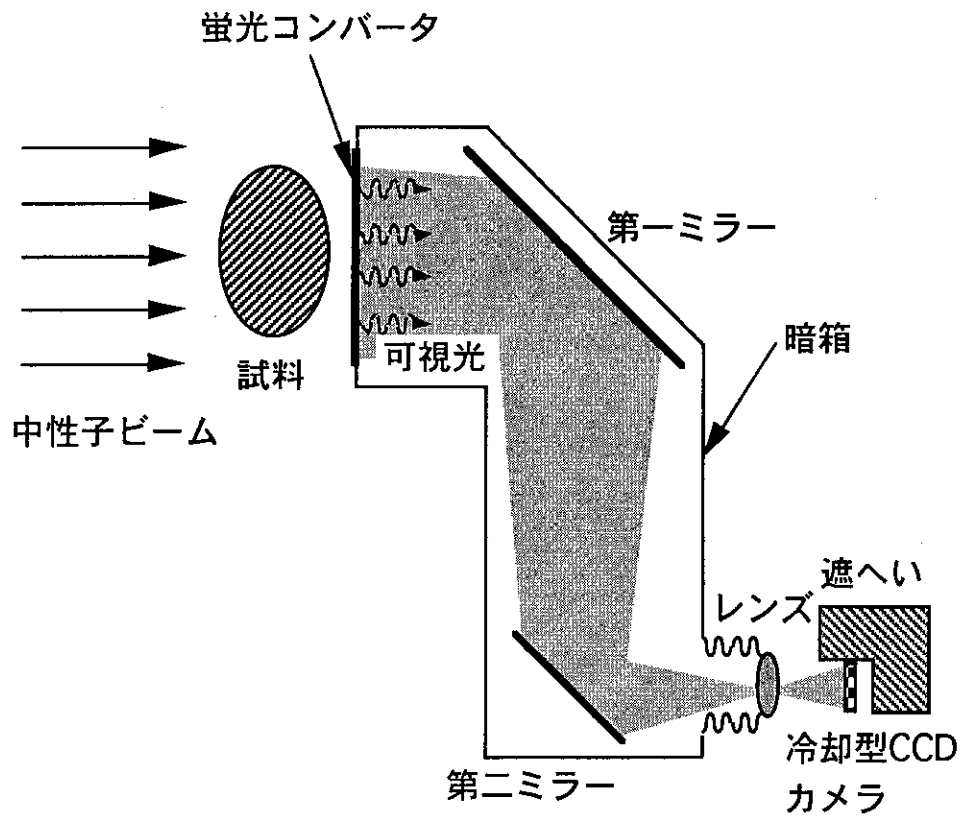


Fig. 5.4.1 High resolution static imaging system

Table 5.4.1 Specification and characteristics of fluorescent converter

名前	${}^6\text{LiF}$ 粒径*	ZnS:Ag 粒径*	塗布量 (mg/cm^2)	E.S.F** (μm)
JN-10	4.0 (μm)	2.7 (μm)	14.7	57
JN-30			31.3	88
JN-50			43.6	85
NRC95***		8.0 (μm)	65	139

*: 平均粒径、**: フィルム法により測定したEdge Spread Function、***: 化成オプトニクス社製の国産NE426相当品

Table 5.4.2 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	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
	NRGによる二相流中の液膜厚さ測定	高温工学部 高温技術開発室
	中性子ラジオグラフィによる重力注水の可視化	原子炉工学部 受動的安全炉研究室
	中性子ラジオグラフィを用いたスパーサーによる液膜減少 の効果観察	原子炉工学部 伝熱流動研究室
	水-液体金属の二相流可視化	原子炉安全工学部 熱水力安全研究室
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MDIPの機能試験	
	JRR-3MのTNRF2を用いた3次元CTに関する研究	
	中性子ラジオグラフィの植物試料への応用	東京大学農学部
	JRR-3M高束熱・冷中性子を用いた高性能中性子ラジオグラ フィ技術の開発(IV)	名古屋大学工学部
	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熱・冷中性子を用いたラジオグラフィ技術の高度化	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(II)	神戸大学工学部
	共同研究テーマ	相手方
	中性子ラジオグラフィによる微細流管内冷媒挙動の検出技 術開発(II)	豊田中央研究所
	中性子ラジオグラフィによる電力ケーブルの劣化挙動検出 技術の開発	昭和電線電纜株式会社

5. 5 JRR-3Mシリサイド炉心設計

5.5.1 概要

平成6年度までは、燃料板枚数が要素当たり21枚、燃料板当たりのウラン量が100g、可燃性毒物として直径0.3mmのカドミウムワイヤを燃料要素当たり21本アルミ側板部に埋め込んだ燃料要素についての計算を行った。この燃料要素を用いて、現行のアルミナイド燃料との混合炉心を経て、シリサイド燃料平衡炉心に至るまでの燃焼特性解析を行った。その結果、このシリサイド燃料は、2サイクル毎の燃料交換でも十分な炉心余剰反応度を維持できることが確認された。また、バッチ交換方式では、同一バッチ内の燃料要素の燃焼度に大きなばらつきが生じること、更に最大燃焼度が現在の制限値である50%を超えてしまうものが多数出ることが明らかとなった。そこで、平成7年度では、燃料仕様と燃料交換方式及び最大燃焼度の制限値に対して再検討を行うこととした。

平成7年度では、前年度までの検討結果を踏まえて、まず、シリサイド燃料炉心への移行の際には、アルミナイド燃料との混合炉心を経ずに、全炉心シリサイド新燃料で炉心を構成することとした。また、核燃料資源の有効利用の観点から、全ての燃料をより無駄無く使用するために、従来のバッチ式の燃料交換方式から、燃料要素の燃焼度を1体毎に管理し、制限値に達したもののみを炉心より取り出す方式に変更するとともに、燃焼度の上限値を50%から60%に引き上げることとした。更に、使用済み燃料の発生をより減少させるために、燃料要素当たりのウラン装荷量を増加させ、その反応度増加分を補償するために可燃性毒物量を増やすこととした。

5.5.2 核設計計算

計算にはSRACコードシステム及び連続エネルギーモンテカルロコード・MVPを用いた。中性子断面積ライブラリにはJENDL-3.2を使用した。また、計算手法についても、更に改良を施し、より精度の高い計算を行った。

燃料仕様の検討項目は、ウラン装荷量と可燃性毒物量である。ウラン装荷量については、燃料芯材中のウラン密度を4.8g/ccに増加させ（前年度の仕様では約4.2g/cc）、これに対して適切な可燃性毒物量を求めることとした。

(1) 計算手法の改良

格子計算は、衝突確率法を用いて燃料板格子及び燃料要素格子の均質化断面積を作成する。格子計算では、可燃性毒物であるカドミウムワイヤの取扱手法について検討、改良を行った。これまでは、カドミウムワイヤと燃料板を別々の計算モデルで取扱っていた。今回は、カドミウムワイヤと燃料板を同時に扱う計算モデルを用いて、格子燃焼計算を行った。この計算は、MVPコードでその妥当性を確認しながら行った。この計算により、燃焼度依存の燃料要素の均質化断面積を作成し、炉心燃焼計算に使用した。

全炉心計算では、炉心構成要素を均質モデル化する際の領域分割を多くし、より詳細な3次元モデルを使用した。また、計算エネルギー群数を3群から8群に増加させた。このことにより、

SRACによる計算値とJRR-3Mのアルミナイド炉心の特性試験データやMVPによる計算値との間にあった差が小さくなり、より計算精度が向上した。ただし、炉心燃焼計算についてはエネルギー群数は3群のまま行い、8群計算との差は、中性子の漏れをバックリングにより強制的に増加させることにより補正した。

(2) 計算結果

燃料芯材中のウラン密度が4.8g/ccとなり、ウラン装荷量が14%程度増加した。これに伴い炉心過剰反応度が増加するため、昨年度までの仕様である、直径0.3mm、要素当たり21本のカドミウムワイヤでは十分な過剰反応度抑制効果が得られないことが分かった。そこで、カドミウムワイヤの仕様を検討した結果、直径0.4mmのものを要素当たり42本とすることで十分な過剰反応度抑制効果を持ち、最も過剰反応度が大きくなる炉心でも1% $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕（最大反応度値を持つ制御棒1本が炉心に未挿入状態）が得られることが分かった。

炉心燃焼計算により得られた炉心の過剰反応度変化（実効増倍率変化）をFig. 5.5.1に示す。初装荷炉心より運転を開始し、当初は過剰反応度が低下していくがやがて上昇に転じ、第5サイクル（26日間の運転を1サイクルとする）で最も過剰反応度が高くなる。その後過剰反応度は再び低下して行く。燃料交換は各サイクルの終了時点で、要素平均燃焼度が50%を超えたものに対して行うこととした。最初の燃料交換が行われるのは第10サイクル終了時となった。

炉心の核特性値は、初装荷炉心、過剰反応度最大炉心（第5サイクル時）、過剰反応度最小炉心（第11サイクル時）、平衡炉心について算出した。平衡炉心は、第30サイクルから第44サイクルまでの炉心の炉内全核種について、その存在量の平均値を算出し、この得られた平均的な炉心組成を持つ炉心として定義した。各炉心の主要な核特性値をTable 5.5.1に示す。

5.5.3 評価

炉心燃焼計算の結果、過剰反応度は、初装荷炉心で約18% $\Delta k/k$ 、過剰反応度最大炉心で約20% $\Delta k/k$ 、平衡炉心で約9% $\Delta k/k$ となった。JRR-3Mシリサイド炉心の制御系は、全運転サイクルを通して過剰反応度を十分に制御できる能力を有することが分かった。

炉心の核的ピーキングファクタは、燃料交換時にシャッフリングを行わなくても、制限値以下となることが分かった。

反応度係数は、減速材温度、減速材密度、燃料温度のいずれの係数も考えられる運転範囲で負の値をとり、原子炉が固有の安全性を持っていることが示された。

燃料消費量は、14から15サイクルで標準型燃料要素26体を消費する。これは現在の約1/2の消費量であり、使用済み燃料の発生量を大幅に低減できることが分かった。

最大熱中性子束は、炉心内ではウランの装荷量がアルミナイド炉心よりも増加したために、アルミナイド炉心に比べて低い値となっている。しかしながら、重水反射体領域では、アルミナイド炉心と同レベルの 2.7×10^{14} (n/cm²s) という値が得られ、ビーム利用には影響を与えないことが分かった。

以上の結果、ウラン密度が4.8g/cc、可燃性毒物として直径0.4mmのカドミウムワイヤを要素当たり21本使用した標準型燃料要素を使用したJRR-3Mシリサイド炉心は、その安全性が十分に示され、また、使用済み燃料要素の発生量を抑えることが可能で、熱中性子束の観点からは従来通りの炉心性能を維持していることが明らかとなった。

Table 5.5.1 Principal Neutronic Parameters

最大過剰反応度		
	初装荷炉心	約 18 % $\Delta k/k$
	過剰反応度最大炉心	約 20 % $\Delta k/k$
	平衡炉心	約 9 % $\Delta k/k$
制御棒反応度		
全制御棒価値		
	初装荷炉心	約 27 % $\Delta k/k$
	過剰反応度最大炉心	約 28 % $\Delta k/k$
	平衡炉心	約 31 % $\Delta k/k$
粗調整棒価値		
	初装荷炉心	約 5 % $\Delta k/k/rod$
	過剰反応度最大炉心	約 4 % $\Delta k/k/rod$
	平衡炉心	約 4 % $\Delta k/k/rod$
微調整棒価値		
	初装荷炉心	約 4 % $\Delta k/k/rod$
	過剰反応度最大炉心	約 4 % $\Delta k/k/rod$
	平衡炉心	約 4 % $\Delta k/k/rod$
炉停止余裕		
	初装荷炉心	約 13 % $\Delta k/k$
	過剰反応度最大炉心	約 13 % $\Delta k/k$
	平衡炉心	約 22 % $\Delta k/k$
ワンロッドスタックマージン		
	初装荷炉心	約 4 % $\Delta k/k$
	過剰反応度最大炉心	約 3 % $\Delta k/k$
	平衡炉心	約 11 % $\Delta k/k$

Table 5.5.1 Principal Neutronic Parameters (continued)

反応度係数		
減速材温度係数	(0°C~200°C)	
	初装荷炉心	$(-2.3 \sim -4.2) \times 10^{-2} \% \Delta k/k / ^\circ C$
	過剰反応度最小炉心	$(-2.1 \sim -3.2) \times 10^{-2} \% \Delta k/k / ^\circ C$
	平衡炉心	$(-2.3 \sim -3.5) \times 10^{-2} \% \Delta k/k / ^\circ C$
減速材ボイド係数	(0%~50%)	
	初装荷炉心	$(-4.1 \sim -7.0) \times 10^{-1} \% \Delta k/k / \% \text{void}$
	過剰反応度最小炉心	$(-2.7 \sim -4.8) \times 10^{-1} \% \Delta k/k / \% \text{void}$
	平衡炉心	$(-2.9 \sim -5.1) \times 10^{-1} \% \Delta k/k / \% \text{void}$
燃料温度係数	(0°C~200°C)	
	初装荷炉心	$(-3.4 \sim -1.8) \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$
	過剰反応度最小炉心	$(-3.0 \sim -2.2) \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$
	平衡炉心	$(-2.5 \sim -2.3) \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$
即発中性子平均寿命		
	初装荷炉心	約 1.5×10^{-4} s
	過剰反応度最小炉心	約 1.6×10^{-4} s
	平衡炉心	約 1.5×10^{-4} s
遅発中性子放出割合		
	初装荷炉心	約 7.2×10^{-3}
	過剰反応度最小炉心	約 6.6×10^{-3}
	平衡炉心	約 6.8×10^{-3}

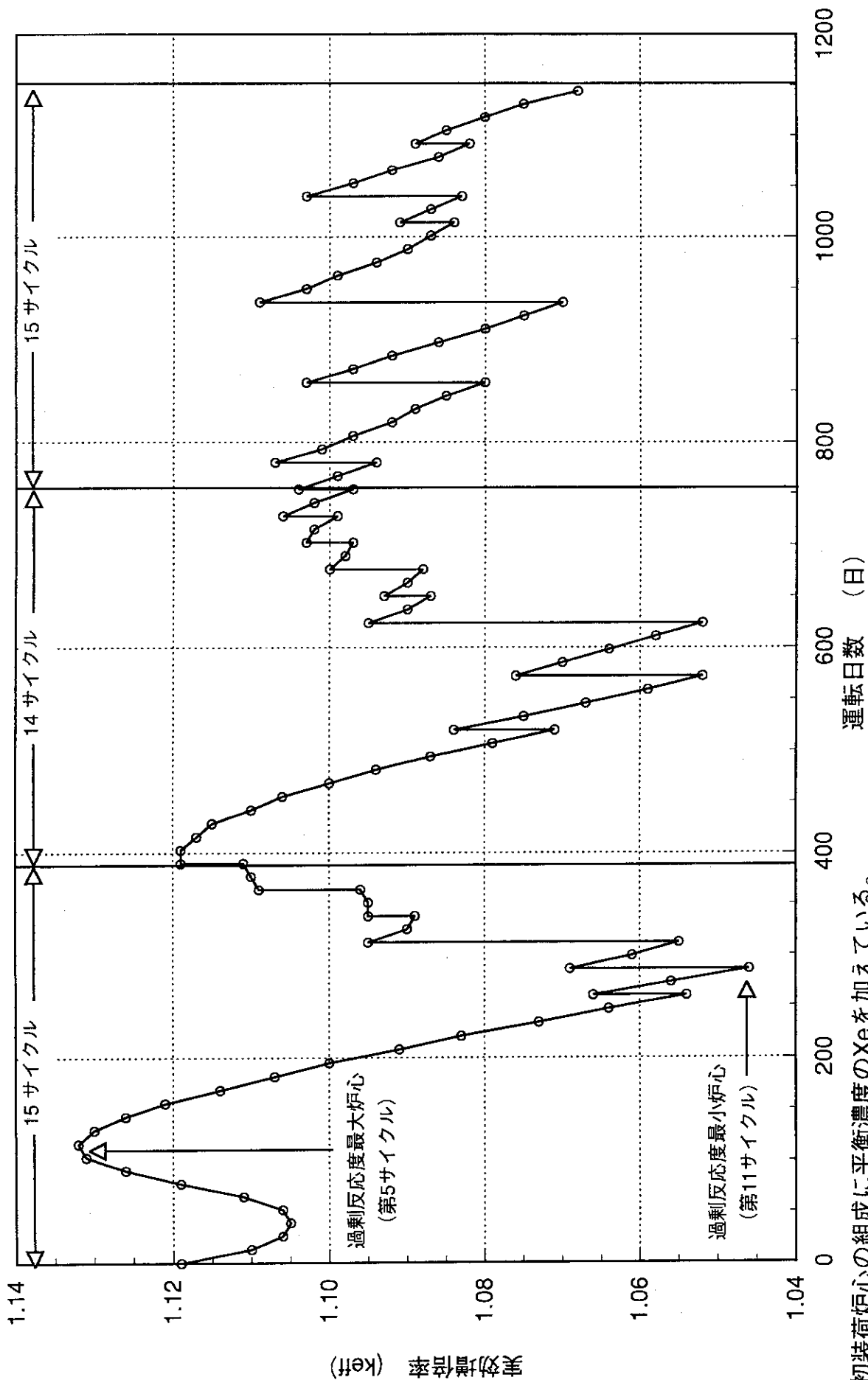


Fig. 5.5.1 Change of Effective Multiplication Factor to the Burnup

6. 主な技術的事項

Technical Topics

6. 1 原子炉施設及び機器

6.1.1 研究炉の耐震性のレビュー

(1) はじめに

研究炉の原子炉施設では、平成7年兵庫県南部地震の発生に鑑み、原子炉施設の安全性の確保に万全を期すという観点から最近の知見を反映して基準地震動の見直しを図り、その地震力に対する原子炉施設の耐震性評価を行うこととした。

原子炉施設の耐震安全性を確保するためには、安全上重要な施設が想定されるいかなる地震力に対しても、これが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有することが重要である。

このため、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会）（以下、「耐震審査指針」という）を参考とし、新たに策定した設計用基準地震動 S_2 において、原子炉の停止を確保するとともに、炉心の冷却を確保するために、適切な期間、炉心の冠水の維持が確保されることを確認するため研究炉としては建設部の協力のもとに、原子炉の停止機能、冠水維持機能及び支持機能等を確保する関連する原子炉建家の耐震性について次の評価を行った。

(2) 基準地震動

基準地震動は、新たに策定した設計用基準地震動 S_2 を用いた。

① 設計用限界地震

基準地震動 S_2 をもたらす地震であり、敷地周辺の活断層の性質及び地震地体構造に基づき工学的見地から検討を加えて選定した。なお、基準地震動 S_2 には直下地震によるものも考慮した。

- | | | |
|-----------|--------------------------------|--------------|
| 1) 活断層 | : 綾瀬川断層〔埼玉県〕 (M=7.4、震央距離104km) | [S_2 - 1] |
| | : 海域の断層 (M=7.3、震央距離 83km) | [S_2 - 2] |
| | (M=6.3、震央距離 37km) | [S_2 - 3] |
| 2) 地震地体構造 | : (M=7.75、震央距離 35km) | [S_2 - 4] |
| 3) 直下地震 | : (M=6.5、震源距離 10km) | [S_2 - 5] |

基準地震動策定において考慮した地震の応答スペクトルをFig.6.1.1、模擬地震波の特性をTable.6.1.1、模擬地震波の加速度波形及び加速度応答スペクトルをFig.6.1.2に示

Table 6.1.1 Characteristics of Basic Design Earthquake Ground Motion

基準地震動 S_2 用	最大速度振幅	17.8	cm/s
	最大加速度振幅	386	gal
模擬地震波 S_2	継続時間	43.2	s

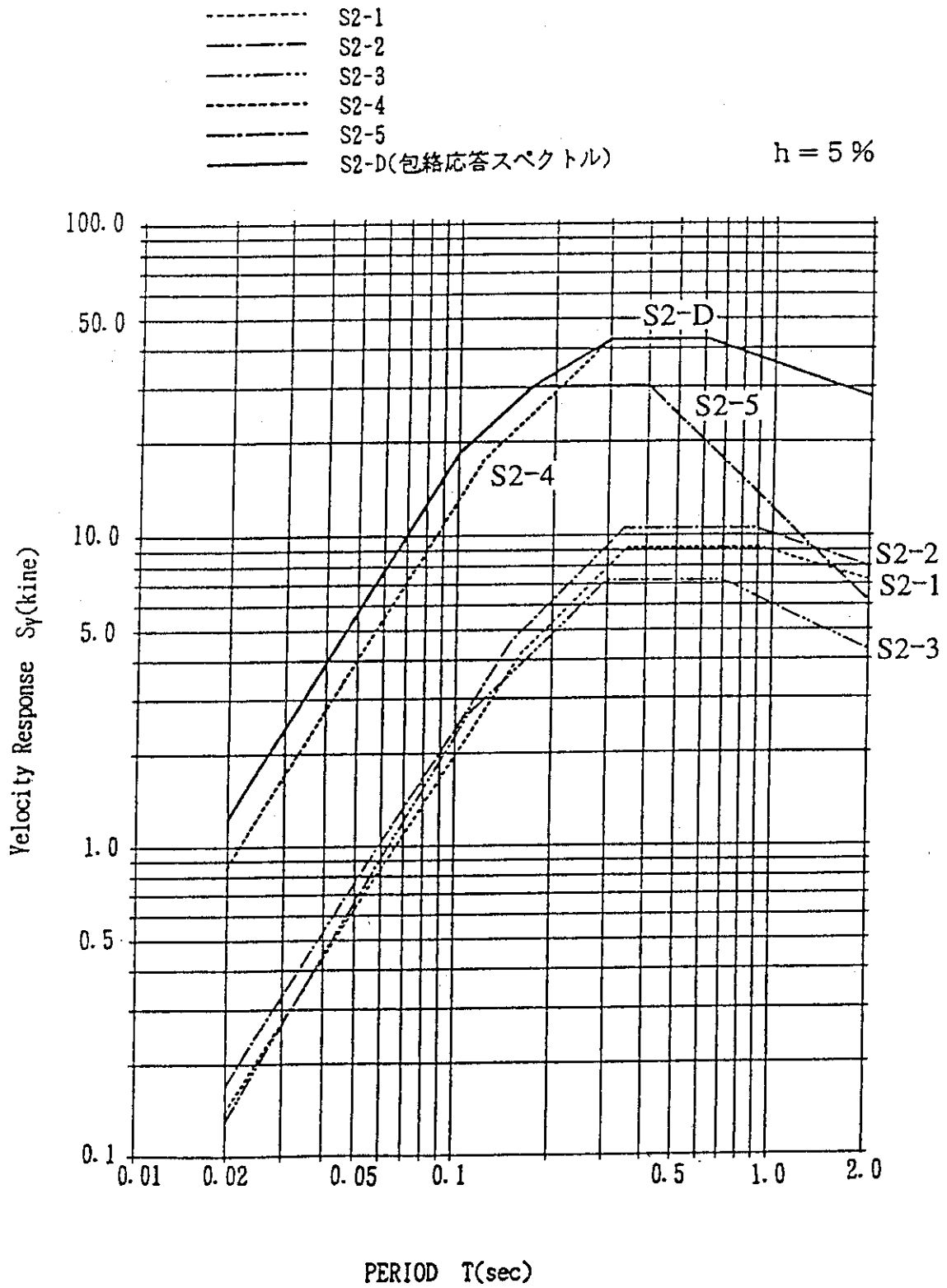
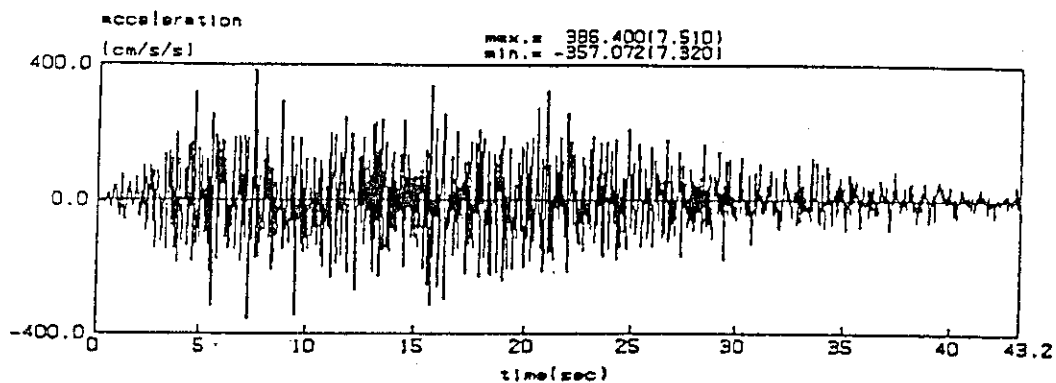
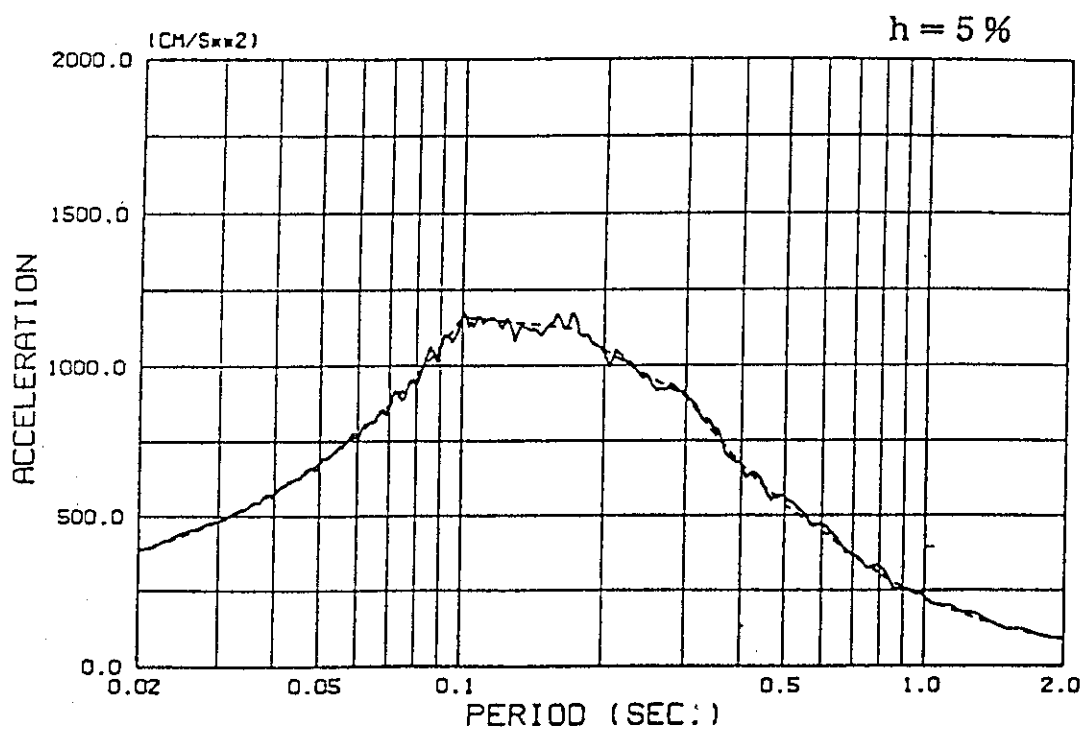


Fig. 6.1.1 Response Spectra



加速度波形



加速度応答スペクトル

Fig. 6.1.2 Acceleration Curve and Acceleration Response Spectrum

(3) 対象機器

研究炉は、JRR-2、JRR-3及びJRR-4の3つの原子炉施設があり、各々原子炉の形式及び出力等が異なるために、評価対象の項目毎に対象機器を示す。

対象項目としては、「耐震審査指針」を参考とし、新たに策定した設計用基準地震動 S_2 において、原子炉の停止を確保するとともに、炉心の冷却を確保するために、適切な期間、炉心の冠水の維持が確保されることを確認するため、原子炉の停止機能、冠水維持機能及び建家の機能維持の3つの項目に分類した。

また、上記に該当する各炉の機器については、Fig. 6.1.3 からFig. 6.1.5 に示す。

(1) 原子炉停止機能

- ① JRR-2 及び JRR-4 : 制御棒駆動機構
- ② JRR-3 : 制御棒案内管及び制御棒駆動機構

(2) 冠水維持

- ① JRR-2 : 原子炉本体、1次冷却系
- ② JRR-3 及び JRR-4 : 原子炉プール

(3) 建屋の機能維持

- ① JRR-2 : 原子炉建家及び原子炉本体
- ② JRR-3 及び JRR-4 : 原子炉建家

(4) 評価結果

各々の原子炉施設毎の評価対象機器についてTable. 6.1.2 からTable. 6.1.4 表に評価結果を示す。評価結果からわかるように、適切と考えられる設計要限界地震による地震力に対しても問題となる応力は発生せず全て許容応力以下であることを確認した。

さらに、原子炉停止機能の観点から制御棒の挿入性についても適切と考えられる設計要限界地震による地震力に対しても炉心に挿入できることを確認している。

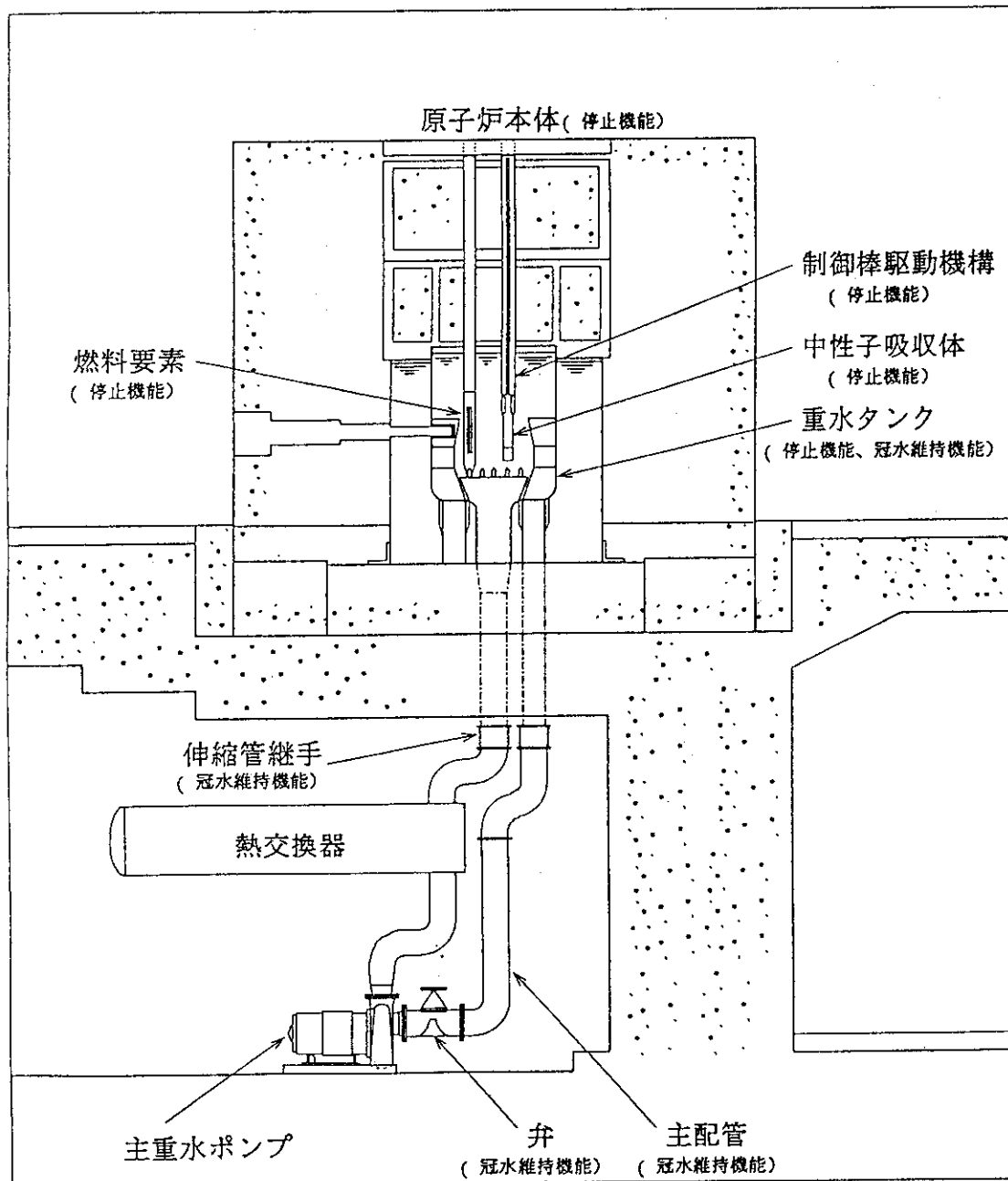


Fig. 6.1.3 Equipment and Functions for Aseismic Evaluation of JRR-2

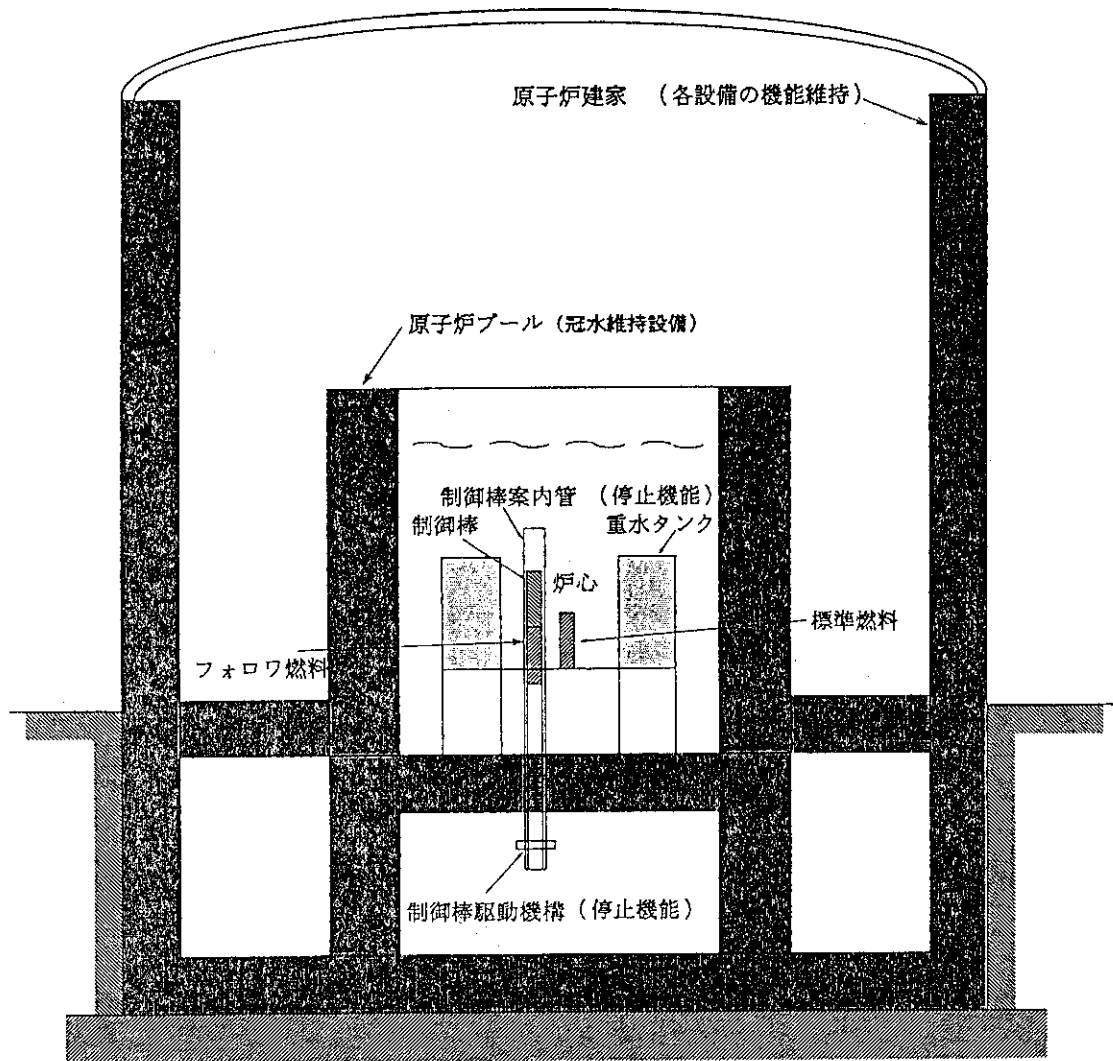


Fig. 6.1.4 Equipment and Functions for Aseismic Evaluation of JRR-3

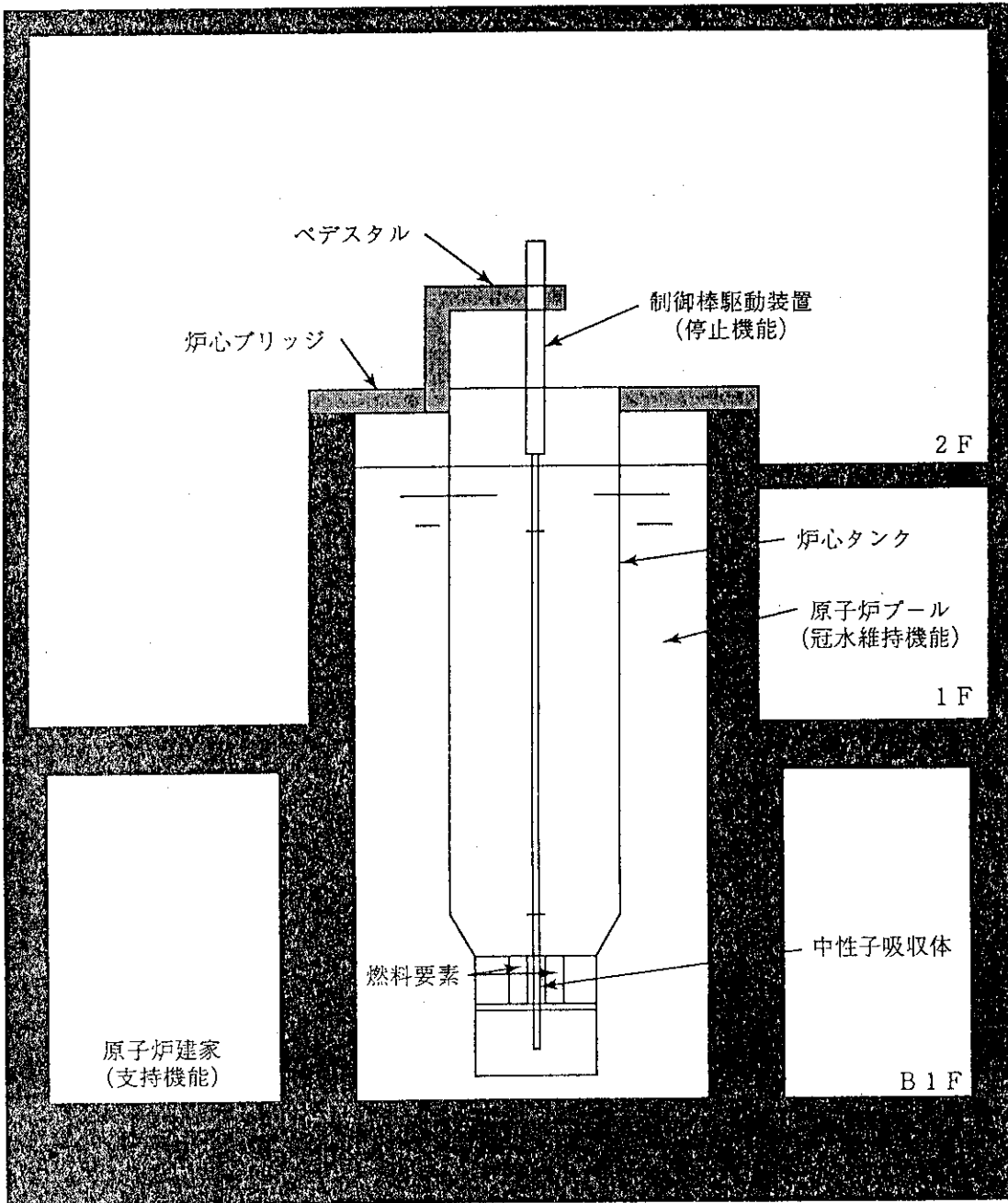


Fig. 6.1.5 Equipment and Functions for Aseismic Evaluation of JRR-4

Table 6.1.2 Earthquake Resistance of JRR-2

検討項目	機器種別 ^{(*)1}	主要材料	設置温度	応力評価	S ₂ 地震での最大算出応力	許容応力状態 IVAS ^{(*)2}	許容応力	備考
停止機能	制御種機器	AG601-T6	56°C	組合せ	0.5 kg/mm ²	1.5ft*	18.4 kg/mm ²	
	燃料要素	SUS304	56°C	組合せ	0.3 kg/mm ²	1.5ft*	25.2 kg/mm ²	
冠外継ぎ機能	重水タンク	AG601-T6	56°C	組合せ	0.3 kg/mm ²	1.5ft*	18.4 kg/mm ²	
	配管	AG601-T6	56°C	1次一般部応力	1.3 kg/mm ²	0.6Su	17.2 kg/mm ²	
		AG601-T6	56°C	1次応力	0.3 kg/mm ²	0.9Su	27.0 kg/mm ²	
		SUS304	56°C	1次+2次	5.7 kg/mm ²	2Sy	48.4 kg/mm ²	
弁	SUS304	56°C	1次応力	1.7 kg/mm ²	0.9Su	42.75 kg/mm ²		
			1次+2次	2.4 kg/mm ²	2Sy	37.4 kg/mm ²		
伸縮管継手	第3種弁相当	SCS13	56°C	1次応力	1.6 kg/mm ²	Sy	16.9 kg/mm ²	
				1次応力	0.02 kg/mm ²	2Sy	37.4 kg/mm ²	
支持機能	原子炉建家	鉄筋コンクリート	—	せん断ひずみ	0.85×10 ⁻⁴		2.00×10 ⁻³	
	原子炉本体	鉄筋コンクリート	—	水平耐力	保有水平耐力 > 必要保有水平耐力		2.00×10 ⁻³	

*1: 「試験研究用原子炉」に関する構造等の技術基準を参考とした機器種別を示す。
 *2: 「原子炉建家の地震対策技術設計」許容応力編(JEAC 4001-補)による応力区別を示す。
 アルミニウム材については、「試験研究用原子炉建設に関する構造等の技術基準」(参照)

Earthquake Resistance of JRR-3

Table. 6.1.3

機能	検討項目	機器種別(※1)	主要材料	設置温度	応力評価	S ₂ 地震での最大算出応力	許容応力状態 IVAS(※2)	許容応力	備考
停止機能	制御棒案内管	第3種支持構造物	A6063T-T 6	100 °C	組合せ	0.5 kg/mm ²	1.5ft*	11.6 kg/mm ²	
						0.5 kg/mm ²			
	制御棒駆動機構	着座空洞	第3種容器	SUS304L	43 °C	1次一般構造力	2.2 kg/mm ²	0.6Su	29.1 kg/mm ²
1次+2次						1.5 kg/mm ²	2Sy	35.6 kg/mm ²	
カラム案内管(密接)		1次一般構造力	5.6 kg/mm ²	0.6Su	29.1 kg/mm ²				
		1次+2次	7.2 kg/mm ²	2Sy	35.6 kg/mm ²				
		1次一般構造力	5.0 kg/mm ²	0.6Su	29.1 kg/mm ²				
冠水格納槽	標準継ぎ要素	第3種支持構造物	SUS304	40 °C	引張	6.0 kg/mm ²	2Sy	35.6 kg/mm ²	
					組合せ	1.1 kg/mm ²	1.5ft*	25.2 kg/mm ²	
支持機能	原子炉建家	—	A6061	100 °C	組合せ	0.5 kg/mm ²	—	5.6 kg/mm ²	
						設計応力比>>必要応力比(※3)	—	—	
			鉄筋カケ	—	配筋				
			鉄筋カケ	—	せん断心ずみ	0.90×10 ⁻⁴		2.00×10 ⁻³	
				—	水平耐力	保有水平耐力>>必要保有水平耐力			

*1: 試験用原子炉に関する構等の技術基準を参考にしした機器動を示す
 *2: 原子炉建家耐震設計指針(許容応力編) (JNAG 4601-補1)による応力区別を示す
 *3: アルミニウム材については、試験用原子炉が耐震設計する構等の技術基準(参照)
 $At : 鉄筋の断面積(cm^2)$
 $b : 単立幅$
 $D : 壁厚$
 必要応力比: At / b

Table. 6.1.4 Earthquake Resistance of JRR-4

検討項目	機器種別 (*1)	主要材料	器温度	応力評価	S ₂ 地震での最大算出応力	許容応力状態 IV _A S (*2)	許容応力	備考
停止機能	制御機器装置	SUS304	60°C	組合せ	8.7 kg/mm ²	1.5ft*	25.2 kg/mm ²	
			75°C	組合せ	16.8 kg/mm ²	1.5ft*	25.2 kg/mm ²	
冠水維持機能	炉心タンク	A5062P	60°C	組合せ	3.3 kg/mm ²	1.5ft*	7.08 kg/mm ²	
			—	鉄筋量	配筋の必要鉄筋比 > 必要鉄筋比 (*3)			
支保機能	原子炉アール壁	鉄筋コンクリート	—	せん断ひずみ	0.94 × 10 ⁻⁴		2.00 × 10 ⁻³ (*4)	
			—	水平耐力	保有水平耐力 > 必要保有水平耐力			

- *1: 試験研究用原子炉に関する構造等の技術標準を参考とした機器制を示す
- *2: 原子力発電所地震時技術標準「許容応力状態」(JRWG 4601-補)による応力反別を示す
- *3: アルミニウム材については、試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術標準(参照)を参考とし、必要鉄筋比: At/b 鉄筋の断面積 (cm²)
 At : 鉄筋の断面積 (cm²)
 b : 単片幅
- *4: 鉄筋コンクリートアール壁の形状に対する許容限界の目安値

6. 1. 2 JRR-4 No. 2プール健全性確認検査

(1) 概要

No. 2プールは、建設時(1963年)から約33年が経過しており、JRR-4の改造を控えて、現時点においてアルミニウム製プールライニングの入念な検査を行い、今後の使用に耐える健全性を確認する作業を実施した。また、同プール内に設けられているピットの上部グレーチングの枠の部分には腐食生成物が発生しており、これがプールライニングの腐食を促進する原因になることが懸念されたため、これを取り除く作業を併せて実施した。なお、検査は非破壊検査技術を有する日立造船㈱に委託し、平成8年3月に実施した。

(2) 作業の内容

1) 検査前準備

検査前準備として、プール内の物品移動、洗浄、清掃を行った。

No. 2プールを完全排水した後、高圧ジェット洗浄機(k-180)を用いたジェット洗浄(洗浄機水圧は $100\text{kg/cm}^2 \sim 180\text{kg/cm}^2$ の範囲で調整)及びウエスによる拭き取りを実施した。ジェット洗浄及び拭き取り作業は、振れ止め用の支脚及びロープをつけたゴンドラを用いて実施した。

ピット上部の枠を取り外したところ、多量のスラッジ等が堆積していたため、それを除去後スコッチブライト等により研磨、清掃を実施した。また取り外した枠についても同様の研磨、清掃を実施した。

2) プール内ピット上部グレーチングの枠部の研磨・清掃

上部グレーチング枠(ステンレス鋼)を取り外し、ステンレス枠及び枠を外した後のアルミニウム底板ライニング面の研磨・清掃を実施した。枠部の腐食部の研磨は、ディスクグラインダーを用いた。

3) 健全性確認検査作業

プール健全性確認検査に当たっては、プールの下から届く部分はプール底部にコンパネ板を敷き、移動式足場を使用して、又残りの部分は、上記のゴンドラを使用して行った。

① 外観検査

No. 2プール内の全面(ゲートを含む)について以下の方針で実施した。

- 1) 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、かき傷等の表面欠陥を検出する。
- 2) 打痕等の単発欠陥は、深さ1mm以上、引き傷等の長さを持つ欠陥については、深さ0.3mm以上の欠陥について記録し、その位置、形状、寸法を記録の上写真撮影を行う。
- 3) ピット枠については、30mm厚さの板材を使用しているため、顕著な腐食箇所のみを記録する。

② 超音波厚さ測定

ゲート部を除くNo. 2プール内の全ライニング、後付け当板、ガンマファシリ

ティー（照射用孔）について超音波パルス反射法（JIS Z 2355-1994）による厚さ測定を以下の方針で行った。

- 1) 測定器は、DM4 DL(日本ケイコクマ- (株) 製接触子 FH2E(8MHz))を使用し、その校正はプール北側の使用済み燃料セット位置の板の厚さをノギスで実測し、その値を用いて行う。
- 2) ライニング板中心部に直行する2方向にケガキ線を入れ、その位置について走査し、板厚の最低値及びその位置をそれぞれ記録する。但し、板厚に顕著な差が認められない場合は位置の記録は行わず、板厚の範囲のみを記録する。
- 3) ガンマファシリティの部分は円周及び直行する2方向について走査し、最低値及びその位置を記録する。
- 4) 後付け当板については、溶接部近傍の裏面腐食の有無について確認する。

③ 浸透探傷試験

ゲート部を除く No. 2 プール内の全溶接線について「浸透探傷試験方法及び浸透指示模様の分類(JIS Z 2343-1992)」に従って、溶剤除去性染色浸透探傷試験速乾式現像法を採用して行った。処理剤は、浸透液が R-1A(NT)Special 栄進化学(株)、現像液が R-1SD(NT)Special 同(株)、洗浄液が R-1M(NT)Special 同(株)を用いた。検査は、ハケ塗り、浸透時間20分、現像時間7分、検査範囲止端部から10mmを含む溶接部として行った。

④ 真空漏洩検査

上記の検査から、割れ及びピンホール等で貫通の恐れがあると思われる箇所について、「発泡漏れ試験方法(JIS Z 2329-1991)」に従って行った。

⑤ 傷の深さ測定

外観検査、超音波検査及び浸透試験で異常が認められた箇所のうち、代表的箇所を抜き取り、研削、及びディプスゲージで深さの測定を行う。

(3) 結果

1) 外観検査

アルミニウムライニングの側板、底板、ピット部及びゲート部について、外観検査の結果一覧を Table 6.1.5 及び Fig. 6.1.6、Fig. 6.1.7 に示す。

側板については、建設時の治具跡処理不良、打痕、引掻き傷によるものが大半を占めた。欠陥の最大深さは1.8mmであった。また後付け当板のタック溶接部（仮止め溶接）に割れが3箇所発見されたが溶接金属中に割れは留まっており、本体に進行している様子はなかった。底板については、打痕が大半をしめており、最大深さは2.6mmであった。ピット内においては、腐食が発生しており、腐食部には酸化アルミニウムと思われるものが強固に付着していたため、バフにて除去した後外観検査を実施した。腐食の最大深さは2.0mmであった。ピットの枠部については枠との隙間にスラッジが多く堆積しており、隙間腐食による孔食が多数発生していた。最大孔食深さは5.1mmであった。ゲートパネル裏面については、No. 1 プールからの漏れ箇所が5箇所確

認された。

2) 超音波厚さ測定

ライニング、後付け当板、ガンマファシリティについて、超音波厚さ測定の結果一覧をFig.6.1.8及びFig.6.1.9に示す。側板については、東側板（北中央パネル）において最小厚さ8.7mmを検出した。後付け当板の近傍については、ゲート脇の振動防止装置用の当板近傍（東側）にて最小厚さ6.5mmを検出した。

3) 深傷試験

アルミニウムライニングの全溶接線について、浸透探傷を実施した結果、側板溶接継ぎ手、タック溶接部及び側板付配管溶接部に割れ又は、線状指示模様及び円状指示模様が多数検出された。東西の側板縦継ぎ手部分には、建設時に発生したと思われる多数の線状指示模様が検出された。単独指示模様の最大長さは75mm（東側板部）であった。

4) 真空漏洩検査

浸透深傷試験の結果、欠陥指示模様が検出された箇所を中心に、真空漏洩検査を実施したが、漏洩の確認はなかった。

5) 傷の深さの評価

外観検査、超音波厚さ測定及び浸透深傷試験で検出された箇所のうち2箇所を選んで、研磨砥石で欠陥長さが約0.5mmになるか又は消えるまで行った。研削の結果、線状指示模様は、プール表面から発生しており、約0.5～1mmの深さと推定された。

また、外観検査で検出した欠陥については、すべてディプスゲージにより、深さ測定を実施し、そのうち代表箇所4箇所を選んでモデリングにより、型どりを実施した。

(4) 考察

1) ピット部の腐食

ピット底部（設計板厚20mm）の腐食は、最大深さ2mmで、孔食の進んだ部分には酸化アルミと思われる物質が付着していた。33年間で2mmの進行であり、これまでに同様の水質管理により今後の使用期間中に健全性を損なうことはないと考えられる。ピット枠（設計板厚30mm）の部分の最大孔食深さは、5.1mmであり、ステンレス鋼の枠との間に腐食生成物が堆積して隙間腐食が進行したものである。板厚が30mmあるので当面は問題ないが、孔食部を埋めるなどの措置が必要である。

2) 側板裏面の減肉

振動防止用後付け当板近傍の側板裏面に減肉箇所が検出された。最小板厚は6.5mmであった。当該プールはライニング据え付け工事において、裏面腐食を防止する措置としてコンクリートとライニングの間に防食材（ビチュタイト）を塗布している。

この防食効果は、今回板厚減少が見つかった箇所を除いて現在でも良好な状態にあると推定される。板厚減少が見つかった箇所は、当板溶接時に熱を加えた箇所であり、その熱により、ビチュタイトが剥離し、防食効果がなくなっているものと思われる。このことから今後、溶接による当板や補修を行うことは好ましくないと思われる。減肉した箇

所は、今後定期的に進行状況を調査していく必要がある。

3) 側板の線状指示模様

線状指示模様が多数検出された箇所は、現地下向き溶接部に集中している。建設時は「3級相当の欠陥がないこと」を基準にしていずれも合格していることから、現地下向き溶接後に浸透試験を実施し、合格後にパネルを吊り上げて立向溶接を行ったものと思われる。その吊り上げ時の応力により欠陥が発生したものか、その後の原因によるものかは不明である。この線状指示模様は研削の結果、小さくなり、消えたものもあったことから判断すると、比較的浅い表面欠陥と推定される。今後の使用に際しては今回の検査で検出された欠陥を研削し、消滅させておくことが望ましい。

4) タック溶接部の割れ

後付け当板のタック溶接部に多数認められたクレーター割れについては、建設当時から発生しているものと思われるが、割れは溶接金属中で留まっているため、現状放置して良いと思われる。

5) その他

ゲートの漏れ個所については、確認作業終了後にゲートパッキンの作業と併せて修理を行った。

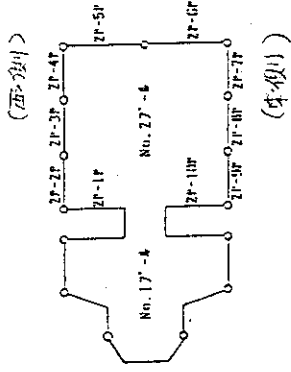
Table 6.1.5 Visual Inspection of Pool No.2

上 段：欠陥数
() 内：最大欠陥深さ又は長さ

	打痕	治具跡	腐食	引き傷	カット	クレーンダガー割込み	割れ	アークトライク	合 計
側 板	12 (d:1.4)	19 (d:1.8)	-	13 (d:0.8)	2 (d:1.2)	2 (d:1.7)	3 ※ (φ40)	1 (d:1.4)	52
底 板	26 (d:2.6)	-	-	2 (d:1.4)	-	-	-	-	28
ピ ッ ト	2 (d:1.2)	2 (d:1.4)	1.2 (d:2.0)	-	-	-	-	-	16
ピ ッ ト 枠 部	-	-	6 (d:5.1)	-	-	-	-	-	6
合 計	40	21	18	15	2	2	3	1	102

備考：1) d：深さ(mm) φ：長さ(mm)
 2) ピット枠部は、腐食部が多数点在しており、腐食深さd：2.0mm以上を欠陥数とした。
 3) 設計板厚； 側板：10.0mm 底板：20.0mm ピット：10mm ピット枠部：30mm
 4) ※：側板当板タツプ溶接部

JRRR-4 No. 2 プール ライニング
側板外観検査記録図



●印: 欠陥位置

	2P-1P	2P-2P	2P-3P	2P-4P	2P-5P	2P-6P	2P-7P	2P-8P	2P-9P	2P-10P	2P-11P
S7	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
S6	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
S5	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
S4	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
S3	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
S2	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
S1	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●

Fig. 6.1.6 Visual Inspection Data for Side Plates

JRR-4 No. 2プール ライニング
底板外観検査記録図

●印：欠陥位置

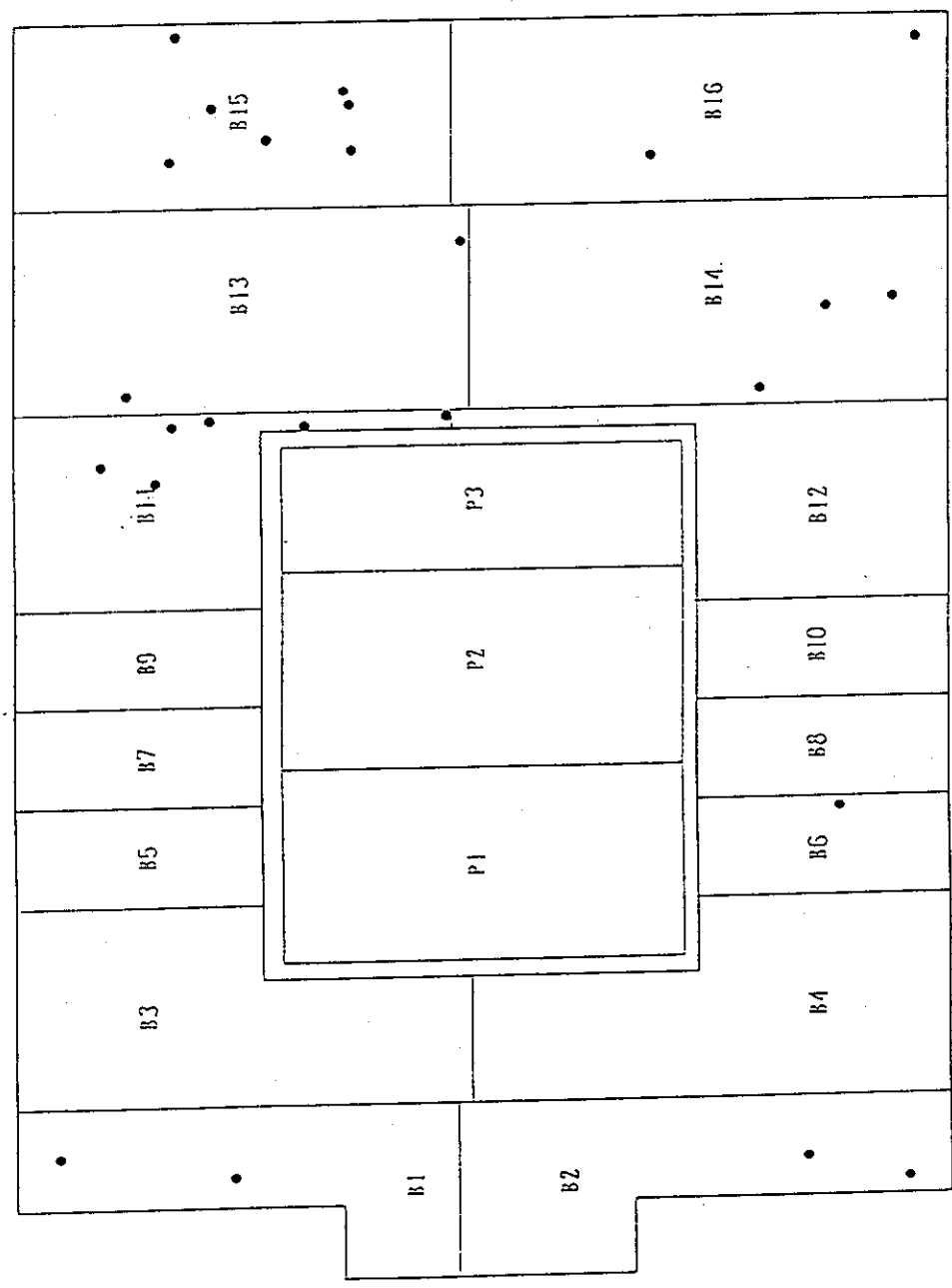
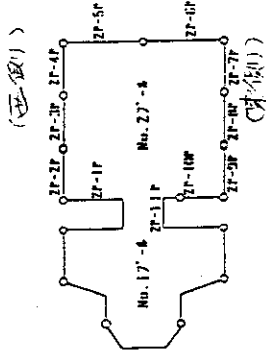


Fig. 6.1.7 Visual Inspection Data for Bottom Plates

JRR-4 No. 2 プール ライニング
側板板厚検査記録



() 内: 最小板厚 単位: mm

	2P-1P	2P-2P	2P-3P	2P-4P	2P-5P	2P-6P	2P-7P	2P-8P	2P-9P	2P-10P	2P-11P
S7	10.2~10.6	10.0~10.2	9.5~10.2 (9.2)	9.9~10.4 (9.6)	10.2~10.8	10.2~10.3	10.3~10.9	9.7~10.0 (9.6)	9.5~9.9	10.2~10.7 (9.6)	10.2~10.0
S6	10.2~10.7	9.7~10.2 (9.6)	10.0~10.4	10.1~10.9 (9.4)	10.3~10.9	10.3~10.7	10.3~10.8	9.8~10.1	10.4~10.9 (9.7)	10.2~10.8	9.9~10.2 (9.6)
S5	10.0~10.4 (9.8)	9.8~10.1 (9.7)	10.0~10.3 8.1	10.1~10.4 (9.4)	10.2~10.5	10.1~10.3	9.6~9.9 (9.5)	9.8~10.0 8.7	9.8~10.1	9.8~10.0 (9.6)	10.1~10.3
S4	7.7~9.8 10.1~10.5	9.8~10.1	9.8~10.3	9.7~9.9 (9.5)	10.2~10.5 (9.9)	10.0~10.3	9.6~9.8 8.7	9.8~10.1 7.4	9.4~9.7 9.8~10.0 (9.6)	9.7~10.0 25x30 6.5	10.1~10.3
S3	10.2~10.4	10.2~10.4 (9.8)	9.7~10.1 (9.4)	10.2~10.5 (10.1)	9.7~10.1 (9.1)	10.3~10.5	9.9~10.4 (8.3)	9.9~10.1 (9.8)	9.7~10.0 (9.6)	9.7~10.0 (9.4)	10.2~10.4
S2	10.0~10.4	9.9~10.1	9.9~10.1	9.7~10.0 (9.6)	9.9~10.1 (9.2)	9.9~10.4 (9.7)	9.9~10.4 (9.3)	10.5~10.7 (9.6)	9.7~10.8	9.7~10.0 (9.3)	10.3~10.4 (10.0)
S1	10.0~10.2 (9.5)	9.7~10.2 (9.6)	9.7~10.2 (9.8)	9.9~10.1 (9.8)	9.8~10.0 (9.1)	10.2~10.4 (9.2)	9.9~10.3 (9.7)	9.9~10.3 (9.7)	9.7~10.0 (9.4)	9.6~9.9 (9.3)	10.1~10.4 (9.6)

ガンマ放射リレー
9.9~10.4

Fig. 6.1.8 Thickness Measurement Data for Side Plates

JRR-4 No. 2プール ライニング
底板厚測定記録図

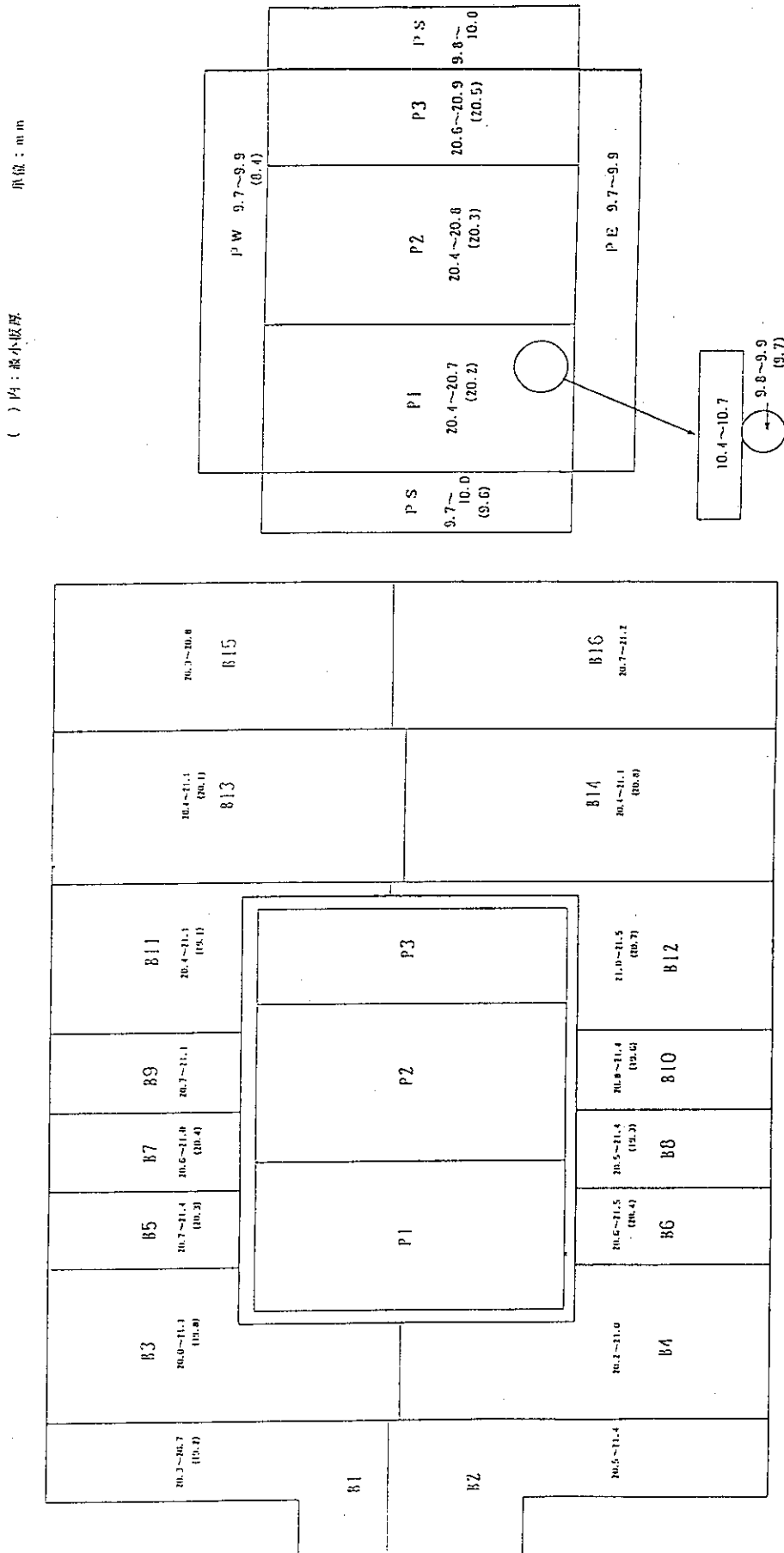


Fig. 6.1.9 Thickness Measurement Data for Bottom Plates

6. 2 照射技術

6.2.1 JRR-3M均一照射設備の改造

均一照射設備の改造は、平成6年度に設計及び製作を実施し、平成7年3月から7月にかけて新規装置の設置工事を行った。工事完了後、科技厅による使用前検査に合格して完成した。Fig.

6.2.1 に完成した均一照射設備の装荷用キャスクの断面図を示す。装置の完成後、特性試験を実施した。特性測定として、低出力運転時に金箔を用いた均一度測定と、高出力運転時にSi単結晶を用いた試験照射を行った。

(1) 低出力特性試験

低出力特性試験は以下の点を目的として実施した。

- 1) 照射孔の特性把握
- 2) 反応度測定
- 3) 6" シリコンの径方向均一照射試験 (金箔)
- 4) 5" シリコンの径方向均一照射試験 (金箔)、スペーサの影響調査

照射試験は10kW1時間の照射にて実施し、中性子束測定は金箔の放射化量を測定することにより行い、その結果以下のことが明らかとなった。

- 1) 試料のない状態における照射孔の特性は特異な中性子束の乱れは観察されず、適切な回転及び反転照射が行われれば均一に照射できることが確認された。
- 2) シリコン挿入に伴う反応度変化は最大-0.007%であり制限値 (運転中に反応度変化を伴う照射試料の総計で0.073%dk/k以下) を十分下回ることを確認した。
- 3) 5インチ、6インチいずれにおいても径方向で3%以下の均一度が得られた。Fig. 6.2.2 に6インチシリコンの測定結果を示す。
- 4) 5インチ用スペーサは軽水領域が約1cm増加するため約1割の熱中性子束低下がある。しかし、ギャップ調整を適切にすれば、6インチと同等の均一度が得られる。

(2) 高出力特性試験

高出力特性試験は以下のことを目的として実施した。

- 1) 照射物内蔵時のキャスク遮へい性能の確認
- 2) 6" シリコンの均一度 (抵抗分布) の確認
- 3) 5" シリコンの均一度 (抵抗分布) の確認
- 4) 高出力時の熱中性子垂直分布の測定
- 5) 反転照射の効果測定
- 6) 照射量 (SPND測定値) と抵抗値の関係の把握

照射は20MW定格出力運転中に行い、垂直分布は2時間、均一度測定及び照射量と抵抗値の関係は照射時間をパラメータとするため3時間から8時間 (反転照射するため合計6時間から16時間) 行った。垂直分布の測定はAl-Coワイヤの放射化量を測定することにより行った。均一度測定は照射後シリコンの抵抗分布測定を行い、均一度及び照射量と抵抗値の関係を求めるものとする。これら測定のための照射の際、SPNDのデータを記録するとともに、キャスク表面線量の記録を行った。

高出力特性測定の結果以下のことが明らかとなった。

- 1) 照射済み試料を装荷用キャスクに収納した状態で、最大で $20 \mu\text{Sv/h}$ であり、炉頂の制限値 $60 \mu\text{Sv/h}$ を十分下回るものであることが確認された。
- 2) シリコン中の熱中性子垂直分布は原子炉運転サイクル中大きな変化は観察されなかった。このため、常に同位置で照射できることが確認された。

高出力による特性測定は平成8年度も引き続き実施し、照射されたシリコン試料の抵抗測定値は、近く判明する予定である。この値が確定されれば、均一に照射されることが確認され、さらに、抵抗値、照射量、SPND測定値それぞれの相関が明らかとなることから、製品の照射が可能となる。

今回整備された均一照射設備は、当初の目標を満足する性能を得ることができた。平成8年度より本装置は共同利用で使用され、本格的なシリコン半導体製造が開始される予定である。

6. 2. 2 中性子散乱実験用多重極限条件発生装置の開発

(1) はじめに

原研における中性子ビーム実験は、JRR-3が改造によって良質で強い中性子を出せるようになったこと、新たに冷中性子源装置や中性子ガイド管が設けられたこと、中性子ガイド管の新設により散乱実験装置が拡充したことなど、改造以前と比較すると質量ともに格段の充実が図られた。このような実験環境の向上に比例して、利用件数の増加は言うまでもなく、利用分野も多種多様な研究分野へ拡大し、研究指向も基礎的・先端的な研究を行う傾向にある。

このような研究の進展の中で求められている中性子散乱実験のための強磁場、極低温、高圧力の3つの条件を同時に制御する多重極限条件発生装置の研究開発を、平成6年度から京都大学原子炉実験所の協力のもとに実施し、平成7年度末に終了した。

磁場、圧力、温度の3つの条件を同時に変化させながら中性子散乱実験(3パラメーター実験)を行った例は今まで報告がなく、これまでは温度のみを変化させながら行った実験(1パラメーター実験)がほとんどで、圧力-温度、磁場-温度といった2つの条件での実験(2パラメーター実験)も数少ない。3パラメーター実験では、物質の圧力、磁場に関する現象を、1パラメーター実験や2パラメーター実験よりさらに深く理解することができる。また、本装置は3パラメーター実験だけでなく、1パラメーターあるいは2パラメーター実験も可能であり、興味ある物質現象のほとんどはこの装置を使う研究対象になる。

現在、この装置が、中性子散乱を使った物質科学研究のより一層の発展や新しい材料の創製などに大きく貢献できるよう、共同利用化に向けてその整備を進めている。

(2) 装置の概略と設計方針 (Fig. 6. 2. 3参照)

強磁場の発生については、縦磁場 $0 \sim \pm 5 \text{ T}$ を発生できる、偏極中性子実験が可能な上下のマグネット形状が非対称なスプリット型NbTi超伝導マグネットとした。こうすることで磁場部分に空間的な余裕ができ、全周から試料部へ中性子アクセスが可能となり、試料温度を下げやすくなる。

極低温は、液体ヘリウム温度4.2 Kを常用とするクライオスタットの開発を目指した。高温超伝導の実験も可能なように200 Kでの測定もでき、また、液体ヘリウムを排気して強制的に蒸発させ2 Kまで実現できるよう設計した。このため超伝導マグネットを格納したクライオスタットの内側に温度可変内筒クリオを入れ、液体ヘリウムを液体ヘリウム槽からニードル弁を介して内筒クリオに導き入れる構造とした。

高圧セルの設計は、到達目標圧力が静水圧で $\sim 3 \text{ GPa}$ のセルを目指した。本装置の場合、磁場は5 Tを可能とするため、セルの構造は、セルの形状、寸法及び材質上の問題を検討した結果、従来型の樽型セルではない新しい型のバケツ型セルを開発した。

(3) 性能試験結果

磁場分布測定において、5 Tを達成する満足な結果が得られた。入射中性子の偏極維持性能については、次年度に行うJRR-3Mでの中性子散乱実験で行う。

極低温に関しては、液体ヘリウム温度4.2 Kが実現し、この温度で40時間以上保持できることが確認できた。温度制御は、4.2 \sim 30 Kまでの低温度域では比較的容易に温度制御が可能であった。この温度以上の200 Kまでの高温度域での安定制御の条件については、今後予定している性能試験で確認を行う。

高圧力はこれまでのところ、2.5 GPaセルでは最高発生圧力1.19 GPa（発生効率50%）、0.5 GPaセルでは0.43 GPa（70%）を達成した。しかし、圧力発生効率が所期の目標より低いなど設計上の改良点が認められたので、今後、検討を継続する。

中性子透過性能試験については、2.5 GPaセルの場合、透過中性子強度が15分の1まで低下することが判明した。今後はセルの材料及び構造などの見直しを行い、改善を図る。

(4) 今後の予定

平成8年度は、9月頃に京大炉において性能試験を実施した後、12月にJRR-3Mガイドホールに本装置を移設して、翌年の運転サイクルで性能試験を行う。この性能試験は平成9年度半ば頃まで数回実施して種々のデータを取得する。なお共同利用の開始は平成10年度からを予定している。

6. 2. 3 生物微細構造解析用中性子回折装置の開発

(1) はじめに

生命体の生理機能や生命発現のメカニズムの解明には、それらを形成する生体物質（たんぱく質、DNAなど）の立体構造の理解が不可欠である。この研究はX線回折法によって行われていた。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位置の決定は困難である。

X線回折法に変わる方法として注目されてきたのが中性子回折法である。原研では、JRR-3の改造を契機に、生体物質中性子回折計（BIX-1）を日本で初めて整備し、生体物質中の水素位置決定の研究に着手し始めた。ただし、この回折計は検出器（気体検出器）を始めとする

種々の技術的な制約から、完全なデータセットを得るのに約4～6カ月の測定時間が必要で、より高性能の回折装置の整備実現に期待がもたれていた。

そこで、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の協力のもと、中性子イメージングプレート検出器（中性子IP）と、中性子IPを検出器とする新しい生物微細構造解析用中性子回折装置（仮称BIX-Laue）の開発を行っている。この回折装置により、必要データを1カ月程度で測定することが期待でき、現在、共同利用化に向けて整備を行っている。

（2）装置の概略

Fig. 6. 2. 4に生物微細構造解析用中性子回折装置の概念図を示す。回折装置の基本設計に当たっては、中性子IPの特長を最大限に生かすためラウエ法を採用した。回折装置の構成は、白色中性子を波長1～2Åに準単色中性子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IP、及び中性子IPカセット、遮へい体からなる。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できる。このIPの柔軟性とラウエ法の特長とが合致して、一度の測定で多くの回折点が取れるようになり、測定時間短縮を図ることができる。中性子IPにはGdタイプと6Liタイプがあり、Gdと6Li量及び厚さの異なるものを数種類試作して中性子検出性能試験を行った結果、Gdタイプは25%Gd-200 μ m、6Liタイプは85%6Li-200 μ mが最適性能をもつことが確認できた。また、中性子IPは気体計数管と比べて、計数率や位置分解能などの点において優れているなど、BIX-1を上回る性能の回折装置となることが期待できる。

（4）今後の予定

平成8年度と9年度に広帯域速度選別器の制御器の製作とIP画像解析装置の購入を行って、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、数回性能試験を実施してその確認を行い、平成10年度からの共同利用化を計画している。

また、中性子IPはこの分野以外への応用も考えられるので、応用分野の開拓とそれに向けた性能の向上を今後も継続していく予定である。

6.2.4 医療照射時の熱中性子束リアルタイム測定技術

医療照射中の患部における熱中性子束の変動をリアルタイムで観察できるように、医療照射用中性子束リアルタイム測定技術の開発を進めている。

従来の平面型半導体検出器においてはビーム方向に依る感度の変動(最大13%)が見られたため、昨年度はこの点を解消すべく立体型半導体検出器を試作し、種々のデータの検証を行った。その結果、上記の感度変動は4%程度まで改善されていることを確認した。

本年度は、この立体型半導体検出器を3件の医療照射に使用し、照射時間の決定に対する参考値として医師団に測定データを提供した。しかし、十分なサンプルデータが得られなかったため、測定結果について評価するまでには至らなかった。そのため来年度も引き続き測定データの蓄積を行い、金線の放射化より算出された熱中性子束との比較によりその精度の検証を行う。

また、医療照射時の脳表面近傍における熱中性子束分布を推定するため、パラフィンで構成さ

れるファントム内に本検出器及び金線を設置し、JRR-3Mの中性子ラジオグラフィ用中性子ビームを用いて熱中性子束を詳しく測定した。

その結果、パラフィンの内部に5~10mm入ったところにおいて熱中性子束のピークが生じることが確認された。それらを Fig. 6.2.5 に示す。実際のJRR-2における医療照射では Fig. 6.2.6 に示されるように、熱中性子束のピークは脳表面で見られ、脳内では確認されていない。これは照射場の中性子スペクトルの特性に依るものと考えられる。今後はこの違いについて詳しく評価し、更に精度の良いシステムの構築を目指す。

6. 2. 5 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」の構築に必要な具備すべき条件等についての調査を、平成5年度から平成7年度に亘り実施した。

本調査は、今年で3年目を迎えるため、これまでの調査・検討の内容を踏まえ、今年度の調査課題である「研究炉への適用に係わる具体化に向けての調査・検討」の結果に基づいて、「放射化分析支援システムの調査」の総括を行った。調査方法は、前年度同様に放射化分析の専門家を委員とする「放射化分析支援システム検討会」を設置し、この検討会を中心に調査・検討を進めると共に、国内の多数の放射化分析関連の研究者による「放射化分析支援システム研究会」を開催して、国内の技術現状の把握と様々な角度からの情報交換を行った。今年度は、さらに放射化分析支援システム構築の具体化のために、「放射化分析支援システム検討会」の傘下に「INAA自動化システム」ワーキンググループと称する専門部会を設け、自動化システムのためのより詳細な調査・検討を実施した。

本調査の具体的内容は、主に自動化システムのハードウェア・ソフトウェアを中心に、サポート体制などを含めた過去3か年の総括である。特にハードウェア・ソフトウェアに関しては、国内外で既に使用している自動化システムについて調査し、主に原研研究炉JRR-3MのPN-3設備に適用させた場合の「自動放射化分析システム」等に関する検討を行った。また研究会では、「標準試料」をテーマとした放射化分析の各研究分野からの貴重な研究報告の紹介や、「原研研究炉の放射化分析に係わる照射場」についての質疑討論を行った。以下に調査内容の一部を紹介する。

1) 自動化システム（ハードウェア）

原研研究炉に導入する自動化システムとしては、現在既に使用されている国内外のシステムを

紹介し、これらのシステムを参考に JRR-3M の PN-3 設備における最適なシステムとして、具備すべき内容が提案された。本調査で参考としたシステムは、武蔵工大の GAMA システム、東北大学核理研の自動測定システム、NTT のガンマ線計測システム、及び外国炉（ノースランド、フィンランド、ベルギー）の自動測定システムである。今回の調査結果から目標とするシステムは、次のような内容について留意すべきである。

- ・気送管システムと分析システムの時間を一致させる。
- ・データフォーマットの標準化を行う。
- ・短寿命核種測定のため、高計数率対応のアンプを採用する。
- ・短寿命核種の減衰対策として、測定途中におけるスペクトルが保存できるようにする。
- ・誤操作防止のため、多機能でない特製の MCA を採用する。
- ・操作性を考慮した制御プログラムを作成する。
- ・その他

2) 自動化システム（ソフトウェア）

ガンマ線ピークの判定、面積の計算は、放射化分析の精度、正確さを決定する非常に重要な部分であり、これまで様々な半導体検出器用解析プログラムが開発されてきた。本調査において、ガンマ線スペクトル解析の一般的な解析手順及び解析プログラム (SAMPO, GAMA98) について紹介があった。特に SAMPO プログラムは、IAEA によるガンマ線スペクトル解析ソフトの国際比較において、優良な評価を納めたもので、現在世界各国で使用されているため本システムへの導入に適している。また GAMA98 は、武蔵工大で開発されたものであり、ピークサーチ、ピークフィッティング、シングルコンパレータ法による元素の定量までを完全に自動化したプログラムである。解析プログラムの開発にあたっては、これらの解析プログラムや他の解析手法、コメント等が大いに参考となるものである。

また定量ソフトウェアとしては、シングルコンパレータ法、デュアル・コンパレータ法、 k_0 法、比較法などの定量法が具体的に紹介された。中性子放射化分析による元素の定量は、主に比較法により行われるが、標準試料調整の煩わしさが最大の欠点である。また、絶対法及び単一標準法等は、それぞれ核データの不正確さ、中性子束の測定誤差及び中性子スペクトルの変化等による分析精度への影響が問題となる。これに対し、 k_0 法の導入は、個々の定量目的核種について国際的に評価され、推奨されている k_0 値を用いることで、簡便に精度よく目的元素の濃度を定量できるものであり、本システムの構築に適している。ただし、 k_0 法の採用にあたっては、照射場の中性子スペクトルを表す f 値、 α 値及び検出器の試料形状、計数効率等を、予め施設側で求めておく必要がある。シングルコンパレータ法の場合は、施設側でコンパレータと定量元素の生成放射能比を個々の照射場、測定位置について、定期的に求めておくことが必要である。比較法の場合は、市販の標準物質や定量目的元素のスタンダードを予め準備しておく必要がある。

このため、定量計算については、 k_0 法をサポートする体制作りを行い、その上でユーザーの希望や実験目的に合わせた他の定量法をサポートを進めていくことが望まれている。その際、定量法として利用の多いシングルコンパレータ法と比較法に対応できれば十分である。

3) その他

自動化システムの運用に向けて、解析ソフトの信頼性評価、照射場特性の情報公開、フラックスモニタの準備などが必要であると共に、標準試料等の準備及び実験環境の整備等が期待されている。また、自動化システムを有効に機能させていくために、利用者側と施設側相互による意見交換の場を設けるなどして、両者の繋がりを発展的に深めていくことが大切である。

4) 総括

放射化分析は、分析法としてほぼ確立され、分析試料の分野が広範囲であることもあり、中性子回折グループやPGAグループ等と比べると研究者相互の結束が弱いとの認識が得られている。このような背景に立ち、今回の調査は、「放射化分析支援システム」の構築という目標に向けて、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たことは、放射化分析グループの活性化への契機と原研施設共同利用の発展に大いに供するものであると理解する。また本調査は、最近のk₀法及び即発ガンマ線分析等に関する最新の動向調査を次年度においても継続する予定である。今後、これらの調査結果を受け、原研研究炉に適した「放射化分析支援システム」の早期実現に向けて開発・整備を実施したい。

(2) 整備

放射化分析支援システムは、主として照射設備、測定装置、データ解析部等から構成される。これらの開発・整備については、基本的に上記の調査結果に基づいて実施するが、システムの早期実現を図るため、昨年度までの調査・検討の結果を基に、本支援システムの構築に適した設備として、JRR-3M放射化分析用照射設備(PN-3)の整備を開始した。

PN-3照射設備は、主に原子炉建家の放射化分析室内に設置された機器(挿入機、取出機、弁類等)、操作盤、測定装置等、及び実験利用棟に設置されたプロセス計算機(CENTUM)により構成されており、運転操作は炉室の放射化分析室内で行っている。しかし、設備の監視及び異常処置等のために、実験利用棟操作室において他の利用設備と共にプロセス計算機(CENTUM)を用いて、一元的に管理している。このため、操作室にも運転員を配置しなければならない。一方、「放射化分析支援システム」は、誰にでも簡便に精度良く分析できるシステムの構築を目指していることから、現状の制御システムでは多くの点で問題がある。このため、次の項目について対応を図った新規制御装置の製作を実施した。

- (a) 設備の運転操作を簡便にして、誰にでも運転が行えるような操作盤とする。
- (b) 機器類と制御装置を近接させ、異常時等の迅速な対応を可能とすると共に、運転員の分散配置をやめて業務の効率化を図る。
- (c) 短寿命から中寿命核種の分析が行えるように最大照射時間を20分まで延長する。
- (d) 利用者へ解析に必要な照射データ(照射実績、中性子束、測定開始時刻等)を提供できるようにする。
- (e) 簡便なデータ入力、操作による照射、測定、解析を含めた自動運転が可能な設備とする。
- (f) 圧力、流量、線量率モニタ、中性子束等のプロセスデータを常時監視できる。

- (g) 計算機またはCENTUM異常でも、シーケンサ単体で設備運転が行える。
- (h) 異常時の対応を考慮し、手動モードによる任意シーケンスの単独実行が行える。

新規制御装置の外観及び構成図を Fig. 6.2.7 に示す。新規制御装置の据付については、JR-R-3Mの運転計画に基づき平成8年度の定期自主検査期間中に実施することを計画している。また次年度に、PN-3照射設備における詰替設備の整備、自動試料交換装置の製作を検討している。

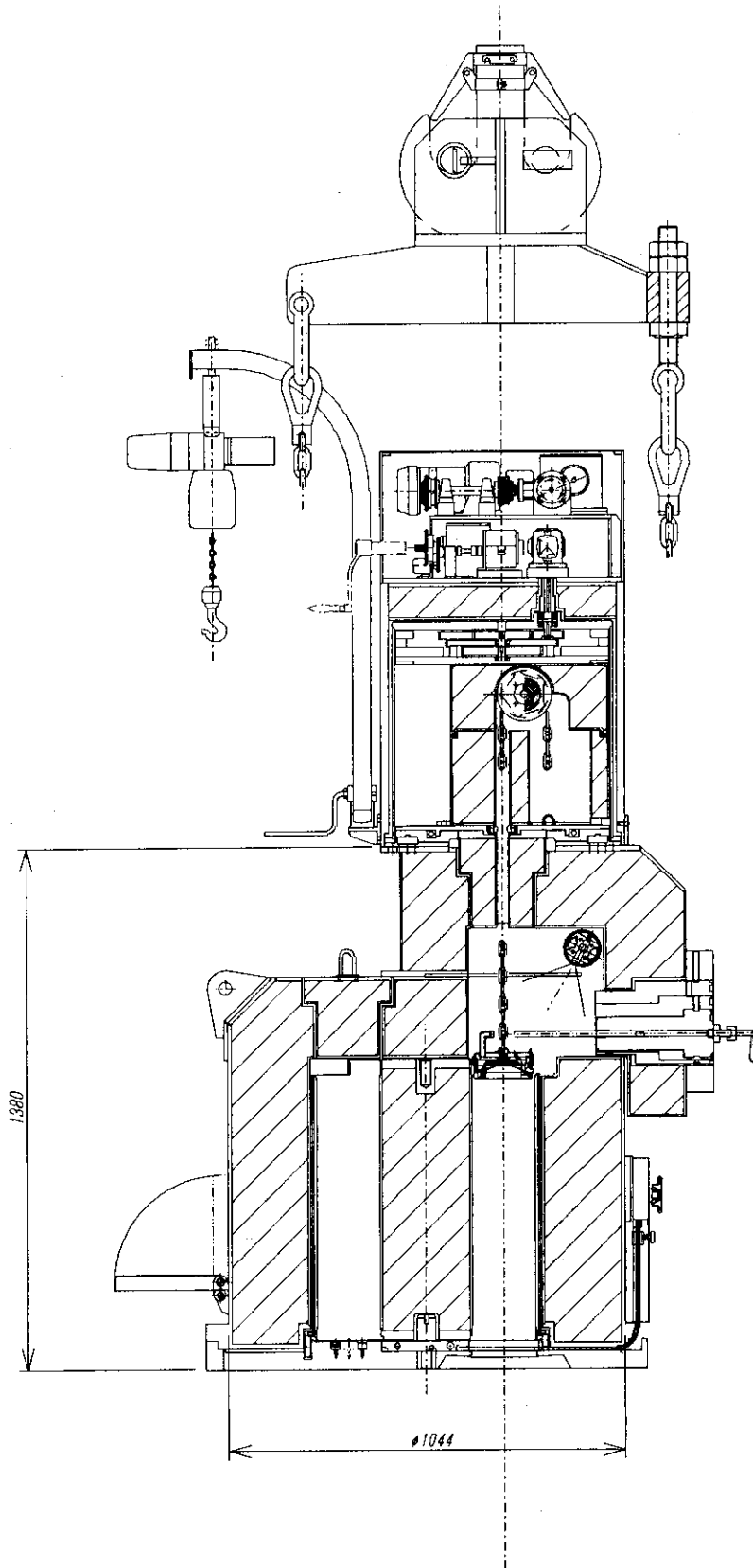
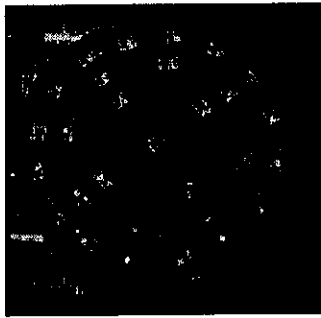
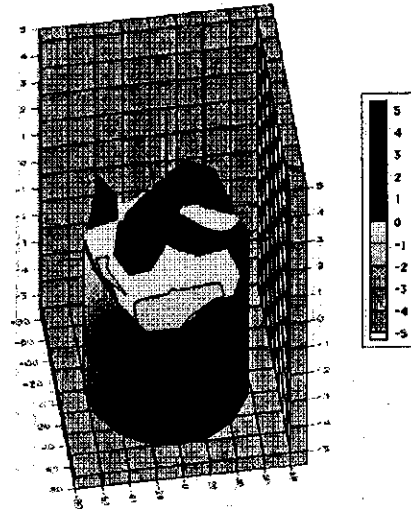


Fig. 6.2.1 Cross-sectional View of loading cask for uniform irradiation facility

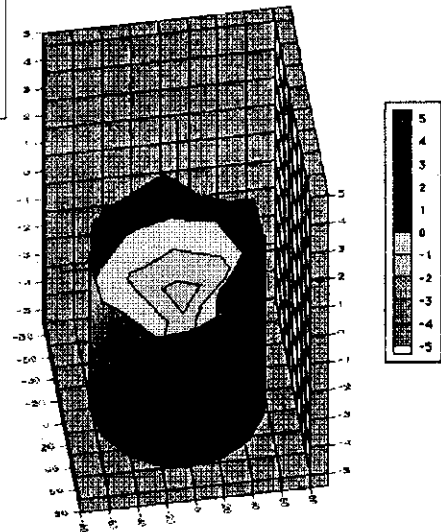
金箔張付状況



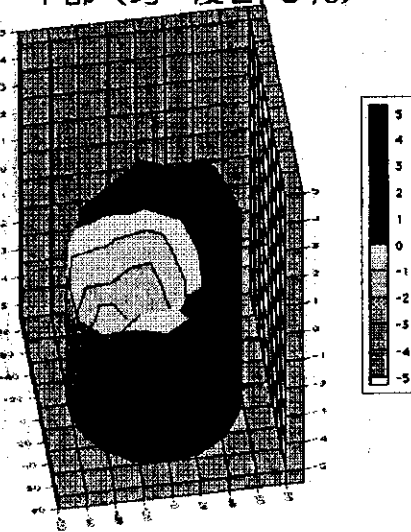
上部 (均一度2.2%)



中央部 (均一度2.2%)



下部 (均一度2.9%)



端面効果の状況
(均一度4.5%)

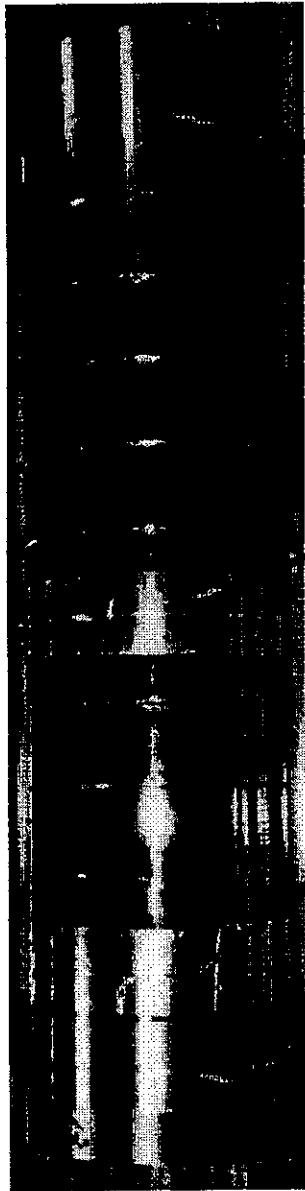
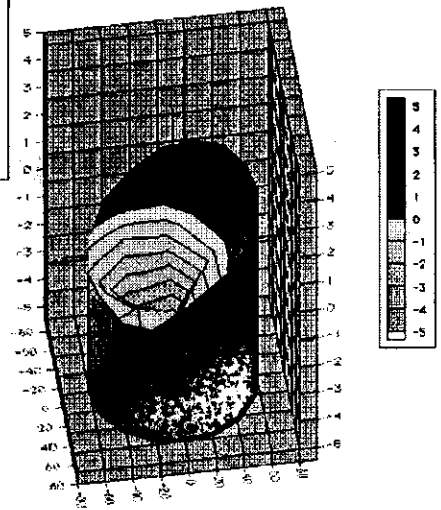


Fig. 6.2.2 Ununiformity of irradiated silicon crystal

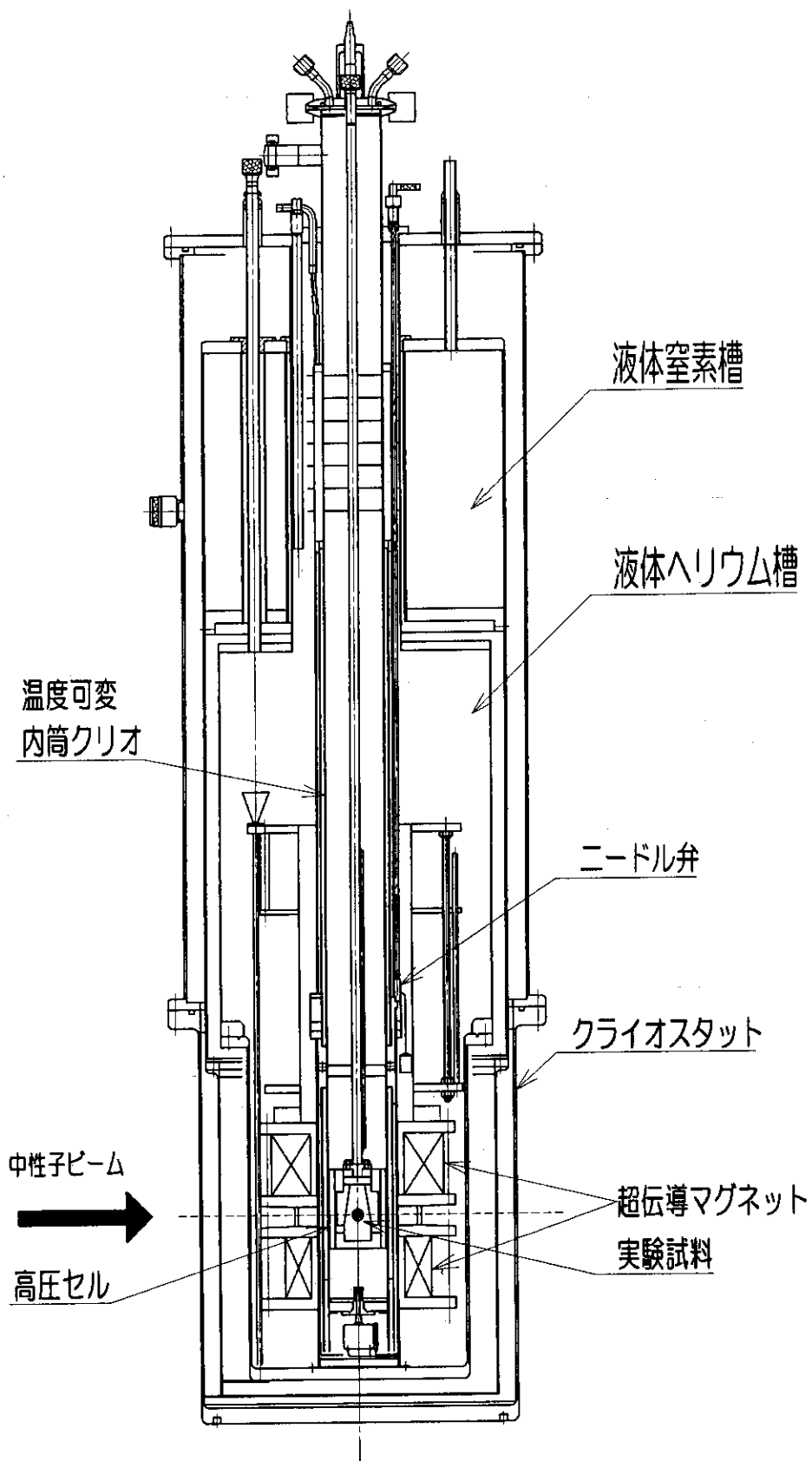


Fig. 6.2.3 Schematic Drawing of the Triple Extreme Condition System for Neutron Scattering Experiment.

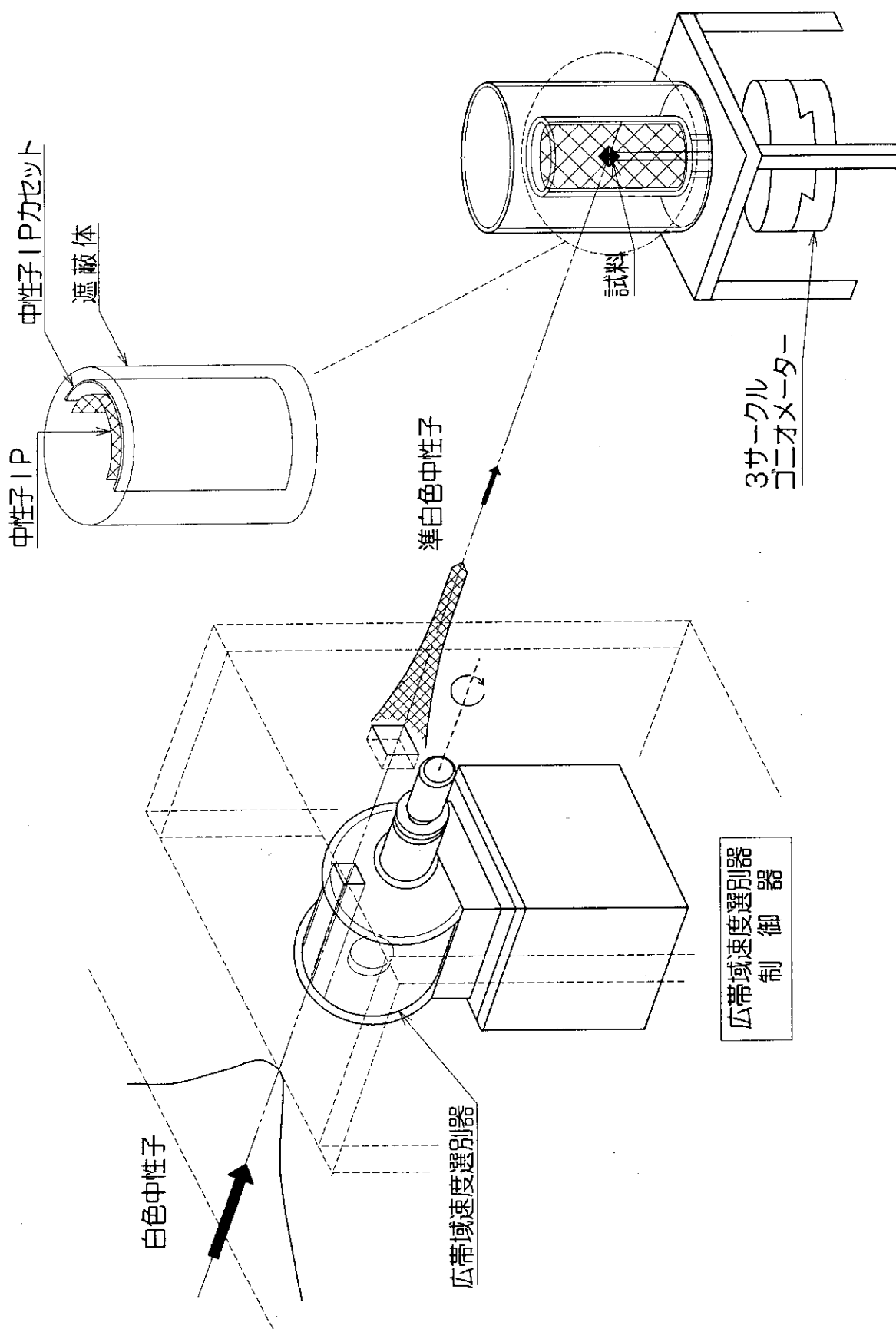


Fig. 6.2.4 Schematic Drawing of the Diffractometer for Biological Crystallography.

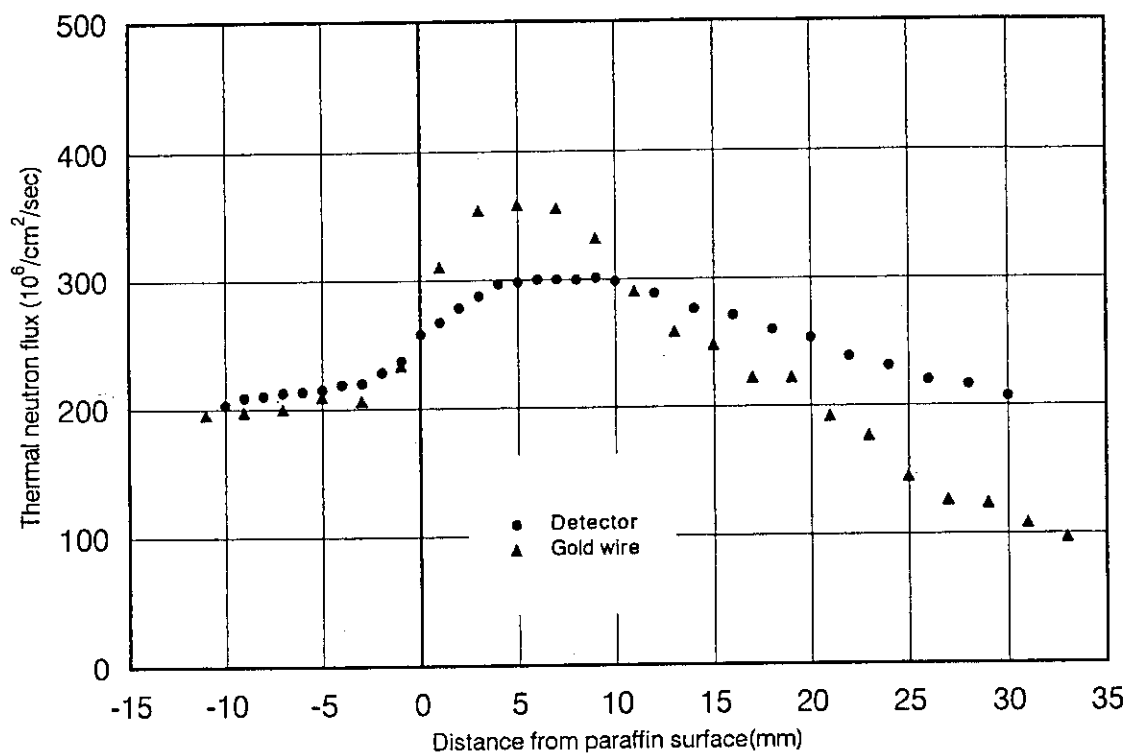


Fig. 6.2.5 Thermal neutron flux distribution across paraffin surface

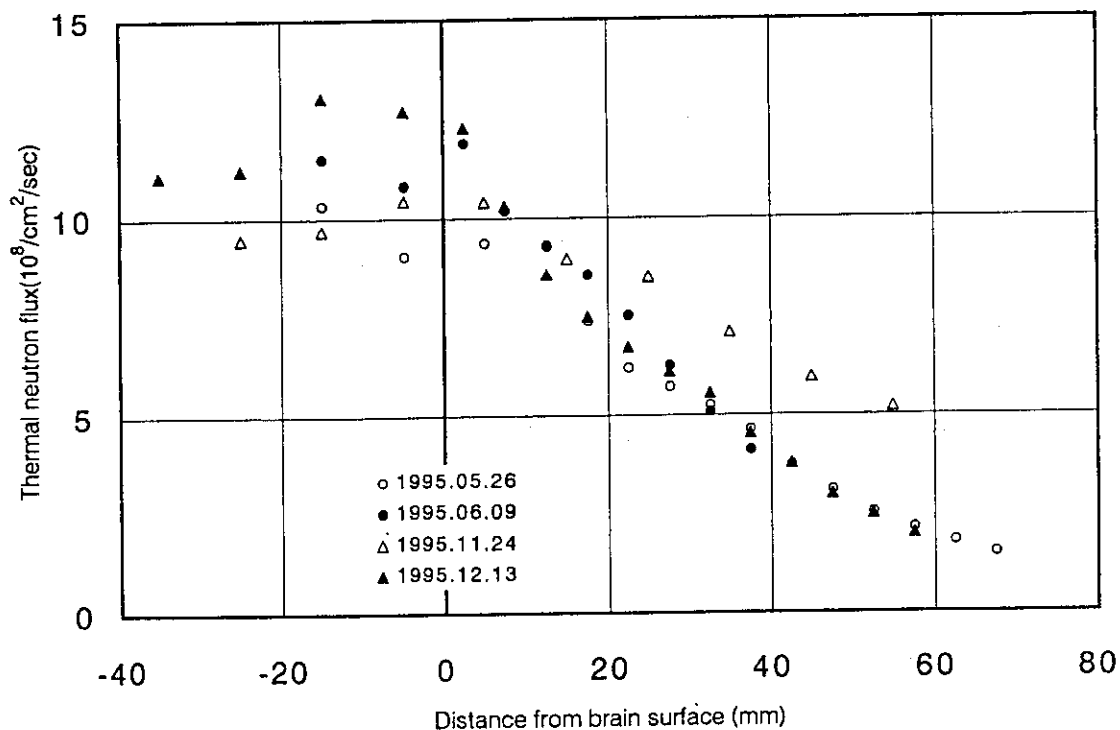


Fig. 6.2.6 Thermal neutron flux distribution across brain surface during medical irradiation

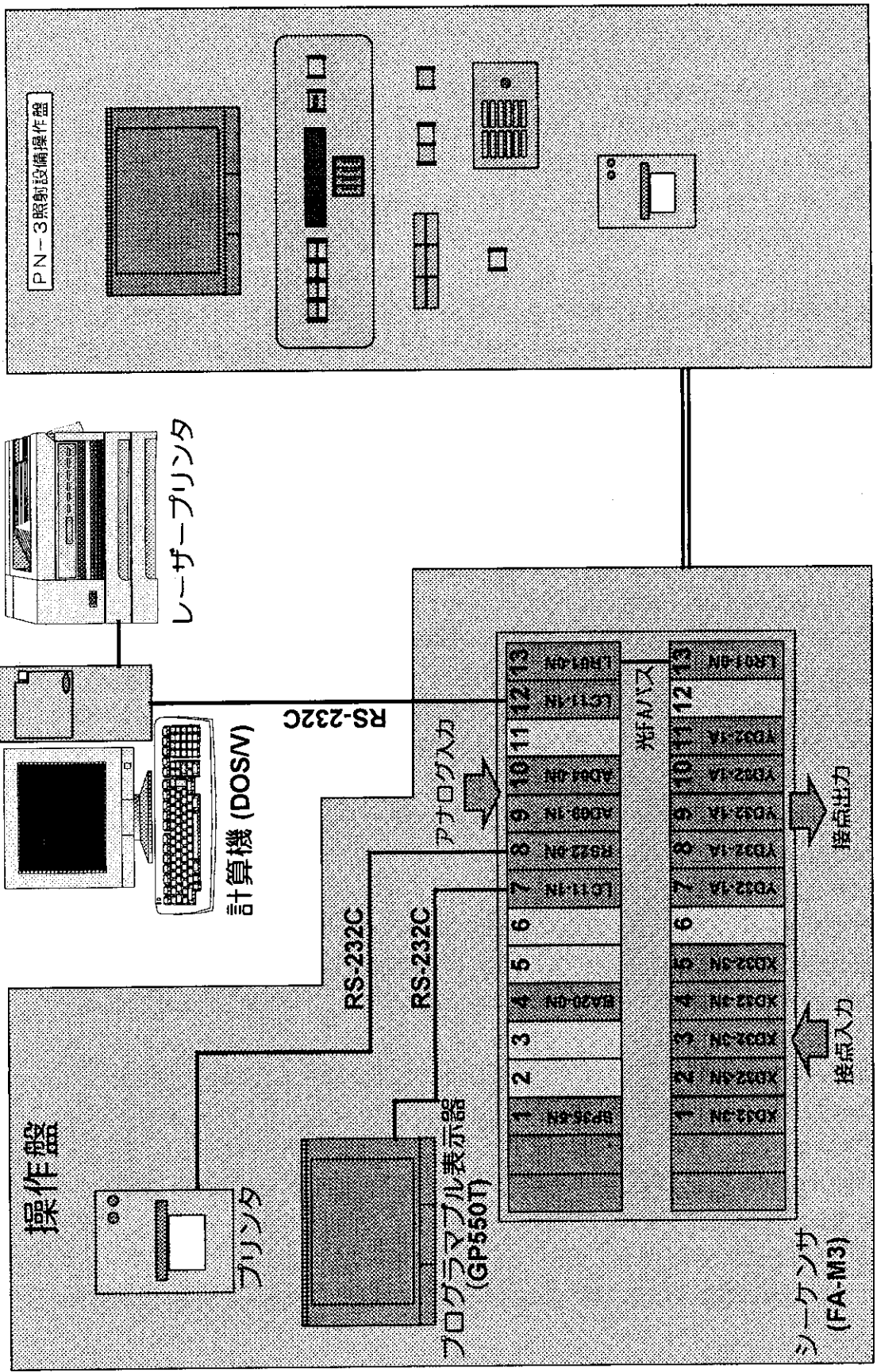


Fig. 6.2.7 Improved control system of PN-3 irradiation facility

6. 3 JRR-4 燃料濃縮低減化計画

6. 3. 1 概要

JRR-4の燃料濃縮度低減化計画は、1977年の米国カーター大統領の核不拡散政策に始まるが、積年の検討の結果、平成7年度から9年度にかけて実施することになった。JRR-4の高濃縮燃料は昭和63年に第15次燃料として20体を製作し、平成8年1月まで運転利用に供することができた。使用した燃料要素数は、合計120体であり、既に75体が再処理され、残り45体をNo.2プールに貯蔵中である。燃料濃縮度低減化にあたっては、初臨界後約31年を経て、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原子炉施設の改造を行うこととし、それに係る工事範囲は、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整備、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7年度は、前年度までの検討結果を受けて、原子炉設置変更許可申請を行い、また、工事準備のため原子炉建家改修の実施設計、医療照射用設備の設計を実施した。

燃料濃縮度低減化計画に係る原子炉設置変更許可申請については、前年度から検討していた原子炉設置変更許可申請書を作成し、原研・原子炉等安全審査委員会（JRR-4LEU 部会）における審議を受け、6月16日付けで佐野川委員長より理事長への「JRR-4 原子炉施設の変更に係る安全性について」答申があった。部会においては、シリサイド燃料設計の安全性、原子炉建家の健全性と改修工事、安全評価の見直し、施設の耐震性、医療照射設備設計等について慎重に検討された。続いて、平成7年9月22日付け「7原研05第110号」で内閣総理大臣宛て申請した。科学技術庁による一次審査を平成8年3月に終了（2月16日一部補正）し、その後、原子力委員会及び原子力安全委員会に諮問され、現在原子炉安全専門審査会（第87部会）で審査中である。一次審査においては、気象及び社会環境データの更新、耐震設計の基準地震動及び設計用震度、安全評価の解析条件等について、現地調査を含め審議された。その結果、耐震設計震度に関する記述等について補正申請した。

原子炉建家改修の実施設計については、建設部に依頼し、建家の工事図面作成、非常用排気設備、非常用電源設備、換気空調設備、電気機械設備等の工事内容について詳細検討を実施した。中でも最近の知見を考慮した基準地震動見直しを含む建家耐震設計、医療照射設備関連設計、廃棄物の処理処分等について綿密な検討を行った。なお、建家工事（I）等に関して工事発注がなされた。

医療照射（BNCT）用設備の設計については、熱中性子及び熱外中性子による照射性能の最適化を図るためアルミニウム、重水、軽水等の厚さと配置、ビスマス、鉛、リチウム、黒鉛等の遮へい材、反射材の配置について議論、解析を行った。その結果、JRR-2の性能を確保し、新たに熱外中性子による照射も可能とする見通しを得た。その後重水タンク、ビーム孔設備、簡易遮へい体等の構造設計を行っている。なお、オンパワー照射作業のためのビームシャッターは、空間的な制限のため設置せず、炉出力変化、簡易フィルター等の範囲で対応する。

その他、燃料設計、計測制御改修、制御棒及び制御棒駆動設備更新、冷却系改修等の設計を進めた。

6. 3. 2 安全審査等

JRR-4の安全審査は、科学技術庁に対する事前説明としてプレヒアリングを平成6年10月から開始し、平成7年9月までに約20回行われた。

平成7年9月22日に原子炉設置変更許可申請を行い、平成8年2月までに5回の技術顧問会と1回の現地調査を実施し、1次審査結果を受けて平成8年2月16日に1次補正申請を行い結審した。

1次審査においては、以下のような項目について確認された。

シリサイド燃料については、核熱設計、構造設計のほかJMTR等での使用実績、NSRRでの実験結果、燃料交換計画等について、また、炉心設計として、制御棒の停止余裕、自然循環時の温度特性などが審議された。

原子炉建家改修等については、耐震設計を含めた議論がなされ、現地調査において状況確認された。

安全評価については、現許可書の解析条件、手法等について、「研究炉指針」に従い全面的に見直しているが、気象条件、社会的条件等の再調査に基づく新しいデータを採用し、JMTR等の考え方を参考にして行われたものとして妥当性が確認された。

以上の結果、耐震設計に係る記述を補正することで、1次審査として原子炉設置変更の妥当性が確認された。

その後、平成8年3月11日に原子力安全委員会、3月12日に原子力委員会にそれぞれ諮問され、3月13日には原子炉安全専門審査会が開かれ2次審査に入った。原子炉安全専門審査会においては、JRR-4の設置変更許可申請に係る安全性の審議のために第87部会が設置された。

6. 3. 3 原子炉建家改修等に係る実施設計

平成4～5年度に行った原子炉建家改修に係る各種調査（建家の健全性、地盤調査等）及び原子炉建家耐震性の検討を受けて、改修工事の実実施設計を行った。本実施設計は、建設部建設課及び設備課が業者に発注して行ったものである。改修工事の範囲は概ね以下のとおりである。

① 原子炉建家屋根の更新

現屋根は、L型トラス架構に厚さ6tの鉄板に防食塗装したものであるが、永年の腐食等により劣化が著しく、全面的に更新するものである。

新屋根は、クレーンガータ上にH鋼により架構し、厚さ0.4tステンレス溶接尾根（気密仕様）とする。屋根の更新に伴い、天井クレーンを更新し、屋根軸組からクレーンガータを架構するが載荷量は15tとする。

また、耐震補強策として、地上階の耐震壁の厚さ（200～300t）増設、柱、梁の増強を行う。

② リドタンク実験設備の改造（中性子ビーム設備設置）

医療照射研究用設備の整備に伴い、リドタンク実験設備を改造して、照射室を設置する。

リドタンクは、アルミニウムライニングを撤去後、原子炉側プール壁を破り炉心から約2.5 mの場所に照射場を設ける。

照射室は、遮へいのため厚さ約2.5 mのコンクリート天井及び散乱実験室から入出するための鉄、鉛、ポリエチレン、B₄Cゴムなどからなる厚さ0.55 mの扉が設けられる。

また、患者の照射角度（左右60°）を確保するため、プール壁の一部を切り欠く空間を設けるとともに補強のため、配筋増強を行う。

③ 散乱実験室の改修

散乱実験室は、炉プールの水中実験に対し、ドライシールド実験のため使用されてきたが、医療照射研究のため改修し、施療室、準備室、監視場等を設置する。

④ 原子炉建家改修に伴う耐震解析

東海研究所の研究炉の耐震性について、新しい知見に基づく基準地震動の見直しが行われ（6.1.1）た結果、JRR-4の設計地震力であるS₁については、昭和62年のNUCEF設置時の基準地震動と変更がなく、従って、従来の耐震性検討において評価された耐震Bクラス、基準地震動S₁による上位クラスの構造物への波及影響を及ぼさないことの再確認が実施設計に基づく構造部材等の入力により行われ、十分な耐震性を有していることが示された。

〔参考文献〕 JAERI-Tech 94-024（5年度年報）

6.3.4 JRR-4医療照射設備の設計

平成7年度には昨年度までの検討結果に基づいて、ビーム設計及び設備の詳細設計を行った。また、安全審査に必要な資料を作成した。

ビーム性能解析の面では、ベンチマークデータの見直し及び再計算、ファントムモデルによるファントム内線量分布の評価、アルミニウム及び重水厚さ、黒鉛反射体厚さ、熱中性子吸収材等に関して最適化を行うための計算、ビーム性能に関係する材料仕様の検討等を行った。中性子フィルター材料候補としてフッ素化アルミニウム／アルミニウム混合材料の開発について検討したが、実績がなく新たに照射試験等を行う必要があり工程的に間に合わないため断念し、実績のあるアルミニウム及び重水の組み合わせを最終的に選択した。熱中性子ビーム／熱外中性子ビームを選択することができ、性能上もJRR-2のビームより優れたビームを実現できることを確認した。

ビーム実験設備及び照射室の構造設計の面では、性能解析の結果を反映して詳細設計を行い計画案の成立性を確認した。重水タンクについては円筒形状にする案を採用し、支持構造を含めて基本計画図を作成した。放射線加熱に対する温度分布計算、耐震計算及び耐圧強度計算を実施した。ビーム実験孔内の設備については、プールライニング保護構造の計画、ビスマス設定位置の検討、照射口周りの遮へい体の移動機構の検討を行った。照射口周辺のコリメータ及び遮へい体を組み替えるための移動機構としてヒンジ方式を採用した。ビーム実験孔は既設コンクリートのはつり工事及びプール躯体構造の耐震設計と密接に関連しているため、建築の実施設計と合わせ

て構造及び施工の取り合い点について検討し、調整した。

遮へい設計の面では、各種貫通口に対するストリーミング計算、照射室内の壁面に貼るB₄C入りゴムの仕様の検討、ビーム実験要素及び周辺のコングリートの放射化計算、それに基づく周辺の空間線量率の計算等を行った。

照射室、施療室等に設置する付帯設備並びに付属装置の計画に関しては、建築及び建築付帯設備の実施設計に合わせて、医療照射設備としての仕様を提示し実施設計に反映するようにした。実施設計の工程の制約から積み残した点については次年度にフォローする。

7. 国 際 協 力

International Cooperation

7. 1 科学技術庁原子力研究交流制度

7. 1. 1 受け入れ

インドネシア原子力庁(BATAN)の研究者2名を平成7年9月6日から6ヵ月間、研究炉の熱水力安全評価及び制御棒吸収体の寿命評価をテーマに、研究炉技術開発室(以下技開室)に受入れた。また、タイ、Chulalongkorn 大学から1名を平成7年10月5日から2ヵ月間、研究炉利用技術の開発の研修を実施するため、技開室に受入れた。

なお、ベトナム原子力委員会から平成7年3月15日から6ヵ月の予定で研究炉及び照射施設の運転管理をテーマとしてJRR-4に受入れた研究者1名は、研修予定を3ヵ月延長し12月中旬に帰国した。また、中国原子能科学研究所(CIAE)の研究者1名は、前年度からJRR-2で研究炉及び照射施設の運転管理について研修を実施し、平成7年9月中旬に帰国した。

7. 1. 2 派遣

インドネシア原子力庁(BATAN)の多目的研究炉(RSG-GAS)の炉心組替及び燃料交換後の就役試験、原子炉施設の安全運転及び性能維持管理に関する技術指導、助言等のため平成7年8月6日から6週間運転専門家を多目的センター(PRSG)へ派遣した。

派遣中に実施した業務は以下のとおりである。

- ① 原子炉運転に関する助言・指導。
- ② 燃料交換後の就役試験について助言・指示。
- ⑤ J-B 研究協力取決めに基づく本年度受入・派遣計画の調整及び確認。

7. 2 二国間協力

7. 2. 1 JAERI-BATAN 研究協力

(1) 受け入れ

平成7年6月28日から9週間、炉運転課員2名、平成7年8月16日から9週間、炉運転直長2名、照射技術課員1名、合計5名を受入れ、指導を行った。その内容は、以下のとおりである。

1) 研究炉の安全運転

現役炉運転実務訓練計画の3年目として、直長2名をJRR-3及びJRR-4(8/16～10/17)に受入れ、研究炉の安全運転確保のための基本的な考え方、設備、機器の状況、点検及び運転手順等について実際の業務を体験させることにより指導・教育した。

2) 研究炉の保守・整備

RSG-GAS のプロセス系統計器の校正は前年度から技術指導を開始し、本年度は、プロセス機器校正に関する校正技術の習得を目指し、JRR-4 (6/28 ~8/29) に1名受入れ、技術指導を実施した。

大型電気機械の予防保全に関する実務研修のため、JRR-2 (6/28 ~8/29) に1名受入れ、技術指導を実施した。

3) 研究炉の利用

研究炉の利用計画調整及び照射試料の安全評価に関する実務研修のため、研究炉利用課 (8/16 ~10/17) に1名受入れ、技術指導を実施した。

(2) 派遣

1) 制御棒駆動装置改造に係る耐久試験及び燃料破損検出器 (F. F. D) 改良

制御棒駆動装置改造用テストモデルの技術指導、助言及び同モデルによる耐久試験の共同実施、制御棒駆動装置改造実証機設計のための助言及び技術指導、燃料破損検出器 (F. F. D) 改良に係る助言及び技術指導のため、平成7年8月10日から3週間、1名を派遣した。

2) 研究炉の安全運転・管理

多目的センター (PRSG) はRSG-GAS の安定運転化及び運転サイクルの拡大の可能性を検討している。これに対し、同炉の燃料交換手順及び就役試験の合理化に伴う安全性の検討・評価並びに安定運転及び性能管理に関する助言・指導のため平成8年2月25日から4週間、1名を派遣した。

3) 研究炉の保守・整備

プロセス系計器の一つである圧力計校正のため、技術指導及び同校正マニュアルの整備を目的に平成8年3月3日から2週間、1名を派遣した。

4) 第8回合同運営委員会

J-B 研究協力協定に基づきジャカルタで開催された第8回合同運営委員会に、平成8年3月10日から1週間、2名を派遣し、研究炉分野における研究協力について今後の進め方を協議するとともに試験・研究炉に関する情報交換を行った。

7.2.2 JAERI-OAEP研究協力

平成7年度は、昨年度に締結された原研とタイ原子力庁(OAEP)との研究協力協定に基づき協力を実施する実質的な初年度であった。

(1) 受入れ

OAEP側の事情もあって、本年度の研究者・技術者の受入れ数は3名に留まった。それぞれの協力研究テーマ及び受入れ期間は以下のとおりである。

- ・使用済み燃料乾式貯蔵及び中性子捕捉療法に関する情報交換： 1週間
- ・燃料要素燃焼・しゃへい解析及び照射キャプセルの放射化分析： 5週間
- ・即発ガンマ線中性子放射化分析： 9週間

(2) 派遣

原研からの派遣は6名であった。うち1名は、国際技術協力員として長期に亘ってOAEPに滞在し、本協力協定の主テーマであるOAEP新研究炉の安全設計・安全評価に助言を主に行っている。他の派遣は、いずれも2週間以内の短期であり、研究炉安全規制、使用済み燃料管理、設計解析手法、等について情報交換を行った。

(3) 運営委員会

次年度の研究協力の実施等に関する協議を行うための運営委員会を東海研究所にて開催した。OAEP側委員は3名、原研側委員は4名であった(「高崎研究所、放射線利用に関する協力研究」関連を含む)。協議の結果、平成8年度においては、国際技術協力員1名の長期派遣の他、原研から2週間2名の派遣、及び、OAEPから9週間4名の受入れを行うことが合意された。

7.2.3 JAERI-ININ研究協力

本研究協力取決めにに基づき、第5回運営会議に出席するとともに、研究協力に必要な打合せを行うため、平成7年8月20日から1週間、1名を派遣した。過去5年間の成果は、ININが計画している次期研究炉MEX-15の核、熱水力設計、安全性評価等について、着実に研究成果をあげるとともに、研究利用分野における研究協力についても進めることができた。また、今後5年間の研究協力課題としては、アクチノイド化学・核分裂生成物の基礎研究、RI製造、研究炉の設計・工学研究及び水素の製造・貯蔵の4研究課題について報告があった。

本研究協力協定は、平成7年8月をもって、第1期5年間の協定期間が終了したが、ININ側の強い要望もあって、協定期間を延長し、上述の4研究課題について今後も協力を進めるように協議が進められている。

*平成8年6月に協定の延長が調印された。

7.3 その他の協力

平成7年3月15日から6ヶ月間、中国原子能科学研究院（CIAE）の研究者1名及び平成7年3月15日から9ヶ月間、ベトナム原子力委員会の研究者1名を原子力交流制度により、JRR-2及びJRR-4に受け入れ、研究炉及び照射施設の運転管理をテーマに研修を実施した。

さらに、平成7年9月5日から6ヶ月間、インドネシア原子力庁（BATAN）の研究者2名を原子力交流制度により、研究炉技術開発室に受け入れ、それぞれ制御棒吸収体の安全解析及び研究炉の熱水力安全評価をテーマに研修を実施した。また、平成7年10月3日から2ヶ月間、インドネシア原子力庁（BATAN）の研究者1名を原子力交流制度により、研究炉技術開発室に受け入れ、研究炉利用技術の開発をテーマに研修を実施した。

平成7年8月6日から約1ヶ月間、原子力交流制度により、インドネシア原子力庁に原研専門家1名を派遣し、MPR-30原子炉の運転・保守等について必要な助言を与える協力を行った。さらに、平成7年9月11日から1週間、韓国原子力研究所（KAERI）からの要請に応じて、原研専門家1名を派遣し、研究炉の運転管理・技術管理等に係る討議を行った。

7.4 国際会議、シンポジウム

7.4.1 「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」に係わる原子力ワークショップ

(1) はじめに

本ワークショップは、我が国の原子力安全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、平成7年3月に東京で開催された第6回アジア地域原子力協力国際会議での合意に基づき行われたもので、「研究炉利用」をテーマとする第4回目のワークショップとしてインドネシアで開催されたものである。このワークショップでは、中性子散乱実験、ラジオアイソトープ製造及び中性子放射化分析の3分野について、上記の国際会議の参加国からの研究者、専門家により、各国の研究の現状、共同で実施している研究の状況及び将来の研究計画について討論が行われた。

ワークショップに先立って行われたサブワークショップは、1992年に第1回「研究炉利用」ワークショップが開催された際、当時、インドネシアの多目的研究炉（RSG-GAS）に整備された高分解能粉末中性子回折装置（HRPD）を利用して、各国から参加する研究者のための高度な中性子回折実験を、研修（OJT）を含めて実施することが決議され、1993年、1994年に実施してきたものである。今年からは、1994年のワークショップにおいて、OJTを発展させたものとして参加各国が共同研究を開始することが合意されたことに基づいて、以下の3件の研究テーマについて、一方の担当国（中国、フィリピン、タイ）の研究者が試料を準備し、他方の担当国であるインドネシア側の研究者が各研究テーマごとに実験をHRPDで行い、それらの結果を、担当した研究者がこのサブワークショップに集まって討論を行ってまとめることとなったものである。3件の研究テーマは、①希土類永久磁石材料の磁気構造解析の研究（中国－インドネシア）、②ベータアルミナ型超イオン伝導体の構造研究（フィリピン－インドネシア）及び③リシウムを添加したビスマス系高温超伝導体の構造研究（タイ－インドネシア）である。

(2) ワークショップの概要

ワークショップに先だつてスルボン研究所で行われた中性子散乱サブワークショップでは、11月23日に

開会式が行われ、大西研究炉部長、Marsongkohadi材料科学研究センター長からそれぞれあいさつがあった。(Fig.7.4.1 参照)今回のサブワークショップでは、開会式に引き続いて、昨年のワークショップで合意された上記の3件の研究テーマに関する実験の結果について、各研究テーマを担当する研究者が持ち寄ったデータ、論文等をもとに討論を行った。

ワークショップは、平成7年11月27日から11月30日までインドネシアのジャカルタにおいて、オーストラリア、中国、韓国、フィリピン、マレーシア、タイ、インドネシア及び日本の8カ国から合計約80名の参加者を得て行われた。わが国からは、18名の専門家等が参加した。

ワークショップは、第1日(11月27日)に、受付を行ったのち、ジャカルタのホテルインドネシアの会議場で全員一堂に会して開会式が行われ、科学技術庁の佐伯氏とBATANのSubki次官から開会挨拶が行われた。(Fig.7.4.2 参照)この後、第3日(11月29日)の午前中までは、3分野に分かれて各国からの研究等の進捗状況報告、サブワークショップの報告、将来の研究計画について討議が行われ、第3日の午後から参加者全員による討議が行われ、この中では各分野ごとにとりまとめられた今回のワークショップまで過去3回の研究内容のレビュー及び今回のワークショップのまとめ、将来計画が報告された。引き続き、次年度以降の方針として、原研からラジオアイソトープ製造分野と放射化分析分野を併せて1つの分野とし、研究炉の安全な運転、保守の分野を入れる等を提案し、参加国から積極的に支持された。最終日(30日)には、各分野の研究のまとめ、将来計画及び次年度の方針が確認されて成功裏に閉会した。

(3) ワークショップの内容

本ワークショップ及びサブワークショップで討議された結果の主要な内容は、次に示すとおりである。

1) 中性子散乱

昨年のワークショップ以降に実施された各国間の共同研究に関する実験、解析、議論や、サブワークショップでの最終検討を通じて、3つの研究テーマについて次の評価が得られた。①希土類永久磁石材料の磁気構造解析の研究は、極めて順調に進展し、四編の研究論文が国際的科学雑誌に受理され、さらに多くのものが提出されている。②ベータアルミナ型超イオン伝導体の構造研究では、室温実験データを解析中であり、さらに高温実験データを採ることを計画している。③リチウムを添加したビスマス系高温超伝導体の構造研究は、試料準備が困難なため遅れていたが、最近やっとBATANに持ち込まれ中性子回折実験が近々行われる予定である。こうした評価を基礎にして、今後一年間は上記の3研究テーマを引き続き推進するとともに、1996年にも今年同様のサブワークショップとワークショップを開催し研究のまとめを行うことが提案された。前年のワークショップで情報交換を目的として提案されたニュースレターが10月に発行された。

また、中性子小角散乱装置がインドネシア、マレーシア、オーストラリアで来年稼働し始める事情に対応して、この装置に関する非公式な協力を始めることも提案された。

2) ラジオアイソトープ製造

各国のラジオアイソトープ製造の現状について報告と討論がなされた。インドネシアでは低濃縮ウランターゲットを用いたモリブデン-99製造法の開発に進展があった。現在、核医学界において最も需要の著しいモリブデン-99/テクネチウム-99mジェネレータに関する改良技術の開発では、中国、フィリピンによるモリブデン酸ジルコニウム・ゲルジェネレータ開発の進展に加え、日本が新しい無機高分子を用いたモリブデン吸着材の開発状況を公表し注目を浴びた。また、マレーシアによるインドネシア製モリブデン-99を使用したクロマトグラフ型ジェネレータの頒布定常化等も含めて、本ワークショップを通じてなされた公開実験及び情報交換の成果が具体的な形で現出しつつある。さらに癌の診断治療に有望視されるサマリウム-

153の製造及びそれをベースにした医薬品の開発研究について、フィリピンを除く全ての参加国において精力的な取り組みが始まっており、次回ワークショップでの成果報告が期待される。

招待講演については、上記のトピックスとも関連して7件の研究発表及び総合報告がなされた。また、今後の協力項目として、低濃縮度ウランターゲット、モリブデン-99/テクネチウム-99mジェネレータ、サマリウム-153の製造及び関連医薬品の開発研究等の他に、ラジオアイソトープ製造及び品質保証のための放射能計測技術にも関心が寄せられ、新たな一項を設けることとなった。なお、ニュースレターについては引き続き発行を継続する。

3) 中性子放射化分析

各国の活動の現状が報告され、引き続き各国の参加者から大気浮遊塵の研究等の現状について報告と討論があった。セッションでは、放射化分析に加えて補助的にX線蛍光分析、原子吸光分析を行った研究、放射化分析法とICP-MSを比較した研究等が報告された。

招待講演は、放射化分析に関連して日本から3件、インドネシアの環境管理センターにJICAエキスパートとして勤務している早川氏から1件及びインドネシアから1件、併せて5件行われた。

今後も、ハイボリュームサンプラーを使用して試料を採取し、中性子放射化分析法で元素の濃度を決定する現在の計画を継続する。試料は、少なくとも都市部及び地方の2箇所では採取することとし、収集中の環境条件を記録することとした。

ニュースレターは、翌年発行する予定である。来年5月に韓国で開催されるASRR-VIに、これまでのワークショップで得られた結果を報告することとなった。

(4) 本ワークショップのまとめ

本ワークショップでの討論の結果は、上記の3分野について、研究計画としてまとめられた。また、過去3年間のワークショップのレビュー及び次年度以降のワークショップの方針についても全体討議のなかで議論された。

原子力およびその利用は、総合科学技術力の上に成り立つものであり、これを支える周辺科学技術環境の重要性、特に安全規制に係わる制度や規定などの安全面は、わが国との比較において、未整備な点が多く、安全面の充実が必要である。これからの安全基準の整備にあたっては、隣接国が多いだけにできるだけ統一化を図った基準作りが重要となり、アジア諸国での原子力利用の健全な発展のためには先進諸国の支援のもとに、これら環境の整備・充実が必要となる。



Fig. 7.4.1 Opening ceremony of sub-workshop on the utilization of research reactors (Nov. 23, 1995, Serpong, Indonesia)

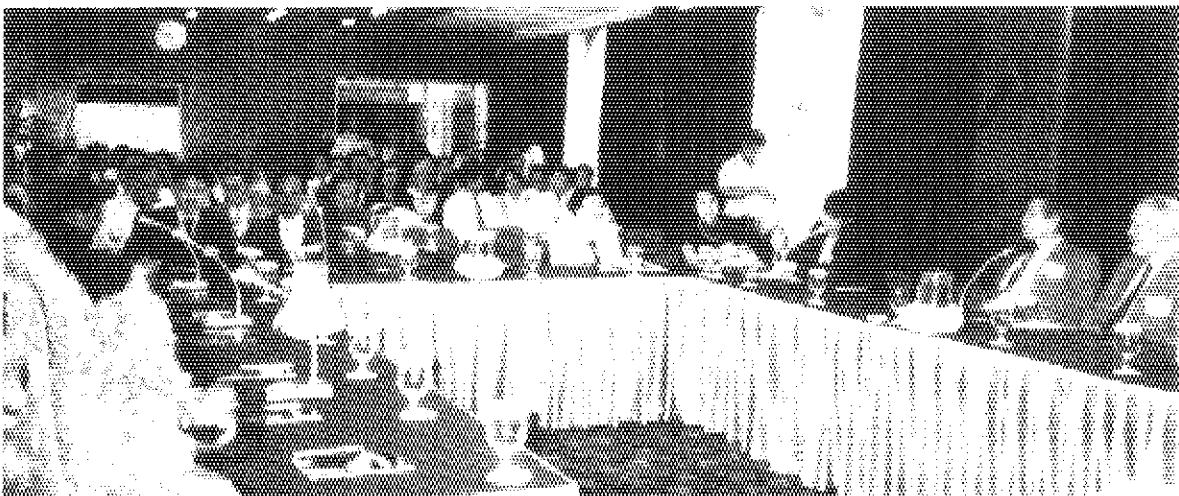


Fig. 7.4.2 Opening ceremony of workshop on the utilization of research reactors (Nov. 27, 1995, Jakarta, Indonesia)

7.4.2 IAEA-AGM

平成7年10月23日から27日まで、「ラジオアイソトープ (RI) 生産のための研究炉利用の最適化」に関する IAEA 諮問グループ会合 (IAEA-AGM) が東海研究所において開催され、研究炉部、アイソトープ部及び材料試験炉部から委員が出席するとともに、事務局として会合の運営を補佐した。国外からは、IAEA、アメリカ、中国、ロシア、ブラジル、韓国、ベトナムからそれぞれ1名ずつの委員が名を連ねた (ロシアの委員はビザの関係で来日できず)。

会合の主なテーマは、RI 生産のための照射計画、研究炉の最適運転戦略、中性子束レベルの改善・運転コスト削減方式、国・地域レベルでの RI 商用戦略等にわたった。本会合の報告書 (諮問) は、近々 IAEA から公刊されることとなる。

7.4.3 IGORR-IV

概要

研究炉国際グループ会議(International Group on Research Reactor : IGORR)は、高性能新型研究炉の研究・開発に関する世界的な規模での研究協力及び情報交換を目的として、新型研究炉の設計、建設あるいは既存炉の改造を鋭意計画、実施している各国の研究開発機関等における研究者、技術者を集め、約1年半毎に先進各国で交代に開催されているものである。第1回は1990年2月に米国オークリッジ国立研究所において、第2回は1992年5月にフランスサクレイ研究所において、第3回は1993年9月に原研において開催された。本会議の特徴は、各国の研究炉に関する開発研究に関する情報交換のみならず、高性能新型研究炉を開発する際に必要な研究・開発(R&D)の成果を共有しようとするところにある。第4回目の本会議は、アルゼンチン、オーストラリア、カナダ、デンマーク、フランス、ドイツ、日本、韓国、台湾、ロシア、スイス、オランダ、米国の13カ国から約60名が参加し、米国オークリッジ国立研究所の主催で1995年5月にテネシー州ガトリンバーグにおいて開催された。

内容

本会議は、1. 運転中の研究炉及び利用施設の改良、2. 設計あるいは建設段階にある研究炉の現状、3. ANS計画の中止について、4. 事故及び安全解析コードのベンチマーク、検証及び妥当性評価方法に関する調査結果、5. 研究開発(R&D)及びR&Dに関連した解析結果、の5つのセッションに分けられ開催された。

1. 運転中の研究炉及び利用施設の改良に関するセッションでは、1995年2月8日に初臨界を達成した韓国のHANARO (KMRR)の機能試験及び今後の特性試験に関するもの、ATR (米国)、FRJ-II (ドイツ)、HFR (オランダ) の既存の研究炉の経年劣化対策に関するもの、HIFAR (オーストラリア) の現状に関するもの、DR3 (デンマーク)、HFIR (米国)、NIST (米国)、ORPHEE (フランス) の照射利用設備、冷中性子源装置などを含むビーム利用設備の改良あるいは追加などに関する報告があった。照射利用設備及びビーム利用設備の改良等に関しては、いずれも研究炉の利用性能の高度化への要求に対応するために実施されたもの、あるいは実施予定のものである。HFIRの改造計画は、ANS計画の中止に伴って浮上してきたものである。

2. 設計あるいは建設段階にある研究炉に関するセッションでは、ドイツのFRM-IIが計画進行

中であり、1994年現在で総工費約440億円、2001年初臨界達成予定とのことであった。燃料の濃縮度については、性能の低下、設計変更に要する時間、建設コストの増大等を考慮すると低濃縮燃料に変更することは出来ないとのことで、当初の設計通り高濃縮燃料で進めるとの報告があった。FRM-IIでは直径約24cm、炉心有効高さ約70cmのコンパクトな炉心で20MWを発生させ、高中性子束 ($8 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$) を目指しているビーム利用専用炉である。カナダのIRF (Irradiation Research Facility) は、スプリット炉心を採用し、その炉心構成等について発表があった。IRFは、熱出力40MW、軽水減速・冷却、重水反射体付きプール型炉である。IRFは、FRM-IIとは異なり、CANDU炉の燃料照射試験及びビーム利用実験の2つの目的を1つの炉で達成しようというもので、老朽化したNRU炉の後継炉として計画されている。ロシアのPIKについては、80%建設が完了したとのことで、冷却系、原子炉回り、建家等多くの写真を取り入れて、現状について発表があった。ただ、予算的に厳しく完成時期については、具体的な報告はなかった。GA社のPulsed TRIGA中性子源については、大型加速器ベースの中性子源と同様にパルス状に中性子を発生させるというTRIGA炉の特性をうまく利用した新しい試みであり、低出力の炉で高中性子束を達成しようというものである。

3. ANS計画中止に関するセッションでは、1996年度予算が付かず、本年度で計画を終了するとの報告があった。本計画を終了するに当たっては、①設計書類等は今後再利用可能なように保管管理する、②進行中のR&Dに関しては、年度内に最低限必要な実験等を実施して成果をまとめ、これらの成果は公開すると共にパーソナルコンピュータ上で閲覧可能なようにCD-Rom 4枚程度に全ての報告書を記録し関係機関に配布する、③ANSの利用設備関連のR&Dに関しては、HFIRの利用設備の改造に生かすべく、必要なものは続けていくとの報告があった。HFIRでは、ANSに設置が予定されていた冷中性子源の設置及び水平実験孔の増設等の利用設備の高度化、燃料のシリサイド化、重水反射体の設置など大掛かりな改造が計画されており、炉心冷却流れ方向も下向流から上昇流へと変更する予定である。ANS計画は、R&Dでは数多くの成果を出しており、さらに今後の成果も期待されていただけに、関係する国々から中止を残念がる声が多く聞こえた。

4. 事故及び安全解析コードのベンチマーク、検証及び妥当性評価方法に関する調査結果に関するセッションでは、前回のIGORR-IIIにおいて提案された調査に関し、回答のあったAECL、CIAE、JAERI、ORNL及びSiemensについて、解析に使用する計算コードの品質保障、コードの種類等について報告があった。核計算に関しては、各国とも拡散計算、輸送計算など2種類以上のコードを使用し、核データライブラリなどもほぼ共通のものが使用されていた。一方、熱水力的な過渡事象を解析するコードは、それぞれ異なったコードを使用していた。

5. 研究開発(R&D)及びR&Dに関連した解析結果に関するセッションでは、以下に示す5つのサブセッションに分けられ、それぞれのR&Dの成果について発表があった。

a. 熱水力及び解析

()は発表した組織を示す

・ ORNLでのR&D結果 (ORNL)

流路閉塞実験及び解析結果*

流動不安定性試験に関する結果

燃料板の流れに対する安定性及び歪み

- ・板状燃料を用いた研究炉用限界熱流束相関式 (JAERI)
- ・NISTの液体水素冷中性子源の熱水力モデル試験結果 (NIST)
- b. シリサイド燃料の性能及び製作
 - ・ U_3Si_2 の照射効果及び熱伝導率計算 (ANL)*
 - ・FRM-II用模擬燃料要素の特徴及び開発の現状 (CERCA)
 - ・半径方向及び軸方向に燃料芯材の厚みに変化を持たせた U_3Si_2 燃料板製作に関する開発の現状 (B&W)
- c. 構造材の性能
 - ・Al6061の照射試験及び結果 (ORNL)
- d. 核
 - ・NCNPとORIGEN2を結合させたコードMOCUPについて (INEL)
 - ・NCMPの使用及び燃焼計算を容易にするためのグラフィカルユーザーインターフェースについて (Atom Analysis)
- e. シビアアクシデント関連するR&D結果
 - ・炉心溶融事象における化学的エネルギー、その他のエネルギー放出及び核分裂生成物放出 (ORNL)*
 - ・溶融した研究炉炉心からの核分裂生成物放出 (Siemens)
 - ・NSRRにおける U_3Si_2 ミニプレート過渡発熱に関するJAERI/ORNL実験及び解析 (原研/ORNL)

*: IGORR-IIIで要求のあったR&D項目で今回成果が発表されたもの

原研における限界熱流束相関式に関するR&D成果、NISTの冷中性子源装置に関する熱水力的な試験結果以外は、全てANS及びFRM-IIに関連したR&D成果の発表であった。いずれも非常に興味深いものであり、原研における今後のR&Dに参考になるものと考えられる。また、B&W社及びセルカ社からのANS及びFRM-II用に開発した燃料についての報告では、既に燃料を試作済みであり、完成度の高いものであった。

最終日のR&Dに関するワークショップでは、参加各国が今後の研究炉の開発に関して必要としているR&D分野について話し合いが行われ、冷中性子導管設計の最適化、冷中性子源装置に関連して液体水素・重水素の物性、熱水力設計の限界を判定するのに重要な流動不安定に関する低圧領域のデータ、ANS計画でこれまで実施してきたR&D項目等について、今後各国で協力しながら開発を進め、その結果について本会議で報告していくことが確認された。提案されたR&D項目を以下に示す。

R&D提案項目

()は提案した組織を示す

- ・格納容器の設計に関する必要条件について (AECL)

IGORRメンバーへの格納容器の設計方針に関する調査

設計評価事象について

外的な危険要因について、他

- ・冷中性子導管の寸法・形状の最適化に関する研究 (ORNL)
- ・冷中性子源装置開発に係る液体水素・重水素の物性データ (ORNL)
 - データの収集、冷中性子源のベンチマーク計算
 - 冷中性子源の熱負荷及びその解析方法
- ・流動不安定性に関する熱水力データ (Technical University of Munich)
 - 高冷却材流速条件下(17~18m/s)でかつ低圧条件下(<1MPa以下)の流動不安定性に関するデータ
- ・ANS計画におけるR&D項目のうち今後もIGORRメンバーにとって必要と考えられるもの
 - a. 流路閉塞の閉塞形状効果について
 - b. アルミニウムの酸化膜生成に及ぼすpH減少の影響
 - c. ANS熱水力試験結果のまとめ
 - d. アルミニウム照射試験
 - e. 燃料製作時における燃料板表面のコーティングについて

また、前回のIGORR-IIIまでに提案のあった項目で、IGORRでまだ報告のないR&D項目について以下に示す。これらの項目についても、その結果が明らかになった時点で、本会議において報告することとなっている。

IGORR-IIIまでに提案のあったR&D項目 (未報告分) ()は提案した組織を示す

- ・小さな炉心の多次元動特性解析 (ORNL, Technical University of Munich, AECL)
- ・可燃性毒物照射試験 ((ORNL, Technical University of Munich)
- ・中性子導管照射試験 (原研, ORNL, Technical University of Munich)
- ・冷中性子源材料照射試験 (ORNL)
- ・冷中性子源開発のための低温単相強制対流 (液体窒素など) 循環試験 (ORNL)
- ・冷中性子源開発のための液体水素-水反応試験 (原研, BNL, ORNL, Technical University of Munich)

次回のIGORR開催時期及び場所については、これまでの経緯を踏まえ約1年半後の1996年秋にフランスのグルノーブル又はカダラッシュで開催するということに決定した。

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7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

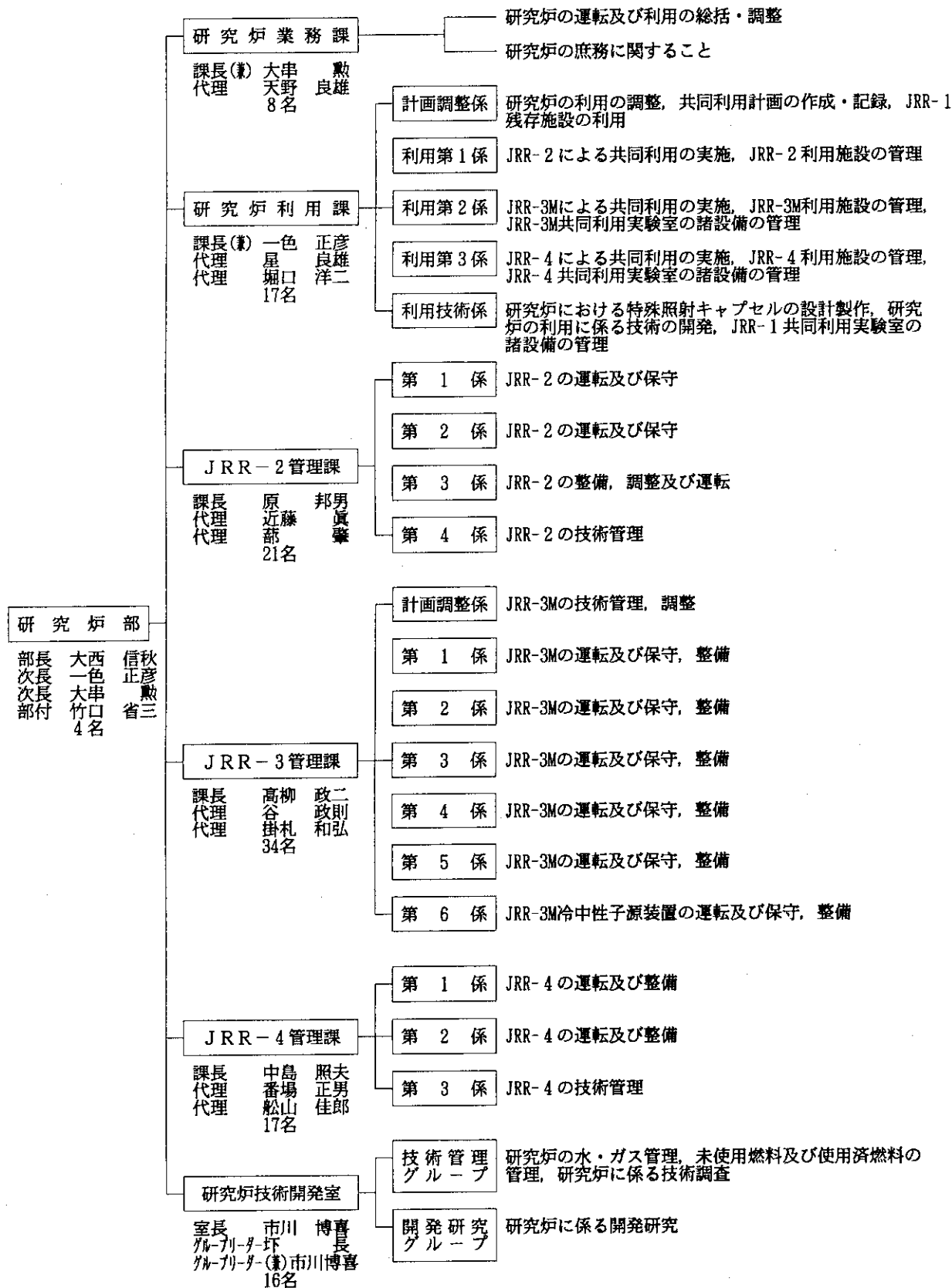
委員長	一色正彦	部長
副委員長	高柳政二	次長
委員	市川博喜	研究炉技術開発室
	鯉淵薫	研究炉利用課
	菊池博之	研究炉技術開発室
	東山豊	JRR-2管理課
	大和田稔	JRR-3管理課
	出雲寛互	JRR-4管理課
	山田誠子	研究炉業務課

付 録

Appendix

付録1 研究炉部の組織と業務

平成8年3月31日現在



付録2 平成7年度JAERI-Research等一覧

著者	標 題	レポート NO.
技術管理グループ	低濃縮板状燃料要素の解体検査	JAERI-Tech 95-030
神永、山本、 渡辺、中野	JRR-4 シリサイド燃料炉心の安全評価のための 反応度投入事象解析	JAERI-Tech 95-040
曾野、中野、 山根	日本原子力研究所・研究炉JRR-3Mの燃料領域 照射筒内部の詳細中性子スペクトル計算	JAERI-Research 95-059
研究炉部	平成6年度研究炉部年報（運転・利用と研究・技術 開発）	JAERI-Tech 95-047

付録3 平成7年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
曾山 他	原研 JRR-3Mにおける冷中性子波動光学研究	京都大学原子炉実験所第29回学術講演会
数土、秋本、神永	Analytical Study on Critical Heat Flux of Comparatively Low-Velocity, Upward-Saturated Two-Phase Flow in Vertical Rectangular Channels under 0.1 to 14 MPa	第2回国際混相流国際会議(ICMF'95)
数土、神永	Analytical Study on Mechanism and Predominant Parameter Effects of Countercurrent Flow Limitation in Vertical Channels	第3回原子力工学国際会議(ICONE3)
神永、数土、古平、大西	CHF Correlation Scheme Proposed for Research Reactors Using Plate Type Fuel -New CHF Correlation Under CCFL Conditions-	International Group on Research Reactors(meeting IGORR-IV)
鶴野、松林	JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置晃	放射線による非破壊評価シンポジウム
神永、数土	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
大西、小山田、佐野川、他	Status of Reduced Enrichment Program for Research Reactors in Japan	18th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors
史、神永、数土	Experimental Study on Characteristics of Void Fraction in Vertical Two-Phase Flow under Stagnant Water Condition	日本機械学会 茨城講演会
数土、神永、秋本	高サブクール高流速下の限界熱流速に関する解析的研究	日本機械学会 第73期全国大会
曾山、川端、鈴木	スーパーミラーを利用した低速中性子ビーム集束機器の開発	日本原子力学会 1995年秋の大会
中野、吉井、山根	JRR-3におけるTRU消滅理基礎実験のための中性子スペクトル解析(2)	日本原子力学会 1995年秋の大会
山田、有金、大橋、出雲	JRR-4医療照射設備のビーム設計と解析(I)	日本原子力学会 1995年秋の大会
鶴野、松林、古平、小林	Development of Fluorescent Converter for Fine Resolution Neutron Radiography	2nd Int. Topical Meeting on Neutron Radiography

平成7年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
松林 鶴野 古平	High Resolution Static Imaging System Using a Cooled CCD Camera	2nd Int. Topical Meeting on Neutron Radiography
鶴野、日引 三島	Measurement of Radial Void Distribution of Two-Phase Flow in a Round Tube by Using Neutrons as a Probe	同上
鶴野、松林、 傍島、三島、 他	Development of Temporally-Resolved Neutron Radiography Methods for Visualization of High-Speed Transient Fluid Phenomena	同上
中野、曾山、 天野	Nuclear Data Usage for Research Reactors	1995年核データ研究会
曾山、海老沢、 田崎	中性子反射率計/多層膜干渉計(C3-1-2, JRR-3M)を用いた冷中性子波動光学実験	第3回中性子シンポジウム(東海)
松林、数土、 羽賀	Study on Characteristics of Void Fraction in Vertical Countercurrent Two-Phase Flow by Neutron Radiography	4th int. Conf. (America '96)
曾山、鈴木	JRR-3Mスーパーミラー中性子導管に関する中性子収率解析	日本原子力学会 1996年春の年会
松林、小田、 玉置	イメージングプレートを用いた高感度間接中性子ラジオグラフィ	同上
菊池、金田、 柴田	研究炉用アルミ合金の強度試験結果	同上
神永、G. Si、 数土	停滞水条件下における垂直二相流のボイド率特性	同上
大西、松林、 曾山	MULTIPURPOSE RESEARCH REACTOR JRR-3 AND ITS NEUTRON BEAM EXPERIMENTAL FACILITIES	NEUTRON OPTICS KUMATORI '96
曾山、鈴木、他	FOCUSING OF WHITE NEUTRON BEAM AT THE THERMAL GUIDE TUBE OF JRR-3M	同上
曾山	A NEUTRON REFLECTOMETER INSTALLED AT THE COLD NEUTRON TRIPLE-AXIS SPECTROMETER (LTAS, C2-1) IN JRR-3M	同上
曾山、盛合、 鈴木	CHARACTERIZATION OF SMALL D-SPACING NiC/Ti MULTILAYERS	同上
小菅、羽沢	光中性子源を考慮した逆動特性法による反応度測定	東京大学 平成7年度 弥生研究会

平成7年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
鳥居、堀口、 大友、他	大口径半導体シリコン製造のための均一照射装置の整備	東京大学 平成7年 度弥生研究会

付録4 平成7年度外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
松林 政仁	空気-水対向二相流の可視化	日本非破壊検査協会 中性子ラジオグラフィ 写真集
日引 俊 三島 嘉一郎 松林 政仁	Application of High-Frame-Rate Neutron Radiography with a Steady Thermal Neutron Beam to Two-Phase Flow Measurements in a Metallic Rectangular Duct	Nucl. Technol. 110, p.422~435 '95, 6.
大西 信秋	研究炉のデコミッションングに関する国際活動について	デコミッションング 技報 Vol.12, 1995 p.11~21
更田、曾山 石島、古平 S.N.Valenti 他	Modeling and Analysis of Thermal-Hydraulic Re- sponse of U-Al Reactor Fuel Plate Under Transient Hertup Conditions	NURETH-7
松林、鶴野 古平、他	High resolution static imaging system using a cooled CCD camera	Nucl. instr. and Meth. in Phys. Reser. A
松林 政仁	冷・熱中性子ラジオグラフィ装置の現状	放射線 22(1) p.19-26 '96
大録、加藤 大友	シリコン基板表面の分析用中性子放射化技術の開発	NTT研究開発 本部 研究開発 資料
神永 雅紀	研究用原子炉の定常熱水力解析コードCOOLOD-N	RIST News No.21 1996
佐藤、村山 高柳	Instrumentation and Control Systems of JRR-3M	IAEA-TECDOC (IAEA 技術資料シリ ーズ)

付録5 平成7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	該当なし	申請 年月日 番号			
		認可 合格 年月日 番号			
JRR-3	第L ₀ 次燃料体の製作	申請 年月日 番号		平成5年2月17日 5原研19第8号	平成5年10月12日 5原研19第34号
		認可 合格 年月日 番号		平成5年3月12日 5安(原規)第34号	平成7年8月9日 5安(原規)第295号
	上部しゃへい体及び均一照射設備の改造	申請 年月日 番号		平成6年9月27日 6原研19第30号	平成6年11月24日 6原研19第36号
		認可 合格 年月日 番号		平成6年10月25日 6安(原規)第252号	平成7年7月14日 6安(原規)第357号
	第L ₁₀ 次及び第L ₁₁ 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			
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			
		申請 年月日 番号			
		認可 合格 年月日 番号			
		申請 年月日 番号			
		認可 合格 年月日 番号			
		申請 年月日 番号			
		認可 合格 年月日 番号			
		申請 年月日 番号			
		認可 合格 年月日 番号			
		申請 年月日 番号			
		認可 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

	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												
	ハンガリー	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(2M)						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) 3(2M)	5(1M) 3(2M)	5(2M) 1(2M)	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(1W),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)	1(1W)
タ イ	受入											1(3M)	1(1W) 1(9W) 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(6W) ハンガ リー 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7 原子力総合研修センター原子炉研修部門運転実習の実績

JRR-4では、昭和44年に運転を終結したJRR-1に代わり、原子力総合研修センター原子炉研修部門（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。今年度末でその数は、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、制御棒反応度価値測定、動特性パラメータ測定、原子炉出力測定等である。

☑ 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
合 計	1,123	416	856	158	203	322	1,539

☑ 国外の原子炉技術者養成人数（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)	*		
合 計	52		* 1995年度は、TCAで実施した。 13 カ国