

JAERI-Tech
94-024



平成5年度研究炉部年報
(運転・利用と研究・技術開発)

1994年11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。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。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）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 株原子力資料サービス

平成5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

(1994年10月1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5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, 1993
(April 1, 1993 ~ March 31, 1994)

Department of Research Reactor

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

(Received October 1, 1994)

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 1993 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 well 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	3
1.2 研究炉の技術管理	3
1.3 研究炉の利用	4
1.4 研究炉に関する工学的開発研究	5
1.5 主な技術的事項	6
1.6 国際協力	7
2. 研究炉の運転管理	11
2.1 JRR-2の運転管理	11
2.1.1 運 転	11
2.1.2 保守・整備	11
2.1.3 炉心管理	13
2.1.4 放射線管理	13
2.2 JRR-3Mの運転管理	18
2.2.1 運 転	18
2.2.2 保守・整備	18
2.2.3 冷中性子源装置の運転及び保守・整備	19
2.2.4 炉心管理	20
2.2.5 放射線管理	20
2.3 JRR-4の運転管理	23
2.3.1 運 転	23
2.3.2 保守・整備	23
2.3.3 炉心管理	26
2.3.4 放射線管理	26
3. 研究炉の技術管理	31
3.1 研究炉の水・ガス管理	31
3.2 研究炉の燃料管理	38
3.2.1 新燃料の管理	38
3.2.2 使用済燃料管理	38
4. 研究炉の利用	41
4.1 照射利用	41
4.2 実験利用	56
4.3 利用の状況	59

4.4	保守・整備	66
4.5	研究炉利用システムに関する調査・検討	71
4.6	放射化分析支援システムに関する調査	74
4.7	研究炉利用ハンドブックの整備	76
5.	研究炉に関する工学的開発研究	77
5.1	高性能新型研究炉の開発研究	77
5.1.1	高性能新型研究炉用限界熱流速相関式の開発	77
5.1.2	超高中性子束炉に関する熱水カループ実験	79
5.1.3	研究炉用アルミニウム合金の照射試験	81
5.2	スーパーミラー及び中性子光学デバイスの開発研究	87
5.3	JRR-3M 中性子ラジオグラフィ装置の研究開発	91
5.4	NSRR における板状燃料のパルス照射実験	95
5.5	JRR-3M シリサイド炉心設計	96
6.	主な技術的事項	101
6.1	原子炉施設及び機器	101
6.1.1	JRR-2 運転データ管理システムの開発	101
6.1.2	JRR-3M ベリリウム反射体の寸法測定	110
6.1.3	JRR-3M 制御棒駆動装置可動コイルの改良	116
6.1.4	JRR-3M ^{16}N 減衰タンク近傍の遮蔽設計評価	122
6.1.5	JRR-4 熱交換器の総括伝熱係数の管理	129
6.2	照射技術	140
6.2.1	原子炉燃料・材料のキャプセル照射技術	140
6.2.2	医療照射同時測定技術	141
6.2.3	BEK キャプセルの開発	141
6.2.4	実験管理ソフトの整備	144
6.3	JRR-4 燃料濃縮度低減化計画	159
6.3.1	概 要	159
6.3.2	シリサイド燃料とTRIGA-LEU 燃料の比較	159
6.3.3	原子炉建家等の調査・解析	162
6.3.4	非常用排気系の検討	165
6.3.5	ま と め	167
7.	国際協力	173
7.1	科学技術庁原子力研究交流制度	173
7.1.1	受 入 れ	173
7.1.2	派 遣	173
7.2	二国間協力	174
7.2.1	JAERI-ORNL 研究協力	174
7.2.2	JAERI-BATAN 研究協力	174

7.2.3	JAERI-ININ 研究協力	177
7.2.4	JAERI-OAEP 研究協力	177
7.3	その他の協力	178
7.4	国際会議, シンポジウム	178
7.4.1	第3回研究炉国際グループ会議	178
7.4.2	第16回燃料濃縮度低減化国際会議	178
7.4.3	第4回アジア研究炉シンポジウム	179
7.4.4	「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	179
	あとがき	182
付録1	研究炉部の組織と業務	183
付録2	平成5年度 JAERI-M レポート一覧	184
付録3	平成5年度口頭発表一覧	185
付録4	平成5年度外部投稿論文一覧	186
付録5	平成5年度官庁認可一覧	187
付録6	研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	188
付録7	原子炉研修所運転実習の実績	189

Contents

Preface	1
1. Overview	3
1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors	3
1.2 Technical Management	3
1.3 Utilization of Research Reactors	4
1.4 Research and Development on Research Reactor Engineering	5
1.5 Technical Topics	6
1.6 International Cooperation	7
2. Operation and Maintenance of Research Reactors	11
2.1 Operation and Maintenance of JRR-2	11
2.1.1 Operation	11
2.1.2 Maintenance	11
2.1.3 Reactor Core Management	13
2.1.4 Radiation Monitoring	13
2.2 Operation and Maintenance of JRR-3M	18
2.2.1 Operation	18
2.2.2 Maintenance	18
2.2.3 Operation and Maintenance of Cold Neutron Source	19
2.2.4 Reactor Core Management	20
2.2.5 Radiation Monitoring	20
2.3 Operation and Maintenance of JRR-4	23
2.3.1 Operation	23
2.3.2 Maintenance	23
2.3.3 Reactor Core Management	26
2.3.4 Radiation Monitoring	26
3. Technical Management of Research Reactors	31
3.1 Water and Gas Managements	31
3.2 Fuel Management	38
3.2.1 Fresh Fuel Management	38
3.2.2 Spent Fuel Management	38
4. Utilization of Research Reactors	41
4.1 Irradiation	41
4.2 Experiments	56
4.3 Utilization Status	59
4.4 Maintenance	66

4.5	Survey on Reactor Utilization System	71
4.6	Survey on Support System for Neutron Activation Analysis	74
4.7	Preparation of Reactor Utilization Handbook	76
5.	Research and Development on Research Reactor Engineering	77
5.1	Study on New High Performance Research Reactor	77
5.1.1	Development of Critical Heat Flux Correlation for New High Performance Research Reactor	77
5.1.2	Thermal Hydraulic Loop Experiment on Ultra High Neutron Flux Reactor	79
5.1.3	Neutron Irradiation Test of Aluminum Alloys for Research Reactor	81
5.2	Development of Super Mirror and Neutron Optical Device	87
5.3	Research and Development of JRR-3M Neutron Radiography Facility	91
5.4	Pulse Irradiation Test of Plate Type Silicide Fuel Using NSRR	95
5.5	Silicide Fuel Core Design for JRR-3M	96
6.	Technical Topics	101
6.1	Reactor Facilities and Components	101
6.1.1	Development of Operation Date Management System for JRR-2	101
6.1.2	Dimension Measurement of JRR-3M Beryllium Reflector	110
6.1.3	Improvement of Mobile Coil for JRR-3M CRDM	116
6.1.4	Evaluation of Shield Design around JRR-3M ^{16}N Decay Tank	122
6.1.5	Management of Heat-transfer Factor of Heat Exchanger in JRR-4	129
6.2	Irradiation Technology	140
6.2.1	Capsule Irradiation Technology for Reactor Fuels and Materials	140
6.2.2	Real-time Monitoring of Thermal Neutron Flux for BNCT	141
6.2.3	Development of BEK Capsule	141
6.2.4	Preparation of Software for Experimental Utilization	144
6.3	Reduced Uranium Enrichment Program of JRR-4	159
6.3.1	Introduction	159
6.3.2	Comparison of Design between Silicide and TRIGA Fuels	159
6.3.3	Survey on Reactor Building	162
6.3.4	The Investigation of Emergency Exhaust System	165
6.3.5	Conclusion	167
7.	International Cooperation	173
7.1	STA Scientist Exchange Program	173
7.1.1	Acceptance	173

7.1.2 Dispatch	173
7.2 Bilateral Cooperation	174
7.2.1 JAERI-ORNL Cooperation	174
7.2.2 JAERI-BATAN Cooperation	174
7.2.3 JAERI-ININ Cooperation	177
7.2.4 JAERI-OAEP Cooperation	177
7.3 Other Cooperation	178
7.4 International Conference and Symposium	178
7.4.1 The Third Meeting of International Group on Research Reactor	178
7.4.2 The 16th International Meeting on Reduced Enrichment of Research and Test Reactors	178
7.4.3 The Fourth Asian Symposium of Research Reactors	179
7.4.4 The 1993 Workshop on the Utilization of Research Reactors	179
Postscript	182
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor	183
Appendix 2 A List of JAERI-M Reports	184
Appendix 3 A List of Papers Presented at Meetings	185
Appendix 4 A List of Published Papers	186
Appendix 5 A List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	187
Appendix 6 A List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research Reactors	188
Appendix 7 Status of Reactor Operation Training in Radioisotope and Nuclear Engineering School	189

ま え が き

研究炉部は、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4の施設を管理し、利用に供するとともに、関連する研究・技術開発を実施している。これらの施設の運転は、年度毎に作成される「研究炉運転・管理計画」に基づいて行われる。

JRR-2は、計画どおりにサイクルの共同利用運転を実施し、この間医療照射を7回行うとともに、2次冷却塔ポンプ室の改修等、保守・整備を行った。

JRR-3Mは、7サイクルの共同利用運転を実施するとともに、定期検査を10週間にわたって実施し、計画どおりの日程で終了した。この間、冷中性子源装置のヘリウム冷凍設備及び制御棒駆動装置(CRDM)コイル電源制御回路冷却ファンに起因する計画外停止を計2回経験した。

JRR-4は、計画どおり41週間の共同利用運転(燃料節約のための50%セーブ運転を含む)を行うとともに、主ポンプ及び主要弁の分解点検、天井クレーン改修等の保守・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が、全体保有量は41,433kgで計量管理上昨年度と大差なかった。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、燃料の製作(L₆、L₇、L₈及びL₉次分)、貯蔵庫での保管、燃料交換に伴う炉頂への搬入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。使用済燃料(SF)管理では、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4からのSFの受入れと各SF貯蔵施設の保守・管理を実施するとともに、SF輸送容器の定期自主検査、JRR-3M燃料の照射後健全性試験を行った。

研究炉の利用では、JRR-2、JRR-3M及びJRR-4の各炉において共同利用を行い、照射利用関係については照射総数1,097件、キャプセル総数で1,690個、一方の実験利用においては82,793件・時間であり、前年度とほぼ同様の利用実績であった。さらに、各利用設備の保守・整備を進め、機能維持に努めるとともに、インパイル微小変位測定、長時間照射用キャプセル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、利用ハンドブックの作成、利用システムに係る調査・検討等を行っている。

研究炉に関する工学的開発研究においては、超高中性束の高性能新型研究炉開発に必須の熱流動実験に着手するとともに、ANS計画に係る協力研究の一環として、原研からの派遣研究員がORNLにおいて熱水力実験ループ(THTL)を用いて実験・解析を昨年度に引き続き実施している。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開発、高度化を目的にシリコンウェハー型スーパーミラーを試作し、特性データを取得した。さらに、JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置の開発研究を進め、高解像度中性子テレビシステムの開発等を行うとともに、NSRRを用いた低濃縮板状燃料ミニプレートによる過渡照射実験、JRR-3M燃料シリサイド化に向けて炉心特性解析等を実施し、所期の成果を得た。

主な技術的事項に関しては、原子炉施設及び機器関連としてJRR-2運転データ管理システムの開発、JRR-3Mベリリウム反射体の寸法測定、JRR-3M制御棒駆動装置可動コイルの改

良, JRR-3M ^{16}N 減衰タンク近傍の遮蔽設計評価, JRR-4 熱交換器の総括伝熱係数の管理について技術的成果を述べている。照射技術については, 原子炉燃料・材料のキャプセル照射技術, 医療照射同時測定技術, BEK キャプセルの開発, 実験管理ソフトの整備に関する成果が紹介されている。さらに, JRR-4 燃料濃縮度低減化計画においては, 前年度に引き続き, 変更炉心の設計解析, 原子炉建家の各種調査, 非常用排気系に係る検討結果等が述べられている。

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, インドネシア原子力庁・日本原子力研究所協力取決め, オークリッジ国立研究所, メキシコ原子力研究所等との二国間協力, IAEA 研修等の枠組みにより, 研究員の受入れ(11名)及び派遣(7名)を行うとともに, 第3回研究炉国際グループ会議の開催, 第16回燃料濃縮度低減化国際会議への協力・参加, 第4回アジア研究炉シンポジウムへの参加, 「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」に係る原子力安全ワークショップの開催を実施した。

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

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5年度研究炉運転・管理計画に基づき12サイクルを計画し、当初の計画どおり終了した。なお、共同利用運転の間、脳腫瘍患者の医療照射を7回実施した。

整備に関しては、二次冷却塔送風機の分解整備、二次冷却塔ポンプ室の改修、主重水熱交換器の化学洗浄等を実施した。また、計算機関係の整備を開始した。

(2) JRR-3M

本年度は、平成5年度研究炉運転・管理計画に基づき、7サイクルの共同利用運転を実施した。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、冷中性子源装置のヘリウム冷凍設備の停止による原子炉の自動停止と、CRDMコイル電源制御回路冷却ファン停止による原子炉の自動停止の計2回、原子炉の計画外停止があった。

施設の保守、整備については、第3回目の定期検査を1月から3月までの10週間にわたって実施し、さらに、昨年度製作した制御棒駆動装置の可動コイル6体分の交換を、7月から8月の点検・保守期間内に実施した。

(3) JRR-4

本年度の運転は、平成5年度研究炉運転・管理計画に基づき41週間の共同利用運転を行った。この中には、原子炉研修所の一般課程3週間、原子炉工学課程1週間及び国際コース1週間が含まれている。なお、燃料濃縮度低減化計画、高濃縮ウラン燃料の保有数量の関係から出力抑制等50%セーブ運転を実施した。

施設の保守・整備の面においては、年1回の定期検査を5月から6月の6週間で実施し、さらに、11月から12月の4週間で廃液中和装置点検、主ポンプ及び主要弁の分解点検、天井クレーン改修、炉室床塗装補修、排風機建家改修等を実施した。

Fig. 1に平成5年度研究炉運転・管理計画と実績総括表を示す。

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。年度末における各炉合計の重水保有量は、装荷重水が24,533 kg、未使用重水が822 kg、回収重水が16,088 kgとなり、全体では41,443 kgである。JRR-2の水・ガス管理では、年間12サイクルの共同利用運転及び7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、いずれも管理基準範囲内であることを確認した。JRR-3Mの

水・ガス管理においては、年間7サイクルの共同利用運転に伴う軽水、重水及びヘリウムガスの化学分析と放射能濃度測定を実施し、管理基準範囲内であることを確認した。

新燃料管理では、燃料の製作、燃料貯蔵庫での保管及び燃料交換時における炉頂部への運搬・引渡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L₆次燃料が納入され、L₇次燃料を製作中である。また、新たにL₆及びL₇次燃料の製作を発注した。今年度末における新燃料貯蔵体数は、JRR-2が31体、JRR-3Mが84体及びJRR-4が1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使用済燃料を合計63体受入れ、各炉の使用済燃料貯蔵施設に貯蔵するとともに、同施設の水質を管理基準範囲内に管理した。また、使用済燃料輸送容器の定期自主検査を実施した。なお、前年度実施したJRR-3M燃料の照射後健全性試験に引き続き、さらに、1体の照射後健全性試験を開始した。

1.3 研究炉の利用

(1) 共同利用

本年度の研究炉の共同利用は、JRR-2の12サイクル運転、JRR-3Mの7サイクル運転及びJRR-4の41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、1,097件、キャプセル総数で1,690個であった。実験利用は、JRR-3Mの中性子ビーム実験を中心に、全体で82,793件・時間であった。照射及び実験利用ともに前年度とほぼ同様な利用実績である。

JRR-2では、連続2週間のサイクル運転が今年度限りになることから、先行きを見越して燃料・材料に代表される長期照射の調整を行い、サイクル照射の実績は昨年度の約半数に減少した。しかし、医療照射及びシリコン照射は、いずれもJRR-2の特長ある利用として良好な成果を挙げている。

JRR-3Mでは、照射利用が活発化するとともに、中性子ビーム実験装置の整備は、中性子ビームホールの3ポートを残すのみで、26基の実験装置が完了し、順調な利用が行われた。なかでも、中性子小角散乱実験装置を用いたコバルト・クロム薄膜の磁性記憶媒体の微細構造の究明、即発γ線分析装置を用いての各種環境標準物質の多元素定量や医療照射患者の¹⁰B血中濃度の定量等で高い評価が得られている。

JRR-4では、例年どおり気送管照射を中心に順調な利用が行われたが、シリコン照射については、メーカー需要が不調であったことから昨年度に比べさらに照射実績数が低下した。

なお、本年度新たに照射を開始した燃料・材料照射キャプセルは、非標準型がJRR-2で5本、JRR-3Mで6本である。

共同利用実験室では、主に放射化分析、教育実習に利用され、利用実績は22件、延べ利用日数310日であった。

(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、利用

設備のプロセス制御用シーケンスの見直しを行い、改善を図った。

また、放射化分析室は、原子炉運転中にガイドトンネル内からの γ 線により室内バックグラウンドが高いことから、補助遮蔽を施し、約1/3程度までバックグラウンドを低減することができた。

JRR-2及びJRR-4の保守・整備は、いずれも例年どおり定期点検等を行い機能維持に努めた。

(3) 利用技術の開発

利用技術の開発に関しては、前年度に引き続きインパイル微小変位測定技術について検出器の開発を進めた。本年度は、炉外試験用模擬キャプセルに組み込んだ検出器の特性測定を実施し、良好な成果を得た。また、これまで気送管での長時間照射用として使用してきたポリエチレンナフタレート（PEN）製キャプセルに代わり、100時間以上の長時間照射が可能なキャプセルとして、新しい高分子材料BEKを使用したキャプセル開発を進め、実用化の見通しを得た。さらに、気送管の利用に関しては、放射化分析の経験がない利用者であっても、簡便に利用できる支援システムの構築を目指した調査を、本年度から開始した。

医療照射技術に関しては、患部における照射量をリアルタイムで測定・監視するための同時測定技術について調査を実施し、半導体検出器の方向依存性を中心に検討を行った。

(4) 利用計画等

利用の受付及び実績の集計処理の簡素化のために昨年に引き続き利用計画調整に関するプログラムの作成を行った。また、研究炉利用の高度化、多様化に伴う新たな利用者への情報の提供等を目的に進めてきた研究炉利用ハンドブックの作成を終えた。さらに、これからの研究炉の在り方として、最近の研究の進展に対応可能な高度の研究施設の整備及び研究炉利用体制の整備・充実に着目した新たな利用システムを構築するため、利用システムが具備すべき機能とその実現方策について調査・検討を行った。

また、科学技術庁から原研に対する委託事業としての「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」に対応して、研究炉の利用に関する第2回ワークショップを、前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5年9月3日及び6年3月15日に開催し、研究炉の運転計画、最近の研究炉の利用状況、ビーム実験装置の設置状況について報告を行った。また、大学中性子散乱研究施設の運営、中性子利用による生物及び農林水産研究の現状と展望、中性子ラジオグラフィ装置の成果、ラジオアイソトープ製造の状況などについて報告された。

1.4 研究炉に関する工学的開発研究

高性能新型炉の開発研究においては、限界熱流束（CHF）相関式の開発に関して、上昇流域におけるCHFデータを充実させるため、新たにテストセクションを設計、製作するとともに、実験に向けて対向熱流動試験装置の準備を行った。また、超高中性子束炉に関する熱水力ループ実験については、ANS計画に係る研究協力の一環として、平成6年2月から研究者1名を米国オークリッジ国立研究所（ORNL）へ派遣し、昨年度に引き続き、熱水力実験ループ（THTL）

を用いた実験・解析を実施している。さらに、高性能新型研究炉の構造設計や現存の研究炉の寿命評価に資するため平成3年度から開始したアルミニウム合金の中性子照射試験を引き続き実施するとともに、非破壊的中性子照射脆化検出法の調査を行った。

スーパーミラー及び冷中性子光学デバイスの開発では、スーパーミラーに関して、ニッケルの2.8倍の全反射角を有するNi/Tiスーパーミラー製作のため、界面粗さ、酸化膜形成による中性子反射率への影響等を明らかにした。また、シリコンウェハー型スーパーミラーを試作し、透過中性子の特性測定を実施し、良好な結果を得た。

JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置の研究開発においては、同装置の高度化の一環として、高解像度中性子テレビシステムの開発に着手した。また、前年度に引き続き、画像処理装置関連の機器の整備を行った。さらに、ドライアウト現象に係る熱水力実験等の所内外との協力研究についても積極的に進めた。

NSRRにおける板状燃料のパルス照射実験では、事故条件下における板状シリサイド燃料の変形及び破損、溶融燃料/冷却材相互作用の発生メカニズムなどの解明を目的として、本年度20回のパルス照射を実施し、多くの知見を得た。

JRR-3Mシリサイド炉心設計については、前年度の検討結果を踏まえて、燃料のウラン装荷量をサーベイし、これをもとに炉心特性解析を実施し、最適炉心の見直しを得た。

1.5 主な技術的事項

1.5.1 原子炉施設及び機器

JRR-2運転データ管理システムの開発に関しては、LANを利用し、運転データを効率的に参照できる管理システム開発の経緯が述べられている。

JRR-3Mベリリウム反射体の寸法測定については、スウェリングによる湾曲変形量を調べ、測定値と計算値がほぼ一致していることを明らかにした。

JRR-3M制御棒駆動装置可動コイルの改良では、冷却水滲出の経験を踏まえて、銀ロウ付に対する改善等対応策を紹介している。

JRR-3M¹⁶N減衰タンク近傍の遮蔽設計評価においては、実測データを用いて、QAD-CGコードによりタンク近傍の線量率を求め、設計値の安全裕度が十分であると評価している。

JRR-4熱交換器の総括伝熱係数の管理に関しては、一次冷却系炉心出口温度の熱的制限値管理のために実施した総括伝熱係数の管理状況、即ち、係数変化傾向、特徴等が述べられている。

1.5.2 照射技術

原子炉燃料・材料のキャプセル照射技術の開発においては、微小変位測定装置をキャプセルに取り付け、炉外クリープ試験を実施した結果が述べられている。

医療照射同時測定技術に関しては、リアルタイムモニタリング技術の開発を目指して実施した検出器の方向依存性等基礎的検討結果が紹介されている。

BEKキャプセルの開発については、気送管照射において、より長時間の照射を実現すべくBEKを素材にしたキャプセルを開発し、衝撃試験、搬送試験等を行った結果、250時間までは

使用に耐え得ることを明らかにした。

実験管理ソフトの整備では、中性子ビーム実験等の実験利用管理を効率よく実施するために開発したソフトの概要がまとめられている。

1.5.3 ウラン濃縮度低減化計画

JRR-4の燃料濃縮度低減化計画においては、前年度に引き続き変更炉心の設計解析、原子炉建家の各種調査等を行うとともに、非常用排気系に係る検討を実施した。

変更炉心の燃料については、TRIGA棒状燃料の核熱解析、安全解析、立地評価等を詳細に行い、JRR-4施設に適合する燃料要素として熱設計及び立地評価に係るデータ、安全余裕等を検討したが、安全基準、照射データ、使用条件等問題点も指摘された。一方、シリサイド板状燃料についての設計結果を整理し、上記TRIGA棒状燃料との燃料設計、安全性、経済性等を総合的に比較検討した。その結果、何れの燃料の場合でも立地評価の安全確保のために安全対策設備が必要であることが確認された。

原子炉建家改修関係では、前年度の地盤調査等のデータを整理し、それに基づく原子炉建家耐震性の検討をクラスB相当を条件に地震応答解析、応力解析、建家の機能維持評価を実施した。また、非常用排気系については、立地評価時に必要な放出抑制機能を確保するため現状建家の状況調査を行い、排気設備の概念設計を行った。

医療照射設備は、前年度の解析結果からさらに性能向上を目指して熱中性子、熱外中性子束の増加、ガンマ線量の低減のための設計計算を実施した。

1.6 国際協力

科学技術庁原子力研究交流制度に基づき、タイ原子力庁(OAEP)及び中国原子能科学研究院(CIAE)から研究員各1名を受け入れ指導した。研修テーマはそれぞれ研究炉技術・利用及び熱外中性子ラジオグラフィである。同制度に基づく専門家派遣はインドネシア原子力庁(BATAN)に対する研究炉の安全運転・管理に関する助言・指導のための1名であった。

二国間協力では、ANS計画に対する研究協力に基づき、研究員1名を米国ORNLに熱水力ループ実験・解析に参加させるため長期派遣した。また、同協力活動の運営協議及び情報交換のため1名を派遣した。

BATANと原研との研究協力取決めにに基づき、5名の技術者を受け入れた。協力・指導したテーマは自動制御整備の設計、品質保証、研究炉の安全運転及び研究炉の保守・整備である。また、多目的炉センター(PRSG)長を招へいし、来年度以降の協力活動の運営に関して協議した。派遣者は6名であり、その目的は第6回合同運営委員会への出席、カプセル自動装填装置導入に関する安全性評価及び炉運転手順の指導、燃料破損検出装置の共同開発及びバックグラウンド測定、制御棒設備改造R&D指導、炉利用状況及び安全評価業務の実態調査である。

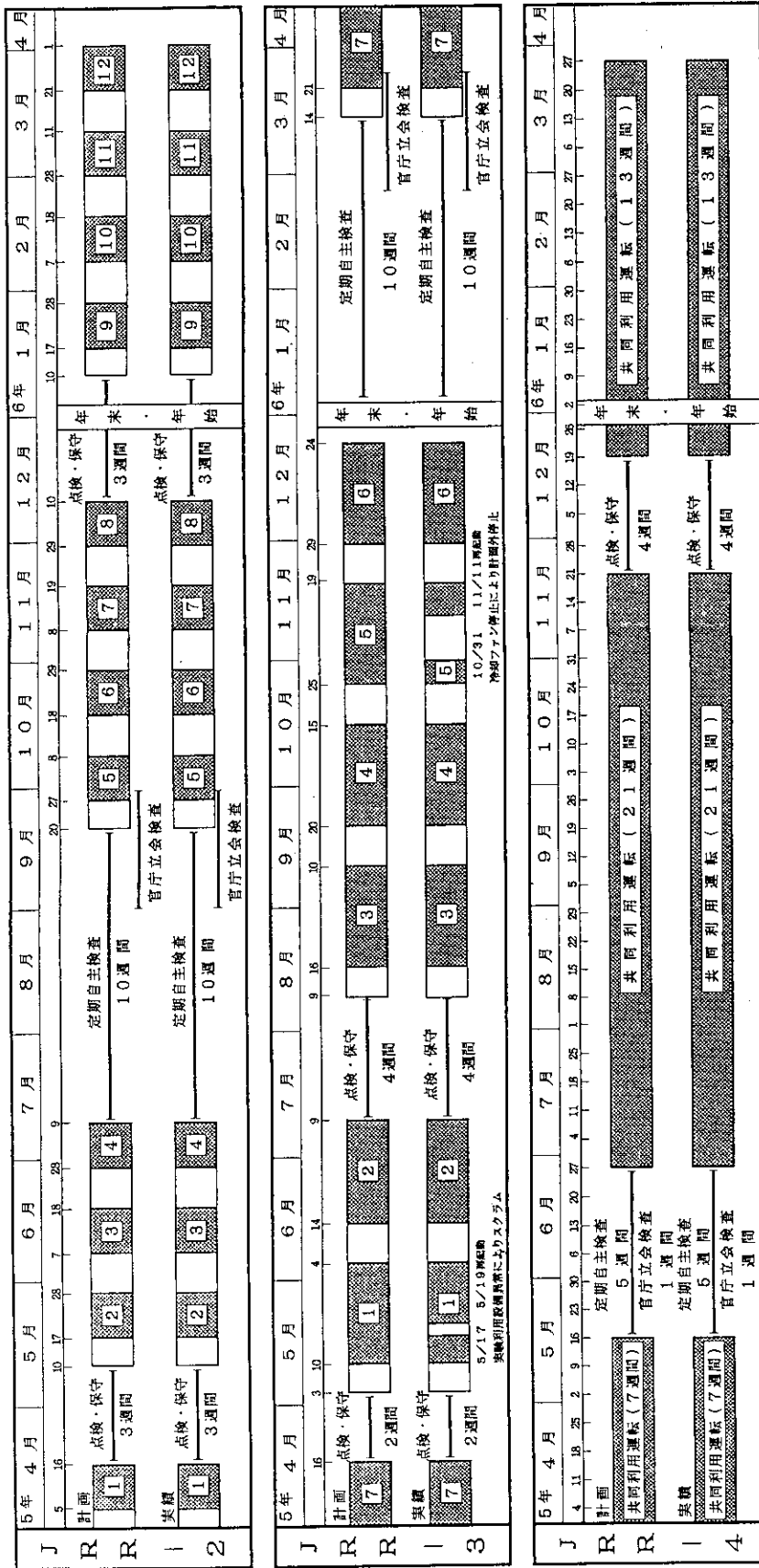
メキシコ国立原子力研究所(ININ)との研究協力に基づき、MEX-15の熱水力設計共同研究のため研究員1名を受け入れ協力・指導した。また、合同運営委員会出席及び情報交換のため研究員1名を派遣した。

OAEP と原研との二国間研究協力取決めの準備作業を完了し、口上書の交換を待っているところである。

その他の協力活動として、IAEA 派遣研修生 2 名を受け入れ指導した。うち 1 名は研究炉の計測制御設備に関する研修のため BATAN から、他は原子力センター・ラボラトリーの調査のためバングラデシュ原子力研究所 (BAEC) からの派遣である。研究炉部の関与した国際会議、シンポジウム等は以下のとおりである。

- (1) International Group on Research Reactors (IGORR-III)
平成 5 年 9 月 30 日及び 10 月 1 日、於 那珂研究所
- (2) Reduced Enrichment on Research and Test Reactors (RERTR)
平成 5 年 10 月 4 日～7 日、於 大洗研究所
- (3) Asian Symposium on Research Reactors (ASRR-IV)
平成 5 年 11 月 8 日～12 日、於 北京, 中国
- (4) Workshop on Utilization of Research Reactors
平成 5 年 11 月 30 日～12 月 3 日、於 ジャカルタ, スルボン, インドネシア
(科学技術庁主催, 日本原子力産業会議共催, 原研実施, BATAN 協力)

平成5年度研究炉運転・管理計画と実績総括表 研究炉部



JRR-2		JRR-3		JRR-4	
年	月	年	月	年	月
6	4	6	4	6	4
5	4	5	4	5	4

日	月	火	水	木	金	土
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				

第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
月火水木金土日 1 2 3 4 5 6 7	月火水木金土日 8 9 10 11 12 13 14	月火水木金土日 15 16 17 18 19 20 21	月火水木金土日 22 23 24 25 26 27 28	月火水木金土日 29 30 31 1 2 3 4

年	月	火	水	木	金	土
6	1	2	3	4	5	6
5	1	2	3	4	5	6

Fig. 1 Operation Schedule and Result of Research Reactors

2. 研究炉の運転管理

2.1 JRR-2の運転管理

2.1.1 運 転

平成5年度の共同利用運転は、10MW 12日間連続運転を12サイクル計画し、計画どおり終了した。共同利用運転の間、脳腫瘍患者の医療照射を7回実施した。JRR-2における1サイクルは、通常10MW 12日間連続運転からなる。

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

2.1.2 保守・整備

(1) 概 略

本年度は、年間整備計画に基づき、二次冷却塔送風機の分解整備、二次冷却塔ポンプ室の整備、主重水熱交換器の化学洗浄等を行った。共同利用運転中の機器のトラブルの分類を Table 2.1.3 に示す。

なお、本年度の定期自主検査は、7月12日から14週間にわたって行い、この間定期検査に係る官庁立会検査を9月7日～9日、19日及び10月5日に実施し、10月5日付けで定期検査合格証が交付された。

以下に本年度実施した主な保守・整備について述べる。

(2) 主な保守・整備

① 制御棒駆動装置（CR-6用）の点検・整備

現在使用している制御棒駆動装置（6台）は、平成2年12月に設置されたものである。自動制御に使用している制御棒の駆動装置（CR-6用）は、他の5台（CR-1～5用）に比べ運転条件が厳しいため経年劣化が懸念された。このため平成5年8月に、その健全性を確認するため点検・整備を実施した。

分解点検・機械部品類（歯車、ベアリング等）の洗浄・点検、消耗品（リレー、潤滑油等）の交換等を行い最後に総合機能試験を行った。点検の結果、タイミングベルトの側面に若干の当たり傷がみられた他には特に異常はなかった。

② 重水リークモニタ警報自動切換回路の設置

重水リークモニタは、重水ポンプ室、ファンルームの空気トリチウム濃度を連続モニタリングし重水漏れを常時監視記録する装置である。トリチウム濃度が一定レベル（0.3 Bq/cm³）を超えると、原子炉運転中は制御室に、停止中は副警報盤に重水漏洩警報を発するようになっている。

休日等に換気を停止した場合トリチウム濃度は多少上昇する。更に自然界の放射線（ラドン、トロン）レベルの変動の影響を受け、たびたび重水漏洩の誤報が発報した。このためトリチウム濃度遠隔指示計にアラームユニットとリレーを組み込み、原子炉停止中は自動的に

アラーム設定値をトリチウムの空気中濃度限度である $0.7\text{Bq}/\text{cm}^3$ に変更し、誤報発生防止を図った。

③ 熱遮蔽軽水貯蔵タンク水位計差圧伝送器の更新

熱遮蔽軽水貯蔵タンク水位計差圧伝送器は、熱遮蔽軽水貯蔵タンクの水位を検出し、制御室にて同タンクの水位を監視するためのものである。同伝送器は、昭和53年に設置され、すでに15年が経過し電子機構部の経年劣化のため、出力電流が変動し現場指示と制御室の指示にズレが生じるようになった。

同型式の伝送器はすでに製造が中止となっており、また、修理も不可能であったため、取り合い配管を含め新型の伝送器（横河電機(株)型式：UNE11-SMS2）に更新した。更新により、出力電流が安定し、現場指示と制御室指示が一致するようになった。また、新型の伝送器は、各部品がユニット化されているので校正及び部品の交換等を容易に行えるようになった。

④ 熱遮蔽軽水系バルブの交換

平成4年度に、熱遮蔽軽水系ダイヤフラムバルブ（PV-2）のボンネット部からの軽水漏洩が生じた。原因調査のため分解検査をした結果、ダイヤフラムの亀裂部からの漏洩であり、経年劣化が原因であると判明した。また、同時に設置されたバルブ（PV-1, 3）についても同様の劣化が考えられたため、ダイヤフラムの交換を行った。

このことから、今年度はその他の熱遮蔽軽水系バルブについても劣化が進んでいると考えられるため、点検を行った。その結果、熱遮蔽軽水系バルブ（3インチが5個、1インチが20個、1/2インチが64個、3/8インチが16個）のうち、経年劣化が認められるバルブ（3インチが3個、1インチが9個、1/2インチが32個）について定期自主検査期間中に交換を行った。

バルブ交換終了後、空気圧検査、通水検査を行い漏洩がないことを確認した。

⑤ 非常用軽水注入弁の分解整備

非常用軽水注入弁は非常時の際、高架水槽内の軽水を落差を利用して炉心に注入し燃料の溶融を防ぐためのものであり、3インチの手動ダイヤフラム弁が3基設置されている。

JRR-2定期検査計画（10年毎）に基づき、非常用軽水注入弁の健全性確認と性能維持の目的で、分解点検とダイヤフラムの交換を行った。

分解点検の結果、弁内部には配管経路からのサビの付着は見られるが、機能に影響するキズや著しい劣化は見受けられなかった。

分解点検及びダイヤフラム交換後、機能試験を行い健全性を確認した。

⑥ 二次冷却系送風機の分解整備

平成4年度、軸受部オイルシールからオイル漏れの顕著であったNo.5送風機1台の分解検査等の整備を実施した。

本年度に入り、他の5台についてもオイルシールからのオイル漏れの兆候が現れたため、5台の送風機について分解検査等の整備を実施した。

整備内容は、減速機消耗部品の交換、モータの開放点検、支持架台の塗装等である。組立後及び据付後に一連の作動試験を実施して、機器の健全性を確認した。

なお、交換したオイルシールを確認したところ、若干の傷が確認された程度で、オイル漏れの原因になるものではなかった。

⑦ 二次冷却塔ポンプ室建家の整備

二次冷却塔ポンプ室建家には、二次冷却設備のポンプ及びポンプ操作盤(B.C.P)が設置されている。本建家は築後30年以上経過しており、経年劣化等により老朽化している。整備は、ポンプ操作盤等電気系統への漏水を防止するため、建家の防水工事を主に行った。更に照明等の更新及び壁面の塗装を実施し、作業環境の改善に努めた。

整備期間は、8月18日～9月31日の1.5ヶ月であり、整備に当たっては高所作業における転落防止等の対策を施す等、安全対策に配慮した。

2.1.3 炉心管理

(1) 燃料交換

本年度の燃料要素の交換数は、全12サイクルの運転で21体であった。1サイクル当たりの燃料要素交換数は、平均1.75体であり、ほぼ計画どおりに燃料要素を使用することができた。

本年度の燃料要素の交換状況をTable 2.1.4に示す。

原子炉起動時における炉心平均燃焼率は、17.47%であった。

使用済燃料要素の燃焼率は、最大で38.67%、平均で34.00%であった。

(2) 反応度管理

原子炉起動時における過剰反応度は、5.06～8.97% $\Delta k/k$ の範囲であった。

JRR-2では、過剰反応度約5% $\Delta k/k$ で1サイクル(265時間)の運転が十分可能であるため、反応度調整の目標値を約5% $\Delta k/k$ としているが、05-11サイクルにおいては、炉心内照射装置の利用が終了したため過剰反応度は7.52% $\Delta k/k$ に上昇した。また05-12サイクルでは、平成6年度からの新運転形態に備えて過剰反応度に余裕を持たせるため8.97% $\Delta k/k$ に調整した。

2.1.4 放射線管理

(1) 概況

JRR-2の平成5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、主重水熱交換器の化学洗浄、施療室の整備作業等であったが、これらの作業は、いずれも適切な防護措置が施され、放射線管理上、特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質

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 2.1.5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、 ^{40}Ar について28.7%、 ^3H について3.5%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		74,670:30		664,496.3	
01	3/29 ~ 4/18	232:46	2,212.0	666,708.3	1
Maintenance	4/19 ~ 5/9	0:00	0.0	666,708.3	—
02	5/10 ~ 5/30	232:09	2,208.0	668,916.3	0
03	5/31 ~ 6/20	275:06	2,657.1	671,573.4	0
04	6/21 ~ 7/11	276:32	2,662.2	674,235.6	0
Maintenance	7/12 ~ 9/19	19:01	0.2	674,235.8	—
05	9/20 ~ 10/10	281:49	2,686.7	676,922.5	0
06	10/11 ~ 10/31	273:25	2,653.0	679,575.5	0
07	11/1 ~ 11/21	275:10	2,659.4	682,234.9	0
08	11/22 ~ 12/12	225:00	2,179.9	684,414.8	0
Maintenance	12/13 ~ 1/9	5:19	42.5	684,457.3	—
09	1/10 ~ 1/30	234:53	2,244.4	686,701.7	0
10	1/31 ~ 2/20	273:30	2,655.2	689,356.9	0
11	2/21 ~ 3/13	233:04	2,231.4	691,588.3	0
12	3/14 ~ 4/3	276:48	2,657.2	694,245.5	0
Total		3,114:32	29,749.2		1
Ending		77,785:02		694,245.5	

Table 2.1.2 Unscheduled Shut Down in JRR-2

Date	Cause of trouble
1993.4.9	Loss of Electric Power Supply

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	0
Control rod drive mechanism	1*
Auxiliary facilities and radiation control systems	0.
Utilization facilities	0
Others	0
Total	1

* Position indicator of control rod

Table 2.1.4 Summary of Refueling in JRR-2

Cycle No.	Core Location	Loaded Fuel Element No.	Unloaded Fuel Element No.	Burn-Up(%)
01	5B	TCC093	TCC074	30.01
02	2D	TCC094	TCC073	30.66
	4B	TCC095	TCC072	30.46
03	3D	TCC096	TCC062	31.76
	4D	TCC097	TCC061	32.74
04	6A	TCC098	TCC083	30.02
	5D	TCC099	TCC070	32.80
05	3A	TCC100	TCC081	35.08
	2C	TCC101	TCC080	27.63
06	6D	TCC102	TCC071	36.16
07	3B	TCC103	TCC079	34.32
	3C	TCC104	TCC076	36.22
08	5A	TCC105	TCC085	36.83
09	2B	TCC106	TCC082	36.63
	5C	TCC107	TCC077	35.99
10	2A	TCC108	TCC087	37.74
11	4A	TCC109	TCC088	37.22
	1C	TCC110	TCC075	38.67
12	1A	TCC111	TCC092	31.84
	1B	TCC112	TCC086	36.51
	6C	TCC113	TCC084	35.37
Average Burn-up				34.00

Table 2.15 Radioactive Waste from JRR-2

	Gas		Liquid		
	⁴¹ Ar	³ H	³ H	⁶⁰ Co	⁶⁵ Zn
Annual release rate (Bq/y)	3.2×10^{13}	3.4×10^{11}	1.9×10^9	6.3×10^5	4.2×10^5
Annual average concentration (Bq/cm ³)	6.1×10^{-2}	6.6×10^{-4}	2.3×10^1	7.5×10^{-3}	5.0×10^{-3}

	Dust					
	Long life					Short life
	⁶⁰ Co	¹³¹ I	⁸² Br	¹⁹⁷ Hg	²⁰³ Hg	³⁸ Cl
Annual release rate (Bq/y)	0	1.3×10^5	2.4×10^5	2.0×10^5	5.6×10^4	4.9×10^7
Annual average concentration (Bq/cm ³)	$<2.9 \times 10^{-9}$	$<3.4 \times 10^{-9}$	$<2.2 \times 10^{-9}$	$<2.6 \times 10^{-9}$	$<1.3 \times 10^{-9}$	$<1.8 \times 10^{-7}$

Table 2.16 Effective Dose Equivalent to Workers in JRR-2

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers * (Persons)	183	177	115	108	282
Total dose (Person · mSv)	2.4	1.6	1.6	0.4	6.0
Average dose (mSv)	0.01	0.01	0.01	0.00	0.02
Maximum dose (mSv)	0.7	0.3	0.5	0.2	0.7

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

2.2 JRR-3Mの運転管理

2.2.1 運 転

本年度の運転は、平成5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サイクルにおいては「実験利用設備異常」のスクラム信号、第5サイクルにおいては「誤差出力大」のリバース信号による原子炉計画外停止があった。

運転実績を Table 2.2.1 に、計画外停止を Table 2.2.2 に示す。

2.2.2 保守・整備

(1) 概 況

本年度の7月12日からの保守・点検（4週間）では、プロセス計器の定期点検、制御棒駆動装置可動コイルの交換作業、パーソナルドアの改修を実施した。また、定期自主検査は、1月5日から3月13日の10週間で実施し、定期検査の官庁立会検査は2月24日～25日、3月1日～2日、3月11日及び3月25日に受検し、3月25日付けで定期検査合格証が交付された。

(2) 主な保守整備

① 制御棒駆動装置の可動コイル交換作業

前年度において、制御棒駆動装置可動コイルから冷却水が滲出したため対策として交換用の改良した可動コイルを製作した。本年度は、この改良した可動コイル6体の交換作業を実施し、使用前検査を7月29日に受検し、8月10日付けで使用前検査合格証が交付された。作業は、炉外試験、交換作業及び炉内試験からなる。

イ. 炉外試験

炉外試験は6月21日～7月13日にかけて制御棒駆動装置調整装置を使用して行い、各種検出部の確認、駆動速度、スクラム時間及び保持力の確認、追従特性試験を実施し問題のないことを確認した。

ロ. 交換作業

交換作業は、7月14日～7月19日にかけて実施した。

ハ. 炉内試験

炉内試験は、7月20日～7月30日にかけて実施し、絶縁抵抗測定、導通抵抗測定、相対位置指示検出試験、可動コイル位置指示検出試験、80%及び100%位置検出試験、駆動速度試験、スクラム時間測定試験を実施し、正常であることを確認した。

② 常設警報盤の改修

常設警報盤は、ノイズ等の誤信号によりしばしば警報が発報したため、信頼できる装置に改修した。主な改良点は、ノイズ等による誤動作の防止のため警報信号が3秒以上継続して入力したとき発報すること、警報表示をカラーグラフィックディスプレイとタッチパネル操作方式の画面展開としたこと、電源供給はノイズカットトランスを介したこと、内部シーケンス回路にシーケンサーを用いたこと等である。また、警報盤は800 cm × 25 cmの小型化した。

据付け工事は、8月2日～8月11日にかけて実施し、各種動作試験を行い正常に動作することを確認した。

③ ベリリウム反射体曲がり測定

ベリリウム反射体は、高速中性子の照射によりスエリングを生じる。このスエリングによってベリリウム反射体は、炉心側にせりだした形で湾曲変形し、その湾曲の制限値は1.6 mmである。

本年度は、前年度製作した寸法測定器を用いてベリリウム反射体の曲がり測定し、交換時期を推定するため行った。測定は、ベリリウム反射体が4分割対称であるため1分割を測定し、全体を推測することとした。なお、ベリリウム反射体はA型、B型、C型の3種類がある。測定結果、最大湾曲変形量はA型が0.39 mm、B型及びC型が0.26 mmであり、計算値とほぼ一致している。測定時の原子炉積算出力量は11,190 MWDであり、制限値1.6 mmに達するのは湾曲変形量の大きいA型で原子炉積算出力量45,880 MWDの頃と推定される。なお、詳細については6.1.2に述べる。

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あわせて7サイクルの運転を実施した。運転は概ね順調に推移し、各実験装置への冷中性子の供給は極めて安定している。第1サイクル運転中の5月17日にはCNSヘリウム圧縮機冷却水流量低下の信号によりヘリウム圧縮機がトリップし、減速材容器の水素圧力が上昇したため、原子炉が自動停止した。この原因は、ヘリウム圧縮機冷却系内に設置しているストレーナに堆積した松花粉を除去するためにストレーナを着脱した際、系統内に混入した空気によって差圧の変動が生じ、ヘリウム圧縮機冷却流量の瞬時低下として感知されたものであった。冷却塔に設置したストレーナの目詰まりは松花粉の飛散する5月頃に頻発し、最盛期には1日1回程度の洗浄が必要である。この対策として、検出器の時定数の変更及び花粉等の混入を防止するための微細フィルターの設置等の改善を行った。この他年間を通じて真空断熱槽の真空劣化が進行した。原因はクライオポンプの劣化と考えられたので、クライオポンプに吸着したガス蒸気の脱ガスを実施するため、8月には、断熱槽にリボンヒータを巻いて加温する方法、1月には循環ヘリウムで加温する方法等を実施した。

1月に実施した定期自主検査においては、弁類の定期点検とともにヘリウム圧縮機2台の分解点検を設置後初めて実施し、今後の使用に十分耐えられるものであることが確認された。このような分解点検は2～3年を目途に定期的実施していく計画である。さらに今年度は、真空断熱配管の再真空引きを行ったが、いずれも経年による真空劣化が見られたので、次年度以降も定期的に再真空引きを行う予定である。

中性子導管設備については、定期自主検査期間中に真空装置の分解点検を実施した。中性子導管の性能については、設置後5年を経過するが特に性能低下等の問題は生じていない。次年度からは外国の同様設備の保守状況などを調査し、中性子導管の寿命評価等についても調査を行い、今後の保守計画の参考とする。

2.2.4 炉心管理

(1) 燃料交換

今年度の燃料交換は、5バッチ分散方式により計7サイクルの内6回実施した。燃料交換本数の合計は37体（標準型燃料要素31体、フォロー型燃料要素6体）であり、使用済燃料の最大燃焼度は約47%、平均燃焼度は約37%（標準型燃料：38%、フォロー型燃料：33%）であった。最大燃焼度は、設置許可上の制限値（50%）を満足していた。

(2) 反応度管理

各運転サイクルの共同利用運転起動日の過剰反応度は約6.4～11.1% $\Delta k/k$ で、燃焼、Xeの効果及び照射試料反応度を十分考慮したものであった。反応度停止余裕は約8.9～13.7% $\Delta k/k$ であった。これらはいずれも、設置許可上の制限値（最大過剰反応度16% $\Delta k/k$ 、反応度停止余裕1% $\Delta k/k$ 以上）を満足していた。

2.2.5 放射線管理

(1) 概況

平成5年度に実施された主な放射線作業は、均一照射利用設備の修理・改修工事、照射キャプセル取り出し作業、使用済燃料キャスク収納・搬出作業及びイオン交換樹脂塔出口フィルタ交換作業である。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、それぞれの放出管理目標値の0.3%及び2.0%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、第2四半期は照射キャプセル取り出し作業等、第3四半期は使用済燃料キャスク収納・搬出作業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	—————	11,330:17	—————	205,869.3	—————
Maintenance	4/19 ~ 5/2	2:17	0	205,869.3	0
0 1	5/3 ~ 6/19	676:04	12,874.4	218,743.7	1
0 2	6/20 ~ 7/11	434:07	8,323.0	227,066.7	0
Maintenance	7/12 ~ 8/8	2:40	0.1	227,066.8	0
0 3	8/9 ~ 9/12	608:29	11,698.5	238,765.3	0
0 4	9/13 ~ 10/17	608:51	11,651.6	250,416.9	0
0 5	10/18 ~ 11/21	339:56	6,478.4	256,895.3	1
0 6	11/22 ~ 12/26	608:25	11,659.1	268,554.4	0
Maintenance	1/5 ~ 3/13	15:06	0	268,554.4	0
0 7	3/14 ~ 4/17	608:21	11,675.2	280,229.6	0
Total	—————	3,904:16	74,360.3	—————	2
Ending	—————	15,234:33	—————	280,229.6	—————

Table 2.2.2 Unscheduled Shut Down in JRR-3M

Date	Cause of Trouble
1993. 5. 17	Trouble of Experimental facility
1993. 10. 31	Excessive activation Signal

Table 2.2.3 Radioactive Waste from JRR-3M

	Gas		Dust		Liquid			
	⁴¹ Ar	³ H	⁶⁰ Co	¹³¹ I	³ H	⁶⁰ Co	^{110m} Ag	¹³⁷ Cs
Annual release rate (Bq/y)	2.0×10^{11}	1.5×10^{11}	0	0	4.7×10^9	3.3×10^6	1.0×10^7	4.4×10^6
Annual average concentration (Bq/cm ³)	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<1.2 \times 10^{-4}$	$<6.7 \times 10^{-10}$	$<1.9 \times 10^{-9}$	1.2×10^1	8.8×10^{-3}	2.7×10^{-2}	1.2×10^{-2}

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

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers* (peoples)	382	545	520	701	807
Total dose (people · mSv)	1.6	4.3	6.1	0.6	12.6
Average dose (mSv)	0.00	0.01	0.01	0.00	0.02
Maximum dose (mSv)	0.4	0.6	0.6	0.3	1.2

* 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5年度は、計画どおり41週間の共同利用運転を実施した。原子炉研修生の実習は、原子力総合研修センター一般課程及び原子炉工学課程、並びに国際協力事業団（JICA主催の原子力基礎実験コース）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。計画外原子炉停止はなかった。平成5年度の運転実績をTable 2.3.1に示す。

2.3.2 保守・整備

(1) 概 要

平成5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17日～6月25日に、点検・保守は11月22日～12月17日に実施した。定期官庁検査は6月18日～6月25日に実施し、6月28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、プール・炉心ブリッジ・廃液貯槽のリミットスイッチ更新、粗調整安全棒駆動部及びFC（起動系検出器）駆動部の分解点検、Lin-N-1検出器交換、炉心タンク水精製系樹脂塔切替、電動弁・主循環ポンプの分解点検、純水装置及び中和装置の定期自主検査、天井クレーンの改修、炉室床・トレンチ塗装及びトレンチドライ化作業、排風機建家の補修工事、散乱実験設備操作盤の更新、保管廃棄設備の撤去などである。

それらの概要を以下に示す。

(2) 主な保守・整備

① 原子炉本体関係

(イ) プール・炉心ブリッジ・廃液貯槽のリミットスイッチ更新

老朽化対策として安全保護系、警報、表示等に使用されているプール、炉心ブリッジ、廃液貯槽のリミットスイッチ18個のうち16個を更新した。残り2個（プール用）は、利用設備を移動しないと交換できないため、交換部品として備えた。（リミットスイッチ数：プール用4、炉心ブリッジ用6、廃液貯槽用8）

② 中性子計測設備及び制御設備関係

(イ) 粗調整安全棒駆動部及びFC駆動部の分解点検

前年度、微調整棒駆動部に異音が認められ分解点検を実施したが、粗調整安全棒駆動部及びFC駆動部についても、製作されてから17年以上経過していたことから、分解点検を実施した。全てのギアについて、アセトン・超音波洗浄、歯面研磨を行い、ベアリング等を全数交換した。ラジアルベアリングへのスラスト荷重の防止、ギアの噛み合い不足などの調整のため、ピニオンやシャフトの長さ調整、ギアピン穴位置の変更などを行い、組立精度の向上を図った。

(ロ) Lin-N-1検出器交換

Lin-N-1検出器の炉心内滞在期間が6年以上経過したため、新たなCICと交換を行った。交換した検出器の先端コネクタ付近のケーブルが照射損傷により黄色に変色していたことなど劣化の傾向がみられた。こうしたことから今回の交換は時期的に適切であったと

思われる。

③ 冷却系統設備関係

(イ) 炉心タンク水精製系樹脂塔切替

炉心タンク水精製系樹脂の精製能力が低下してきたため、樹脂塔をNo.1からNo.2に切り替えた。No.1樹脂塔は平成3年4月から平成5年9月まで使用し、積算精製量は約24000 m³であった。

(ロ) 電動弁の分解点検

一次冷却系電動弁9台の電動駆動部を分解点検し、スイッチメカアッセンブリ交換、オイル交換、Oリングの交換等を実施し、外部から絶縁抵抗を測定できるように新たに測定用端子を取り付けた。常時締切状態での使用期間の長い3台の電動弁についてはダイアフラムの点検を行い、シート面に異常のないことを確認した。

(ハ) 主循環ポンプの分解点検

3年毎に行っている主循環ポンプの分解点検を実施した。部品については、ベアリング、座金、メカニカルシール、オイルシール、Oリング、カップリング用ゴムブッシュ等を交換した。またメカニカルシールの締めしろ、ケーシングとインペラ間の隙間、センタリング等の調整を行った。

(ニ) 純水装置及び中和装置の定期自主検査

純水装置及び中和装置の定期自主検査は、機器の整備を中心に行った。純水装置については、薬液ライン弁の分解点検及び弁膜交換、空気圧縮機の空気貯槽点検、薬液貯槽液面計の更新、塩酸貯槽の内部点検、機器・配管等の塗装を実施した。中和装置については、中和槽の点検、補修、塗装、計測機器の点検校正、pH計の電極交換、空気ブロー・スルース弁の分解点検、旧配管(JRR-3廃液用)への閉止蓋取付、配管塗装等を行った。

④ 原子炉建家関係

(イ) 天井クレーンの改修

JRR-4の天井クレーンは、これまで給電トロリー線に裸線が使用されており、高所作業における問題点として指摘を受け、給電系統の経年劣化から絶縁に問題が生じ、また、電波法の改正による無線系統の改修の必要等から改修工事を行った。主な改修内容は、既設の給電トロリー線(横行23本、走行3本)を撤去し、ケーブル巻取り式(横行リール2個、走行リール1個)に変更、制御回路への配線更新、無線操縦装置の更新、分電盤の更新、点検用ランプの取付である。

(ロ) 炉室床・トレンチ塗装及びトレンチドライ化作業

JRR-4では炉室内の各種排水管理上の改善策としてトレンチのドライ化を進めているが、その一環として排水の大半を既設のルートでトレンチに落とさず、耐圧ビニールホース等の導水管を設置して直接地階の排水ピットに落とすようにする工事を行った。

炉室1階については、7系統を排水管口から排水ピットに落とす穴まで、炉室地階については、6系統を排水管口から排水ピットまでの導水管設置を行った。

また、この作業に先だってトレンチを清掃し、トレンチ及び床の塗装を行った。

(ハ) 一次冷却水ポンプNo.1低圧幹線及び分岐回路ケーブルの引替

一次冷却水ポンプ No.1 低圧幹線及び分岐回路ケーブルは、建設当時からのもので特に絶縁抵抗の不良等の老朽化が進んでいる。このため、幹線及び分岐回路のケーブルを引き替えるとともに、新たに分岐回路に過電流しゃ断器を設置し、機器安全の向上を図った。

⑤ 実験設備関係

(イ) 散乱実験設備操作盤の更新

散乱実験設備の操作盤は、散乱実験孔の遮へい用シャッタ及び遮へい用ドアの駆動並びに測定ブリッジの駆動と監視を行うもので、3面の操作机、接触器箱等で構成されていた。操作盤は設置後約28年たち、電磁接触器の劣化が発生しており部品の調達などメンテナンスの点から、また、操作机は通路の中央（エレベータドア前）に設置されており安全面から整備する必要があった。

このため、施設の経年劣化対策の一環として、散乱実験設備操作盤を更新し、散乱実験測定室（炉室地階）の整備を平成5年12月に実施した。

その内容は、既設の操作机3面（盤 #31：実験孔遮へい用シャッタ及びドア接触器箱、盤 #51：散乱実験用測定ブリッジ操作机、盤 #52：散乱実験用測定ブリッジ接触器箱）を撤去し、2面の前面扉操作・壁掛け型の操作盤（実験孔遮へい用シャッタ及びドア操作盤、散乱実験用測定ブリッジ操作盤）を新たに設置したものである。なお、実験孔遮へい用シャッタ・ドア操作盤には既設盤 #31の機能をすべて持たせたが、散乱実験用測定ブリッジ操作盤には、測定ブリッジに設置された実験機器の大部分が既に撤去されているので、既設盤 #51及び #52の回路のうちブリッジの移動等に必要な回路のみを組み込んだ。

⑥ その他

(イ) 排風機建家の補修工事

排風機建家は、屋根、壁、窓、ドア等に腐食、損傷が多く見られる等、老朽化が著しく、雨漏り箇所もあり、建家内の機器へ影響を及ぼす恐れがあるため原子炉施設の予防保全の観点から補修工事を行った。主な工事内容は、建家の外壁、屋根、窓、ドアの更新、鉄骨のケレン及び塗装、自動消火器の更新である。

(ロ) 保管廃棄設備の撤去

JRR-4 保管廃棄設備は、昭和51年にJRR-4を用いて行った原子力船「むつ」遮へい改修用モックアップ実験に使用した実験供試体のうち放射線量当量率及び表面密度の小さいものを一時保管するため、設計及び工事の方法の認可（昭和51年3月16日付け51水原第90号）を受けて、屋外第2種管理区域内に設置された保管庫である。この設工認の中で保管廃棄設備は使用終了後（約1年後）に解体撤去することになっていたが、諸般の事情により遮へい実験供試体以外にJRR-4で使用した種々の機器類（例えば、未使用廃棄容器、ワイヤー・シャックル類、パラフィン、鉄板、鉛板、各種架台等）の保管に現在まで使用されてきた。今回、この保管廃棄設備は、設置後約20年を経過しており経年劣化が著しいため、保管物品の整理及び処分を行ったのち解体撤去した。

保管廃棄設備の解体撤去に当たってはまず、保管物品の表面密度（直接法及びスミヤ法）、表面線量当量率等の測定を行い、放射線の有無を確認した。特に実験供試体については、各供試体からサンプルを採取し、その放射性物質の濃度を測定した。これらの測定結果が

ら検出限界以上の物品については細断し、容器（1 m³ 容器 2 個及び 200 l ドラム缶 2 本）に封入して、廃棄物処理施設に運搬し保管破棄した。検出されなかった物品については一般廃棄としたが、実験供試体を細断・解体して発生したコンクリート（約 11 ton）及び鉄（約 14 ton）は、使用履歴等を考慮し原研内処分として北地区に保管した。保管廃棄設備の鉄骨、スレート等の構造物については、汚染のないことを確認して、すべて一般廃棄した。

2.3.3 炉心管理

(1) 燃料交換

平成 5 年度は、過剰反応度調査のため、未使用燃料を 6 月、8 月及び 11 月に、それぞれ 2 体、1 体及び 3 体炉心に装荷した。また、各燃料交換については、燃焼度の平坦化を図るため、炉心で使用中の燃料のシャフリングを行った。この結果、年度末の保有燃料要素は未使用燃料 1 体、使用中燃料 20 体及び使用済燃料 24 体となった。

(2) 反応度管理

平成 5 年度は、20 体標準炉心の炉心構成で計画どおり 41 週間運転を行った。年間の総出力量は 69.0 MWD であった。過剰反応度については、最小 5.646 % $\Delta k/k$ から最大 7.161 % $\Delta k/k$ の間（平均 6.338 % $\Delta k/k$ ）で管理した。また、1 MWD 当たりの年度間平均過剰反応度減少率は 0.024 % $\Delta k/k$ であった。なお、平成 5 年度末における過剰反応度は 6.712 % $\Delta k/k$ である。

JRR-4 の炉心反応度は 7 % $\Delta k/k$ ~ 5 % $\Delta k/k$ の間で管理されており、この反応度は設置許可における最大炉心過剰反応度 8 % $\Delta k/k$ 及び燃料最大燃焼度 20 % という許可条件を守りながら、運転中の Xe の効果や炉心挿入試料反応度を十分考慮したものである。

(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 プールの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、検出限界濃度の約 10 倍の値（約 2.5 Bq/cm³）で、年間を通じ顕著な変化は見受けられなかった。

2.3.4 放射線管理

(1) 概要

JRR-4 における平成 5 年度の通常運転時において、管理区域内の線量当量率及び表面密度は、前年度に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であり、特に大きな被ばくを伴うような作業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。

放射性塵埃及び放射性ガス濃度は、全ての月において検出下限未満であり、放射性物質の放出

はなかった。

放射性廃液の³Hについては、前年度に比べ放出量が約20%増加した。これは、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。集団線量当量及び個人最大線量当量は、前年度に比べかなり低い値であった。

これは、前年度の原子炉運転日数が定常的であったのに対し、本年度は原子炉運転日数が少なく、共同利用照射等に伴う照射試料の取扱い回数が減ったためである。

Table 2.3.1 Operational Data of JRR-4

MONTH (Year.Month)	OPERATION DAYS (Day)	OPERATION TIMES (hr:min)	MONTHLY INTEGRATED POWER (MWh)	TOTAL INTEGRATED POWER (MWh)	UNSCHEDULED SHUT DOWN
INTEGRATED VALUE TO 1993.3		27,139:18		53,129.696	
1993.4	11	57:49	116.038	53,245.734	0
.5	3	19:36	35.526	53,281.260	0
.6	6	30:49	14.335	53,295.595	0
.7	16	102:10	210.581	53,506.176	0
.8	18	119:12	357.754	53,863.930	0
.9	11	75:46	213.485	54,077.415	0
.10	11	70:30	156.791	54,234.206	0
.11	7	31:01	35.924	54,270.130	0
.12	2	12:20	21.860	54,291.990	0
1994 .1	7	38:22	102.593	54,394.583	0
.2	9	62:18	155.131	54,549.714	0
.3	13	83:18	198.548	54,748.262	0
TOTAL	114	703:11	1,618.566		0
INTEGRATED VALUE TO 1994.3		27,842:29		54,748.262	

Table 2.3.2 Radioactive Wastes from JRR-4

Nuclide	Dust		Gas	Liquid
	⁶⁰ Co	¹³¹ I		
Annual release rate (Bq/y)	0	0	⁴¹ Ar 0	³ H 1.2×10^6
Annual average concentration (Bq/cm ³)	$< 2.8 \times 10^{-9}$	$< 7.4 \times 10^{-9}$	$< 5.0 \times 10^{-3}$	1.3×10^0

Table 2.3.3 Effective Dose Equivalent to Workers in JRR-4

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total workers* (persons)	81	64	92	86	135
Total dose (person·mSv)	0.0	0.0	0.0	0.2	0.2
Average dose (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
Maximum dose (mSv)	—	—	—	0.2	0.2

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

3. 研究炉の技術管理

3.1 研究炉の水・ガス管理

3.1.1 重水管理

研究炉では、現在約 41 トンの重水を管理している。本年度は、JRR-2、JRR-3M の共同利用運転が順調に実施されたため、重水管理の面においても定常的であった。重水管理では、分析センターに未使用重水約 5 kg を移動した。その他の移動はなかった。

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

3.1.2 JRR-2 の水・ガス管理

平成 5 年度は、12 サイクルの共同利用運転及び 7 回の医療照射運転が行われたことに伴う水・ガス分析を実施した。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) 一時冷却重水系

重水温度は、97.2 ~ 97.4 mol % で、pH は、5.63 ~ 7.77 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 0.08 ~ 0.13 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、出口で約 0.02 ~ 0.03 $\mu\text{S}/\text{cm}$ の範囲で管理基準値の 1 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下であった。

(2) 熱遮へい軽水系

熱遮へい軽水の pH は、5.58 ~ 7.62 で管理基準値 (5 ~ 8) の範囲内であった。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 3 回熱遮へい軽水中のトリチウム濃度を測定している。また、導電率は、第 4 サイクル運転中及び第 11 サイクル運転中にイオン交換樹脂の浄化能力が低下したために最高で樹脂塔入口で 1.01 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、出口で 0.91 $\mu\text{S}/\text{cm}$ まで上昇した。この値は、管理基準値の 1 $\mu\text{S}/\text{cm}$ と同程度であったが、第 5 サイクルと第 12 サイクルの運転開始前に新しいイオン交換樹脂塔にそれぞれ交換し、通常運転時の導電率 (入口で約 0.9 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、出口で 0.08 $\mu\text{S}/\text{cm}$) に維持した。なお、熱遮へい軽水系に軽水を 3 回補給し、その間の補給水量は、合計で約 4.3 m^3 であった。

(3) 二次冷却水系

二次冷却水の pH は、8.1 ~ 8.6 で管理基準値 (6 ~ 9) の範囲内であった。二次冷却水の補給水量と導電率との関連からみた濃縮倍数も 3 以下で水質は良好に維持できた。また、二次冷却水の水処理として、防食剤 (タワークリーン S-306) を 10 ppm 相当の濃度で連続注入した。

(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 ~ 99.11 vol % で濃度低下は認められず、管理目標値 (90 vol % 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 13 回、A、Bゾーン 1 回の合計 14 回行い、約 100 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13回、合計330ℓ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(0.5 vol%)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を平成5年9月と平成6年3月に実施した。これらの積算精製量はそれぞれ約2,226 m³(7サイクル使用)、約2,484 m³(7サイクル使用)であった。

3.1.3 JRR-3Mの水・ガス管理

平成5年度は、7サイクルの共同利用運転が行われ、これに伴う水・ガス分析を行った。これらの主な分析結果をTable 3.1.5及びFig. 3.1.2に示す。

(1) 一次冷却軽水系

一次冷却水のpHは、5.95～6.77で管理基準値(5.0～7.5)の範囲内であった。また、炉室内の使用済燃料プール水のpHも5.75～6.63で管理基準値(5.0～7.5)以内であった。導電率は、樹脂塔入口で約0.17～0.63 μS/cm、出口で約0.04～0.09 μS/cmで管理基準値の1 μS/cm以下であった。

(2) 二次冷却水系

二次冷却水のpHは、6.6～7.5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統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抑制させ、熱交換器の熱貫流率を高めることができた。

(3) 反射体重水系

反射体として使用している重水の濃度は、99.41～99.49 mol%で測定誤差範囲内の変化であり濃度低下は認められなかった。また、pHは、6.01～7.30で管理目標値(5.0～7.5)の範囲内であった。なお、導電率は、樹脂塔入口で約0.06～0.12 μS/cm、出口で約0.02～0.03 μS/cmで管理基準値の1 μS/cm以下であった。

(4) ヘリウム系

反射体重水のカバーガスとして使用しているヘリウムの濃度は、96.56～98.31 vol%で管理基準値(90 vol%以上)を十分満足していた。また、原子炉の運転に伴って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1回(10ℓ)補給した。ヘリウムガス中の重水素濃度は、0.84～1.03 vol%で管理目標値の2.0 vol%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120,000 m³)となったために第4サイクルの運転前に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4年の第3サイクルから本年度の第3サイクルまでの約8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112,754 m³であった。また、定期検査期間中の平成6年2月にNo.1イオン交換樹脂塔(KR 2601)のイオン交換樹脂を交換した。

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

	平成4年度末		補給重量 (kg)	回収重量 (kg)	消費重量 (kg)	平成5年度末	
	装荷重量 (kg)					装荷重量 (kg)	
JRR-2	16,275	0	0	0	0	16,275	
JRR-3M	7,257	0	0	0	0	7,257	
JRR-4	1,001	0	0	0	0	1,001	
台 計 (kg)	24,533	0	0	0	0	24,533	

Table 3.1.2 Stored Heavy Water

平成4年度末 未使用重量 (kg)	受入れ (kg)		払出し (kg)		平成5年度末 未使用重量 (kg)
	購入	その他	補給	その他	
827	0	0	0	5	822

Table 3.1.3 Recovered Heavy Water

平成4年度末 回収重量 (kg)	受入れ (kg)		払出し (kg)		平成5年度末 回収重量 (kg)
	炉心回収	その他	転用	計量調整	
16,088	0	0	0	0	16,088
			小 計	小 計	
			0	0	

Table 3.1.4 Measured Values of Helium Gas, Heavy Water and Primary 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 ~ 97.4	
	pH	5 ~ 8	5.63 ~ 7.77	
	導電率 ($\mu S/cm$)	樹脂塔入口	1 $\mu S/cm$ 以下	0.08 ~ 0.13
		樹脂塔出口	— — — —	0.02 ~ 0.03
	全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3) *1)	主重水	通常値と同程度	$1.35 \times 10^3 \sim 1.79 \times 10^3$
		精製重水	通常値と同程度	< 3.62
	γ 放射能濃度 (Bq/cm^3) *2)	主重水	通常値と同程度	$1.62 \times 10^3 \sim 2.16 \times 10^3$
		精製重水	通常値と同程度	2.36 ~ 6.12
	トリチウム濃度 (MBq/cm^3) *3)	— — — —	5.0×10^1	
	ヘリウム濃度 (vol%)	90 vol% 以上	96.60 ~ 99.11	
熱遮へい軽水	pH	5 ~ 8	5.58 ~ 7.62	
	導電率 ($\mu S/cm$)	樹脂塔入口	1 $\mu S/cm$ 以下	0.68 ~ 1.05
		樹脂塔出口	— — — —	0.06 ~ 0.91
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	通常値と同程度	$1.96 \times 10^2 \sim 5.55 \times 10^2$	
二次冷却水	原水 pH	— — — —	7.1 ~ 7.6	
	二次冷却水 pH	6 ~ 9	8.1 ~ 8.6	

*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) 1994.03.28に測定した値

Table 3.1.5 Measured Values of Helium Gas, Heavy Water and Primary 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	5.95 ~ 6.77	
	導 電 率 ($\mu S/cm$)	樹脂塔入口	1 $\mu S/cm$ 以下	0.17 ~ 0.63
		樹脂塔出口	- - - - -	0.04 ~ 0.09
	全 β 放射能濃度 (*1) (Bq/cm)	一次冷却水	通常値と同程度	$3.07 \times 10^2 \sim 4.38 \times 10^2$
		一次系浄化水	通常値と同程度	< 3.62
		一次冷却水	通常値と同程度	$3.99 \times 10^2 \sim 6.56 \times 10^2$
		一次系浄化水	通常値と同程度	$2.42 \times 10^1 \sim 1.83 \times 10^2$
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	通常値と同程度	$6.18 \times 10^2 \sim 8.50 \times 10^2$	
	p H	5.0 ~ 7.5	6.087 ~ 6.82	
	原 子 炉 浄 化 水	p H	5.0 ~ 7.5	5.75 ~ 6.63
S F プ ー ル	p H	5.0 ~ 7.5	5.98 ~ 7.23	
重 水	ヘリウム濃度 (vol%)	90 vol% 以上	96.56 ~ 98.31	
	濃度 (mol%)	高濃度に維持	99.41 ~ 99.49	
	p H	5.0 ~ 7.5	6.01 ~ 7.30	
	全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3) *1)	通常値と同程度	$5.60 \times 10^1 \sim 6.23 \times 10^1$	
	γ 放射能濃度 (Bq/cm^3) *2)	通常値と同程度	$1.42 \times 10^2 \sim 1.71 \times 10^2$	
	導 電 率 ($\mu S/cm$)	樹脂塔入口	1 $\mu S/cm$ 以下	0.06 ~ 0.12
		樹脂塔出口	- - - - -	0.02 ~ 0.03
	トリチウム濃度 (MBq/cm^3) *3)	- - - - -	7.3×10^1	
	原 水 p H	- - - - -	6.6 ~ 7.5	
	二 次 冷 却 水 p H	6 ~ 9	8.5 ~ 9.0	

*1) トリチウムを除く。原子炉出力20MWサンプリング1時間後の値
 *2) 原子炉出力20MWサンプリング1時間後の値
 *3) 1994.03.31に測定した値

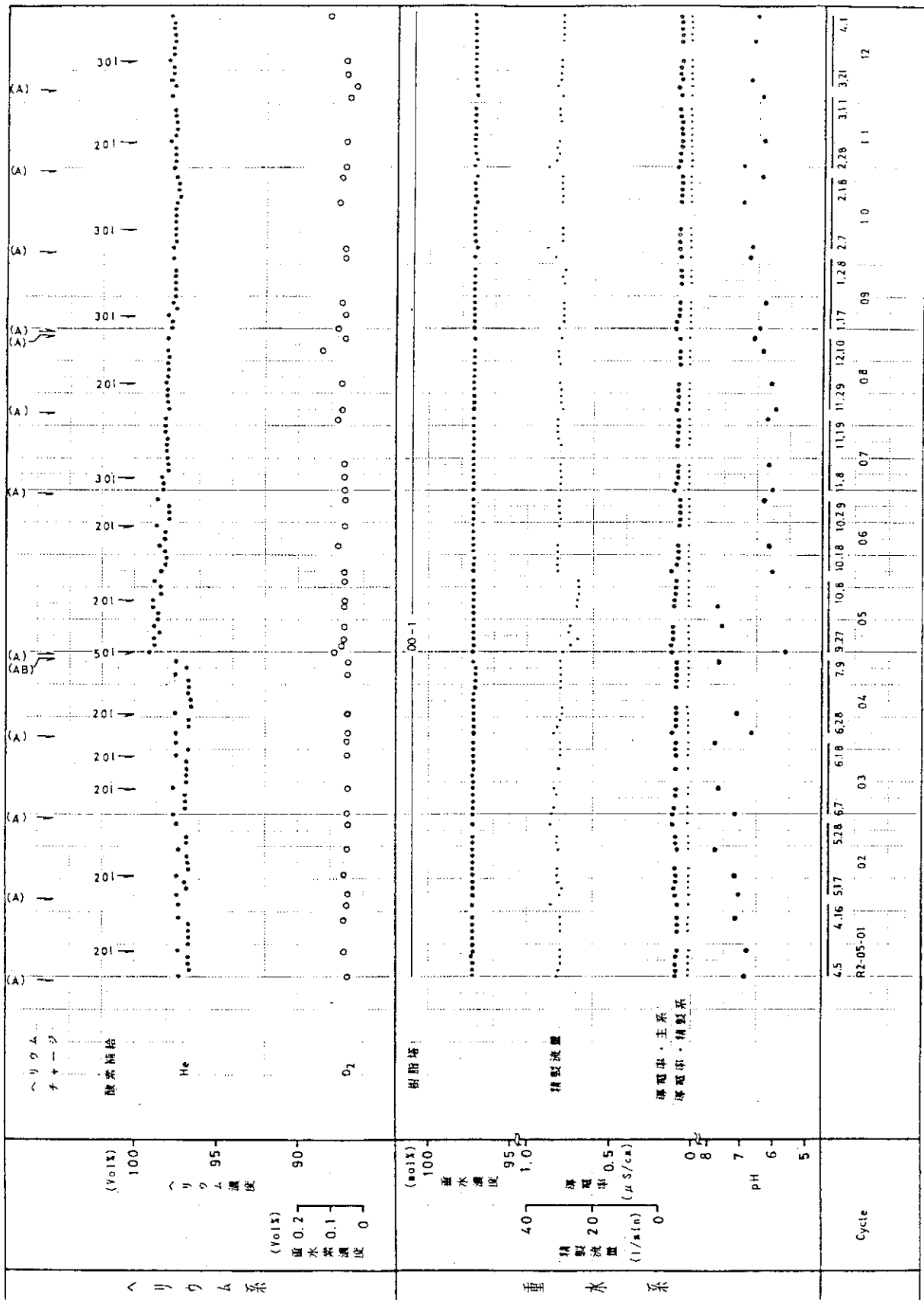


Fig. 3.1.1 Measured Values of Heavy Water and Helium Gas in JRR-2

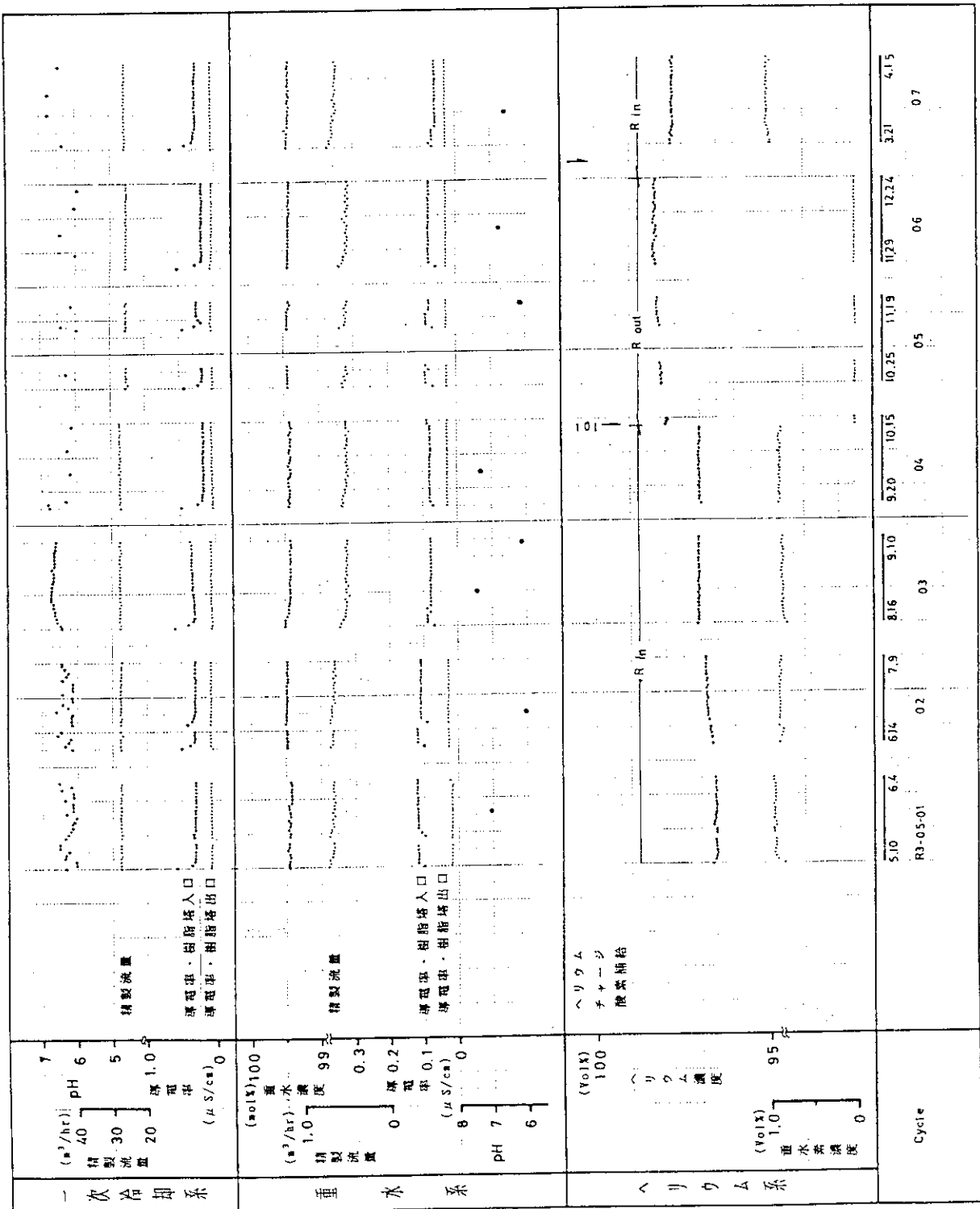


Fig. 3.1.2 Measured Values of Primary Coolant, Heavy Water and Helium Gas in JRR-3M

3.2 研究炉の燃料管理

3.2.1 新燃料の管理

(1) JRR-3Mの燃料製作

製作中であったL₆次燃料46体（標準型28体，フォロー型18体）が，平成5年8月に燃料要素の工場立会検査（フランス・CERCA社）を行い，同年10月に納入された。この燃料の使用前検査を平成6年2月に受検し合格した。

現在製作中のL₇次燃料32体（標準型26体，フォロー型6体）については，工場立会検査を本年度中に3回（プリスタ検査，燃料板検査，燃料要素検査各1回）実施した。この燃料は平成6年5月に納入される予定である。また，L₆及びL₇次燃料については，加工の契約がなされ，製作を開始した。平成6年2月にはL₆次燃料の工場立会検査（プリスタ検査・科学技術庁立会）を行った。

(2) JRR-2, 3M, 4の燃料貯蔵量

平成5年度末における原子炉の未使用燃料貯蔵量を Table 3.2.1 に示す。

(3) 未使用燃料輸送容器の設計承認等の更新作業

研究炉用として未使用燃料輸送容器を8基所有している。この未使用燃料輸送器の設計承認等の有効期限が平成6年7月11日までであるので，その更新作業等を行った。

Table 3.2.1 Fresh Fuel Inventory in JRR-2, JRR-3M and JRR-4

	JRR-2	JRR-3M		JRR-4
		標準型	フォロー型	
前年度末貯蔵数	51*	62	13	7
受 入 れ	0	28	18	0
搬 出	20	31	6	6
今年度末貯蔵数	31*	59	25	1

* : Including EBP-F2 type fuel

3.2.2 使用済燃料管理

(1) JRR-2, 3, 4の使用済燃料貯蔵量

平成5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の使用済燃料プールへの受入れは，20体である。年度末における使用済燃料貯蔵数はJRR-3使用済燃料貯槽No.2の60体を含め125体である。

JRR-3では，使用済燃料プールへの受入れは37体である。1年冷却終了した燃料要素34体を貯槽No.1へ移送した。また，照射後試験のためホットラボへ2体搬出した。年度末における使用済燃料貯蔵数（LEU）は146体である。なお，貯槽No.1のUO₂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では、燃料交換により一時保管燃料4体を含め6体受入れ、年度末における貯蔵数は24体である。

(2) 使用済燃料貯槽水の管理

年度末におけるJRR-2及びJRR-3使用済燃料貯槽水の水質はTable 3.2.3に示すとおり、両貯槽水の水質は維持基準値内であった。

JRR-2の貯槽水の年度当初のトリチウム濃度は、約400 Bq/cm³であった。その後、燃料交換時に炉心から使用済燃料を受入れる際の付着重水により次第に上昇し、年度末のトリチウム濃度は約530 Bq/cm³である。

(3) JRR-3M高燃焼燃料の健全性確認検査

JRR-3M標準型燃料要素のうち初期装荷燃料要素（平均燃焼度40%）1体について、昨年度照射後試験を行い健全性を確認した。その後、許可されている最高燃焼度50%に近く燃焼した標準型燃料要素（J3S099）について、供用期間中の健全性を確認するとともに、板状燃料の高燃焼度計画に資することを目的に照射後試験を開始し予定どおり進んでいる。

この燃料要素は使用済燃料プール内でのウェット SHIPPING 検査で異常のないことを確認した後、ホットラボへ搬入し燃料要素外観検査、寸法検査、ウォータギャップ外観検査、燃料要素解体後の燃料板の外観検査、寸法検査、重量検査、X線検査及び定点γ線測定を実施した。これまでの検査では、当該燃料要素は、異常がなく健全であることが確認されている。

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	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	45	60	111	0	407	8	3	1,798	18
受 入 れ	20	0	37	34	0	0	0	0	6
搬 出	0	0	34	2	0	0	0	0	0
今年度末貯蔵数	65	60	114	32	407	8	3	1,798	24

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

	維持基準値	JRR-2	JRR-3 No.1	JRR-3 No.2
プー ル 水 pH	5.5~7.5	6.3	—	—
	5.0~7.5	—	5.9	6.2
導 電 率 (μ S/cm)	10 以下	1.19	0.94	0.89
放 射 能 濃 度 (Bq/ml) (除、トリチウム)	3.7	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/ml)	—	534	13.8	4.7
温 度 (°C)	30 以下	23	18	18

4. 研究炉の利用

原子炉の共同利用運転は、各炉とも年度当初の計画どおり、JRR-2においては12サイクル、JRR-3Mにおいては7サイクル、JRR-4においては41週間行われた。以下に今年度の利用について述べる。

4.1 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、申込件数1,097件キャプセル数1,690個（シリコン照射を含む）の照射が実施された。Table 4.1.1に研究炉における照射利用実績を示す。

照射目的別にみると、Fig. 4.1.1に示すように、放射化分析が47%、シリコン照射が25%を占めた。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、核物理研究、照射損傷研究と広範囲に利用された。また、その他が119個と例年より多い（昨年度は51個）が、その内訳はホットアトム化学61個、校正用線源製造16個、キャプセル材テスト16個、残りはフィッシュントラック年代測定、メスバウアー線源等である。照射時間別について、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. 4.1.2に示すように、サイクル照射では原子炉用燃料・材料照射、RIの製造が大部分を占め、その他に放射化分析、核物理研究がある。一方、40分未満の短時間照射では大部分（76%）を放射化分析の割合が大きい。この傾向は、昨年度までと同様である。

4.1.1 JRR-2における照射

JRR-2での照射は、申込件数489件、キャプセル数582個であった。Table 4.1.2に照射実績を示す。

このうち炉心領域（VT-1, 10～12, 及びインコア）でのキャプセル照射は、合計5体^注が行われた。その内訳は、燃料キャプセル1体、材料キャプセル3体生産用RIの製造1体である。また、前年度から継続して照射しているキャプセルが4体あり、その内訳は燃料キャプセル1体、材料キャプセル1体、標準線源2体である。燃料及び材料キャプセルのほとんどが、計装又は温度制御型のキャプセルである。Table 4.1.3～4.1.5に炉心領域における照射利用状況を示す。

一般垂直孔（VT-5, 7, 8）における照射は、運転サイクルを単位とした照射が行われ、申込件数28件、キャプセル数33個の照射が実施された。照射目的別では、放射化分析（52%）、実験・トレーサ用RIの製造（24%）、原子炉用燃料・材料照射（15%）、核物理その他に利用された。

シリコン照射は毎サイクル有効に利用され、合計376本の照射が行われた。

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

4.1.2 JRR-3Mにおける照射

JRR-3Mは、7サイクルの共同利用運転を実施した。その結果、平成5年度は申込件数217件、キャプセル数373個の照射利用があった。Table 4.1.6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22体が行われた。その内訳は、材料キャプセル5体、生産用RIの製造16体、メスバウアー線源1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6体あり、燃料キャプセル1体、材料キャプセル5体である。このうち燃料及び材料キャプセルは、全て計装付きあるいは温度制御型のキャプセルである。Table 4.1.7及び4.1.8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)においては、時間単位の照射に利用され、申込件数109件、キャプセル数122個の照射が実施された。照射目的別では、生産用RIの製造(41%)、放射化分析(26%)、実験・トレーサ用RIの製造(17%)、照射損傷研究(9%)、核物理理及びその他に利用された。

気送照射設備(PN-1, 2)においては、分単位の照射が行われ、申込件数78件、キャプセル数97個の照射が実施された。照射目的別では、放射化分析(48%)、実験・トレーサ用RIの製造(18%)であり、その他が残りの34%を占めている。

放射化分析用照射設備(PN-3)においては、主として短寿命核種の放射化分析が行われ、申込件数13件キャプセル数90個の利用があった。

4.1.3 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パイプ及び気送管照射装置で実施され、その利用実績は、申込件数391件、キャプセル数735個であった。Table 4.1.9にJRR-4における照射実績を示す。

Tパイプ及びSパイプでは、分単位から時間単位までの照射を行い、申込件数296件、キャプセル数355個の照射を実施した。照射目的別では、放射化分析(66%)、実験トレーサ用RIの製造(12%)、生産用RIの製造(10%)、照射損傷研究(6%)、原子炉用燃料・材料照射(3%)等多岐にわたる分野に利用された。

気送管照射では、分単位の照射を行い、申込件数57件、キャプセル数342個の照射を実施した。照射目的別では、大半が放射化分析(90%)であった。

シリコン照射は38本であった。

4.1.4 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及び重量は、合計414本、1450.8kgであった。Table 4.1.10にシリコンの照射利用状況を示す。

Table 4.1.1 Number of Capsules Irradiated in Research Reactors of JAERI during 1993 Fiscal Year

原子炉		所内	所外	合計
JRR-2	件数	23	466	489
	個数	64	518	582
JRR-3M	件数	111	106	217
	個数	179	194	373
JRR-4	件数	97	294	391
	個数	219	516	735
合計	件数	231	866	1097
	個数	462	1228	1690

Table 4.1.2 Summary of JRR-2 In-pile Irradiation during 1993 Fiscal Year

照射孔 サイクル		所 内						所 外			合 計
		サ イ ク ル 照 射				VT-4	気送管	サイクル 照射 VT- 5,7,8	気送管	VT-9	
		イン コア	VT-1	VT-10, 11,12	VT- 5,7,8						
1	件数	1	0	0	0	0	0	0	0	30	31
(4/ 5~ 4/16)	個数	2(1)	2(2)	1(1)	0	0	0	0	0	30	35(4)
2	件数	1	0	0	1	2	0	2	3	32	41
(5/17~ 5/28)	個数	3(2)	2(2)	1(1)	1	2	0	2	6	32	49(5)
3	件数	0	0	0	1	0	0	2	1	34	38
(6/ 7~ 6/18)	個数	2(2)	2(2)	1(1)	1	0	0	2	8	34	50(5)
4	件数	1	0	0	0	0	0	3	1	32	37
(6/28~ 7/ 9)	個数	2(1)	2(2)	1(1)	0	0	0	4(1)	2	32	43(5)
5	件数	1	0	1	0	0	0	1	0	32	35
(9/27~10/ 8)	個数	2(1)	2(2)	1	0	0	0	1	0	32	38(3)
6	件数	0	0	0	0	0	0	1	30	34	65
(10/18~10/29)	個数	1(1)	2(2)	1(1)	0	0	0	1	34	34	73(4)
7	件数	0	0	0	1	1	1	3	2	35	43
(11/ 1~11/19)	個数	1(1)	2(2)	1(1)	1	1	1	3	12	35	57(4)
8	件数	0	0	0	2	0	1	1	5	32	41
(11/29~12/10)	個数	1(1)	2(2)	1(1)	2	0	2	2(1)	24	32	66(5)
9	件数	0	0	0	2	1	0	4	8	30	45
(1/17~ 1/28)	個数	1(1)	0	1(1)	3	3	0	4	8	30	50(2)
10	件数	0	0	0	1	3	0	0	9	33	48
(2/ 7~ 2/18)	個数	1(1)	0	1(1)	1	3	0	4(2)	9	33	52(4)
11	件数	0	0	0	0	1	0	0	9	27	37
(2/28~ 3/11)	個数	0	0	0	0	1	0	0	9	27	37
12	件数	0	0	0	0	0	0	1	2	25	28
(3/21~ 4/ 1)	個数	0	0	0	0	0	0	1	6	25	32
合 計	件数	4	0	1	8	8	2	20	70	376	489
	個数	16(12)	16(16)	10(9)	9	10	3	24(4)	118	376	582(41)

(注) ()内は本年度における継続照射を示す。

Table 4.1.3 History of Irradiation with JRR-2 Core Region from 1972 Fiscal Year

	1972	1973	1976	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991	1992	1993
核融合炉	3	4	3	3	4	3	2	2	1	3	2	2	4	4	2	2	2	4	4	1
多目的高温ガス炉	8	5	2	2	4	8	10	7	4	6	10	6	4	7	9	10	3	3	5	4
高速増殖炉・軽核炉	1	1	0	0	0	0	1	2	0	4	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0
原子炉圧力容器	6	5	0	1	1	1	2	1	0	5	0	2	2	1	0	0	1	0	0	0
軽水炉燃・材料	2	3	0	2	3	0	0	1	0	0	2	1	0	0	0	0	0	0	0	0
R I 生産	18	10	9	11	13	13	19	5	2	24	19	8	7	9	3	16	5	4	5	3
基礎研究	8	4	5	2	3	1	0	0	0	1	1	1	4	2	3	3	4	1	1	0
その他	1	2	2	5	6	3	0	1	0	0	0	0	2	4	4	1	1	1	0	1
合計	47	34	21	26	34	29	34	19	7	43	35	21	24	27	21	32	16	13	15	9

Table 4.1.4 Summary of JRR-2 Core Region Irradiation during 1993 Fiscal Year

サイクル No (R2-05-**) / 照射日付 (定機用) / 照射孔	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12
炉心内照射装置	4.5~4.16 (220.3 hr) / 製造機 ICR-103* / ← -0.08 X	5.17~5.28 (220.0 hr)	6.7~6.18 (265.5 hr)	6.28~7.9 (265.5 hr)	9.23~10.8 (267.0 hr)	10.18~10.29 (265.5 hr)	11.8~11.19 (265.5 hr)	11.29~12.17 (222.9 hr)	1.17~1.28 (223.5 hr)	2.7~2.18 (265.4 hr)	2.28~3.11 (222.2 hr)	3.21~4.1 (265.5 hr)
3A												
3B												
6B			高温材料強度研究機	ICM-104H 照射機 2.25Cr-1Mo 鋼								
2C												
6C			照射機研究機 ICM-107H フェライト鋼									
2D												
5D			燃料照射研究機 ICF-90H UO ₂ 異形燃料燃料コンバクト									
6D												
垂直実験												
VT-1												
VT-10												
VT-11												
VT-12												
燃料合計反応度 (% Δk/k)	-1.14	-1.22	-1.14	-1.40	-1.52	-1.06	-1.06	-0.94	-0.94	-0.94		
備考	← → : 燃料照射キャプセル (* 燃料照射キャプセル) ④ : 混合ガス温度制御 ⑤ : 燃料位置調整 ← → : 燃料照射キャプセル ← → : 燃料照射キャプセル ⑥ : ヒータ温度制御 ⑦ : ガススイープ											

Table 4.1.5 Description of Capsules Irradiated with JRR-2 Core Region during 1993 Fiscal Year

キャプセル名	照射種類研究室	照射試料	キャプセル構造	計装	制御	照射孔	照射量 ¹⁾ (cm^{-2})	照射サイクル (照射期間)	照射温度 ($^{\circ}\text{C}$)	キヤプセル 温度係数 ($\% \Delta k/k$)
ICF-90H	燃料照射研究室	UO ₂ 炭層粒子燃料	2重気密	K T/C 4本	—	5D	6.58×10^{22} 5.33×10^{22}	0.4-0.1~0.5-0.3 (1.3サイクル)	1250	-0.20
VOM-49H	材料応用工学研究室	インコロイ800H	1重気密	K T/C 6本	混合ガス・ヒータ 温度制御	VT-12	9.84×10^{22} 1.84×10^{22}	0.4-0.1~0.5-0.4 (1.4サイクル)	700	-0.39
VIR-61	計量技術課	H ₂ O ₂	1重気密	—	—	VT-1	1.18×10^{21} 2.55×10^{21}	0.4-0.8~0.5-0.7 (1.0サイクル)	—	-0.12
VIR-62	計量技術課	H ₂ O ₂	1重気密	—	—	VT-1	1.18×10^{21} 2.55×10^{21}	0.4-0.8~0.5-0.7 (1.0サイクル)	—	-0.12
ICM-107H	照射解析研究室	フェライト鋼, Ti-Al合金	1重気密	K T/C 6本	混合ガス・ヒータ 温度制御	6C	2.03×10^{22} 1.84×10^{22}	0.5-0.1~0.5-0.4 (4サイクル)	600	-0.43
ICR-103	製造課	S	1重気密	—	—	3A	7.05×10^{21} 4.67×10^{21}	0.5-0.2 (1サイクル)	—	-0.08
ICM-104H	高温材料強度研究室	黒鉛, 2.25Cr-1Mo鋼	1重気密	K T/C 8本	混合ガス・ヒータ 温度制御	6B	1.11×10^{22} 9.97×10^{21}	0.5-0.4~0.5-0.5 (2サイクル)	~400	-0.46
ICF-108H	船体・燃料マテリア研究室	U-Zr, (Th+U)O ₂	1重気密	K T/C 7本	ヒータ温度制御	6C	3.15×10^{22} 2.55×10^{22}	0.5-0.5~0.5-1.0 (6サイクル)	~700	-0.53
VOM-50H	材料応用工学研究室	インコロイ800H	1重気密	K T/C 8本	混合ガス・ヒータ 温度制御	VT-12	4.35×10^{22} 8.15×10^{22}	0.5-0.5~0.5-1.0 (6サイクル)	700	-0.41

¹⁾ 上段：熱中性子照射量，下段：高速中性子 (> 1 MeV) 照射量

Table 4.1.6 Summary of JRR-3M In-pile Irradiation during 1993 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	H R 1, 2	P N 1, 2		P N 3
1 ¹⁾ (5/10~6/4) (6/14~6/19)	件数	0	0	1 ²⁾	0	0	20	5	0	6	22	4	58
	個数	0	4(4)	2(1) ²⁾	0	0	29	7	0	7	23	44	116(5)
2 (6/21~7/9)	件数	1	0	1	0	0	9	4	0	5	10	1	31
	個数	1	4(4)	4(2)	0	0	9	7	0	6	10	6	47(6)
3 (8/16~9/10)	件数	1	1	1	0	0	9	4	0	7	5	4	32
	個数	3	6(3)	5(4)	0	0	10	4	0	7	7	11	53(7)
4 (9/20~10/15)	件数	3	1	1	0	0	10	1	0	2	3	0	21
	個数	3	6(5)	3(2)	0	0	10	1	0	2	7	0	32(7)
5 (10/25~11/19)	件数	3	0	0	0	0	5	2	0	3	2	1	16
	個数	3	4(4)	3(3)	0	0	5	2	0	4	3	7	31(7)
6 (11/29~12/24)	件数	0	0	0	0	0	11	8	0	11	10	1	41
	個数	0	4(4)	3(3)	0	0	11	14	0	11	10	1	54(7)
7 ³⁾ (3/21~4/15)	件数	0	2	1	0	0	6	0	0	5	2	2	18
	個数	0	4(2)	2(1)	0	0	6	0	0	5	2	21	40(3)
合 計	件数	8	4	5	0	0	70	24	0	39	54	13	217
	個数	10	32(26)	22(16)	0	0	80	35	0	42	62	90	373(42)

1) 1992年度の07サイクルの4/1以降を含む。

2) 所外の1件1個を含む。

3) 集計は3/31までとした。

Table 4.1.7 Summary of JRR-3M Core Region Irradiation during 1993 Fiscal Year

サイクル No. (R3-04-*) 日付 (定積出力運転期間)	01 5.10~6.19 (661.8 hr) 研究炉技術開発室 RGM-07 Al 合金 - 0.04 % (3 f11) 165.9 hr	02 6.21~7.9 (429.5 hr) 製造課 RGM-07 Al 合金 RGR-15* - 0.16 % (2 f11) 120.9 hr	03 8.16~9.10 (601.4 hr) 製造課 RGR-15* - 0.16 % (2 f11) 120.9 hr	04 9.20~10.15 (601.5 hr) 製造課 RGR-15* - 0.16 % (2 f11) 120.9 hr	05 10.25~11.19 (330.2 hr) 研究炉技術開発室 RGM-07 (再) Al 合金 - 0.00 % (5 f11) 267.0 hr	06 11.29~12.24 (601.5 hr) 研究炉技術開発室 RGM-16 Al 合金 - 0.02 %	07 3.2~4.15 (601.5 hr) 研究炉技術開発室 RGM-16 Al 合金 - 0.02 %	
RG-1								
RG-2								
RG-3								
RG-4								
BR-1								
BR-2								
BR-3								
BR-4								
VT-1								
SH-1								
燃料合計反応度 (% k/k)	-1.18	-1.28	-1.65	-2.11	-1.66	-1.48	-1.58	-1.24
備考	①: 無調整照射キャプセル (* 標準照射キャプセル) ②: 混合ガス温度制御 ③: 真空温度制御 ④: 燃料照射キャプセル ⑤: 燃料照射キャプセル							

Table 4.1.8 Description of Capsules Irradiated with JRR-3M Core Region During 1993 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 ($^{\circ}\text{C}$)	キャプセル 反応度 ($\% \Delta k/k$)
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	6.42×10^{21} 3.21×10^{21}	0.3-0.7 (4.0サイクル)	300	-0.22
RGM-12H	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	3.29×10^{21} 1.65×10^{21}	0.4-0.3~0.5-0.3 (8サイクル)	150	-0.18
BRM-09H	照射解析研究室	オーステナイトステンレス鋼	1重気密	K T/C 6本	混合ガス・ヒータ 温度制御	BR-2	3.52×10^{21} 1.76×10^{21}	0.4-0.4~0.5-0.6 (9サイクル)	~400	-0.37
BRF-10H	燃料照射研究室	UO ₂	2重気密	K T/C 6本	混合ガス温度制御	BR-3	4.02×10^{21} 2.01×10^{21}	0.4-0.5~0.5-0.7 (10サイクル)	~900	-0.29
RGM-11H	熱エネルギー材料研究室	黒鉛, C/Cコンポジット	2重気密	Th T/C 2本 K T/C 8本	混合ガス温度制御	RG-2	3.16×10^{21} 1.58×10^{21}	0.4-0.6~0.5-0.6 (8サイクル)	1200	-0.32
RGM-07	研究技術開発室	A5052アルミニウム合金	リーキー	—	—	RG-1	1.86×10^{21} 9.28×10^{20}	0.4-0.7~0.5-0.6 (5サイクル)	—	-0.04
BRM-08	大学開放研究室	Mg, TeO ₂	1重気密	—	—	DR-1	3.92×10^{20} 1.96×10^{20}	0.5-0.1 (1サイクル)	—	-0.13
BRR-16	製造課	Ir	1重気密	—	—	BR-4	8.26×10^{20} 4.13×10^{20}	0.5-0.1~0.5-0.3 (3サイクル)	—	-0.20
VTR-13	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	5.90×10^{20} 3.93×10^{20}	0.5-0.1~0.5-0.2 (2サイクル)	—	-0.03
RGR-15	製造課	Ir	1重気密	—	—	RG-1	8.66×10^{20} 4.33×10^{20}	0.5-0.3~0.5-0.4 (2サイクル)	—	—
RGR-20	製造課	Ir	1重気密	—	—	RG-1	8.66×10^{20} 4.33×10^{20}	0.5-0.3~0.5-0.4 (2サイクル)	—	-0.16
RGR-21	製造課	Ir	1重気密	—	—	RG-1	8.66×10^{20} 4.33×10^{20}	0.5-0.3~0.5-0.4 (2サイクル)	—	—

** 上段：熱中性子照射量，下段：高速中性子(>1MeV)照射量

Table 4.1.8 Description of Capsules Irradiated with JRR-3M Core Region During 1993 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 ($^{\circ}\text{C}$)	キャプセル 反応度 ($\% \Delta k/k$)
BRR-18	製造課	Cr_2O_3	1重気密	—	—	BR-1	4.33×10^{22}	0.5-0.3 (1サイクル)	—	—
VTR-14	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10^{22}	0.5-0.3 (1サイクル)	—	—
VTR-20	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	4.33×10^{22}	0.5-0.3 (1サイクル)	—	-0.37
VTR-21	製造課	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.40×10^{22}	0.5-0.3 (1サイクル)	—	—
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	2.08×10^{21}	0.5-0.4~ (8サイクル)	400	-0.24
BRM-12H	材料設計研究室	セラミックス電気絶縁材料	2重気密	K/T/C 2本	混合ガス・ヒータ 温度制御	BR-4	1.10×10^{21}	0.5-0.4~0.5-0.6 (3サイクル)	~400	-0.17
VTR-15	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	1.54×10^{21}	0.5-0.4 (1サイクル)	—	—
VTR-17	利用開発室	$\text{Yb}_2\text{O}_3-\text{Al}_2\text{O}_3$	1重気密	—	—	VT-1	7.68×10^{21}	0.5-0.4 (1サイクル)	—	+0.11
VTR-22	製造課	Cr_2O_3	1重気密	—	—	VT-1	1.54×10^{21}	0.5-0.4 (1サイクル)	—	—
VTR-16	製造課	S	1重気密	—	—	VT-1	3.57×10^{22}	0.5-0.5 (1サイクル)	—	—
VTR-18	利用開発室	$\text{Yb}_2\text{O}_3-\text{Al}_2\text{O}_3$	1重気密	—	—	VT-1	2.38×10^{22}	0.5-0.5 (1サイクル)	—	+0.13
VTR-23	製造課	Cr_2O_3	1重気密	—	—	VT-1	3.57×10^{22}	0.5-0.5 (1サイクル)	—	—
VTR-24	製造課	KCl	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10^{22}	0.5-0.6 (1サイクル)	—	+0.03
RGM-16	研究開発技術開発室	$\Lambda 5052$ アルミニウム合金	リーキー	—	—	RG-1	4.33×10^{22}	0.5-0.7 (1サイクル)	—	-0.02
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	2.16×10^{22}	0.5-0.7~ (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	4.33×10^{22}	0.5-0.7~ (8サイクル)	~400	-0.29

*1 上段：熱中性子照射量，下段：高速中性子 (> 1 MeV) 照射量

Table 4.1.9 Summary of JRR-4 In-pile Irradiation during 1993 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	7	1	0	20	4	2	1	35
	個数	8	1	0	20	6	2	1	38
5	件数	1	0	0	7	1	0	0	9
	個数	1	0	0	7	1	0	0	9
6	件数	定		期		検		査	
	個数								
7	件数	6	5	5	22	11	3	5	57
	個数	11	5	43	33	20	24	5	141
8	件数	8	1	0	9	7	10	11	46
	個数	9	1	0	10	10	74	11	115
9	件数	5	0	0	10	6	5	12	38
	個数	6	0	0	10	9	19	12	56
10	件数	7	1	1	30	2	4	6	51
	個数	8	1	15	31	3	5	6	69
11	件数	6	0	2	7	3	0	0	18
	個数	7	0	2	7	4	0	0	20
12	件数	1	0	1	5	2	0	2	11
	個数	1	0	20	5	2	0	2	30
1	件数	14	1	2	25	4	5	0	51
	個数	16	1	40	28	6	13	0	104
2	件数	9	1	0	13	5	12	1	41
	個数	10	1	0	17	5	80	1	114
3	件数	9	1	2	10	9	3	0	34
	個数	9	1	2	14	10	3	0	39
合 計	件数	73	11	13	158	54	44	38	391
	個数	86	11	122	182	76	220	38	735

Table 4.1.10 Weight of Silicon Irradiation during 1993 Fiscal Year

J R R - 2			J R R - 4		
サイクル	V T - 9		月	Lパイプ	
	本数	重量 (kg)		本数	重量 (kg)
1	30	9.7.5	4	1	7.8
2	32	101.5	5	0	0
3	34	109.3	6	-	-
4	32	104.4	7	5	37.9
5	32	101.3	8	11	82.8
6	34	108.6	9	12	76.8
7	35	113.1	10	6	41.6
8	32	103.5	11	0	0
9	30	94.5	12	2	7.9
10	33	102.4	H6 1	0	0
11	27	84.1	2	1	1.0
12	25	74.9	3	0	0
合計	376	1195.0	合計	38	255.8
合計 414本、1450.8kg					

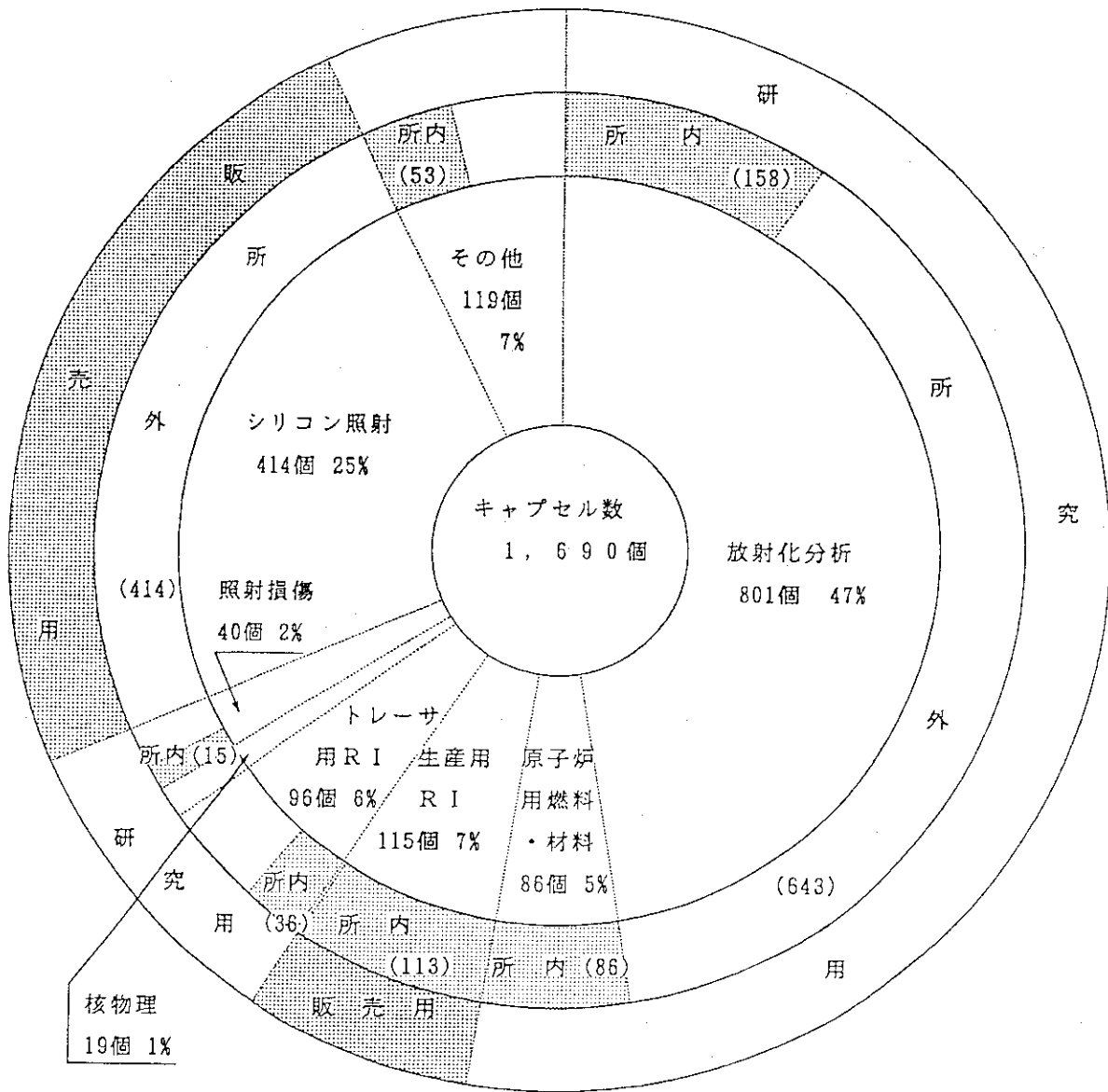
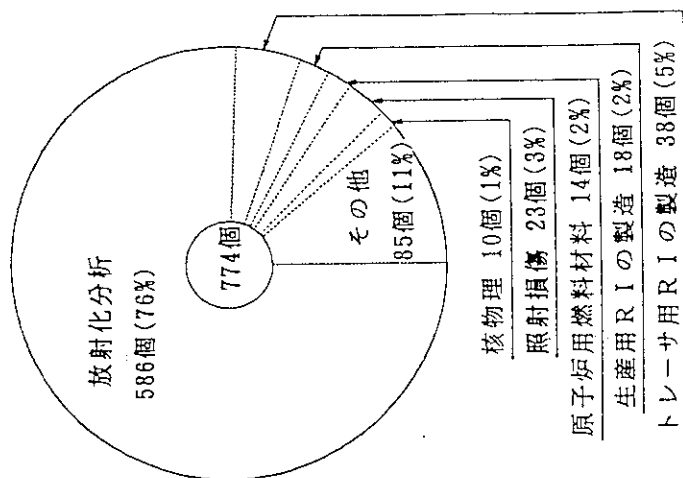
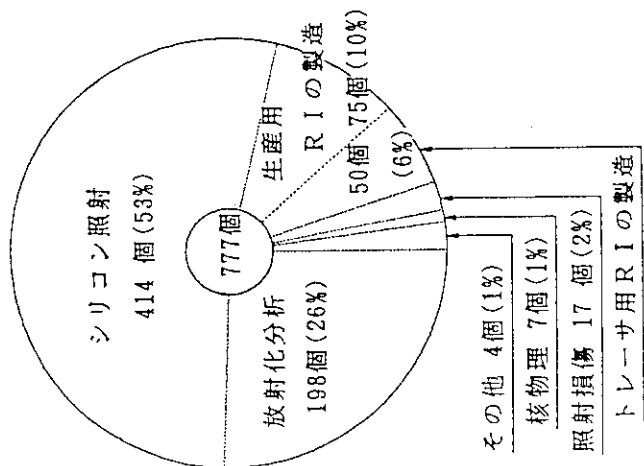


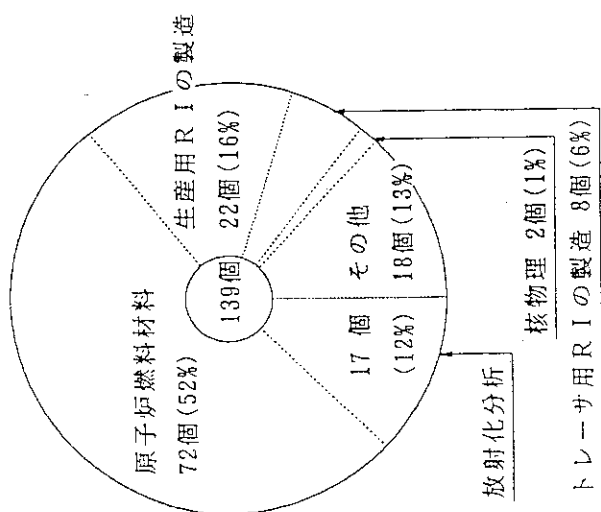
Fig. 4.1.1 Percentages of Irradiation Classified to Purpose during 1993 Fiscal Year in the Research Reactors



短時間照射
(40分未満の時間照射)



長時間照射
(40分以上の時間照射)



サイクル照射

Fig. 4.1.2 Comparison of Three Grouped Irradiation Time Durations Based on Irradiation Statistics of 1993 Fiscal Year

4.2 実験利用

4.2.1 JRR-2 における実験

4基の水平実験孔でビーム実験を行った。また、サーマルコラムに設置されている照射室で7回の医療照射を実施した。ビーム実験の内容は、各種の中性子回折実験、構造解析等である。

4.2.2 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。

中性子回折実験では、昨年に引き続いて高温超伝導体、磁性体、金属、高分子等の結晶構造や磁気構造を詳細に解析するとともに、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。なかでも中性子小角散乱装置では、磁気記憶媒体であるコバルト・クロム薄膜の構造研究において析出微粒子の構造を解明し、磁気記録密度を、近い将来 100 倍以上増加させる可能性を見出す成果を挙げた。

中性子ラジオグラフィでは、前年度に引き続き画像処理装置関連の機器の整備を行うとともに、装置の高度化の一環として高解像度中性子テレビシステムの開発に着手した。利用においては、6件の協力研究が行われ、植物試料への応用や、熱流動現象の可視化・計測に関する研究等が実施された。

即発 γ 線分析では、各種環境標準物質の多元素定量法に関し、水素、ホウ素、窒素、イオウ、珪素等の分析精度、正確さ、検出限界の評価が行われた。さらに、それらの確立した方法を用いて、ペルシャ湾岸の環境試料（原油、貝、堆積物等）の分析に適用し、現在その解析が行われている。また、弥生時代以降のガラス玉、コイン等の製造年代や産地の推定にも利用された。これらの他にも隕石、火山噴出物、農業環境物、温泉堆積物等の測定も行われた。昨年に引き続いて、JRR-2 で行っている医療照射の患者の血液及び腫瘍組織中の ^{10}B の定量にも利用された。

その他スーパーミラー中性子導管の特性測定も行われ、通常のニッケルを用いた導管の2倍の全反射臨界角をもつスーパーミラーが開発された。

4.2.3 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や遮へい欠損部ガンマ線漏洩経路の測定といった遮へい実験、原子炉技術者の養成のための教育訓練実習及び ^{16}N 放出の線源による放射線測定器の校正試験等に利用された。

本年度に実施された実験項目は7件、実験延日数は385日であった。

4.2.4 実験室を利用した実験

(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。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。また、土

壤，地下水，岩石等の環境試料の放射化分析，コンクリートの放射化分析，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を行った。

本年度に実施された実験項目は12件，実験延日数は258日であった。

(2) JRR-3M 実験室

今年度の利用は，昨年に比べて利用日数が約28%と非常に少なかったが，炭化珪素中の微量元素の定量や試料中のヨウ素の放射化分析等に利用された。

本年度に実施された実験項目は3件，実験延日数は33日であった。

(3) JRR-4 気送管室

JRR-4 気送管室の利用も，昨年に比べて利用日数が約40%と少なくなってしまうが，動物血液中の短寿命核種の分析，環境試料中の短半減期核種の定量等各種の放射化分析に利用された。

本年度に実施された実験項目は7件，実験延日数は19日であった。

4.2.5 医療照射

医療照射は，JRR-2の年間運転計画12サイクルにおいて，当初16回の照射が計画された。脳腫瘍の照射が11回，メラノーマの照射が5回であったが，4回が中止となり（メラノーマは5回とも中止）平成4年度は7回の脳腫瘍の医療照射が行われた。患者はアメリカ，カナダ，南アフリカ，日本など男性6名，女性1名で，年齢は24才から67才までの間であった。これらの照射はいずれも順調に終了した。

なお，医療照射にさきがけて，医療部会を開催し，年間計画及び実施計画について意見を聴取した。

Table 4.2.1 に今年度実施した医療照射の概要を示す。

Table 4.2.1 Outline of BNCT Treatments at JRR-2 in FY. 1993

	実施日	患者	病名	照射部位	照射時間	熱中性子照射量
1	R2-01 (4/16)	日本・女性	脳腫瘍	左頭頂部	3時間48分	1.8×10^{13} n/cm ²
2	R2-02 (5/28)	南アフリカ・男性	脳腫瘍	頭頂部	2時間30分	1.2×10^{13} n/cm ²
3	R2-07 (11/25)	アメリカ・男性	脳腫瘍	頭部	4時間07分	1.5×10^{13} n/cm ²
4	R2-08 (12/10)	日本・男性	脳腫瘍	頭部	2時間48分	1.4×10^{13} n/cm ²
5	R2-08 (12/17)	日本・男性	血管腫	頭部	3時間56分	2.0×10^{13} n/cm ²
6	R2-09 (1/28)	アメリカ・男性	脳腫瘍	頭部	6時間01分	2.1×10^{13} n/cm ²
7	R2-11 (3/11)	アメリカ・男性	脳腫瘍	頭部	4時間40分	2.1×10^{13} n/cm ²

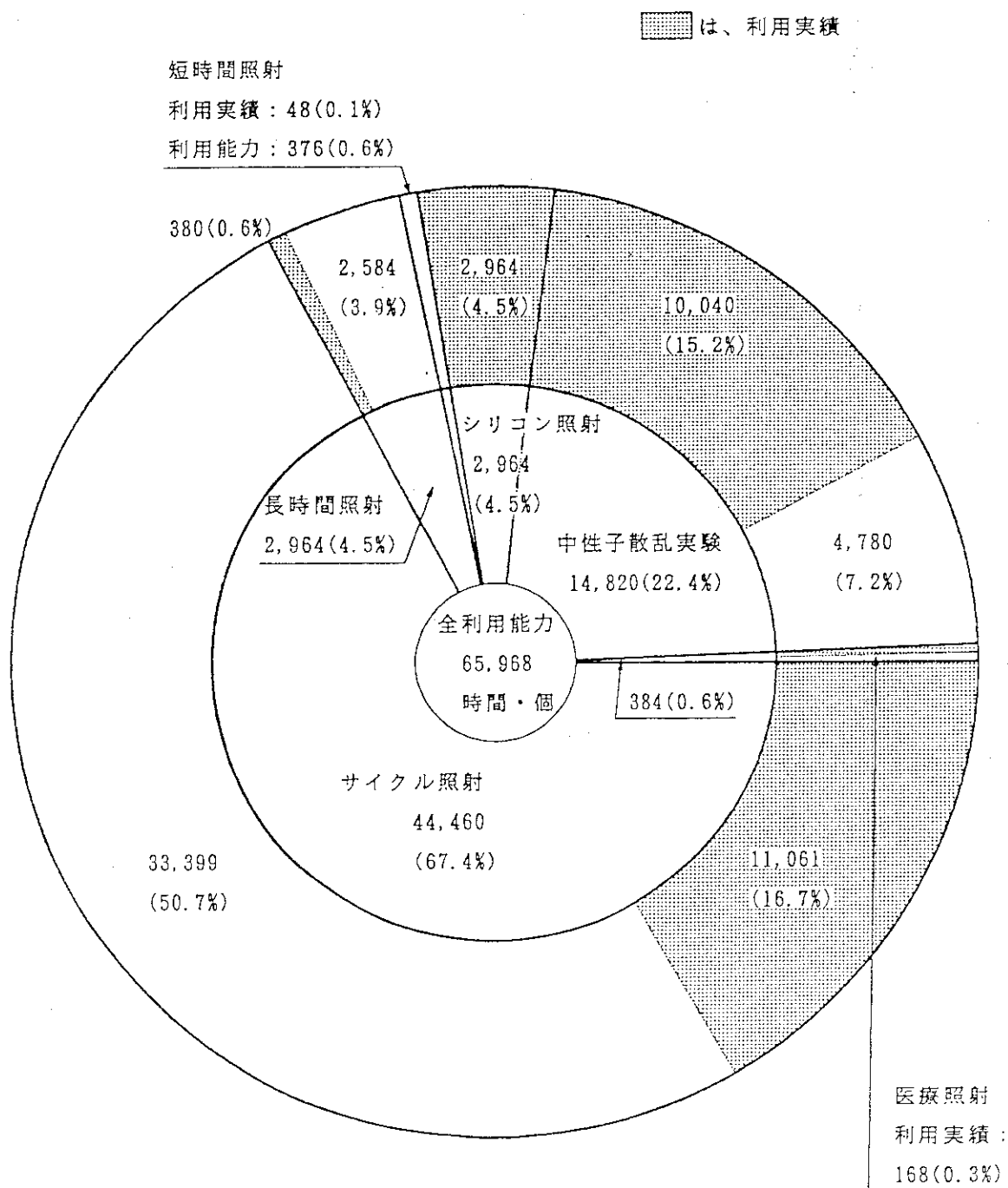
4.3 利用の状況

昨年度に引き続いて、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(時間・個)で表す利用実績についてここで述べる。

Fig. 4.3.1 から JRR-2 の全利用能力は、運転サイクル数が昨年度よりも増えたために、昨年度の 54,973 時間・個に対して今年度は 65,968 時間・個と増加している。しかし利用の傾向は、来年度から 50 時間の週単位の運転に移行し、本年度でサイクル照射が終了することにより、その利用率が昨年度の 36.7% から 16.7% に減少した。Fig. 4.3.2 と Fig. 4.3.3 は JRR-2 の利用者と利用分野を示している。昨年を引き続いて、利用分野におけるその他の利用がかなり多い。これは昨年同様、 γ 線スペクトルメータの校正用線源として酸化ホルミウムを数サイクル照射しているためである。

Fig. 4.3.4 ~ Fig. 4.3.6 に JRR-3M における利用率、利用者、利用分野を示す。全利用能力は昨年とあまり変わらないが、中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ、サイクル照射等全利用での利用率が高く、有効に利用されていることが判る。利用者では、所内と大学の利用者がほとんどであり、昨年と同様の傾向である。利用分野においても昨年と同様の傾向を示している。

Fig. 4.3.7 ~ Fig. 4.3.9 に JRR-4 における利用率、利用者、利用分野を示す。全利用能力は、燃料節約のために低出力運転日 (0.2 MW, 0.5 MW, 2.0 MW) を増やしたことにより、減少となった。また、利用実績は昨年に比べ減少を示すものの、利用能力が減っているため利用率は昨年と変わらない。利用者、利用分野も昨年と同様の傾向である。



サイクル照射：1サイクル単位で行う照射（インコア照射等）
 長時間照射：運転時に時間単位で挿入、取り出しを行い照射を行うもの（VT-4）（数時間まで）
 短時間照射：気送管での照射（数十分まで）

注）内円は利用能力、外円は利用状況を表す。

Fig. 4.3.1 The Status of Total Amount of Utilization in JRR-2 Facility (1993)

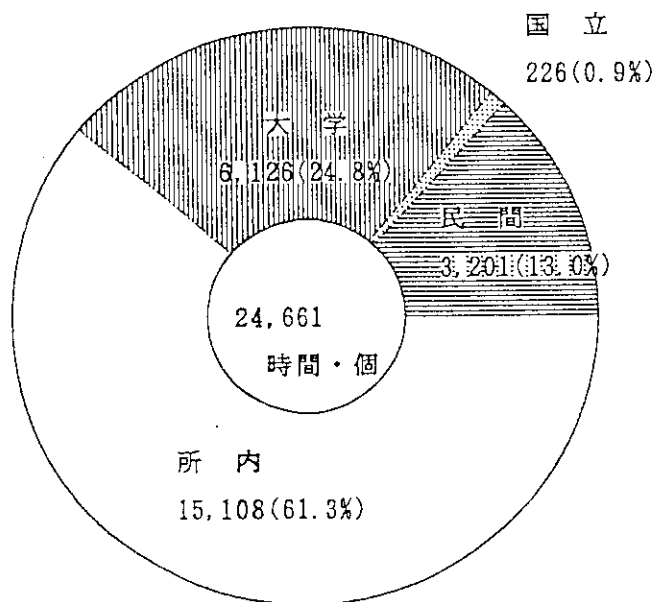


Fig. 4.3.2 The Status of Users in JRR-2 (1993)

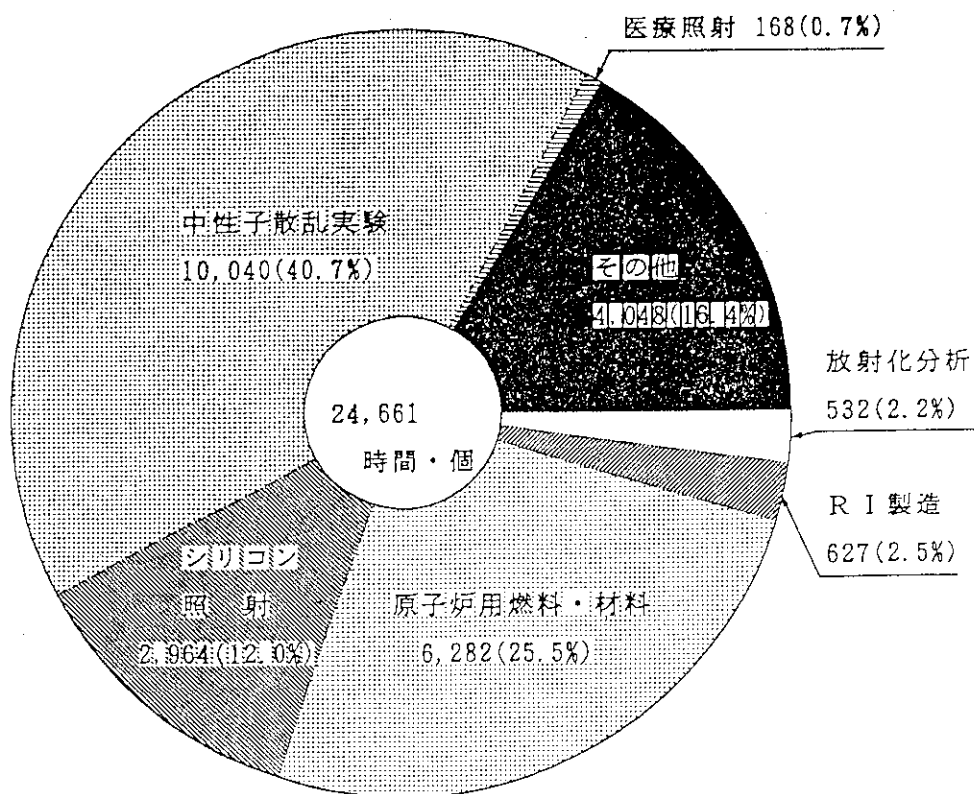


Fig. 4.3.3 The Status of Field of Utilization in JRR-2 (1993)

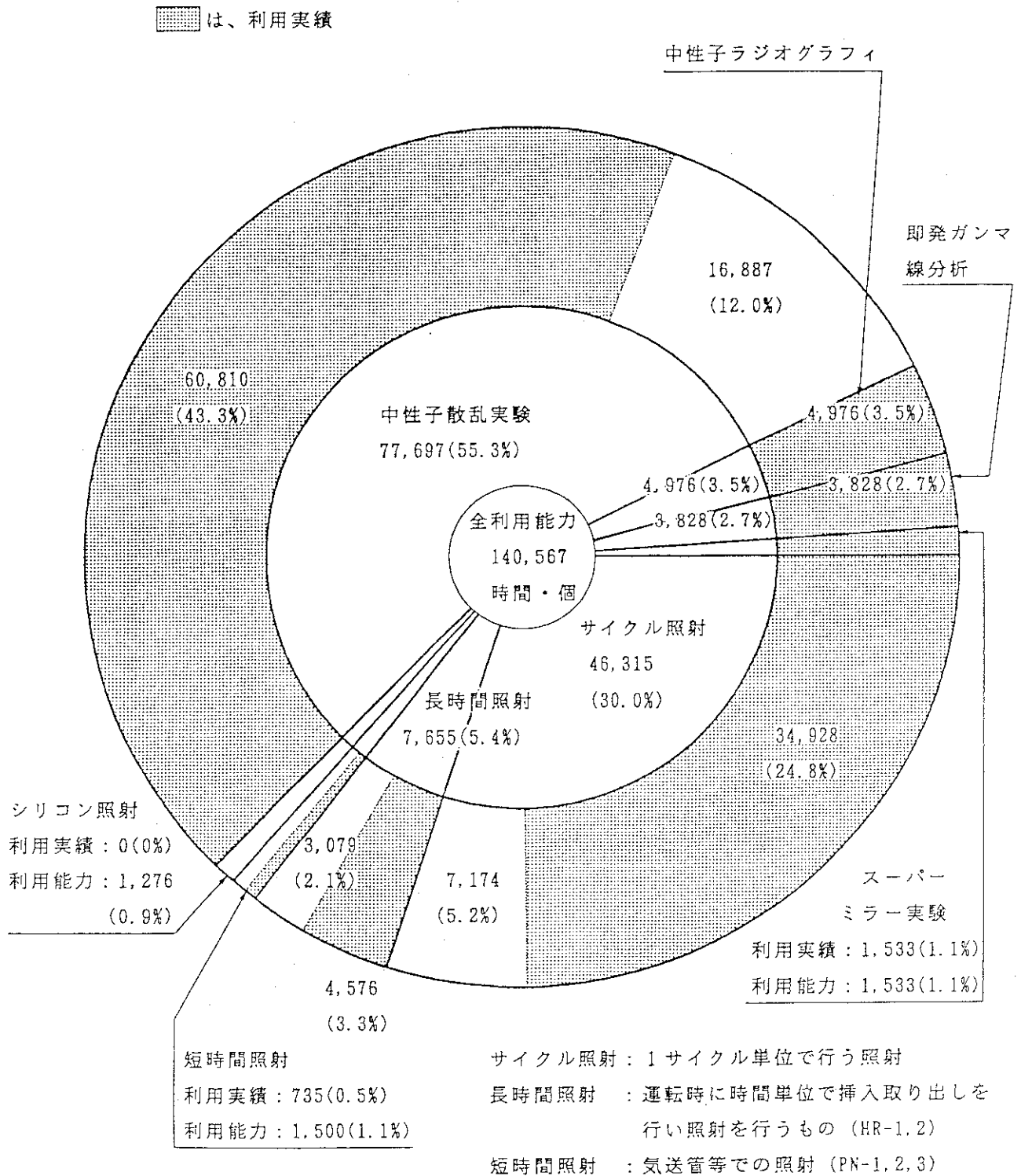


Fig. 4.3.4 The Status of Total Amount of Utilization in JRR-3M Facility (1993)

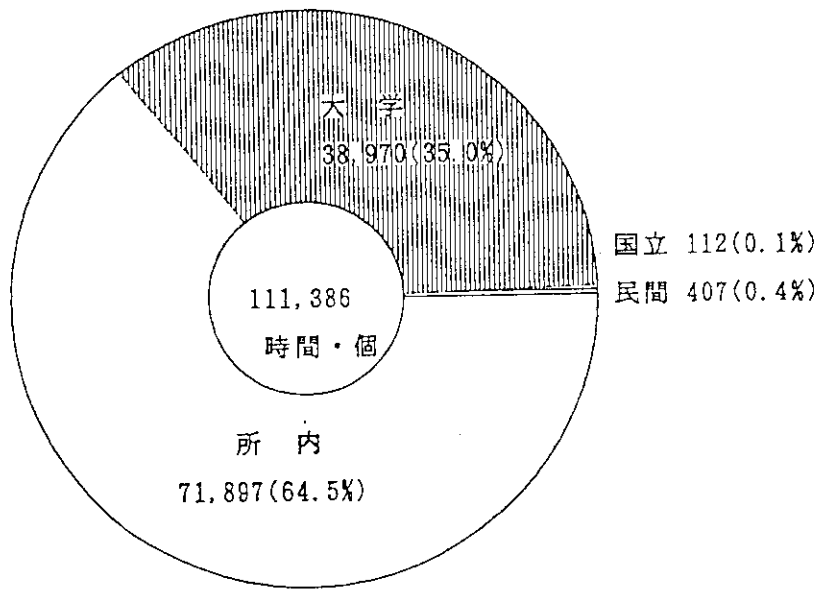


Fig. 4.3.5 The Status of Users in JRR-3M (1993)

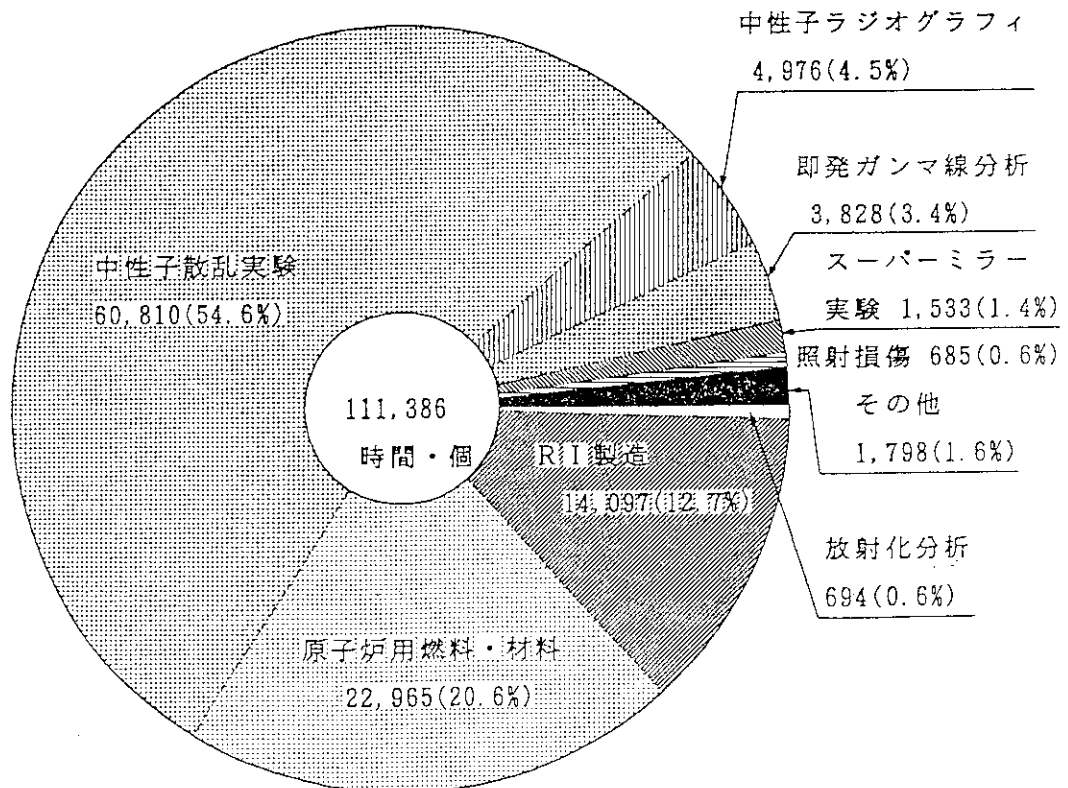
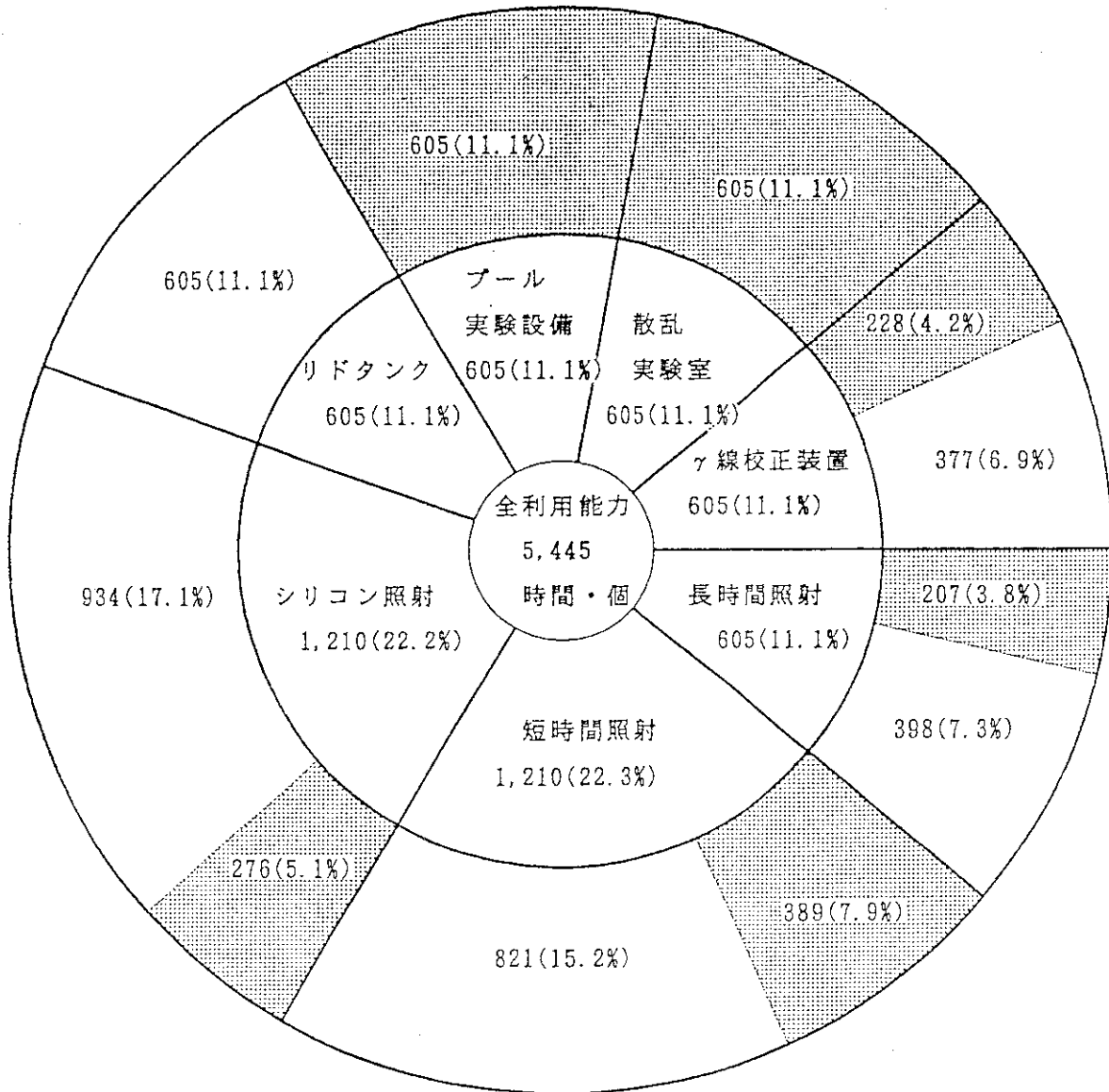


Fig. 4.3.6 The Status of Field of Utilization in JRR-3M (1993)

■は、利用実績



長時間照射 : Sパイプ (数時間まで)
 短時間照射 : Tパイプ、気送管 (数十分まで)
 シリコン照射 : D、Lパイプ

注) 内円は利用能力、外円は利用実績を表す。

Fig. 4.3.7 The Status of Total Amount of Utilization in JRR-4 Facility (1993)

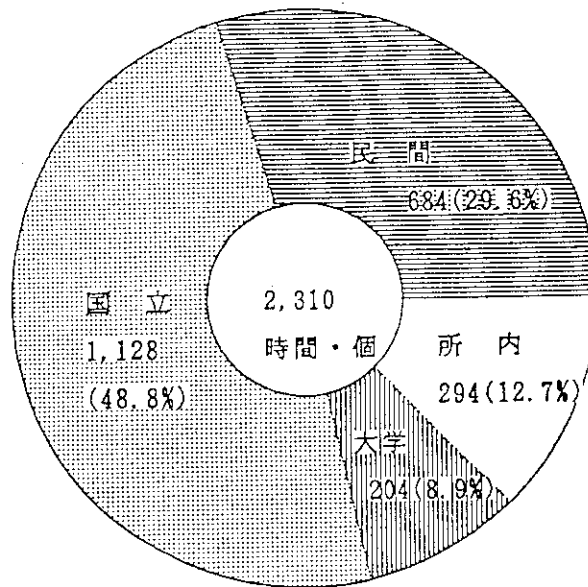


Fig. 4.3.8 The Status of Users in JRR-4 (1993)

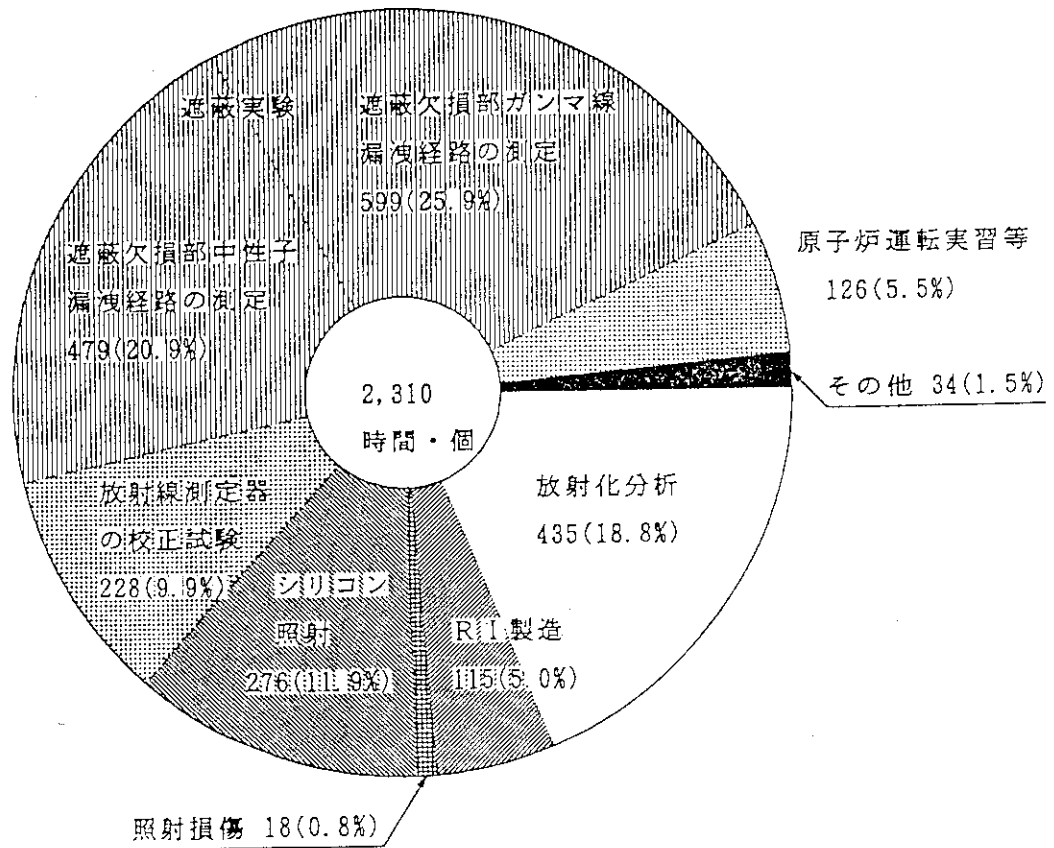


Fig. 4.3.9 The Status of Field of Utilization in JRR-4 (1993)

4.4 保守・整備

4.4.1 JRR-2 照射設備の保守整備

(1) 定期自主検査

本年度の定期自主検査は、平成5年7月12日～平成5年9月13日の期間に炉心内照射装置、垂直実験孔照射設備、気送管照射設備及びキャスク等について保守・点検を実施した。

4.4.2 JRR-3M 照射設備の保守整備

平成5年度のJRR-3M照射設備においては、以下の保守整備を実施した。

(1) 照射利用設備の制御回路の変更

照射設備のプロセス制御計算機のシーケンスについて、これまでの照射運転の経験から過不足と考えられてきた内容について検討を加え、変更を行った。主な変更点を以下に示す。

- ① 照射系通過検出器の監視シーケンスの追加
- ② 照射済試料の線量当量率測定時のアラームマスク（運転員の操作を必要としない警報音のマスク）
- ③ 照射時間の出力
- ④ 原子炉スクラム／リバース状態における設備の運転
- ⑤ 気送照射設備における2段照射の照射時間調整
- ⑥ 原子炉運転中におけるラビットの回収シーケンス
- ⑦ 放射化分析用照射設備の「実験許可」「非常取出」等の操作場所の変更

(2) JRR-3計装キャプセルの照射データ収集ソフトの整備

キャプセルの照射温度データを1サイクル分（40日間）をまとめて端末（PC98）用光磁気ディスク（MO）に保存するためのプログラムの整備を行った。

これにより、従来、8インチのフロッピーディスクを使用し、1サイクルに5回行っていたデータ収集作業が大幅に軽減された。また、PC98は大型計算機との対応も容易なことから、大型計算機を使用して作成されるキャプセル照射履歴等の作成に使用することができることとなった。また、収集したキャプセル温度データから、大型計算機を使用して温度分布図を作成するプログラム（Graphプログラム）を整備した。これによりキャプセル温度がグラフ化され、照射依頼者に提供できるようになった。また、照射中のキャプセルの温度分布の確認が容易になった。

(3) 放射化分析室の床遮へい

原子炉運転中ガイドトンネル内部からの γ 線により室内のバックグラウンドが上昇して実照射した試料の放射能測定に支障をきたしていた。このため、室内の床に厚さ約3cmの鉛板を敷き遮へいを施すことで室内のバックグラウンドを低減し、実験者の被ばく低減化を図った。その結果、バックグラウンドは約1/3程度に低減した。

(4) 通過検出器の整備

水力、気送及び放射化分析用照射設備に据え付けられている通過検出器は、照射時間の管理等設備の運転に欠かせないものである。原子炉プール内に配置している既設の反射型通過検出

器は、その出力信号の安定性に欠けるため設備の運転上支障をきたしている。このため、出力信号を高感度に、安定性良く増幅し、通過信号を出力するための制御回路の検討を進め増幅基板を試作し、試験的に使用している。

(5) 照射設備用通話装置の設置

照射設備の運転、点検及び作業時に操作室、炉室、機器室、詰替セル室等の場所において相互間で同時通話する必要がある。既設のページングやブレストでは距離、防護具等による利便性の悪さ、作業性の困難さ等に問題がある。通話装置の設置にあたり通信ケーブルの通線、固定局の設置（操作室）及び移動局のためのアンテナの設置（炉室内）等の工事を実施した。本通話装置の設置によって無線化となり、点検及び作業時の同時通話が可能となった。このため、通話が簡便となり作業性、安全性の改善が図れた。

(6) ブロウ試験装置の整備

気送照射設備の循環ブロウは、定期点検時に分解点検を行い、性能維持、予防保全に努める。分解点検後のブロウの吸排気流量などの性能を確認するための試験装置を整備した。装置は、各計測計器及びガス温度を一定に保つための熱交換機及び配管等で構成し、架台に組み込み使用する。使用後は分解して保管する。

(7) 水力照射設備用ラビット圧接装置の整備

水力照射設備のラビットは、溶接式、ネジ式及び圧接式を使用している。圧接式ラビットでの照射申込みには、製造課の圧接装置を借用し対応してきた。圧接式は、ネジ式に比べ内容積が大きい利点から照射申込みが増加している。これらの申込みに対応するためラビットの本体と蓋を接合するための油圧装置及び圧接型で構成するラビット圧接装置を整備した。

(8) 均一、回転照射設備の駆動機構部箱内の除湿対策

上部遮蔽体（固定）下に設置されている駆動機構部の収納箱のシール性が悪化したため特に試料昇降回転機構サーボモータの絶縁が不良となり、駆動機構の作動に支障をきたした。このため、駆動機構部箱内の湿度を除去するため、乾燥空気を常時供給するための装置を整備した。装置は、既設圧縮空気系統から供給される乾燥空気を減圧弁で減圧し、駆動機構部内に供給し、内部の湿度を除去するものである。本装置で除湿対策を図った結果、各機器の絶縁抵抗値は正常値に回復し、作動も可能となった。

(9) 垂直照射設備キャスク架台駆動部のオイル漏れ対策

垂直照射設備キャスク架台の減速機から少量のオイルが使用済燃料プール水面に漏洩しているのが発見された。直ちに回収を行うとともに対策を検討した結果、減速機がプール上面に設置されていることも考慮してオイルをグリースに変更し且つ減速機の連結軸下部及びヒンジシャフト減速機サポート下部にオイルパンを取り付ける改修を実施した。

(10) 照射設備定期点検

JRR-3M 点検保守期間及び定期自主検査時に照射設備の定期点検を行った。点検の結果、特に異状は認められなかった。本年度は、従来の外観、作動点検及び試験の他に下記の点検、試験等を実施した。

① 水力照射設備取出機の分解点検

HR-1系取出機の分解点検を行い、ジスク、シートリング等の部品健全性を確認した。

また、水漏れ発生の対策についてはOリング溝を2条にしたシートリングを採用することで改善を図った。

② 水力照射設備照射系のフート弁の更新及び交換

前年度点検時に漏洩が認められたフート弁（使用済燃料プール内）を更新し、交換作業を実施した。

③ 系統の機能試験

水力、気送、放射化分析照射設備について照射運転を模擬したダミー照射運転を行い、ラビットの搬送が正常に行えることを確認した。また、水力、気送照射設備については「異常時運転」におけるインタロックの作動確認とインタロック後の運転及びラビットの「非常取出」運転を行い、各系統の機器が正常に作動することを確認した。

4.4.3 JRR-4照射設備の保守設備

平成5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

平成5年11月期の定期自主検査時に、本設備の運転状態を制御する制御器（ステッピングプログラマー）に使用している部品類の入手が困難になったため、制御方式をこれまでの機械式によるステッピングプログラマーから無接点式のシーケンサー方式に変更した。変更終了後、作動試験を行い異常の無いことを確認した。

(2) 気送管照射設備

平成5年11月期の定期自主検査時に、ステーション及びキャプセル挿入機の分解点検、フードのOリング交換を実施した。点検終了後、作動試験を行い異常の無いことを確認した。

(3) 簡易照射設備

平成5年11月期の定期自主検査時に、本設備で照射したキャプセルを水力照射設備の詰替セルに移送するための「キャプセル移送装置」に使用している構成部品が摩耗劣化したため、交換作業を実施した。交換作業終了後、作動試験を行い異常の無いことを確認した。

(4) その他

JRR-4炉室2階にある利用者控室に、全照射設備の運転時における異常等を監視するための運転監視盤を設置した。

4.4.4 共同利用実験室の保守・整備

(1) 照射化分析装置の定期点検

平成5年度における共同利用実験室の保守として、各実験室に設置されている放射化分析装置（7台）について、平成5年12月に定期自主点検を実施した。試料を自動交換するためのオートサンプルチェンジャについては、各部の調整を行った。

測定系については、各検出器の感度、分解能について測定（一部の検出器については遮蔽体構造の理由により測定できなかった）し、あわせて高圧電源、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）等の動作試験を実施して、共に異常の無いことを確認した。また、データ処理装置の出力機能等について動作確認を行った。

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。

平成6年2月に JRR-1 実験室2号機(昭和60年製作)のオートサンプルチェンジャ内にある検出器リフターの油圧配管より油漏れが生じた。油漏れの原因は、経年劣化により、リフター油圧配管用の耐圧ゴムホースに亀裂が生じたため、このホースの交換により修理を行った。

(2) 実験室のRI使用施設定期検査

JRR-1 実験室及び JRR-4 実験室は、研究炉により照射した試料を用いた実験を行うため、取扱フード、放射化分析装置を備えた共同利用実験室として広く利用されている。このため実験室は、RI 使用施設として許可を受け使用している。本年度は3年毎の法廷施設検査の年にあたり、JRR-1 実験室は10月19日に、JRR-4 実験室は9月28日にこれを受検し、合格した。

Table 4.4.1 Summary of Apparatus 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-3 実験室	JRR-3 放射化実験室 短寿命核種測定用	JRR-3 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	オートサンブル チェンジャ付き	オートサンブル チェンジャ付き	オートサンブル チェンジャ付き 大型試料測定可能	P N - 3 気送管直結型	手動閉閉型 上向き	手動閉閉型 横向き	オートサンブル チェンジャ付き
試料数 試料大きさ	15 φ110mm×H11mm	15 φ110mm×H11mm	15 (1) φ110mm×H11mm φ150mm×H150mm	1 P N - 3 気送子	1 200mm×200mm×200mm	1 200mm×200mm× 500mm	15 φ110mm×H11mm
検出器 分解能* 効率	CANBERRA GX1519 1.86keV(1.9) 14.52% (15)	CANBERRA GC1518 2.11keV(1.8) 12.08% (15)	CANBERRA GX1519 1.79keV(1.9) 17.90% (15)	CANBERRA GC1819 1.87keV(1.9) (18%)	CANBERRA GX1519 2.10keV(1.9) (15%)	ORTEC GMX-10200 3.01keV(2.2) 16.8% (20%)	CANBERRA GX1519 1.69keV(1.9) 17.39% (15)
MCA	CANBERRA 3502T	CANBERRA 3502T	CANBERRA 3503	CANBERRA 9503	CANBERRA 9503	CANBERRA 3503	CANBERRA 3502
ピン電源	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000	CANBERRA 2000
アンプ	CANBERRA 2021	CANBERRA 2020	CANBERRA 2024	CANBERRA 2024	CANBERRA 2024	CANBERRA 2020	CANBERRA 2021
高圧電源	CANBERRA 3105	CANBERRA 3105	CANBERRA 3106B	CANBERRA 3106B	CANBERRA 3106B	ORTEC 495	CANBERRA 3105
高圧バッファ	NAIG D-133S	NAIG D-133S	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵	NAIG D-133S	NAIG D-133S
A D C	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077
液体窒素モニタ	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786		CANBERRA 1786	CANBERRA 1786
データ処理装置	PC-9801VM	PC-9801VM	PC-9801RX	μ V A X II PC-9801N	μ V A X II PC-9801N	PC-9801YX	PC-9801RX
データ解析ソフト	PC/GAMMA	PC/GAMMA	PC/GAMMA	APOGEE, NAA PC/GAMMA	APOGEE, NAA PC/GAMMA	PC/GAMMA TMCA	PC/GAMMA
備考				MCA及びデータ処理装 置部は開封測定用と共有	MCA及びデータ処理装 置部は短寿命核種測定用 と共有	平成6年1月検出 の修理を行い、分 解能は2.0keVに回 復した。	特性測定用であり 共同利用には供さ れていない。

* 分解能(1332.5keVにおける半幅幅)、効率(1332.5keVにおける3"×3"NaIに対する割合)は1993年12月に測定したもの。()内はカタログ値

4.5 研究炉利用システムに関する調査・検討

4.5.1 調査の概要

研究用原子炉の在り方については、平成3年11月科学技術庁に設置された「研究用原子炉に関する検討会」（主査：石樽顯吉東京大学工学部教授）において検討が行われ、平成5年5月に「研究用原子炉の在り方とその活性化方策」として答申書が報告された。この答申の中で最近の研究の進展に対応可能な高度の研究施設の整備及び研究炉利用体制の整備・充実の必要性が強調されている。

研究炉の利用は、今後も原子力開発の進展と相俟ってなお一層の高まりが予想される一方、原子力開発以外の科学技術分野への新たな展開が大いに期待されている。しかも、利用の内容は国際競争下においてより高品質、高度化を目指すものとなっている。これらの今後の需要の増大及び利用の高度化に対応するためには現行の研究炉の利用制度を見直し、新たな研究炉利用システムを構築する必要がある。

このため原研では、平成5年度から3年計画で検討を進め、平成8年度から本システムの総合的な運営機関である「研究炉利用センター」（仮称）の本格運用を開始する予定である。しかし、この間であっても、実用化の見通しが得られたシステムについては、順次運用してゆく方針である。

この新しい利用システムを構築するに当たり、初年度は、主に①原研・研究炉の状況、②原研・研究炉の利用動向調査、③原研の研究炉利用に関する課題、④原研以外の研究炉との役割分担及び⑤原研・研究炉利用システムの具備すべき機能とその実現方策の調査・検討を（財）放射線照射振興協会（以下「放照協」という。）に委託した。ここでは、原研内外の研究炉利用者及び研究炉利用に関係している学識経験者の意見を広く、かつ、客観的に反映させるため、石樽顯吉東京大学工学部教授を委員長に、原子力及び利用に携わる産・学・官の関係者による「研究炉利用システム検討委員会」が設置され、検討が行われた。

以下に検討調査結果の概要をまとめた。

4.5.2 原研・研究炉の状況について

1) 原研・研究炉の利用状況等

原研においては、現在JRR-2, JRR-3M, JRR-4, JMTR及びNSRRの5基の研究炉が稼動中であり、ビーム実験、放射化分析、炉物理実験、RI製造、燃料・材料照射、遮へい実験、教育訓練、医療照射等の広範な利用分野で大きな成果を挙げている。今回の委託調査では、共同利用に基づく利用システムの構築に着目し、JRR-2, JRR-3M及びJRR-4を対象に検討がなされた。

JRR-2, JRR-3M及びJRR-4の利用者を所内、大学、国・公立及び民間研究機関に区別すると、各炉とも所内及び大学がそれぞれほぼ1/3を占め、残りの1/3が国・公立及び民間研究機関である。分野別の利用状況を見てみると、放射化分析を目的とした利用が最も多く、JRR-4が全体の約80%を占めている。最近の傾向としては、中性子ビームの性能向上を反映してJRR-3Mの中性子ビーム実験利用が顕著な増加を示している。

2) 原研・研究炉の利用動向調査

原研・研究炉の有効利用と新分野の開拓に資することを目的に、アンケート方式による利用動向調査が平成4年度に実施された。

調査は、原研研究炉の利用経験のある国内の496研究機関の全てと研究炉をまだ利用したことのない筑波学園都市にある142研究機関を対象とした。アンケートの総回答数は376件（回答率約60%）であった。調査の結果、放射化分析、中性子散乱実験及び中性子ラジオグラフィの分野において新たな利用の増加が期待できることがわかった。

4.5.3 原研の研究炉利用に関する課題

1) 大学との役割分担について

大学に設置された研究炉は、臨界実験装置を除けば5基あり、京都大学炉のようにMW級の出力のものから近畿大学炉のW級出力の原子炉まで広範であるが、各研究炉ともそれぞれの特徴を活かして研究開発及び人材の育成に利用されている。研究炉の利用は、これまで述べてきたように、今後増加することはあっても、減ることはないとの予測にある。しかし、研究炉の多くは、運転開始以来30年以上が経過し、実験設備の陳腐化や老朽化が深刻な問題となっているのが現状である。また、研究炉施設を取りまく周辺環境も設置当初に比べ著しく変化しており、原子炉施設が市街地に取り囲まれる形までになっているものもある。さらに、施設の運営に係わる資金及び要員といった研究資源の面でも必ずしも十分でない状況に至っている。

この様な状況において、原研、大学、民間の各研究炉は、それぞれの炉の設置目的、性能、利用形態等を十分に認識し、互いに有機的な連携を取りながらそれぞれの炉の特徴を活かした有効的な運用を図る必要に迫られてきている。

2) 原研・研究炉の具備すべき機能について

(1) 利用の調整

現在研究炉利用の調整は、原研、大学等がそれぞれ単独に実施しているが、総合的に研究の優先性などを評価して実施計画に反映させる機能を有した体制での実施が望まれる。

(2) 実験・研究のバックアップ体制

研究炉を利用しての実験・研究は、特殊な技術的能力と経験を要するため、新たに利用を開始するには、多大の努力を要するなど、新規利用者の参加意欲を阻害するような要員が多々ある。従って、研究・技術指導、教育訓練、労力的な援助、依頼測定の実施等の観点から仕組みの見直しが必要である。

(3) 中性子を用いた萌芽的研究のサポート体制

世界的に中性子を用いた高分子や生物・医療等の研究が活発になってきているが、これらの中には将来性の高い萌芽的研究も含まれる。これらの萌芽的研究のあるものは現行の原研内の研究テーマ、予算等に馴染まないものがある。このような研究についても広く積極的にサポートできる体制を整備する必要がある。

(4) 利用設備高度化のための研究開発

中性子を利用する研究分野はますます拡大し、高度化しており、特に先端的な研究は、極低温、超高温や超高压といった極限条件下での実験に移行する傾向にある。このため設備や

技術などの高度化の開発を担う体制が必要である。

(5) 研究開発の成果の集大成

これまでは原研の研究炉の利用にあたっては、利用料金を徴収するということがあって、利用者に公表の義務が課せられておらず、利用の成果を把握しにくい状況にあった。しかしながら、利用の調整のための「評価」を行う観点からも、今後得られた成果を集大成し活用していくことを制度化する必要がある。

4.5.4 原研以外の研究炉との役割分担

(1) 研究炉の出力（中性子束）からみた利用上の特徴

研究炉は、出力の大小により、それぞれの特徴を活かした役割分担がなされている。一般的に、中性子束が高いほど広い範囲の研究目的に対応でき、短時間で照射データが得られるといった高い利用効率を誇っている。しかし、原子炉の運転面から見た場合、核燃料の消費量が大きいことから核燃料の取得や、発生する使用済燃料及び放射性廃棄物の処理や保管等に絡む管理上の厄介さを有している。

(2) 研究炉の運転形態からみた利用上の特徴

大型炉及び中型炉は、総じて運転モードが固定された高出力・長時間の連続運転を行っており、多量の中性子が得られる反面、原子炉の運転パターンを個々の実験条件に合わせにくい等の欠点がある。小型炉及び中型炉の場合、その多くは実験条件に即した柔軟性のある運転が可能であり、小回りのきく運転を特長としている。従って、両者の連携的な活用によって効率良い利用を図ることが得策である。

(3) 原子炉及び大学炉の利用上の特徴

大学及び原研ではそれぞれ組織上の違いがあり、研究への取組方法も異なることから、基礎学問分野及び非原子力分野との結合性、教育指導、研究予算等の点で原研炉と大学炉の特徴では互いに対照的となっている面が多い。原研及び大学等の研究炉が各々の特徴を活かしながら、利用の拡大、高度化に対応していくためには、相互に役割分担を認識し、有機的な連携を図り協力していくことが必要である。このことは、従来からも主張されていたことではあるが、利用の調整、利用に係る装置、設備の開発整備の分担と予算の確保、実験室や宿泊施設等の利用環境の整備など種々の面で十分な調整、協力が行われてきたとは認め難く、今後利用システムの構築のなかで実現方策を具体的に調整してゆく必要がある。

4.5.5 原研・研究炉利用システムの具備すべき機能と実現方策について

今回の一連の調査結果をもとに、委員会がまとめた原研研究炉が利用システムとして具備すべき機能とその実現方策の要約を以下に示す。

(1) 研究炉の利用管理

- 利用に係る手続きの一元化を行い、利用者の負担を軽減する。
- 将来計画に基づく装置、整備・開発を一元的に進めることとし、そのための体制を整備する。
- 研究炉利用のためのデータベースを構築し、利用者が容易に必要な情報を得られるシステム

ムを整備する。

(2) 研究の推進

- 各利用分野の活動の中核となる人材の育成及び所内の研究室等を拡充し、利用者間の情報交換、研究会の開催、利用未経験者への助言などの活動を活発に進める。
- 原研の協力・共同研究の範囲を拡大し、外部機関との協力・共同研究を積極的に実施する。
- 研究炉利用の高度化に対応するため装置、設備等の開発研究を行うとともに、これに係わる技術者の育成及び体制の整備を行う。
- 今後の研究炉利用の増大、高度化などに対応できる次世代研究炉（「JRR-5」等）の構想等の検討を進める。

(3) 利用環境の整備

- 外部機関等の利用者への研究・技術指導等の技術支援を行う体制を整備する。
- 原子炉施設内における実験の実施に係わり、総合的な人的支援が行える体制を整備する。
- 利用者の利便と未経験者への支援のため、放射化分析を中心に依頼分析等への積極的な対応を図る。

(4) 利用の調整

- 研究炉利用の実実施計画の作成に反映させるため、研究炉利用の評価調整及び利用成果のとりまとめを行う機関を設置する。またこれらの成果を公表するシステムを検討する。
- 原研外部の技術開発研究能力の活用を図るため、研究炉を利用した協力・共同研究テーマの公募と選択を行う。

(5) 外部との協力等

- 海外研究炉との連携の充実・強化を図り、各種の国際協力を実施する。
- 各利用分野における情報交換を積極的に推進する。研究炉利用の連携、交流を図るためのネットワークを作る。
- 研究炉の利用の推進のため、国民の理解を得るための広報活動を進めるとともに教育活動への協力を積極的に行う。

今後の利用の増大及び高度化に対応できる研究炉利用システムを構築するために具備すべき機能とその実現方策について検討してきたがこれらの機能を総合的に運営する機関（仮称「研究炉利用センター」）の構想についても検討する必要がある。残念ながら今回、検討するに至らなかったが、次の機会に検討する予定である。

4.6 放射化分析支援システムに関する調査

放射化分析は、高感度の微量元素測定法として様々な分野の研究等に用いられており、利用分野の主流を占めている。しかし、現状においては、原子炉で照射された試料は、利用者の施設あるいは原研の施設を使い、利用者自らが放射化分析を行う必要がある。このため、経験のない利用者の新規参入は極めて困難な状況にある。一方、平成3年度に実施した利用動向調査結果から、非原子力分野の多くの研究者が研究炉を利用した放射化分析を希望していることが明らかとなっている。このため、放射化分析の経験がない研究者であっても容易に利用できる放射化分析支援

システムの構築が必至となった。このことから、簡便な放射化分析の手順・手法・解析方法に関する調査を今年から開始した。調査は、放射線照射振興協会に委託し、専門家による検討会・研究会等によって行われた。調査項目は、(1)最新の放射化分析の手順・手法・解析方法の調査(2)放射化分析支援システムの基本仕様の調査・検討である。

この調査結果は、「放射化分析支援システムの調査に関する報告書」「放射化分析支援システム研究報告書」の2分冊として、放射線照射振興協会から報告された。報告内容は技術的及び経験的内容等を含め、広範囲に亘るものであり、支援システムの構築に対する検討結果の概要は、以下のとおりである。

(1) 放射化分析手法について

放射化分析では、機器中性子放射化分析と放射化学放射化分析に分類できるが、後者は放射化分析に熟知する必要があるため、支援システムとしては、照射試料に特別な化学処理を必要としない前者の方法が当面適している。また、分析法に関しては、まず早期実現可能な比較法を整備しておき、より簡便と考えられるデュアルコンパレータ法、K法などは将来に向け、並行して開発を進める必要がある。K法のうち、K0法は今のところ国内における仕様実績はないが、多元素同時分析に優れた手法であることから、実用化に向け迅速な開発・整備が望まれる。なお、放射化分析法は、技術上の基本的問題点はほとんど明らかにされており、スペクトル解析・データベースの整備・データ処理も進歩し、手法としても完成度が高いため汎用性のある放射化分析支援システムの構築は可能である。

(2) 照射場について

放射化分析のための照射場としては、一般的に $10^{11} \sim 10^{13}$ (n/cm²・s)程度の中性子束を利用するが、分オーダの半減期の核種分析には経験上約 $2 \sim 4 \times 10^{12}$ (n/cm²・s)の中性子束が使いやすい。現在の原研研究炉としては、種々の照射設備が設置されているが、キャプセル容量等の改善すべき問題はあるもののカドミニウム比が高くシングルコンパレータの適用も可能なJRR-3M・PN-3設備が適当である。

(3) 測定機器について

測定機器は、それぞれ特徴があるが中容量Ge半導体検出器と低エネルギー γ 線用Ge半導体検出器の組合せが適当であり、可能であればNaI(Tl)又はBGOシンチレーション検出器を用いたアンチコンプトン測定のための機器設置を検討に加えるべきである。波高分析装置については、多機能型マルチよりはソフトマルチのほうが煩わしい操作を覚える必要がなく初心者に向いている。

(4) データ解析について

データ解析はピーク検出・同定・強度計算等のスペクトル解析と元素換算のための分析データ計算に分けられるが、これらの解析処理すべてを満足する市販ソフトは見あたらず、使用者各自が開発・整備をしているのが現状である。使用者が整備した主なシステムの例として、武蔵工業大学のGAMA98システムその他、京都大学、NTTのシステムがある。本支援システム用のスペクトル解析としては、二重ピーク等の解析に信頼性のある市販ソフトを用いるか、上記の整備されたシステムを参考にして開発する方法が挙げられる。一方、分析データ計算については、NAAと称する市販ソフトが提供されているが国内では利用実績の報告がない。デー

タ解析ソフトの開発においては、スペクトル表示、指定ピーク属性の出力、指定核種の解析、データ変換ソフト等の機能を持たせ、ブラックボックスとせず利用者が確認できるようにすることが必要である。

(5) 技術的条件について

放射化分析のための技術的諸条件として、照射場特性、核データ、標準試料、正確さと精度等の検討が必要である。

- ・照射場は、熱中性子束、エピサーマル中性子束、原子炉の変動等について予めその特性を把握する必要がある。
- ・標準物質は、放射化分析用として製作、供給されていないため測定保証値が得られている標準試料や原子吸光分析用の試薬を使用する等の方法がある。
- ・分析結果の正確さ及び精度に関しても、測定値の検定を行えるような方法の設備が必要である。
- ・照射計画の評価のための予測計算プログラムの整備は、過去の測定データベース等の整備を含めて検討すれば、実用上の限界はあるものの効率的な計画立案のため有効である。

(6) 支援体制について

放射化分析支援システムの構築のモデルとして、放射化分析の開発整備・技術支援・依頼分析を総合的、かつ、有機的に行う研究炉利用センター（仮称）のような新たな組織体制の設置、あるいは現状の組織を基にサポート・コンサルタント等を補強した体制への変革等が提案された。

この放射化分析支援システムの調査は、国内の放射化分析専門家の協力により実施され、システム構築に向けての貴重な意見・情報等が得られた。本放射化分析支援システムの構築をより具体化するために次年度も本調査を継続して実施する。

4.7 研究炉利用ハンドブックの整備

近年、研究炉の利用は、研究開発の多様化、高度化に対応するため種々の技術開発を必要としている。従って研究炉利用に係るデータベースを構築し、今後の原研における研究炉の有効利用及び利用技術の高度化に資する必要がある。このために、研究炉利用課が昨年度に実施した「研究炉利用技術に関する調査」の中から“研究炉の利用に関する基礎資料の収集・検討”の部分を「研究炉利用ハンドブック」¹⁾として編集した。

本ハンドブックは、原研内外の利用者各位の利用の便に供するために作成したもので、研究炉及びホットラボ施設を利用して照射、各種実験及び照射後試験を行うに当たって必要な基礎的知識、施設・設備に関する諸データ並びに利用手順等について記述したものである。

参考文献

- 1) 研究炉部、研究炉利用ハンドブック（未公開資料）、1994年2月。

5. 研究炉に関する工学的開発研究

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、上昇流と下向流の限界熱流束（CHF）について出口サブクール度の効果とともに、上昇流と下向流の相違について検討し、次に示す CHF 相関式を提案した⁽¹⁾。これらの CHF 相関式は、これまでに研究炉に関する工学的開発研究として実施してきた CHF 実験により得られた実験データ^{(2),(3),(4)}及び既存の実験データ^{(5),(6),(7),(8)}を基に検討して得られたものである。

$$q_{\text{CHF},1}^* = 0.005 |G^*|^{0.611} \quad (1)$$

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

$$q_{\text{CHF},3}^* = 0.7 \frac{A}{A_H} \frac{\sqrt{W/\lambda}}{\{1 + (\rho_s/\rho_l)^{1/4}\}^2} \quad (3)$$

$$q_{\text{CHF},4}^* = 0.005 |G^*|^{0.611} \left[1 + \frac{5000}{|G^*|} \Delta T_{\text{SUB},0}^* \right] \quad (4)$$

ここで、

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

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

垂直矩形流路における CHF は、Fig. 5.1.1 に示すように上昇流及び下向流ともに質量流量に関して3つの領域に分けられ、それぞれ異なる相関式により表わされる。各領域の境界は、Fig. 5.1.1 及び以下に示したように G_1^* 、 G_2^* 及び G_3^* で表わすことができる。

$$G_1^* = \left[\frac{0.005}{\frac{A}{A_H} \Delta T_{\text{SUB},\text{in}}^*} \right]^{\frac{1}{0.389}} \quad (5)$$

$$G_2^* = \left[140 \frac{A}{A_H} \frac{\sqrt{W/\lambda}}{\{1 + (\rho_s/\rho_l)^{1/4}\}^2} \right]^{\frac{1}{0.611}} \quad (6)$$

$$G_3^* = 0.7 \frac{\sqrt{W/\lambda}}{\{1 + (\rho_s/\rho_l)^{1/4}\}^2 \Delta T_{\text{SUB},\text{in}}^*} \quad (7)$$

それぞれの領域における CHF に及ぼす支配的なパラメータは、Table 5.1.1 に示すように、Region I（上昇流及び下向流）では、流路出口サブクール度と質量流量、Region II（上昇流）では、質量流量、Region II'（下向流）では、流路入口サブクール度、質量流量及び流路面積と加熱面積の比（ A/A_H ）、Region III（上昇流及び下向流）では、 A/A_H 及び流路幅（ W ）である。

これらの相関式の中で、Region II における Eq. (1) については、これまでの検討結果からは、単に質量流量のみの関数となっており、Eq. (4) についても Eq. (1) をベースに検討したため流路出口サブクール度以外は基本的に Eq. (1) と同じである。これは、この領域における垂直矩形流路の実験データの絶対数が不足していること、流路入口サブクール度、加熱長さ、流路ギャップなどを系統的に変化させて実施した実験データが少ないことによる。

そこで、本年度は主として上昇流の Region II における CHF データを流路入口サブクール度、加熱長さ等を系統的に変化させて取得するための準備として、新たにテストセクションを設計し製作するとともに、実験に向けて対向熱流動試験装置の整備を実施した。実際の実験は、平成6年度に実施する予定である。テストセクションの概要を Fig. 5.1.2 に示す。

記号

A	: 流路面積 (m^2)
A_H	: 加熱面積 (m^2)
C_p	: 定圧比熱 ($\text{kJ}/\text{kg} \cdot \text{K}$)
g	: 重力加速度 (m/s^2)
G	: 質量流量 ($\text{kg}/\text{m}^2\text{s}$)
G^*	: 無次元質量流量 (-)
h_{fg}	: 蒸発潜熱 (kJ/kg)
q_{CHF}	: 限界熱流束 (kW/m^2)
q_{CHF}^*	: 無次元限界熱流束 (-)
$\Delta T_{\text{sub,in}}^*$: 無次元流路入口サブクール度 (-)
	$= \left\{ \frac{C_p (T_{\text{sat}} - T_b)}{h_{fg}} \right\}_{\text{in}}$
$\Delta T_{\text{sub,out}}^*$: 無次元流路出口サブクール度 (-)
	$= \left\{ \frac{C_p (T_{\text{sat}} - T_b)}{h_{fg}} \right\}_{\text{out}}$
T_b	: 冷却材バルク水温 ($^{\circ}\text{C}$)
T_{sat}	: 冷却飽和水温 ($^{\circ}\text{C}$)
W	: 流路幅 (m)
ρ_l	: 冷却材密度 (kg/m^3)
ρ_g	: 蒸気密度 (kg/m^3)
$\lambda = \frac{\sigma}{\sqrt{(\rho_l - \rho_g) g}}$: (m)
σ	: 表面張力 (N/m)

参考文献

- (1) Sudo, Y. and Kaminaga, M. : "A New CHF Correlation Scheme Proposed for Vertical Rectangular Channel Heated From Both Sides in Nuclear Research Reactor", Journal of Heat Transfer, Vol.115, pp.426-434, 1993.
- (2) 数土幸夫, 他 : "JRR-3 改造炉のための炉心熱伝達実験Ⅱ-垂直矩形流路における沸騰開始 (ONB) 条件および DNB 熱流束に関する実験的研究-", JAERI-M 85-129, 1985.
- (3) Sudo, Y., Miyata, K., Kaminaga, M. and Ohkawara, M. : "Experimental Study of Differences in DNB Heat Flux between Upflow and Downflow in Vertical Rectangular Channel", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.22 [8], 1985.
- (4) Kaminaga, M., Sudo, Y., Usui, T. and Murayama, Y. : "Experimental Study of Critical Heat Flux in a Narrow Vertical Rectangular Channel", Heat Transfer-Japanese Research, Vol.20 (1), pp.72-85, 1991.
- (5) Yucel, B. and Kakac, S. : "Forced Flow Boiling and Burnout in Rectangular Channels", Proc. 6th Int. Heat Transfer Conf., Vol.1, pp.387-392, 1978.
- (6) Kirby, G.J., Stanforth, R. and Kinneir, J.H. : "A Visual Study of Forced Convection Boiling, Part 2, Flow Patterns and Burnout for a Round Tube Test Section", AEEW-R506, 1967.
- (7) Mirshak, S., Durant, W.S. and Towell, R.H. : "Heat Flux at Burnout", DP-355, U.S.AEC, 1959.
- (8) Gambill, W.R. and Bundy, R.D. : "HFIR Heat Transfer Studies of Turbulent Water Flow in Thin Rectangular Channels", ORNL-3079, 1961.

5.1.2 超高中性子束炉に関する熱水力ループ実験

ANS 計画及び高性能新型研究炉に関する、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) と原研間の研究協力趣意書に基づき、ORNL において ANS 計画の R&D の 1 つである熱水力試験ループ (THTL) を用いた炉心伝熱流動試験を平成 4 年 1 月から実施している。ANS 計画に関する研究協力は ANS の設計段階に限って実施しており、平成 5 年 9 月で当初の予定期間は終了したが、これまでの研究協力によって得られた成果及び ANS の設計着手が遅れたことに鑑み、平成 7 年度まで 2 年間継続して研究協力を実施することとした。これに基づき、研究者 1 名を平成 6 年 2 月から ORNL に派遣し、昨年度に引き続き THTL を用いた実験・解析を行っている。現在実施されている THTL 実験では、主として熱水力設計の限界を判定するのに重要な、Flow Excursion 現象 (FE)、限界熱流束 (CHF) を実験的に調べるためのものであるが、強制対流单相流熱伝達率、沸騰開始熱流束、圧力損失 (摩擦損失) なども合わせて評価している。FE とは、研究炉で一般に使用されている板状燃料要素のように並列の独立した多流炉から構成される流路群の場合、最も出力密度の高い流路において、例えば 1 次冷却系の流量低下などの原因により冷却材流量が減少することにより沸騰が始まり、その流路の圧力損失が増加するために、ある時点において他の流路との圧力損失バランスが崩れ、その流路の冷却材流量が急激に減少し、その結果 CHF に至るといふ現象である。

(1) 概 要⁽¹⁾

昨年度の THTL 実験は、7 月に Costa の実験結果と比較するための低流速域での FE 実験、ANS の崩壊熱除去のための補助ポンプ (Pony moter pump) 運転条件下での FE 実験等を実施した後、8 月にコロージョンテストループ試験 (アルミニウム表面の酸化膜生成試験) の結果と比較するための試験を開始した。始めにループ内の冷却材の pH を 5.0 にするために、非加熱の状態に加圧用のポンプを用い少量の冷却材 (30L/h) を精製系を通して循環させていたところ、冷却材の貯留タンクの底に黒い残留物が見られ、テストセクションの圧力損失の増加が観察された (10 日間で約 2 倍)。このため、テストセクションをループから取り外し寸法の測定を行ったが、流路ギャップなどの有意な変化は見られなかった。ループの SUS 製配管についても一部取り外し、その表面を調べた。その結果、表面に黒い酸化皮膜ができていた。コロージョンテストループ (CTL) においても SUS 製配管表面に酸化皮膜は形成されたが、黒色 (Black) ではなく灰色 (Dark) のものであった。そこで、コロージョンタイプの試験を THTL で実施する前に、配管の黒い酸化皮膜を除去するため冷却材に 3% の硝酸溶液を加え冷却材を循環させた。冷却材がきれいになるまで 3% の硝酸溶液を加えた冷却材を入れ替えて酸化皮膜の除去を行った。本作業は 9 月中も続けられた。その間テストセクションの酸化膜の分析が実施されたが、コロージョンタイプの試験は、その結果が明らかになるまで延期することとなった。10 月に冷却材喪失事故 (LOCA) の場合に重要となる低サブクール領域での FE 試験を開始した。低サブクール条件を達成するためテストセクション入口温度を約 80°C まで上昇させたところ、ポンプ固着を起こしてトリップした。これまでも冷却材温度を約 95°C まで上昇させた際に、ポンプのステーターの膨張によりポンプが固着したことがあった。その際には、冷却材温度を下げることににより復帰 (固着は解除) した。そこで、今回も冷却材温度を下げたが、ポンプ固着は解消しなかった。その後の原因調査で、硝酸溶液を使用したこと及び温度上昇などの原因により、回復不能なステーターの膨張が原因であることがわかった。ポンプのステーターは熱膨張及び硝酸に対して強い材質のものに変更することとなった。その後の実験は、冷却材循環ポンプのステーターを交換するために中断した。その間、計測システムの改良、数種類の新たなテストセクション (テストセクションの幅を 2 倍にしたものなど) の製作を開始した。これらのテストセクションは、加熱幅の影響を調べるために用いられる予定である。ポンプのステーター交換などは 12 月中に終了したが、ポンプの性能試験、改良した計測システムの点検・調整等作業のため、以後 3 月まで実験は行われなかった。

(2) 実験結果⁽²⁾

これまでに THTL 実験により得られた FE 実験結果を Table 5.1.2 に示す。これらの実験結果のうち、FE712B, FE713B, FE714B, FE714C, FE715B, FE719B が本年度得られた結果である。FE712B 及び FE713B は、崩壊熱除去時などに使用する補助ポンプ (Pony moter pump) の流量条件下でのデータ、それ以外はデータの再現性及びデータの蓄積を目的として実施されたものである。

Fig. 5.1.3 は、これまでに得られたすべての実験データを Costa の式⁽³⁾、Whittle & Forgan の式⁽⁴⁾及び Saha & Zuber の式⁽⁵⁾と比較して示したものである。これら 3 式はいずれも次式で示す形式で表わすことができる。

$$\frac{q_{fo}}{(T_s - T_b)_{fo}} = C \cdot V^n$$

ここで,

q : 熱流束 [kW/m²]

f_o : Flow Excursion point

T_s : 冷却材飽和温度 [°C]

T_b : 冷却材バルク水温度 [°C]

V : 冷却材流速 [m/s]

$C = 1/0.0128, n = 0.5$ (Costa)

$C = 1/0.0382, n = 1.0$ (Saha & Zuber)

$C = 1/0.0427, n = 1.0$ (Whittle & Forgan)

図中、縦軸は $q_{fo}/(T_s - T_b)_{fo}$ 、横軸は冷却材流速である。図から、Costa の式は流速が速くなるに従って実験データとの差が大きくなっていくこと、Whittle & Forgan の式及び Saha & Zuber の式は、実験データの下限值に対して比較的良好に一致していることがわかる。ANS の設計では、Costa の式が使用されているが、現在行われている実験の終了を待って、今後設計で使用する式を導出する予定となっている。これまでの実験結果から、Saha & Zuber の式に修正を加えた式を用いることが計画されている。

参考文献

- (1) Private Communication
- (2) "Advanced Neutron Source (ANS) Project Progress Report FY 1993", ORNL-6763, 1994.
- (3) Costa, J. : "Measurement of the Momentum Pressure Drop and Study of the Appearance of Vapor and Change in the Void Fraction in Subcooled Boiling at Low Pressure", Meeting of the European Group Double-Phase, Winfrith, 1967. Transferred from French as ORNL/TR-90/21, Martin Marietta Energy Systems, Inc., ORNL.
- (4) Whittle, R.H. and Forgan, R. : "A Correlation for the Minima in the Pressure Drop vs. Flow-Rate Curves for Sub-Cooled Water Flowing in Narrow Heated Channels". Nuclear Eng. & Design, Vol. 6, pp.89-99, 1967.
- (5) Saha, P. and Zuber, N. : "Point of Net Vapor Generation and Vapor Void Fraction in Subcooled Boiling", Proc. of 5th Int. Heat Transfer Conf., Tokyo, Vol. IV, pp.175-179, 1974.

5.1.3 研究炉用アルミニウム合金の照射試験

炉心構造材に関しては、高性能新型研究炉の高速中性子束、高熱流束条件下で十分な材料強度が要求されるので、このような条件下での炉心構造材データの取得が不可欠である。このため、

最も主要な構造材であるアルミニウム合金について、機械強度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。また、未照射材の引張試験、破壊靱性試験等を行い、照射後試験との比較のためのデータを取得した。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
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～平成4年度
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～平成5年度
A6061母材試験片	平成4年度	平成6年度予定	平成4年度～平成5年度
A6061溶接試験片	平成5年度	平成6年度予定	

なお、平成4年度までに開始した照射は既に終了し一部照射後試験が開始された。また、本年度開始した照射は平成6年4月に完了する予定であり、残りの1サイクル照射は平成6年度の第一サイクルに予定されている。これと並行して、老朽化した研究炉の寿命評価を行う場合や今後高性能新型研究炉の開発を目指すに当り、照射脆化を考慮した脆性破壊評価が研究炉の安全評価上必要となって来ることが予想されている。そのため破壊靱性評価手法に関する委託調査として、アルミニウム合金の非破壊中性子照射脆化検出法の調査を行った。

Table 5.1.1 Effective Factors to the CHF in Each Region

Region	Effective factors to CHF	q^*_{CHF}	Note
Region I	$\Delta T^*_{SUB,O}$ and G^*	Eq.(4)	High mass flux, Upflow and Downflow
Region II	G^*	Eq.(1)	Medium mass flux, Upflow
Region II'	$\Delta T^*_{SUB,O}$, G^* and A/A_H	Eq.(2)	Medium mass flux, Downflow
Region III	A/A_H and W	Eq.(3)	Low mass flux, Upflow and Downflow

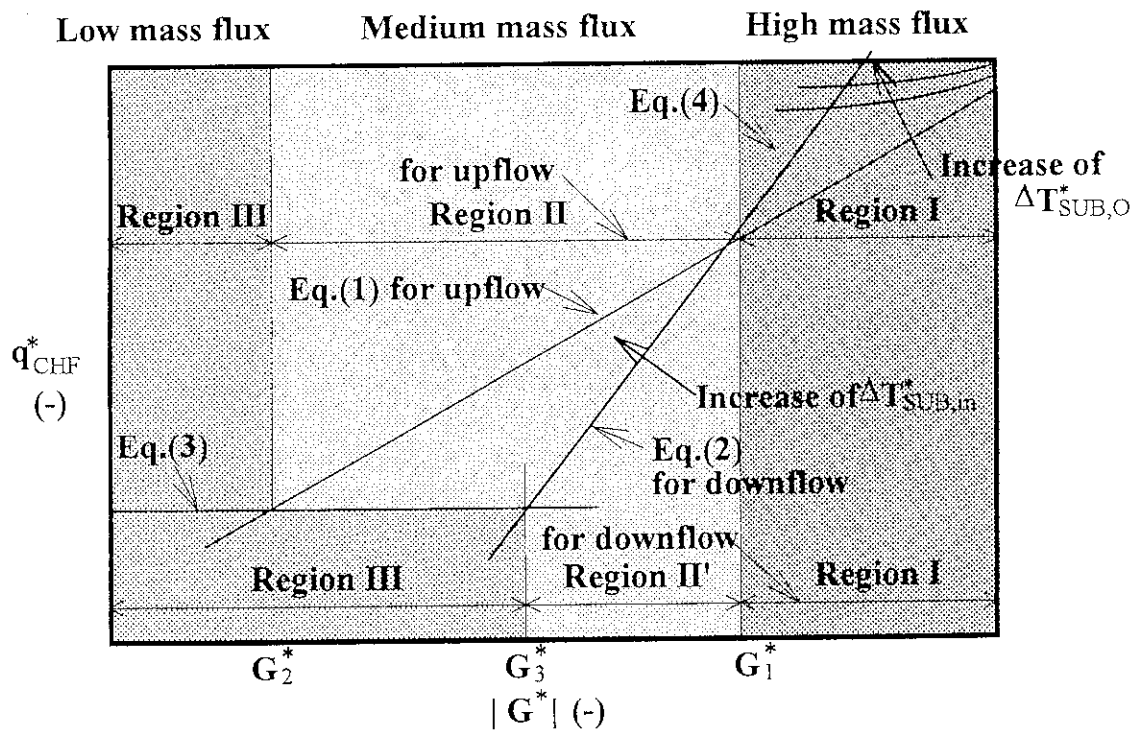
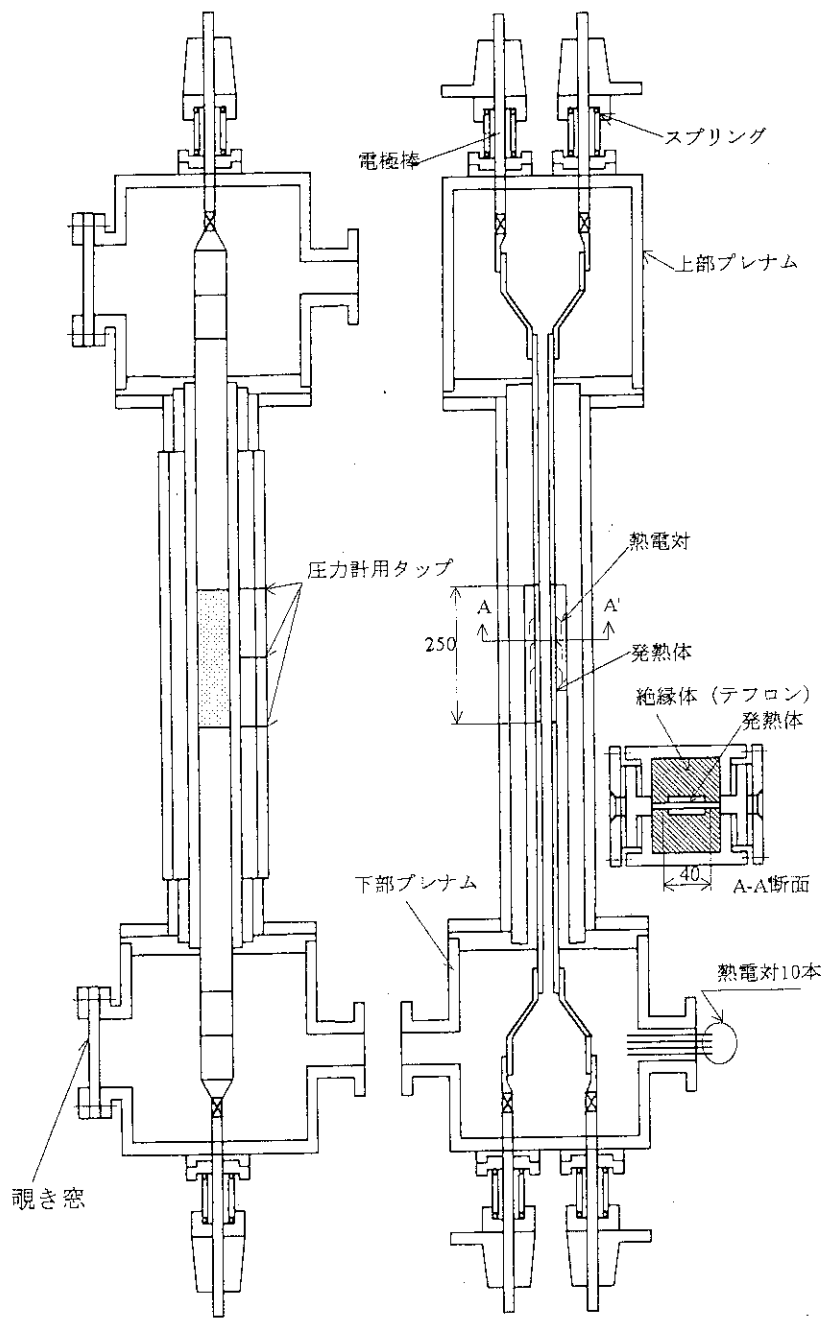


Fig. 5.1.1 CHF Correlation Scheme for Vertical Rectangular Channels (upflow and downflow)

Table 5.1.2 Parameter Ranges for Flow Excursion Tests in the Thermal-hydraulic Test Loop (THTL)

Test case	Q" av,c (MW/m ²)	V c (m/s)	P ex,c (MPa)	Tb ex,c (°C)
FE817C	5.865	8.065	1.653	182.5
FE904A	5.768	8.063	1.702	190.1
FE904B	8.794	12.488	1.697	188.0
FE904C	11.076	16.556	1.713	178.3
FE904D	12.411	17.503	1.690	182.3
FEN17B	7.627	12.491	1.721	182.5
FEN17C	10.625	17.407	1.693	178.1
FEN20A	11.979	19.034	1.725	178.6
FEN20B	13.658	20.460	1.712	180.0
FEN30A	13.628	20.467	1.709	180.7
FED15B	11.624	17.059	1.706	181.9
FED15C	13.020	18.554	1.719	181.3
FED17A	14.412	20.514	1.685	176.8
FED28B	14.612	19.972	1.723	181.1
FE105B	9.030	13.470	1.721	173.6
FE105C	12.737	17.476	1.722	179.1
FE105D	14.760	19.987	1.707	182.5
FE114B	10.841	17.471	1.713	181.9
CF115B	11.771	17.044	1.709	186.1
FE210B	11.422	17.495	1.718	178.2
FE212A	12.146	16.674	1.708	185.2
FE318B	1.886	4.520	0.445	132.7
FE330A	12.009	18.502	1.709	174.7
FE331A	11.996	17.029	1.698	178.4
FE712B	1.668	2.503	1.695	183.1
FE713B	0.679	2.654	0.175	100.1
FE714B	4.333	7.507	1.700	174.3
FE714C	6.396	10.017	1.701	182.3
FE715B	9.195	14.472	1.709	177.0
FE719B	11.675	17.549	1.673	176.8

In all cases, the inlet temperature is equal to 45°C. Q" av = average nominal heat flux. V c = average coolant velocity at the minimum pressure drop point. P ex,c = pressure at the exit of the test section. Tb ex,c = exit bulk coolant temperature.



Dimension in mm

Fig. 5.1.2 Schematic Diagram of Test Section

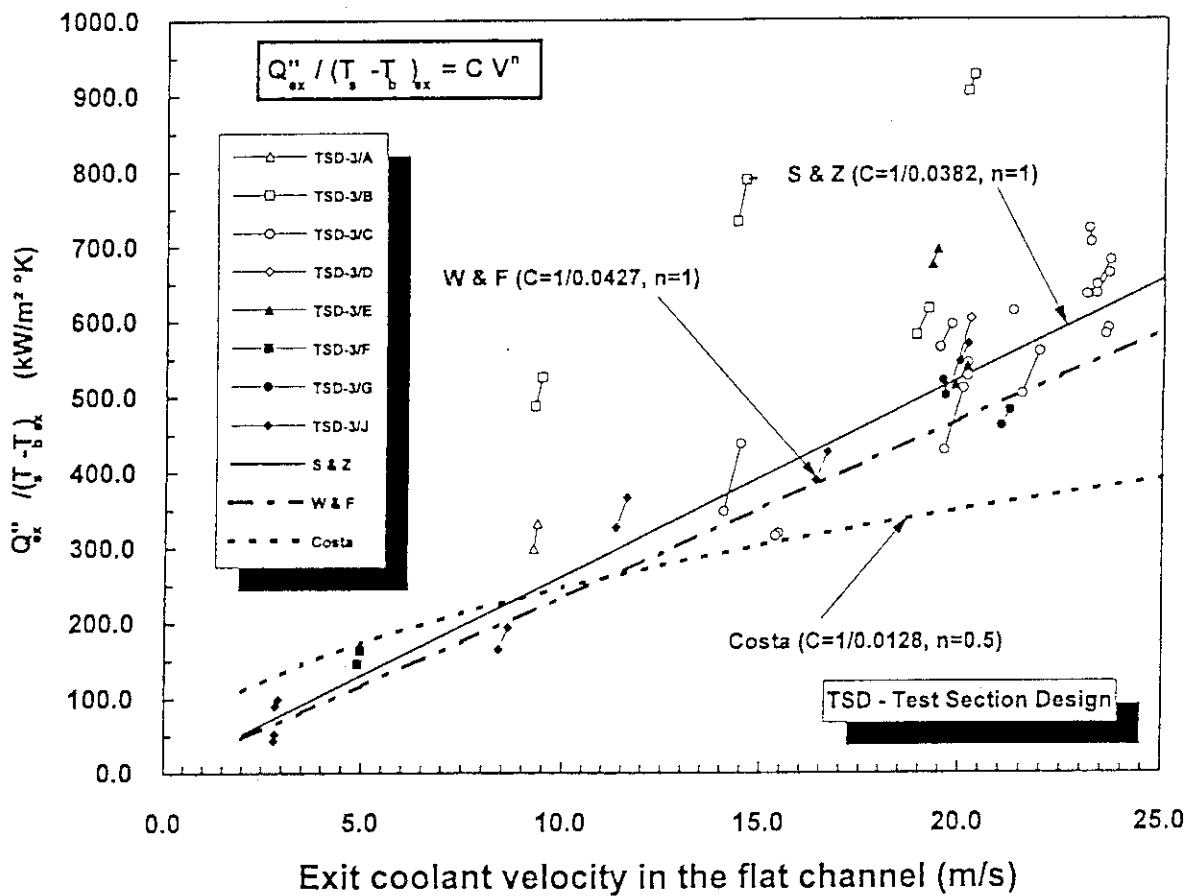


Fig. 5.1.3 Comparison of Flow Excursion Data from Thermal-hydraulic Test Loop (THTL) Experiments

5.2 スーパーミラー及び中性子光学デバイスの開発研究

5.2.1 スーパーミラーの開発研究

スーパーミラーは、中性子散乱長の異なる2種類の金属からなる非等厚多層膜で、この多層膜が模擬する人工格子のブラッグ反射によって、中性子を反射させるものである (Fig. 5.2.1)。スーパーミラーは、現在 JRR-3M で使用されているニッケル鏡の全反射臨界角 θ_{Ni} ($0.1^\circ/\text{\AA}$) を2~3倍にすることが可能で、これを中性子導管に応用することにより、導管出口で得られる中性子束を約1桁増加させることができるほか、中性子ベンダーなど中性子光学デバイスに応用することにより、中性子の湾曲、集束及び偏極など中性子ビーム実験の多様なニーズに応えることが期待されている。

本研究では、電子ビーム蒸着法を用いた Ni/Ti スーパーミラーの基礎的な作製技術の検討を行ってきた。

臨界波長の短いスーパーミラーを開発するためには、格子間隔 d を小さくする必要があり、より薄くなめらかな界面を有する薄膜を作製する技術が要求される。このために、①基板表面の粗さ・平面度、②多層膜の界面の粗さ等の観点から検討を行ってきた。

昨年度は、ニッケル全反射角の2倍 ($2\theta_{Ni}$) のスーパーミラー (124層) の開発を行い、基板表面粗さを 5\AA (rms) 程度に研磨することにより、全反射臨界角で80%以上の反射率を有するスーパーミラーの開発に成功した。

今年度は、ニッケル全反射角の2.8倍 ($2.8\theta_{Ni}$, 264層) の全反射臨界角を有するスーパーミラーの作製方法の検討を行った。その結果、以下の点が明らかとなった。

(1) 結晶成長に伴う界面の粗さによる中性子反射率の減少

透過電子顕微鏡 (TEM) を用いた Ni/Ti 多層膜の観察から、Ni 界面における結晶成長によって、粗さが大きくなり薄膜厚さの均一性が損なわれることが観察された。この影響は多層膜の堆積数の増加にともなって顕著となる。 $2.8\theta_{Ni}$ スーパーミラーの中性子反射率の測定結果では、臨界波長で立ち上がった中性子反射率は、多層膜の堆積とともに減少している。その後、膜厚が増加するにともなって、いったん減少した中性子反射率は増加する。

スーパーミラーの作製過程では、多層膜は最小膜厚のものから基板に蒸着される。中性子反射率の減少は、蒸着層数が増加するとともに、人工格子が乱され、反射率が減少したものと考えられる。また、いったん減少した中性子反射率がその後増加するのは、膜厚が増加するに伴って、界面の粗さが膜厚に対して相対的に小さくなったためと考えられる。

(2) 酸化膜形成による中性子反射率の改善

上記(1)で観察された中性子反射率の減少の原因となる結晶成長を抑制するために、薄膜界面に酸化膜層を形成し、結晶成長を抑えることを試みた。真空ベルジャー内に酸素を導入して蒸着を行ったスーパーミラーの中性子反射率の測定結果からは、(1)で観察された中性子反射率の減少は見られない。これは、酸化層形成により界面の粗さが抑制されたものと考えられる。臨界波長が長くなっているが、これは、酸化層形成により膜厚が設計値に比べ大きくなったためと考えられる。

(3) 表面粗さによるスーパーミラーの高反射率化

昨年と同様に、 2.8θ Ni スーパーミラーに関しても、ガラス基板の表面粗さをパラメータ (5 \AA , 7 Arms) としてスーパーミラーを作製し、その中性子反射率を測定したが、反射率の増加は見られなかった。これは、昨年度開発した 2θ Ni スーパーミラーの最小膜厚が 75 \AA であったのに対し、 2.8θ Ni スーパーミラーの最小膜厚が 60 \AA に減少しており、上記の粗さ変化では効果が無かったためと考えられる。

5.2.2 スーパーミラー中性子ベンダーの開発

中性子ベンダーは、低エネルギー中性子の光学的な性質を利用して、冷中性子ビームを非常に短い距離で湾曲させるための中性子光学デバイスである。本研究では、従来中性子導管に利用されているニッケル鏡に代えて、Ni/Ti スーパーミラーを応用することにより、曲率半径が約 1 m の中性子ベンダーの開発を行った。当該デバイスの開発により、近年、活発な冷中性子ビームの利用が行われている JRR-3M 等における、実験孔の新設、中性子散乱実験の高度化などが期待される。

本装置は、Ni/Ti スーパーミラーを両面蒸着したシリコンウエハ (縦 70 mm × 横 70 mm × 厚さ 0.3 mm) 20 枚をスリット状に重ねた構造を有する。中性子ビームは、シリコンウエハ間のチャンネル内 (幅 0.3 mm) を多重回反射し透過する。Fig. 5.2.2 に本装置の構造を示す。シリコンウエハは、曲率半径 0.96 m で湾曲しており、透過中性子の特性波長は 5 \AA である。スーパーミラーは、Ni/Ti の多層膜のブラッグ反射を応用した中性子鏡で、全膜層数は 153 層、全反射臨界波長は、ニッケルの 2.2 倍である。Fig. 5.2.3 にスーパーミラーの中性子反射率の測定結果を示す。

中性子ベンダーの透過中性子の特性測定は、JRR-3M ビームホールにおいて行った。透過中性子の波長分布測定は、熱中性子ビーム (特性波長 2 \AA) を用いて、中性子飛行時間 (TOF) 法により行った。また、透過中性子の水平方向分布を冷中性子ビーム (12 \AA) を用い、中性子入射角をパラメータとして測定した。

透過中性子波長分布の測定結果を Fig. 5.2.4 に示す。熱中性子ビームラインから 130 mm の位置で、特性波長 5.2 \AA の冷中性子を分岐することができた。また、透過中性子の水平方向分布測定により、偶数又は奇数回反射した透過中性子が、入射角度に依存し多様な分布を形成することが確認された。本結果をもとにスーパーミラー中性子ベンダーの利用を進めることとしている。

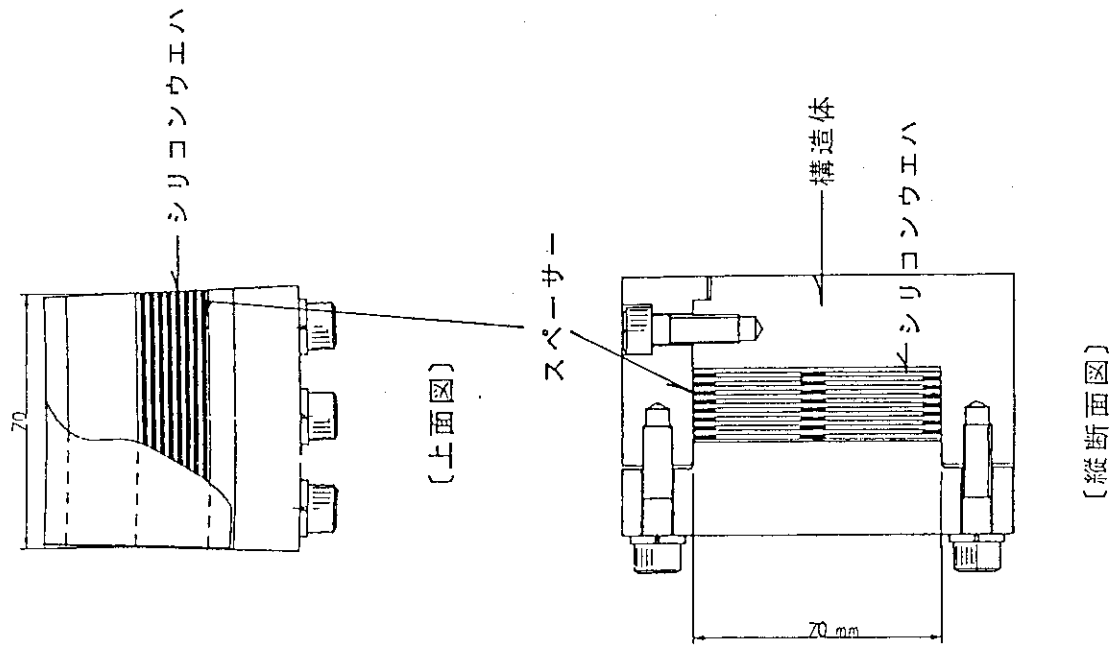


Fig. 5.2.2 Neutron Bender using Supermirrors coated on Silicon Wafers

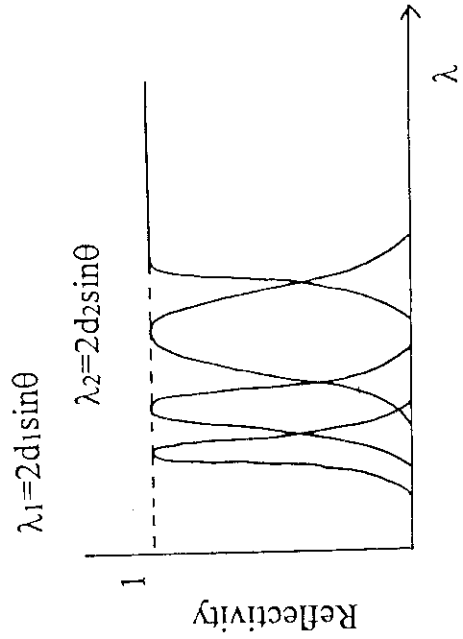
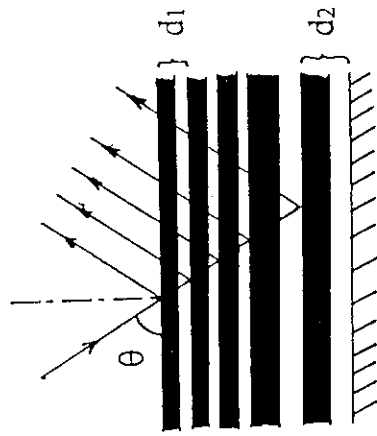


Fig. 5.2.1 A Simplistic Way of Producing a Supermirror

Supermirror Reflectivity

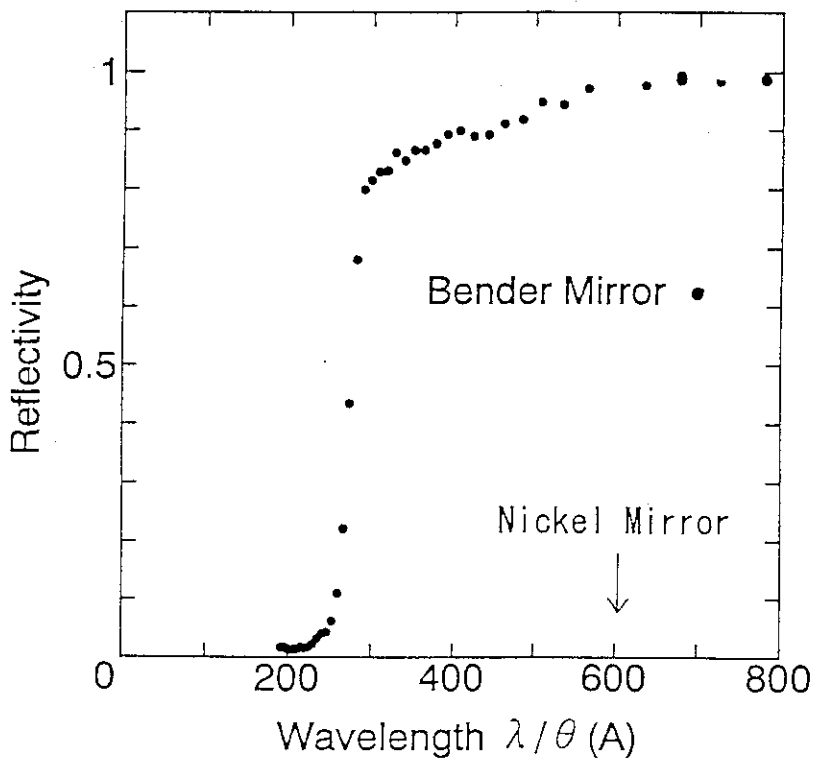


Fig. 5.2.3 Neutron Reflectivity of the Supermirror

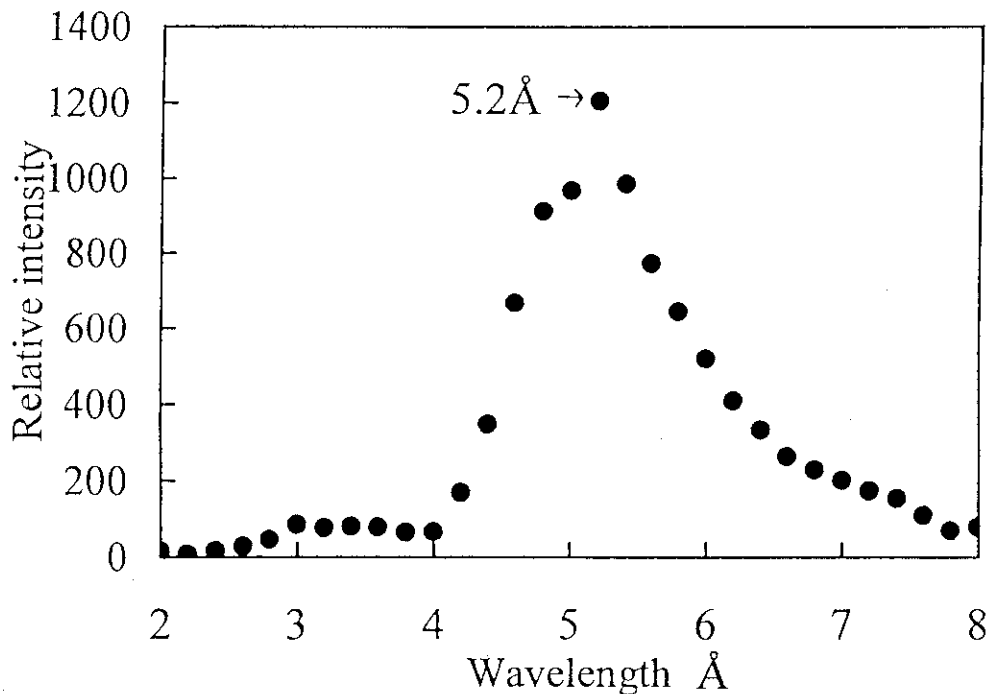


Fig. 5.2.4 Measured Wavelength Distribution of the Neutron Bender

5.3 JRR-3M 中性子ラジオグラフィ装置の研究開発

JRR-3M 中性子ラジオグラフィ装置の高度化の一環として、本年度は高解像度中性子テレビシステムの開発に着手した。また、前年度に引続き画像処理装置関連の機器の整備を行った。さらに所内外との協力研究についても積極的に進めた。

5.3.1 高解像度中性子テレビシステムの開発

本システムは、前年度導入した冷却型 CCD (Charge Coupled Device) カメラを撮像デバイスとして使用する超高感度・高解像度の静止画系の中性子テレビシステムである。Table 5.3.1 に冷却型 CCD の仕様を示す。冷却型 CCD は CCD の構造上画像の空間歪みが存在せず、更に電子冷却素子を用いて CCD を冷却することにより、バックグラウンド・ノイズを低減させて超高感度を達成している。このため画像取得中に γ 線や中性子線が CCD に直接入射すると、入射した画素の電荷量が飽和電荷量を超えてしまいホワイト・スポットが発生する。これを防止するために CCD 周りの遮へいは必要不可欠なものとなっているが、遮へいのみでホワイト・スポットを完全になくすことはシステムの配置等の制約から不可能である。

本年度はシステムの開発を進めるに当たり、冷却型 CCD の特性測定を立教大学研究用原子炉の中性子ラジオグラフィ装置及び JRR-3M の熱中性子ラジオグラフィ装置を用いて行い、性能試験及び解析を実施した。Fig. 5.3.1 に立教大学研究用原子炉にて冷却型 CCD を用いて撮影したキャプテーターの中性子ラジオグラフィ画像を示す。図中において、画像中央の正方形で囲まれた領域（関心領域）を面積比で 16 倍に拡大したものが画面右下に表示されている。画像上の白い点がホワイト・スポットである。解析の結果、画像上のホワイト・スポットは CCD 周りの遮へいを十分に行った場合でも発生すること、画像の読みだし機構の特徴により発生するノイズの補正が必要である事が分かった。このため、メディアン・フィルタを改良して処理判断機能を持たせたインテリジェント・フィルタを開発してホワイト・スポットを除去し、更にソフトウェア上でノイズの補正も行う方向で問題の解決を進めている。Fig. 5.3.2 に Fig. 5.3.1 のオリジナルの画像にインテリジェント・フィルタを掛けてホワイト・スポットを除去した画像を示す。関心領域等の表示は Fig. 5.3.1 と同じである。

5.3.2 画像処理装置関連の機器の整備

冷却型 CCD の導入に伴い、高解像度・高階調の画像の出力が可能な高精度な画像印刷システムが必要となり、画像処理室にフルカラーデジタルプリンターを設置した。これにより高解像度中性子テレビシステムで得られたデジタル画像も出力できるようになった。また、SIT (Silicone Intensifier Target) カメラからの動画データの記録するためのレーザーディスク・レコーダー及び再生専用のレーザーディスク・プレーヤーを導入した。レーザーディスク・レコーダーは JRR-3M 炉室の中性子テレビシステムに接続し、レーザーディスク・プレーヤーは画像処理室の画像処理装置の入力装置として接続した。これにより、中性子テレビシステムでレーザーディスクに記録された動画データはジッター（画像の横ぶれ）の少ない画像として画像処理装置に取り込む事が可能となり、動画系の画像処理が高精度で行えるようになった。

5.3.3 協力研究

本年度は協力研究の相手方を先年度の3件から6件に増やし、またその内容も多岐にわたった。さらに中性子ラジオグラフィ技術の応用の拡大を図るべく、古文化財の撮影等も行った。本年度に実施した協力研究のテーマ及び相手方を Table 5.3.2 に示す。

Table 5.3.1 Specification of Cooled CCD Camera

撮像素子	フルフレームトランスファ方式固体撮像素子	
総画素数	1024(H)×1024(V)	
有効画素数	1000(H)×1018(V)	
画素サイズ	12 μ m×12 μ m (正画素)	
飽和電荷量	6×10 ⁴ electron r. m. s.	
平均暗電流	0.1 electron/pixel/s(at -40 °C)	
最大量子効率	55 %(at 730 nm)	
開口率	100 %	
分光感度特性	200 nm ~ 1100 nm	
	高精度読み出しモード	高速読み出しモード
平均読み出しノイズ	12 electron r. m. s.	50 electron r. m. s.
フレームレート	~0.25 Hz	~7 Hz
画素速度	300 kHz	10 MHz
ダイナミックレンジ	5000:1	1200:1
A/Dコンバータ分解能	14 bit	10 bit

Table 5.3.2 List of Collaboration

協力研究テーマ	相手方
ドライアウト現象の研究	原子炉工学部伝熱流動研究室
中性子用イメージングプレートの研究	先端基礎研究センター
JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置を用いたNR法開発の基礎的研究-Ⅲ	立教大学原子力研究所
JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置を用いた高性能ラジオグラフィ技術の開発-Ⅲ	名古屋大学工学部
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中性子ラジオグラフィ装置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
JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置を用いた電子撮像法によるNRGの研究	武蔵工業大学工学部
JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置における熱流動現象の可視化・計測に関する研究	神戸大学工学部

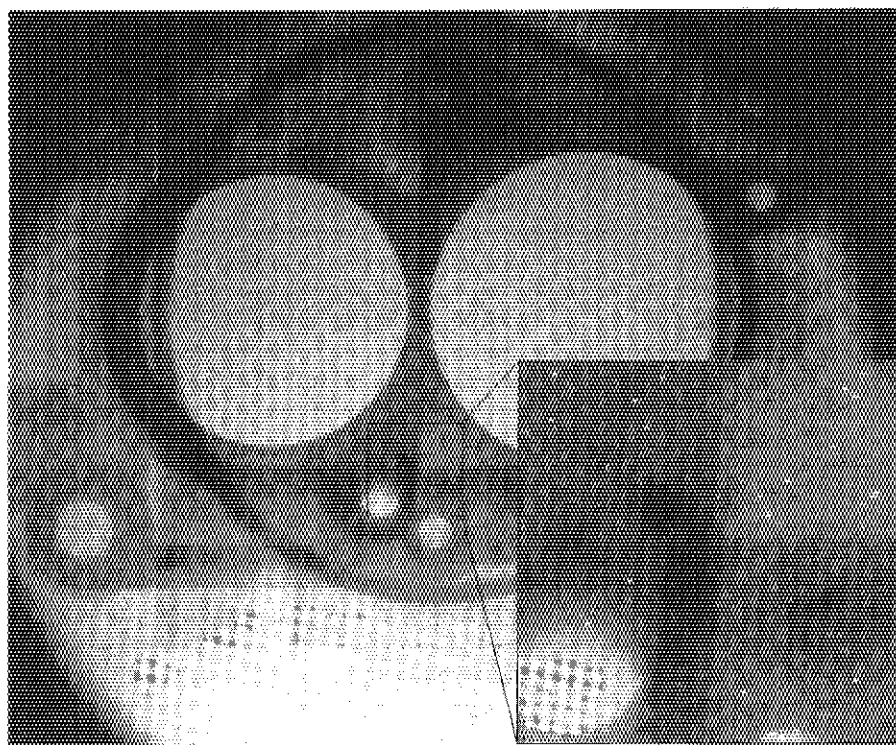


Fig. 5.3.1 Image of Carburetor Captured by C-CCD

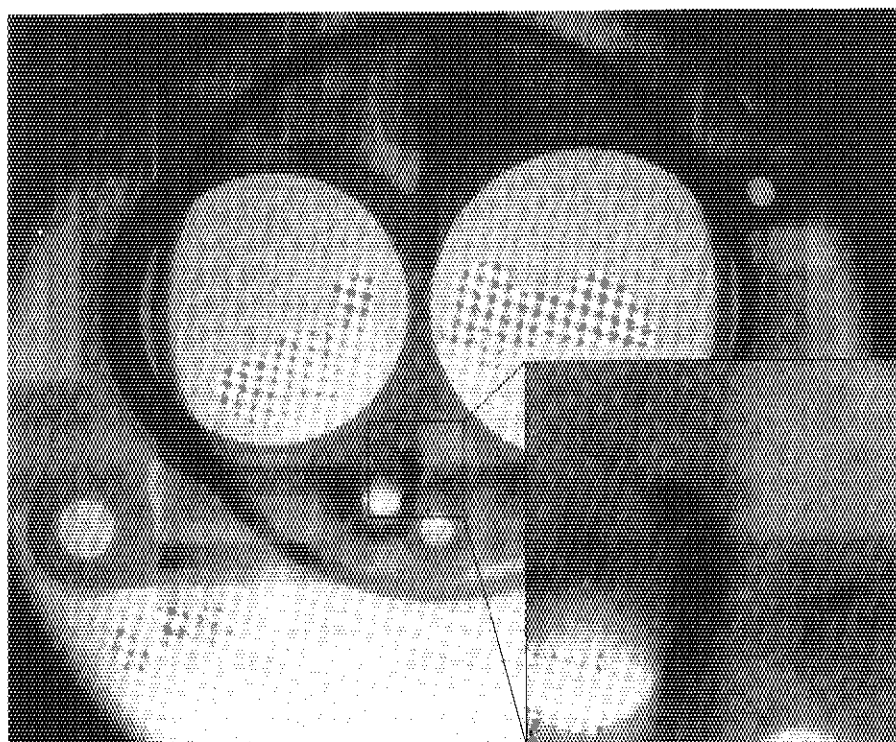


Fig. 5.3.2 Image of Carburetor through the Intelligent Filter

5.4 NSRR における板状燃料のパルス照射実験

5.4.1 概要

事故条件下における板状シリサイド燃料の変形及び破損、溶融燃料/冷却材相互作用の発生メカニズムなどの解明を目的として、NSRR を用いたパルス照射実験を実施している。平成5年度は、NSRR 実験用燃料（ミニプレート）のパルス照射を20回実施した。平成2年度の試験開始以来、総試験回数は39回となった。

5.4.2 実験方法

実験に供した燃料は、JMTR 仕様及びANS (ORNL で開発中の新型中性子源) 仕様の2種類で、外形寸法は共に、長さ150 mm、幅35 mm、厚さ1.27 mm のミニプレートで、ミニプレート中央の長さ70 mm、幅25 mm に亘って芯材が挟み込まれている。JMTR 仕様燃料は仏 CERCA 社製あるいは米 B&W 社製の芯材厚さ0.51 mm、燃料密度 4.8 gU/cm^3 の高密度燃料であるのに対して、ANS 仕様燃料は米国 B&W 社製で芯材厚さ0.76 mm、燃料密度 1.4 gU/cm^3 となっている。濃縮度は共に19.8%である。

この試験燃料を実験用カプセルに封入し、パルス照射に供した。冷却材は大気圧、室温の静止水で、パルス照射中の被覆材表面温度、冷却材温度、カプセル内圧、水塊移動速度などの過渡データを記録するとともに、照射後の試験燃料に対して、外観検査、X線検査、 γ 線強度測定、金相試験及びEPMAなどの照射後試験を実施した。

5.4.3 実験結果の概略

平成5年度は、JMTR 仕様燃料については、燃料板の広い範囲が溶融するような高発熱量実験を主に実施した。高発熱量実験では、燃料板に大きな貫通口を生じ、溶融物の塊を形成するような、著しい変形を生じた実験でも、燃料粒子 (U_3Si_2) は周囲のアルミニウムとの反応相の形成にとどまり、完全な溶融には至らない場合があり、この場合、燃料粒子は溶融物の塊の中でほぼ一様に分布している。更に厳しい条件下では、燃料粒子は完全に溶融し、凝固の際に樹状晶を形成する。

ANS 仕様の試験燃料を用いた実験では、同一の実験条件下で燃料密度の一様性（燃料粒子の分布の一様性）の違いによって破損/非破損にわかれた結果が得られている。被覆材に割れを生じた一様性の低い燃料では、局所的な燃料密度の高い部位近傍で破損を生じており、ANS 仕様燃料のように比較的燃料密度の低い燃料では、燃料密度の一様性の破損に及ぼす影響が大きいことが明らかとなった。

5.4.4 今後の予定

平成6年度以降は、JMTR 仕様燃料を用いて、燃料粒子とアルミニウムとの間の反応による発熱の影響、アルミニウム酸化の影響などについてより詳細な検討を行うとともに、ANS 仕様燃料についても、芯材及び被覆材の溶融などについての高発熱量実験を実施する予定である。

5.5 JRR-3M シリサイド炉心設計

5.5.1 概要

平成4年度には、JRR-3Mのシリサイド燃料として、S-タイプ燃料（現状のアルミナイド燃料と、同一の形状を持つ燃料）とM-タイプ燃料（燃料芯材及び被覆材厚さをそれぞれ0.51 mmと1.27 mmに減少させ、要素1体当たりの燃料板枚数も標準型で21枚、フォロー型で17枚に増加させた燃料）の2種類について核的検討及び熱的検討を行った。その結果、S-タイプ燃料においては、ウラン装荷量をアルミナイド燃料と同量とした場合、アルミナイド燃料炉心とほぼ同様な核的及び熱的性能が得られることがわかった。また、M-タイプ燃料においては、ウラン装荷量を増加させ、これを補償するための可燃性毒物を添加することにより、過剰反応度、反射体内中性子束等の炉心性能を維持したまま、燃料寿命を延長することが可能となることがわかった。また、熱的にも現在よりも更に安全裕度が高い燃料であることが明らかになった。以上の結果、燃料にはM-タイプを採用することとし、これを受けて平成5年度は、M-タイプ燃料にとって適切なウラン装荷量をサーベイし、得られた結果をもとに炉心核特性解析を行った。

5.5.2 設計方針

JRR-3M シリサイド燃料としては、M-タイプ型を採用することとし、燃料寿命の延長によるウラン資源の有効利用及び使用済み燃料発生量の低減化を図ると同時に、熱的安全裕度の更なる向上を行うこととする。

5.5.3 核特性解析

設計計算にはSRACコードシステムを用い、計算手法についても、これまで、アルミナイド炉心の設計で用いられたものを採用した。ただし、計算コードのバージョン、中性子断面積ライブラリは最新のものを使用した。

(1) 燃料装荷量の決定

燃料装荷量は、初装荷炉心の過剰反応度が、アルミナイド燃料炉心のそれにほぼ等しくなるように決めた。この際、可燃性毒物は直径0.3 mmのCdワイヤを21本（標準燃料の場合）アルミニウム側板部分に埋め込むこととした。計算ではまず、燃料要素の格子計算での臨界バックリングが、アルミナイド燃料とほぼ等しくなるウラン量を算出した。そして、この値を目安として3次元炉心計算を行った。この結果、燃料板1枚あたり100 gのウラン量の場合、アルミナイド炉心とほぼ等しい過剰反応度を与えることがわかり、以後このウラン量での炉心核特性解析を行った。以下に計算で得られた炉心核特性を示す。

(2) 解析結果

① 過剰反応度及び制御棒価値

過剰反応度及び制御棒価値は、3次元拡散計算により算出した。また、制御棒計算では、あらかじめ輸送計算と同じ制御棒価値を与えるように設定した対数微分定数を使用した。計算結果をTable 5.5.1及び5.5.2に示す。

過剰反応度は2種類の方法で算出した。表中の上段は、全制御棒上限で全体系計算を行い、

その時の実効増倍率から求めた値である。下段は、まず、全制御棒を等高臨界位置に設定して、そこから制御棒1本を上限に設定して反応度を算出する。これを全ての制御棒に対して行い、反応度を合計した。通常の過剰反応度測定では、ペリオド法及び補償法で求めた制御棒価値から算出することが多い。このような場合には、下段で示した過剰反応度に近い値が測定値として得られることになる。

② 反応度係数

ドップラー反応度係数、減速材ボイド係数、減速材温度係数について計算を行った。計算結果を Table 5.5.3 に示す。

③ 出力ピーキングファクタ及び中性子束

径方向 (F_r) 及び軸方向 (F_z) の出力ピーキングファクタを算出した。Table 5.5.4 に F_r , F_z , $F_r \times F_z$ の最大値と、その値が出現した格子位置を示す。

中性子束分布は、代表的として炉内照射筒 (4-D 位置) とベリリウム反射体内照射筒 (1-F, 7-B 位置) の値を Table 5.5.5, 5.5.6 に示す。

5.5.4 まとめ及び今後の予定

JRR-3M シリサイド燃料炉心の核特性解析を行った。解析では、まず、適切なウラン装荷量を格子計算及び全体系計算によりサーベイした。その結果、燃料板あたり 100 g のウラン装荷量が適当であるとの結論を得た。ただし、可燃性毒物として直径 0.3 mm のカドミウムワイヤを燃料要素側板部分に埋め込んだ。

ウラン装荷量が 100 (g/燃料板) のシリサイド炉心の核特性解析を行い、以下にのべるような結果を得た。

- 過剰反応度及び制御棒価値の計算では、初装荷炉心においてもワンロッドスタックマージンが約 2.6 % $\Delta k/k$ 確保できることが確認された。
- 各種反応度係数の計算では、初期炉心から 40 % 燃焼炉心まで、ドップラー係数、減速材ボイド、減速材温度ともに負の値を取ることが確認された。
- 中性子束分布及び出力ピーキングファクタの計算では、反射体領域での熱中性子束は、アルミナイド炉心と同レベルであることがわかった。また、ピーキングファクタについてもアルミナイド炉心と大きな差がないことがわかった。

以上の結果により、今回計算を行ったシリサイド燃料は、JRR-3M に適したものであることが確認された。今後は、より詳細な核特性解析を行うと同時に、熱水力解析を行う。

Table 5.5.1 Excess Reactivity ($\% \Delta k/k$)

制御棒パターン	初装荷炉心	25%均質燃焼炉心	40%均質燃焼炉心
全制御棒上限	18.48	13.21	7.84
制御棒等高臨界位置から1本ずつ 上限に引き抜き、反応度を合計	21.78	13.96	7.03

Table 5.5.2 Control Rod Worth ($\% \Delta k/k$)

制御棒	初装荷炉心	25%均質燃焼炉心	40%均質燃焼炉心
S ^{注1)}	8.77	8.36	8.63
R ^{注1)}	8.24	7.87	8.07
Sa ^{注1)}	12.97	13.20	10.99
炉停止余裕 ^{注2)} (全制御棒挿入)	8.19	16.98	25.36
ワンロッドスタック マージン ^{注2)}	2.57	—	—

注1) 1/2 対象炉心で算出したため、表中の制御棒価値はそれぞれ2本分の値である。

注2) 炉停止余裕及びワンロッドスタックマージンの値は、未臨界度として示した。

Table 5.5.3 Reactivity Coefficients

反応度係数	初装荷炉心	25%均質燃焼炉心	40%均質燃焼炉心
ドップラー係数 燃料温度：325~400K (% $\Delta k/k/K$)	-2.2×10^{-3}	-1.8×10^{-3}	-1.4×10^{-3}
減速材ボイド係数 ボイド率：0~50% (% $\Delta k/k/\%$ ボイド)	-5.2×10^{-1}	-4.6×10^{-1}	-4.2×10^{-1}
減速材温度係数 減速材温度：325~400K (% $\Delta k/k/K$)	-3.4×10^{-2}	-2.9×10^{-2}	-2.6×10^{-2}

Table 5.5.4 Maximum Power Density Peaking Factors

炉心	Fr最大値		Fz最大値		Fr×Fz最大値	
	Fr	格子位置	Fz	格子位置	Fr×Fz	格子位置
初装荷炉心	1.28	3-G 5-A	1.48	3-F 5-B	1.77	3-G 5-A
25%均質燃焼炉心	1.26	3-G 5-A	1.55	2-D 6-D	1.55	3-G 5-A
40%均質燃焼炉心	1.17	4-C 4-E	1.68	2-D 6-D	1.62	3-D 5-D

Table 5.5.5 Neutron Flux in the Central Irradiation Hole (D-4)

炉心	高速群		熱外群		熱群	
	格子平均	軸方向最大	格子平均	軸方向最大	格子平均	軸方向最大
初装荷炉心	2.2×10^{14}	3.2×10^{14}	1.0×10^{14}	1.5×10^{14}	7.5×10^{13}	1.0×10^{14}
25%均質燃烧炉心	2.2×10^{14}	2.8×10^{14}	1.0×10^{14}	1.3×10^{14}	8.7×10^{13}	1.0×10^{14}
40%均質燃烧炉心	2.2×10^{14}	3.2×10^{14}	1.0×10^{14}	1.5×10^{14}	9.5×10^{13}	1.3×10^{14}

Table 5.5.6 Neutron Flux in Irradiation Holes in the Be Reflector (1-F, 7-B)

炉心	高速群		熱外群		熱群	
	格子平均	軸方向最大	格子平均	軸方向最大	格子平均	軸方向最大
初装荷炉心	8.2×10^{13}	1.1×10^{14}	5.4×10^{13}	7.3×10^{13}	1.2×10^{14}	1.6×10^{14}
25%均質燃烧炉心	8.0×10^{13}	9.9×10^{13}	5.3×10^{13}	6.5×10^{13}	1.3×10^{14}	1.5×10^{14}
40%均質燃烧炉心	8.6×10^{13}	1.3×10^{14}	5.7×10^{13}	8.6×10^{13}	1.4×10^{14}	1.9×10^{14}

6. 主な技術的事項

6.1 原子炉施設及び機器

6.1.1 JRR-2 運転データ管理システムの開発

(1) はじめに

JRR-2では、パソコンLAN (Local Area Network) を利用した運転データ管理システムを開発し、原子炉の運転データを効率的に参照できる環境を整えている。運転データ管理システムは、

- ① 散在するパソコンのLAN接続
- ② 構内回線への接続
- ③ 課外への運転データ供給

の3つの段階で整備しつつある。

現在までに①、②が完了し、③について引き続き整備を進めているところである。

(2) 開発の経過

JRR-2では、原子炉運転時の各種データを制御室に設置したデータロガーにより取り込んでいる。データロガーは昭和54年に設置し、その後周辺機器の更新等の改良を加え、平成2年に新しい計算機に更新した。設置当初の構成をFig. 6.1.1に、現在の構成をFig. 6.1.2に示す。昭和54年当初は、YHP9825を使用しデータ処理を行っていたが、メモリの不足から現在はYHP9000 MODEL 332を使用している。入力点数は、46点からアナログ入力約80点、デジタル入力約130点に増大している。データロガーの取り込んだデータの管理は、プリンタ出力とフロッピーに保存する方法で行っていた。その後、昭和62年にRS232C回線でパソコンと接続し、パソコンでグラフィック表示を行うようにした。これによりリアルタイムデータを効率的に監視できるようになった。しかし過去の運転データについてはフロッピーディスクを用いての参照しかできず、これらのデータを効率的に利用する環境が整っていなかった。各所に散在するパソコンを利用して、これら運転データを有効かつ効率的に利用できないものかと考えパソコンLANの導入を検討した。

平成元年、まず最初に現在でいうピア・トゥ・ピア系のパソコンLAN機器を2式揃えて試験を行った。JRR-2では、原子炉運転時における時系列データ及び過去の運転データをパソコンLANを利用して構築できることを望んでいたが、この機器はそれを満足できるものではなかった。その原因としては、専用サーバ機を持たずに、一台のパソコンにおいてサーバ&クライアントの形態をつくるため、データ要求に対する対応が遅いことにあった。更に通信速度が4 Mbpsであり、イーサネット式の通信速度には及ばないものであった。このことを踏まえ、サーバ&クライアントの形をとったMS-NETWORKSの導入検討を開始した。MS-NETWORKSは、イーサネット規格を採用したパソコンLANであり、通信速度も10 Mbpsと言われていた。

平成2年の段階では、全てのパソコンを接続せず4台分のインターフェイス及び周辺機器を備えて試験を行った。その結果時系列データについて全てのパソコンで監視でき、データ送受信のレスポンスも納得できる速度が得られ、システム拡張の見通しを得た。その後、平成3年度に10台で構成するシステムを構築し、運転データ管理システムの基盤が整った。

その後各種プログラムを作成し、現在では全てのパソコンで運転データを参照できるようになるとともに各種の文書、図面、資料及びプリンタを共有することが可能となった。

(3) システムの構成と機能

① 機器の接続

Fig. 6.1.3 に LAN の接続図を示す。

JRR-2 で、パソコン LAN を導入した当時の接続ケーブルは 10 Base-5 及び 10 Base-2 規格の同軸ケーブルによる接続が主流であり、我々も 10 Base-5 規格により 4 台のパソコンを接続し、試験を行った。JRR-2 では制御室が気密を要求される原子炉建家内に設置されており、居室との接続には気密端子盤を経由する必要があった。気密端子盤には同軸系の端子は存在していたが、全て使用しており、空いている端子は皆無であった。従って、10 Base-5 及び 10 Base-2 規格では、制御室と居室間のケーブル接続が不可能であるため異なる方法を検討していた。導入にあたっての試験中、時期を同じくして 10 Base-T 規格の通信方式が出始めた頃であった。10 Base-T 規格はツイストケーブル 4 本を使用する規格であり、通信距離も最大 100 m まで許されるものである。この方式により制御室との通信が可能になり、JRR-2 では 10 Base-T 規格により全てのパソコンが接続されている。10 Base-T 接続は接続台数が増えた場合もカスケード接続が可能で、JRR-2 もこの方法を採用している。

その後、平成4年度には情報システムセンターの構内回線と接続する事ができ、大型計算機や、構内のワークステーションとの接続が可能となった。JRR-2 では、大型計算機を用いた処理には、専用端末機の設置されている所まで出向いて行かなければならなかったが、構内回線に接続できた事により、身近にあるパソコンを利用して大型計算機の処理を行えるようになった。構内回線との接続は、光リピータを介して R I 製造棟のインターフェイスノードに接続されている。

構内回線に接続したことにより、JRR-2 建家と離れた場所にある実験管理棟 JRR-2 管理課第4係居室においても後述する各種機能を利用することが可能となった。

② 機器の構成

本システムは、一般に市販されているパソコン LAN を利用したものである。

JRR-2 で採用したものは、MS-NETWORKS に付加価値をもたせたもので、Net/One-PC と呼ばれるものである。システムの構成を Table 6.1.1 に示す。

MS-NETWORKS は、ファイルやプリンタを共有するためのパソコン間通信ツールである。ファイルを仮想ドライブとして提供するためのサーバ機を1台以上設置し、他のパソコンはサーバ機のファイルを読み込むためのものである。Fig. 6.1.4 に運転データの流れを示す。

原子炉の運転データの収集は、制御室に設置されたデータロガーにより行う。収集された

データは反応度や熱出力等の処理を行い、約6秒間隔で運転データ受信機に送信される。送信は、PC232C回線を利用している。

運転データ受信機は、データロガーにより送られてくる運転データを受取り、サーバ機に保存する働きをする。6秒間隔で送られてくるデータを画面に表示し、1分間隔のデータのみサーバ機に転送する。受信したデータは、4つのグラフィック表示を持っており、各々Function keyにより選択可能である。以下にそれぞれのグラフィック表示項目を示す。

- 1) プロセス状態表示
- 2) 制御棒状態表示
- 3) スクラムパネル状態表示
- 4) アラームパネル状態表示

サーバ機は、1分間隔でJRR-2の運転データを保存する場合、1サイクル当たり約10 Mbyteの容量を消費することになる。このためサーバ機には、500 Mbyteのハードディスクを採用した。同時にデータをバックアップあるいはハードディスクから退避させるためテープストリーマ等の周辺機器も採用した。

ネットワークで接続された他のパソコンは、サーバ機に保存された運転データを読み込むことによりグラフィック表示などを可能にしている。

③ システムの機能

運転データを参照するには、通常使用するワープロや表計算アプリケーションと同様に起動メニュー中から選択できる。“JRR-2 運転データ表示メニュー”を選択するとサブメニューが表示され、以下の5つのユーティリティが登録されている。

以下に5つのユーティリティの機能について述べる。

1) TREND

TRENDは、現在運転中のデータをグラフ表示するものである。原子炉起動からの経過時間をもとに、4時間、8時間、1日、4日、12日の時間枠が設定され表示される。各々Function keyにより、任意の時間枠での描画も可能である。Fig. 6.1.5にTRENDのハードコピーを示す。

2) OLDTREND

過去に運転されたデータをグラフ表示するものである。OLDTRENDを作成するに先駆けて、過去の運転データも参照できるように以前のデータについても保存形式を変換した。これによりOLDTRENDでは、昭和56年度からのデータも参照可能である。昭和58年当時のデータと現在のデータとの整合性をとるためOLDTRENDのデータは、基本的に1時間毎のデータを保存している。

3) R2STR

現在運転中のデータを文字として参照できるものである。カーソルKey及びFunction keyで表示時間を移動することにより全てのデータを参照できるようになっている。Fig. 6.1.6にR2STRのハードコピーを示す。

4) OLDSTR

R2STRと同様、過去の運転データを文字として参照できるものである。

5) R2RCV

現在運転中のデータをリアルタイムに表示するものである。表示の形式は、運転データ受信機と同じようにプロセス状態表示、制御棒状態表示、スクラムパネル状態表示、アラームパネル状態表示が可能である。運転データは1分おきにサーバ機に保存されるので、R2RCVも1分おきのデータを表示する。

TREND, OLDTREND, R2STR及びOLDSTRは、プリンタにハードコピーすることが可能であり、以前の運転状況を把握、比較するために有効である。

6) その他の機能

本システムは、上記機能の他にパソコンLAN特有のファイル、プリンタの共有を実現している。居室の一角にレーザプリンタを配置し、居室のパソコンのプリンタ出力は、全てこのレーザプリンタから出力される。また、運転に関する各種資料についても共有しており、どのパソコンからでも同一の操作方法により資料を参照できる環境を作っている。

(4) 今後の課題

上記パソコンのみによる運転データ管理システムは簡便であり、JRR-2での使用には十分耐えるものである。原子炉の運転データは1分間隔でサーバ機に保存され、LANに接続されたパソコンはサーバ機から随時データを読み込み、時系列データ及び過去の運転データの表示が可能となっている。しかし、課外との通信を考えた場合、パソコンネットワークでは同一メーカーのソフト及びハードウェアが前提であり、課外の異なるネットワークI/Fボードメーカー間では運転データを供給することが難しい。このため平成5年度において運転データ供給システムを構築するためにUNIXワークステーションを導入した。UNIXワークステーションであれば、各社のネットワークI/FボードであってもTCP/IPを基本とした通信が可能であり、メーカーの依存性がなくなると考えられる。

現在、UNIXワークステーションをファイルサーバとし、構内回線に接続されたパソコンであればJRR-2の運転データを参照できるような環境を整えるため作業を進めているところである。また、電子メールや電子ニュースなどの利用も行われている。

(5) おわりに

JRR-2では、これらのシステムを構成するためのプログラム言語にQuick-Basicを使用した。

運転データ管理システムの構築にあたっては、ハードウェアの設置から通信回線の配線、ソフトウェアの設定、プログラム作成など試験的に導入した当初より現在に至るまでJRR-2管理課員によって行われたものであることを特筆したい。このことは我々の技術の向上につながるばかりか、今後発生するであろう各種トラブルに対しても迅速な対処が期待できるものとする。また、本システムを有効に利用し、原子炉の安全運転に結びつけたいと考えている。

Table 6.1.1 The Structure of the System

パソコン		PC9801及び互換機
I/Fボード		PC-NIU N98, ACCESS-PC+, ACCESS-NOTE
ソフトウェア	基本ソフトウェア	Net/One TCP BNS/PC Rel 16.1J Net/One PC/TCP Ver2.2J
	ネットワークソフトウェア	Net/One PC Ver2.0 Net/One PC Ver3.1
	その他	TELNET, FTP, NFS等

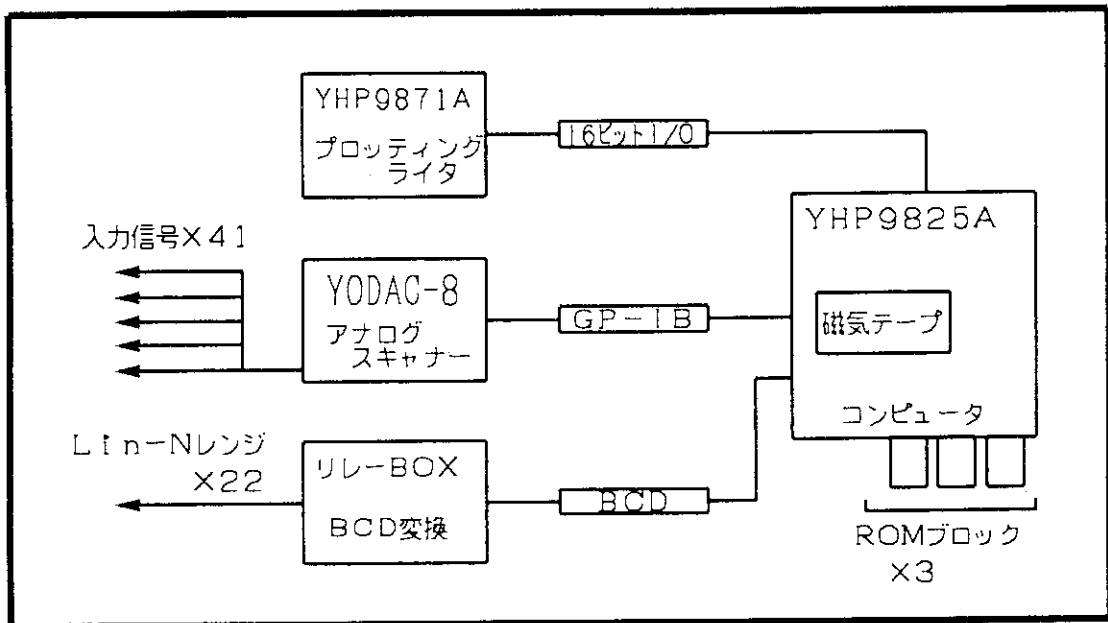


Fig. 6.1.1 Data Logger System used in JRR-2 before 1990

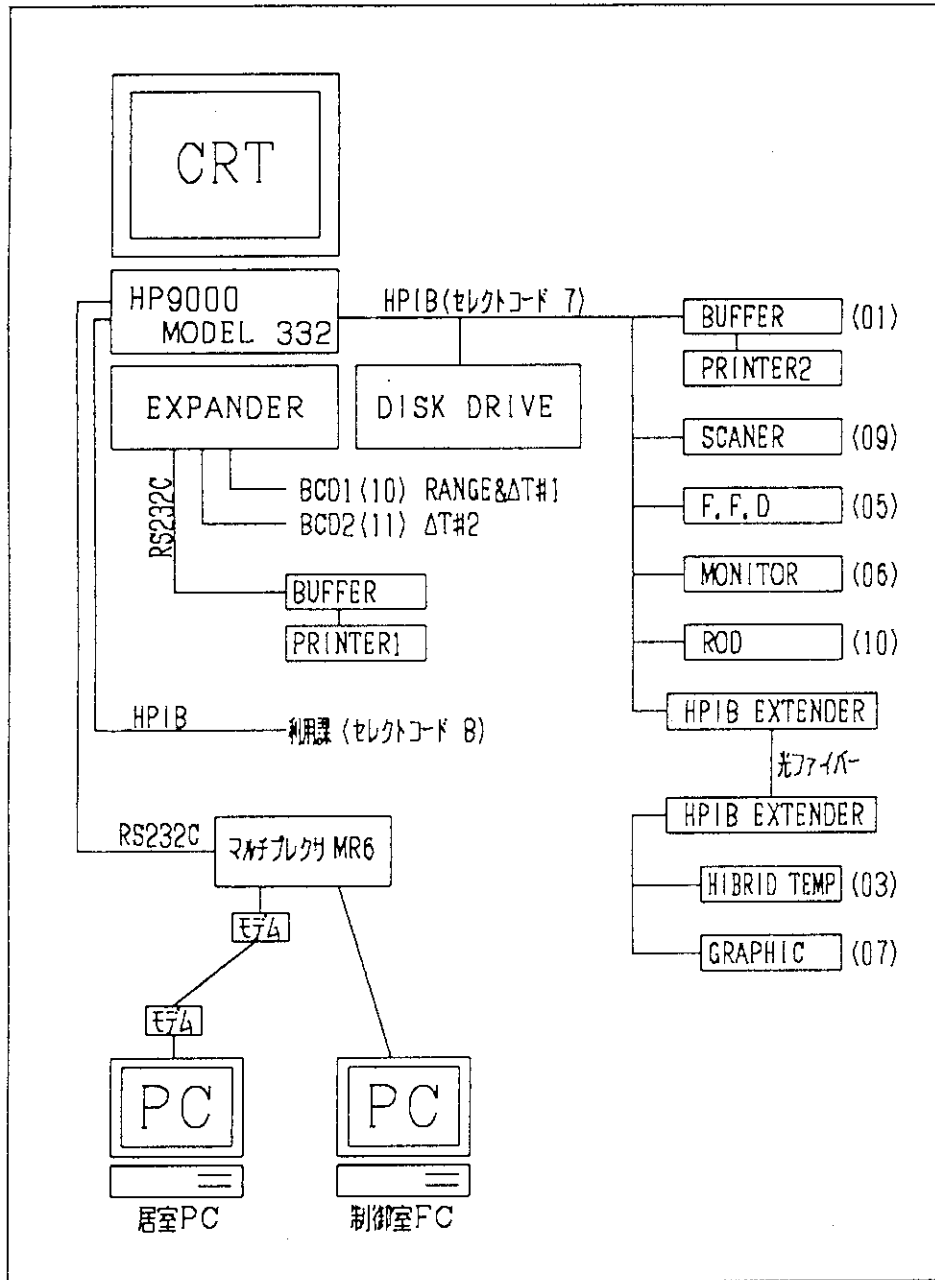


Fig. 6.1.2 Present Data Logger System in JRR-2

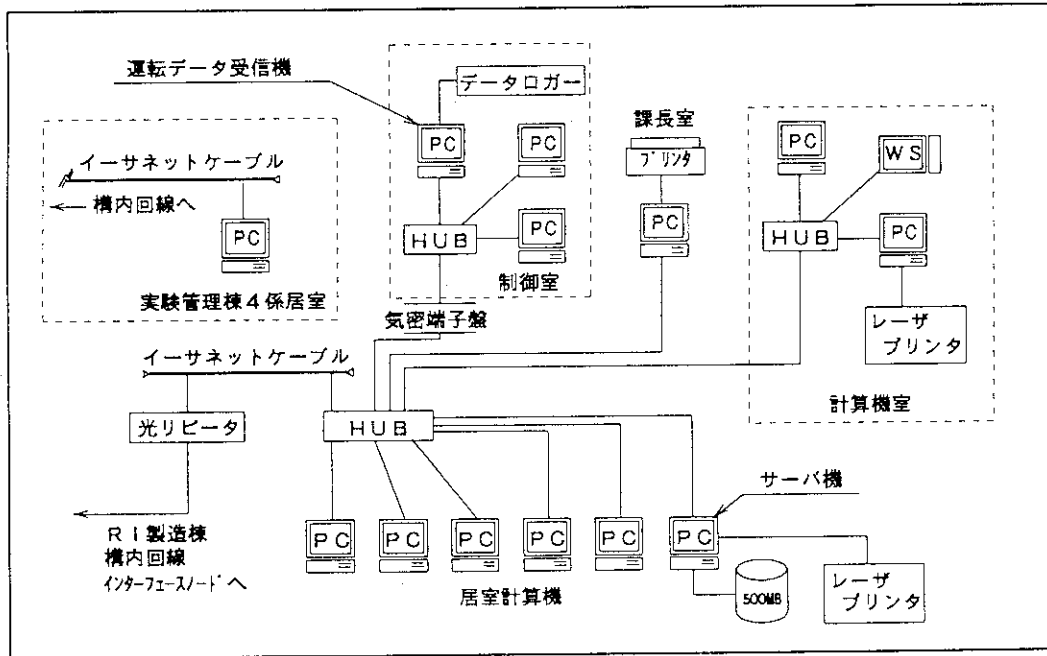


Fig.6.1.3 Host-map of JRR-2 LAN

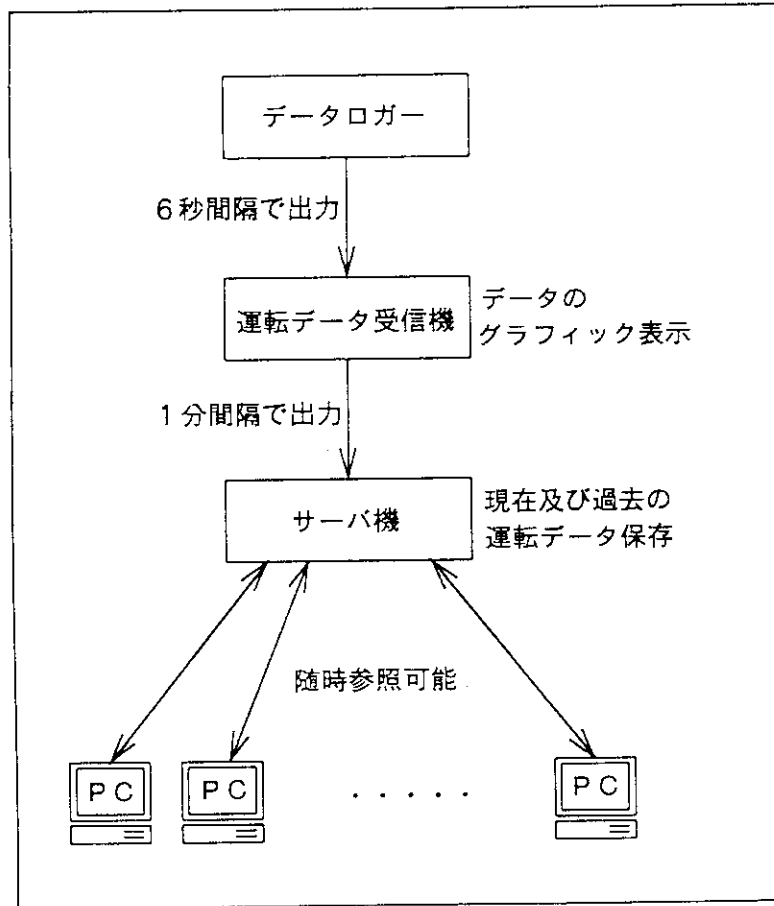


Fig.6.1.4 Flow Diagram of Operational Data

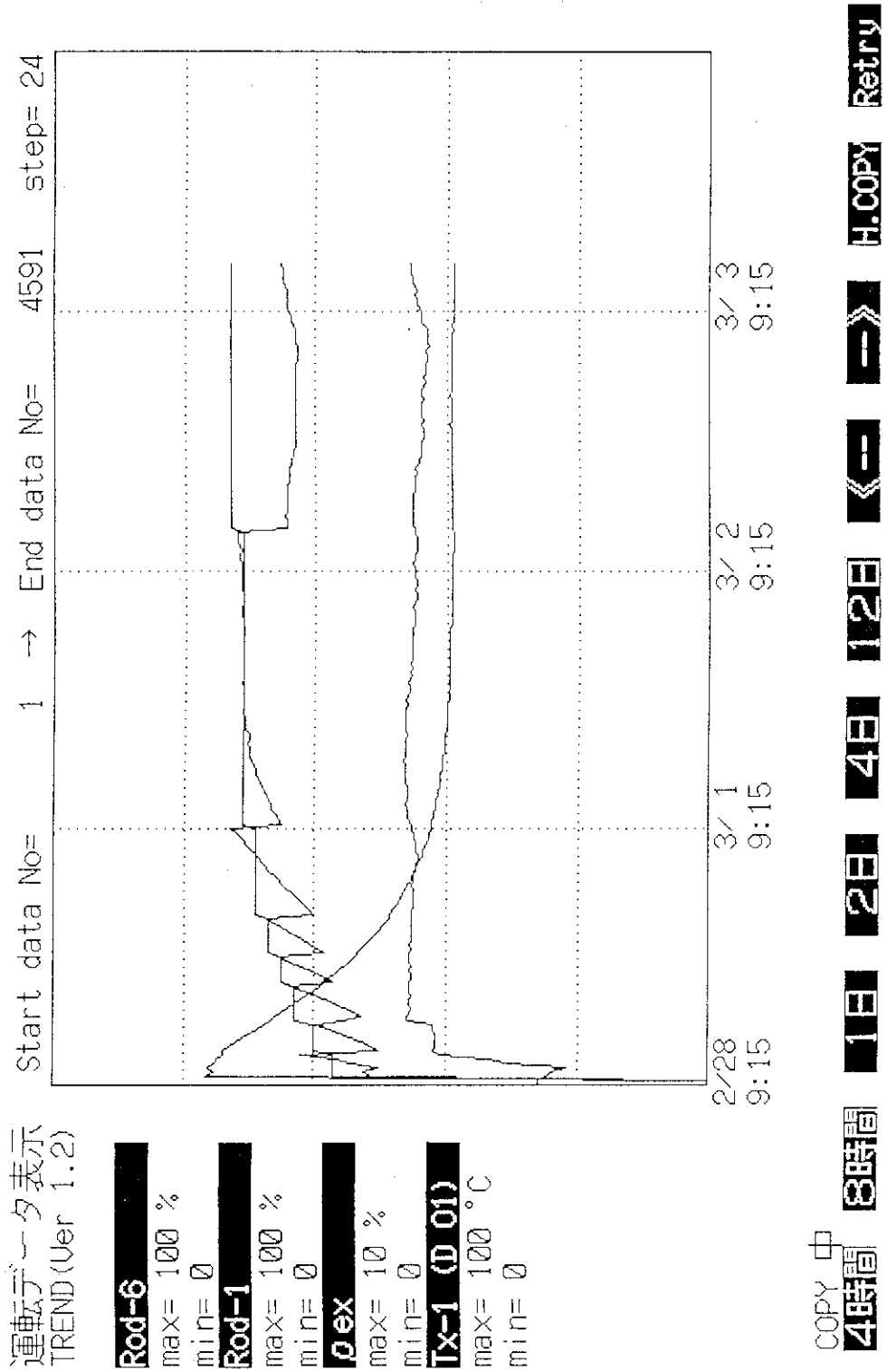


Fig. 6.1.5 Hard Copy of TREND

画面 2 を表示

<↑> <↓> で表示項目を変更する
<←> <→> と <Func key> で表示項目を移動する

日	時:分	3/ 3 13:47	3/ 3 13:48	3/ 3 13:49
重水炉心出	(TX-1)	45.40	45.60	45.30
重水炉心出	(TX-2)	45.30	45.40	45.20
重水炉心出	(TX-3)	39.70	39.80	39.70
重水炉精製入	(TX-4)	29.10	29.20	28.90
軽水炉心出	(TX-5)	25.40	25.30	25.00
軽水炉心出	(TX-6)	34.60	34.70	34.40
軽水炉精製入	(TX-7)	25.60	25.70	25.40
He再結晶出	(TX-8)	61.00	60.30	61.70
He再結晶出	(TX-9)	65.80	66.00	65.70
H二次系入	(TX-10)	33.50	33.50	33.10
H二次系出	(TX-11)	22.60	22.70	22.50
H二次系入	(TX-12)	27.90	28.00	27.70
H二次系入	(TX-13)	23.00	22.70	22.70
外重水T#1		9.90	9.90	10.00
重水T#2		5.45	5.44	5.43
重水T#平均		5.52	5.53	5.53
軽水T#1		5.49	5.49	5.48
軽水T#2		9.20	9.40	9.40
重水熱出力		9594.8 kW	9594.0 kW	9586.4 kW
軽水熱出力		264.9 kW	270.2 kW	271.2 kW

正
中
-1d
-4hr
-1hr
-10m
+10m
+1hr
+4hr
+1d
END

Fig. 6.1.6 Hard Copy of R2STR

6.1.2 JRR-3M ベリリウム反射体の寸法測定

(1) 概要

JRR-3Mの炉心部は燃料要素、制御棒、ベリリウム反射体、照射筒、重水タンクより構成されている。ベリリウム反射体は3つの形状（A型、B型、C型）からなり、燃料要素を囲む形で配置されている。また、反射体としての機能の他に、照射キャプセルのホルダーとしての機能も有している。

金属ベリリウムは、高速中性子照射量の増加とともに、 $\text{Be} + n \rightarrow 2^4\text{He} + 2n$ 反応によるヘリウムガスの生成及び格子欠陥の生成によるボイド蓄積のため、スエリング現象を生じることが知られている。本ベリリウム反射体も、炉心側と重水タンク側との照射量の差による伸びの違いから、スエリングによる湾曲変形が生じる。この湾曲変形量が1.6 mmに達すると、隣接する燃料要素のハンドリングに悪影響を及ぼすため、ベリリウム反射体のスエリング量の管理は非常に重要である。

本測定はスエリング量を定量化し、ベリリウム反射体の交換時期を推測するための測定である。

(2) 測定方法

ベリリウム反射体は4分割対称なので、その1分割を測定すれば炉心内中性子束分布の影響はあるものの、全体のスエリング量を推測することができる。測定は燃料孔E1、F2、G3、G4に隣接するベリリウム反射体A01、B01、C01、A02について実施した。これは原子炉運転時、制御棒Sa（安全棒）が上限にあることから、中性子束分布が高く湾曲変形量も大きいと考えられるからである。Fig. 6.1.7にベリリウム反射体配置図を示す。

測定方法は、測定対象となるベリリウム反射体に隣接する燃料要素を引抜き、測定治具を挿入し、ベリリウム反射体表面とセンサとの間隔を測定した。この測定治具は燃料要素の形状を模擬したもので、直角を挟んだA面とB面に各々5個のセンサ（A1～5、B1～5）が取り付けられ、ベリリウム反射体の湾曲変形を立て方向に5点ずつ測定できる構造である。センサには超音波厚さ計が使用されており、ベリリウム反射体表面とは非接触で傷等の影響を与えることはない。Fig. 6.1.8に測定治具の外観を示す。

(3) 測定結果

ベリリウム反射体の湾曲変形量は、センサA1とA5（センサB1とB5）を結ぶ直線を基準として求めた。Table 6.1.2に測定結果を、Fig. 6.1.9及びFig. 6.1.10に測定例を示す。最大湾曲変形量はA型0.39 mm、B型及びC型0.26 mmであった。

一方、ベリリウム反射体の高速中性子照射量から湾曲変形量を算出すると、Table 6.1.3に示すとおりA型0.47 mm、B型及びC型0.38 mmとなる。測定値と計算値の差は、A型0.08 mm、B型及びC型0.12 mmとなり、ほぼ一致しているといえる。

現在のところ変形量は大きくなく、20 MW年間9サイクルで評価すると、今後5年程度は運転していくことが可能と判断される。今後も定期的にベリリウム反射体の寸法測定を行い、その湾曲変形量を確認しベリリウム反射体交換計画に反映させる予定である。

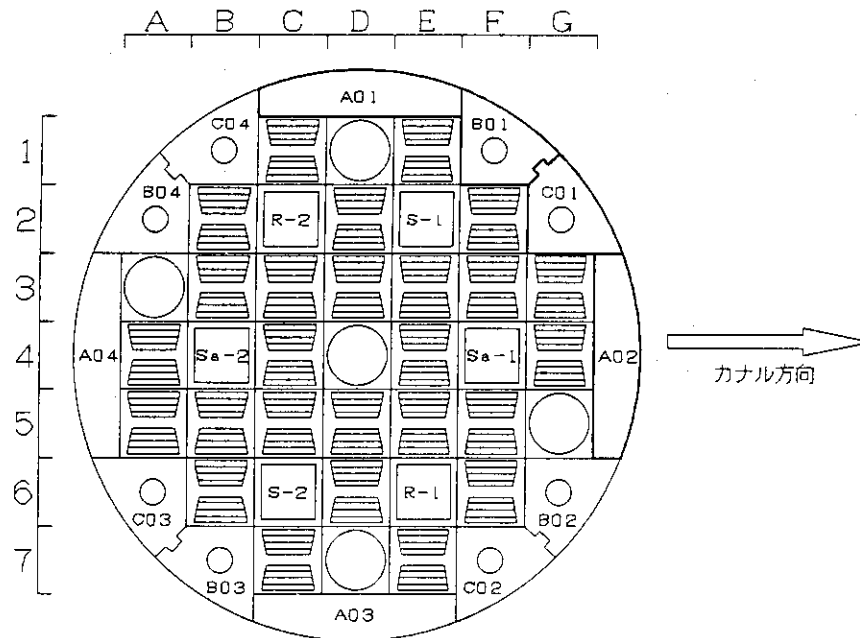
Table 6.1.2 Measurement Values of Beryllium Reflectors Obtained from Ultrasonic Measuring Method

ベリリウム 反射体 No	ベリリウム反射体の湾曲変形量 (mm)						
	E 1		F 2		G 3		G 4
	A 0 1	B 0 1	B 0 1	C 0 1	C 0 1	A 0 2	A 0 2
A 2 (B 2)	0.28	0.13	0.13	0.19	0.19	0.26	0.27
A 3 (B 3)	0.39	0.17	0.19	0.25	0.26	0.35	0.35
A 4 (B 4)	0.28	0.14	0.16	0.18	0.17	0.25	0.25

Table 6.1.3 Quantities of the Bending Deformation Calculated for A and B(C) Type Reflectors

(Integrated heat production = 11.190MWD)

	ベリリウム反射体	
	A 型	B型及びC型
炉心側ベリリウム反射体照射量 (n/cm ²)	2.36×10^{21}	3.48×10^{21}
重水タンク側ベリリウム反射体照射量 (n/cm ²)	1.12×10^{21}	0.72×10^{21}
ベリリウム反射体の厚さ (mm)	25.7	70.4
照射前のベリリウム反射体の高さ (mm)	880	880
照射後の炉心側ベリリウム反射体の高さ (mm)	880.208	880.306
照射後の重水タンク側ベリリウム反射体の高さ (mm)	880.098	880.063
湾曲変形量 (mm)	0.47	0.38



測定治具挿入方向	燃料孔	センサ	ベリリウム反射体 No
	E 1	センサA	B01
		センサB	A01
	F 2	センサA	C01
		センサB	B01
	G 3	センサA	A02
		センサB	C01
	G 4	センサA	A02

Fig. 6.1.7 Horizontal Cross Section of the JRR-3M Core

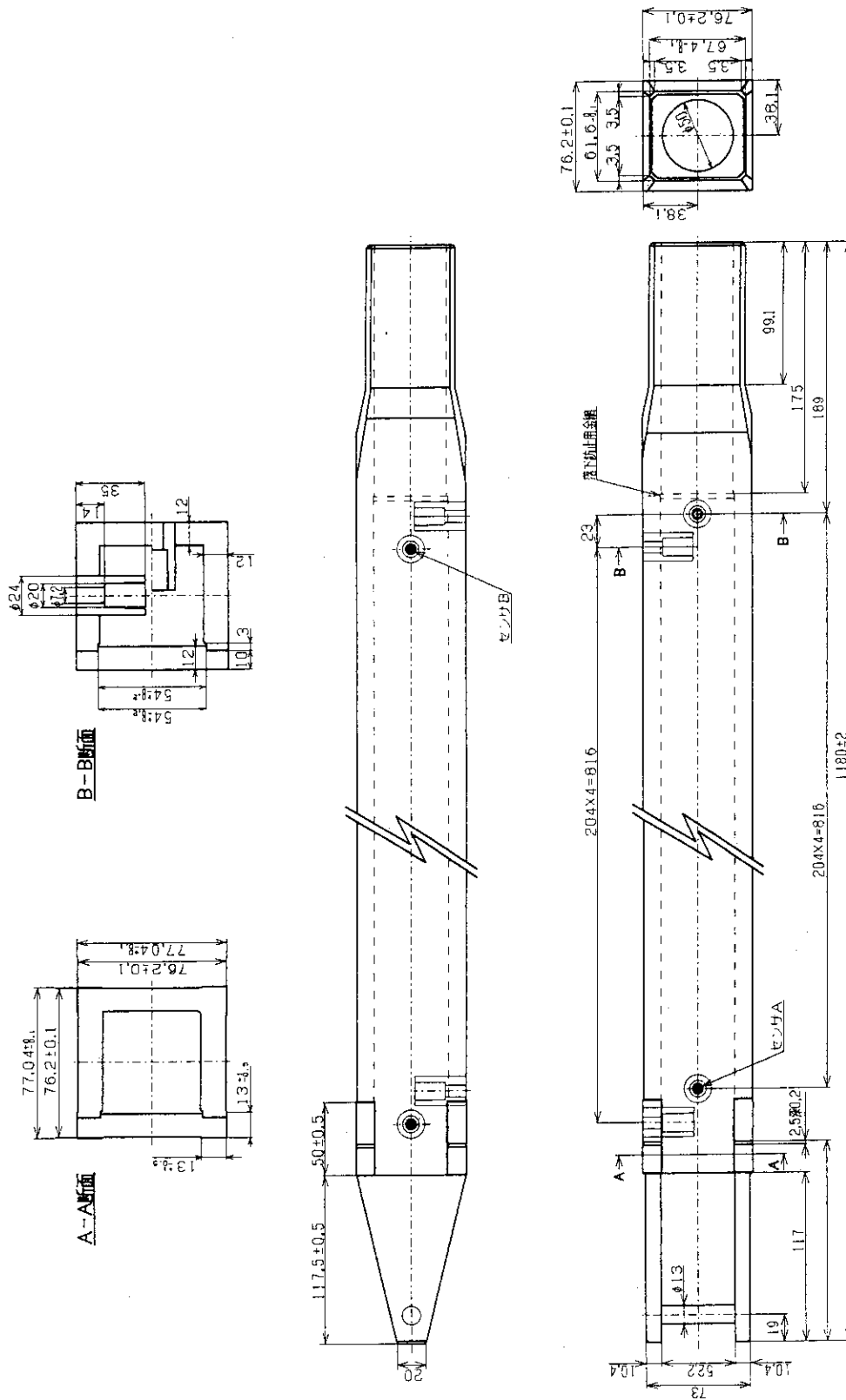


Fig. 6.1.8 Schematic Representation of the Ultrasonic Measuring Instrument

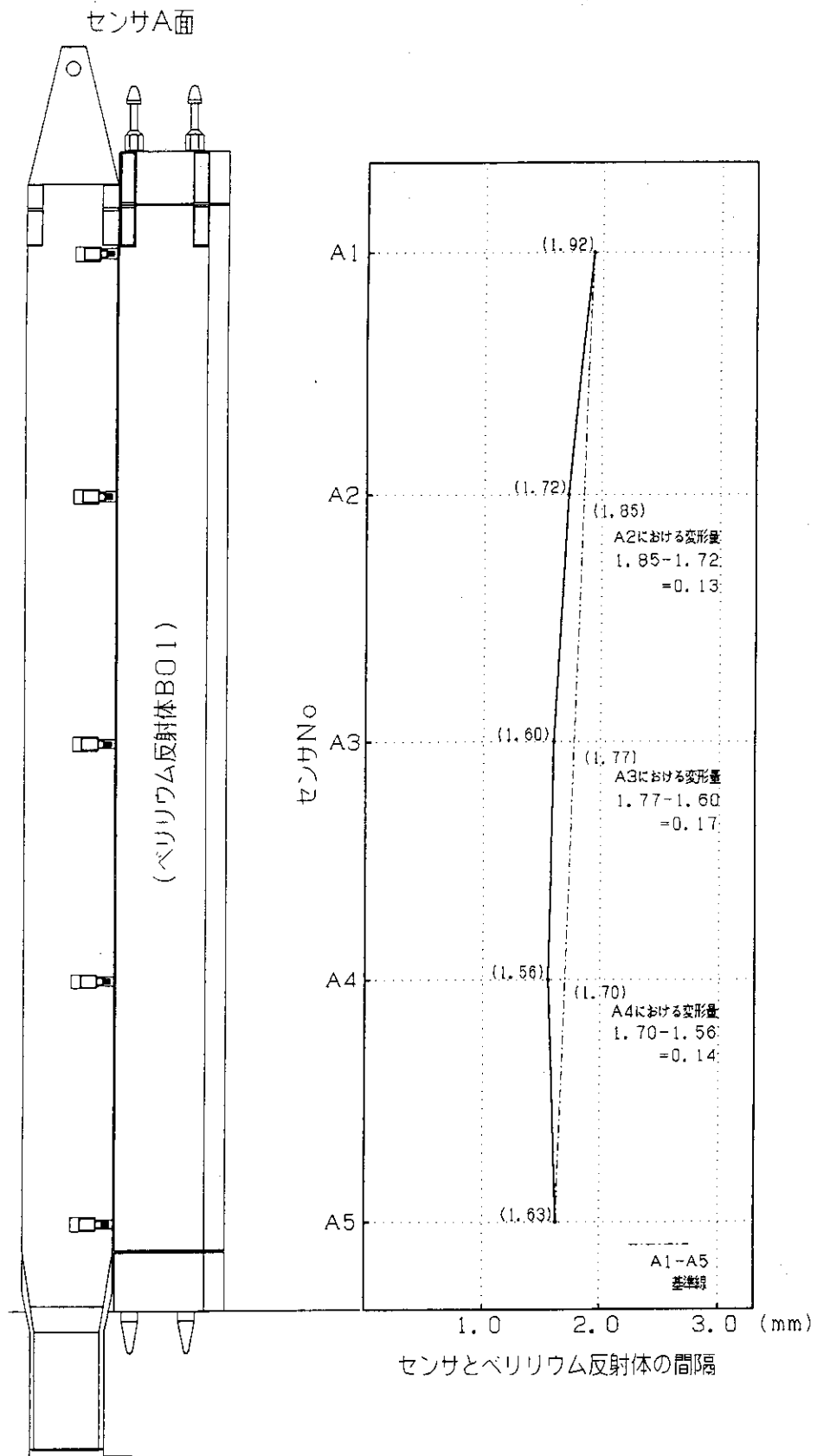


Fig. 6.1.9 Examples of Deformation Quantities for BO1 Reflector Derived from Sensor A

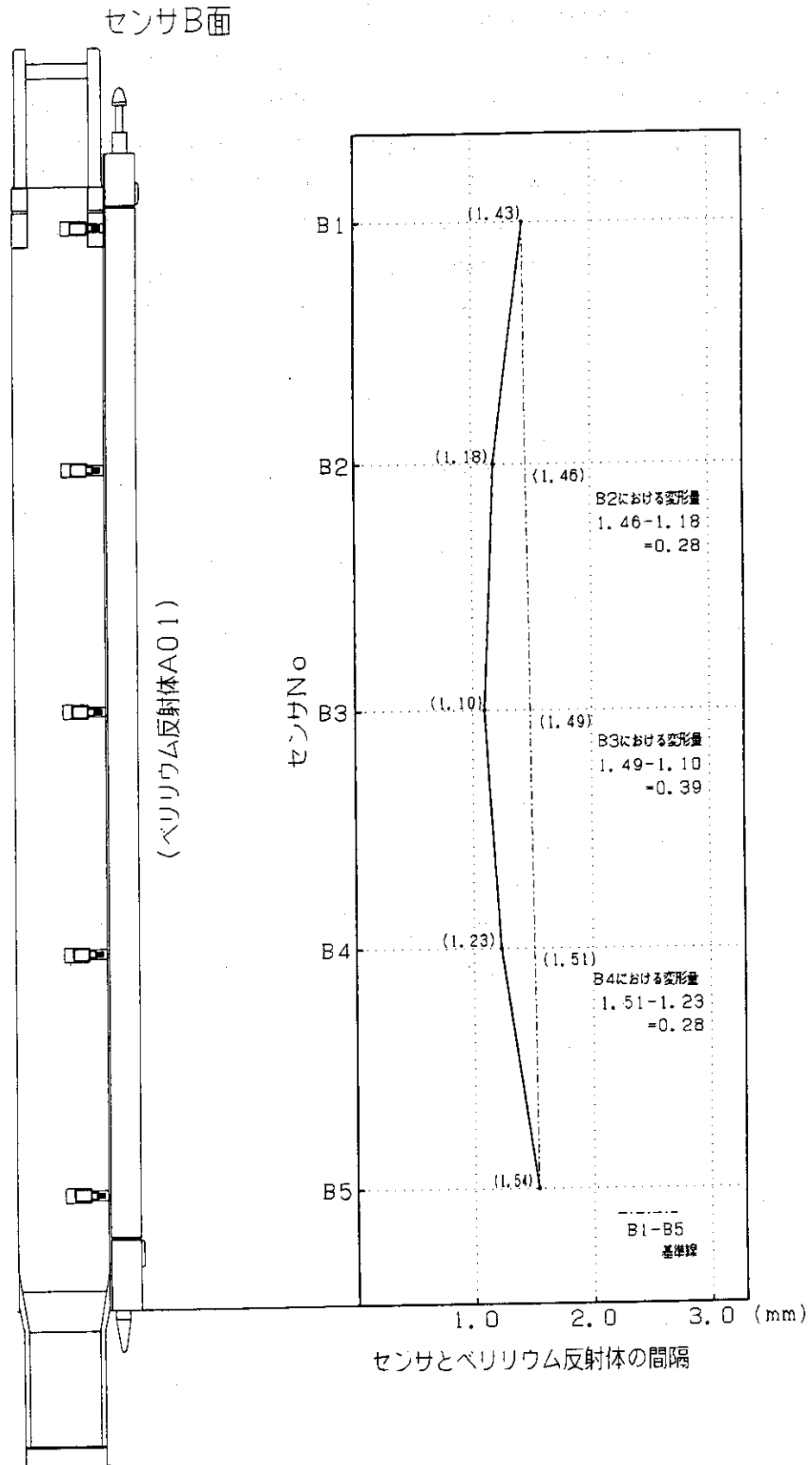


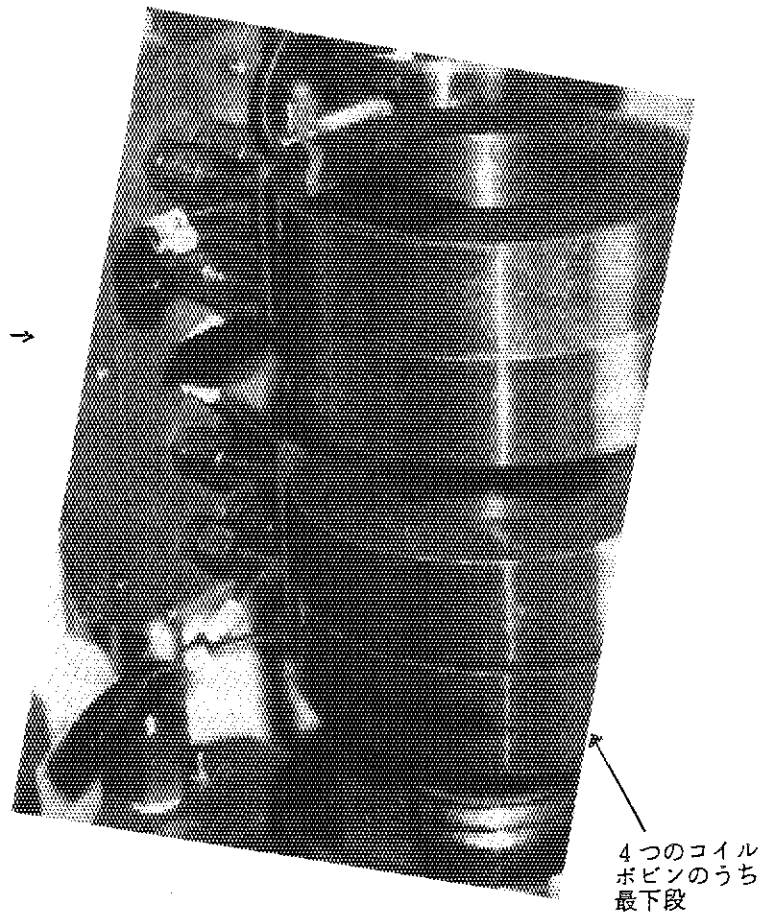
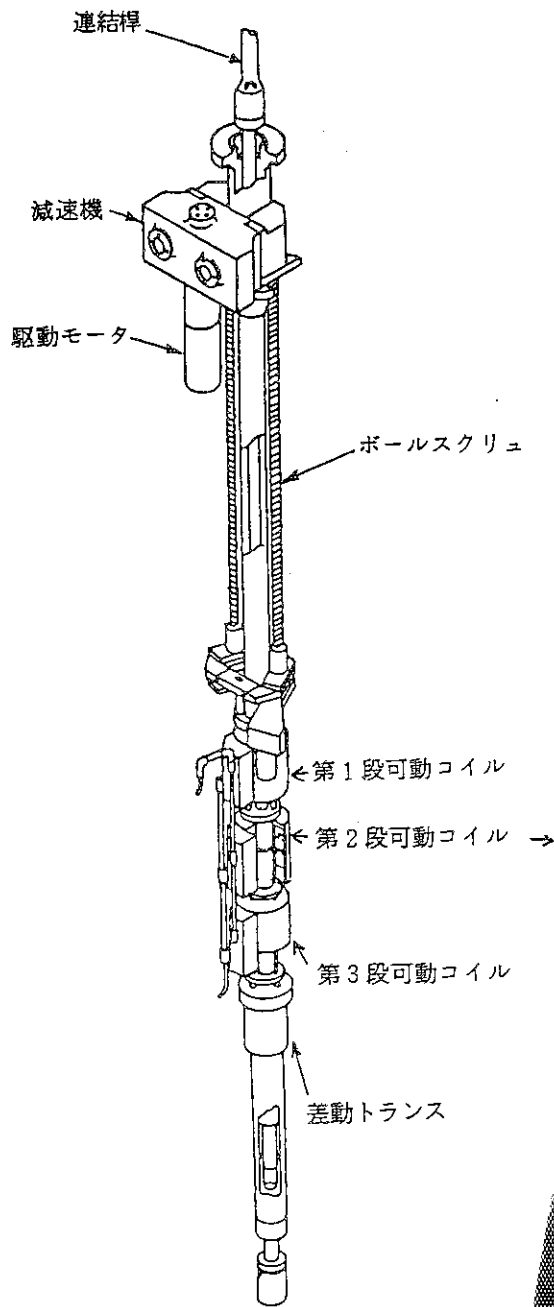
Fig. 6.1.10 Examples of Deformation Quantities for AO1 Reflector Derived from Sensor B

6.1.3 JRR-3M 制御棒駆動装置可動コイルの改良

JRR-3M 制御棒駆動装置は、JRR-3M の制御棒を駆動するための機構の一部であり、原子炉の運転制御に重要な役割を果たしている。この制御棒駆動装置を構成する部品の一部である可動コイル（R-1）に R3-04-01 サイクル運転中に冷却水の滲出が確認された。このため、同制御棒可動コイルのコイル部を分解して冷却水が滲出した原因を調査した。この結果、銀ロウの流れ込み不足、仕切板のズレ及び巻線貫通孔と冷却水路との距離不足等が明らかになり、以下の点を改良することとした。制御棒駆動装置の部品である可動コイルの構造を Fig. 6.1.11 に示す。

- (1) 銀ロウ領域の合わせ面の隙間寸法を、銀ロウの流れ込みを十分なものにするために 0.01 mm ～ 0.07 mm とした。
- (2) 仕切板をあとからはめ込むことによる凹凸により生じる銀ロウの流れ込み不足を防止するため、仕切板をボビン材と一体構造とすることとした。
- (3) 仕切板にも銀ロウシール性能を持たせ、仕切板の移動を防ぐため仕切板をボビン材と一体構造とすることとした。
- (4) 巻線貫通孔と冷却水路との間の銀ロウ距離を確実に確保するため仕切板の幅寸法を 5 mm から 10 mm に増やした。
- (5) 最小肉厚に余裕を持たせるため、ボビン本体の冷却水路部の厚さと銅パイプの外径の寸法関係を改善した。
- (6) 銅パイプ下端と座ぐり底面間に隙間を生じさせないように、銅パイプを座ぐり底面に完全に差し込んだ後かしめにより固定することとした。
- (7) ボビン本体の冷却水路部の肉厚の著しい偏りをなくすために、最終加工時の順序を両端面から中心を割り出しその中心から両端に向けて加工することとした。

これらの改良点を Table 6.1.4 及び Fig. 6.1.12 に示す。また、この改良を加えたボビンの構造図を Fig. 6.1.13 に示す。この改良事項を反映した可動コイルは、平成 5 年 3 月 12 日に設工認の認可を受け 7 月に制御棒駆動装置に取付け、8 月に使用前検査に合格し使用を開始した。現在可動コイルに異常はなく原子炉も順調な運転を続けている。



ヨークを取り外した
可動コイル部

Fig.6.1.11 Schematic Illustration of CRDM Movable Coil

Table 6.1.4 Improved Design of Coil Bobbin

No.	改善項目	A		B		C		製品反映に対する確認方法
		従来品	従来品	改善品	改善品	改善内容	改善内容	
1.	銀ロウ流れ込み不足の防止	(1) 銀ロウ領域の合せ面のすきま規定 (図4.2No.1参照)	特に規定がないため、すきまの不具合生ずる可能性あり。	銀ロウ前の組立状態において銀ロウ領域の合せ面のすきまが規定なものとなるよう製品の加工及びそれらの組合せとした。	予中ろうにおける銀と銀ロウ材の銀ロウ加工における銀通すきま方法を確保することにより、銀ロウ流れ込みを十分なものとす。 【銀通すきま】: 0.01-0.07mm	(1) 銀ロウ加工前の部品加工寸法、及び組合せ時のすきま寸法が規定値を満足していることを確認する。		
		(2) 仕切板設置による凹凸発生 (図4.2No.2参照)	別部品の仕切板をボビン本体の溝に嵌め込み込んでおり、又、寸法誤差から凹凸面が発生する可能性あり。	仕切板をボビン材と一体構造とすることにより、銀ロウ合わせ面の平面方向加工が同時にされるので仕切板の部分も他の部分と同一平面とすることができる。	銀ロウ流れ込み領域の不連続なすきまの生成による銀ロウ流れ込み不十分を防止する。	(2) 銀ロウ加工前と加工後の厚さ寸法に著しい変動が無いことを確認する。		
		(3) 真鍮孔加工肉厚の改善	銀ロウ加工後に真鍮孔加工	銀ロウ加工前に真鍮孔加工	(1) 銀ロウ真鍮部の最終形状状態における銀ロウ加工により銀ロウ流れを適切なものとする。 (2) 万一銀ロウ流れ不十分によりシーム部の空間領域があったとしてもその部分が復元されることは無い。	(1) 銀ロウ加工前と加工後の厚さ寸法に著しい変動が無いことを確認する。		
2.	銀ロウ距離の確保	(1) 仕切板にも銀ロウシールド性能をもたせ、移動しないようにする。 (図4.2No.3参照)	別部品の仕切板をボビン本体の溝に銀ロウ加工前に装着しているため、その移動してしまう可能性があり、又、基本的にこの部品による銀ロウシールド性は考慮しなかった。	仕切板をボビン本体と一体構造、一体加工することにより、仕切板にも銀ロウシールド性能を持たせ、又、銀ロウ加工領域の移動はなくなる。	(1) 構造的に銀ロウ距離を大きく出来る。 (2) 仕切板の移動が無いため、設計上の銀ロウ距離の確保の信頼性が向上する。	(1) 部品加工時において真鍮孔位置を仕切板中心と基準として測定し、規定内に入っていることを確認する。 (2) 真鍮加工後のX線写真により真鍮孔の位置にずれが無いことを確認する。		
		(2) 仕切板の幅寸法を増加 (図4.2No.4参照)	幅: 5mm	幅: 10mm	真鍮孔(大径側)と冷却水路間の銀ロウ結合距離が下記の値に改善 【従来品】: 1mm 【改善品】: 5.2mm			
3.	冷却水路と大気間の最小肉厚の確保	(1) ボビン本体の冷却水路部厚さと銅パイプ外径の寸法誤差の改善 (図4.2No.5参照)	ボビン本体の冷却水路部厚さと銅パイプ外径寸法が非常に接近している。	ボビン本体の冷却水路部厚さを大きくし、銅パイプ外径をかさくする。	最小肉厚に余裕を持たせることができる。	銅パイプ外径寸法及び、最終加工後の冷却水路部厚さ寸法が規定通りであることを確認する。		
		(2) 銀ロウ加工前の銅パイプ固定表示 (図4.2No.6参照)	特に規定がないため、銅パイプ下端と座ぐり底面間にすきまが生ずる可能性あり。	銅パイプ座ぐり底面と銅パイプ下端のすきまを生じさせないよう、銅パイプを座ぐり底面に完全に押し込んだ後、かしめ等により固定し、銀ロウ加工を実施する。	銅パイプ座ぐり底面と銅パイプ下端のすきまを無くし最小肉厚を大きくすることが出来る。	銅パイプが、かしめにより固定されていることを確認する。		
		(3) 銀ロウ後の真鍮加工順序 (図4.2No.7参照)	片側面から一方に向けて加工	両側面から中心を削り出し、その中心から両側面に向けて加工する。	ボビン本体の冷却水路部の肉厚の著しい増りが生ずるため、肉厚部を防止できる。	最終加工前のボビン本体の各々の厚さを均一とすることにより、正確な中心を削り出すことができる。		
4.	不具合品摘出の強化	(1) Heリーク試験を最終加工後に実施	真鍮孔加工前にHeリーク試験を実施。	最終加工後にHeリーク試験を実施	銀ロウシールドの微小欠陥を検出できる。	試験後度減量確認		
		(2) ボビン本体の冷却水路部の削り寸法に対する公差検査基準を明確にする。	特に規定なし	冷却水路部削り寸法に著目した外観検査項目を追加	外観により削り寸法の悪いことを確認する。	試験後度減量確認		

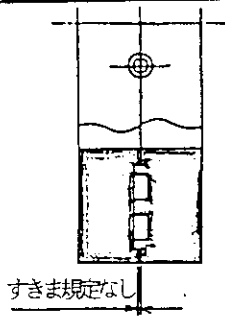
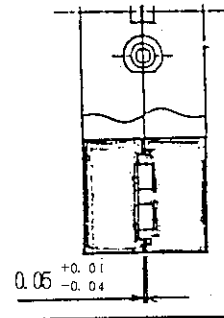
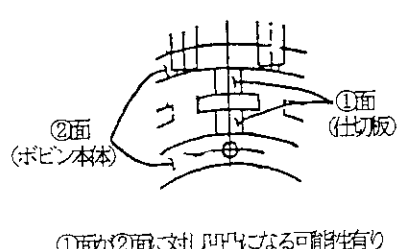

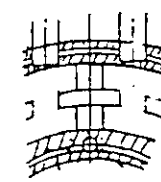
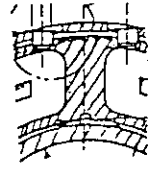
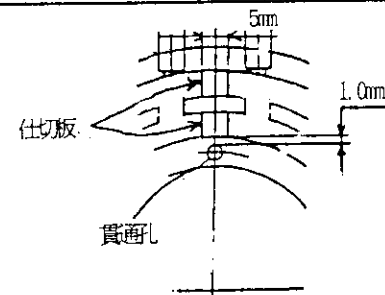
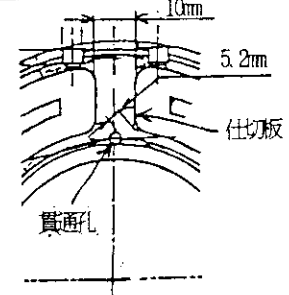
No.	Table 6.1.4の項番	従来品	改善品	備考
1.	1(1)項	 <p>すきま規定なし</p>	 <p>0.05 ^{+0.01} _{-0.04}</p>	
2.	1(2)項	 <p>①面 (仕切板) ②面 (ポピン本体)</p> <p>①面が②面に対し凹みなる可能性有り</p>	 <p>一体構造で同軸孔のため同一平面となる</p>	
3.	2(1)項	 <p>/// 部銀ロウ シール面</p>		
4.	2(2)項	 <p>5mm 1.0mm 仕切板 貫通孔</p>	 <p>10mm 5.2mm 仕切板 貫通孔</p>	

Fig.6.1.12 Diagram of Improved Design of Coil (1/2)

No.	Table 6.1.4の項番	従来品	改善品	備考
5.	3(1)項			
6.	3(2)項			
7.	3(3)項	<p>①から⑥の寸法を調整</p>	<p>①から⑥の寸法を調整</p>	

Fig. 6.1.12 Diagram of Improved Design of Coil (2/2)

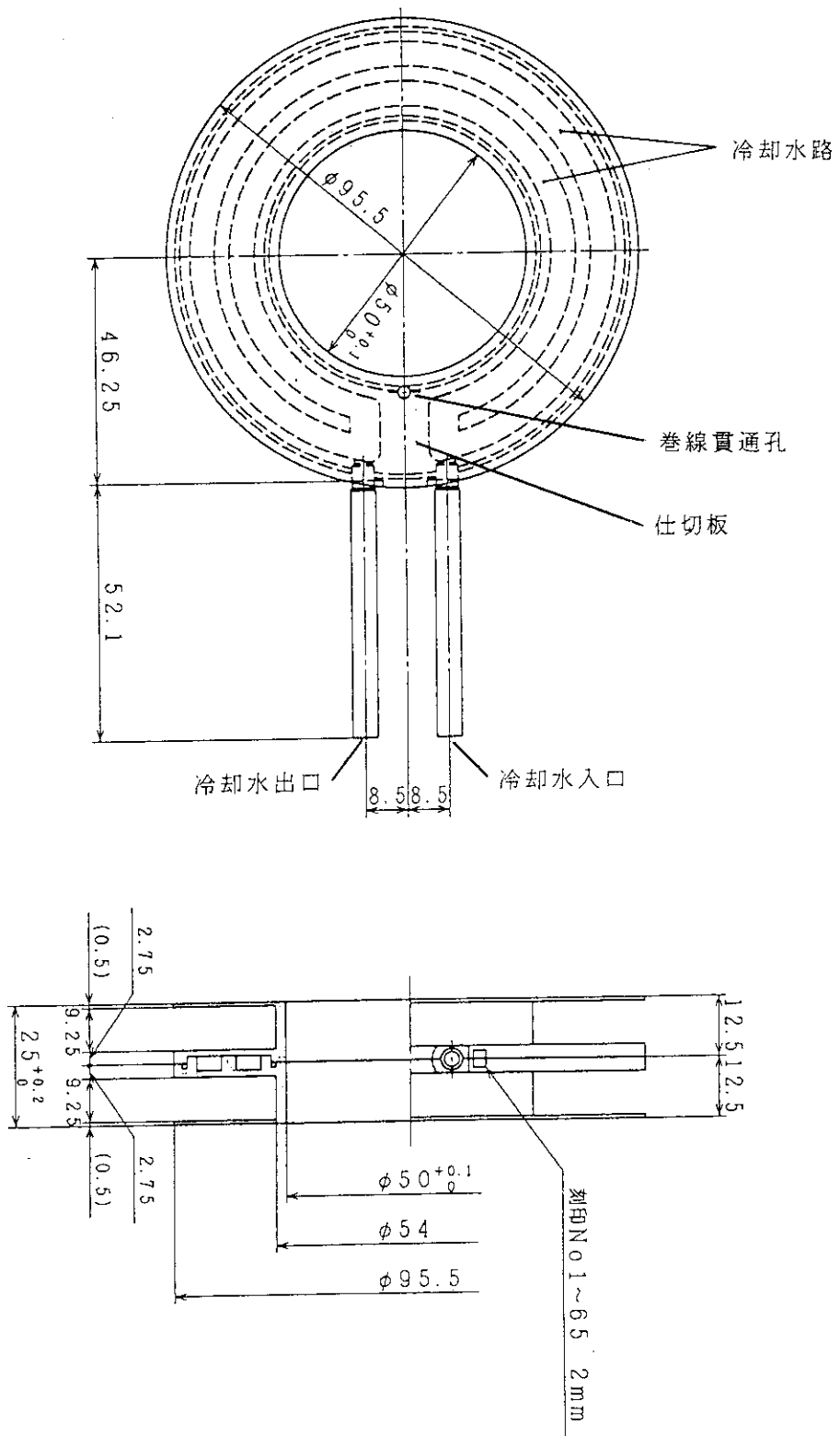


Fig. 6.1.13 Structure of Coil Bobbin

6.1.4 JRR-3M ^{16}N 減衰タンク近傍の遮蔽設計評価

1) はじめに

JRR-3M の一次冷却系に設置されている ^{16}N 減衰タンク（以下、「減衰タンク」と称する。）は、一次冷却水が炉心を通過する際の反応 $^{16}\text{O} (n, p) ^{16}\text{N}$ により生成される放射性核種 ^{16}N を減衰させることを目的としている。 ^{16}N は、崩壊時に高いエネルギーのガンマ線を放出することから、原子炉プール、一次冷却系の線量率を大きくする原因となっている放射性核種である。このことから、JRR-3 の改造における遮蔽設計では、減衰タンク近傍に対しては、既存の壁を使用する事もあり特に注意が払われた。

以下では、減衰タンク近傍の遮蔽設計の妥当性を評価するために、線量率の測定値と設計計算の結果を定量的に比較した。また、炉心の中性子束、炉心における一次冷却水の照射時間及び炉心温度等の実測データを用いて、点減衰核積分法のガンマ線線量率計算コード QAD-CG により減衰タンク近傍の線量率を再計算した。なお、使用した計算コードは、設計時に減衰タンク近傍の線量率計算を行ったものと同一である。この再計算を基に、設計計算条件（減衰タンク入口 ^{16}N の放射能濃度、減衰タンク分割数）の安全裕度について評価した。

2) 設計計算の概要

減衰タンク近傍の主線源となる放射性核種 ^{16}N 生成量の評価が重要な評価には、燃焼度、放射化量など放射線源の計算に用いられる一点近似の燃焼計算プログラム ORIGEN-79 を用いた。ORIGEN-79 によって求めた ^{16}N の生成量を基に減衰タンク入口での ^{16}N の放射能濃度を求め、その結果を QAD-CG 計算コードに入力して減衰タンク近傍での線量率を求めた。減衰タンク近傍の設計計算のフロー図を Fig. 6.1.14 に示す。

(1) 計算結果

一次冷却水 1 g 中の炉心通過直後における ^{16}N 存在量及び放射能濃度を Table 6.1.5 に示す。また、一次冷却水の代表的な通過位置における ^{16}N 放射能濃度を Table 6.1.6 に示す。その結果を Table 6.1.7 に示す。線量率を求めた位置は、Fig. 6.1.15 の D1 ~ D5 の 5 点である。

3) 線量率測定

設計計算値を定量的に評価するために、JRR-3M の原子炉出力 20MW の運転時に、減衰タンク遮蔽壁近傍の線量率の測定を行った。

(1) 測定位置

設計計算で評価された D1 ~ D5 (Fig. 6.1.15 参照) の位置で、線量率測定を行った（床上 1 m）。また、減衰タンクの線源強度を評価するとともに遮蔽壁内・外での線量率の比較をするために減衰タンクが直視できる D6 及び D7 (Fig. 6.1.15 参照) の位置でも測定を実施した。

(2) 測定機器

測定点 D1 ~ D5 の位置での測定には、イオンチェンバーを用いた。D6 及び D7 については、D1 ~ D5 の位置の線量と比較して極めて高線量のために、イオンチェンバーによる直接法の測定が不可能である。このため、高線量の測定可能な熱ルミネセンス線量計 (TLD / UD170L 型) 及びガラス線量計 (GD / SC-1 型) の 2 種類の測定器を D6 及び D7 に各々

複数個配置し、測定した。

(3) 線量率測定結果及び評価

測定結果を Table 6.1.8 に示す。

遮蔽壁内・外の線量率を比較する意味で測定点 D1, D2 と D6, D7 とを比較した。この結果、遮蔽壁外側の線量率は、遮蔽壁内側の線量率の約 4000 分の 1 に減衰している。この遮蔽壁外側の値は、遮蔽基準線量率値：60 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を十分に下回っている。

測定点 D3～D5 の値は、減衰タンク入口から遠い測定点 D1, D2 の値より高く、設計計算と同様に減衰タンク入口に近い位置ほど線量率が高くなる傾向を示した。設計計算値と測定値とでは、最小で 6.7 倍、最大で 12.8 倍 (Table 6.1.7 参照) 計算値が高いことを示している。このことから、遮蔽設計が十分な安全裕度を有する設計であることが確認された。

4) 再評価計算の概要

本章では、設計計算に用いた計算条件の減衰タンク入口での ^{16}N の放射能濃度及び減衰タンク分割の安全裕度について評価する。これまでに、特性試験では初期炉心の炉心中性子束が求められ、モックアップ試験からは炉心における一次冷却水照射時間が求められている。再評価計算では、これらの値を基に、まず ORIGEN-JR 計算コードで ^{16}N の生成量を計算し、次に QAD-CG 計算コードで減衰タンク近傍の線量率を求める。

(1) 再評価計算方法

主線源となる ^{16}N の生成量は、ORIGEN-JR 計算コードにより求める。 ^{16}N の半減期は 7.13 秒と短い。そのために、一次冷却系内に設置されているプレナムでの一次冷却水滞留時間が計算に大きな影響を与える。しかし、プレナムが炉心直下に設置されているために、その滞留時間の測定は極めて困難である。また、 ^{16}N の半減期が短く、かつ、 ^{16}N が高線源であるために、一次冷却材中の ^{16}N の放射能濃度は測定できない。この理由から、減衰タンク入口での ^{16}N の放射能濃度は、減衰タンクの上流側に設置されている燃料事故モニタの実測線量率とその位置での QAD-CG 計算コードの計算値を一致させ (Table 6.1.9 参照)、これにより減衰タンク入口での放射能濃度を求める。次に、QAD-CG 計算コードを用いて減衰タンク近傍の線量率を再評価計算する。この計算値がほぼ測定値と一致していることを確認した上で、減衰タンク入口での ^{16}N の放射能濃度及び減衰タンク分割数が安全裕度に及ぼす効果を各々評価する。Fig. 6.1.16 に計算のフロー図を示す。

(2) 再評価計算結果

Table 6.1.10 に示すように、再評価計算値/測定値が 1.14 となり、減衰タンクの直視できる位置 D6, D7 (Fig. 6.1.15 参照) の計算値は、測定値とほぼ一致した。

また、Table 6.1.11 及び Table 6.1.12 に示すように、減衰タンク近傍の設計計算に用いた減衰タンク入口 ^{16}N の放射能濃度計算条件の安全裕度は、約 +10 % であり、減衰タンク分割数の設計計算条件による安全裕度は、約 +131 % である。

(3) 評価

ORIGEN-JR 計算コードで求めた放射能値を基に、燃料事故モニタの実測線量率に一致するように ^{16}N の放射能濃度を決定した。その計算値は、Table 6.1.9 に示すように計算値/測定値が 1.09 になり、測定値とほぼ一致した。また、この ^{16}N の放射能濃度値を基に再

評価計算を行い、減衰タンクの直視できる位置 D6, D7 の計算値は、Table 6.1.10 に示すように再評価計算値/測定値が1.14となり、測定値とほぼ一致した。これにより、再評価計算条件に設計計算条件の減衰タンク入口 ^{16}N の放射能濃度、減衰タンク分割数を各々入力して行った計算値と入力前再評価計算値の比較が可能になった。この結果から、再評価計算に用いた減衰タンクの24均等分割モデル及び減衰タンク放射能濃度は、適切なものであると考えられる。

Table 6.1.11 に示すように、減衰タンク近傍の設計計算に用いられた減衰タンク入口 ^{16}N の放射能濃度計算条件の安全裕度は、約+10%である。この結果から、設計計算に用いられた減衰タンク入口での ^{16}N 放射能濃度は、極めて現実に近い値であると考えられる。

Table 6.1.12 に示すように、減衰タンク近傍の設計計算に用いた減衰タンク分割数計算条件の安全裕度、+131%である。この結果から、減衰タンク近傍の線量率設計計算の安全裕度は、減衰タンクの8均等分割モデルを用いられた影響を強く受けていると考えられる。

以上の安全裕度評価及び第3章の設計計算と測定値比較の結果から、減衰タンク近傍の線量率設計計算は、適切なものであったと考えられる。

Table 6.1.5 Calculation Values for Design of ^{16}N Numbers and ^{16}N Radioactive Density at Core's Outlet

	H_2O 1 g 中の ^{16}N 量
存在量 (個)	8.50×10^6
放射能 (Bq)	8.14×10^5

Table 6.1.6 Calculation Values for Design of Primary Cooling System's ^{16}N Radioactive Density

評価点	炉心出口からの経過時間 (秒)	^{16}N の放射能量 (Bq/cm)
炉心出口	0	8.14×10^5
カナル下室入口	3.7	5.92×10^5
^{16}N 減衰タンク入口	5.5	4.81×10^5
^{16}N 減衰タンク出口	45.5	1.00×10^4

Table 6.1.7 Comparison Calculation Values for Design and Measured Values Around ^{16}N Decay Tank

評価点	設計計算値	設計計算値/測定値
D 1	10.3	12.8
D 2	5.4	6.7
D 3	17.5	7.6
D 4	22.9	10.0
D 5	24.0	10.4

(単位: $\mu\text{Sv/h}$)

Table 6.1.8 Dose Rate Measured Around ^{16}N Decay Tank

測定器	測定点	D 1	D 2	D 3	D 4	D 5	(平成4年8月18日測定)
イオンチェンバー		0.8	0.8	2.3	2.3	2.3	(単位: $\mu\text{Sv/h}$)

注) 床上1mの値、バックグラウンド値を含まない。(バックグラウンド: $0.2 (\mu\text{Sv/h})$)
ただし、この測定値は測定位置周辺の配管等からの影響を受けている。

測定器	測定点	D 6	D 7
TLD	1	6.65	6.92
	2	7.07	7.30
GD	1	6.05	6.60
	2	5.99	6.10
	3	6.46	6.70
平均値		6.44	6.70

(平成4年8月17日~平成4年8月21日に測定)

(単位: 10^{-1}R/h)

注) 床上値、バックグラウンド値を含む (バックグラウンド: $0.02 (\text{mR/h})$)

Table 6.1.9 Comparison Dose Rate Values Measured at Fuel Accident Monitor (=E₁) and Values Calculated by QAD-CG Code (=C₁)

	測定値 (E ₁)	計算値 (C ₁)	C ₁ /E ₁
線量率値	11.50	12.55	1.09

(単位: 10⁻² Sv/h)

Table 6.1.10 Comparison Reevaluated Values (=C(x,y)) and Measured Values (=E₂)

評価点	再評価計算値 (C(x,y))	測定値 (E ₂)	C(x,y)/E ₂
D 6	7.32 × 10 ⁻¹	6.44 × 10 ⁻¹	1.14
D 7	7.65 × 10 ⁻¹	6.70 × 10 ⁻¹	1.14

(単位: R/h)

Table 6.1.11 Comparison Reevaluated Values (=C(x,y)) and Reevaluated Values (=C(x',y)), Using ¹⁶N Density Value of Calculation Data for Design

評価点	再評価計算値 (C(x,y))	タンク入口での放射能濃度を代入して求めた値 (C(x',y))	C(x',y)/C(x,y)
D 6	7.32 × 10 ⁻¹	8.11 × 10 ⁻¹	1.11
D 7	7.65 × 10 ⁻¹	8.47 × 10 ⁻¹	1.11

(単位: R/h)

Table 6.1.12 Comparison Reevaluated Values (=C(x,y)) and Reevaluated Values (=C(x,y)), Using ¹⁶N Decay Tank's Division Number of Calculation Data for Design

評価点	再評価計算値 (C(x,y))	タンク分割数を設計で用いた値にして求めた値 (C(x,y'))	C(x,y')/C(x,y)
D 6	7.32 × 10 ⁻¹	1.68	2.30
D 7	7.65 × 10 ⁻¹	1.77	2.31

(単位: R/h)

ORIGEN-79 計算
コード

炉心における ¹⁶N 及び他の放射性核種の生成量の計算

¹⁶N 減衰タンク入口での放射能濃度を決定

QAD-CG 計算コード

¹⁶N 減衰タンク近傍の線量率計算

Fig. 6.1.4 Flow Diagram for Design Calculation

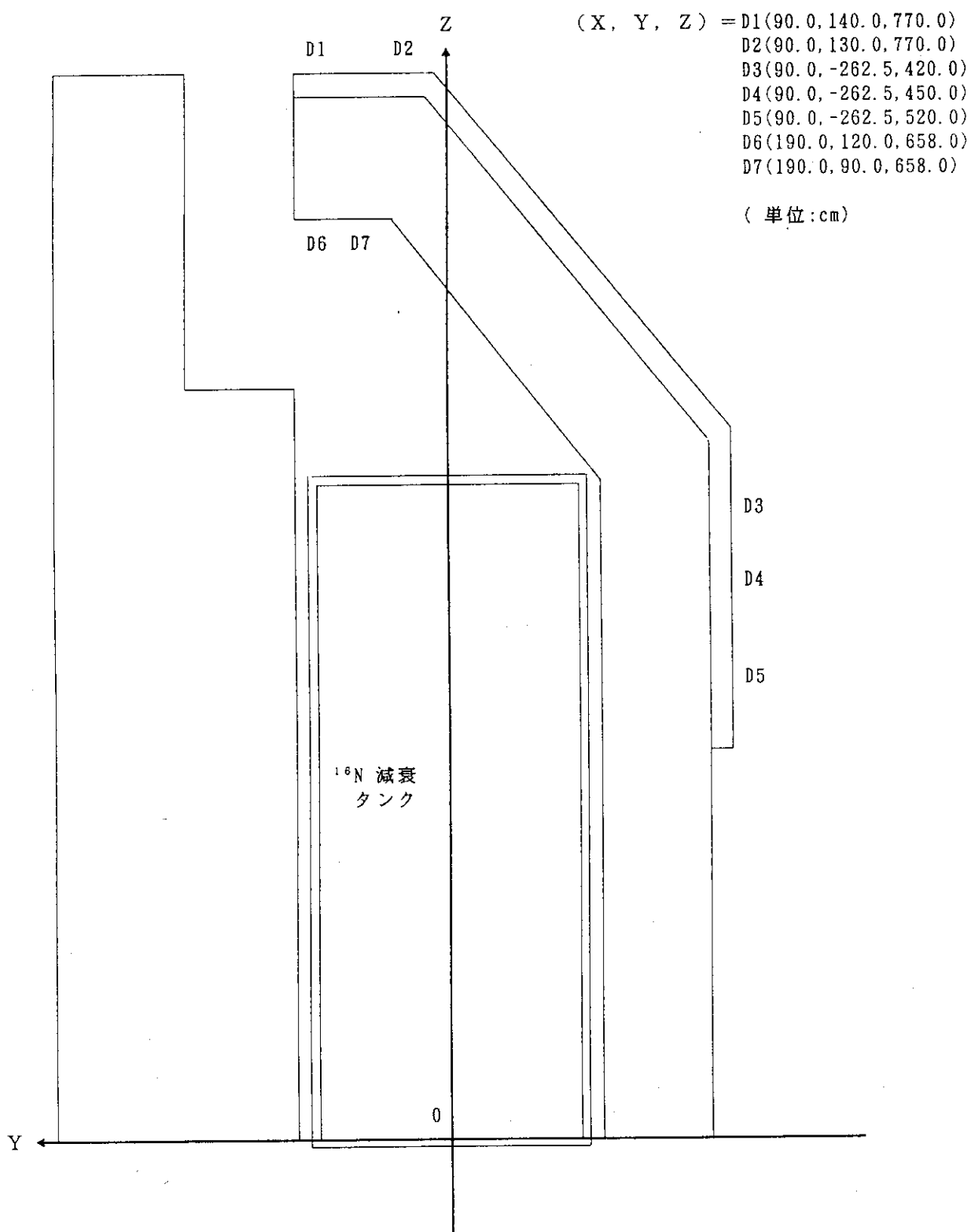


Fig. 6.1.15 Schematic Diagram of the Measured Point for Dose Rate Around ^{16}N Decay Tank

6.1.5 JRR-4 熱交換器の総括伝熱係数の管理

(1) はじめに

JRR-4 熱交換器は、原子炉で発生した熱を除去するための機器で、その冷却性能は総括伝熱係数 ($\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$) によって示され、炉心出口温度はこの係数の低下に伴って上昇する。

JRR-4 における係数の管理は、夏期、二次冷却水（ろ過水）の温度が高くなっても一次冷却炉心出口温度が熱的制限値を超えないようにするための下限値と施設管理の面から必要な管理目安値を定め、原子炉の運転に伴う係数の変化を調べ、係数が管理目安値以下に低下した際には伝熱管を洗浄して性能の回復を図っている。係数は原子炉の運転に伴いスケール等の付着により低下するが、その低下率は伝熱管洗浄後の伝熱管洗浄後の経過期間、二次冷却水への防食剤の投入の有無と冷却水の電気伝導度、冷却水温などによっても影響を受ける。

以下に、JRR-4 における総括伝熱係数の管理とこれまでの係数変化の傾向、特徴等について述べる。

(2) 総括伝熱係数の管理

1) 新熱交換器の総括伝熱係数の下限値と管理目安値

① 下限値

熱交換器の性能の下限値は、二次冷却水の熱交換器入口温度 (TI-12) が夏期の高いときでも炉心の冷却に支障を及ぼさないことが条件で、炉心出口温度 (TRA-1-2) を警報設定値 (55°C) 未満に保持する必要がある。

炉設置許可申請書の熱的設計に用いられている TI-12 の温度は 32.3°C で、実際に TI-12 が近年最も高くなったのは 1990 年 8 月 23 日に記録した 31.4°C であった。総括伝熱係数を $700 \text{ kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ とし、TI-12 の温度を設計温度 32.3°C と最高記録温度 31.4°C を用いて計算すると、炉心出口温度はそれぞれ 54.5°C 、 53.7°C と求められる。これらの温度はいずれも警報設定値を若干下回っている。これらの評価に基づいて新熱交換器の総括伝熱係数の下限値を、 $700 \text{ kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ に設定して管理している。

② 化学洗浄の管理目安値

熱交換器の使用は前述の下限値 ($700 \text{ kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$) まで可能であるが、プール表面からの蒸発量の増大など他の施設管理的因子を考慮すれば、炉心出口温度が 50°C になるような総括伝熱係数を管理の目安とすることが望ましい。(実際の原子炉運転においては、炉心出口温度が最も高かったのは 1991 年 7 月 26 日で、 48.24°C を記録した。)

TI-12 を最高記録温度の 31.5°C とし、その時に炉心出口温度が 50°C となる総括伝熱係数を計算すると $926.45 \text{ kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ と求められる。これにより新熱交換器の化学洗浄の管理目安値を、 $900 \sim 1,000 \text{ kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ としている。

2) 新・旧熱交換器の総括伝熱係数の変化

旧熱交換器の総括伝熱係数の変化については、最後の化学洗浄となった 1988 年 6 月から撤去するまでの期間について、係数の暦日変化を Fig. 6.1.17 に、冷却水温度と係数の変化の関係を Fig. 6.1.18 に、原子炉積算出力に対する係数変化を Fig. 6.1.19 に示す。

新熱交換器の総括伝熱係数の変化については、使用前検査に合格して供用を開始してから 1994 年 5 月 18 日までの期間について、係数の暦日変化を Fig. 6.1.20 に、冷却水温度と係数

の変化の関係を Fig. 6.1.21 に、原子炉積算出力に対する係数変化を Fig. 6.1.22 に示す。

なお、Fig. 6.1.17 と Fig. 6.1.20 に示した係数の平均低下率 ($\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}/\text{day}$) は、対象期間の係数の変化を最小二乗法により求めたものである。

(3) JRR-4 における総括伝熱係数の変化の傾向と特徴

1) 係数低下率に対する防食剤投入の影響

熱交換器の胴板や二次冷却系配管には炭素鋼材が用いられることが多い。これら炭素鋼材の腐食を防止する対策として、JRR-2 や JRR-3M などでは二次冷却水中に防食剤を投入し、金属表面に防食皮膜を形成させて防食効果を挙げている。

JRR-4 においても 1981 年 1 月から重合リン酸塩系防食剤 (クリゼット 306/栗田 K・K) の投入を開始した。メーカーの推奨する防食剤の濃度は 80 ~ 120 ppm であったが、初期の投入量を約 40 ppm に設定した。2 年後の熱交換器化学洗浄時の鉄分濃度がそれまでの洗浄時の値より減少し防食効果が認められたので約 60 ppm まで防食剤の投入量を増やしたところ、総括伝熱係数が急激に低下し始めた。温度計や流量計の測定誤差などについても調査したが、計測系統に異常は認められなかった。

防食剤投入によって形成される防食皮膜は胴板などの炭素鋼表面だけでなく伝熱管表面にも防食皮膜を形成する。つまり防食剤の投入は、炭素鋼材の防食とともに伝熱性能の低下を熱交換器に及ぼし、そのために急激な係数の低下を招いたと判断された。Fig. 6.1.23 は、係数の急激な低下の原因を調査した時に作成したグラフで、防食剤投入前と投入後の係数の低下傾向の違いは明瞭で、係数低下率は防食剤投入前と比べ約 2 倍に達し、1984 年 10 月以降は防食剤の投入を取りやめた。

なお、防食剤を投入しない場合の炭素鋼材の腐食度 ($\text{mg}/\text{dm}^2 \cdot \text{day}$: mdd) については、二次冷却ポンドへろ過水を強制補給して冷却水の電気伝導度を原水の 3 倍程度 ($\sim 400 \mu\text{S}/\text{cm}$) に管理すれば、防食剤投入の抑制目安 (30 mdd) と同程度の防食効果が得られることが、JRR-4 旧熱交換器の腐食胴板のサンプリングとその調査結果から判明している。

2) 洗浄後の経過年数に伴う係数低下率の鈍化

熱交換器の構造と二次冷却水の管理の仕方によって、熱交換器二次側の洗浄間隔と洗浄方法は異なる。JRR-3M (ホスホン酸塩系防食剤約 100 ppm, 有機窒素系スライム防止剤約 100 ppm) では 1 年に 2 回程度のボール洗浄を、JRR-2 (重合リン酸塩系防食剤約 10 ppm) では 1 年に 1 回の化学洗浄を、JRR-4 (防食剤を投入せず、ろ過水の強制補給のみで冷却水の電気伝導度を原水の 3 倍程度に維持) では約 3 年に 1 回の化学洗浄を行っている。長時間に渡る化学洗浄間隔は JRR-4 の熱交換器の管理の特徴で、化学洗浄後の経過年数に伴う係数の平均低下率 ($\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}/\text{day}$) を調査した。

旧熱交換器の化学洗浄後の平均低下率は、Fig. 6.1.17 に示すように初年度が 1.22, 第 2 年度が 0.69, 第 3 年度が 0.65 と、経過年数に伴い鈍化 (第 3 年度の低下率は、初年度の約半分) している。また係数が 1,200 を越える期間の平均低下率が 0.84 であるのに対し、1,200 を下回る期間の平均低下率は 0.33 と半分以下に鈍化している。新熱交換器の併用開始後の平均低下率は、Fig. 6.1.20 に示すように初年度が 1.07, 第 2 年度が 0.54 と、同様の経年鈍化の傾向を示している。

係数の平均低下率が経過年数に伴い鈍化するの、スケールやスライムの伝熱管への付着が時間の関数のみで形成されるのではなく、付着層が厚くなれば流れ抵抗による剥離作用も増大するなど、伝熱管への付着速度が付着層の厚さによっても異なるためと考えられる。

3) 係数の単年度変化は「へ」の字型

4月を起点とする単年度の係数変化の傾向は、経過年度によって若干の強弱に違いがあるものの何れの年度も「へ」の字型で変化している。Fig. 6.1.17の係数変化とFig. 6.1.18に示す冷却水温の変化は重要な関連がある。水温が上昇する4月頃から8月頃にかけては係数の低下が止まって横ばいまたは逆転回復の傾向を示し、水温が低下し始める9月頃から翌年の2月頃にかけては係数が直線的に低下していることが読み取れる。

水の熱伝導率 ($\text{kcal}/\text{mh}^\circ\text{C}$) は、金属などと比べ温度による変化が比較的大きい。冬季と夏季との冷却水の温度差は一次、二次系ともに約 15°C で、それだけ温度が上がると熱伝導率は約4%上昇する。

係数の単年度変化がこうした「へ」の字型となるのは、伝熱管へのスライム等の付着による熱交換器の性能低下に、冷却水温の季節変化に伴う水の熱的性質の周期的変動が加算されるためと考えられる。

4) 原子炉停止中でも係数が低下

原子炉の積算出力に伴った係数の低下を調査した。通常の定格運転における一日の原子炉積算出力 (2143kW) 当たりの係数の低下率 ($\text{kcal}/\text{mh}^\circ\text{C}/2143\text{kW}$) は、旧熱交換器の係数が1200を超えた場合2.46 (Fig. 6.1.19) であるのに対し、供用後の新熱交換器は2.57 (Fig. 6.1.22) と悪化している。他方、暦日一日当たりの係数の平均低下率 ($\text{kcal}/\text{mh}^\circ\text{C}/\text{day}$) は、旧熱交換器が0.84 (Fig. 6.1.19) であるのに対し、新熱交換器は0.77 (Fig. 6.1.20) と改善されている。

1993年度から実施した3.5 MW 高出力運転日の削減などで、旧熱交換器の対象期間と比べ新熱交換器の対象期間の方が、低出力運転（二次冷却系停止）日や原子炉運転停止日が増えている。新熱交換器になって、暦日一日当たりの平均低下率が改善されたにも係わらず、原子炉積算出力比の平均低下率が悪化したことから、原子炉停止中（胴内の二次冷却水は滞留状態）においても、伝熱管へのスライム等の付着が進行し、係数低下が進むものと考えられる。

定期自主検査期間など、長期間にわたる原子炉停止中には胴内を排水保管とすることが熱交換器の性能維持に資するものと期待され、現在、そのための調査を行っている。

5) 冷却性能の劣化による炉心出口温度の上昇

原子炉定格運転時の熱平衡に達した炉心出口温度 (TRA-1-2) を決定する因子は、二次冷却水熱交換器入口温度 (TI-12) と熱交換器の総括伝熱係数で、TI-12は外気温と湿度に依存して変動する。

Fig. 6.1.18に見られるように、TI-12の季節変動は、最低温度（約 10°C ）が1月から2月にかけて現れ、3月頃から水温は徐々に上がり始め、8月には最高温度（約 30°C ）に達し、9月初旬から翌年2月頃にかけて連続的に低下する。グラフは約3年6ヵ月にわたるTI-12の変動を示しているが、「冷害」や「暖冬」などと言われる年であっても、最高温

度値と最低温度値に大きな変化がないことが読み取れる。同期間において、熱交換器の総括伝熱係数の低下に伴い TRA-1-2 の温度は徐々に上昇しており、化学洗浄直後から次の化学洗浄を行うまでの間の総括伝熱係数の差（約 750 kcal/m²h°C）に対して約 5°C 上昇している。しかしながら、同期間内の最高温度は 48.24°C（1991 年 7 月 26 日）であり、夏期であっても 900 kcal/m²h°C を確保すれば間違いがないことが実績として示された。

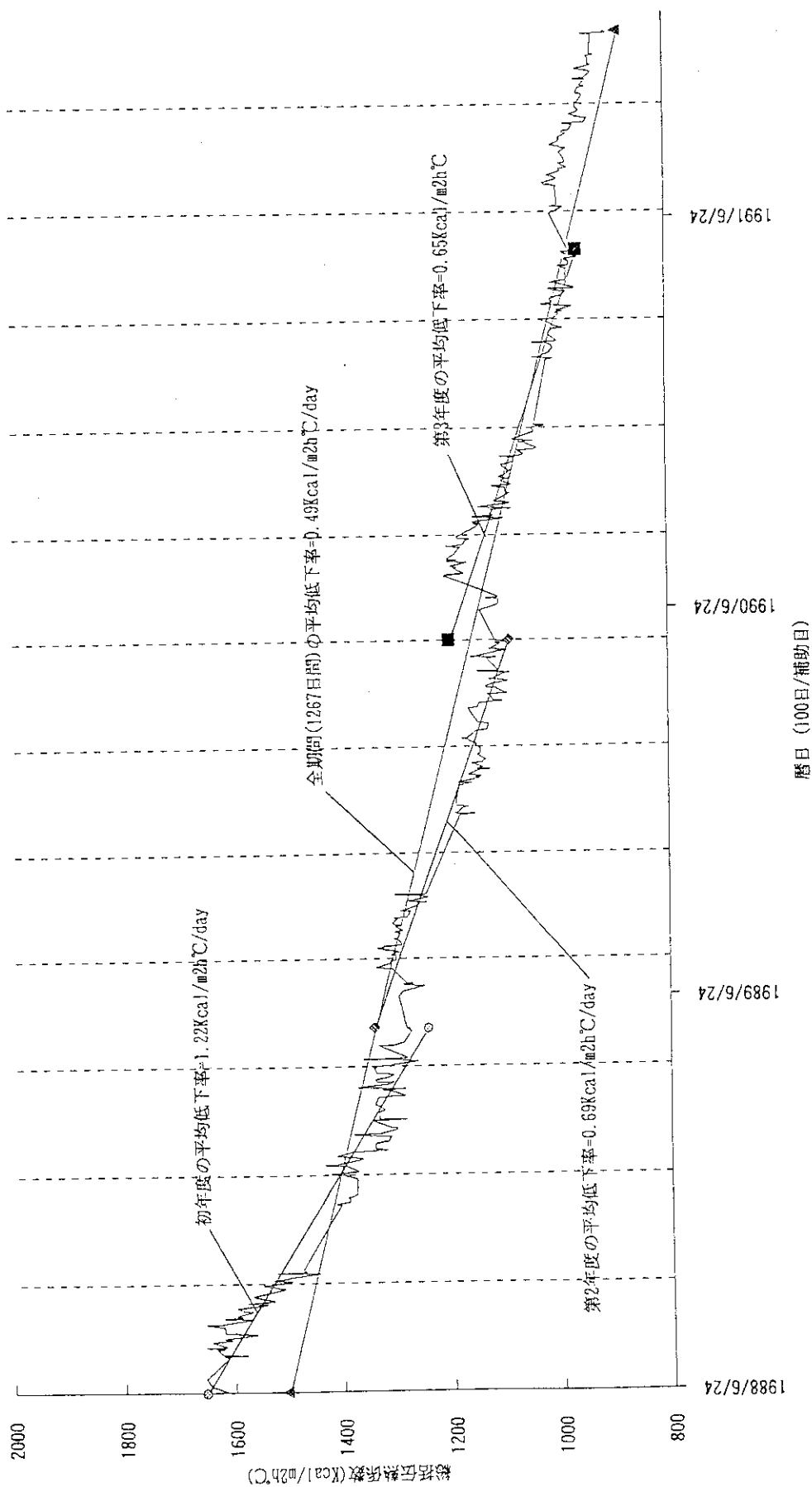


Fig. 6.1.17 Trend of Heat-transfer Factor of Old Heat Exchanger

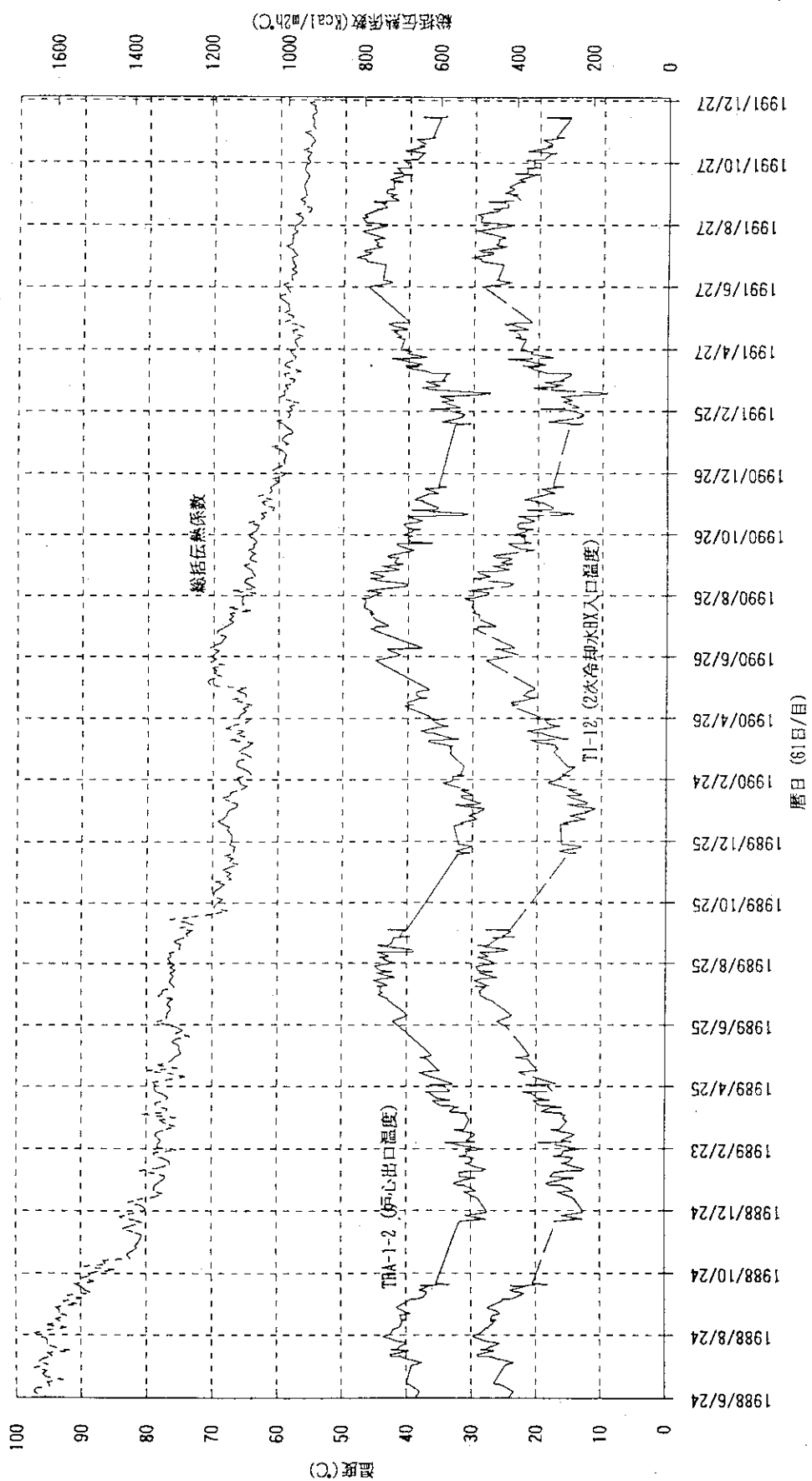


Fig. 6.1.18 Trend of Heat-transfer Factor and Temperature of Old Heat Exchanger

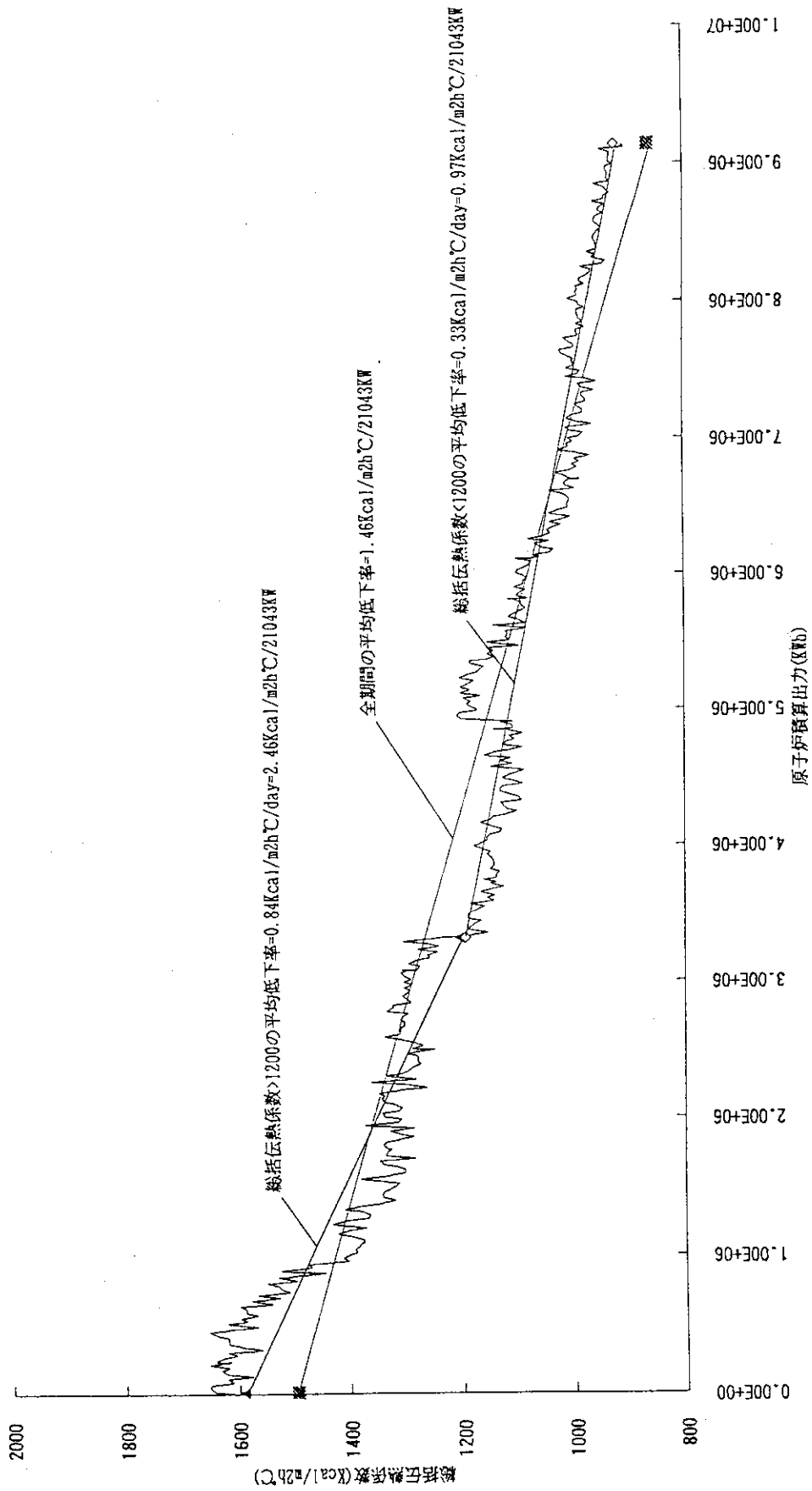


Fig. 6.1.19 Relation between Heat-transfer Factor and Total Output of Reactor in Old Heat Exchanger

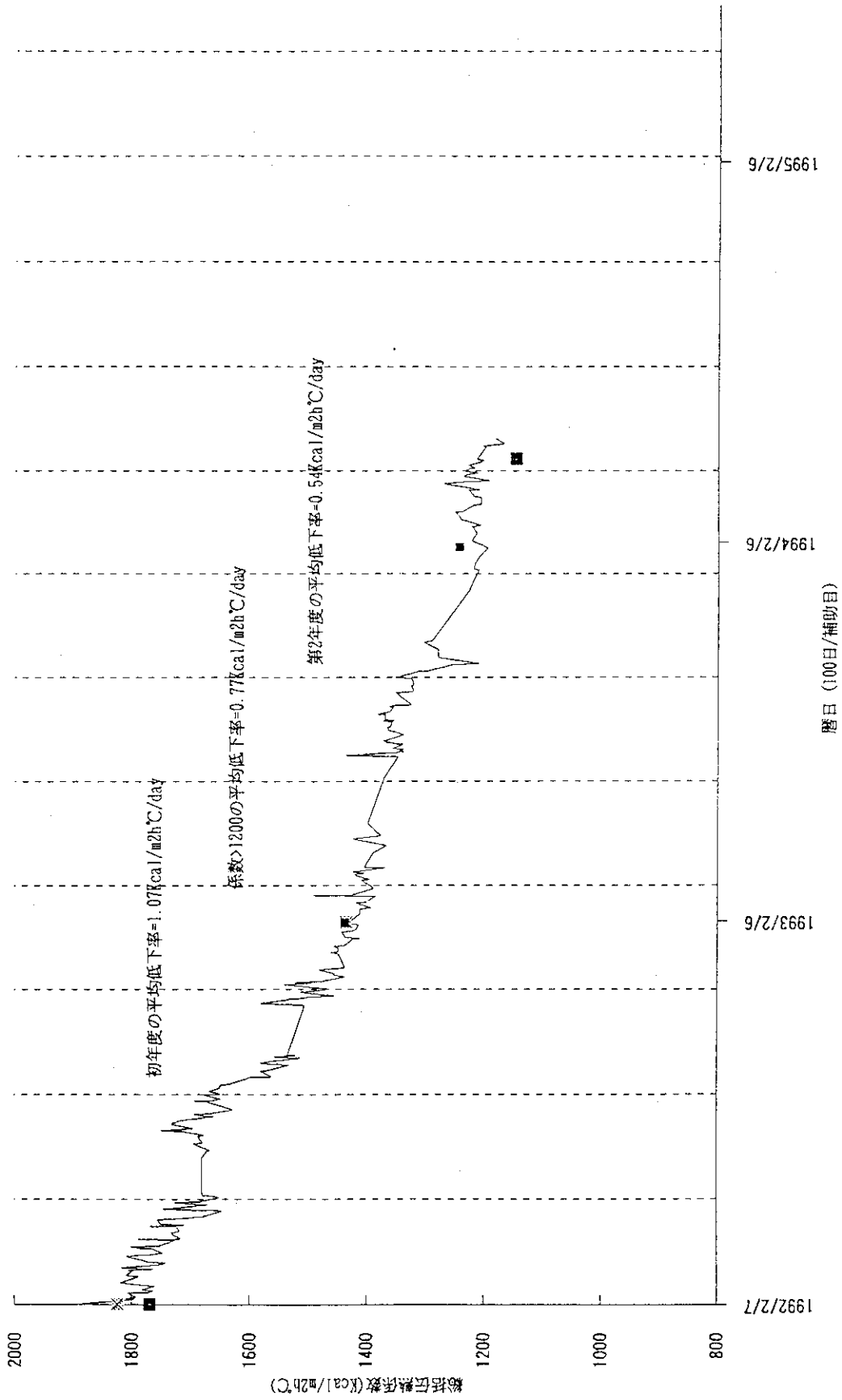


Fig. 6.1.20 Trend of Heat-transfer Factor of New Heat Exchanger

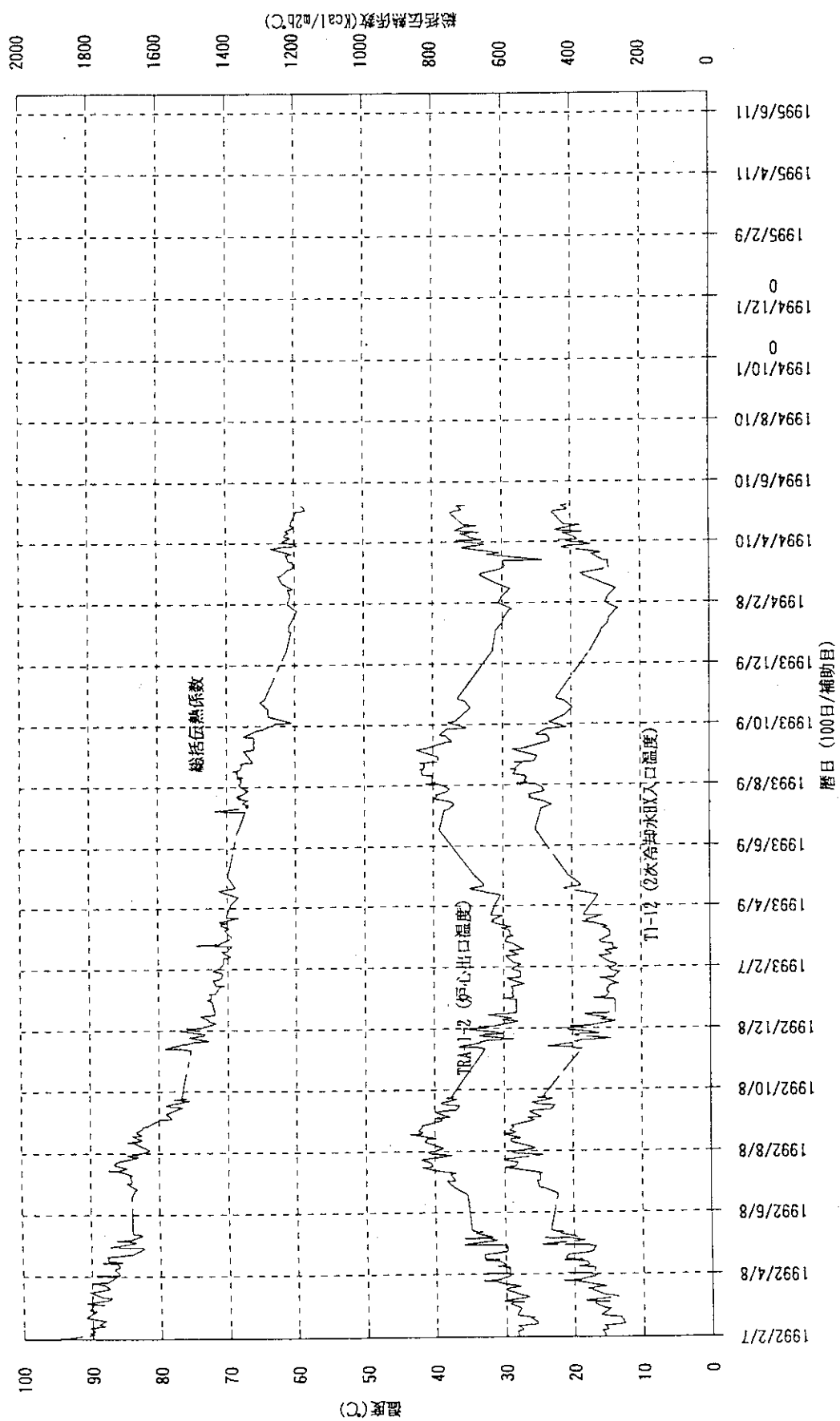


Fig. 6.1.21 Trend of Heat-transfer Factor and Temperature of New Heat Exchanger

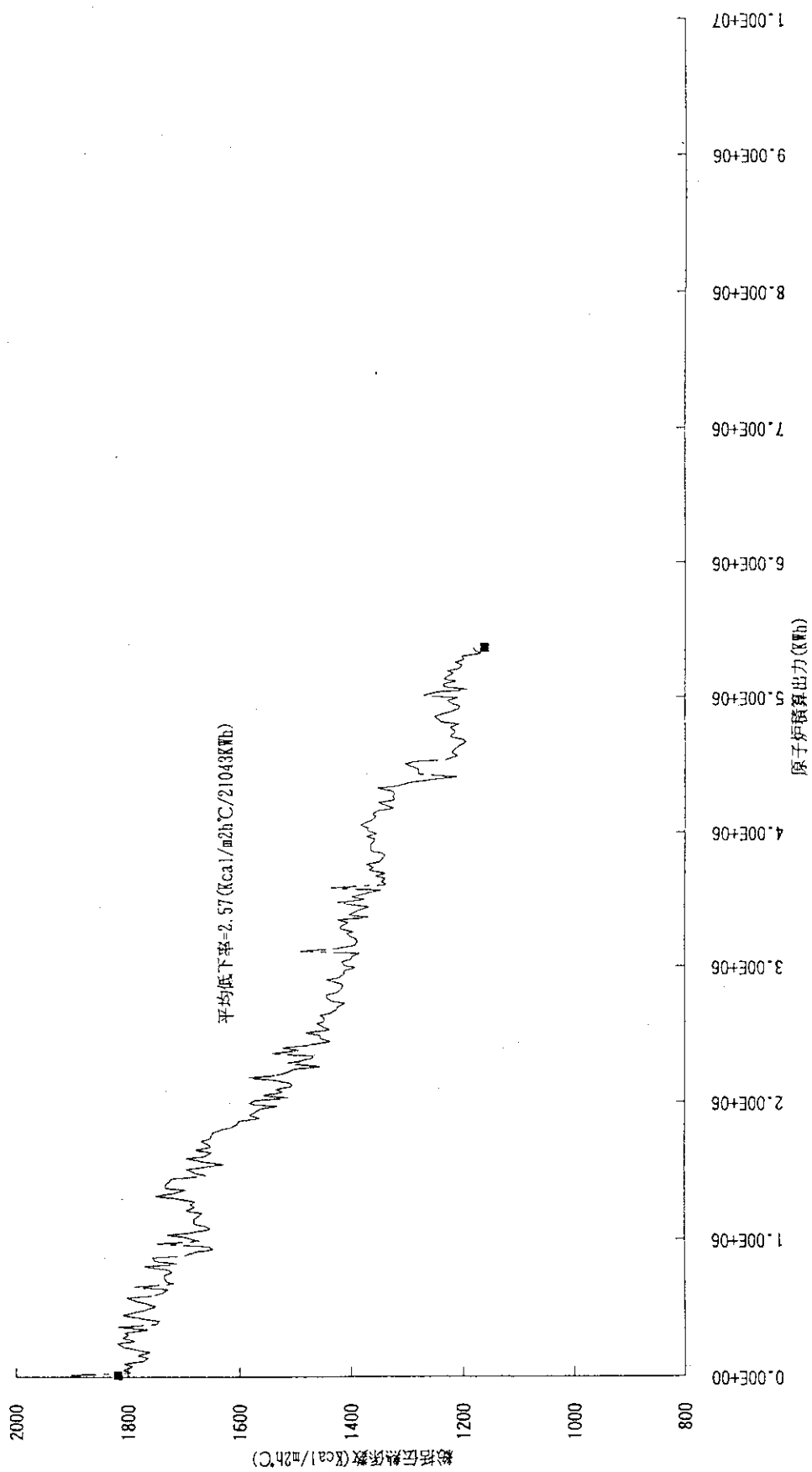


Fig. 6.1.22 Relation between Heat-transfer Factor and Total Output of Reactor in New Heat Exchanger

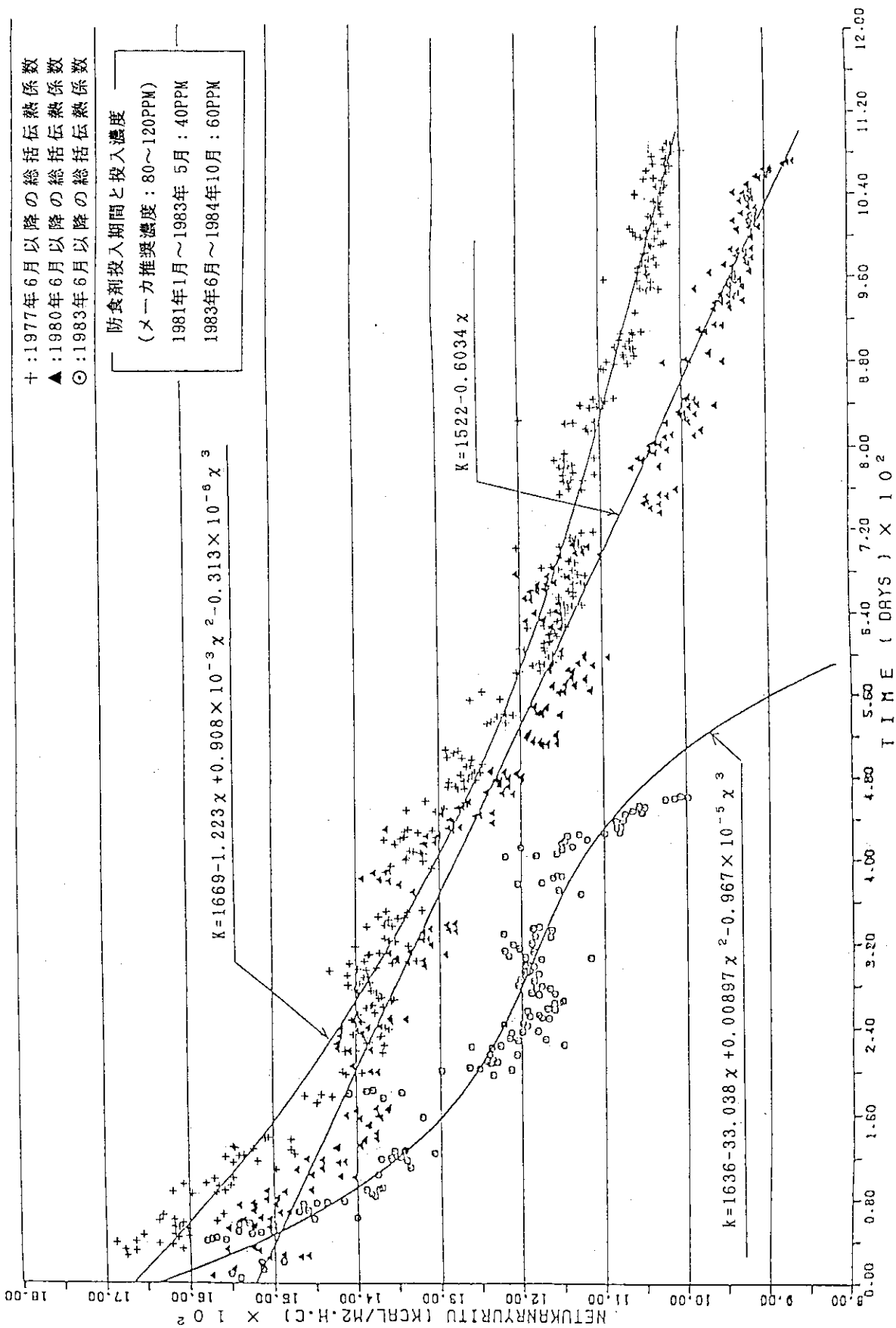


Fig. 6.1.23 Effect of Inhibitor on Heat-transfer Factor

6.2 照射技術

6.2.1 原子炉燃料・材料のキャプセル照射技術

研究炉の利用は、近年研究開発の多様化、高度化に伴い、種々の技術開発を必要としており、特に、核融合炉用材料の照射下におけるクリープ試験の実施が望まれている。現在、インパイルクリープ測定技術に関し、微小変位を測定する手段として線形可変差動変圧器（差動トランス）を用いる方法が知られている。しかし、JRR-3M計装キャプセルに採用するには、キャプセルの設計・製作への反映及び変位測定機器等解決すべき課題が多い。このため、模擬キャプセルを製作し、クリープ測定制度及びキャプセル構造を中心に検討を進めてきた。

この模擬キャプセルは、伸び量を検出する差動トランス、試験片に所定の荷重を加えるベローズ、試験片及び差動トランス部を昇温するヒーター、各部の温度を計測する熱電対等から構成されている。昨年度は、模擬キャプセルの組立に先立ち、差動トランスの特性測定を行った。

今年度は、この模擬キャプセルを使用して試験片に所定の荷重を連続的に加え、クリープ量を測定する炉外クリープ試験を実施した。以下に試験の方法とその結果について述べる。

Fig. 6.2.1 に炉外クリープ試験装置の系統図を示す。

クリープ応力の発生は、窒素ガスを用いてベローズを加圧し、ベローズの発生力をヨークを介して試験片に負荷する方法を採った。また、クリープ試験は、一般的に極めて長時間の試験を要する。このため、今回は比較的短い試験時間で、歪み量の測定が可能な引張強さの小さいポリイミド（高分子材料）及び破断伸びの大きい黄銅を試験片に用いた。

Fig. 6.2.2 は、ポリイミド試験片に引張強さに相当する荷重（422 kg/cm²）を加え、破断に至るまでの伸び量を測定した結果である（試験片温度：250℃）。破断時における伸びは約9%（0.9 mm）であった。この値は、材料メーカーから提出された試験データとほぼ一致した。このことから、模擬キャプセルに組み込んだベロー、ヨーク及び差動トランス等から強制されるクリープ試験装置が正常に作動することが確認できた。

Fig. 6.2.3 は、黄銅試験片にステップ状の荷重を加えた時のクリープ曲線の例を示す（試験片温度：200℃）。この図に示すように、引張強さ相当の荷重（3000 kg/cm²）に達しても、試験片が破断に至らないという現象が認められた。このため、模擬キャプセルを解体して、構成部品を観察した結果、ヨークのロッド部に擦過傷が認められ、摺動部がスティックした形跡が確認された。

今回の試験結果から、炉外試験用として模擬キャプセルに組み込んだインパイルクリープ装置は、概ね、期待した性能を示すことが確認でき、実用化の見通しを得ることができた。但し、実際のキャプセル設計・製作に際しては、ヨークのロッド及びグラファイトベアリング等の摺動部に用いる構成部品の寸法精度等に十分配慮し、改良を加える必要がある。

今後は、これまでの知見を基に金属材料に比較してクリープ量の少ない炭素複合材料の照射キャプセルへの適用に向け、更に高精度で微小変位量の測定ができるキャプセルの開発を進める計画である。

6.2.2 医療照射同時測定技術

医療照射中の患部での中性子束の変動を、リアルタイムで観察できるよう同時測定技術の開発を進めている。本年度は、現在同時測定に使用している半導体検出器（p-n 接合型 Si 半導体検出器）の測定精度をさらに向上させるため、方向依存性に着目した特性測定を行った。また、昨年度に引き続いて、医療照射同時測定技術に関する調査を武蔵工業大学に委託した。

(1) 同時測定用半導体検出器の特性測定

平成5年度末までに、22例（内平成5年度7例）の医療照射中21例に対し半導体検出器を用いた同時測定を試行的に実施し、金線による照射時間の決定に対する参考値として利用している。しかし、現状の検出器の感度は、10%程度の変動を有しており、まだ実用化に踏み切る段階にない。この検出器感度の変動は、検出器の方向依存性によるものと予測された。このため本年度は、方向依存性を定量的に確認するための実験を、JRR-3M の中性子ラジオグラフィを用いて行った。特性測定時の検出器の設置図を Fig. 6.2.4 に示す。測定は回転台上に中性子検出器を垂直に設置し、台を回転させて計数率の変動を測定することにより行った。

Fig. 6.2.5 のレーダーグラフは、感度分布（計数率の変動）を平均値を1.0としたときの相対値として表したものである。グラフからも分かるように、75度方向及び300度方向に大きな方向依存性があることが判明した。その感度の減少は10%に近い。今回の実験により医療照射時における感度変動が方向依存性に起因することが確認できたため、来年度は、この結果を基に現在使用している平面型検出器の欠点を補う立体型検出器の開発に着手する。

(2) 同時測定技術に関する委託調査

本年度は全身の被ばく量について、その解析方法を明らかにするとともに、その実測値（JRR-2、武蔵工大炉）と計算値の比較を行った。

本調査において、中性子エネルギースペクトルから吸収線量への換算は Table 6.2.1 に示すファントム組成により行われた。実際に JRR-2 の医療照射における熱中性子・ガンマ線の照射量測定結果より算出された吸収線量について比較したところ、Table 6.2.2 に比べるとはるかに小さく、このことから、医療照射における全身被ばくはガンマ線に支配されているということが明らかになった。来年度も本委託調査を引き続き実施し、患部の吸収線量についてその解析手法を明らかにする予定である。

6.2.3 BEK キャプセルの開発

(1) はじめに

JRR-2、JRR-3M 及び JRR-4 における短時間の試料照射では、これまで、照射容器としてポリエチレン等のキャプセルを使用してきた。しかし、照射利用の多様化に伴い、長時間の照射に耐え、誘導放射能の少ないキャプセルが必要となってきた。これまでにポリエチレンナフタレート（PEN）製のキャプセルを開発¹⁾し、JRR-4 で1サイクル（6時間）の連続照射用として実用化されている。

新規に稼動した JRR-3M では、PEN を超えてより長時間照射ができるキャプセルが望まれるようになり、耐放射線性に優れた新素材の調査を行った。その結果、出光興産（株）が開発した耐熱性の樹脂 BEK が有力な候補として考えられた。そこでこの新素材 BEK を用いて、

100 時間以上の照射が可能なキャプセルの開発を同社と共同で平成 4 年度から開始した²⁾。ここでは、平成 5 年度に同社と共同研究で行った搬送装置を用いた衝撃試験、キャプセル搬送試験及びキャプセルの圧縮破壊試験等の概要について述べる。

本キャプセルの開発に関する共同研究は今年度で終了するが、共同研究の結果、BEK は、耐熱性に優れるとともに極めて優れた耐放射線性を有する高分子材料であることがわかった。また、開発されたキャプセルは、原子炉内での照射に十分耐え、かつ、優れた耐衝撃性を有しており、JRR-3M の気送管で最大 150 時間の照射に利用できることを確認できた。

(2) キャプセルの照射

キャプセルに用いた BEK の諸性質を Table 6.2.3 に示す。キャプセルは、BEK を射出成形して製作したもので、その外観を Photo. 6.2.1 に、形状・寸法を Fig. 6.2.6 に示す。

今年度に照射したキャプセルは、昨年度試作したものの肉厚を若干厚くした改良型の BEK キャプセルであり、このキャプセル 9 本をアルミ製の容器に入れたものを 4 個準備し、均一照射設備 (SI) でそれぞれ 85, 170, 250, 340 時間照射した。

JRR-3M 照射利用設備のうち、本試験に係る設備の γ 線線量率と中性子束を Table 6.2.4 に、試験キャプセルの吸収線量と試験用途を Table 6.2.5 に示す。

(3) キャプセル衝撃試験

① 搬送装置を用いたキャプセル衝撃試験

試験に使用した搬送装置の概要を Fig. 6.2.7 に示す。

試験は、気送管を模擬した上述の搬送装置を使用して、10 gr 又は 20 gr の模擬試料を入れた未照射及び照射済キャプセルを 11 m/秒から 15 m/秒の速度で繰り返して固定座に衝突させて損傷の有無等を確認した。

試験の結果、250 時間まで照射したキャプセルについては、破損・変色等、問題は見受けられなかった。

さらに、各照射条件のキャプセルのうち各 2 個について 11 m/秒の速度条件で繰り返して衝撃試験を実施した。試験の結果を Fig. 6.2.8 に示す。

試験の結果から、250 時間まで照射したキャプセルについては、破損までに十分な余裕を有することがわかった。

② 衝撃力測定

前述の搬送装置の受座を応答性の良い小型のロードセルと交換してキャプセル衝突時の衝撃力を測定した。

試験の結果、Fig. 6.2.9 に示すように衝撃力は速度に比例して増加し、約 11 m/秒で約 600 kg の結果となった。

(4) キャプセル搬送試験

未照射キャプセル及び SI で 340 時間まで照射したキャプセル各 2 個に約 10 gr の模擬試料を入れて、原子炉停止中に実際の気送照射設備に装荷して搬送試験を行った。

均一照射設備で 340 時間まで照射した全てのキャプセルについて、異常のないことを確認した。

(5) キャプセル照射試験

① キャプセルの照射試験

JRR-3Mの05-06サイクルにおいて、気送照射設備PN-2で未照射のキャプセルに模擬試料を入れたものを20分から150時間まで照射した。照射の実績をTable. 6.2.6に示す。

試験の結果、各キャプセルとも異常はなく、150時間の照射では何の問題のないことを確認した。

② キャプセルの放射能強度測定

照射後のキャプセルの放射能強度を評価するため、実験利用棟詰替セル内の放射線モニタを使用して、キャプセル照射5分後からキャプセル表面での放射線線量当量率を連続的に測定した。測定対象とした試料は、Table 6.2.6のうちフィルムが入ったキャプセル6本と20分照射のキャプセル1本である。

測定の結果、照射直後の放射能強度は約50時間で飽和し、線量当量率は最大で約270 mSv/hであった。キャプセル表面での線量当量率の測定結果をFig. 6.2.10に示す。

(6) 圧縮破壊試験

SIで340時間まで照射したキャプセル各3個について、熱エネルギー材料研究室の協力を得てキャプセル横方向の圧縮破壊試験を行った。試験機及び試験後のキャプセルの状態をPhoto. 6.2.2に示す。

試験の結果、Fig. 6.2.11に示すように γ 線照射量の増加に伴って、破壊する強度が低下し、75 MGyの照射で未照射材の強度の65%、150 MGyの照射で未照射材の強度の40%であった。

(7) 比較試料照射試験

BEK材料を他の耐熱高分子材料と比較するため、照射試験及び曲げ試験を行った。比較材料としては、非熱可塑性ポリイミド(Upimol-R, S)及びキャプセルとして既に使用しているポリイミド(Vespel-SP1)を用いた。照射条件をTable 6.2.7に、試験の結果をTable 6.2.12に示す。

BEKの曲げ強度は、250 MGyまで若干増加し、250 MGy以上の照射では減少する傾向がある。これに比較してこれまでキャプセル材として使用していたVespelでは、250 MGyで未照射材料の曲げ強度の約1/3、Upimolでは未照射材料の値の約2/3になることがわかった。

(8) 放射化分析

BEKキャプセルに含まれる不純物量を分析するため、キャプセルのフタ及び胴部から小片を切り出して、JRR-4の気送管、Tパイプ及びDパイプを使用してそれぞれ、10秒、10分及び6時間の照射を行った。成形品の分析結果のうち主要なものをTable 6.2.8に示す。

分析の結果、キャプセルには、触媒残さ、添加剤及びキャプセル製作時の不純物が含まれていることがわかった。

参考文献

- 1) 有金賢次他, 原子炉照射用プラスチックキャプセルの開発, JAERI-M92-078, 1992年6月

- 2) Kenji Arigame et al., Development of Irradiation Capsules Using Polymers, IVth Asian Sym. on Research Reactor, Beijing, Nov., 1993.

6.2.4 実験管理ソフトの整備

平成3年度から平成5年度まで整備した利用管理ソフトの全体構成図を Fig. 6.2.13 に示す。この図に示すように平成3年度及び平成4年度は照射管理ソフトを整備した。これは照射申込書を入力し、照射計画の作成、照射実績の集計等を行うソフトである。これにより、照射計画作成や照射実績集計に要する労力が軽減した。また、利用者や試料の管理、集計においては手作業で困難だった設備別、利用者別、利用目的別のサイクル毎あるいは年度毎の時間集計を可能にした。

今年度（平成5年度）行った実験管理ソフトは、照射管理ソフトに準じて作成したものであり、中性子ビーム実験、遮蔽実験といった実験の利用管理を行うものである。実験管理ソフトの整備の目的は実験実績の集計を効率よく行い、その結果を自動的に図表化することによって実験利用状況をより詳細に把握できるようにすると同時に、これまで人手により行っていた作業の労力を軽減することである。実験管理ソフトは、実験申込書、利用施設使用計画書に記載されているデータを入力し、データベース化して利用するデータ管理機能、それらのデータを指定した条件の基に集計し、プリンタへ出力するデータ集計機能、集計機能のうち実験目的別集計グラフ出力、実験利用状況帳票出力を行う作表・作図機能からなる。なお、これらのソフトは作表・作図を除いてdBASEIVを用いて作成されている。

(1) データ管理機能

この機能は、申込書を基に、データの入力、参照、検索、削除、出力等を行うものである。ここでは、所内利用課室、所外利用機関、実験利用設備、実験試料名等をあらかじめ既知のデータとしてマスターコード化することにより、データを選択するだけですむ等、作業効率を高める工夫を行った。

(2) データ集計機能

ここでは4つの集計等の作業が行える機能を備えている。

① 実験目的別集計

中性子散乱、中性子ラジオグラフィ、即発 γ 線分析のそれぞれの目的毎に、実験課題数、利用日数、利用者延べ人数を集計する。

② 実験利用者別集計

所内、大学、国公立、民間のそれぞれの利用者に対して、運転サイクル毎に、利用者延人数を集計する。

③ 実験利用状況

中性子ビーム実験においては、それぞれの実験装置毎に利用者、実験試料、実験内容等をまとめテーブル化する。

また、中性子ビーム実験以外の実験においては、利用施設、利用者、実験内容、利用実績等をテーブル化する。

④ 年度別利用者一覧

目的とする年度の実験利用者一覧を集計し、出力する。さらに、宛名印刷を行う。（宛名

印刷においては、照射利用者についても可能にした。)

(3) 作表・作図機能

集計機能を用いて得られた実験目的別集計結果を自動的にグラフ化し出力することと、テーブル化した実験利用状況を出力する機能である。

以上のように整備した結果、申込データを入力さえすれば実験実績の集計、さらに作表・作図を自動的に行うことができるようになった。作図した例を Fig. 6.2.14 に示す。

実験管理ソフトは平成6年度から用いる予定である。したがって、その図表についても平成6年度から作成する予定である。今後は、照射管理ソフトにおいても作表・作図が自動的に行えるようにしたい。また、実験室利用管理やシリコン照射管理を利用管理ソフトに追加して研究炉の利用を一括して管理できるようにしたい。そのためには、申込データを自動的に読みとる方法あるいは利用者が遠方からパソコンを通じて直接申込み、自動的に入力される等により入力作業を省力化する必要がある。

Table 6.2.1 Whole-body Phantom Specifications

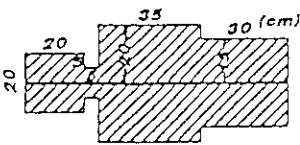
<i>Composition</i>	<i>Tissue Equivalent</i> <i>ICRU(1984)</i>
<i>Dimension</i> <i>(Weight: 71.8 kg)</i>	
<i>Element and Weight Percent</i> <i>($\rho=1.0 \text{ g/cm}^3$)</i>	H 10.2 (%) C 12.3 O 72.9 N 3.5

Table 6.2.2 Absorbed Dose Ratio (n/γ) (%)

回数	首	胸	腹	左肩	右肩	左膝	右膝
1	1.541	2.634	2.901	0.522	2.148	1.306	6.361
2	5.539	5.396	5.984	5.440	6.310	5.440	5.513
3	0.579	4.229	0.733	9.186	0.774	1.145	0.870
4	0.585	0.322	0.631	3.880	0.356	0.752	0.648
5	0.298	1.820	0.530	3.881	0.642	1.077	0.780
6	0.707	0.527	0.887	2.582	0.878	0.459	0.928
7	0.619	1.026	1.007	4.264	0.269	3.686	0.474
8	0.518	0.636	0.547	4.236	0.637	0.914	0.679
9	6.177	2.509	1.600	1.989	0.415	1.243	0.857
10	2.468	1.124	1.041	3.157	1.443	1.068	0.705
11	0.333	1.222	0.475	0.784	1.190	0.384	1.298
12	0.915	0.798	1.121	0.991	1.303	0.627	0.357
13	0.878	1.144	1.306	1.223	6.610	3.109	1.360
14	7.730	16.061	2.028	1.923	5.052	1.209	1.596
15	0.715	0.834	0.999	0.719	1.595	2.973	1.587
16	0.536	0.749	0.578	1.541	0.807	1.019	0.821
17	0.781	0.555	0.539	2.955	1.235	0.838	0.743
18	2.469	2.460	0.993	7.818	2.609	0.885	1.662
19	0.998	0.614	0.685	2.628	2.340	0.834	2.103
20	1.139	1.327	0.983	1.654	0.738	1.215	0.972

Table 6.2.3 Properties of BEK (amorphous)

項目	BEK (非晶)	Vespel-SP1	試験法
比重	1.26	1.43	D-792
引張強度 MPa	82	88	D-790
引張破断伸び %	21	7.5	D-790
曲げ強度 MPa	107	134	D-790
曲げ弾性率 GPa	2.54	3.16	D-790
衝撃強度 kJ/m ²	40	4.4	D-256 71V'ott(ノッチ付)
ガラス転移点 °C	180	---	DSC法
熱変形温度 °C	178	360	D-648 (18.6kg/cm ²)
融点 °C	360	---	

Table 6.2.4 γ Dose Rate and Neutron Flux of Irradiation Holes in JRR-3M

照射孔	対応する照射設備	γ 線線量率* Sv/h	熱中性子束 n/cm ² ·sec	速中性子束 n/cm ² ·sec
HR	水力照射設備	2.5×10^6	1.0×10^{14}	1.4×10^{12}
PN	気送照射設備	0.75×10^6	5.5×10^{13}	1.6×10^{11}
SI	均一照射設備	0.44×10^6	2×10^{13}	1×10^{11}

*:アラニン線量計による測定結果

Table 6.2.5 Irradiation Condition and Test Items of Capsules Used

照射時間 Hr	吸収線量 MGy	衝撃試験	搬送試験	圧縮破壊試験
0	0	4	2	3
85	38	4	2	3
170	75	4	2	3
255	113	4	2	3
340	150	4	2	3

Table 6.2.6 Irradiation History of Capsule Used

照射時間	数量	模擬試料	照射日時、照射実績時間
20M	1	なし	1993.11/30 13:40- 1:00
1H	1	シリコン片 10gr	1993.11/30 13:40- 1:00
	1	フィルム	15:00- 1:00
5H	1	シリコン片 10gr	1993.12/1 10:00- 5:00
	1	フィルム	10:06- 4:50
20H	1	シリコン片 10gr	1993.12/2 14:00- 20:00
	1	フィルム	14:07- 19:50
50H	1	シリコン片 10gr	1993.12/6 14:00- 50:00
	1	フィルム	14:07- 49:50
100H	1	シリコン片 10gr	1993.12/9 10:00- 100:00
	1	フィルム	10:07- 99:50
150H	1	シリコン片 10gr	1993.12/16 11:10- 150:00
	1	フィルム	11:17- 149:50

Table 6.2.7 Irradiation History of Test Coupons

照射孔	照射時間	種類、数			照射日時
		Vespel-SP1	Upimol-S	Upimol-R	
HR-2 下 下	50	3	3	3	8/26 14:30-8/30 18:30
	100	3	3	3	8/31 9:30-9/2 11:30

照射孔	照射時間	種類、数		照射日時
		BEK	Upimol-R	
HR-2 下 中 中	50	5	--	11/30 14:00-12/2 16:00
	100	3	--	11/15 9:30-11/19 13:30
	150	4	4	12/3 9:30-12/9 15:30

Table 6.2.8 Chemical analysis of BEK Capsule

元素	フタ	胴部
Na	1.8	1.2
Al	---	0.78
S	---	2930
Cl	2370	2350
K	74	49
Cr	0.74	0.63
Fe	36	11
Co	0.38	0.72
Ni	1.4	2.0
Cu	12	8.7
Zn	7.1	6.6
Br	0.09	0.045
Sb	0.0041	0.054
Ta	2.8	---
W	0.051	---
Au	0.0011	0.00098

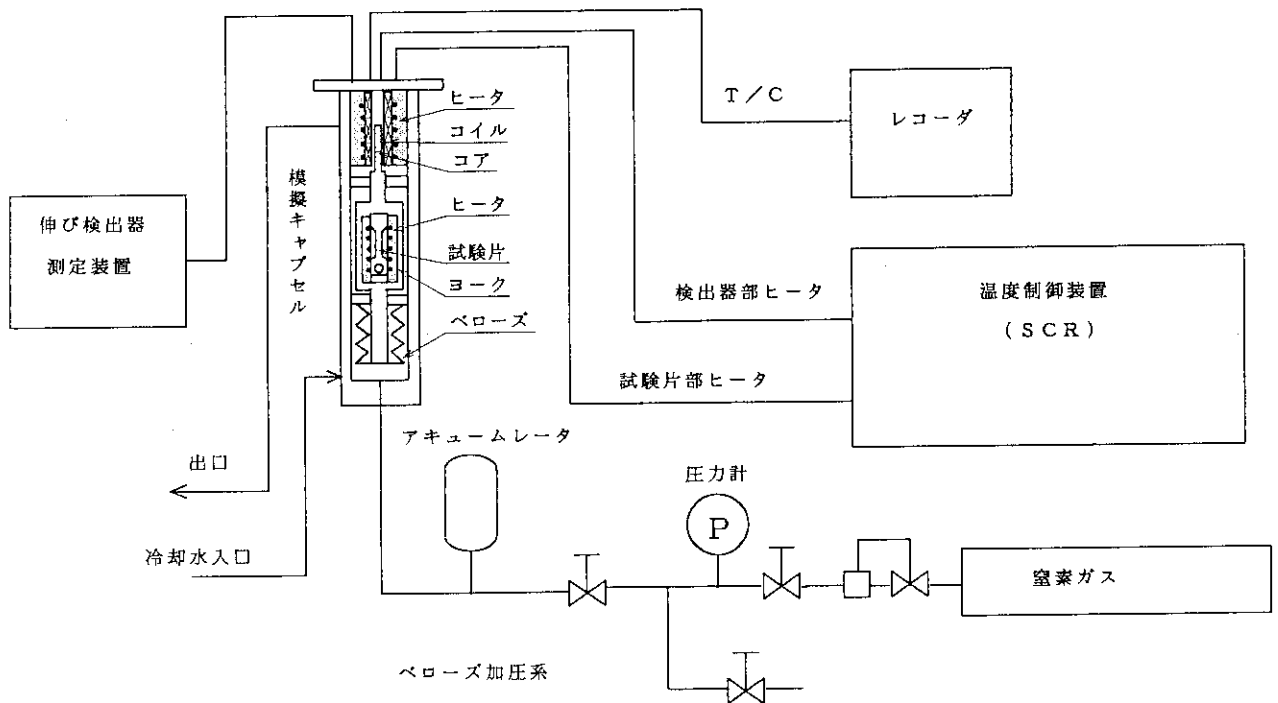


Fig. 6.2.1 Schematic Diagram of Out-pile Experiment for Creep Examination

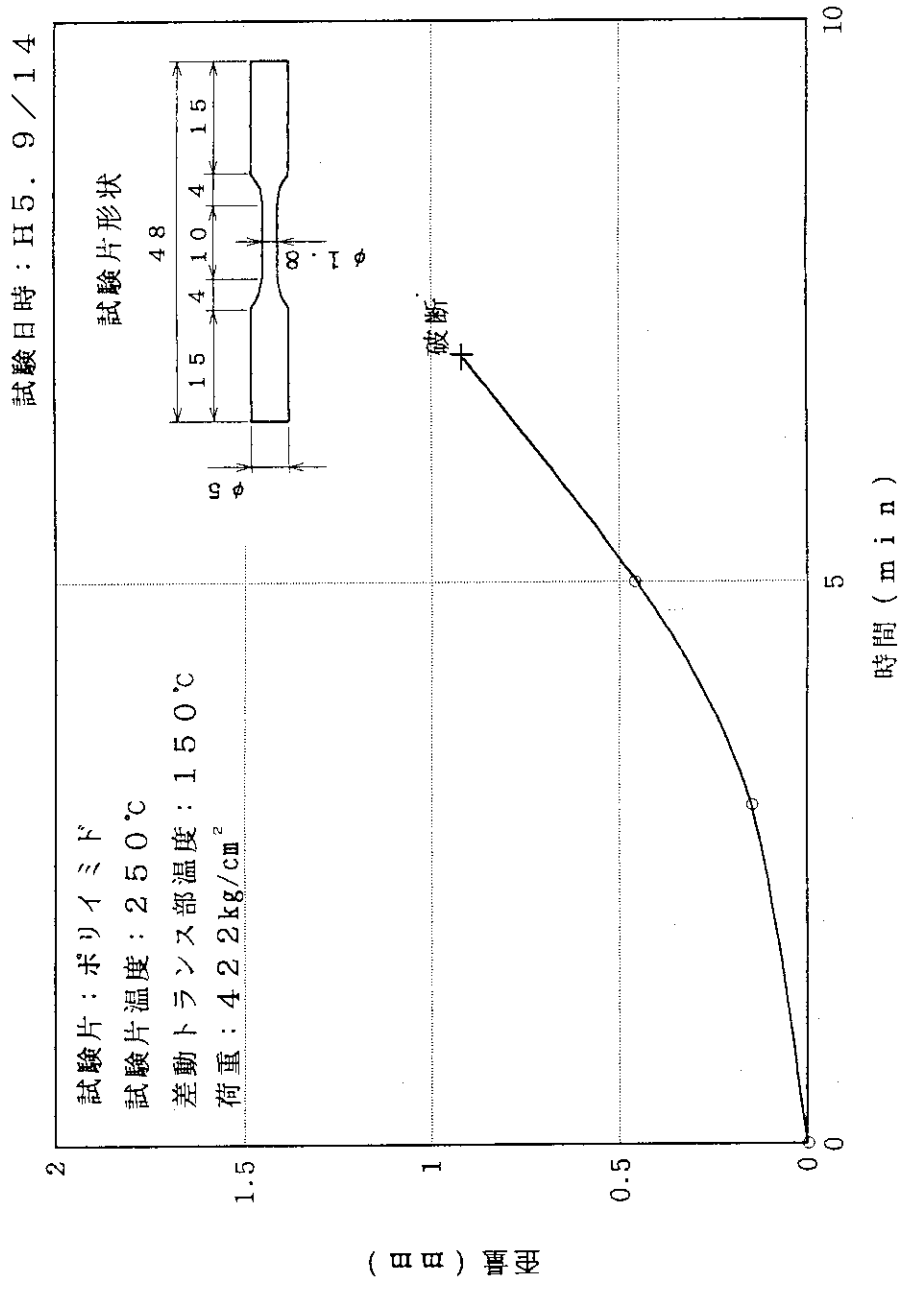


Fig. 6.2.2 Experiment Data of Creep Examination for High Polymer (Polyimide)

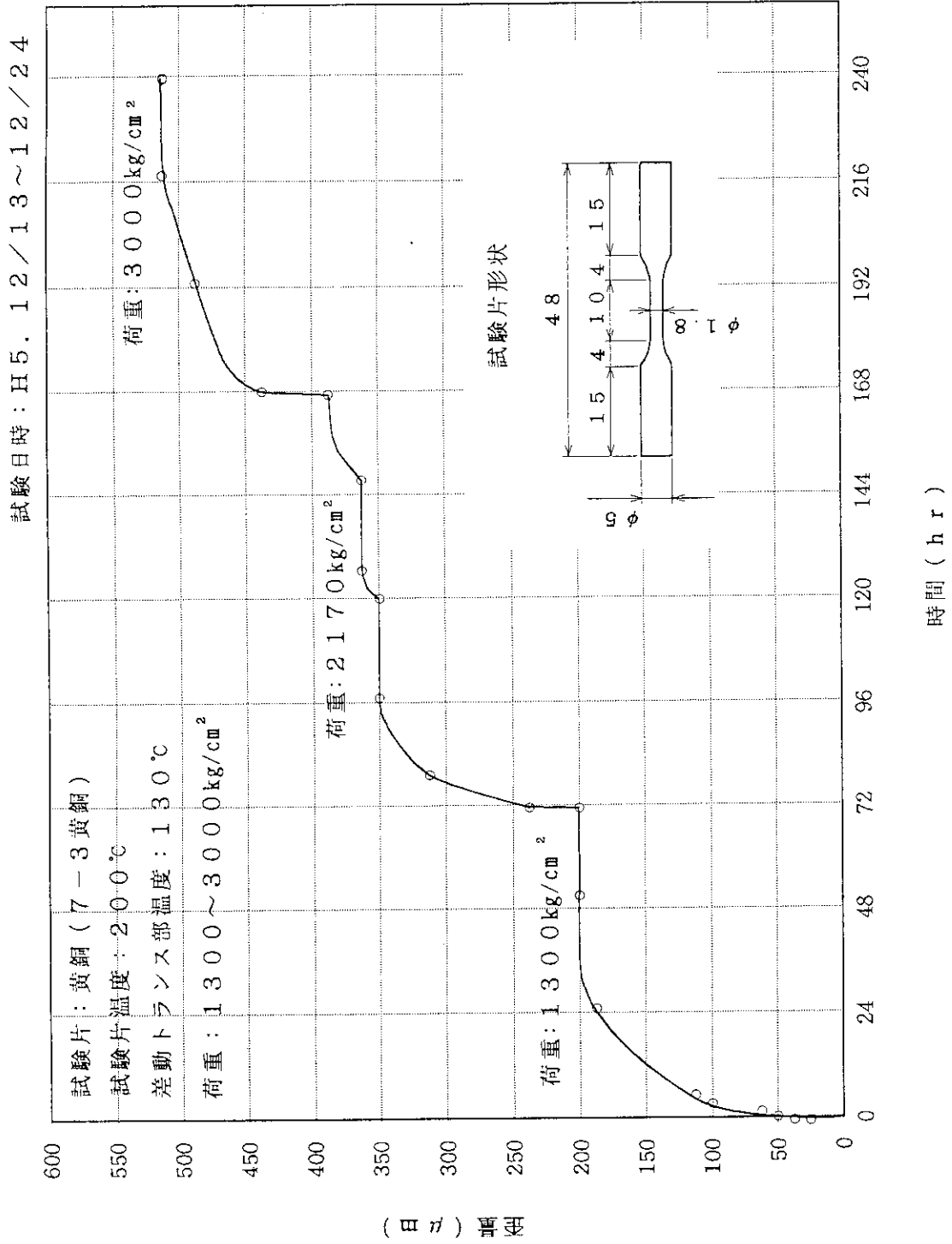


Fig. 6.2.3 Experiment Data of Creep Examination for Brass

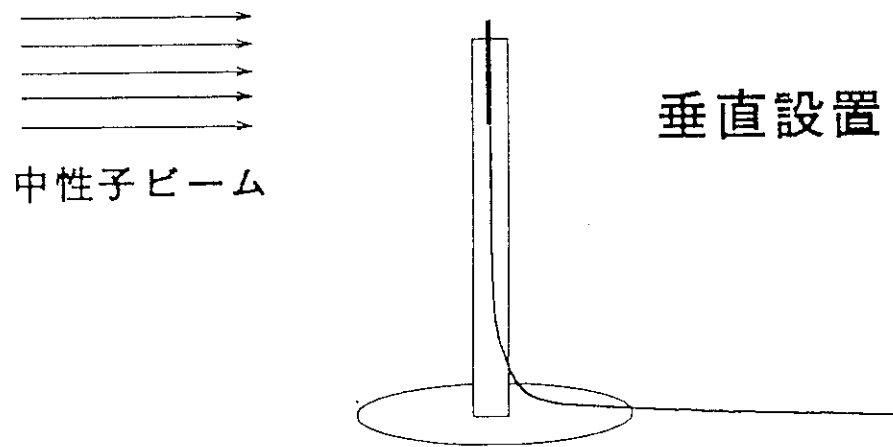


Fig. 6.2.4 Experimental Arrangement of Detector

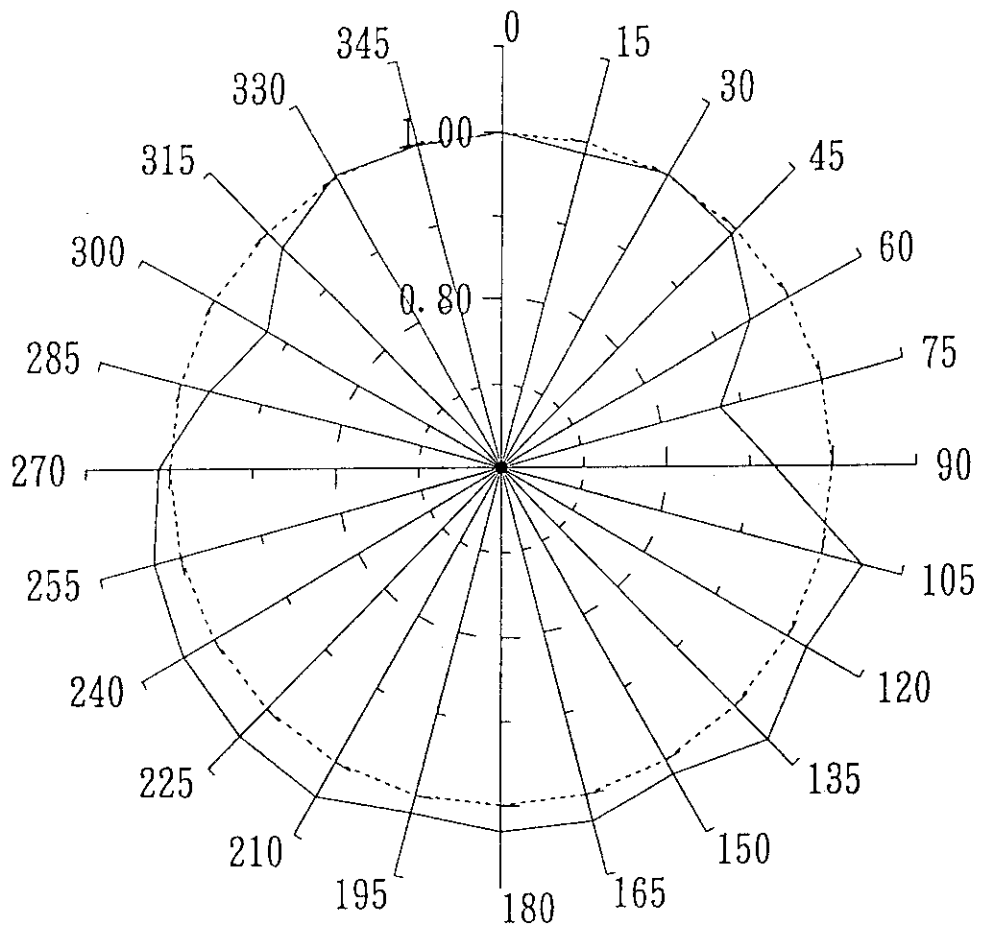


Fig. 6.2.5 Angular Sensitivity Distribution of Detector No. 18

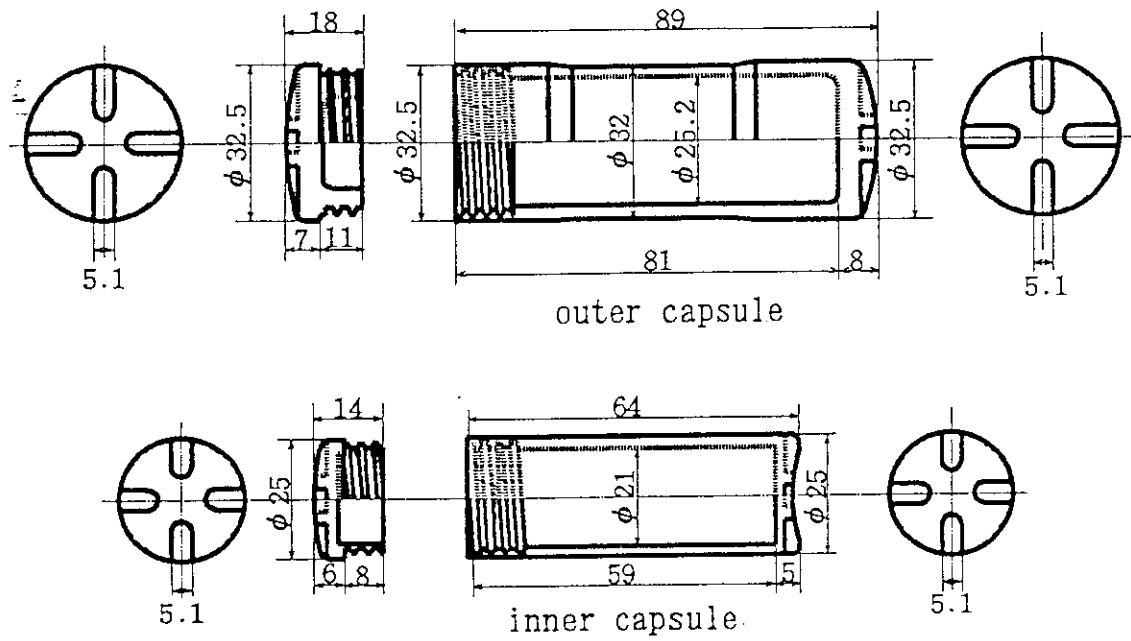


Fig. 6.2.6 JRR-3M BEK Capsule

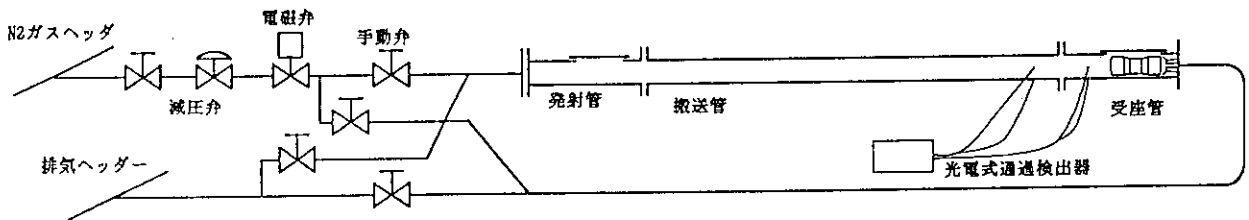


Fig. 6.2.7 Transfer System for Capsule Impact Test

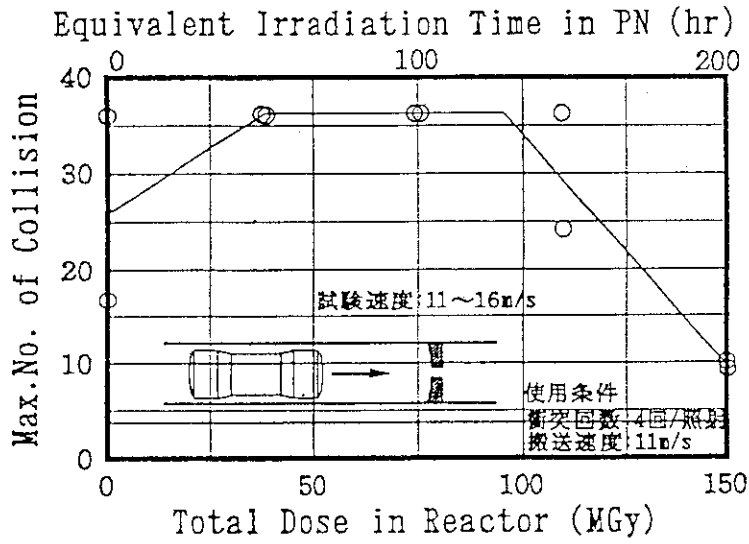


Fig. 6.2.8 Impact Test Results of BEK Capsule

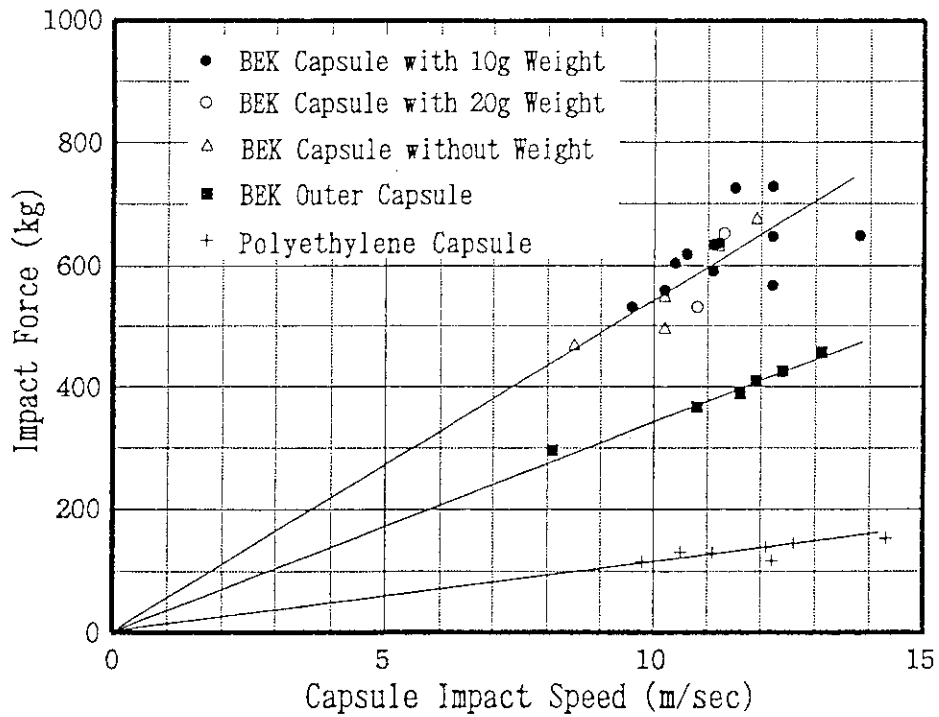


Fig. 6.2.9 Capsule Impact Force

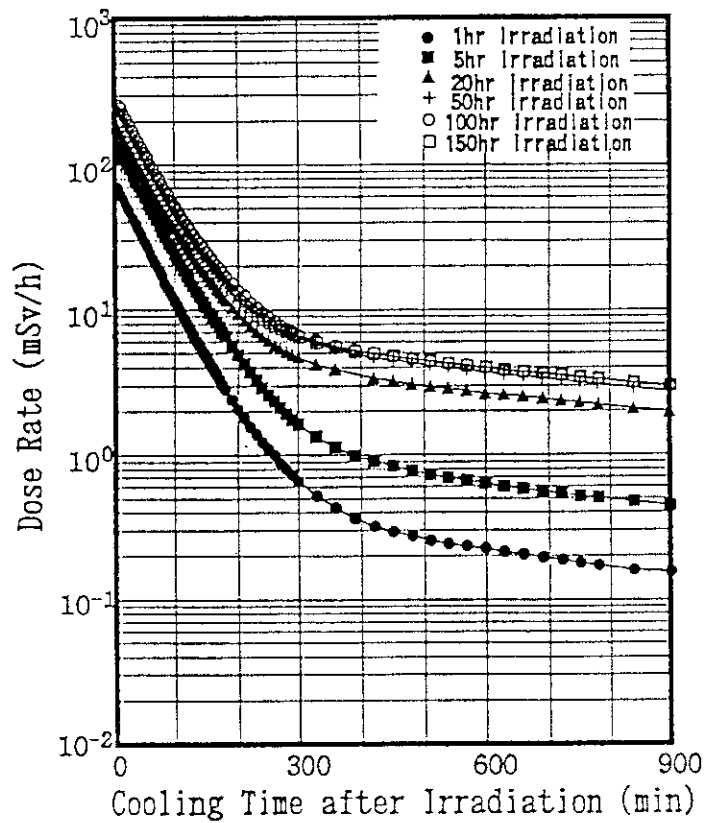


Fig. 6.2.10 Dose Rate of BEK Capsule

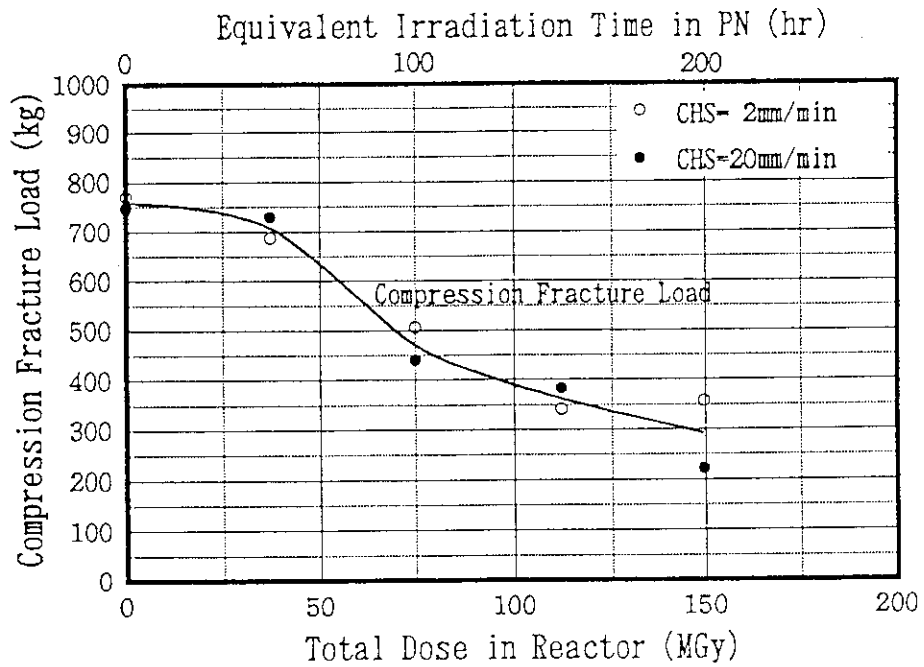


Fig. 6.2.11 Compression Fracture Load of BEK Capsule

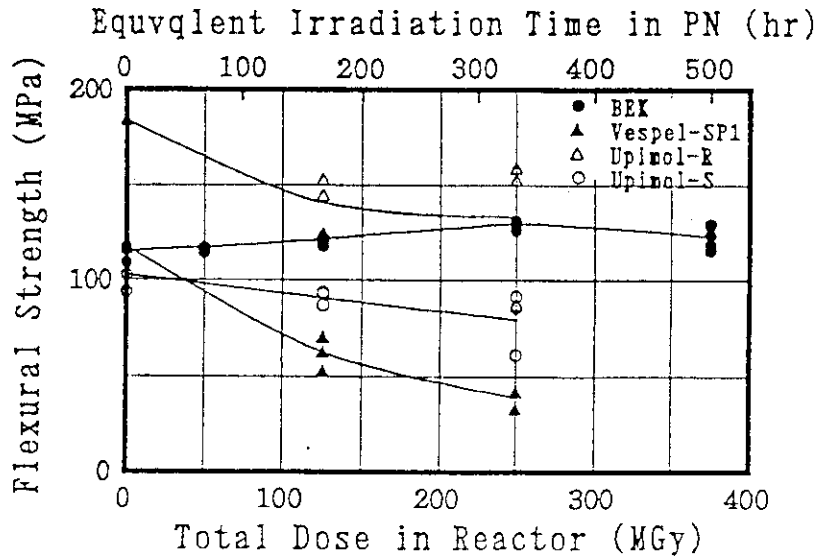
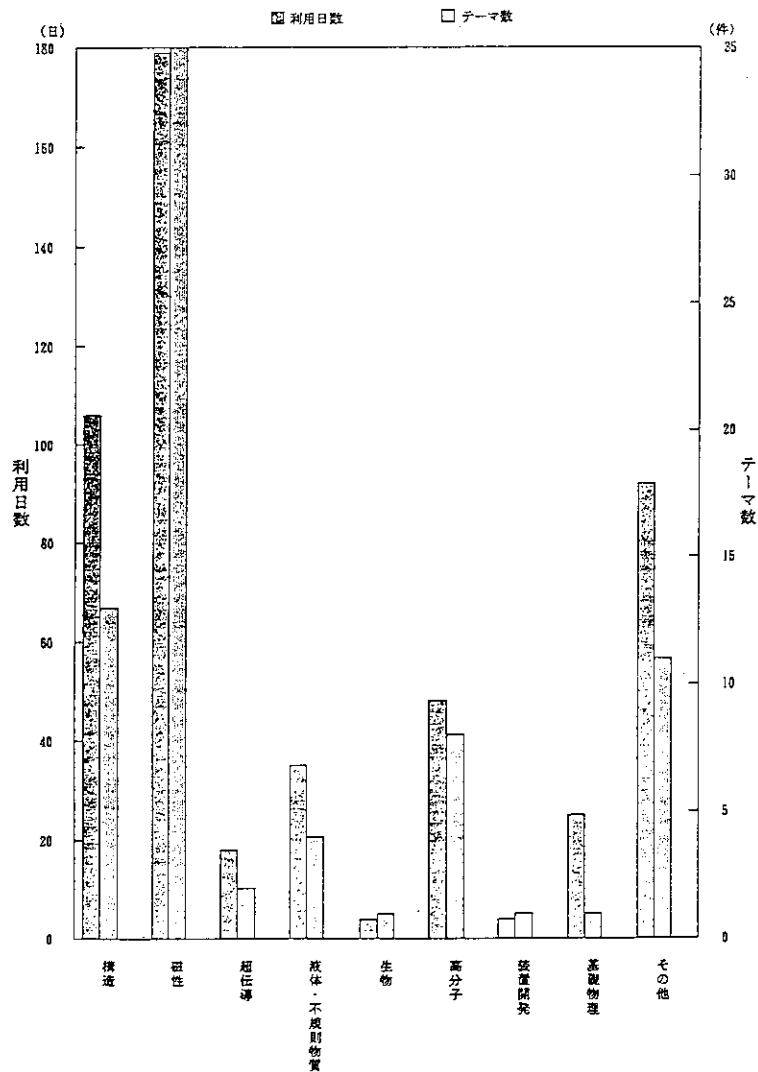


Fig.6.2.12 Flexural Strength of Polymers



JRR-3における中性子散乱利用状況

Fig.6.2.14 Example of Drawing

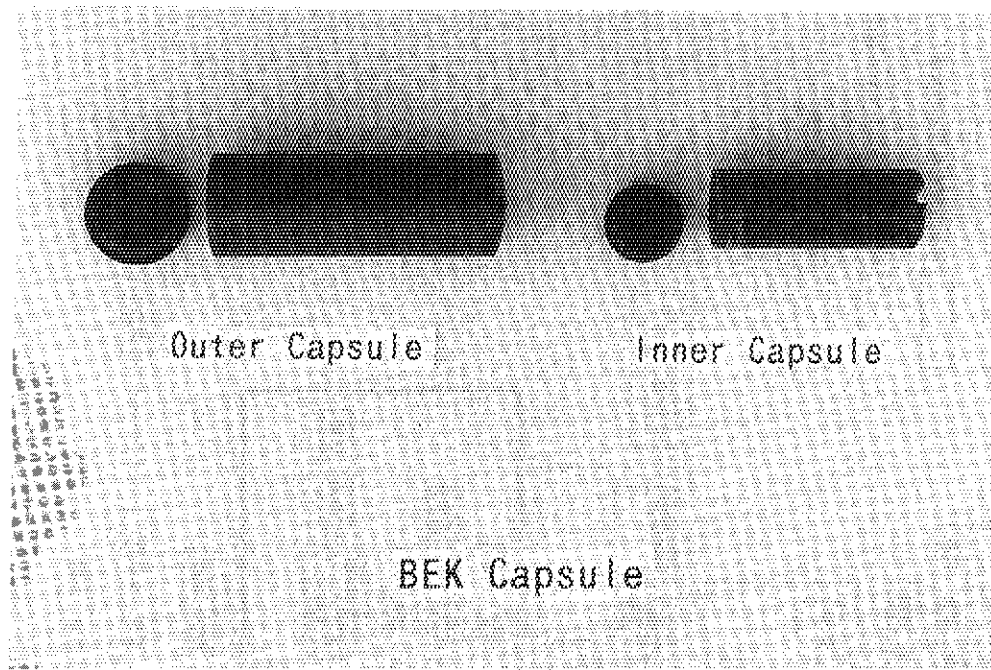


Photo. 6.2.1 Outside View of BEK Capsule

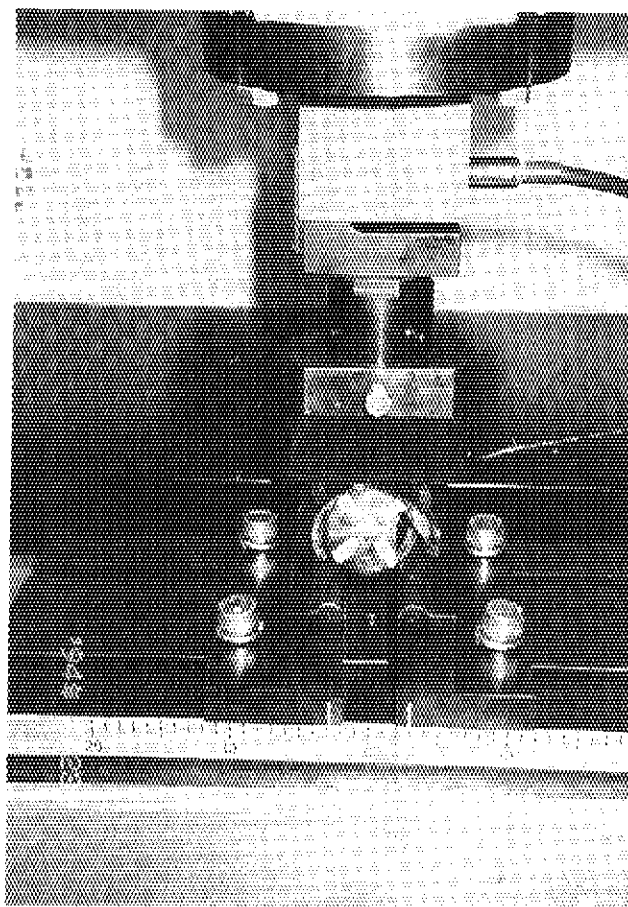


Photo. 6.2.2 Compression Test of BEK Capsule

6.3 JRR-4 燃料濃縮度低減化計画

6.3.1 概要

平成5年度は、前年度に引き続き低濃縮 TRIGA 型燃料について、変更炉心（16本クラスター要素20体炉心）の核熱解析、安全解析及び立地評価等を行った。解析の結果、JRR-4に低濃縮 TRIGA 型燃料を用いた場合に、核特性及び燃料温度上問題はないが、以下の点に問題があることが分かった。

- (1) 板状燃料に比べ、流路断面積が半減、伝熱面積が1/3に減少し伝熱性能が低下する。このため、冷却材流量の大幅増加、25本クラスター要素の採用等の対策を講ずる必要がある。
- (2) 通常運転時の DNBR に余裕がない。また、商用電源喪失時の最小 DNBR が許容値を下回る。このため、非常用冷却設備が必要となる。
- (3) 立地評価において、「全 FP 核種放出」という水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針に従うと、燃料要素1体分の放出でも仮想事故時の成人甲状腺の被ばくがめやす値を上回る。このため、放出を低減させるための設備対応が必要となる。
- (4) 燃料機械設計上、検討すべき事項（燃料棒のスエリング、ペレットの曲がり、スパーサーの設計、クラスターの水力振動、要素の耐震設計、燃料ハンドリング等）が多い。

以上の解析結果を踏まえ、板状燃料と TRIGA 型燃料の採用について再検討を行い、主に次の2点から、JRR-4 燃料濃縮度低減化にあたってはシリサイド板状燃料を用いることとした。

- (1) 立地評価を満足させるためには、同等の安全対策設備が必要である。
- (2) 板状燃料については、使用経験、照射実績等が多く、製作・検査技術も確立している。

なお、燃料濃縮度低減化に当たっての建家補強、経年劣化機器の更新、利用設備の拡充等の考え方、工程等には変更はなく、平成8年度からの着工に向けて、平成6年度から所内安全審査を行い、平成7年度に原子炉設置変更許可申請を行うこととした。また、平成4年度から検討していた国内及び国外からの高濃縮燃料の入手については、米国の「輸出の許可はしない」等の情勢から判断して不可能であるとの結論に達し断念した。

平成4、5年度に実施した主要事項について、以下の各節において整理して述べる。また、医療照射設備の性能については、平成4年度の解析結果を基にビスマス遮蔽、アルミニウムスペクトルシフター及び重水タンクの厚さ並びに中性子ビーム孔の γ 線低減策、熱中性子フィルタの材料等の検討を行った。その結果、熱中性子及び熱外中性子体系について医療照射条件達成の見通しが得られた。医療照射設備の性能に関する今後の検討課題は、最適設計モデルの確立、患部の照射線量評価法の確立と照射線量評価法による最適モデルの選択、ベンチマーク計算の再評価、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP による詳細計算による確認等である。

6.3.2 シリサイド燃料と TRIGA-LEU 燃料の比較

JRR-4は従来高濃縮のウラン・アルミニウム合金の板状燃料を使用してきたが、低濃縮ウラン（LEU）燃料への変更計画に当たって、ウラン・シリコン・アルミニウム分散型合金の板状燃料（以下、シリサイド燃料という）だけでなく、棒状の TRIGA-LEU 燃料の採用の可能性も検討した。

いずれの燃料も核不拡散のために各国で実施されている研究炉燃料のLEU化に対応するために開発された燃料である。シリサイド燃料の形状は従来の板状燃料と同じでウラン含有量が大きい点が特徴である。TRIGA-LEU燃料は、NSRRで使用しているTRIGA燃料に対し、燃料棒が細くウラン含有量が大きいという特徴のあるクラスター型の燃料要素である。

出力3.5 MWの中出力研究炉であるJRR-4の燃料として使用する場合の両型式の燃料の特徴を燃料仕様、燃料設計、核設計、熱水力設計、安全評価、立地評価、燃料管理、燃料調達、使用実績及び許認可取得の面から比較検討した。これらの比較検討結果を要約すれば次のようになる。

(1) 燃料仕様及び燃料設計

シリサイド燃料は、外形構造を現在使っているアルミニウム合金燃料と同じとする。燃料要素当たり15枚の燃料板を持ち、ウラン密度は内側燃料板で 3.8 g/cm^3 、外側燃料板で 1.9 g/cm^3 である。可燃性中性子吸収材は用いない。

TRIGA-LEU燃料はゼネラルアトミックス(GA)社が中高出力の定常出力炉用に関与した 4×4 配列のクラスター型燃料を検討対象とした。JRR-4用の燃料として使うためには既存の格子板や他の炉心構成要素との整合性が必要である。そこで燃料要素の外形断面寸法、プラグの格子板への嵌合部及びハンドルの構造は現在の板状燃料と同じとし、燃料棒はGA社で実績のある設計を採用する計画とした。

TRIGA-LEU燃料の芯材は従来のTRIGA燃料と同じウラン水素化ジルコニウム合金で、ウラン含有量は40 wt%，燃料棒外形は1.29 cmである。可燃性中性子吸収材としてエルビウムを加えている。16本の燃料棒をアルミ合金製のシュラウドで囲んでいる型式の燃料要素である。

シリサイド燃料の許容設計限界の判断基準は次のとおりである。

- ① 最小DNBRは1.5以上であること。
- ② 燃料最高温度はブリスト発生温度以下であること。
- ③ 燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であること。

TRIGA-LEU燃料の許容設計限界はGA社によれば燃料温度だけで、燃料温度制限値は次のとおりである。

- ① 定常運転時は $750 \text{ }^\circ\text{C}$
- ② パルス運転及び反応度過渡事象に対しては $1150 \text{ }^\circ\text{C}$
- ③ 冷却材喪失事故など被覆管温度が燃料温度近くに上昇する事故に対して $950 \text{ }^\circ\text{C}$

しかし、日本の研究炉等に対する安全審査のための指針では、最小DNBRの基準も適用される。さらに構造設計上次の点について検討が必要である。

- ① ペレットのスエリングにより被覆管の塑性歪が大きいため材料の延性を確認すること。
- ② ペレットのスエリング及び水素移行により燃料棒が曲がるため、燃料棒間隔が小さくなり限界熱流速が減少する。このため曲がり量を評価しておくとともに運転中にも曲がり量を管理すること。
- ③ GA社の設計では燃料棒とスペーサの間に遊びを設けているため、水力振動によるフレッキング破損が生じないことを確認すること。

一方、シリサイド燃料は板状燃料に対する従来の設計方法を使うことができ、TRIGA-LEU燃料に対し有利である。

(2) 核燃特性

SRACシステムとJENDLE-2ライブラリーを用いて両型式の燃料を用いた炉心の核設計を行ってきた。核設計上ではシリサイド燃料の方が照射筒位置での熱中性子束が高くなる。

また、燃焼特性の面では可燃性中性子吸収材を使用するTRIGA-LEU燃料の方がウラン含有量を大きくとることが可能であるため優れており燃料交換体数をかなり少なくすることができる。

COOLOD及びCOOLOD-Nコードを用いて熱水力設計を行ってきた。熱水力設計上ではTRIGA-LEU燃料の伝熱面積がシリサイド燃料の約1/3であるため平均熱流束が約3倍となり、定格出力時の最小DNBRが小さくなり余裕がない。従って、燃料要素数を増やすか、4×4配列ではなく5×5配列の燃料要素を採用するなどの伝熱面積を増やす対応もしくは冷却材流量を大幅に増やすなどの対応が必要となる。

(3) 安全評価

反応度異常事象にはEUREKA-2コード、冷却能力低下事象にはTHYDEコードをそれぞれ用いて安全解析を行ってきた。安全評価上ではシリサイド燃料の場合運転中の異常な過渡変化事象において燃料の許容設計限界を上回ることではなく、各種事故において燃料が破損することはないと推定できる。

TRIGA-LEU燃料の場合には、運転時の異常な過渡変化のうち商用電源喪失の事象で燃料の許容温度が高いので各種事故で燃料が破損することはないが、最小DNBR値が許容値を下回るため、非常用電源でバックアップされた補助ポンプが必要になる。

(4) 立地評価

立地評価は、研究炉安全評価指針の上で板状燃料と棒状燃料を区別して扱っている。すなわち、棒状のTRIGA燃料を用いた研究炉において従来燃料の破損事故例もなく安全性が高いと考えられている。評価の結果、JRR-4の場合はその差は設備対応の必要性を左右するほどは大きくなく、実質的な差はないことがわかった。

JRR-4が対象とするTRIGA-LEU燃料は、中高出力の定常出力炉用であり、現状の冷却施設を用いた解析によれば、運転時の異常な過渡変化事象でも補助ポンプがなければ最小DNBRが許容値を下回る。従って、立地評価上のソースタームは、板状燃料と同じとする必要がある可能性もあり、その場合には板状燃料との差はなくなる。

(5) 燃料管理及び燃料費

燃料管理上はシリサイド燃料の方が今までと同じ輸送容器及び使用済燃料保管設備を使える点が有利である。

TRIGA-LEU燃料の場合ウラン含有量が大きく燃料交換頻度が少なくなるが、燃焼度が進むと燃料棒が曲がるため定期検査で燃料棒を抜き取り曲がり度を測定し、一定値を越すと180度回して再挿入する必要がある。さらに燃料要素1体当たりの重量が10数kgになるため今までのような手作業だけでは扱えない。燃料棒を抜き取って1本ずつ扱うことから燃料の管理単位が燃料要素ではなく燃料棒となる点も問題である。

燃料製作費の点では、初期炉心分だけでみればシリサイド燃料の方が安いですが、TRIGA-LEU燃料はエルビウムによる炉心の反応度調整により高い燃焼度まで使用できるので、10年間の総燃料費で見ればTRIGA-LEU燃料の方が安くなる。

(6) 使用実績及び許認可取得

使用実績及び許認可取得上ではシリサイド燃料の場合問題はないが、TRIGA-LEU燃料では(1)項の燃料構造設計上の検討課題で述べたとおりまだ研究開発要素が残っているため、JRR-4の計画工程に間に合わない恐れがある。

(7) 総合評価

JRR-4のLEU化に当たっては上記の特徴を総合的に考慮して従来と同じ板状燃料であるシリサイド燃料を採用することにした。

6.3.3 原子炉建家等の調査・解析

(1) 概要

JRR-4では燃料の濃縮度低減化計画に基づき、その設置変更申請を行うに際して、原子炉建家が最新の安全条件で満足しうよう建家の耐震性の検討、建家構造体の健全性の調査及び改修設計を建設部に依頼して行ってきた。

これらの調査・解析について結果を述べる。

(2) 構造体の健全性の調査

本建家は、昭和38年9月に竣工した鉄筋コンクリート造の建築物である。竣工後16年経過した昭和54年10月に構造体のコンクリート及び鉄筋の状況についての調査が行われたが、この時の調査結果では、コンクリート強度は十分確保されており、鉄筋の状況も一部錆の発生はあるが概ね健全であった。その後の経年変化による躯体の状況を追跡調査し、今後の供用に支障ないかどうか構造体の健全性調査を実施した。

1) 構造体の亀裂状況の調査

昭和54年に発見されたひび割れは、昭和63年に建家外壁全面にわたって「打放しコンクリート若返りシステム」で補修され、その時にひび割れも樹脂モルタルで補修されている。従って、前回調査以後のひび割れの進行については確認できなかった。内壁も仕上げが施されているが前回と同様な場所にひび割れが確認された。

2) コンクリートの圧縮強度実験

原子炉建家外壁の外面からコアボーリングにより採取したコンクリートの圧縮強度を測定した。その結果、圧縮強度は299～520 kgf/cm²とばらつきが大きかったが、平均で406 kgf/cm²と高い値を示し、設計基準強度180 kgf/cm²を上回っていた。

3) コンクリートの中性化及び鉄筋の腐食状況

中性化深さの平均は、建家1階外壁の内外面が4.5 mm、地下1階外壁・内面が8.5 mm、排気筒で3.5 mmであった。この結果は、前回の調査結果の平均9.4 mmよりも小さい値であった。鉄筋の錆の状況は、原子炉建家では東側外壁・外面のみがグレードⅡでその他は内外壁ともいずれもグレードⅠで、ほとんど錆はみられなかった。排気筒は、グレードⅡであるが小面積の軽微な錆であった。

4) コンクリートの塩分含有量

コンクリートの塩分含有量は、建家1階外壁・南面から採取したコアの塩分含有率が多く最大 0.566 kg/m^3 となり、基準値 0.3 kg/m^3 を上回っている。深さ 4.1 cm まで基準値以上の塩分が浸透していた。その他の面の塩分量は基準値以下であった。

5) 鉄筋の引張試験

鉄筋の引張試験及び組成試験の結果、現在の JIS G3112「鉄筋コンクリート用棒鋼」に規定される SD295B (SD30A) を満足し、昭和 38 年当時の JIS G3101「一般構造用圧延鋼材」の SS41 を満足していた。

以上の調査結果から JRR-4 原子炉建家はコンクリート・鉄筋とも、概ね良好な状態に保たれていることが確認された。

(3) 地盤調査

耐震性検討のための地盤に関する諸元を得るためのボーリングを実施した。耐震解析用の地盤物性値は、現状では JRR-3 改造時地盤調査によるものがあるが、このデータを JRR-4 に用いるには、JRR-4 の地盤が JRR-3 と同一地質であるという証明が必要である。このため、既存地盤調査資料の整理及び地層同定のためのボーリングを行うこととし、新たなボーリング位置については、既存のボーリングデータを確認した上で土質の特定が出来ない原子炉建家南側を 2カ所ボーリングした。

ボーリング調査結果から、これらの地点での基盤層上面 (T_c : 砂質泥岩) が、GL-10.7 及び -10.9 m (標高 8.27 ~ 8.45) の位置で確認された。本層の N 値は、最上部付近で局所的に 37 ~ 43 と 50 を下回る箇所があるが、大半は 50 以上であり固結度の高い地層である。また、基盤を覆う段丘砂礫層 (額田砂礫) は、砂礫層と砂・粘土層から構成され、互層状に分布しているが、全体としては砂礫層が優勢である。N 値は、粘土分の混入具合によりばらつきはあるが砂礫層で 11 ~ 50 以上、砂・粘土層で 13 ~ 29 である。

今回の調査地点と既存調査資料から JRR-4 の地盤構成は、JRR-3 と同様な地盤であることが確認できた。

(4) 原子炉建家耐震性の検討

1) 耐震設計の概要

改修設計後の原子炉建家が耐震クラス B でかつ S_1 地震動に対して波及的影響を及ぼさないという機能維持等の性能を有していることを確認するため、地盤の振動解析、原子炉建家の地盤バネ・質点系のモデルの応答解析、有限要素法による基礎版の応力解析、基準地震動 S_1 による機能維持及び保有耐力の算定等の評価を実施した。

耐震設計のフローを Fig. 6.3.1 に示す。

2) 耐震設計条件

- ① 原子炉建家の耐震設計上の重要度分類は B クラスとする。
- ② S_1 地震動に対して倒壊による波及的影響を及ぼさないという機能維持を有すること。

3) 地震応答解析

① 地震応答解析モデル

建家の動的地震動を評価するための地震応答解析モデルは Fig. 6.3.2 に示すように建家

全体を梁要素及び集中質点からなる曲げせん断型モデルとし、地盤は建家と地盤の動的相互作用を考慮できるスウェイロッキングモデルとする。

② 固有値解析結果

建家の一次周期は、N-S方向で0.193秒、E-W方向で0.209秒である。

③ S_1 地震応答解析結果

・最大応答値

最大加速度分布をE-W方向で見ると基礎版位置では293 gal、屋根位置で872 galであり、屋根の基礎版に対する加速度応答倍率は約3倍である。

最大応答せん断力の最大値はE-W方向の地下1階で2931 tonfである。

最大応答変位は、N-S方向の屋根面レベルで0.488 cm、E-W方向の屋根面レベルで0.91 cmとなりN-S方向よりE-W方向のほうが大きな値になっている。

・ひび割れの発生の検討

最大応答せん断力から求めた最大平均せん断応力度（最大せん断力・せん断面積）の最大値はE-W方向で6.69 kgf/cm²である。この値はせん断ひび割れ応力度13.42 kgf/cm²を下回っている。また、最大応答曲げモーメントも曲げひび割れモーメントを下回っていることからひび割れの発生が少ないことが確認できた。

・原子炉建家安全性の検討

建家の地震時の接地率は77.9%であり、接地率の目安値65%を満足している。また、最大接地圧はE-W方向で35.58 tf/m²であり、地盤調査結果から推定される極限支持力度150 tf/m²を下回っている。

4) 応力解析

原子炉建家は、上部建家と基礎版に分け、それぞれにBクラスの静的地震力に対して3次元FEMモデルにより応力解析した。解析結果は、屋根、耐震壁、基礎版とも許容応力度を満足する配筋量があることを確認した。更に、基礎版についてはAクラスの静的地震力を入力した場合の応力を推定した。結果は許容応力を満足する配筋量があることを確認した。

プール壁を含む医療照射設備の改造案についてもAクラスの静的地震力に対する3次元有限要素モデルを用いて応力解析を実施した。解析結果により、改造補強する部分については許容応力を満足する配筋量を設定することとした。

5) 原子炉建家の機能維持

① 建家の終局耐力と最大応答せん断力の比較

S_1 地震動による地震応答解析結果の最大応答せん断力に対して、建家の終局せん断耐力（建家の保有水平耐力）が適当な安全余裕度を有していることを確認する。

解析結果は、建家の安全余裕度が最も小さい地下1階（E-W方向）で2.7、最も大きいクレーン部で22.2（N-S方向）であり、必要な安全余裕度1.5を十分確保している。

② 建家の最大応答せん断歪度と安全余裕度

建屋の終局せん断歪度を 4.0×10^{-3} rad（一般的に用いる耐震壁の終局せん断歪度）を判定の目安とし、それに対する最大せん断歪度の安全余裕度が2.0以上有することを確認する。解析結果として、 S_1 地震動に対する最大せん断歪度は終局せん断歪度の54.1～285

倍あり、必要な安全余裕度を確保している。

③ 建家の保有水平耐力

建築基準法施行令及び「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、建家の保有水平耐力及び必要保有水平耐力を算定し、両者を比較して重要度に応じた安全余裕度を有していることを確認する。解析結果は、建家の安全余裕度が最も小さい地下（E-W方向）で1.5、最も大きいクレーン部で7.4であり、耐震クラスBの必要な安全余裕度1.3を確保している。

原子炉建家の改修を設定しての動解析結果では、耐震Bクラスの施設としての安全性を満たしていることが確認できた。

6.3.4 非常用排気系の検討

(1) 経緯

JRR-4では、炉心燃料低濃縮化に際しての基本指針として安全評価（設置許可申請書添付十）の全面見直しを行うことにしている。その中で「重大事故」及び「仮想事故」が想定されているが、これらの安全評価を満足させるための方策（立地評価対策）を検討してきた結果、「重大事故」及び「仮想事故」時の核分裂生成物（FP）は、原子炉建家内に閉じ込め、非常用よう素フィルターを通して排気することが必要であるという方針を固めた。

JRR-4の建家は、気密性が悪いために、現状では、効果のある非常用排気設備の設計は容易でない。そこでこれらを解決するため、以下に述べる試験等を実施し、具体的設計を検討した。

(2) 排気系の試験

1) 試験の概要

JRR-4でこの立地評価対策設備を計画するために、原子炉建家の現状の漏洩量を測定するとともに、開口部を調べ、開口部を種々のレベルで塞ぐ対策を講じた場合の漏洩量を測定し、今後の計画の参考にすることを目的として排気系の試験（風量・負圧確認試験）を実施した。

本試験では、建家の漏洩量を一定の負圧に維持するために必要な炉室からの排気量として、すなわち開口部からの流入量とバランスする排気量として測定した。

試験は、3回4ケースに分けて行った。試験中パトロールを実施し、開口部の特定と漏洩状態の評価を行った。また、開口部をアルミ材、マスキングテープ、コーキング材等を用いて簡易な方法で塞ぎ、その状態をA、B、Cの3つに区分して、それぞれの状態における排気風量と負圧との関係を測定した。

試験の結果、特定された開口部を3)に測定値を4)に記した。

2) 測定の方法

測定はあらかじめ作成した試験手順書に沿い、制御室と排風機室とで連絡をとりながら排風機のポリウムダンパーで風量を調整しつつ、炉室の負圧、排風機風量、電動機電流、フィルター差圧、ダンパー開度等を測定した。制御室の負圧測定には、(株)S T研究所製微差圧計（PD80A及びES-1P）を使用した。差圧は外気圧（炉室西壁）と炉室1階の空気圧を制御

室の微差圧電送器 (PD80-0002) に導き、微差圧指示計 (ES-1P) で測定した。

微差圧指示計は電送器入力 0 ~ 20 mm H₂O, 同出力 0 ~ 24 mV で表示器に 0 ~ 20 mm H₂O を表示する (表示器出力 0 ~ 1 V) もので測定誤差は最大 ± 0.1 mm H₂O 程度である。風量は排風機出口に設けられている測定口 25 箇所を定温度型熱式風速計で測定し、平均の値を風量とした。

3) 試験の結果特定された開口部と区分

主な開口部は次のとおりである。

- ① 給気口
- ② 散乱実験室前 (床) ケーブルピット
- ③ 散乱実験室排水溝用孔
- ④ 散乱実験室上部ケーブルダクト
- ⑤ ポンプ室 (東側) 壁貫通部 (二次冷却配管等)
- ⑥ 制御室空調パッケージのダンパー
- ⑦ 炉室天井屋根躯体間隙
- ⑧ 機械室-炉室間ケーブル貫通部
- ⑨ ローディングドック A シャッター
- ⑩ 散乱実験室ドア
- ⑪ 制御室非常口
- ⑫ 制御室空調パッケージの隙間
- ⑬ 炉室入口ドア
- ⑭ 制御室下ダクトベースのコンジットの孔

開口部を次のグループに区分して、順次開口部を塞ぎながら 4 ケースの測定を行った。

開口部 : ②~⑥

開口部 : ①~⑥

開口部 : ①~⑭

4) 試験結果

試験の結果を Table 6.3.1 及び Fig. 6.3.3 に示した。その結果は、なんらの対策も講じない (現状のままの) 場合の漏洩量は、負圧 - 5 mm Aq において約 15000 m³/h, また今回一部の開口部に閉塞対策を講じて測定した結果は、負圧 - 5 mm Aq において約 6000 m³/h, - 3 mm Aq において約 5000 m³/h というものであった。なお、散乱実験室を除く原子炉建家内の全容積は 8000 m³ である。Fig. 6.3.3 から負圧 (大気との差圧) は排気風量すなわち開口部からの流入量のおよそ 2 乗に比例していることがわかる。

(3) 非常用排気系の計画

この試験結果から、屋根の改修、炉室出入口の改修、配管・ケーブル貫通部の閉塞等の対策により、風量 3000 m³/h において - 5 mm Aq 程度の負圧を維持することが可能であるとの見通しを立てて非常用排気系の計画を進めている。

現在、炉室給・排気系には、給気第 3 系統、給気第 4 系統、温風暖房第 1 系統、排気第 3 系統、排気第 4 系統、排気第 6 系統、排気第 7 系統、排気第 9 系統がある。そのうち炉室全般

(散乱実験を除く)に空気を送っているのが、給気第3系統で、炉室全般の主排気は、排気第3系統によって行われている。また、排気第9系統は炉頂部の排気を担っており、排気第6系統は実験照射系空気、排気第7系統は測定器排気ガス等を担っている。温風暖房第1系統と排気第4系統は散乱実験室用であり、給気第4系統は制御室、測定室用のパッケージファンである。

これに対して新たな設備は、炉室(散乱実験室を除く)の給気を給気第3系統とし、炉室の排気を排気第3系統及び第9系統に統一し、第9系統を3000 m³/hに改修し、非常用排気系とする。第9系統以外の給気系入口、排気系出口の原子炉壁貫通部には仕切弁を設置し、事故時には、閉止する。事故の検出は、新たに設ける事故時モニタにより行い、仕切弁の閉止、非常用排気系の運転、弁の開閉等を自動的に行う。

現在、計画中の非常用排気系の系統図をFig. 6.3.4に示す。

6.3.5 まとめ

今まで述べてきた燃料、原子炉建家、非常用排気設備の他に、医療照射設備、極短寿命核種放射化分析装置、安全審査関係の作業も同時に進めてきた。医療照射設備の性能については、少数群断面積ライブラリーデータを用いてTRIGA-LEU燃料炉心体系について約20ケースの計算評価を実施し、一応要求される性能を満足する結果が得られたが、シリサイド燃料炉心については、今後さらに性能評価計算を進める。極短寿命核種放射化分析装置については、キャプセル等種々の面からその実現性の検討を行ったが、いまだ実現には幾多の困難があることが判明し、現在の気送管照射設備を改良することで、これらの利用要望に対処することにした。安全審査関係では、基本方針を定め、研究炉の設計審査指針への適合性、重要度分類、研究炉の評価審査指針への適合性等安全審査に向けての資料作成の準備を進めた。

以上のように、JRR-4の燃料濃縮度低減化について、ほぼその基本方針が固まったので、安全審査関係の書類作成に着手し、今後部内審査、所内審査及び国の1次審査に向けて作業を進める。

Table 6.3.1 Test Results of Emergency Exhaust System

ケース1 (なんらの対策も講じない状態での試験)

系統	ステップ	VD開度 (度)	風量 (m ³) [平均]	炉室差圧 (mmAq)	排風機電流 (A)
排気第9系統	1	90 (100%開)	540	0 ~ -0.15 AVE -0.08	2
排気第3系統	2	15	7560	-0.93 ~ -1.07 AVE -1.00	19
	3	30	10440	-2.14 ~ -2.26 AVE -2.18	20
	4	45	15350	-4.98 ~ -5.13 AVE -5.03	23
	5	60	20880	-9.43 ~ -9.76 AVE -9.63	26

ケース2 (開口部Aを塞いだ試験)

系統	ステップ	VD開度 (度)	風量 (m ³) [平均]	炉室差圧 (mmAq)	排風機電流 (A)
排気第9系統	1	90 (100%開)	583	-0.11 ~ +0.08 AVE -0.01	2.2
排気第3系統	2	15	7200	-0.78 ~ -1.42 AVE -1.22	19
	3	31	11160	-2.50 ~ -3.30 AVE -3.06	20
	4	44	15120	-5.76 ~ -6.55 AVE -6.28	22
	5	53	19080	-9.69 ~ -10.08 AVE -9.82	24

ケース3 (開口部Bを塞いだ試験)

系統	ステップ	VD開度 (度)	風量 (m ³) [平均]	炉室差圧 (mmAq)	排風機電流 (A)
排気第9系統	1	90 (100%開)	626	-0.25 ~ +0.13 AVE +0.02	2.3
排気第3系統	2	17	7920	-2.97 ~ -3.31 AVE -3.12	19
	3	30	10800	-6.09 ~ -6.36 AVE -6.22	20
	4	40	13320	-9.74 ~ -10.03 AVE -9.87	22

ケース4 (開口部Cを塞いだ試験)

系統	ステップ	VD開度 (度)	風量 (m ³) [平均]	炉室差圧 (mmAq)	排風機電流 (A)
排気第9系統	1	90 (100%開)	605	-0.09 ~ -0.35 AVE -0.22	2.3
排気第3系統	2	7.5	5040	-2.92 ~ -3.25 AVE -3.08	18
	3	10	6480	-5.18 ~ -5.42 AVE -5.27	19
	4	14	6480	-5.94 ~ -6.25 AVE -6.07	19
	5	22	8280	-9.84 ~ -10.08 AVE -9.95	19.5

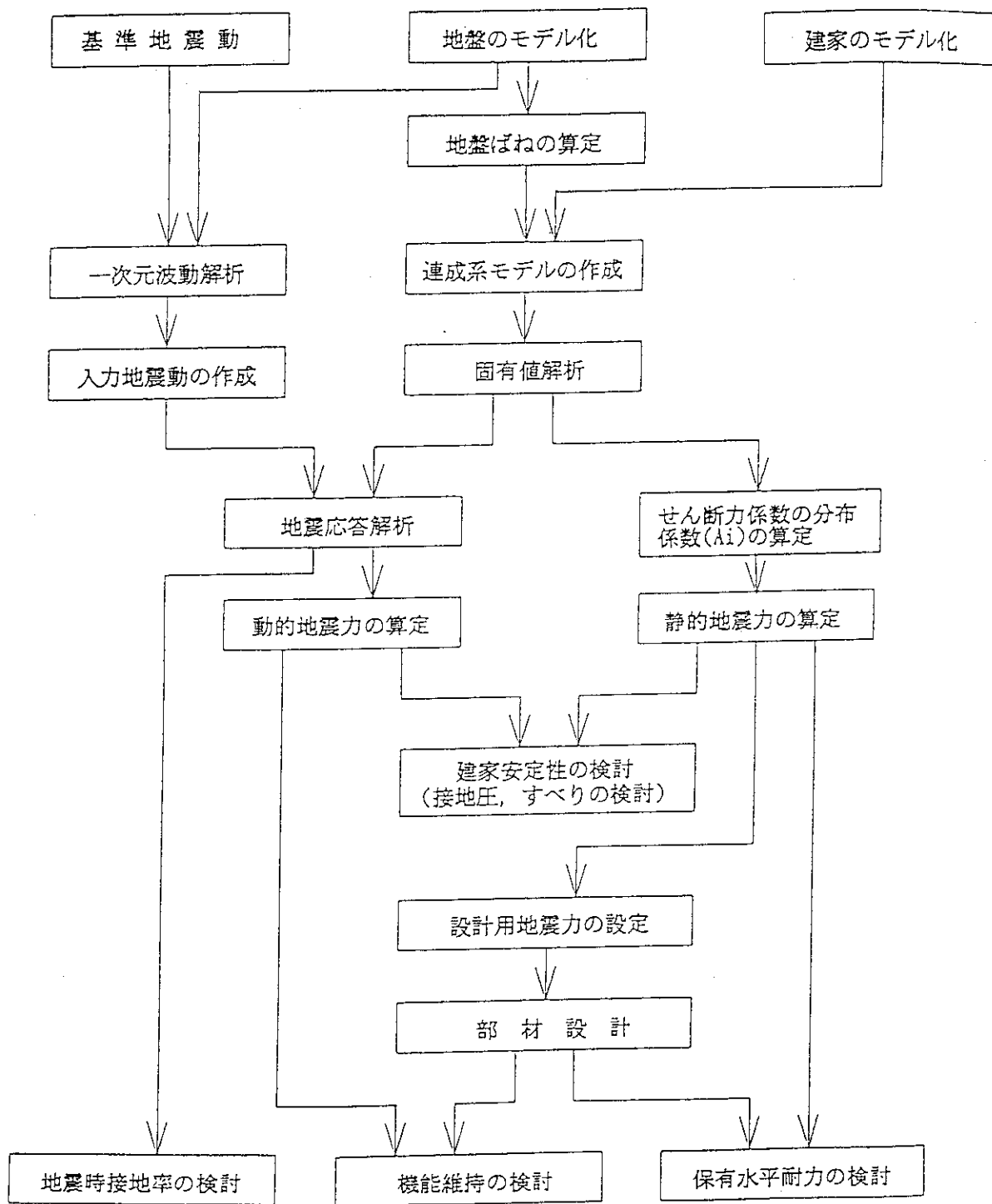


Fig. 6.3.1 Flow of Aseismic Design

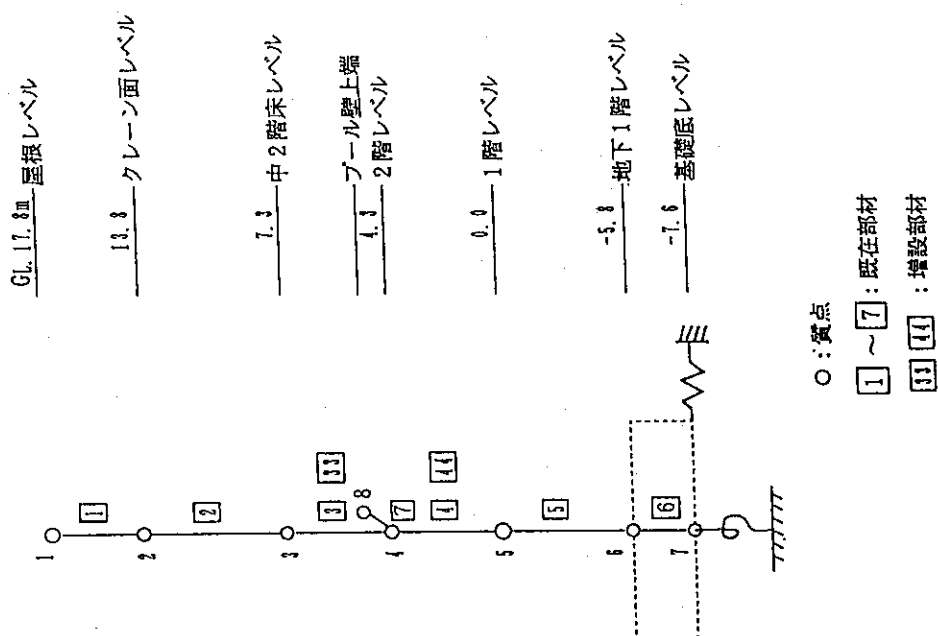


Fig. 6.3.2 Model for Seismic Response Analysis

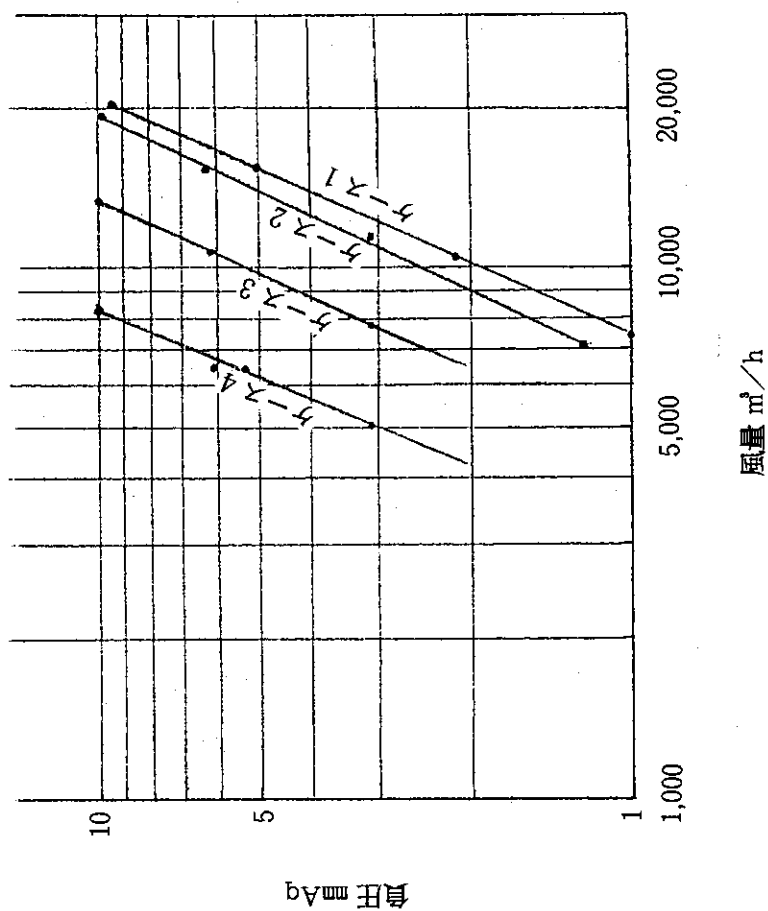


Fig. 6.3.3 Relation between Air Flow and Negative Pressure

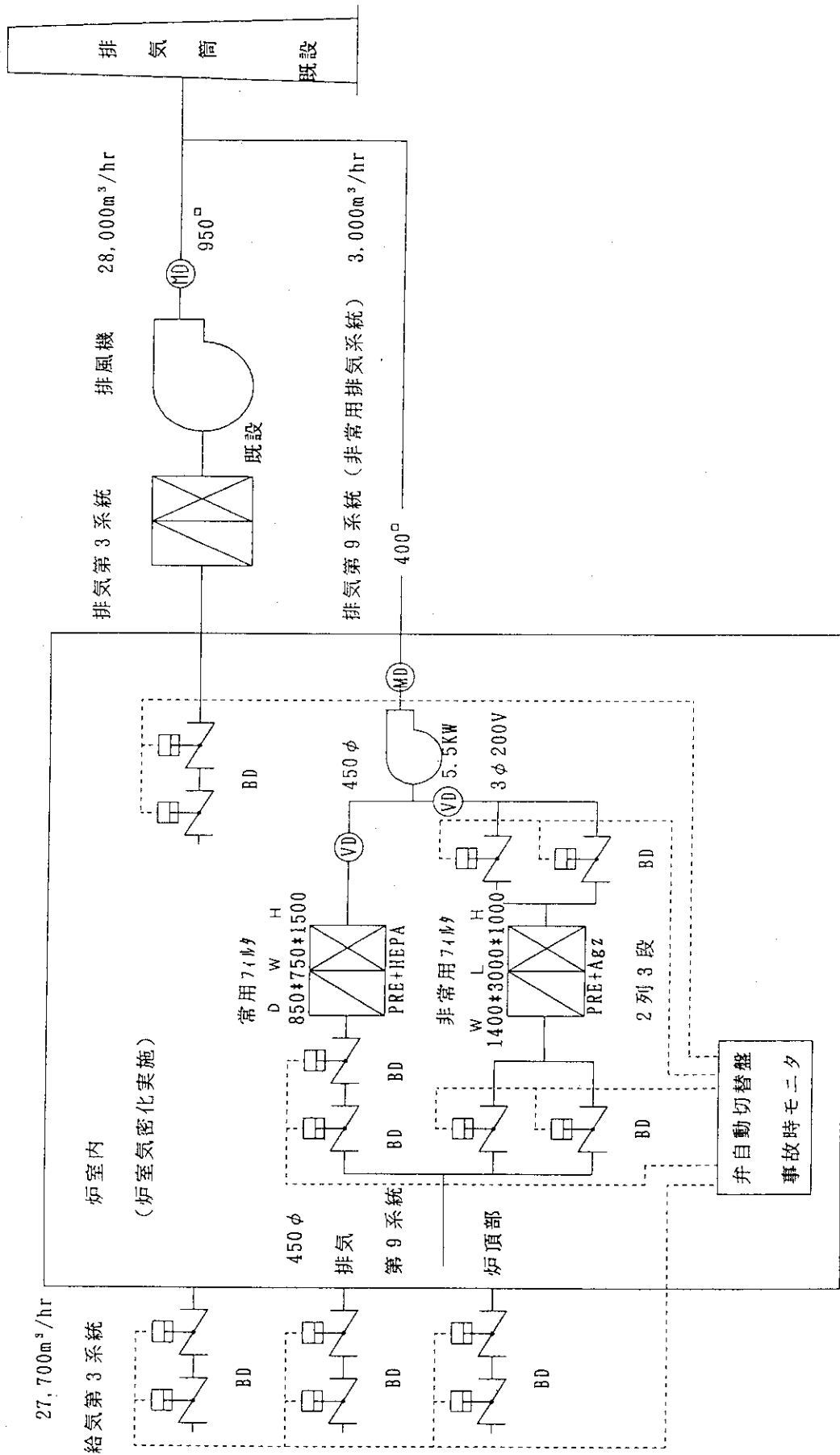


Fig. 6.3.4 Emergency Exhaust System of JRR-4 (planned)

7. 国際協力

7.1 科学技術庁原子力研究交流制度

7.1.1 受入れ

タイ原子力庁(OAEP)の研究者1名を平成5年6月16日から1ヵ月間研究炉技術開発室(以下技開室)に受入れた。OAEPが設置を計画している研究炉の設計、運転、利用に反映するため、原研が有する豊富な知見・経験を取得することを研修目的とし、研究炉の安全運転確保のために必要な要員の資格、燃料要素の管理及び破損検出法、格納容器の必要性及びその機能、効果的な研究炉運転・利用法、現在及び近未来の研究炉燃料の動向、日本における原子力安全規制の現状等について技開室を中心に部内各課室の担当者の協力により知見を深めた。また、部内各研究炉を初め、NUCEF、JMTR及びHTTRの所内施設並びに原子燃料工業、日立製作所、東芝府中工場等の民間施設を見学し、有意な見聞を取得した。

中国原子能科学研究院(CIAE)の研究員1名を平成6年3月15日から6ヵ月間受入れている。熱外中性子を用いたラジオグラフィック技術の研修を目的としているが現時点で研修中であるため次年度で報告する。

7.1.2 派遣

インドネシア原子力庁(BATAN)の研究用多目的炉(RSG-GAS)は平成5年4月から第9炉心に移行した。炉室内放射線レベル低減化のため、炉心タンク内にネットバップルを設置し、試験利用運転に於いてその結果を確認することになった。これらに伴う炉運転・管理に対し保安上の助言・指導を行うため及び後述する燃料破損検出装置(FFD)の共同開発に関する業務を管理・総括するため炉運転専門家1名を平成5年7月18日から9週間多目的炉センター(PRSG)へ派遣した。同炉は本来、炉室内放射線レベル抑制のため炉プール水面に温水層を形成させ、1次冷却材が直接炉室内空気と接触することを避ける設計になっているが、高出力運転時に高温の1次冷却材の上昇流により温水層が乱され消滅してしまうことにより設計上の機能を発揮できず、炉室内放射線レベルの上昇(最大30 mR/h at 30 MW)を招き、利用運転における出力制限(最大25 MW)の根拠となっているものである。ネットバップルは水深約6 mに設置され、高温の上昇流を抑制することにより水面から1.5 m厚の温水層を安定化させるものである。

同専門家着任直後、故障状態にあった2次冷却系統ポンプが修復され、高出力運転が可能となり、炉室内放射線レベルが約1/30(0.8 mR/h at 25 MW)に低減したことを確認した。第9炉心の試験利用の主なものはMo-99カプセル11個、Irカプセル4個、トパーズ7バッチの照射、水力ラビットによる照射、ビーム孔S4及びS6における中性子散乱実験並びに1次冷却材中の遅発中性子検出実験等であり、これらに伴う炉運転は安全裡に実施された。また、第9炉心での運転終了後、炉内装荷中の全燃料要素について、同専門家立会いの外観検査を実施し、その健全性を確認するとともに検査方法、判断基準について指導・助言を行った。

7.2 二国間協力

7.2.1 JAERI-ORNL 研究協力

平成6年2月からORNLにANS (Advanced Neutron Source) の研究・開発協力のため研究員を派遣している。研究協力の内容は、ANSの熱水力設計の限界を把握するために重要なFlow Excursion (FE) 現象及び限界熱流束 (CHF) について、ORNLの熱水力試験ループ (THTL) を用いて実験的に調べるものである。具体的な研究内容・成果については5.1.2項を参照されたい。さらに、今年度から原研が派遣した研究員が中心となって限界熱流束に関するデータベースの構築を開始した。

7.2.2 JAERI-BATAN 研究協力

(1) 受入れ

平成5年7月22日から9週間技術者2名、同年9月22日から9週間管理職者1名及び炉運転直長2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

現役炉運転直長2名をJRR-4 (9/22～10/7) 及びJRR-3 (10/18～11/23) 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・機器の状態、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では冷却系統機器及び電気機械の故障頻度が相対的に高いことを考慮して、同機器保守・整備の実務担当技術者1名をJRR-2機械室に平成5年7月22日から9週間受入れ、予防保全の必要性、運転中の機器の管理、定期点検・補修の方法及び手順について実務指導を行った。

3) 制御設備改造予備設計

RSG-GASの効率的な炉運転利用遂行上、現在の制御設備では能力不足であることが判明している。同設備改造計画の一環として、計測制御系統整備担当技術者1名を平成5年7月22日から9週間JRR-2管理課に受入れ、制御棒駆動機構及び自動制御設備並びに関連回路改造のための予備設計を指導した。

4) 品質保証・安全基準

平成5年9月22日から9週間、品質保証課長をJRR-2管理課に受入れ、研究炉における品質保証体制、組織及び業務分掌、炉安全管理の基本的方針、安全基準及び炉運転条件・制限値の根拠等について教育・指導した。

(2) 派遣

1) 燃料破損検出装置の共同開発・試験

平成5年8月1日から4週間、中性子計装担当技術者1名を必要器材とともに派遣した。今回は本計画の第1段階として、BF₃検出器2基を1次冷却材炉心出口配管にパラフィンホルダーで固定し、冷却材中の遅発中性子を検出することにより測定感度を確認することを目標とした。この結果を評価し、設計に反映させ、次年度以降で常設燃料破損検出装置

(FFD)の実現を目指すものである。先行派遣した炉運転管理専門家の指導で3個作業班が編成され、パラフィンホルダーの製作・取付、ケーブル通線・設置及び計測器調整・測定を分担した。作業はほぼ並行して実施され、ビーム実験孔における中性子検出器のプラトー特性測定及びパルスジェネレーターを用いたPRSG所有の記録計校正等の準備作業はホルダー製作及び通線作業中に完了した。中性子検出器及び前置増幅器は冷却機器室内に、高圧電源、主増幅器、混合増幅器、波高弁別器、計数率計等は計測機器室内に、記録計は制御室内にそれぞれ設置された。通電前にケーブルの絶縁抵抗測定及び導通試験を行い、正常であることを確認した。炉出力15 MW及び25 MWにおいて、中性子パルスをオシロスコープで確認し、波高弁別レベルの設定を実施した。遅発中性子の計数率は炉出力25 MWに於いて約0.4 cpsとほぼ予想どおりであった。この結果から約20倍程度感度を向上させればFFDとして十分実用に供せる確信を得た。当面この装置を試験的に運用するため、炉運転専門家と共同でその運用方法を指導した。

2) 照射カプセル自動挿入・取出し装置の安全評価

RSG-GASは利用効率向上のため照射カプセルの自動挿入・取出し装置を炉心に付加する計画である。同装置を運用する場合の安全性、特に炉運転への影響について検討・評価し、助言するために炉運転管理専門家1名を平成6年2月27日から6週間PRSGへ派遣した。同装置は2本のアームを持ち、各アームは水平及び垂直に電動機によって駆動される。アーム下端にグリッパーがあり、これによりカプセルホルダーを着脱させる。カプセルホルダーは3個までカプセルを保持することができる。操作はコンピューターにより自動化されており、アーム相互間の干渉を避けるためインターロックが設けられている。これら2本のアームによりあらかじめプログラムされた5カ所の炉内照射位置でカプセルの挿入・取出しが自動的に行える設計となっている。アームの移動速度は垂直方向1.5 mm/s及び水平方向10 mm/sであり、単一の挿入取出しに対し0.5% $\Delta k/k$ 、全体で2.0% $\Delta k/k$ の反応度変化量が認可されている。

カプセルの挿入・取出しは定出力自動制御運転中に実施され、それによる反応度印加率は垂直方向の位置依存性がある。その最大値より微調整棒の反応度印加率が常に上回っていれば動的な反応度バランスを保持でき、炉出力を安定に維持できる。また、微調整棒の反応度印加率も位置依存性があり、上のバランスを保証するためには、微調整棒を適切な位置の範囲内で運用しなければならない。カプセルの挿入・取出しによる最大反応度変化量を0.5% $\Delta k/k$ とした場合、第10炉心BOCの状態において最大反応度印加率は約0.0017% $\Delta k/ks$ と推定される。この場合、微調整棒を210 mmから415 mmの範囲で運用すれば炉出力を安定に維持できる。しかし、粗調整棒位置(バンク位置)に対し微調整棒位置は相対的に50 mmを超えてはならない運転制限があるため、粗調整棒を手動で操作し微調整棒の変位を緩和する必要がある。これらの検討評価に基づいて、カプセル挿入及び取出し時の運転手順・説明書を現地語で作成し、炉運転課員に説明・指導した。また、後述する制御棒駆動設備の改造計画に対し、R&D方式による計画立案を助言し、本協定に基づき派遣された技術者の協力活動を支援した。

3) 制御棒駆動設備の改造計画

(1)受入れ3)で述べた制御設備改造計画に関する協力活動をフォローアップし、同計画実現の第1段階を具体化するため、平成6年3月20日から2週間制御棒設備担当技術者1名をPRSGに派遣した。PRSGに制御設備改造チームが編成され、同チームに対して改造を必要とする既存設備の範囲及び付加すべき機器・回路、実施の方法・手順についての助言・指導を行った。本計画は段階的に実施するものとし、その第1段階として、駆動速度を現用のものの最大約5倍とした速度制御可能な制御棒駆動機構の試作設計を実施した。現用制御棒駆動機構の本体構造物及び垂直変換部（ボールナットスクリュー）をそのまま使用することとし、電動機及び減速ユニットの交換及びモータードライバーの付加が骨子である。このため、負荷重量の実測、電動機トルク及び減速比の計算等を行い、試作駆動機構（テストモデル）の設計仕様を決定した。また、テストモデルの製作及び負荷耐久試験方法・手順について助言・指導を行った。

4) 安全評価解析に関する意見交換・実態調査

本年以降の研究協力活動策定の基礎情報を取得するため、平成5年11月15日から1週間研究員1名をPRSG原子炉物理課へ派遣し、上記の実態調査を実施した。調査の結果、以下の実態が明らかとなり、PRSGとしては原研の協力・支援を要請している。

- ① 核特性評価・解析、特に燃料管理、照射試料反応度評価、制御棒寿命評価及びシリサイド化のための炉心設計用コード整備が不十分であり、断面積ライブラリーの不備が決定的な障害となっている。
- ② 熱水力評価・解析の分野では、炉心内冷却材流速分布評価用コード及びライブラリーの不備が決定的な障害となっている。
- ③ 動特性パラメーター解析において、炉雑音測定データ評価用コードの入手に苦慮している。
- ④ 中性子束分布、スペクトル測定技術及びデータ解析・評価に関してなお十分でない。
- ⑤ ベリリウム反射体の変形解析・寿命評価及び測定技術に関して力不足である。

5) 照射利用に関する技術協力

平成5年11月15日から1週間上記の目的で技術者1名を照射技術課へ派遣し、現場調査、情報交換を行い、これらに基づき必要な技術的助言・指導を行った。PRSGは短寿命放射化分析システムの構築及び水力照射設備による長時間照射を計画している。また、照射場の特性測定技術、特に γ 線測定技術の確立及び日本からのポリエチレンカプセルの供給を望んでいる。主な助言・指導は以下のとおりである。

① 短寿命放射化分析システム

試料の照射終了から測定までの時間を短縮するため、アイソトープセルから放射化分析室までのカプセル転送システムを提言し、システムの問題及び機能について説明した。

② 水力照射設備

長時間照射を実現するために次の評価、開発が必要であることを助言した。

- ・ポンプの輸送能力の評価
- ・セル及び搬送経路の遮へい能力の評価

- ・長時間照射用カプセルの開発
- ・カプセル開封装置の開発

7.2.3 JAERI-ININ 研究協力

平成5年9月6日から3ヵ月間メキシコ国立原子力研究所 (ININ) の研究員1名をININが将来建設する予定の多目的研究炉 MEX-15 の炉心熱水力設計研究のため研究炉技術開発室で受入れ、協力・指導した。

平成6年2月27日から1週間本研究協力取決めにに基づき、研究炉の設計及び工学分野における情報交換のため、研究員1名をININに派遣した。情報交換の内容は、JRR-3M 用に開発した熱伝達相関式に関する紹介及び討論、ININの研究施設の視察及び運用状況について、今後のMEX-15に関する協力研究の内容に関するものである。具体的には、昨年度までのMEX-15の概念設計では、燃料芯材として U_2O_8 を用いてきたが、世界的にシリサイド燃料が主流になりつつあること、また、昨年度までの核概念設計では制御棒の反応度評価が十分でないことなどから、今後低濃縮20%のシリサイド燃料を燃料芯材とした板状燃料の炉心について再度核設計を実施したいという意向であった。

7.2.4 JAERI-OAEP 研究協力

タイ原子力庁 (OAEP) では、新しい場所に研究所を移転し、そこに新研究炉を建設して、同炉を中核施設として原子力研究開発を大々的に展開する計画である。1994年10月頃にはこのための国際入札を実施し、1999年には新研究炉を完成させる予定でいる。さらに将来は、原子力発電所の設置を計画しており、2006年に100万kW級2基を運開の予定である。このような状況下で、原研の原子力研究開発ポテンシャルに対する先方の期待は大きく、早急な研究協力、技術指導、助言体制の確立が望まれている。このため、原研とOAEPとの間で研究炉の設計、建設、運転、利用等に関して二国間協力の内容の検討を進め、情報交換、人材交流等を中心として、既存の日・タイ協力取決め (放射線加工処理) に研究炉に関する付属書を添付することで合意し、平成5年度末には最終案文の作成を終えている。一方、傘となる口上書に関しては、同年2月末に在タイ日本大使館からタイ外務省に発出しており、同所で現在検討中である。平成6年度の早い時期には協力締結の見込みである。

研究炉分野における協力は、以下のとおりである。

1) 研究炉炉心特性に関する研究

炉心の核特性、熱水力特性解析、特性測定についての情報交換、共同研究

2) 研究炉の安全評価に関する研究

原子炉安全基準の考え方、安全評価における各種過渡事象の評価、解析等の情報交換

3) 研究炉の運転及び利用に関する経験及び情報の交換

研究炉の運転・保守技術、照射やビーム実験設備、水・ガス管理等の情報交換

7.3 その他の協力

平成5年10月4日から2ヵ月間、BATAN（ジョクジャカルタ研究所）の技術者1名をIAEA派遣研修生としてJRR-2管理課に受入れ、研究炉の計測・制御設備、特にデータロギングシステムにおけるデータ転送方式について指導を行った。また、部内各研究炉並びにNSRR、JMTR及びHTTRを訪問し、コンピューターシステムに重点を置いて知見を得た。

平成6年1月10日から3ヵ月間、バングラデシュ原子力研究所（BAEC）職員1名をIAEA派遣研修生としてJRR-4管理課に受入れ、研究炉の運用目的、組織、運営管理について指導した。また、所内各施設及び原電発電所を見学し、広範囲な参考情報を取得した。

7.4 国際会議、シンポジウム

7.4.1 第3回研究炉国際グループ会議

平成5年9月30日、10月1日の2日間にわたり、第3回研究炉国際グループ会議（IGORR-III）を那珂研究所多目的ホールにおいて開催した。

本会議は、新しい研究炉の設計、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、技術者が一堂に会し、経験、情報・交換あるいはR&Dの結果を共有することを目的としており、第1回は米国オークリッジ国立研究所において、第2回はフランスサクレ研究所において開催されたものである。今回は、日本で開催されたこともあり、これまで参加していなかった韓国、インドネシアなどからも発表があり、各国の新型炉計画、既存炉の改造計画などの発表とともに、今後の研究炉の設計あるいは既存炉の改造のためにどのようなR&Dが必要かなどの活発な議論が行われた。24件の講演のうち、20件は外国からの講演者によるもので、国内からの発表はいずれも原研からのものであった。2日間の会議を通じて、内外の大学、研究所、民間等から述べ154名の参加があり、盛会であった。

7.4.2 第16回燃料濃縮度低減化国際会議

平成5年10月4日（月）から7日（木）の4日間にわたり、原研主催、京大原子炉実験所後援、米国ANL協賛により第16回研究・試験炉燃料濃縮度低減化（RERTR）国際会議を大洗町の大洗パークホテルにて開催した。

会議期間を通じて、国内72名（科技厅、大学、産業界、原研等）、海外18カ国及び国際原子力機関（IAEA）から82名、合計154名の参加者があった。会議では、①各国の低濃縮化計画、②燃料の開発及び製造、③燃料の試験及び評価、④炉心転換の研究及び安全評価、⑤燃料サイクル、⑥研究・試験炉の利用のセッションにおいて本国際会議史上3番目に多い42件の発表（このうち原研は6件）があり、活発な討論が行われた。また、会議の最後に、各国の代表からなるパネルメンバ及びコメンテータを中心とした恒例の円卓会議が行われ、懸案の使用済燃料問題、燃料開発、利用等について幅広い議論がなされた。

なお、今回初めてロシアからの参加があり、従来情報の少なかったロシアの研究・試験炉について貴重な情報が得られたことが特筆される。

7.4.3 第4回アジア研究炉シンポジウム

第4回アジア研究炉シンポジウム（ASRR-IV）は、中国原子能科学研究院（CIAE）の主催で、北京市内のホテルを会場にして、平成5年11月8日から12日の5日間にわたって、約40名の参加を得て開催された。ASRRは、過去に3回、立教大学、インドネシア原子力庁、原研の主催で開催している。今回の会議で、中国以外の参加国は日本及び韓国のみであり、インドネシア、パキスタン及びマレーシアが参加を取止めている。口頭発表は、運転経験、設計・解析、アイソトープ製造、炉技術・ビーム実験等の8セッションにおいて31件（日本16件、（うち原研7件）、韓国5件、中国10件）であった。この中では、韓国の建設中のKMRR、中国の新研究炉に関する発表が目新しかったといえよう。次回のASRR-Vは、韓国原子力研究所（KAERI）の主催で開催する方向で進めることとなった。

7.4.4 「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

(1) はじめに

本ワークショップは、我が国の原子力委員会の主導によるアジア地域原子力協定の一環として、平成5年3月に東京で開催された第4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ある。ここでは、研究炉利用のうち中性子ビーム実験、ラジオアイソトープ製造及び中性子放射化分析の3分野において、各国の現状や将来計画についての報告が行われた。また、これに先立って中性子ビーム実験に関するサブワークショップが開催された。

(2) ワークショップの概要

ワークショップは、平成5年11月30日から12月3日までインドネシアのジャカルタにおいて行われた。

ワークショップには、オーストラリア、中国、韓国、フィリピン、マレーシア、タイ、インドネシア及び日本の8カ国から合計約80名の参加者を得た。我が国からは、16名の専門家等が参加した。

ワークショップは、第1日（11月30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が一堂に会して開会式が行われ、科学技術庁の三橋氏とSubki次官から開会挨拶が行われた。この後、第4日（12月3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、討議が行われ、それぞれの計画がまとめられた。最終日である12月3日の午後は、全員参加の総合討議が行われ、総合的な報告書を作成して総括が行われ多大な好評を得て閉会した。

サブワークショップは、平成5年11月22日から11月29日までインドネシアのSerpongにあるRSG-GAS研究用原子炉に設置した高分解能粉末中性子回析装置を使用して高温超電導体の回析実験とデータ解析の実地訓練が行われた。サブワークショップは、11月22日に開会式を行い、日本からは濱口原研国際技術協力員、インドネシアからは、Subkiインドネシア原子力庁次官（原子力科学技術評価担当）、Marsongkohadi材料科学研究センター長からそれぞれ挨拶があり、アジア諸国からの研究者が一堂に会して実験等を行う意義、日本側の援助等への感謝等が示された。これに引き続き7日間に亘って、日本、オーストラリア、中国から持ち込まれた試料を用いての実験及び解析が、土曜日も追加するなど極めて熱心に行われた。

(3) ワークショップの内容

本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) 中性子ビーム実験：

中性子ビーム実験における各国の研究現状が報告された。今後の研究計画検討については、共同実験を今後2年間にわたり継続して行うことが確認され、より複雑な酸化物超電導物質の構造解析及び残留応力測定を行う計画が策定された。

2) ラジオアイソトープ製造：

モリブデン-99 からテクネチウム-99 m を発生させるゲル・ジェネレータの開発を主体にして検討が行われた。今回はこの分野で進捗している中国が、ゲル・ジェネレータ調整法の公開実験を行うことについて合意された。また、LEU からの製造についても引き続き検討を行うこととし、製品の供給等についての協力に関する情報交換を行うことにした。

3) 中性子放射化分析：

空気中の浮遊粒子の微量元素分析に中性子放射化分析を応用するための第1段階として、日本が提供した標準試料を用いた測定結果の報告を基に、各国の技術レベルに大きな隔たりのないことが確認できた。また、エアロソール粒子の測定結果を次回持ちよることとした。

(4) サブワークショップの内容

1) 目的

1992年11月に開催された第1回のワークショップの「中性子散乱」分野において、1993年度のワークショップ開催時にインドネシア原子力庁(BATAN)のRSG-GAS炉の中性子導管に設置されている高分解粉末中性子回折装置(HRPD)を用い、アジア地区の若手研究者を対象に高度な中性子回折実験とデータ解析を行うことが決議された。この決議に基づき「中性子散乱分野小委員会」で具体的な実験の内容がまとめられ、1993年11月22日より11月29日まで実験が実施された。

2) 実験の目的並び内容

- ① BATANのHRPDを用い試料測定を行い、装置の構造、実験手法を習得する。
- ② オーストラリアから提供されたTiO₂粉末標準試料を用いHRPDの波長、装置特性を求める。
- ③ 高温超電導材としてBATANが製作したYBa₂Cu₃O_{7-x}及び原研が準備したYBa₂Cu₄O₈試料を測定し、その測定結果を科学技術庁無機材質研究所、泉富士夫氏が開発した構造解析用プログラム“RIETAN”を使用し、解析方法を習得するとともに、解析を行う。
- ④ 討論ならびにレポートの作成を行い、実験のまとめを行う。

3) 実験の状況

実験への参加者総数は16名であり、日本、インドネシア、中国、韓国、フィリピン、マレーシア、タイから若手研究者が参加した。原子炉は11月21日より25 MWで運転を開始した。実験の開始に先立ち、HRPDは、BATAN材料科学研究センターの研究者、技術者及び濱口国際協力員により、21日からの研修に備え一部YBa₂Cu₃Oの測定が開始された。11月22日から29日にかけて実験を行い、それと並行してデータの解析及びレポートの作

成を行った。

(5) 本ワークショップのまとめ

本ワークショップは、中性子ビーム実験、ラジオアイソトープ製造、中性子放射化分析の3分野について、討議内容、共同研究に関するプログレスレポート、将来計画についてとりまとめた。

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5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ある。関係者の協力を深く感謝します。

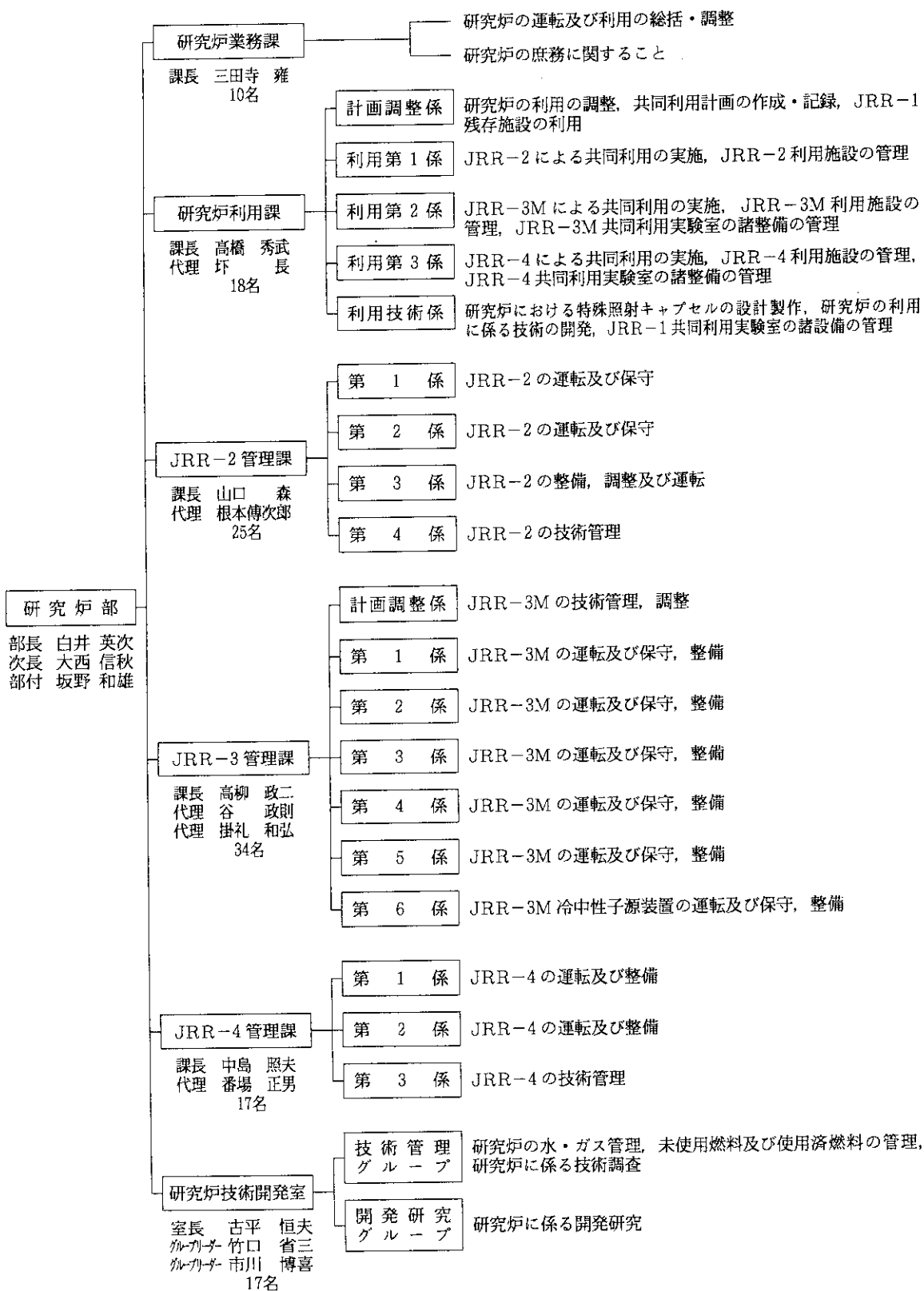
(編集委員長)

編集委員会メンバー

委員長	白井英次	(部長)
副委員長	大西信秋	(次長)
委員	古平恒夫	(研究炉技術開発室)
	鯉淵 薫	(研究炉利用課)
	松林政仁	(研究炉技術開発室)
	小菅征夫	(JRR-2管理課)
	峯島博美	(JRR-3管理課)
	堀 直彦	(JRR-4管理課)
	奥村喜美枝	(研究炉業務課)

付録1 研究炉部の組織と業務

6.3.31 現在



付録2 平成5年度 JAERI-M レポート一覧

著 者	標 題	レポート NO.
大友、笹島他	JRR-3M平衡炉心時の垂直照射孔における中性子束及びカドミ比の測定	JAERI-M-93-154
研究炉部	平成4年度研究炉部年報；運転・利用と研究・技術開発	JAERI-M 93-226
編集ワーキンググループ	Proc. of the 5th International Symp. on Advanced Nuclear Energy Research ; Neutrons as Microscopic Probes	JAERI-M 93-228
M. A. Lucatero、神永	Thermal-hydraulic Conceptual Design of the Multiple Purpose Research Reactor MEX-15	JAERI-M 94-006
神永	COOLOD-N2: A Computer Code, for the Analyses of Steady-state Thermal-hydraulics in Research Reactors	JAERI-M 94-052
横尾、鳥居、鯉淵、他	医療照射における熱中性子束測定技術	JAERI-M 94-058

付録3 平成5年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
村上、瀬口、 有金、大友、 高橋	Radiation Resistant Aromatic Poly Ether (DEK) and the Application for Irradiation Capsules in a Research Reactor	39th Int. SAMPE Symp. and Exhibition
E. Shirai	Present Status of JRR-3M	3rd Meeting of IGORR
M. Kaminaga, et al.	Core Thermal Hydraulic Tests for ANS	3rd Meeting of IGORR
K. Soyama, et al.	Development of Supermirror and Neutron Bender	3rd Meeting of IGORR
Y. Nakano, et al.	Comparison of JRR-4 Core Neutronic Performance between Silicide Fuel and TRIGA Fuel	16th RERTR Meeting
K. Yanagisawa, T. Fujishiro, K. Soyama, et al.	Transient Behavior of Silicide Plate-Type Fuel during Reactivity Initiated Accident Conditions	16th RERTR Meeting
H. Ichikawa, et al.	Thermal Stress Analysis Generated in Low Enriched Silicide Fuel Mini-plate under Transient Condition	16th RERTR Meeting
K. Arigane, et al.	Development of Irradiation Capsules Using Polymers	4th Meeting of ASRR
H. Takahashi, Y. Hoshi, Y. Koyama, H. Ichikawa, et al.	Recent Utilization of Research Reactors in JAERI	4th Meeting of ASRR
M. Matsubayashi et al.	Experimental Studies Using JRR-3M Neutron Radiography Facility in JAERI	4th Meeting of ASRR
E. Shirai, et al.	Present Status of Research and Test Reactors in JAERI	4th Meeting of ASRR
曾山、鈴木、他	スーパーミラー中性子ベンダーの開発	第2回中性子シンポジウム
M. Kaminaga, et al	Core thermal hydraulic tests for ANS	3rd Meeting of IGORR
有金、高橋	原研JRR-2炉の医療照射場の設計経験	KUR 重水熱中性子設備の改造に関する安全性及び性能の改善に関するワークショップ

付録4 平成5年度外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
高橋 秀武 他	多方面へ展開する原子炉利用；II、中性子の利用、II-3、工業用照射炉	日本原子力学会誌
数土、神永	A New CHF Correlation Scheme Proposed for Vertical Rectangular Channels Heated from Both Sides in Nuclear Research Reactors	J. Heat Transfer, 115
T. Hibiki, K. Mishima, A. Tsuruno, M. Matsubayashi et al.	Application of Neutron Radiography to Visualization and Void Fraction Measurement of Air-Water Two-Phase Flow in a Small Diameter Tube	J. of Nucl. Sci. & Tech., Vol.30 1993
堀 直彦	新型炉のための安全性に関する用語 (IABA-TECDOC-626)	第30回原子動力研究会年会報告書
白井 英次 他	日本原子力研究所の研究用原子炉；新しい原子力研究開発の展開を目指して	原子力工業, 39 (11)
白井、曾山	日本の研究用原子炉；海外の状況	原子力工業, 39 (11)
S. Suzuki, et al.	Characteristics of Neutron Guide Tubes in Upgraded JRR-3	J. Nucl. Sci. Technol., 30 (10)
松林、鶴野	JRR-3 Neutron Radiography Facility	Neutron Radiography, 4

付録5 平成5年度官庁認可一覧

原子炉施設

原子炉名	件名	設置変更		設工認	使用前検査	
		申請 年月日 番号	認可 年月日 番号			
JRR-2	該当なし	申請	年月日 番号			
		認可	年月日 番号			
JRR-3	第L。次燃料体の製作	申請	年月日 番号	平成3年9月10日 3原研19第45号	平成4年8月3日 4原研19第33号	
		認可	年月日 番号	平成3年10月15日 3安(原規)第440号	平成6年4月1日 4安(原規)第307号	
	第L。次燃料体の製作	申請	年月日 番号	平成3年9月10日 3原研19第45号	平成5年3月16日 5原研19第17号	
		認可	年月日 番号	平成3年10月15日 3安(原規)第440号	検査中	
	第L。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9月10日 5原研19第31号	
		認可	年月日 番号	平成5年3月12日 5安(原規)第34号	検査中	
	第L。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	年月日 番号	平成5年3月12日 5安(原規)第34号	検査中	
	制御棒駆動装置の部品交換	申請	年月日 番号	平成5年2月17日 5原研19第7号	平成5年6月11日 5原研19第25号	
		認可	年月日 番号	平成5年3月12日 5安(原規)第33号	平成5年8月10日 5安(原規)第188号	
	JRR-4	該当なし	申請	年月日 番号		
			認可	年月日 番号		
		申請	年月日 番号			
		認可	年月日 番号			
		申請	年月日 番号			
		認可	年月日 番号			
		申請	年月日 番号			
		認可	年月日 番号			
		申請	年月日 番号			
		認可	年月日 番号			
		申請	年月日 番号			
		認可	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	
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)			
		派遣			1(1M)	1(2M)	2(2M)	1(1M) 1(2M)	1(2M)	1(2M)	1(2M)	
	中国	受入	1(2.5M)	1(3M)	1(3M)			1(6M)				1(6M)
		派遣										
	バングラディッシュ	受入										
		派遣								2(4M)		
	フィリピン	受入				1(6M)						
タイ	受入			1(3M)	1(2M)			2(3M)		1(3M)	1(1M)	
	派遣							1(2W)				
韓国	受入					1(6M)						
	派遣		1(1W)					1(1M)				
二国間協定に基づく 受入れ及び派遣	インドネシア	受入					2(3M) 1(2M)	2(3M) 1(2M)	5(2M) 1(3M)	5(1M) 3(2M)	5(2M) 1(2W)	
		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)	
	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)	
海外協力事業団 (JICA)	インドネシア	受入						1(1Y)				1(2M)
		派遣				1(3M)	1(2M)	1(3M)				
	その他	受入							1(2M) タイ	1(3M) 中国	1(3M) バングラディッシュ	
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(3M)		
合計		受入	2	2	2	3	12	11	12	13	11	
		派遣		1	2	3	6	8	8	7	7	

* 数字は人数を示す。

()内は受入れ、派遣の期間、Wは週、Mは月、Yは年を示す。

付録7 原子炉研修所運転実習の実績

JRR-4では、昭和44年に運転を終結したJRR-1に代わり、原子炉研修所（現在の原子炉総合研修センター）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1424名となり、我が国の原子炉技術者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、制御棒反応度係数測定、動特性パラメータ測定、原子炉出力測定等である。

(1) 国内の原子炉技術者養成人数

年 度	研 修 コ ー ス		研 修 生 の 職 種 等				合 計
	一般課程	原子炉工学	電力	民間	官庁	原研・動燃等	
1969(S44) ～ 1975(S50)	515	—	284	84	89	58	515
1976(S51)	52	—	16	6	5	25	52
1977(S52)	36	24	26	8	8	18	60
1978(S53)	36	24	31	3	8	18	60
1979(S54)	36	25	33	2	11	15	61
1980(S55)	33	28	30	3	6	22	61
1981(S56)	26	30	26	6	9	15	56
1982(S57)	34	29	31	7	7	18	65
1983(S58)	38	27	37	5	13	10	64
1984(S59)	38	26	41	3	5	15	61
1985(S60)	36	25	38	3	4	16	51
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	14	7	2	6	29
1992(H 4)	16	12	22	0	3	3	28
1993(H 5)	18	9	16	2	3	6	27
合 計	1,074	350	781	151	193	299	1,424

(2) 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、バングラディッシュ、フィリピン、ペルー、マレーシア、メキシコ
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	
合 計	43	12 カ国