

JAERI-Review

JP0550096

2005-001



平成 15 年度研究炉部年報

(運転・利用と研究・技術開発)

2005年2月

研究炉部

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課(〒319-1195 茨城県
那珂郡東海村)あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料
センター(〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内)で複写による実費
頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

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

平成15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

(2005年1月4日受理)

研究炉部は、JRR-3及びJRR-4の各施設を運転管理し、利用に供するとともに、ラジオアイソトープの製造と利用に関する研究・技術開発を実施している。

本報告書は、平成15年度における研究炉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。研究炉部においては、具体的な業務として、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、使用済燃料及び水・ガスの管理を含む技術管理、ラジオアイソトープの製造技術の研究開発及びその利用に関する研究・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、利用技術、安全解析及びラジオアイソトープの利用技術等について国際協力を実施している。

Annual Report of Department of Research Reactor, 2003
(April 1, 2003 ~ March 31, 2004)

Department of Research Reactor

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

(Received January 4, 2005)

The Department of Research Reactor is responsible for the operation, maintenance, utilization of the JRR-3 and the JRR-4 and for the related R&D. Besides the RI production and its R&D are carried out.

This report describes the activities of the department in fiscal year of 2003 and also includes some of the technical topics on the works mentioned above. As for the research reactors, we carried out the operation, maintenance, utilization of irradiation and neutron beam experiments, technical management including management of fuels and water chemistry, and related R&D works. The RI production and its R&D works were conducted as well. The international co-operations between the developing countries and the department were also made concerning the operation, utilization and safety analysis for research reactors.

Keywords: Research Reactor, Annual Report, Reactor Operation,
Reactor Utilization, RI, International Cooperation, JAERI

目 次

まえがき		1
1 概要		3
1.1 研究炉の運転管理		5
1.2 研究炉の技術管理		7
1.3 研究炉の利用		8
1.4 ラジオアイソトープの製造と利用に関する研究		10
1.5 研究炉の高度化の技術開発		11
1.6 主な技術的事項		13
1.7 研究炉部の安全管理		19
1.8 國際協力		20
2 研究炉の運転管理		21
2.1 JRR-3 の運転管理		23
2.1.1 運転		23
2.1.2 保守・整備		23
2.1.3 燃料・炉心管理		25
2.1.4 放射線管理		28
2.2 JRR-4 の運転管理		30
2.2.1 運転		30
2.2.2 保守・整備		30
2.2.3 燃料・炉心管理		32
2.2.4 放射線管理		33
3 研究炉の技術管理		35
3.1 研究炉の水・ガス管理		37
3.1.1 重水の計量管理		37
3.1.2 JRR-3 の水・ガス管理		37
3.1.3 JRR-4 の水・ガス管理		38
3.2 研究炉の使用済燃料管理		42
3.3 第6回研究炉使用済燃料の対米輸送		45
4 研究炉の利用		49
4.1 利用の状況		51
4.2 照射利用		54
4.2.1 JRR-3 における照射		54
4.2.2 JRR-4 における照射		54
4.3 実験利用		64

4.3.1	JRR-3における実験	64
4.3.2	JRR-4における実験	64
4.3.3	実験室の利用状況	65
4.3.4	医療照射	66
4.4	保守・整備	70
4.4.1	JRR-3照射設備等の保守・整備	70
4.4.2	JRR-4照射設備等の保守・整備	72
4.4.3	共同利用実験室の保守・整備	74
5	ラジオアイソトープの製造と利用に関する研究	77
5.1	R I 製造技術の開発	79
5.2	R I 標識化合物の研究開発	80
5.3	R I 利用技術の開発	81
6	研究炉の高度化の技術開発	83
6.1	JRR-3中性子ビーム利用に係る技術開発 ：極限条件下中性子反射率計の開発及び安全設計評価	85
6.2	JRR-4医療照射装置等の技術開発	95
6.2.1	線量評価システム (JCDS) の改良	95
6.2.2	線量分布最適化の検討	96
6.2.3	医療照射の適用拡大に向けたコリメータ形状に関する検討	98
6.2.4	悪性神経膠腫の浸潤特性を考慮した照射野選定方法の考察	101
6.2.5	Si-Li半導体検出器を用いた線量分布測定	102
6.3	JRR-3冷中性子ビームの高性能化	108
6.3.1	ステンレス製高性能減速材容器の核発熱解析	108
6.3.2	冷中性子源の空間線源強度分布解析	112
6.3.3	冷中性子源炉心側の重水排除による中性子利得向上効果	115
6.3.4	ガラス状カーボンのミラー基材製作	117
7	主な技術的事項	119
7.1	JRR-3 プロセス制御計算機システムの更新計画	121
7.2	JRR-4 熱交換器の保守・管理技術	124
7.3	熱外中性子を用いた医療照射技術の確立	130
7.4	スーパーミラー中性子導管の性能測定（その3）	140
7.5	中性子ベンダーの設置	143
7.6	がんの内用放射線治療に有用な二官能性配位子の ¹⁸⁸ Re 標識	149
7.7	がん治療用イットリア微小球の放射化	153
7.8	Ca-41密封X線源の製造 ：カリウムターゲットからの無担体 Ca-41 の分離方法の検討	159

7.9	U-Mo燃料に係わる技術的検討（III）	161
8	研究炉部の安全管理	169
8.1	研究炉部の安全管理体制	171
8.2	安全点検状況	172
8.3	訓練、研修等	174
9	国際協力	187
9.1	文部科学省原子力研究交流制度等	189
9.2	二国間協力	191
9.2.1	JAERI-BATAN研究協力	191
9.2.2	JAERI-OAP研究協力	192
9.3	国際会議、シンポジウム	193
9.3.1	「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」 に係る原子力安全ワークショップの開催	193
9.3.2	ウランモリブデン燃料の技術会議	195
9.3.3	RRFMVIII	195
9.3.4	IRSR会議	196
	あとがき	197

付 錄

付録1	研究炉部の組織と業務	201
付録2	平成15年度 JAERI-Research 等一覧	202
付録3	平成15年度口頭発表一覧	203
付録4	平成15年度外部投稿論文一覧	208
付録5	平成15年度官庁許認可一覧	210
付録6	研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	211
付録7	原研施設利用協議会	214
付録8	表彰、特許	216

Contents

Preface	1
1 . Overview	3
1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors	5
1.2 Technical Management of Research Reactors	7
1.3 Utilization of Research Reactors	8
1.4 Production, Manufacturing and Development of Radioisotope	10
1.5 Development for Advanced Utilization of Research Reactors	11
1.6 Technical Topics	13
1.7 Safety Administration of Research Reactors	19
1.8 International Cooperation	20
2 . Operation and Maintenance of Research Reactors	21
2.1 Operation and Maintenance of JRR-3	23
2.1.1 Operation	23
2.1.2 Maintenance	23
2.1.3 Reactor Core Management	25
2.1.4 Radiation Monitoring	28
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4	30
2.2.1 Operation	30
2.2.2 Maintenance	30
2.2.3 Reactor Core Management	32
2.2.4 Radiation Monitoring	33
3 . Technical Management of Research Reactors	35
3.1 Water and Gas Managements	37
3.1.1 Heavy Water Measuring Managements	37
3.1.2 Water and Gas Managements of JRR-3	37
3.1.3 Water and Gas Managements of JRR-4	38
3.2 Spent Fuel Management	42
3.3 6th Return to U.S.DOE of Research Reactor Spent Fuels	45
4 . Utilization of Research Reactors	49
4.1 Status of Utilization	51
4.2 Irradiation	54
4.2.1 Irradiation in JRR-3	54
4.2.2 Irradiation in JRR-4	54
4.3 Experiments	64
4.3.1 Experiments in JRR-3	64
4.3.2 Experiments in JRR-4	64
4.3.3 Status of Utilization in Laboratories	65
4.3.4 Medical Irradiation	66

4.4	Maintenance	70
4.4.1	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	70
4.4.2	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	72
4.4.3	Maintenance of Laboratories	74
5.	Research and Development of Manufacturing and Utilization of Radioisotopes	77
5.1	Development of Manufacturing Technology of Radioisotopes	79
5.2	Research of Labeled Compounds with Radioisotopes	80
5.3	Research and Development of Radioisotope Applications	81
6.	Development for Advanced Utilization of Research Reactors	83
6.1	Development of the Utilization at JRR-3 Neutron Beam Facilities ·Development and the Safety Design Evaluation of the Neutron Reflectometer under Extreme Conditions	85
6.2	Development of Medical Irradiation Technology at JRR-4	95
6.2.1	Improvement of the JAERI Computational Dosimetry System (JCDS)	95
6.2.2	Examination of the Dose Distribution Optimization	96
6.2.3	Examination on the Collimator Shape for Application Extension of the Medical Irradiation	98
6.2.4	Study of the Irradiation Method Considering Invasion Characteristics of Malignant Glioma	101
6.2.5	Dose Distribution Measurement by Si-Li Semiconductor Detectors	102
6.3	High-performance Program of the JRR-3 Cold Neutron Beam	108
6.3.1	Nuclear Heat Analysis of the High-performance Stainless Steel Moderator Cell	108
6.3.2	Neutron Intensity Spatial Distribution Analysis of the Cold Neutron Source	112
6.3.3	Examination on Neutron Gain Improvement Effect by the Heavy Water Elimination in the Cold Neutron Source Core Side	115
6.3.4	Production of Mirror Backing of the Vitreous Carbon	117
7.	Technical Topics	119
7.1	Renewal Plan of JRR-3 Process Computer System	121
7.2	Maintenance and Management Technology of JRR-4 Heat Exchangers	124
7.3	Establishment of Medical Irradiation Technology Using the Epithermal Neutron	130
7.4	Performance Measurement of Supermirror Neutron Guide Tubes (part3)	140
7.5	Installation of Neutron Bender System	143
7.6	Labeling of ¹⁸⁸ Re Using a Bifunctional Chelating Agent Useful for Internal Use Radiotherapy Treatment of the Cancer	149
7.7	Radioactivation of Yttria Microspheres for the Cancer Therapy	153
7.8	Research of Manufacturing Technology of ⁴¹ Ca Sealing X-ray Source ·Examination of Separation Method of Carrier Free ⁴¹ Ca from the Potassium Target	159
7.9	Preliminary Study of U-Mo Fuels (part3)	161
8.	Safety Administration for Research Reactors	169
8.1	Organization of Safety Administration for Research Reactors	171

8.2 Present Status of Safety Inspection	172
8.3 Training and Practice	174
9. International Cooperation	187
9.1 MEXT Scientist Exchange Program	189
9.2 Bilateral Cooperation	191
9.2.1 JAERI-BATAN Cooperation	191
9.2.2 JAERI-OAP Cooperation	192
9.3 International Conference and Symposium	193
9.3.1 The 2003 Workshop on the Utilization of Research Reactors	193
9.3.2 The Technical Conference of U-Mo Fuels	195
9.3.3 RRFM ^{VIII}	195
9.3.4 IRSRR	196
Postscript	197
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor	201
Appendix 2 A List of JAERI-Research Reports	202
Appendix 3 A List of Papers Presented at Meetings	203
Appendix 4 A List of Published Papers	208
Appendix 5 A List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	210
Appendix 6 A List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research Reactors	211
Appendix 7 Advisory Council for JAERI's Research Facilities	214
Appendix 8 Commendation, Applied Patents	216

まえがき

研究炉部は、JRR-3 及び JRR-4 の運転管理・共同利用、関連する研究・技術開発並びにラジオアイソトープの製造及び利用に係る研究・技術開発を実施している。

JRR-3 は、7 サイクルで 182 日間の共同利用運転を計画していたが、ヘリウム圧縮機のトラブルにより 20 日減の 162 日の運転実績となった。また JRR-3 第 L16 次取替用燃料（20 体）の受入れを実施した。

JRR-4 は、42 サイクル（1 週/サイクル日中運転）の共同利用運転を計画どおり達成した。

研究炉の技術管理では、JRR-3 及び JRR-4 の重水計量管理及び水・ガス管理、並びに第 6 回使用済燃料の対米輸送（JRR-3 使用済燃料 80 体）等を実施した。

研究炉の利用では、JRR-3 及び JRR-4 の共同利用を計画的な調整に基づき行い、照射件数 736 件、キャップセル総数 3,138 個、実験利用では延べ利用日数 5,047 件・日の利用実績があった。また、JRR-4 の中性子ビームを活用した医療照射（BNCT）が 5 回行われた。特に、平成 15 年 10 月 21 日の医療照射では、JRR-4 で初の熱外中性子モードでの照射を実施した。

ラジオアイソトープの製造と利用に関する研究では、医療用線源の製造に係る技術開発、ラジオアイソトープ標識化合物の研究開発、ラジオアイソトープの計測分析等への利用技術に関する開発を行った。

研究炉の高度化の技術開発では、JRR-3 中性子ビームの利用に係る技術開発として、極限条件下中性子反射率計の開発を行った。また、医療照射に係る技術開発として、医療照射時の吸収線量を評価する線量評価システム（JCDS）の改良等を行った。さらに JRR-3 の高性能化に向けて、冷中性子ビームの増強を図るための改良型減速材セルの検討を実施した。

今年度、特に成果の得られた技術的事項は、研究炉関連では、JRR-3 のプロセス制御計算機システムの更新計画、JRR-4 の熱交換器の保守・管理技術、熱外中性子を用いた医療照射技術の確立、スーパーミラー中性子導管の性能測定、中性子ベンダーの設置、U-Mo 燃料に係る技術的検討である。また、アイソトープ関連では、がんの内用放射線治療に有用な二官能性配位子の ¹⁸⁸Re 標識、がん治療用イットリア微小球の放射化、Ca-41 密封 X 線源の製造研究におけるカリウムターゲットからの無担体 Ca-41 の分離方法の検討である。

研究炉の安全管理では、部内安全審査会を 10 回開催し、四半期毎の部長による安全衛生パトロール、部安全衛生会議等を行い、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練を行う等、安全衛生管理の徹底に努めた。

国際協力としては、文部科学省原子力研究交流制度、二国間協力協定等に基づき、インドネシア、タイ、中国、ベトナム、フィンランドと活発な人的交流を実施した。また、文部科学省からの受託調査「近隣アジア諸国における原子力安全確保水準調査」による原子力安全ワークショップをベトナムのダラトで開催する等、多くの国際交流を実施した。

以上述べたように、平成 15 年度においては JRR-3 及び JRR-4 の共同利用運転により、内外の研究の場を提供するとともに、使用済燃料の対米輸送、各種研究炉利用技術の開発整備、JRR-3 の高性能化のための検討、研究炉に関するアジア協力等を計画的に着実に実施した。またラジオアイソトープに関する各種研究開発についても、協力研究等により計画通り進めた。

なお、これらの研究成果等については、各種研究誌、国際会議、学会等において発表されており、適宜参照されたい。

This is a blank page.

1. 概要

Overview

This is a blank page.

1.1 研究炉の運転管理

JRR-3、JRR-4 の平成 15 年度の運転・管理実績の総括を Fig.1.1.1 に示す。

(1) JRR-3

平成 15 年度の共同利用運転は前年度同様に 7 サイクルで 182 日間の運転を計画していたが、ヘリウム圧縮機のトラブルにより予定していたサイクル運転日数を下回る実績となった。この運転日数減の対策として、年度末に期間を短縮した変則 1 サイクルを追加し、最終的には計 8 サイクルの運転実績となった。

平成 15 年度における原子炉の計画外停止は、05 サイクル中のヘリウム圧縮機トラブルによる手動停止及び 07 サイクル中の地震による自動停止の計 2 件である。

施設の保守・整備については、運転・管理計画に基づき施設定期検査を平成 15 年 12 月 1 日から平成 16 年 3 月 10 日の期間に実施し、3 月 10 日に合格証の即日交付を受けた。

主な保守・整備は、中性子吸収体の製作、無停電電源装置用蓄電池の更新等である。

保安規定関係については平成 16 年 2 月 2 日に施行された省令改正に伴う変更を原子炉施設及び核燃料物質使用施設について行った。併せて、各々の施設の運転手引についても変更を行った。

原子炉施設及び核燃料物質使用施設の保安規定遵守状況検査が四半期毎に実施されるとともに、原子力保安検査官による施設保安巡視が 32 回実施された。

(2) JRR-4

JRR-4 は、原則として週 4 日間、1 日 6 時間の運転を行い年間約 40 週の共同利用運転を実施しており、平成 15 年度については、研究炉運転・管理計画に基づき 42 サイクルの共同利用運転を実施した。このうち医療照射については 5 回（第 16 回目から第 20 回目）実施した。

施設の保守・整備については、運転・管理計画に基づき平成 15 年 8 月 25 日から 10 月 17 日まで施設定期検査を実施し、10 月 17 日に合格証の即日交付を受けた。また、平成 16 年 2 月 23 日から 3 月 5 日まで点検・保守を実施した。

主な保守・整備として、1 次冷却設備主循環ポンプの整備、排気第 5 系統バックアップ回路の改良、熱交換器の保守整備、中性子検出器（安全系 2）の交換等を実施した。

保安規定関係については平成 16 年 2 月 2 日に施行された省令改正に伴う変更を原子炉施設及び核燃料物質使用施設について行った。併せて、各々の施設の運転手引についても変更を行った。

原子炉施設及び核燃料物質使用施設の保安規定遵守状況検査が四半期毎に実施されるとともに、原子力保安検査官による施設保安巡視が 27 回実施された。

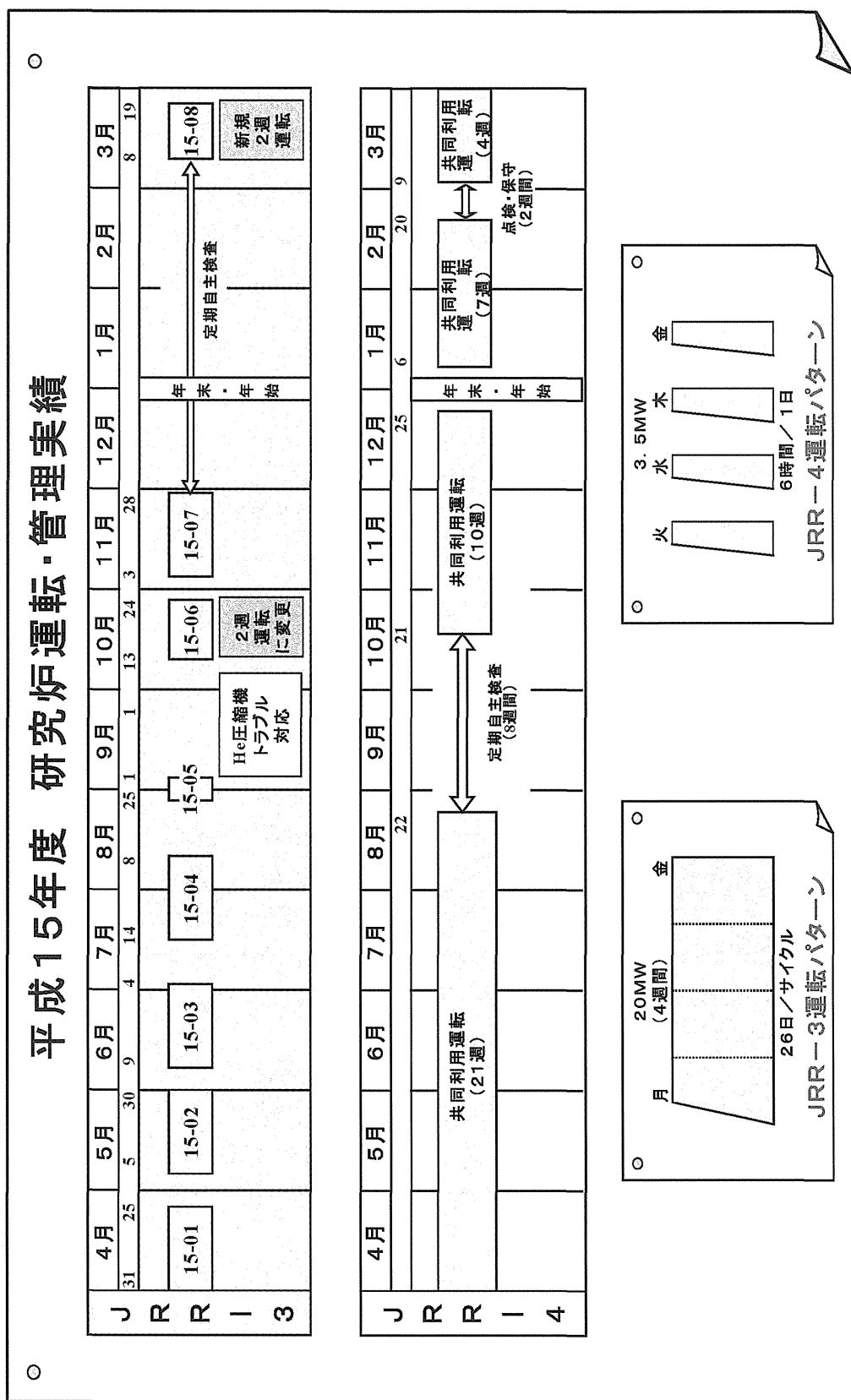


Fig. 1.1.1 Operation Results of Research Reactors in FY2003

1.2 研究炉の技術管理

研究炉の水・ガス管理では、原子炉の冷却材等の管理及び重水の計量管理を実施した。冷却材等の管理では JRR-3、JRR-4 の共同利用運転に伴う 1 次冷却系、2 次冷却系、重水系、ヘリウム系の水・ガス分析を行い、結果はいずれも管理基準値内であった。重水の計量管理では、JRR-3、JRR-4 ともに在庫の変動は無かった。

使用済燃料の管理では、JRR-3 及び JRR-4 施設に係る使用済燃料の貯蔵及び貯蔵施設の運転・保守を行うとともに核燃料輸送容器等の定期自主検査を実施した。米国の「外国研究炉の使用済核燃料引き受け政策」に基づく第 6 回目の研究炉使用済燃料の対米輸送では、JRR-3 使用済燃料 80 体を 9 月に船積みして 12 月に米国エネルギー省(DOE)サバンナリバーサイトに搬入した。(図 1.2.1)

JRC-80Y-20T 型核燃料輸送容器に係る米国ライセンスにおいては、平成 14 年 10 月に申請を行っていたが、平成 15 年 7 月、落下時の構造強度について再評価を行うという条件で平成 16 年 3 月末までの暫定ライセンスを取得した。平成 15 年 12 月、ライセンスを更新すべく、落下時の構造強度の再評価結果を米国に提出した。

平成 15 年度末における使用済燃料の貯蔵量は、JRR-3 で板状燃料が 242 体、二酸化ウラン燃料が 407 体、金属ウラン燃料が 1,825 本(燃料要素数)であり、JRR-4 で板状燃料が 6 体である。

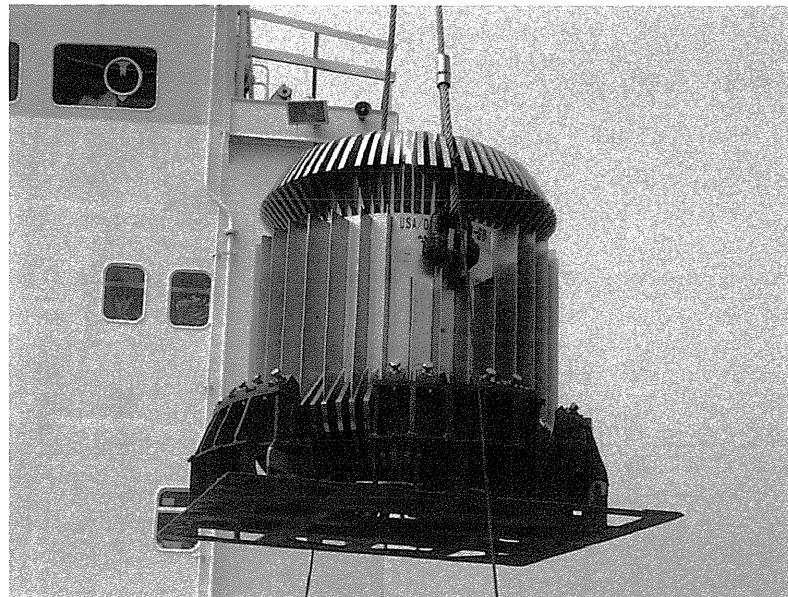


Fig.1.2.1 Loading JRC-80Y-20T for 6th Return
of Research Reactor Spent Fuels to US.DOE

1.3 研究炉の利用

(1) 共同利用

JRR-3 及び JRR-4 は、共同利用施設として研究所内外の研究者に開放されている施設である。平成 15 年度における利用の実績を以下に述べる。

照射利用の実績では、JRR-3 への申込件数が 253 件（昨年実績：286 件、以下同じ）キャップセル個数 1,745 個（1,968 個）、JRR-4 への申込件数が 483 件（467 件）キャップセル個数 1,393 個（1,688 個）で、合わせた申込件数は 736 件（753 件）キャップセル個数 3,138 個（3,656 個）となり、昨年度実績を下回る結果となった。要因のひとつとしては、JRR-3 が R3-15-05 サイクル途中にヘリウム圧縮機からの異音発生により原子炉を手動停止したことがあげられる。この時期は JRR-4 も定期検査中で代替えとして利用出来なかつたことが、実績低下につながったものと考えられる。平成 15 年度における照射利用実績を Table 1.3.1 に示す。

実験利用の実績における延べ利用日数は、JRR-3 が 4,801 件・日（5,469 件・日）、JRR-4 が 246 件・日（261 件・日）で、合わせた延べ利用日数は 5,047 件・日（5,730 件・日）となり、照射利用同様に昨年度を下回る結果となった。平成 2 年度からの実験利用実績の推移を Fig.1.3.1 に示す。

利用目的別では、照射利用が放射化分析、シリコン照射、RI の製造、原子炉燃料・材料、照射損傷等の分野で利用された。実験利用では、JRR-3 で中性子散乱実験、中性子即発 γ 線分析、中性子ラジオグラフィ実験、低温化学実験等が実施された。JRR-4においては、プール実験設備で中性子検出器の感度試験、即発 γ 線分析装置を用いたボロン濃度測定、隕石試料の即発 γ 線分析等が行われた。また中性子ビーム設備では、 α 線トラックを利用した鋼中ボロンの状態分析、中性子捕捉療法（医療照射）、中性子イメージング検出法の研究等が行われた。

共同利用実験室（JRR-1、JRR-3 及び JRR-4）は、放射化分析や教育訓練等に利用され、実験室延べ利用日数でみると 360 件・日（375 件・日）の利用があった。

Table 1.3.1 Number of capsules irradiated in research reactors of JAERI in 2003 fiscal year

原 子 炉		所 内	所 外	合 計
JRR-3	件 数	80	173	253
	個 数	238	1,507	1,745
JRR-4	件 数	54	429	483
	個 数	140	1,253	1,393
合 計	件 数	134	602	736
	個 数	378	2,760	3,138

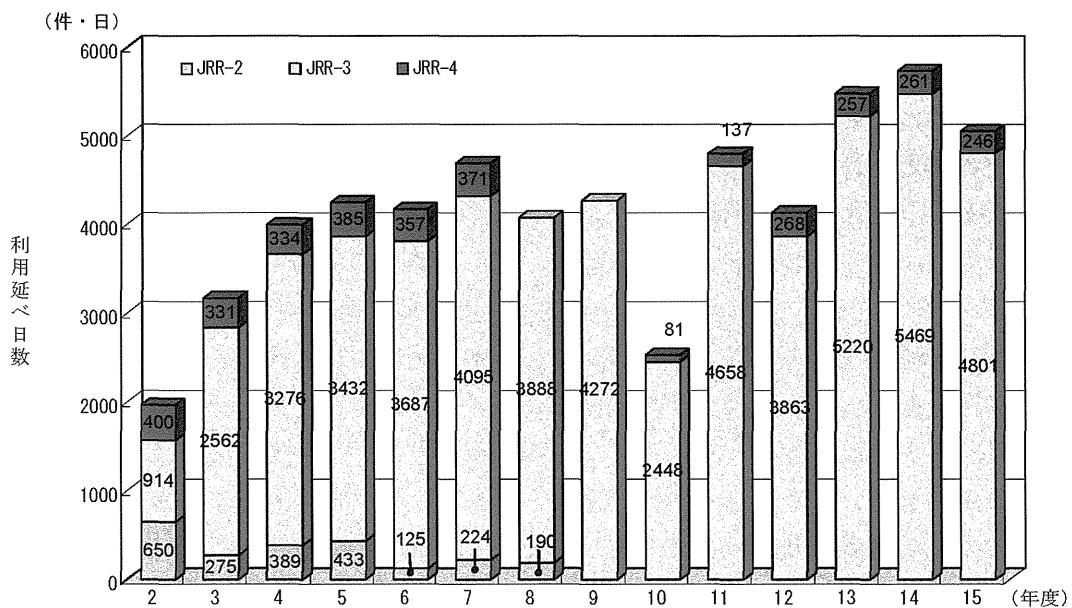


Fig. 1.3.1 Trend of experimental uses in research reactors

(2) 利用設備の保守・整備

平成 15 年度の JRR-3 照射利用施設の定期的検査は、平成 15 年 12 月 5 日から平成 16 年 3 月 5 日に実施した。今年度の分解点検としては、HR-1,2 循環ポンプの 2 台を実施した。

平成 15 年度の JRR-4 照射利用施設の定期的検査は、平成 15 年 8 月 25 日から平成 15 年 10 月 7 日まで実施した。また、平成 16 年 2 月 21 日から平成 16 年 3 月 7 日までの期間は保守点検期間とした。

共同利用に供している放射化分析装置 9 台 (JRR-1, JRR-3, JRR-4 及び JRR-3 実験利用棟に設置) の定期自主点検を実施した。

1.4 ラジオアイソトープの製造と利用に関する研究

がん治療医薬の開発を目指した高品質の放射性レニウム (^{186}Re , ^{188}Re) の製造・標識化合物に関して、複数の大学との協力研究を継続した。その結果、がんの診断・治療に有用な標識化合物を開発すると共に、 ^{186}Re をがんへの集積が期待される抗体へ標識した化合物が、がん治療効果を示すことを実験的に明らかにした。このことは、 ^{186}Re 標識抗体が実際にがんへ集積し、かつ ^{186}Re から放出された β 線が、がん治療に有効であることを示したもので、ラジオアイソトープ (RI) を利用したがん治療の実用化の可能性を示したものである。 ^{188}Re を用いた標識化合物の研究では、がんに集積する生理活性物質へ放射性レニウムを標識するのに有用と考えられる無担体 $^{188}\text{Re}\text{-MAG3}$ (メルカプトアセチルトリグリシン) の最適合成条件 (pH, 各試薬濃度等) を決定した。Mo 吸着剤として開発した PZC (ジルコニアム系無機高分子) を用いた新たな $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータの開発(Fig.1.4.1)では、PZC カラムからの ^{188}Re の溶離が長期間安定であること及び ^{188}W の脱離率が低いこと等を明らかにし、PZC の有用性を確認した。

肝腫瘍の治療効果が期待されるイットリア微小球 ($^{90}\text{Y}_2\text{O}_3$) の開発では、 ^{90}Y の放射能測定技術及び家兎実験用照射用試料の調製技術を確立し、大学との協力研究により、そのがん抑制効果を確認した。

RI 利用開発に関する研究では、 ^{252}Cf からの中性子線とマイクロ波を用いた土壤中の油分量と水分量を測定する土壤中汚染濃度計の改良を行い、土壤の種類に寄らず正確な水分値と油分濃度を測定することに成功した。また、土壤中汚染濃度計の小型軽量化を目指した基礎実験を開始した。

元素分析計測技術の開発では、原子炉照射での使用に耐える強度を持った放射化分析用薄層クロマトグラフシート (石英ガラス製) の開発に成功した。

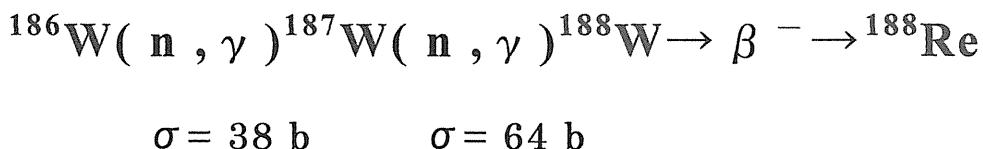


Fig. 1.4.1 Production of ^{188}Re via ^{188}W

1.5 研究炉の高度化の技術開発

(1) JRR-3 中性子ビーム利用に係わる技術開発

1) 極限条件下中性子反射率計の開発

極限条件下中性子反射率計の設置位置変更に伴い、反射率計のモノクロメーター用遮蔽体の設置と下部板状遮蔽体の製作を行った。反射率計が C2 冷中性子導管の中間部に設置されることから、ベンダーシステムを含めた様々な実験装置を使用するに当たり、反射率計モノクロメーター用遮蔽体の設置が必要なので設置を行った。また、設置位置変更に伴い中性子導管遮蔽体の再配位や新設が必要となったので、下部板状遮蔽体を製作した。なお、本装置は平成 16 年度から中性子利用研究センターへ移管される。

2) 極限条件下中性子反射率計の安全設計

極限条件下中性子反射率計の附設にあたり安全設計を行った。放射線被ばく評価ではビームシャッター方向、上面遮蔽体、側面遮蔽体において評価を行い、中性子及び γ 線の実効線量当量率がいずれも $6 \mu\text{Sv/h}$ を超えないことを確認した。また、モノクロメーター遮蔽体、試料台、検出器台について耐震評価を行い、耐震クラス C の水平震度 $C_{\text{H}}0.24$ においても安全が十分保たれることを確認した。

(2) JRR-4 中性子ビーム利用に係わる技術開発

線量評価システム(JCDS)の改良では、①複数計算結果を重ね合わせる機能を追加、②皮膚領域の材質及びホウ素濃度設定、③MCNP5 の Mesh Tally 機能の使用、④マルチボクセルモデルを設定等の改良を行った。線量分布最適化の検討では JRR-4 中性子ビーム設備のスペクトル可変機能を活用することによって、ターゲット領域内の線量分布をより均一化する手法について検討を行った。医療照射の適用拡大に向けたコリメータ形状に関する検討では頭頸部癌等に対応したビーム孔部を 15cm 程度壁から突出させたコリメータの開発について検討を行った。その結果、平行移動させるテレスコープ型コリメータが有用であることを確認した。悪性神経膠腫の浸潤特性を考慮した照射野選定方法の考察では BNCT 線量評価システム (JCDS) の次世代システム構築の一環として、CT 又は MRI で検知不可能な腫瘍周辺に潜在している悪性脳腫瘍細胞を考慮した照射野の選定方法について考察した。Si-Li 半導体検出器を用いた線量分布測定では中性子とガンマ線を分離できる ^{6}LiF を塗布した Si 半導体検出器を用いて、各中性子ビームモードのフリー ビーム条件における照射孔近傍の中性子束分布を測定した。

(3) JRR-3 冷中性子ビームの高性能化

ステンレス製高性能減速材容器の核発熱解析では冷中性子源装置の各部位の発熱量及び分布を MCNPX にて計算し(Fig.1.5.1)、船底形 Al セル及び船底形 SUS セルにおける核発熱全量はそれぞれ約 211W 及び約 518W であることがわかった。また、冷中性子源の空間分布解析では、中性子導管によって輸送される中性子ビームの特性を明らかにするため、中性子源となる減速材容器

表面の中性子強度分布を計算した結果、炉心から遠方において強度が高くなる傾向を示した。さらに、冷中性子源炉心側の重水排除による中性子利得向上効果を調査するために解析を行った結果、冷中性子強度を従来の船底形 Al セルより約 15% 向上することが分った。

長波長中性子の有効利用のためには中性子導管を冷中性子源へ接近させることが有効であることから、耐放射線性中性子導管と期待されるガラス状カーボンミラーの基材の試作を行った。

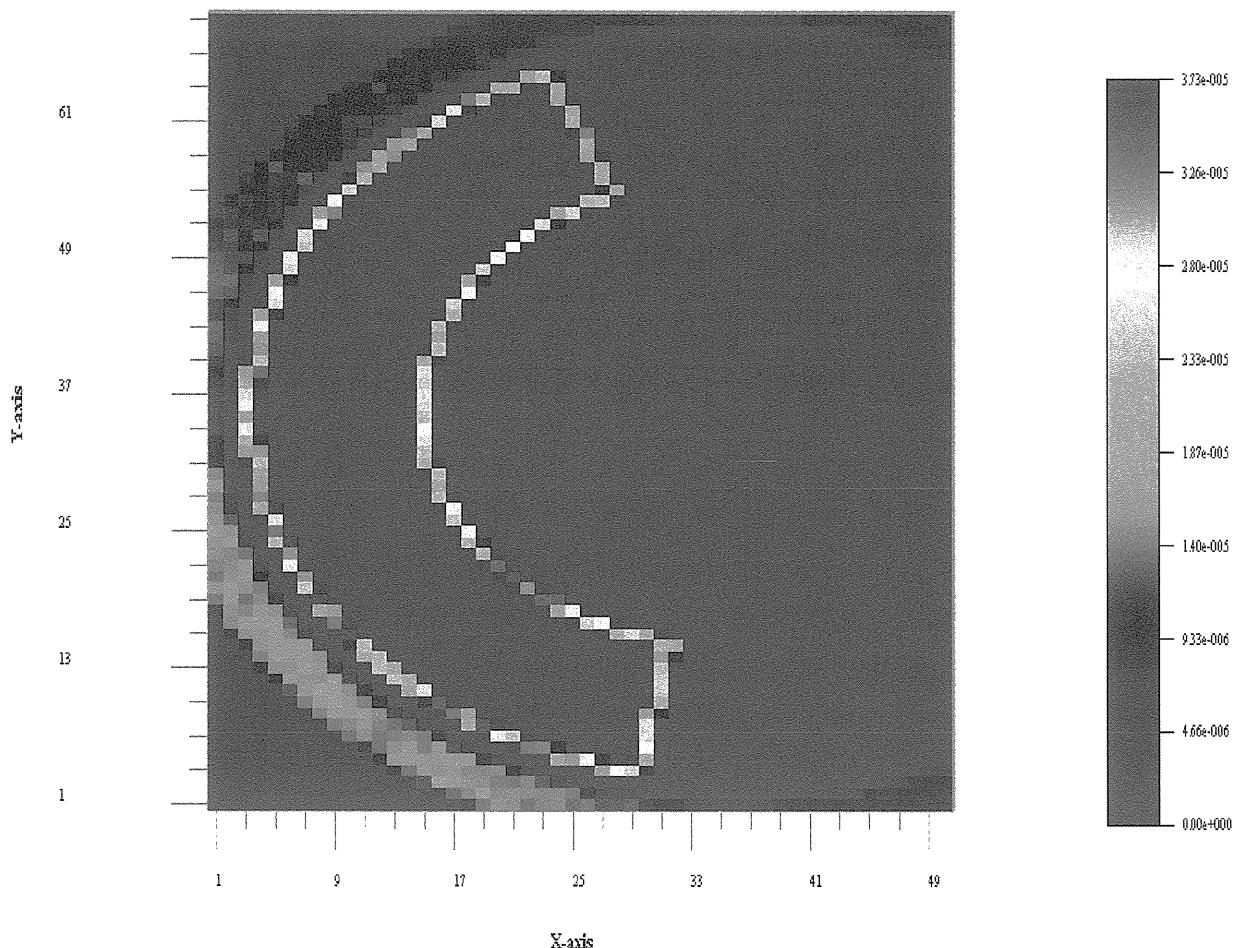


Fig.1.5.1 Total radiation heating source distribution in ship bottom type stainless steel cell with the 0% void fraction

1.6 主な技術的事項

(1) JRR-3 プロセス制御計算機システムの更新計画

JRR-3 のプロセス制御計算機は、横河電機（株）製のCENTUM-Vと呼ばれる機種が採用されている。しかし、この機種は平成5年9月に受注停止となり、最終的な保守期限が現行では平成20年9月で終了することが決まっている。このため、今後のJRR-3運転計画に支障が生じないようにプロセス制御計算機を更新する。

(2) JRR-4 熱交換器の保守・管理技術

JRR-4炉心で発生した熱は、シェルアンドチューブ式熱交換器2台により2次冷却水へと伝えられ、冷却塔から大気放出されている。JRR-4熱交換器の冷却性能は、夏期において、1次冷却水炉心出口温度のアラーム設定値（47°C）を超えないように総括伝熱係数を1100 kcal/m²h°C以上に維持管理している。

Fig. 1.6.1に示すように熱交換器の冷却性能は、定期的及び計画的な洗浄作業により性能回復を図っており、JRR-4では、化学洗浄により熱交換器の冷却性能の回復を図り、乾燥洗浄により冷却性能の低下を緩和させてきた。この管理方法は、コスト面で安価な乾燥洗浄を計画的に実施し、熱交換器の冷却性能を維持することにより、高価な化学洗浄の回数を減らすことになり、JRR-4にとって非常に有効な設備の維持管理方法であることを示すものである。

なお、平成15年度については、JRR-4熱交換器の総括伝熱係数が管理値に低下したため、化学洗浄（スライム洗浄及び酸洗浄）を行い熱交換器の性能回復を図った。洗浄後の総括伝熱係数は1811 kcal/m²h°Cとなり、冷却性能が十分回復したことを確認した。

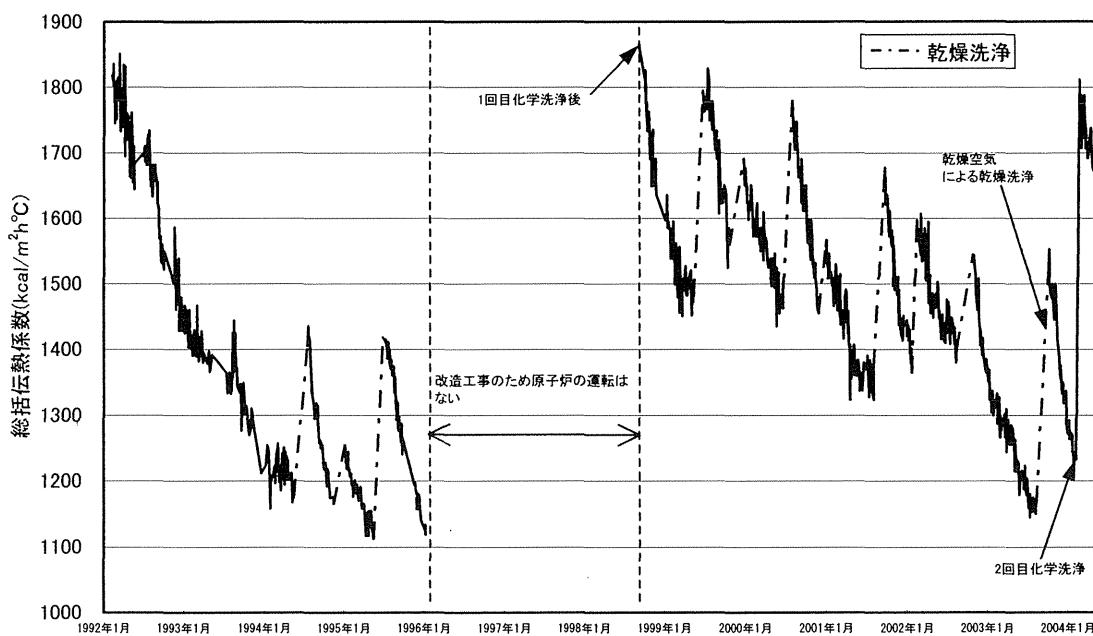


Fig.1.6.1 Trend of Over All Heat Transfer Coeffiecient (1992.2~2004.5)

(3) 热外中性子を用いた医療照射技術の確立

JRR-4 に整備した中性子ビーム施設を用いて、ホウ素中性子補足療法(BNCT)の臨床研究が実施されている。熱外中性子ビームを用いることにより、脳内より深部まで熱中性子を与えることが可能となり、深部にある悪性腫瘍の治療に効果があると期待されている。また、患者の患部の症状によっては開頭術を伴わない無開頭での照射も可能となり、患者の負担が軽減できると期待されている。熱中性子が脳内深部まで達する熱外中性子ビームを用いた BNCT では、検出器を脳内深部に配置することが困難であり、患部周辺の吸収線量を正確に測定することができない等の問題があるため、BNCT を実施するための技術開発を行い、これらの機器、ソフトウェアを組み合わせて照射手順を確立した。

行った照射技術、線量測定・評価技術に関する技術開発項目は①JRR-4 中性子ビーム設備の整備、②BNCT 線量評価システム(JCDS)の開発(Fig.1.6.2)、③患者セッティングシステムの開発④BNCT 照射時の中性子ビーム強度のモニタリング手法の確立⑤マルチリーフコリメーターの開発、⑥PGA、ICP-AES によるホウ素濃度測定技術の開発である。

これらの技術開発によって、JRR-4 の中性子ビーム設備による熱外中性子ビームを用いた BNCT の臨床研究が平成 15 年 10 月から開始された。熱外中性子ビームを用いた BNCT が可能となったことで、非開頭照射、多数回照射、さらに頭頸部癌等の脳腫瘍以外への適用拡大に関する臨床研究に対しても JRR-4 を使用して実施されることが可能となり、これらの基礎的、臨床的研究に対する利用拡大が期待できる。今後、これら適用拡大に関連する新たな照射手法に対応するための技術開発を実施していく。

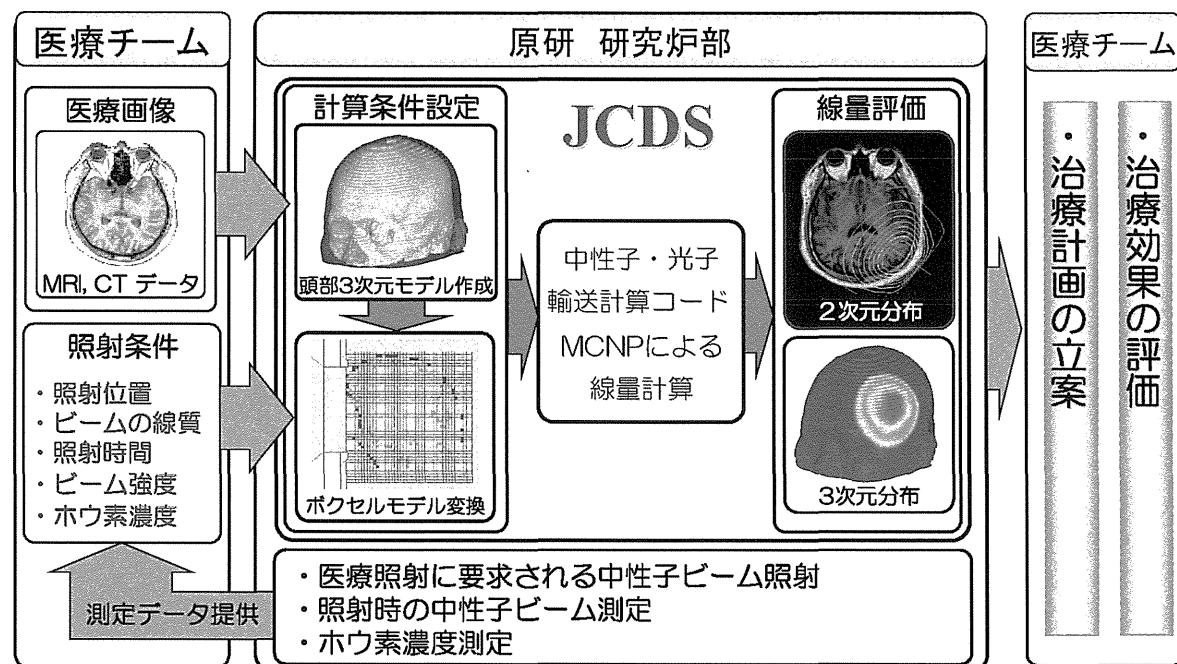


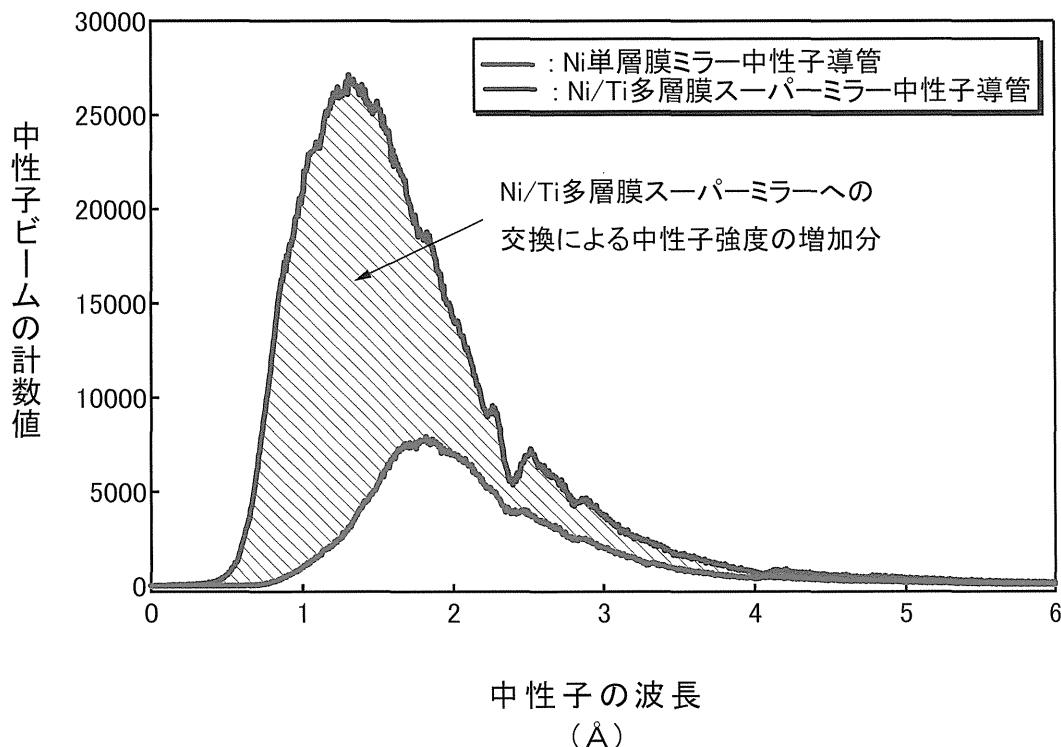
Fig.1.6.2 Procedure of Computational Dosimetry for BNCT with JCDS

(4) スーパーミラー中性子導管の性能測定（その3）

平成11年度から平成14年度に亘って実施してきた、JRR-3の熱中性子導管2本(T1, T2)をスーパーミラー化とする交換工事が完了したため、交換後の性能を確認するための性能測定を実施した。今年度の性能測定は、昨年度末に交換を実施したT1導管の直管部について、交換前後の中性子束比較により直管部のスーパーミラー化による効果を確認するものである。

性能測定は、これまでと同様、金箔の放射化量を測定する方法で、T1導管の交換前後の中性子束及びT2導管の中性子束値の再現性を確認するためにT1及びT2導管の両方について実施した。

今回の性能測定による確認をもって中性子導管のスーパーミラー化に関する一連の作業が完了したため、平成15年7月3日に「JRR-3原子炉からの中性子ビーム強度を6倍にすることに成功－中性子導管のスーパーミラー化－」と題するプレス発表を行った。(Fig.1.6.3)



(注) 計数値は飛行時間法による。赤線で囲まれた面積が
青線で囲まれた面積の約6倍となっている。

Fig. 1.6.3 Wavelength dependence of counts of neutrons at the end of thermal neutron guide

(5) 中性子ベンダーの設置

JRR-3 の実験利用棟（ガイドホール）には、熱中性子導管 2 本と冷中性子導管 3 本が設置されている。炉心で発生した高速中性子は、減速材(重水、軽水、液体水素等)により減速され、この中性子導管により中性子を実験利用棟まで輸送し、多数の中性子ビーム実験装置に供給している。

近年、研究の進展に伴うマシンタイムやビームポートの不足が深刻な状況となっており、特に利用希望の多い冷中性子の供給において問題となっている。このような状況の改善及び冷中性子ビームの更なる利用分野の開拓を図るため、冷中性子導管 3 本の内の C2 導管に中性子ベンダーシステムを設置することにより、ビームラインを 3 分割に分岐してビームポートの増設を行った。(Fig.1.6.4)

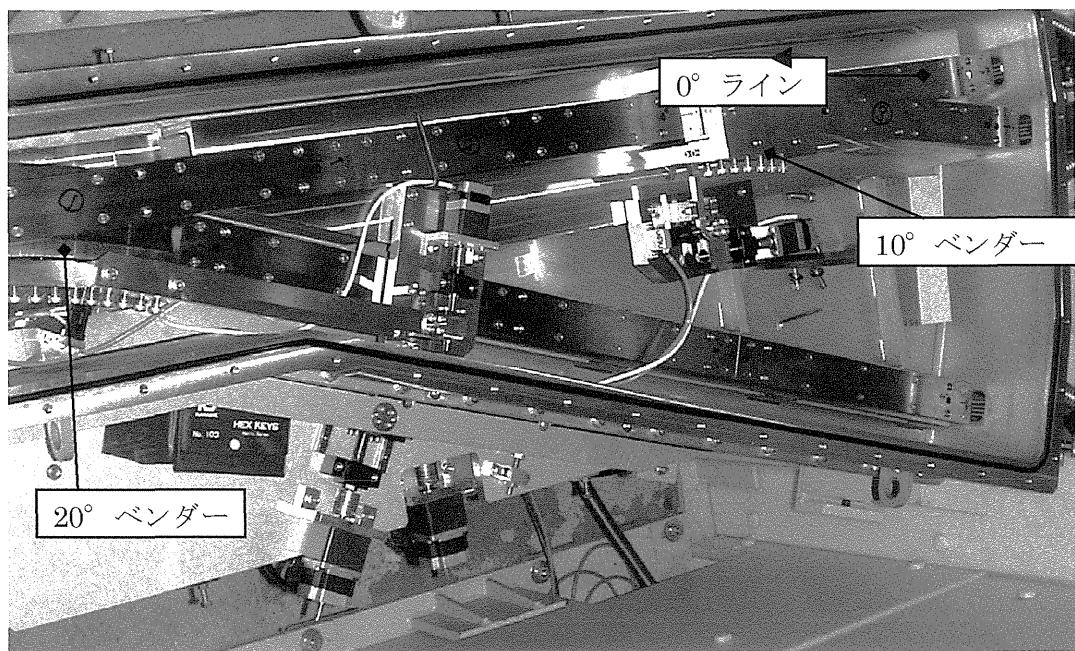


Fig.1.6.4 Neutron bender system

(6) がんの内用放射線治療に有用な二官能性配位子の ^{188}Re 標識

β 線を放出するなどがん治療に有効な核特性を有するラジオアイソトープ (RI) を生理活性物質 (モノクローナル抗体やペプチド等) に標識した化合物は、がんの内用放射線治療への応用が期待されている。こうした生理活性物質の RI 標識には、両者への結合部位を持つ二官能性配位子が有用である。そこで、Fig.1.6.5 に示すような二官能性を有する N₄ 系 (TETA, DOTA) 及び N₃S 系 (MAG₃) 四座配位子について、がん治療に有効な核特性を有する ^{188}Re を用いた標識条件 (Re の還元剤の選択及びその濃度, pH, 配位子濃度, 反応時間、中間体を生成させる transfer 配位子の利用、担体の有無等) の検討を行った。さらに、得られた ^{188}Re 標識錯体の溶液内安定性について、担体の有無、配位子の違いなどについて比較検討した。

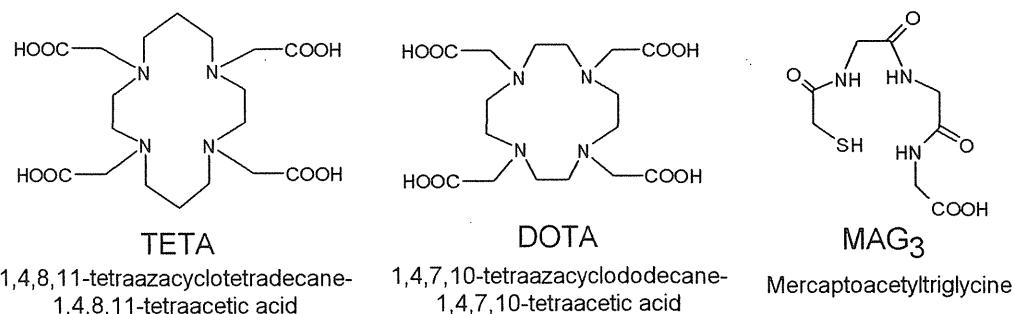


Fig. 1.6.5 使用した二官能性配子

(7) がん治療用イットリア微小球の放射化

肝臓がん組織の毛細血管を放射化イットリア微小球で塞栓し、Y-90 の β 線によってがん細胞を死滅する放射線治療法を確立するために、動物実験に用いるレベルにイットリア微小球を放射化した。

海外では、イットリア (Y_2O_3) 含有量約 40 w% のガラス微小球 (直径 20~30 μm) を放射化して用いている。これに対して、原研では、京都大学が開発したイットリア 100 w% の微小球を用いて、原子炉照射、放射能測定及び分取する技術を開発した。

イットリア微小球と精製水を気密性アルミニウム製カプセルに入れ、JRR-3 水力照射設備で約 2 時間照射し、使用時約 150 MBq/mg を得た。この照射において、イットリア微小球の焼結と水の放射線分解による重量変化は観られなかった。

放射化したイットリア微小球は水洗し、ガラス瓶に水とイットリア微小球のスラリーを分取し、キャビンテック社製放射能校正器 (CRC-15R) で測定し、得た値に校正係数を掛けて放射能を求めた。この校正係数は、予め放射能測定用双子型伝導微小熱量計で求めた放射能を基準に決めた 0.69 を用いた。

動物注入実験に用いる放射化イットリア微小球は、水とイットリア微小球のスラリーをエッペンドルフ電動分注器を用いた遠隔操作により、必要量 (イットリア微小球約 30 mg) をアクリル製注入カプセルに精度良く分取出来た。

このアクリル製注入カプセル入り放射化イットリ微小球を京都大学に輸送し、京都大学が肝臓に腫瘍を移植した家兎に注入する実験を行い、抗腫瘍効果を観た。

(8) Ca-41 密封 X 線源の製造研究

- カリウムターゲットからの無担体 Ca-41 の分離方法の検討 -

高エネルギー分解能のマイクロカロリメーター校正用密封線源として低エネルギー X 線放出核種である Ca-41(半減期=1.03×10⁵ 年)の製造開発のうち、特に大量のカリウムターゲット(KCl)から無担体の Ca-41 を化学的に分離する方法を検討した。

無担体 Ca-41 の製造には $^{41,\text{nat}}\text{K}(\text{p}, \text{n})$ 反応を想定した。本核反応では、ターゲット物質として、塩化カリウム (KCl) を使用するため、生成した無担体 ^{41}Ca を KCl から分離することが必要である。そこで、陽イオン交換樹脂カラム法による分離条件の検討を行った。実験は、ICP 質量分析法及び K と Ca の放射性同位体である K-42 と Ca-47 を利用したトレーサー法で行った。その結果、まず溶離液に 0.5M HCl を用いることによりカリウム (K-42) を溶出させ、その後、6M HCl でカルシウム (Ca-47) を溶出させることにより K と Ca を精度良く分離出来る条件を決定した。

Ca-41 を限りなく無担体状態を保つために、実験環境からの Ca の混入を防ぐこと、また、K と Ca のより厳密な分離を行う必要があるなど、いくつかの問題点はあるが分離のための基本条件が確認できた。

(9) U-Mo 燃料に係わる技術的検討 (III)

平成 13 年 3 月に「U-Mo 燃料アドホック検討委員会」を設置し、U-Mo 燃料の製造技術、照射性能、再処理技術等の調査及び原研における U-Mo 燃料移行計画に対する検討を行っている。今年度は、U-Mo 燃料照射試験計画の検討及び海外における U-Mo 燃料開発状況の調査を行った。原研で行う照射試験では、ブリスタ発生温度の燃焼度依存性及び高温時の FP 放出率を取得する必要があることがわかった。照射後試験は東海研ホット試験室の試験装置を用いてほぼ対応可能である。また、米国ではウラン密度 6g/cm³ 及び 8g/cm³ のミニプレートを燃焼度 80%まで照射する試験を行っている。燃焼度の増加に伴い、燃料ーマトリックス反応層内に粗い多孔領域が観察された。ブレークアウェイスエリングの兆候と考えられている。フランスではウラン密度 8g/cm³ のフルサイズ燃料板による照射試験を行っている。最大表面熱流束を 340 W/cm²とした試験を行っていたが、燃料板に局所的なスエリングが生じたため中断された。

米国 ANL において開発が進められている PLATE コード (U-Mo 燃料の熱伝導率の燃料温度及び燃焼度依存性を考慮に入れた照射挙動解析コード) が JRR-3 へ適用可能であることを確認した。

1.7 研究炉部の安全管理

研究炉部の安全管理は、各課で行う課安全衛生会議、各建家で行う建家安全衛生連絡協議会のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議を組織して行っている。

部内安全審査会は、部長の諮問機関として原子炉施設及び使用施設の設置及び変更並びに工事認可に関する事項、保安規定、検査基準、手引等の制定及び変更に関する事項、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関する事項、品質保証計画に関する事項、照射キャプセルに関する事項、その他研究炉部長が指示した事項に関する事項等について 10 回開催され、39 項目について審査を行った。

部安全衛生会議では、部長による部内安全衛生パトロールを四半期ごとに実施するとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨時実施した。

1.8 國際協力

文部科学省原子力研究交流制度、二国間協力協定等に基づき、インドネシア、タイ、中国、ベトナム、フィンランドと活発な人的交流を実施した。平成15年度を含むこれまでの受入れ者数及び派遣者数の推移を付録6に、平成15年度の受入れ及び派遣の実績を付録6.1及び6.2にそれぞれ示す。平成15年度の国際協力の概要は以下の通りである。

文部科学省原子力交流制度に基づき、タイ原子力庁から1名、中国原子能科学研究院から2名をそれぞれ「研究炉の利用管理」、「ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)のための線量測定及び線量評価手法の開発」、「JRR-3の運転、保守及び安全管理」というテーマで受け入れ、また中国原子能科学研究院に2名、ベトナムダラト原子力研究所に1名、それぞれ「CARR: China Advanced Research Reactorのための物理的研究」「CARRにおける主要構成機器の装着・起動技術、研究炉の制御システム」、「研究炉の運転管理技術」というテーマで派遣した。人員派遣取決め制度に基づきフィンランド国立技術開発センターから1名、「ホウ素中性子捕捉療法の線量評価に関する研究」というテーマで受け入れた。

JAERI-BATAN間の二国間協力協定に基づく協力では、中性子散乱の分野における協力(付属書I-A)及びRIの生産と利用(付属書IV-A)において情報交換が、原子炉物理及び技術分野における協力(付属書III-A)において人的交流が行われた。原子炉物理及び技術分野における協力では、研究炉技術開発センターの技術者1名、核燃料・再処理技術開発センターの照射前試験グループ長1名を受入れ、「気送管のメンテナンスについて技術習得」、「ホットラボの運転・保守、安全管理及び利用技術」のテーマで研修あるいは情報交換を行った。また、原子炉照射装置の専門家1名を派遣し、「気送管照射設備の改修・メンテナンス」のテーマで技術指導を行った。なお、二国間協力協定の改訂手続きを行い平成16年度からは、付属書III-Aの協力についても人的交流は行わず情報交換を行うことで合意した。

JAERI-OAP間の二国間協力協定に基づく研究炉の分野における協力(付属書I)では、OAP職員2名を受け入れ、「核計算コードSRACを用いた炉心解析の習得」、「中性子検出器及びイメージングプレートの測定技術の習得」のテーマで研修を行った。また、原研から核計算の専門家1名を派遣し、核計算の技術指導を行った。

国際会議、シンポジウムでは、「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がベトナムのダラトにおいて、ウランモリブデン燃料の技術会議がオーストリアのウィーンで、第8回Research Reactor Fuel Management(RRFM-VIII)がドイツのミュンヘンで、研究用原子炉のインシデント報告システム(IRSRR)の第3回コーディネータ会議がアルゼンチンのパリローチェでそれぞれ開催され、研究炉部からも出席した。

2. 研究炉の運転管理

Operation and Maintenance of Research Reactors

This is a blank page.

2.1 JRR-3の運転管理

2.1.1 運転

平成15年度の共同利用運転は、前年度同様に7サイクルで182日間の運転（1サイクル26日間×7=182日間）を計画していたが、05サイクル中にヘリウム圧縮機のトラブルが発生したため、この復旧作業により32日の運転日数減となった。この対策としてJRR-3では、07サイクル終了後から実施される平成15年度の定期自主検査工程を詳細に再調整し、その結果、平成16年3月に期間を短縮した変則サイクル（1サイクル12日間）を08サイクルとして追加することとした。これにより、平成15年度の運転日数は当初計画の182日に対して162日となり、20日の減少にとどめた。

平成15年度における原子炉の計画外停止は、05サイクル中にヘリウム圧縮機から異音が発生し手動停止及び07サイクル中に発生した地震による自動停止の合計2件である。

本年度の運転実績をTable2.1.1に、計画外停止をTable2.1.2に示す。

2.1.2 保守・整備

(1)概況

平成15年度研究炉運転・管理計画に点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものとしては、中性子吸收体の製作、無停電電源装置用蓄電池の更新等である。

(2)主な保守整備

1)中性子吸收体の製作

中性子吸收体は、JRR-3の制御棒に取り付け、これにより反応度制御を行い原子炉の出力を調整するために使用されるものである。中性子吸收体に使用される主要材料のハフニウムは、炉心部で長期間使用されると照射脆化が起こる。このため、取替え用中性子吸收体2体を作製した。

2)無停電電源装置用蓄電池の更新

無停電電源装置用蓄電池の容量低下が認められたため、45KVA無停電電源装置用蓄電池及び200KVA無停電電源装置用蓄電池を更新した。

3)ヘリウム圧縮機部品交換作業

05サイクル中に発生したヘリウム圧縮機の異音原因調査のため、分解点検を行った。その結果、ホワイトメタルの磨耗によりクランクピンとクランクピンメタルとの間隙が拡大し、異音が発生していたことが判明し、対策として異常が認められた主要構成部品及び消耗部品の交換を行った。

Table2.1.1 Operation Data of JRR-3

Cycle No.	Date	Operation Time(hr : min)	Integration Power(MWH)	Total Integrated Power(MWH)	Unscheduled Shut Down
Beginning	_____	50,298:22	_____	947,569.4	_____
01	3/24～4/27	606:26	11,646.7	959,216.1	0
02	4/28～6/1	608:06	11,646.6	970,862.7	0
03	6/2～7/6	606:26	11,585.4	982,448.1	0
04	7/7～8/10	606:42	11,614.8	994,062.9	0
Maintenance	8/11～8/17	0:00	0.0	994,062.9	0
05	8/18～9/21	168:43	3,213.7	997,276.6	1
Maintenance	9/22～10/5	0:00	0.0	997,276.6	0
06	10/6～10/26	271:11	5,133.3	1,002,409.9	0
07	10/27～11/30	605:17	11,608.3	1,014,018.2	1
Maintenance	12/1～2/29	13:20	0.2	1,014,018.4	0
08	3/1～3/21	270:27	5,133.4	1,019,151.8	0
01	3/22～4/25	61:00*	1,132.1*	1,020,283.9*	0
Total	_____	3,817:38	72,714.6	_____	2
Ending	_____	54,116:00	_____	1,020,283.9	_____

* : H16.3.31 Data

Table 2.1.2 Unscheduled Shut Down in JRR-3

Date	Cause Of Trouble
2003.9.1	Abnormal noise of Helium compressor
2003.11.15	Earthquake

2.1.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料管理

1) JRR-3の燃料製作

第L16次取替用燃料体20体は平成15年5月に燃料板、平成15年10月に燃料要素の立会検査を行い、平成16年2月使用前検査を受検し、平成16年3月1日付けで合格証が交付された。

2) JRR-3第L16次燃料輸送

第L16次取替用燃料体の製作工場からJRR-3への輸送は、平成15年11月から12月に実施した。輸送はコンテナ1台と未使用燃料輸送容器4基を用いて行った。

3) JRR-3の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

平成15年度末の未使用燃料の貯蔵量をTable 2.1.3に示す。

JRR-3の計量管理においては、燃料交換、使用済燃料の輸送容器への装荷、使用済燃料プールから貯槽No.1及び貯槽No.1から貯槽No.2への移送並びに米国への払い出しに伴う核燃料物質所内移動票等を起票する計量管理を行った。また、平成15年6月、12月、平成16年3月に通常査察を受け、平成15年9月に実在庫検査（棚卸し）を行い、文部科学省（核物質管理センター）及びIAEAの検認を受けた。また、平成15年11月に研究炉に係る統合保障措置に向けてのリハーサル査察をJRR-3で行った。

4)その他

新燃料の輸送時に使用する未使用燃料輸送容器（JRF-90Y-950K型）の定期自主検査を外運搬規則に則り平成15年6月に行い、輸送に使用している輸送容器、固縛装置が全て健全であることを確認した。また同時に、輸送容器を収納するコンテナについても、船舶安全法に基づき点検保守を行い健全であることを確認した。

Table 2.1.3 Fresh fuel inventory in JRR-3

区分 項目	JRR-3 M	
	標準型	フォロワ型
前年度末貯蔵数 (2003.3.31)	44	6
受け入れ	18	2
払い出し	12	0
今年度末貯蔵数 (2004.3.31)	50	8

(2)燃料交換

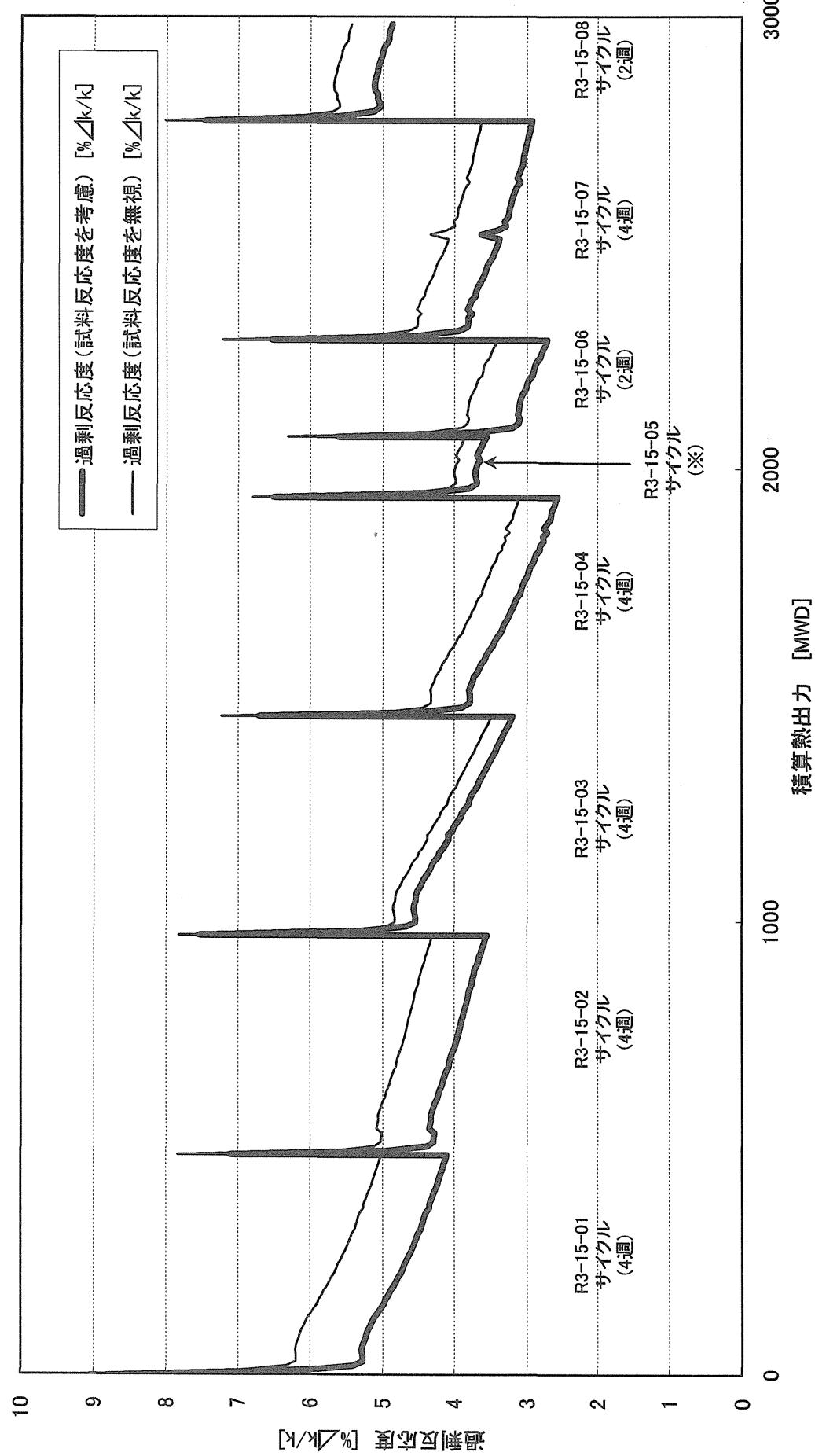
R3-15-01 サイクルから R3-15-08 サイクルにかけて、燃焼度管理方式により、標準型燃料要素 12 体、フォロア型燃料要素 2 体、計 14 体の燃料交換を実施した。また、燃料交換時、必要に応じてシャフリングを実施し、核的熱水路係数（ピーキングファクタ）の低減をはかった。炉心から取出した燃料の最大燃焼度は、56.47%（設置許可上の燃焼度の制限値 60%）であった。

(3)反応度管理

過剰反応度を確保するために、R3-15-01 サイクル、R3-15-03 サイクル、R3-15-04 サイクル、R3-15-05 サイクル、R3-15-07 サイクル及び R3-15-08 サイクルにおいて、燃料交換を実施した。Fig2.1.1 に平成 15 年度 R3-15-01 サイクルから R3-15-08 サイクルまでの過剰反応度推移を示す。

過剰反応度が最大となったのは R3-15-01 サイクル初期で、試料無状態換算で $9.96\% \Delta k/k$ （設置許可上の最大過剰反応度の制限値 $21\% \Delta k/k$ ）であり、その時の反応度停止余裕は $8.89\% \Delta k/k$ （設置許可上の反応度停止余裕の制限値 $1\% \Delta k/k$ 以上）であった。

試料反応度を考慮した過剰反応度推移において、毒物飽和時の過剰反応度は、年間を通して $2.5\% \Delta k/k \sim 5.5\% \Delta k/k$ の間で推移しており、ほぼ一定の過剰反応度を維持することができた。



(※) R3-15-05サイクルは、
ヘリウム圧縮機点検のため
サイクル途中で原子炉停止

Fig.2.1.1 平成15年度過剰反応度推移

2.1.4 放射線管理

(1) 概況

本年度に実施された主な放射線作業は、重水ポンプ分解点検作業、中性子検出器交換作業、主要弁分解点検作業及び使用済燃料対米輸送作業等であった。

これらの作業での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つた。

(2) 放出放射性物質

JRR-3から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度をTable 2.1.4に示す。なお、使用済燃料貯蔵施設における放射性廃液（廃液量：4.8m³）の放出については、すべて検出下限濃度未満であった。

放出された気体状放射性物質の⁴¹Ar及び³Hの年間放出量はそれぞれ 3.8×10^9 Bq及び 4.7×10^{10} Bqであり、それぞれの放出管理目標値の0.01%及び0.64%であった。

(3) 実効線量

JRR-3における放射線業務従事者の実効線量をTable 2.1.5に示す。主な被ばく原因は、中性子散乱実験等によるものであり、最大被ばく線量についても同原因であった。

Table 2. 1. 4 Radioactive wastes from JRR-3

	G a s		A e r o s o l		L i q u i d	
	^{41}Ar	^{3}H	^{60}Co	^{131}I	^{3}H	^{60}Co
Annual release (Bq/y)	3.8×10^9	4.7×10^{10}	0	0	1.3×10^9	9.4×10^5
Annual Average concentration (Bq/cm ³)	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<6.7 \times 10^{-5}$	$<3.4 \times 10^{-10}$	$<8.4 \times 10^{-11}$	4.1×10^0	2.9×10^{-3}

Table 2. 1. 5 Individual effective dose of workers in JRR-3

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Workers monitored (persons)	7 9 8	8 6 1	9 8 9	9 5 7	1 1 9 6
Collective dose (person · mSv)	8 . 3	3 . 4	1 . 5	0 . 1	1 3 . 3
Average personal dose (mSv)	0 . 0 1	0 . 0 0	0 . 0 0	0 . 0 0	0 . 0 1
Maximum personal dose (mSv)	0 . 5	0 . 3	0 . 2	0 . 1	0 . 6

(Personal dose-meter : glass badge)

2.2 JRR-4 の運転管理

2.2.1 運転

平成 15 年度研究炉運転・管理計画に基づき 42 サイクルの共同利用運転を実施し、このうち医療照射については 5 回（通算 20 回）実施した。

2.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成 15 年度研究炉運転・管理計画に基づき、点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものとしては、1 次冷却設備主循環ポンプの整備、排気第 5 系統バックアップ回路の改良、熱交換器の保守整備、中性子検出器（安全系 2）の交換等である。

(2) 主な保守整備

1) 1 次冷却設備主循環ポンプの整備

1 次系主循環ポンプ（1 号機、2 号機）軸封部のオイル漏れ対策として、オイルシール（接触）方式からラビリンス（非接触）方式へ変更を行った。作業は主循環ポンプ分解検査にあわせて行い、変更後の運転においてオイル漏れ等の異常のないことを確認した。

2) 排気第 5 系統バックアップ回路の改良

原子炉が通常換気運転の状態において、排気第 5 系統の先行排風機が故障等により予備排風機がバックアップした際に発生する「炉室内過負圧現象」を解消するため、炉室の負圧が十分下降した後に当該排風機が起動するようバックアップ回路の改良を行った。これにより、安定した炉室内負圧を維持することが可能となった。

3) 热交換器の保守整備

JRR-4 热交換器の総括伝熱係数が管理値に低下したため、化学洗浄（スライム洗浄、酸洗浄）を行い当該係数の回復を図った。洗浄後の総括伝熱係数は $1811 \text{ kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ となり、冷却性能が十分回復したことを確認した。なお、後述する「7.2 JRR-4 热交換器の保守・管理技術」にて、総括伝熱係数の管理方法、係数の変化傾向について述べる。

4) 中性子検出器（安全系 2）の交換

JRR-4 では、予防保全のため中性子検出器を、定期的（約 7 年毎）に交換している。今回交換を行った検出器は、平成 6 年 6 月から使用してきた安全系 2 の CIC で、定期自主検査期間を利用して、予備検出器との交換を行った。使用期間は約 9 年 2 ヶ月であったが、LEU 化改造期間の約 2 年半もこの中に含むため、実使用期間は 7 年弱であった。

5) 燃料交換用作業架台の設置

JRR-4 では約 10 m 長の燃料取扱トングを用いて燃料交換作業を実施している。特に使用

済燃料を炉心からプールに移送する場合は、照射装置配管の関係から使用済燃料を水面下2m程度まで持ち上げなければならず、その際の被ばく等が問題となっていた。燃料交換用作業架台は、炉心ブリッジに近接してプール側に作業架台を新設し、照射装置配管の下部から使用済燃料を取り扱えるようにしたもので、これにより被ばくの低減と作業性が改善された。

6) 2次冷却設備冷却塔ポンプ室屋上ライニングの補修及びトップコート

2次冷却塔ポンプ室内に雨漏れが発生したため、当該ポンプ室屋上ライニングの損傷箇所を補修し、屋上全面をトップコートで塗布した。また、抜気口を雨水の入らない形状のものに交換した。作業の結果、ポンプ室屋上全面の防水性が確保され、雨漏りが発生しないことを確認した。

7) 原子炉プール内面点検及び底面清掃

原子炉プールの定期的な保守・点検として、プール内面の点検を行い、異常の無いことを確認した。また、水中掃除機及び水中ロボットを用いてプール底面を清掃した。

2.2.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料管理

1) JRR-4 の燃料製作

本年度、新燃料の製作はなかった。

2) JRR-4 の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

平成 15 年度末における JRR-4 未使用燃料の在庫量を Table 2.2.1 に示す。

JRR-4 の計量管理においては、燃料交換に伴う核燃料物質所内移動票の起票を行った。

平成 15 年 10 月に実在庫検査を行い、文部科学省（核物質管理センター）及び IAEA の検認を受けた。

Table 2.2.1 Fresh fuel inventory in JRR-4

区分 項目	JRR-4
前年度末貯蔵数 (2003.3.31)	25
受け入れ	0
払い出し	3
今年度末貯蔵数 (2004.3.31)	22

(2) 燃料交換

平成 15 年 10 月 10 日、未使用燃料要素 1 体及び一時保管中の燃料要素 1 体と炉心内の燃焼度約 17% 及び約 14% の燃料要素 2 体との燃料交換を実施した。

また、平成 16 年 3 月 15 日、未使用燃料要素 2 体及び一時保管中の燃料要素 1 体と炉心内の燃焼度約 15% の燃料要素 1 体、燃焼度約 14% の燃料要素 2 体との燃料交換を実施した。

これらの燃料交換は炉心内の燃料要素の燃焼度のバランスを調整するもので、取り出した燃料要素は使用済燃料貯蔵器に保管するものの、次の燃料交換時に再使用する予定である。

(3) 反応度管理

本年度の原子炉積算出力は約 99MWD で、過剰反応度は年度当初が 5.75% Δ k/k、燃料交換前後の反応度は、平成 15 年 10 月 10 日が 5.23% Δ k/k 及び 5.72% Δ k/k、平成 16 年 3 月 15 日が 4.91% Δ k/k 及び 5.85% Δ k/k、年度末が 5.73% Δ k/k であった。また、1MWD 当たりの年間平均反応度減少率は -0.017% Δ k/k であった。

2.2.4 放射線管理

(1) 概要

本年度に実施された主な放射線作業は、No.1・No.2 プール底の清掃作業、主循環ポンプの分解点検作業、自動液面調整弁の点検作業、中性子検出器の交換作業及び炉心タンク水中灯の整備作業等であった。これらの作業はいずれも適切な放射線防護処置を行ったため、作業者の異常な被ばく及び汚染はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

JRR-4 から放出された放出放射性物質濃度と放出量を Table 2.2.2 に示す。放出された気体状放射性物質の⁴¹Ar の年間放出量は 3.7×10^8 Bq であり放出管理目標値の 0.04% であった。

放射性廃液に⁶⁰Co が検出された原因是、No.1 プール水面の油分除去に伴うプール水のオーバーフロー作業及び排水ピット床面の点検に伴う洗浄作業を行ったためである。なお、これらの核種の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

JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量を Table 2.2.3 に示す。

Table 2.2.2 Radioactive wastes from JRR-4

Nuclide	Aerosol			Gas			Liquid	
	^{60}Co	^{131}I	^{41}Ar	^{60}Co	^{137}Cs	^{3}H		
Annual release (Bq/y)	0	0	3.7×10^8	7.4×10^4	—	—	2.3×10^7	
Annual average concentration (Bq/cm ³)	$<1.4 \times 10^{-9}$	$<7.0 \times 10^{-9}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	8.3×10^{-4}	$<2.5 \times 10^{-3}$	2.6×10^{-1}		

Table 2.2.3 Individual effective dose of workers in JRR-4

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Workers monitored (persons)	9 3	1 3 0	1 1 1	1 4 4	2 2 9
Collective dose (person·mSv)	0. 0	0. 0	0. 0	0. 0	0. 0
Average personal dose (mSv)	0. 0 0	0. 0 0	0. 0 0	0. 0 0	0. 0 0
Maximum personal dose (mSv)	—	—	—	—	—

(Personal dose-meter : glass badge)

3. 研究炉の技術管理

Technical Management of Research Reactors

This is a blank page.

3.1 研究炉の水・ガス管理

3.1.1 重水の計量管理

今年度JRR-3、JRR-4での重水の装荷、回収等の移動はなかった。JRR-3(反射体重水)及びJR-R-4(中性子ビーム設備重水タンク)における年度末の重水装荷量はそれぞれ7,263kg及び368kgであった。

JRR-3及びJRR-4における重水の管理状況をTable3.1.1からTable3.1.3に示す。

3.1.2 JRR-3の水・ガス管理

8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Table3.1.4に示す。分析結果に異常は見られず、水・ガスは適切に管理されている。

(1) 1次冷却系

1次冷却水のpHの測定結果は6.49～6.79で、管理基準値（5.0～7.5）の範囲であった。炉室内の使用済燃料貯蔵プール水のpHの測定結果は6.26～6.60で、管理基準値（5.0～7.5）の範囲であった。また、原子炉プール精製系入口の導電率の測定結果は0.21～0.74μS/cmであり管理基準値(5μS/cm以下)の範囲であった。また、精製系出口の導電率は0.07～0.14μS/cmであった。

(2) 2次冷却系

2次冷却水のpHの測定結果は7.6～8.8で、管理基準値（6～9）の範囲であった。防腐剤を連続注入とともに、補給水の水量を調整して、導電率による濃縮係数を7以下で管理することにより、2次冷却系の防食の最適化に努めた。また、スライム防止剤を間欠注入してスライムの発生を防止し、熱交換器の熱貫流率の低下を抑制した。

なお、1次冷却系熱交換器の材料腐食による漏洩が無いことを確認するため、サイクル当たり1回の頻度で2次冷却水中のトリチウム濃度を測定した。測定の結果、トリチウム濃度は検出限界濃度 ($2.0 \times 10^{-1} \text{Bq}/\text{cm}^3$) 以下であり、熱交換器のバウンダリーが健全であることを確認した。

(3) 反射体重水系

反射体重水の重水濃度の測定結果は99.41～99.46mol%であり、濃度低下は認められなかった。また、pHの測定結果は6.22～6.65（管理基準値（5.0～8.0））、導電率の測定結果は精製系入口で0.15～0.28μS/cm、精製系出口で0.03～0.07μS/cmであり、管理基準値（2μS/cm以下）の範囲であった。15年度07サイクル中、導電率の上昇傾向が見られたので精製系の樹脂塔をKR-2301からKR-2302に切り替えた。樹脂塔KR-2301は08年度03サイクルから15年度07サイクルまで使用した。積算精製量は29,393m³であり、前回の交換時と同じ程度であった。

(4) ヘリウム系

反射体重水のカバーガスのヘリウム濃度は、管理基準値（90vol%以上）に対し、97.43～98.17vol%の濃度であった。また、重水の放射線分解によって発生するヘリウム系内重水素ガスの濃度は、サイクル中は毎日1回測定した。さらにヘリウム系に酸素ガス20lを補給し、重

水素ガスを重水に再結合させるなどにより、管理基準値（2.0Vol%以下）内の0.73～0.89Vol%に維持した。原子炉施設定期検査時のヘリウムプロワーの点検に伴い、作業後ヘリウムチャージを実施した。使用ヘリウムガス量は17.6m³であった。

(5) 原子炉プール精製系イオン交換樹脂

No.2イオン交換樹脂塔（KR2602）は、15年01サイクルから15年04サイクルまで4サイクル使用し、導電率の上昇傾向が見られたので交換した。積算精製量は58,441m³であり、従来の積算精製量と比較して少ない量であった。なお、05サイクルから使用している樹脂塔は正常に機能している。

(6) CNS系

照射利用系のCNSのヘリウムガスの不純物分析は、原子炉運転前及び運転中、毎週1回の頻度で測定を行い、酸素濃度は0.5μg/ml以下で、窒素濃度は最高濃度で2.19μg/mlで管理でき管理基準値(酸素ガス、窒素ガス合計10μg/ml)の範囲であった。

3.1.3 JRR-4の水・ガス管理

JRR-4の3.5MW定常サイクル運転時に水分析を行った。分析結果をTable3.1.5に示す。

(1) 1次冷却水系

1次冷却水のpHの測定値は6.03～6.91、1次冷却水精製系のpHの測定値は5.73～6.99の範囲であり、管理基準値（5.5～7.0）内で管理した。1次冷却水系の導電率の測定結果は0.45～0.71μS/cmであり、管理基準値(10μS/cm以下)の範囲であった。また、精製系出口の導電率は0.15～0.28μS/cmであった。

(2) 2次冷却水系

2次冷却水は、補給水の水量を調整して、導電率による濃縮係数を3以下で管理した結果、pHの測定値7.54～8.29で、管理基準値（6～9）の範囲であった。

Table 3.1.1 Heavy water inventory in JRR-3 and JRR-4

	平成14年度末		補給重水量(kg)	回収重水量(kg)	消費重水量 (kg)	平成15年度末 装荷重水量(kg)
	装荷重水量(kg)					
JRR-3	7,263		0	0	0	7,263
JRR-4	368		0	0	0	368
合計(kg)	7,631		0	0	0	7,631

Table 3.1.2 Stored heavy water in JRR-3

	平成14年度末		受入れ(kg)	払出し(kg)	平成15年度末
未使用重水量(kg)	購 入	その他			
312	0	0	0	0	0

Table 3.1.3 Recovered heavy water in JRR-3

	平成14年度末		受入れ(kg)	払出し(kg)	平成15年度末
回収重水量(kg)	炉心回収	その他	計量調整	小 計	回収重水量(kg)
16,081	0	0	0	0	0

Table 3.1.4 Measured value of primary cooling water, helium gas, heavy water and secondary cooling water in JRR-3

系 統	項 目		管 理 基 準 値	測 定 結 果
1次冷却水	pH		5.0～7.5	6.49～6.79
	導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	精製系入口 精製系出口	5 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下 —	0.21～0.74 0.07～0.14
	全 β 放射能濃度*1 (Bq/cm^3)	1次冷却水 1次系精製水	—	5.28×10^2 ～ 7.41×10^2
	全 γ 放射能濃度*2 (Bq/cm^3)	1次冷却水 1次系精製水	—	5.96×10^2 ～ 8.69×10^2
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	—	1.40×10^1 ～ 1.17×10^2
	トリチウム濃度 (Bq/ cm^3)	—	—	8.71×10^2 ～ 1.43×10^3
1次精製系	pH		5.0～7.5	6.26～6.60
	pH		5.0～7.5	6.26～6.53
	pH		5.0～7.5	6.55～6.93
	ヘリウム濃度 (Vol%)		90Vol%以上	97.43～98.17
重 水	ヘリウム濃度 (mol%)	再結合器入口 重水素濃度 (Vol%)	2.0Vol%以下	0.73～0.89
	pH	濃度 (mol%)	高濃度に維持	99.41～99.46
	全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3)*1	pH	5.0～8.0	6.22～6.65
	全 γ 放射能濃度 (Bq/cm^3)*2		—	3.67×10^2 ～ 4.13×10^2
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)*3	—	—	4.51×10^2 ～ 5.00×10^2
	導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	精製系入口 精製系出口	2 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下 —	1.21×10^8 0.15～0.28 0.03～0.07
2次冷却水	原水pH		—	6.8～7.5
	2次冷却水pH		6～9	7.6～8.8

*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) 平成15年12月5日現在の値

Table 3.1.5 Measured values of primary cooling water and secondary cooling water in JRR-4

系 統	項 目	管 理 基 準 値	測 定 結 果
1次冷却系	pH	5.5~7.0	6.03~6.91
	導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	10 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下 精製系入口 精製系出口	0.45~0.71 0.15~0.28
1次精製系	全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3) *1)	—	6.58 $\times 10^1$ ~1.57 $\times 10^2$
	全 γ 放射能濃度 (Bq/cm^3) *2)	—	7.50 $\times 10^1$ ~1.46 $\times 10^2$
2次冷却系	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	7.70 $\times 10^{-1}$ ~8.90 $\times 10^{-1}$
	pH	5.5~7.0	5.73~6.99
2次冷却系	原水pH *3)	—	6.81~7.32
	2次冷却水pH *3)	6~9	7.54~8.29

*1) トリチウムを除く。原子炉出力3.5MWサンプリング後1時間後の値

*2) 原子炉出力3.5MWサンプリング後1時間後の値

*3) 試料サンプリング後車上型pH計での測定値

3.2 研究炉の使用済燃料管理

(1)JRR-3及びJRR-4の使用済燃料貯蔵量

平成15年度末の各原子炉における使用済燃料の貯蔵量をTable 3.2.1に示す。JRR-3では、炉心から使用済燃料プールへの受入れは14体であり、炉心への再装荷のため使用済燃料プールで貯蔵していた使用済燃料2体を引き渡した。この結果、平成15年度末における板状使用済燃料の貯蔵数は242本 (LEU) である。なお、貯槽No.1で貯蔵中の UO_2 燃料体 407本、金属天然ウラン燃料体8本、同要素3本及び乾式貯蔵施設で貯蔵中の金属天然ウラン燃料要素1,798本に変動はなかった。JRR-4では、炉心からNo.1プールへの受入れは5体であり、炉心への再装荷のためNo.1プールで貯蔵していた使用済燃料2体を引き渡した。この結果、平成15年度末における使用済燃料の貯蔵数は6本 (LEU:5本、計装用HEU:1本) である。

(2)使用済燃料貯蔵施設の管理

1)貯槽の水質管理

JRR-3及びJRR-4における貯槽の水質は、年間を通じて維持管理基準値以内であった。平成15年度末における各貯槽の水質及び放射能濃度を Table 3.2.2 に示す。各貯槽においては、pH、導電率、放射能濃度等に大きな変動はなく、適切な水質管理がなされた。

2)循環系設備の管理

使用済燃料貯蔵施設 (DSF) 内に設置されている循環系設備機器類 (循環プロア、プロセス放射線モニタ等) に対して、点検を週1回、JRR-3原子炉施設の定期検査に伴う定期点検を年1回実施して、機能及び性能に異常の無いことを確認した。

3)JRR-3使用済燃料移送装置ゲートバルブの据付調整作業

経年劣化により開閉動作に支障が生じていたゲートバルブを前年度改良型開閉機構等の設計を行い製作し、今年度は既設ゲートバルブの撤去及び改良型ゲートバルブの据付調整を行った。この結果、ゲートバルブ開閉機構の電動化等により安全性・操作性の向上等が図られた。

4)JRR-3使用済燃料貯槽No.2 水中照明設備のケーブルの更新

東海研究所電気工作物保安規程に基づく分電盤等の点検において、JRR-3使用済燃料貯槽No.2 水中照明設備のケーブル絶縁材にひび割れが確認されたため、分電盤から水中照明灯までのケーブル及びコネクタを更新した。

(3) JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の海外ライセンス取得

研究炉使用済燃料の対米輸送の対象であるJRC-80Y-20T型核燃料輸送物（輸送容器及び収納物）について平成14年10月に英国及び米国政府へのライセンス申請を行っていたが、英国については平成15年5月15日付けでライセンス（有効期限：平成17年8月19日）を取得した。米国については落下時の構造解析に用いた評価式 (Davisの実験式) の当該輸送容器への適用性に疑問があるとして、平成15年7月、再解析を条件に平成16年3月末までの暫定ライセンスが発給された。

再解析は多くの使用済燃料輸送容器等の強度解析に使用されている有限要素法を用いた衝撃応答解析プログラムにより実施した。この結果、衝撃加速度が設計時の評価の1.6～3.2倍（落下姿勢により異なる）と大きくなり、蓋部のフランジ面に0.1mmの塑性変形が生じるもの、輸送物の密封性及び未臨界性は保たれることから、IAEA輸送規則に基づき輸送容器の健全性は維持されることを確認した。ライセンスを更新すべく、平成15年12月に米国へ再解析の結果を提出した。

(4) 使用済燃料アダプタの保管廃棄作業

JRR-3使用済燃料貯槽No.2に保管していた使用済燃料アダプタをエドロ型輸送容器に収納してホットラボへ運搬し、ケーブル内で廃棄物容器に詰め替え廃棄物処理場に搬出した。今年度の作業により224個のアダプタを搬出したが、第7回対米輸送に伴う使用済燃料切断作業により160個のアダプタが増えたことから、年度末におけるJRR-3使用済燃料貯槽No.2に保管中のアダプタは668個となった。今回廃棄物処理場に搬出した使用済燃料アダプタの概要は以下のとおりである。

- 1) 廃棄物レベル区分：B-1
- 2) 容器個数：14個（30リットルカートリッジ）
- 3) 線量当量率：6.4～27.1mSv/h（容器表面）
- 4) 放射能量： $1.2 \times 10^{10} \sim 4.9 \times 10^{10}$ Bq（容器当たり）

(5) 事業所内運搬容器の定期自主検査

東海研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則第15条に基づき、事業所内運搬容器7基（I型：2基、II型：5基）について定期自主検査（外観検査、寸法検査、吊り上げ検査、遮蔽検査、気密漏洩検査）を実施し、設計条件を満足していることを確認した。

Table 3.2.1 Spent fuel inventory in JRR-3 and JRR-4

使用済 燃 料 プール	JRR-3						JRR-4	
	貯槽 No.1				貯 槽 No.2	乾式保管 施設	No.1, 2 プール	
	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	38	192	407	8	3	0	1,798	3
受 入 れ	14	0	0	0	0	80	0	5
搬 出	※ 2	80	0	0	0	0	0	※ 2
今年度末貯蔵数	50	112	407	8	3	80	1,798	6

※ 炉心への再装荷 (年度末の在庫量)

Table 3.2.2 Water Quality in Spent Fuel Storage Facilities of JRR-3 and JRR-4

維持管理値	JRR-3		JRR-4	
	貯槽No.1	貯槽No.2	No.1プール	No.2プール
pH	5.0～7.5	5.6	5.7	—
	5.5～7.0	—	—	6.7 6.4
導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	10 以下	1.43	1.25	1.06 1.10
放射能濃度 (Bq/ml) (トリチウムは除く)	3.7 以下	検出感度 以下 ※	検出感度 以下 ※	— —
トリチウム濃度 (Bq/ml)	—	2.1	1.9	0.85 0.73
温 度 ($^{\circ}\text{C}$)	—	18.0	18.5	— —

※ 検出感度 : 0.23～0.25 (Bq/ml) (年度末の測定値)

3.3 第6回研究炉使用済燃料の対米輸送

米国の「外国研究炉の使用済核燃料引き受け政策」に基づく第6回目となる研究炉使用済燃料の対米輸送を実施し、JRR-3使用済燃料（板状燃料）80体を返還した。今回の輸送は、計画どおり9月17日にJRR-3燃料管理施設から陸上輸送を行い、原電東海港にて英國籍の専用船に船積みした。英国内の一時保管※に若干のスケジュール変更が生じたが、搬入先であるDOEサバンナリバーサイトには、計画どおり12月に搬入され、輸送容器から使用済燃料が取り出された。空の輸送容器は平成16年2月にJRR-3燃料管理施設に返却された。輸送作業における諸手続きをTable 3.3.1に示す。

※ 英国から米国までは欧州研究炉の使用済燃料と一緒に輸送されるため、英国で一時保管される。

Table 3.3.1 Procedures for 6th Return of Research Reactor Spent Fuels (JRR-3)
to US.DOE

A. 燃料輸送関係

関 係 手 続 き 等 の 名 称	
核 燃 料 輸 送 物	核燃料輸送物設計承認申請書提出
	核燃料輸送物設計承認英文証明願提出
	容器承認申請書提出
	米国政府証明申請書提出
	英国政府証明申請書提出
	核燃料物質等運搬物確認申請
	核燃料物質等運搬物発送前検査
陸 上 輸 送	吊り具荷重試験
	固縛装置の設計等の強度検討書提出
	固縛方法の解析等の検討書提出
	核燃料輸送物運搬確認申請
	核燃料物質等運搬届出
海 上 輸 送	車両積付け検査
	放射性輸送物運送計画書安全確認申請
	積載限度の特例に関する申請
	放射性物質等運送届出
	危険物積付け検査申請
対 米 国	危険物積付け検査
	引取り基本契約
	付属書 (Appendix-A: 燃料データ 関係)
港 湾 使 用	付属書 (Appendix-B: 輸送容器関係)
	海外再処理委員会事務局への説明
	原電東海港の使用について (依頼)
	港湾施設使用願
	輸送に伴う便宜供与について (依頼)
国 際 規 制 物 質	輸送時・船積時の検査結果提出
	核燃料物質受扱計画等報告・提出
	核燃料物質輸出実施計画等報告・提出
	核燃料物質の移転に関する手続き
	取決めの締結確認申請

Table 3.3.1 (Continued)

関 係 手 続 き 等 の 名 称	
保 險	原子力損害賠償措置について（依頼）
	原子力輸送賠償責任保険
	原子力損害賠償補償契約
輸 出 通 關	核燃料物質について講じられる防護措置に関する確認申請
	指定地外交通許可申請
	輸出申告（燃料輸送容器）
	他所蔵置許可申請
事 前 說 明	文部科学省（原子力規制室）への説明
	国土交通省（自動車交通局）への説明
	水戸原子力事務所への説明
	茨城原子力安全管理事務所への説明
	茨城県（原子力安全対策課、消防防災課）への説明
	東海村（原子力対策課）への説明
	茨城県漁業協同組合連合会への説明
	茨城県警察本部（生活環境課、警備課）への説明
	ひたちなか西警察署への説明
	那珂湊海上保安部への説明
	消防署（東海村、日立市）への説明
	原電東海への説明
	原電事業への説明
	原燃輸送への説明
一 般 契 約	使用済燃料の国内輸送業務
	使用済燃料の国外輸送業務
	使用済燃料の船積作業及び港湾管理業務
その他の	船長への提出書類（輸送物データ）

B. 空輸送容器関係

関 係 手 続 き 等 の 名 称	
輸 入 通 關	他所蔵置許可申請
	貨物取扱届
	輸入申告（輸送容器）
	外国貨物運送申告書

This is a blank page.

4. 研究炉の利用

Utilization of Research Reactors

This is a blank page.

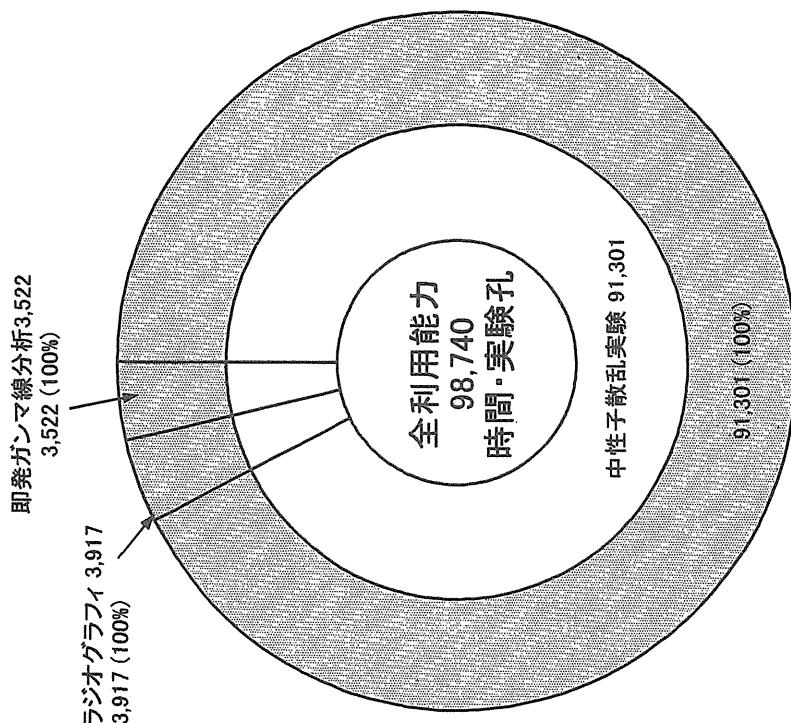
4.1 利用の状況

平成 15 年度の研究炉の共同利用運転は、JRR-3 が 8 サイクル、JRR-4 が 42 サイクルであった。ここでは、利用設備の利用可能な能力（設備利用能力）に対する利用実績（利用率）の状況について述べる。

Fig.4.1.1 に JRR-3 における照射及び実験の利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 50,616 (時間・照射孔) で、平均利用率は 50% であった。内訳は短時間照射 40%、サイクル照射 40%、長時間照射 19%、均一照射装置によるシリコン照射利用は 100% であった。

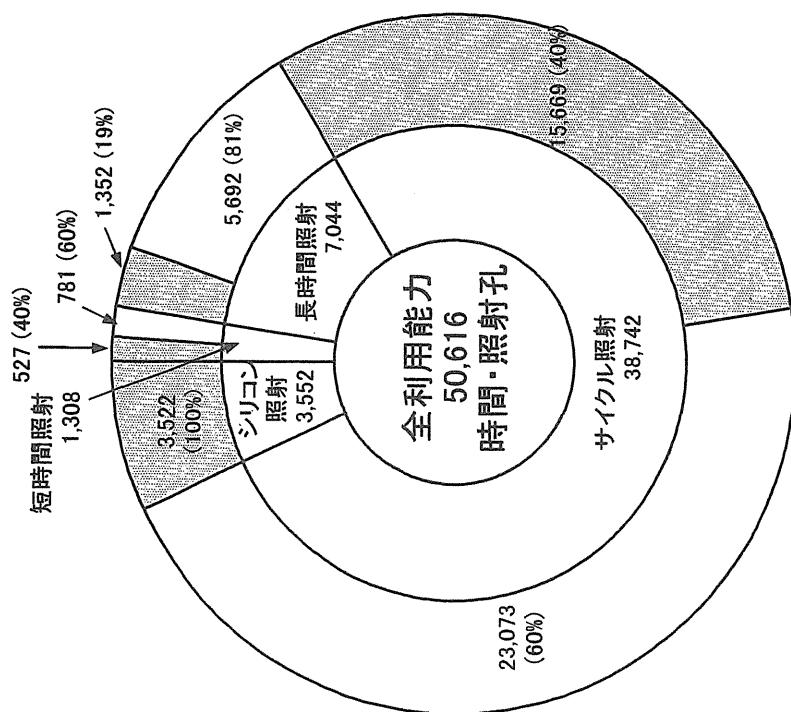
また、実験に係る設備利用能力は 98,740 (時間・実験孔) で、利用率は全ての設備において 100% であった。

Fig.4.1.2 に JRR-4 における照射及び実験の利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 4,080 (時間・照射孔) であり、平均利用率は 26% であった。内訳は短時間照射 41%、長時間照射 18%、シリコン照射が 19% であった。実験に係る設備利用能力は 3,216 (時間・実験孔) で、中性子ビーム設備や即発ガンマ線分析装置の利用率は高かったが、実験設備の平均利用率としては 43% であった。



卷之三

注) □は利用実績
内円は利用能力、外円は利用状況を示す。
サイクル照射: RG-1~4, BR-1~4, VT-1, SH-1, DR-1
長時間 照射: HR-1, 2
短時間 照射: PN-1, 2, 3
シリコン 照射: SI-1



卷之三

Fig.4.1.1 Used capacity of utilization facilities of JRR-3 in 2003 fiscal year

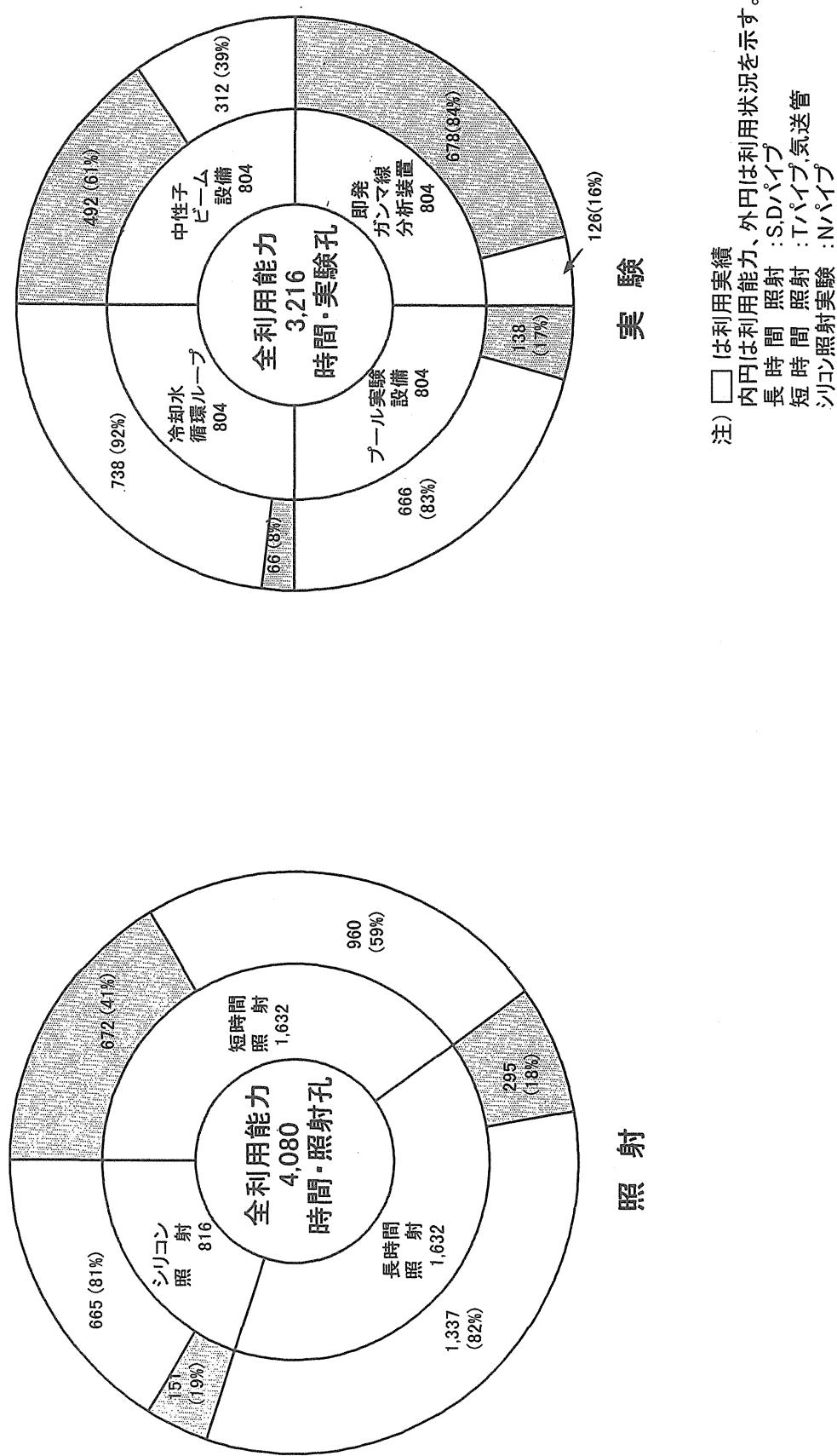


Fig.4.1.2 Used capacity of utilization facilities of JRR-4 in 2003 fiscal year

4.2 照射利用

今年度の照射利用は、JRR-3 及び JRR-4 を合わせると利用件数 736 件、キャップセル個数 3,138 個（シリコン照射を含む）の照射実績であった。

Table 4.2.1 に平成 15 年度の照射利用実績を示す。JRR-3 の照射における利用件数及び照射キャップセル個数は、所内利用 80 件 238 個、所外利用 173 件 1,507 個で合計 253 件 1,745 個の実績であった。JRR-4 においては、所内利用 54 件 140 個、所外利用 429 件 1,253 個で合計 483 件 1,393 個の照射が行われた。

平成 2 年度からの研究炉における照射利用（照射キャップセル数）の推移を Fig.4.2.1 に示す。平成 15 年度の実績は平成 14 年度を下回る結果となった。

Fig.4.2.2 は平成 15 年度の照射利用を目的別に示したものである。例年どおり放射化分析の占める割合が大きく（88%）なっている。

4.2.1 JRR-3 における照射

JRR-3 では 8 サイクルの共同利用運転が行われた。Table 4.2.2 に各サイクル毎の照射実績を示す。炉心領域の垂直照射設備（VT-1, RG-1～4, BR-1～4）及び重水タンク領域の垂直・回転照射設備（SH-1, DR-1）では継続を含め合計 32 本が照射された。Table 4.2.4 及び Table 4.2.5 にサイクル照射を行う垂直・回転照射設備における照射利用状況を示す。

また、水力照射設備（HR-1, 2）では 114 個、気送照射設備（PN-1, 2）が 117 個、放射化分析用照射設備（PN-3）で 1,343 個のキャップセルが照射された。

照射目的の分類は Fig.4.2.3 に示すとおり放射化分析、シリコン照射、RI 製造、原子炉燃料・材料等の分野で利用された。なお、平成 15 年度に実施されたシリコン照射の本数（重量）は 139 本（2,802.2 kg）であった。Table 4.2.6 にシリコン照射の利用状況を示す。

4.2.2 JRR-4 における照射

JRR-4 では 42 サイクルの共同利用運転が行われた。Table 4.2.3 に照射実績を示す。主に短時間照射を目的とする水力照射設備（T パイプ）での照射キャップセル数が 334 個、気送管照射設備（PN）が 927 個であった。

長時間照射用設備の利用では、S パイプ 45 個、D パイプ 14 個、N パイプにおけるシリコンの照射は 73 本（841 kg）であった。

照射目的別の分類を Fig.4.2.3 に示す。放射化分析の占める割合が約 9 割と最も多く、続いてシリコン照射、RI 製造、原子炉燃料・材料となっている。

Table 4.2.1 Number of capsules irradiated in research
reactors of JAERI in 2003 fiscal year

原 子 炉		所 内	所 外	合 計
J R R - 3	件 数	80	173	253
	個 数	238	1,507	1,745
J R R - 4	件 数	54	429	483
	個 数	140	1,253	1,393
合 計	件 数	134	602	736
	個 数	378	2,760	3,138

Table 4.2.2 Summary of JRR-3 irradiation in 2003 fiscal year

照射孔 サイクル		所 内 の 利 用										所 外 の 利 用										サイ クル 別 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	S I 1	V T 1	R G 1~4	D R 1	H R 1, 2	P N 1, 2	P N 3	S I 1					
1サイクル (3/31~4/25)	件数	1					8	5	4	1	1			1	9			4	1	35		
	個数	1					8	5	39	1	2			1	9			138	17	221		
	継続		(3)	(1)																(4)		
2サイクル (5/5~5/30)	件数	1					6		2	1	1				11	1	3	1	27			
	個数	1					7		2	1	2				11	1	104	18	147			
	継続		(2)	(1)																(3)		
3サイクル (6/9~7/4)	件数						4	7	1	1					10	6	2	1	32			
	個数						5	10	20	1					11	7	25	23	102			
	継続		(1)	(1)																(2)		
4サイクル (7/14~8/8)	件数	1					3	6	1		1				6	4	5	1	28			
	個数	1					3	6	15		2				6	5	99	24	161			
	継続		(1)	(1)																(2)		
5サイクル (8/25~9/19)	件数														4	1	3	1	9			
	個数														4	1	88	9	102			
	継続		(1)	(1)																(2)		
6サイクル (9/29~10/24)	件数		1				4	1							13	4	6	1	30			
	個数		1				4	1							15	4	188	14	227			
	継続		(1)	(1)																(2)		
7サイクル (11/3~11/28)	件数						1	6	6	2					20	24	14	1	74			
	個数						1	6	12	40					21	58	440	24	602			
	継続		(2)	(1)																(3)		
8サイクル (3/8~3/19)	件数							1	4	1					4	3	4	1	18			
	個数							3	23	1					4	4	122	6	163			
	継続		(2)																	(2)		
サイクル合計	件数	3	1	0	0	1	31	26	14	4	3	0	1	77	43	41	8	253				
	個数	3	1	0	0	1	33	37	139	4	6	0	1	81	80	1204	135	1725				
	継続	(0)	(13)	(7)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	0	0	0	0	0	0	0	0	(20)			

Table 4.2.3 Summary of JRR-4 irradiation in 2003 fiscal year

月	照射孔	所 内 の 利 用					所 外 の 利 用					月別合計
		Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	
4	件数					1	13	1			13	28
	個数					3	18	1			63	85
	継続											(0)
5	件数					1	16	3	2		3	25
	個数					2	19	3	2		17	43
	継続											(0)
6	件数		2			1	17	1			14	35
	個数		4			2	22	1			76	105
	継続											(0)
7	件数	2					17	4		1	13	37
	個数	4					22	8		2	129	165
	継続											(0)
8	件数	1	1			2	10	3		3	10	30
	個数	1	1			2	13	3		6	27	53
	継続											(0)
10	件数	1					15	2	1		5	24
	個数	5					17	2	1		13	38
	継続											(0)
11	件数	2	3		1	2	32	1	2		10	53
	個数	5	4		1	5	40	1	2		130	188
	継続											(0)
12	件数	4	2			3	25	2	3	2	16	57
	個数	9	6			32	27	2	4	6	62	148
	継続											(0)
1	件数	5	2			7	37	5	1	4	19	80
	個数	7	2			31	39	5	3	22	144	253
	継続											(0)
2	件数	5					45	1	1	3	15	70
	個数	5					53	1	1	12	51	123
	継続											(0)
3	件数	5				1	20	1	1	4	12	44
	個数	7				2	21	1	1	24	136	192
	継続											(0)
全月合計	件数	25	10	0	1	18	247	24	11	17	130	483
	個数	43	17	0	1	79	291	28	14	72	848	1393
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)

Table 4.2.4 Summary of JRR-3 core region irradiations in 2003 fiscal year

サイクルNo.(R3-15-***) (日付 (定格出力運転時間)	0.1 (601.5hr)	0.2 (601.5hr)	0.3 (601.5hr)	0.4 (601.5hr)	0.5 (601.5hr)	0.6 (265.5hr)	0.7 (598.6hr)	0.8 (265.5hr)
R G - 1	耐食材料研究グループ⑥⑦ 14-03~ RGM-67H ステンレス鋼 -0.24% (7#イワ 4207.1hr)							
R G - 2								
R G - 3								
照 射								
R G - 4	材料照射解析研究グループ⑧ 14-01~ RGM-65H MgAl204, SiC -0.29% (8#イワ 4808.6hr)							
B R - 1								
B R - 2								
B R - 3								
B R - 4	アイソトープ研究開発課 VTR-107 W03※ ㈱千代田テクノル VTR-108 Ir※ VTR-109 Ir※							
V T - 1								
S H - 1								
D R - 1	大学共同利用開放研究室 K1001 Mn+Al※							
キャラセル反応度合計 (%Δk/k)	-0.94	-0.76	-0.31	-0.55	-0.31	-0.72	-0.72	-0.58
備 考	→→→: 無計装照射キャプセル (※標準照射キャプセル) →→→: 計装照射キャプセル							
							DRF-02 U02	
							燃料安全研究室	

Table 4.2.5 Description of capsules irradiated in JRR-3 core region in 2003 fiscal year

キャプセル名称	照射依頼元	照射試料	キャップセル構造	計装	温度制御	照射孔	照射量※(c m ⁻²)	照射(照射期間)	照射温度(℃)	キヤブセノル反応度(%Δk/k)
B R F - 5 1 H	新型燃料燃焼研究グループ	岩石型UO ₂ ペレット	2重気密	K TC ₆ 本	—	B R - 1	5.07 × 10 ²¹ 2.53 × 10 ²¹	1.4 - 0.2 ~ 1.5 - 0.7 (1.3 サイクル)	2 5 0	- 0 . 1 4
R G M - 6 5 H	材料照射解析研究グループ	MgAl ₁₂ O ₄ SiC	1重気密	K T/C 8本 WRe ₂ 本	ヒータ制御	R G - 4	3.46 × 10 ²¹ 1.73 × 10 ²¹	1.4 - 0.1 ~ 1.5 - 0.1 (8 サイクル)	1 0 0 0	- 0 . 2 9
R G M - 6 7 H	耐食材料研究グループ	ステンレス鋼	1重気密	K T/C 8本	混合ガス制御 ヒータ制御	R G - 2	3.03 × 10 ²¹ 1.51 × 10 ²¹	1.4 - 0.3 ~ 1.5 - 0.2 (7 サイクル)	3 0 0	- 0 . 2 4
R G M - 6 8 H	耐食材料研究グループ	ステンレス鋼	1重気密	K T/C 8本	混合ガス制御 ヒータ制御	R G - 3	3.96 × 10 ²¹ 1.98 × 10 ²¹	1.4 - 0.5 ~ 1.7 - 0.3 (2.1 サイクル)	3 0 0	- 0 . 1 7
R G M - 7 3 H	耐食材料研究グループ	ステンレス鋼	1重気密	K T/C 8本	混合ガス制御 ヒータ制御	R G - 2	8.13 × 10 ²⁰ 4.07 × 10 ²⁰	1.5 - 0.6 ~ 1.7 - 0.4 (1.4 サイクル)	3 0 0	- 0 . 4 1
V T R - 1 0 7	アイソトープ研究開発課	WO ₃	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.1 (1 サイクル)	—	—
V T R - 1 0 8	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.1 (1 サイクル)	—	- 0 . 1 0
V T R - 1 0 9	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.1 (1 サイクル)	—	—
V T R - 1 1 0	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.1 (1 サイクル)	—	—
V T R - 1 1 1	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.1 (1 サイクル)	—	—
V T R - 1 1 6	アイソトープ研究開発課	WO ₃	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.2 (1 サイクル)	—	—
V T R - 1 1 3	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.4 (1 サイクル)	—	—
V T R - 1 1 4	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.4 (1 サイクル)	—	- 0 . 2 4
V T R - 1 1 7	アイソトープ研究開発課	WO ₃	1重気密	—	—	V T - 1	6.50 × 10 ²⁰ 4.33 × 10 ²⁰	1.5 - 0.4 (1 サイクル)	—	—
K 1 0 0 1	大学共同利用開放研究室	Mn + Al	1重気密	—	—	D R - 1	6.50 × 10 ¹⁹ —	1.5 - 0.1 (1 サイクル)	—	—
D R F - 0 2	燃料安全研究室	UO ₂	2重気密	—	—	D R - 1	6.46 × 10 ¹⁹ —	1.5 - 0.7 (1 サイクル)	—	—

※ 上段：熱中性子照射量(> 1 MeV) 照射量
下段：高速中性子(> 1 MeV) 照射量

Table 4.2.6 Amount of irradiated silicon in 2003 fiscal year

サイクル	JRR-3(SI-1)	
	本数	重量(kg)
1	18	355.9
2	19	381.9
3	24	483.4
4	24	500.4
5	9	171.5
6	14	269.3
7	24	495.7
8	7	144.1
小計	139	2,802.2

月	JRR-4(Nパイプ)	
	本数	重量(kg)
4	—	—
5	—	—
6	—	—
7	2	22.8
8	6	69.2
10	—	—
11	1	12.8
12	6	67.6
1	22	254.6
2	12	139.7
3	24	274.3
小計	73	841.0

合 計 212本、3,643.2kg

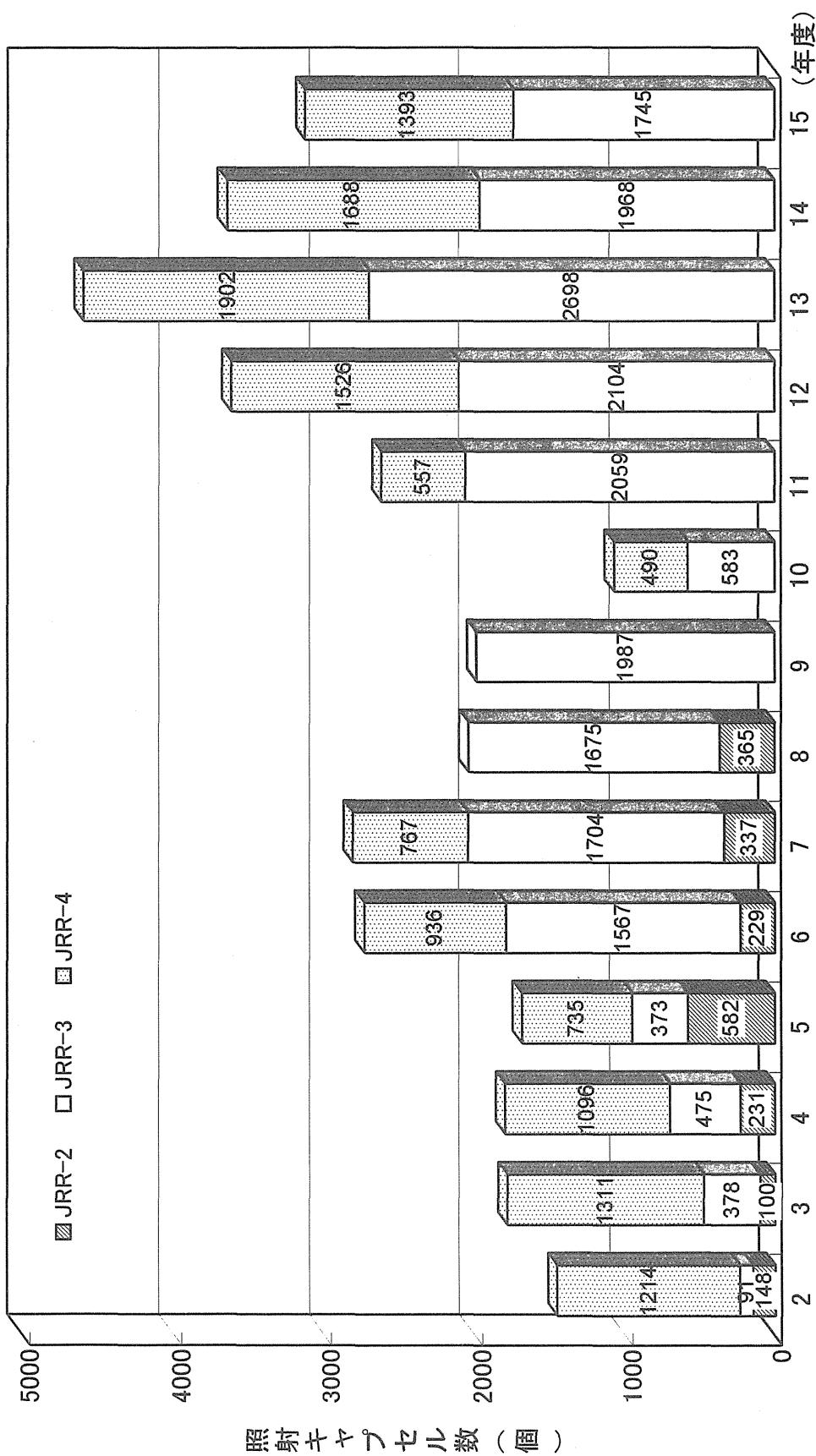


Fig. 4.2.1 Trend of capsules irradiated in research reactors

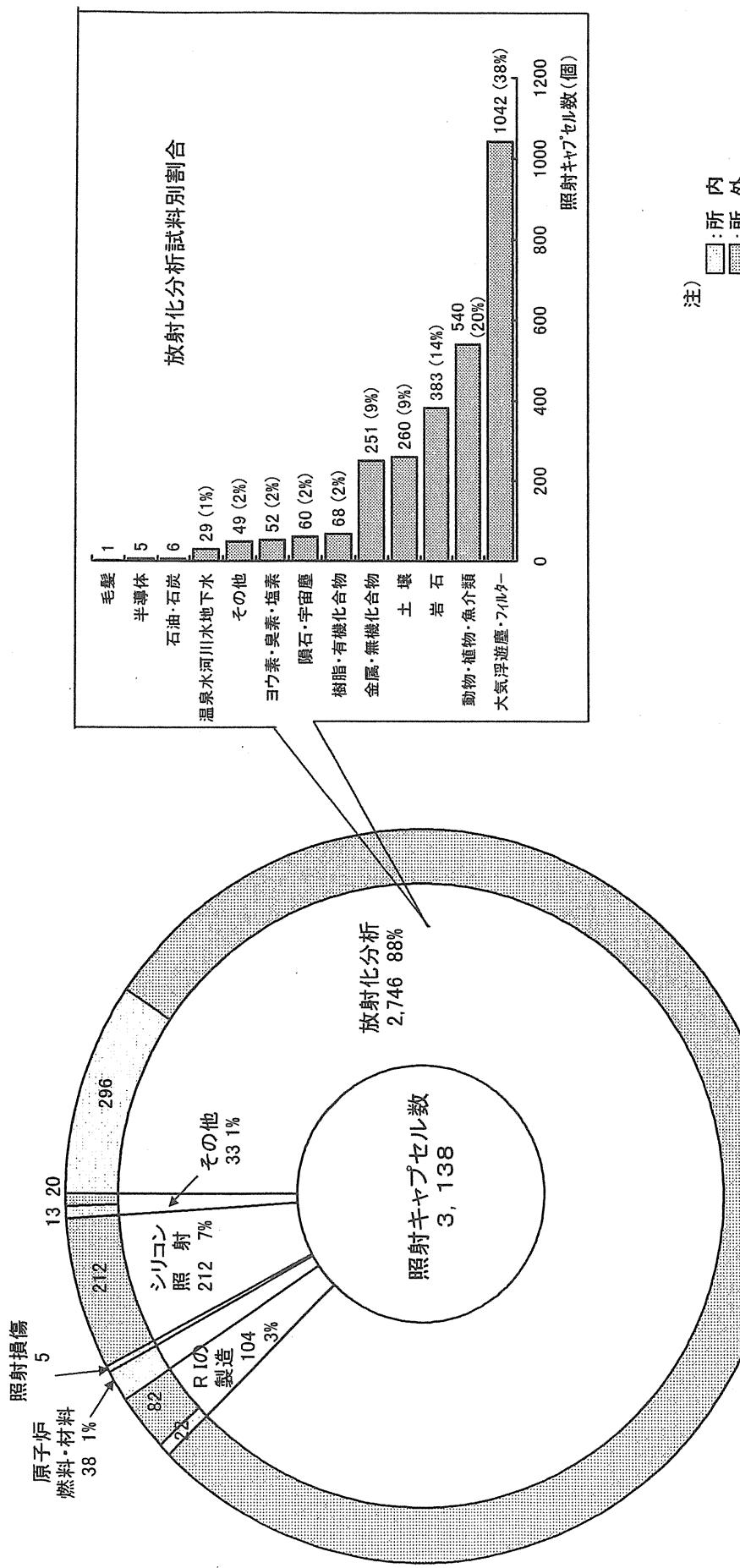
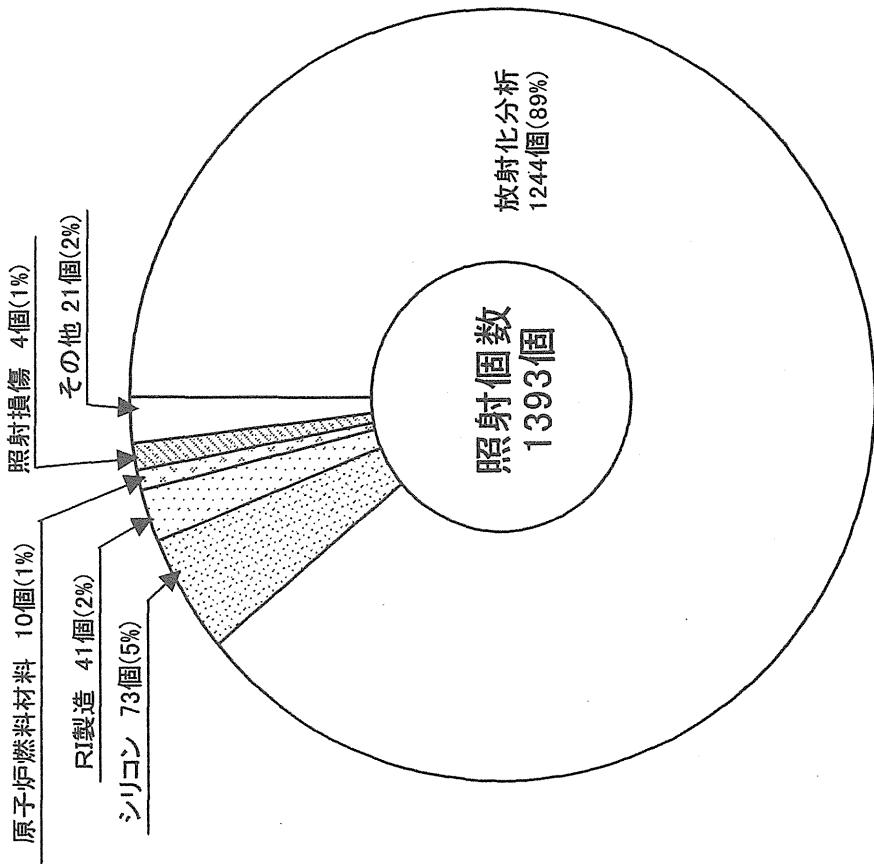
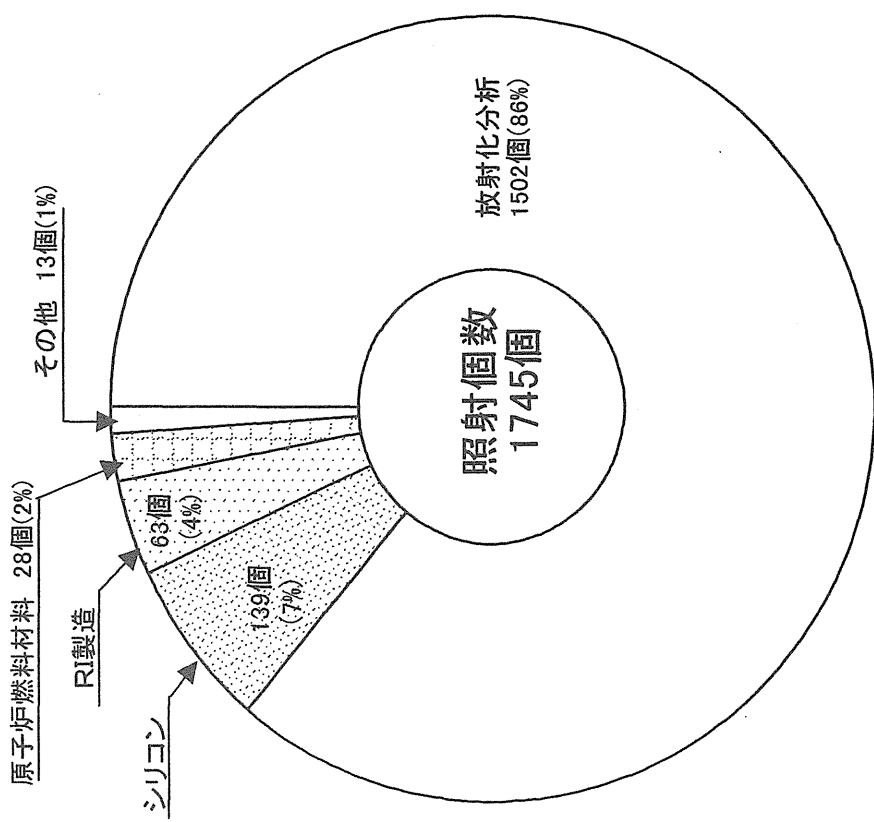


Fig. 4.2.2 Status of irradiation carried out in research reactors in 2003 fiscal year



JRR-4



JRR-3

Fig. 4.2.3 Status of irradiations carried out in each reactor in 2003 fiscal year

4.3 実験利用

JRR-3においては、中性子ビーム実験装置を用いた中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ実験、即発 γ 線分析、低温化学実験等が実施された。利用件数及び利用延べ日数は、所内利用 363 件(2,382 件・日)、所外利用 453 件(2,419 件・日)で合計 816 件(4,801 件・日)であった。

JRR-4においては、プール実験設備、中性子ビーム設備及び冷却水循環ループを利用して、様々な実験が行われた。利用件数及び利用延べ日数は、所内利用 67 件(155 件・日)、所外利用 61 件(91 件・日)で合計 128 件(246 件・日)であった。

Fig.4.3.1 に研究炉における実験利用（延べ日数）の推移を示す。JRR-3 と JRR-4 を合わせた利用延べ日数は 5,047 件・日で、JRR-3 の計画外停止の影響により昨年、一昨年を下回る結果となった。

4.3.1 JRR-3 における実験

中性子散乱実験では、中性子回折装置や中性子分光器を用いてナノ材料の構造・機能の解明、電池材料等エネルギー関連材料、磁性材料、超伝導材料、高分子材料及びタンパク質等生体物質の機能や構造解明のため実験が行われた。また、中性子回折法による自動車エンジン部品等工業製品の内部残留応力測定も実施された。装置開発分野では、パルス中性子散乱装置の開発、スーパーミラーを用いた中性子集光デバイスや中性子ベンダーの研究が実施された。

Fig.4.3.2 及び Fig.4.3.3 は、中性子散乱の実験目的を分類し、利用日数、テーマ数、利用者延日数をグラフ化したものである。これを見ると磁性の研究が最も多く、次いで装置開発、物質の構造研究、生物の研究、高分子の研究等の順になり相変わらず磁性の研究が活発である。グラフ中のその他は機器調整や実験準備である。

中性子ラジオグラフィ実験 (NRG) では、高速ビデオカメラ、冷却型 CCD 及び SIT 管カメラを用いて固気二層流の定量評価、熱流体の可視化実験、非破壊試験法の開発、新型電池用材料の開発及び中性子産業利用技術の開発を目的とした各種実験が実施された。また、フィルム法では植物や生体組織の画像解析が実施された。

即発 γ 線分析 (PGA) では、火山岩、隕石、重金属汚染試料、大気浮遊塵等の分析が実施された。

平成 15 年度の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、所内 6,675 人・日、所外（ほとんどが大学関係）8,513 人・日で合計 15,188 人・日の実績であった。

4.3.2 JRR-4 における実験

プール実験設備では、簡易照射筒を利用して原子力発電所で使用する中性子検出器の感度試験、電離箱の中性子照射試験、フィッショング・トラック年代測定のための照射が実施された。即発 γ 線分析装置を用いた実験としては、血液中のボロン濃度測定、排水中のボロン濃度測定、中性子検出器の感度試験が実施された。

中性子ビーム設備においては、 α 線トラックによる各種鉄鋼材料中微量ボロンの観察、中性子イメージング検出法の開発実験、中性子遮蔽カメラの性能試験、中性子捕捉療法（医療照射）、ラ

ット及びマウスを用いた中性子捕捉療法のための基礎的・臨床的研究、医療照射時の線量評価システムの開発を目的とした実験等が行われた。

冷却水循環ループでは、¹⁶N から発生する γ 線による放射線測定器の高エネルギー特性試験が実施された。

また、その他として国際原子力総合技術センターの研修生による原子炉の運転実習や制御棒校正実験（原子炉工学課程）が実施された。

JRR-4 の実験における利用者延べ人数は、所内 524 人・日、所外 353 人・日で合計 877 人・日の実績であった。

4.3.3 実験室の利用状況

共同利用実験室として開放している JRR-1 実験室（地階の実験室 1～3）、JRR-3 実験室（炉室 PN-3 実験室、実験利用棟 1 階の実験室 1 及び 2）、JRR-4 実験室（ホット実験室）の各実験室では、例年どおり環境試料の放射化分析実験、化学実験、照射試料の作製や開封作業、放射線取扱いに係わる教育訓練等が実施された。

(1) JRR-1 実験室

JRR-1 実験室では主に所外利用者によって、JRR-3 及び JRR-4 で照射した土壤、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料や半導体材料中微量元素の放射化分析、放射化分析試料の作製や開封・化学処理等が実施された。また、実験室 1 では保安管理室主催による出入業者を対象とした放射線作業の基礎教育実習、(財)放射線計測協会主催による原子力関係の職場で働く方々を対象とした放射線管理入門講座・放射線管理計測講座の教育実習の場としても活用された。

平成 15 年度に実施された実験項目は 4 件、実験延べ日数は 161 日であった。

(2) JRR-3 実験室

JRR-3 実験室では、気送管照射設備で照射した土壤、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、半導体材料、マウスやラット臓器などの生体試料等幅広い分野における試料の放射化分析が実施された。放射化分析以外では、鉱物のフィッショング・トラック年代測定用試料の作製が行われた。その他としては実験や照射設備特性測定の際に用いたフラックスモニターの開封・測定が実施された。

平成 15 年度に実施された実験項目は 21 件、実験延べ日数は 88 日であった。

(3) JRR-4 実験室

JRR-4 実験室では、気送管や水力照射設備で照射した土壤、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、マウスやラット臓器などの生体試料等幅広い分野における試料の放射化分析が実施された。放射化分析以外では、鉱物のフィッショング・トラック年代測定用試料の作製、TLD 素子の放射化特性測定が実施された。その他としては実験や照射設備特性測定の際に用いたフラックスモニター等の開封・測定が実施された。

平成 15 年度に実施された実験項目は 19 件、実験延べ日数は 111 日であった。

4.3.4 医療照射

平成 15 年度の医療照射は、JRR-4において 5 回実施された。全て脳腫瘍治療のための照射であった。これらの照射はいずれも順調に終了した。また、平成 15 年 10 月 21 日の医療照射は、JRR-4 で初の熱外中性子モードでの照射であった。

なお、Table 4.3.1 に平成 15 年度実施した医療照射の概要を示す。

Table 4.3.1 Outline of BNCT Treatment at JRR-4 in FY.2003

	実施日	患者	病名	ビームモード
1	2003. 4. 23	日本・男性	脳腫瘍	熱中性子モード I
2	2003. 10. 21	日本・女性	脳腫瘍	熱外中性子モード
3	2003. 10. 29	米国・女性	脳腫瘍	熱中性子モード I
4	2003. 12. 10	日本・男性	脳腫瘍	熱外中性子モード
5	2004. 1. 20	台湾・女性	脳腫瘍	熱中性子モード I

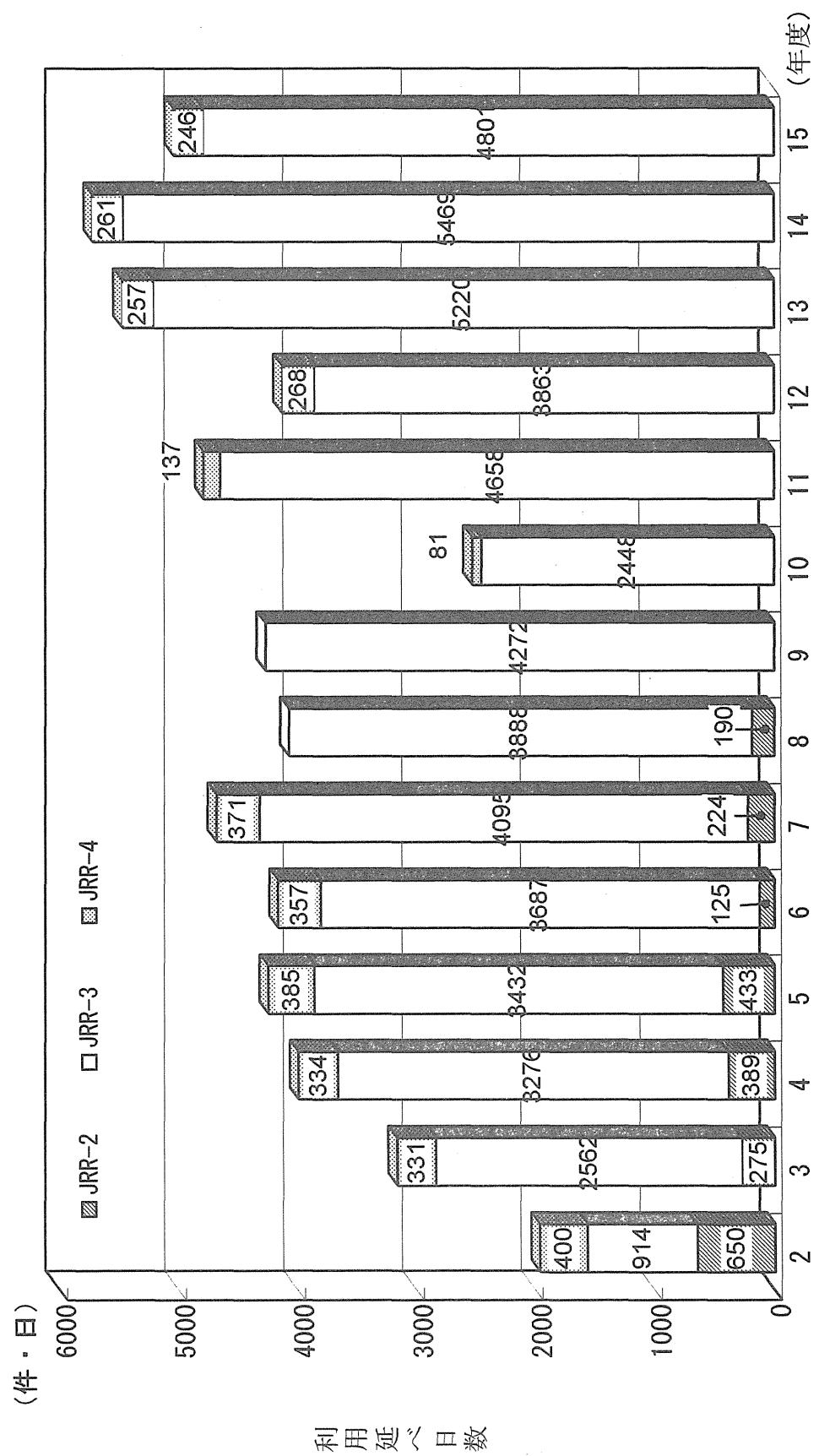


Fig. 4.3.1 Trend of experimental uses in research reactors

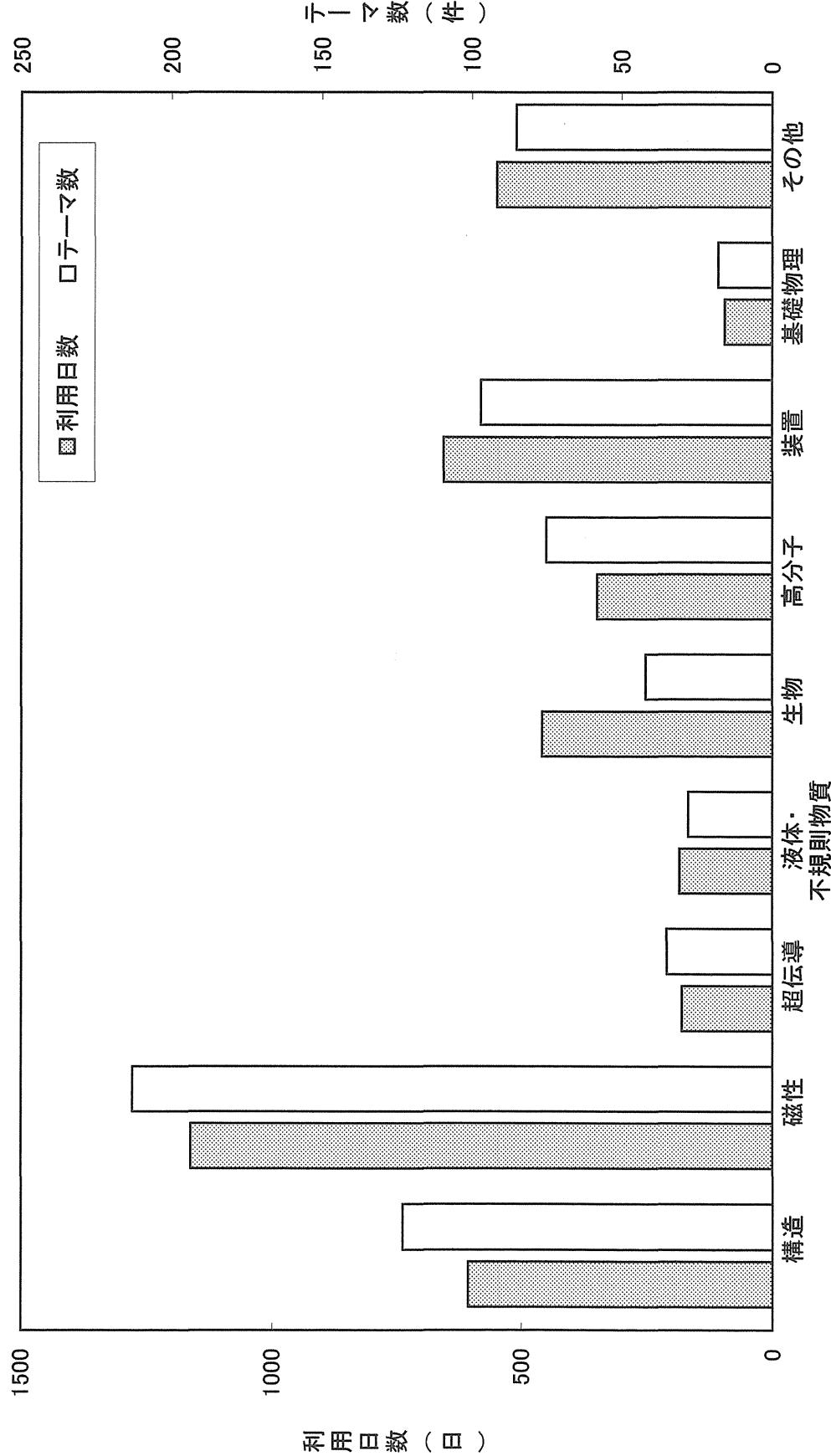


Fig.4.3.2 Status of neutron scattering experiments in JRR-3 during 2003 fiscal year (I)

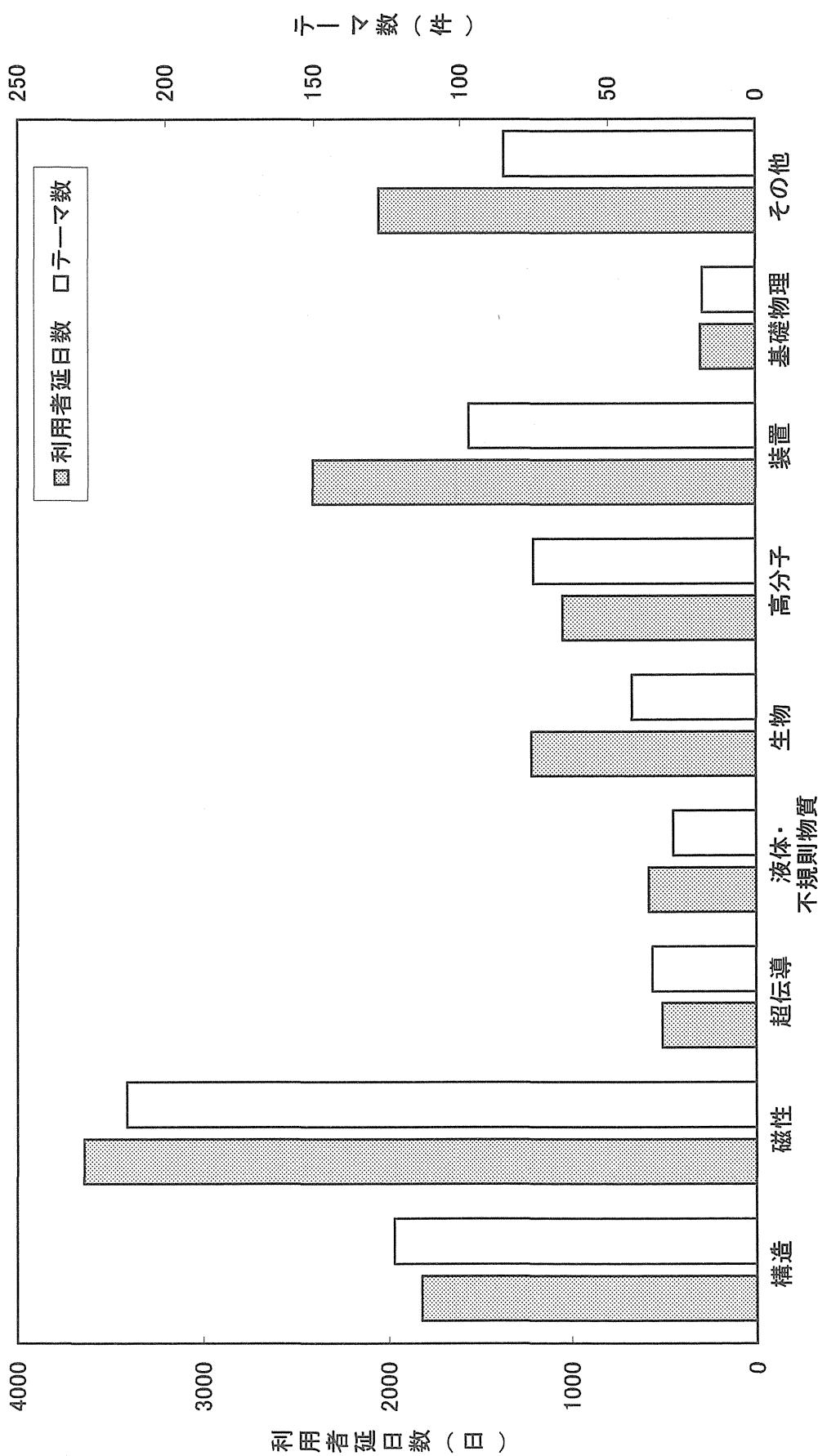


Fig.4.3.3 Status of neutron scattering experiments
in JRR-3 during 2003 fiscal year (II)

4.4 保守・整備

4.4.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1)定期的検査

平成 15 年度の JRR-3 照射利用施設の定期的検査は、平成 15 年 12 月 5 日から平成 16 年 3 月 5 日に実施した。今年度の分解点検としては、HR-1,2 循環ポンプの 2 台を実施した。詳細は次の通りであり、気送照射設備等他の照射設備及び詰替セルについては定常的点検を実施し異常の無いことを確認した。

1) HR-1,2 循環ポンプ分解点検

5 年毎に計画されている循環ポンプ 2 台の分解点検を実施した。分解点検ではメカニカルシール他消耗品の交換、目視による外観点検、絶縁抵抗測定及び作動検査を実施した。この結果、ポンプの異常な振動、異音、漏洩が無く、吐出量、軸受温度等の指示値が所定の性能を満たし、循環ポンプが正常に作動することを確認した。

(2)保守・整備

平成 15 年度の JRR-3 照射利用設備においては、以下の保守・整備を実施した。

1) 均一照射設備の試料用アルミチェーン交換

R3-15-06 サイクル終了時に試料照射治具のアルミチェーンのリンク 1 個に変形が確認された。このため当面の 1 サイクルは応急処置により利用を行い、この間に予備品を製作し定期自主検査期間中にアルミチェーン及びスプロケットの交換を実施した。

2) 実験利用棟、炉室間通信装置の更新

JRR-3 利用設備の運転及び点検・保守作業は、実験利用棟操作室と炉室内の詰替セル、機器室間で連携して行うために同時通話装置を使用している。平成 5 年度の設置により老朽化したため通信装置本体を更新した。更新に当たり操作室と炉室間の通信ケーブルを再利用するとともに、使用する通信装置を陸上移動局としてこれまでの無線局を解消した。

3) 実験利用棟 1 階の床塗装

JRR-3 実験利用棟 1 階の詰替セル、実験室 I 及び実験室 II の床は、経年劣化及び実験室で使用する液体窒素の飛沫により床面に亀裂、剥離等が生じたため塗装（補修）を行った。

4) 液化窒素貯槽バルブの改修

平成 15 年 4 月 2 日の日常点検においてタンクローリーから液化窒素を供給するラインの M1 バルブ（下部充填弁）及び M2 バルブ（上部充填弁）と貯槽側配管とのろう付け溶接部から微量液の漏洩を発見した。直ちに液化窒素の供給を停止し、バルブ更新手続きを行い同年 4 月 16 日に更新工事を実施した。

本貯槽は、使用開始以来バルブの交換実績はなく、今回の漏洩まで約 14 年間使用してきた。

液漏れ原因は、バルブと配管とのろう付け溶接部の損傷であり、老朽化によるものと思われる。

また、一般高圧ガス保安規則 第十六条（第二種製造者に係る変更の工事等の届出）及び第十七条（第二種製造者に係る軽微な変更の工事）に基づき、茨城県知事宛に高圧ガス製造施設軽微変更届を提出した。

5) PN-3 照射設備

PN-3 照射設備は、主に放射化分析を目的とした照射に利用され、今年度は約 1,300 個の照射実績を有し、有効に活用されている設備である。今年度の保守・整備としては、主に経年劣化対策を行っており、(1)挿入機センサ（アンプ部）の交換、(2)現場操作盤ファンの交換等を行った。

また、挿入機によりキャップセルが切断されてしまう異常が発生したが、挿入機周辺の清掃・調整等を行い、その後同様な異常は発生していない。

6) 中性子ラジオグラフィ装置

中性子ラジオグラフィ(NRG)は、非破壊検査技法の一つとして、中性子の特徴を生かした物質の内部観察手法として用いられ、多くの分野で貴重なデータが取得されている。また、NRG 装置は共同利用施設として炉室内の水平実験孔 7R(TNRF)と実験利用棟の C2-3(CNRF)に設置され、所内外の研究者などにより有効に利用されている設備である。今年度の保守・整備としては、実験利用棟の C2 ビームラインの整備（中性子ベンダーの設置）に伴う CNRF の改造を行った。主な改造点はビームラインの高さ及びビーム径の変更に対応するための改造であり、それに伴いビームシャッター、試料台、暗箱、ビームキャッチャーの高さ位置等を変更した。また、この改造に伴って新たに必要となった CNRF 用特殊吊具も整備した。

7) 即発ガンマ線分析装置

即発ガンマ線分析装置の試料箱（テフロン製）の固定に使用しているテフロンネジが破損していたため、新たに製作し、交換した。

8) 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、原子炉の運転に合わせて 8 サイクルを実施した。各サイクルにおける運転は安定したものであった。

CNS の保守・整備は、本体設備については安全弁、遠隔操作弁、真空装置等の分解及び点検を実施した。ヘリウム冷凍設備については、冷却水ポンプ電動機、冷却塔本体及びコールドボックス真空装置等の分解及び点検等を実施した。また、膨脹タービンの回転速度検出機構の更新を行い、これまで十年来の懸案であったペアリングガスの漏えいが解消した。個々の設備点検終了後、総合機能試験を実施し、各機器が正常に作動することを確認した。

中性子導管設備の運転は、原子炉の運転と合わせて 8 サイクルを実施した。中性子導管の保守・整備は、中性子導管用真空装置 3 台を予備品と交換した。その他の真空装置については全数オイル交換等を実施し、予防保全に努めた。

4.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

平成 15 年度の JRR-4 は 42 週の運転が計画どおり実施された。定期的検査は平成 15 年 8 月 25 日から平成 15 年 10 月 7 日まで実施した。また、平成 16 年 2 月 21 日から平成 16 年 3 月 7 日までの期間は保守点検期間とした。

(1) 定期的検査

1) 中性子ビーム設備

簡易遮へい体、簡易遮へい体各シャッタ、重水タンク、ビーム実験要素について、外観検査、作動試験及び絶縁抵抗試験を行い正常であることを確認した。また、照射台、ガス供給装置、BNCT 用生物監視装置などの医療照射設備について点検を行った。

2) 気送管照射設備

照射筒、配管、サポートについて、外観検査、動作試験、アラーム値確認、漏洩検査、絶縁抵抗試験などを実施し、正常であることを確認した。照射試料確認用の線量計（1 台）及びセル内線量計（1 台）の点検校正を行った。

3) 簡易照射設備（S, D, N パイプ）

照射筒、昇降回転装置、制御装置及び照射用ホルダについて、外観検査、動作試験及び絶縁抵抗試験を行い正常であることを確認した。

4) 水力照射設備（T パイプ）

照射筒、詰替セル、制御装置及び配管について、外観検査、作動検査及び絶縁抵抗試験を行い正常であることを確認した。水中取出器内の線量計（2 台）及びセル内線量計（1 台）の点検校正を行った。

5) プール実験設備（簡易照射筒）

照射筒、線量計ガイド、台座、ワイヤ、据付架台について、外観検査を行い正常であることを確認した。照射筒内の除染作業を行った。

6) 即発 γ 線分析装置

外観検査、動作試験及び絶縁抵抗試験を実施し、正常であることを確認した。

7) 冷却水循環ループ

制御回路の絶縁抵抗試験、配管の外観検査、ポンプの動作試験等を実施し、正常であることを確認した。

8) 散乱実験設備

散乱実験孔遮へい体の絶縁抵抗試験、外観検査を行い正常であることを確認した。

(2) 保守・整備

1) 中性子ビーム設備

BNCT 用生物監視装置の AS/3 モニタの AC/DC パワーユニット内部電源に異常があったため修理を行い、問題なく、正常に動作することを確認した。

BNCT 用照射台旋廻装置を固定するボルトと照射室側のアンカーボルトが共回りし、ボルトがはずれなくなった。アンカーボルトを新たに埋め込むとともに BNCT 用照射台旋廻装置

の固定用プレートを新たに製作した。BNCT 用照射台旋廻装置をセットして、動作確認を行い、問題がないことを確認した。

照射室床表面には、高強度低放射化材（MC ナイロン）が張られていた。高強度低放射化材は、湿度の影響を受け歪みが発生し、床面の水平が保持できず、BNCT 時の照射台等の運搬に支障のことが予想される。このため、既設の床材より湿気の影響を受けにくい材質ポリエチレンナフタレートと超高分子量ポリエチレンを使用して、今回、点検保守期間に張替作業を行った。床材張替後、外観検査、機能検査を行い、異常のないことを確認した。

2) 簡易照射設備

シリコン照射は、1 バッチ 2 本の試料をホルダに収めて照射を行ってきたが、1 バッチ 1 本（約 450mm）の試料をホルダに収めて照射を行いたいとの要望があった。試料を取り出す時に、現在の試料取出機のシリコン受皿の全長（410mm）では短いので、取り出すことが出来ないため、試料取出機のシリコン受皿を従来の 410mm から 476mm に変更して製作し、取付け調整を行った。取付け調整後、試料取出機の動作試験を行い、正常に動作することを確認した。

3) 水力照射設備

今回の定期的検査に、電動弁の MO-4A・B, MO-5A・B, MO-6A・B, MO-9A・B についてシートパッキン、グランドパッキン、ボディーシールを交換した。交換後、動作試験を行い、異常のないことを確認した。

詰替ボックスの高線量率計の表示値が大きくふらつくため、正常な測定ができない現象が起きた。原因として、高線量率計の検出器の信号電極保持用または高圧絶縁体の絶縁不良が考えられる。今回の定期的検査に、新たに高線量率計の検出器の製作を行い、交換を行った。また、製作した検出器と高線量率計を組み合わせて校正試験を行い、異常のないことを確認した。

定期的検査時に、水中ポンプ圧力スイッチ（PS-2A・B）の絶縁抵抗測定を行った結果、絶縁が低下していることが判明したため、点検保守期間に圧力スイッチ交換を行った。交換後、作動検査、絶縁抵抗検査等を行い、異常のないことを確認した。

4) 即発 γ 線分析装置

即発 γ 線分析装置の測定系各機器の点検調整作業を実施した。作業内容は、高圧電源、アナログデジタルコンバータ（ADC）、デジタルシグナルプロセッサ（DSP）及び多重波高分析装置（MCA）の点検調整作業である。今回の点検で各機器に異常はなく、正常に動作していることが確認できた。

また、自動試料交換装置を用いて試料を連続測定中にワークガイドとインデックスの隙間にテフロンビンが挟まることがあったため、正常に動作するようインデックスの分解・調整を行った。

4.4.3 共同利用実験室の保守・整備

(1) 放射化分析装置の定期点検

共同利用に供している放射化分析装置 9 台 (JRR-1, JRR-3, JRR-4 及び JRR-3 実験利用棟に設置) の定期自主点検を実施した。主な点検内容は、試料の自動交換や試料－検出器間の位置設定を行うオートサンプルチェンジャー各部の点検調整、高圧電源、アンプ、アナログデジタルコンバータ (ADC) 、多重波高分析器 (MCA) 等についての測定系の点検調整、各検出器の分解能・検出効率測定等である。

今回の点検において、各機器に異常がないことを確認できた。共同利用実験室の放射化分析装置各機器一覧及び、今年度測定した各検出器の分解能と検出効率を Table 4.4.1 に示す。

(2) 保守・整備

1) JRR-3 放射化分析室開封測定用計算機の整備

今年度、JRR-3 放射化分析室に設置されている開封測定用計算機のシステムファイルがウイルスに感染し、復旧するまで測定が行えない事があったため、バックアップの計算機を整備し、万一の際でも測定が行えるようにした。

Table 4.4.1 Apparatuses for Neutron Activation Analysis

放射分析装置名	JRR-1実験室 1号機	JRR-1実験室 2号機	JRR-3実験室 1号機	JRR-3実験室 2号機	JRR-3核分析室 短寿命核種測定用	JRR-3核分析室 閑封測定用	JRR-4実験室 短寿命核種測定用	JRR-4実験室 閑封測定用	JRR-4実験室 閑封測定用
遮蔽体	オートサンブル チエンジャ付き	オートサンブル チエンジャ付き	オートサンブル チエンジャ付き 大型試料測定可能	15 15 (1) $\phi 110\text{mm} \times 11\text{mm}$ $\phi 110\text{mm} \times 11\text{mm}$ $\phi 150\text{mm} \times 150\text{m}$	オートサンブル チエンジャ付き $\phi 110\text{mm} \times 11\text{mm}$ $\phi 150\text{mm} \times 150\text{m}$	P N - 3 気送管 直結型 15 $\phi 110\text{mm} \times 11\text{mm}$	オートサンブル チエンジャ付き ロボットアーム型 PN - 3 気送子 100mm角	気送管照射装置 直結型 100 JRR-4気送管 気送子 100mm角	オートサンブル チエンジャ付き ロボットアーム型 50 100mm角
検出器 分解能*1 効率	CANBERRA GX1519 1. 89keV(1.9) 14.2%(15)	CANBERRA GC1518 1. 85keV(1.8) 10. 8%(15)	CANBERRA GX1519 1. 81keV(1.9) 15. 2%(15)	CANBERRA GC1519 1. 86keV(1.9) 18. 4%(15)	CANBERRA GX1519 1. 75keV(1.9) 19. 4 % (18)	CANBERRA GC1519 1. 85keV(1.9) 16. 4% (15)	CANBERRA GC1518 1. 89keV(1.8) 18. 4% (15)	CANBERRA GC2018 1. 84keV(1.8) 23. 8% (20)	CANBERRA GC1518 1. 81keV(1.8) 23. 3% (15)
MCA	CANBERRA 556A	CANBERRA 556A	CANBERRA 556A	CANBERRA 556A	CANBERRA 556A	CANBERRA 556A	ACCUSPEC 8715	ACCUSPEC 8715	ACCUSPEC 8715
ビン電源	CANBERRA 2100	CANBERRA 2100	ORTEC 4001A	CANBERRA 2100	CANBERRA 2100	CANBERRA 2100	CANBERRA 2100	CANBERRA 2100	CANBERRA 2100
アンプ	CANBERRA 2021	CANBERRA 2020	CANBERRA 2024	CANBERRA 2021	CANBERRA 9660	CANBERRA 9660	CANBERRA 2026	CANBERRA 2026	CANBERRA 2026
高圧電源	CANBERRA 3105	CANBERRA 3105	CANBERRA 3106B	CANBERRA 3105	CANBERRA 9645	CANBERRA 9645	CANBERRA 3106B	ORTEC 459	CANBERRA 3106B
高圧バッファ	NAIG D-133S	高圧電源に内蔵	NAIG D-133S	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵	高圧電源に内蔵
ADC	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	(CANBERRA 9660)	(CANBERRA 9660)	CANBERRA 8715	CANBERRA 8715	CANBERRA 8715
液体窒素モニタ	CANBERRA 1786	アリゾン* 内蔵型	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786	アリゾン* 内蔵型	アリゾン* 内蔵型	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786
データ処理装置	DELL GX110	DELL GX110	DELL GX110	DELL GX110	IBM PC 300PL	IBM PC 300PL	IBM PC 300PL	IBM PC 300PL	IBM PC 300PL
データ解析ソフト	GENIE 2000	GENIE 2000	GENIE 2000	GENIE 2000	GENIE 2000	GENIE 2000	PC/GAMMA3 GENIE 2000	PC/GAMMA3 GENIE 2000	PC/GAMMA3 GENIE 2000
備考					MCA及びデータ 処理装置部は共用	MCA及びデータ 処理装置部は共用			

*1：分解能 (1332.5keVにおける半値幅)、効率 (1332.5keVにおける $3'' \times 3''\text{NaI}$ に対する割合) は2003年12月に測定したデータ。 () 内はカタログ値。

This is a blank page.

5. ラジオアイソトープの製造と利用に関する研究

Research and Development of Manufacturing and Utilization of Radioisotopes

This is a blank page.

5.1 RI 製造技術の開発

放射性レニウム (^{186}Re 及び ^{188}Re) は、現在がんの診断用として広く利用されている $^{99\text{m}}\text{Tc}$ と同属元素で類似の化学的特性を持ち、その核特性からがんの診断と治療の両方に用いられる可能性を有する RI として期待されている。原研は、15 年度においても東京大学、京都大学、金沢大学及び千葉大学と標識化合物の合成等に関する協力研究を継続し、 ^{186}Re 製造を 5 回行い、比放射能 20~22 TBq/g の製品を供給した。

協力研究の成果として、Re-186 放射性薬剤の合成は、同族元素で化学的に類似する Tc-99m 放射性薬剤の合成に比較して、反応液の酸性度が高い、大量の SnCl_2 が必要、反応温度が高く、時間を要する等の厳しい条件を必要とする。そのため東京大学では、Tc-99m 放射性薬剤と同様簡便な Re-186 放射性薬剤の合成法の開発を目的として、 $^{186}\text{ReO}_4^-$ 溶液と D-ペニシラミン(D-Pen)との反応において、反応液に NaCl 、 Na_2SO_4 、 $\text{Mg}(\text{NO}_3)_2$ などの塩類を添加して収率を比較した。また、メソ-2,3 ジメラカプトコハク酸(DMSA)とヒドロキシメチレンジホスホネート(HMDP)については、 NaCl 添加の有無で比較した。その結果、D-Pen、DMSA 及び HMDP の収率は、 Cl^- 濃度が高くなると向上し、D-Pen の収率は SO_4^{2-} 、 NO_3^- 濃度が高くなると低下することを確認した。

また、金沢大学では肝転移モデルにおける治療効果観察を完了した。すなわち、LS180 ヒト大腸癌細胞 2×10^6 個を開腹下に経脾的に移植して作成した肝転移担癌 Balb/c ヌードマウスを、数百 μm の腫瘍結節が見られる移植 1 週後に、最大耐容投与量の $^{186}\text{Re}\text{-A7}$ (21 MBq) あるいは $^{131}\text{I}\text{-A7}$ (7 MBq) による放射免疫療法で治療して生存期間を観察し、未治療群、 $^{131}\text{I}\text{-A7}$ 投与群、 $^{186}\text{Re}\text{-A7}$ 投与群の各々の平均生存期間は 27.6 ± 1.7 日、 78.3 ± 5.2 日、 103.8 ± 5.5 日であり、 $^{186}\text{Re}\text{-A7}$ 投与群の治療効果がより優れていた ($p < 0.002$)。また、 $^{186}\text{Re}\text{-A7}$ 投与群の 8 匹中 2 匹が、施設利用の制限故に設定されたエンドポイント (120 日)まで生存した。これら腹腔内播種モデルの結果から、微小転移における ^{186}Re 放射免疫療法の有用性がさらに補強され、がんの診断・治療に有用な標識化合物を開発すると共に、 ^{186}Re をがんへ集積する抗体へ標識した化合物が、がん治療に有効であることを実験的に明らかにした。

京都大学との協力研究で進めた、肝臓がん治療用イットリア微小球の照射技術の開発では、イットリア微小球はそのまま原子炉で照射すると一部が焼結したように固まるため、水を加えてスラリー状にしたイットリア微小球を、新たに開発した気密性アルミニウムインナーカプセルに入し、JRR-3 水力照射設備で照射した。その結果、照射中における気密型アルミインナーカプセルの気密性が保たれ、かつイットリア微小球の焼結は観られなかった。

^{90}Y は、最大エネルギー 2.28 MeV の強い β^- 線放出核種であり、その測定技術を確立することも重要なテーマの 1 つであったが、原研製の放射能測定用双子型伝導微小熱量計を用いて得られた値を基準とし、イットリア微小球の一部を測定用ガラス瓶に分取したものをキャビンテック製放射能校正器で測定して校正定数 0.69 を求めた。その結果、得られた放射能は照射直後において 2 時間照射で 11 MBq/mg(Y_2O_3)、17 時間照射で 87 MBq/mg(Y_2O_3) となった。

2 時間照射した放射化イットリア微小球は、動物注入実験に用いるためアクリル製注入カプセル 4 本にそれぞれ約 30mg 分取し、京都大学において、肝臓に腫瘍を移植した家兎に注入を行い、抗腫瘍効果を観る実験を行った。

5.2 RI 標識化合物の研究開発

放射性レニウム (^{186}Re 及び ^{188}Re) は、治療に適した中～高エネルギーの β 線を放出し、さらに画像化に適した γ 線を放出することから (^{186}Re : 半減期 3.72 日, 1.07 MeV (max) の β 線, 137 keV の γ 線 / ^{188}Re : 半減期 17.0 時間, 2.12 MeV (max) の β 線, 155 keV の γ 線)、体外から集積部位を確認しながら治療を行える RI である。また、現在診断用 RI として幅広く利用されているテクネチウム ($^{99\text{m}}\text{Tc}$) と同じ周期表の第 7 族に属する元素であり、その化学的性質の類似性から優れた特性を有する $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 放射性医薬品と同じ特性を持つ標識化合物の合成が期待され、幅広い治療への応用の可能性を有している。15 年度においても東京大学、京都大学、金沢大学及び千葉大学と標識化合物の合成等に関する協力研究を継続し、その成果の一例として、がんの診断・治療に有用な標識化合物を開発すると共に（特許申請「シクロペンタジエニルカルボニル基を含む放射性化合物を用いた診断及び治療用薬剤」）、 ^{186}Re をがんへ集積するモノクローナル抗体へ標識した化合物が、肝転移モデル及び腹腔内播種モデルのがん治療に有効であることを実験的に明らかにした。

一方、 ^{188}Re を用いた標識化合物の研究も継続した。 β 線を放出する等、治療に有効な核特性を有するラジオアイソトープ (RI) をがん細胞に集積する性質を持つ抗体などの生理活性物質に標識した化合物は、がんの内用放射線治療への応用が期待されている。生理活性物質の RI 標識化には、RI と生理活性物質両者への結合部位を持つ二官能性配位子が有用であり、その選択も重要なポイントの一つである。昨年度の検討結果から有用性が認められた MAG3 (メルカプトアセチルトリグリシン) 配位子について、中間体を生成させる化合物であるグルコン酸を用いた ^{188}Re 標識条件の詳細検討を行った。その結果、標識率が 90% 以上である反応条件 (pH, 各試薬濃度等) を決定すると共に、合成した無担体 ^{188}Re -MAG3 を利用した抗体の ^{188}Re 標識を確認した。

無担体 ^{188}Re の製造研究として、従来のアルミナに比べ Mo, W に対する吸着能力が高い吸着剤 PZC (ジルコニウム系無機高分子) を用いた $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレーターの開発研究を継続した。今までに娘核種 ^{188}Re の溶離の長期安定性等を検討してきたが、今年度は PZC カラムからの親核種 ^{188}W の脱離の確認と PZC カラムから溶離した ^{188}Re を用いて HEDP (ヒドロキシエチリデンニリン酸) と MAG3 への標識を試み、アルミナカラムの場合との比較を行った。 ^{188}W の脱離確認では、溶離した ^{188}Re を基準にした時 0.03 % の脱離が確認された。また HEDP と MAG3 への標識では、共に 90% 以上の標識率で合成でき、従来のアルミナカラムの場合と比較して大きな差は認められなかった。以上の結果から、 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレーターの吸着剤としての PZC の有用性が確認できた。

なお、がん治療医薬の開発を目指した放射性レニウムに関する研究（製造・標識化合物の合成とその体内動態）において、平成 10 年度以降に得られた成果を第 2 次報告として、JAERI-Research 2004-001 にまとめた。

5.3 RI 利用技術の開発

ラジオアイソトープ (RI) からの放射線を利用した計測、分析、検査等への応用技術の開発を引き続き行った。

(1) ガン治療用生薬中の元素及び成分分析については、JRR-3により治療生薬である紫イペとヒュウガトウキの放射化分析を実施した。定性的分析に生薬に含まれる元素を同定すると共に、長時間照射に伴う放射線分解による内圧上昇を測定し、安全な照射技術の開発のための実験を行った。また、照射試料包装材の PEN フィルムの入手が困難になることが予想されるため、それに代わる包装材として更に耐放射線性を有するポリイミドフィルムに着目し、不純物の放射化分析と融着技術の開発を開始した。

(2) 一方、⁸⁵Kr の取扱いのために使用するケーブルとマニプレータを修理・整備すると共に、遠隔操作が可能な分取装置を開発し、設置した。

(3) カロリーメータによる放射能測定技術の開発については、肝臓ガン治療用イットリア微小球(⁹⁰Y₂O₃)の放射能測定を行い、電離箱測定器の校正定数を求めた。また、カロリーメータのセル内移設及び測定データデジタル処理化を検討した。

(4) ²⁵²Cf 中性子とマイクロ波とを組合せ、土壤中の水分と油分を同時分析する技術開発については、前年度に、土質によりマイクロ波の遊離水分測定値に異常な差異を生ずる問題が明らかになったが、観測対象を空洞共振ピークの減衰から同ピークの周波数シフトに変更することによって解決可能であることを明らかにした。今年度はこの方法により 7 種類の土壤について第 1 号分析計を使用して実証試験を実施した。その結果、土壤の種類の如何にかかわらず、充分単一の校正曲線で遊離水分を定量できることを実証した。一方、分析計の小型軽量化については、中性子計測部とマイクロ波計測部とを、これまで試料容器の上部と下部に分けていたものを両者同一部とするための基礎的実験を行い、一定の見通しを得た。また、中性子センサーについて従来使用してきた³He ガス計数管に代わって小型化がより可能な固体検出器の採用が有効であると考え、⁶Li ガラスシンチレータによる計測性能比較実験等を行い、有望な結果を得た。

(5) 原研エネルギーシステム部が進めている核物理実験施設の安全性及び実験計画に必要なデータを取得することを目的として、FCA の高速体系の未臨界模擬炉心でパルス中性子実験を行うための小型パルス中性子発生管の開発に協力し、RI 製造棟のトリチウム取扱設備を使用して発生管用のトリチウムガス(~170GBq、純度 95.7%)及び同量の重水素を昨年に引き続き供給した。

(6) 一方、トリチウム試験製造開発の研究テーマは終了することとなり、RI 製造棟のトリチウム取扱設備の解体・撤去の計画の検討を進めた。このため、トリチウムの利用拡大を目的とした d-T 核反応を利用した小型中性子発生管の開発については終了することとした。

トリチウム化学挙動の研究では、トリチウムの分離・精製に有用なプロトン導電体等についての昇温脱離分析(TDS)実験を開始した。

This is a blank page.

6. 研究炉の高度化の技術開発

Development for Advanced Utilization of Research Reactors

This is a blank page.

6.1 JRR-3 中性子ビーム利用に係る技術開発

：極限条件下中性子反射率計の開発及び安全設計評価

(1) 極限条件下中性子反射率計の開発

1) 概要

中性子反射率測定は、試料表面・界面に極めて浅い角度で中性子ビームを入射し、その反射強度を測定することにより、表面や界面のナノ構造を調べることができる。測定方法において、鏡面反射では界面に垂直な方向の散乱長密度分布が、また非鏡面反射では面内の密度分布が決定できる。水平型の中性子反射率測定装置は、水面上の脂質単分子膜、分子集合体超構造、高分子単分子膜・高分子2次元ミセル等、測定面を横向きにできない材料・物質の表面・界面構造を知る上で非常に優れた装置と期待されている。

平成10年度及び平成11年度は同装置の概念設計を行い、国内外の中性子散乱実験施設に設置されている中性子反射率計の仕様及び性能を調査した。平成12年度は、モノクロメーター用ゴニオメーター、反射率計モノクロメーター用遮蔽体、ビームナロワーの製作を行った。平成13年度は、試料回転テーブル及び中性子検出器テーブルの製作を行った。平成14年度は、試料を位置決めするための試料用ゴニオメーターの製作、中性子の角度制御を行う中性子入射角度調整機構及び反射中性子検出角度調整機構の製作を実施した。反射率計の設置位置をC2冷中性子導管のベンダーシステム上流への変更に伴い、平成15年度は、C2冷中性子導管に平成12年度に製作した反射率計モノクロメーター用遮蔽体の設置を行い、反射率計とベンダーシステム間の下部板状遮蔽体の製作を併せて行った。

2) 反射率計モノクロメーター用遮蔽体の設置

C2冷中性子導管で輸送される白色中性子ビームから、グラファイトのモノクロメーターにより単色中性子を取り出し、反射率計で使用する。反射率計モノクロメーター用遮蔽体には、安全装置のためのシャッターユニットや装置の性能を決めるスリット等が取り付けてある。反射率計はC2冷中性子導管の中間部に取り付けるため、反射率計よりも下流の実験装置を使用するためには反射率計モノクロメーター用遮蔽体の設置を行わなければならない。そこで平成15年度の定期自主検査期間を利用し、ベンダーシステムの設置と並行して反射率計モノクロメーター用遮蔽体の設置及び反射率計前の遮蔽体の再配置を行った。

3) 下部板状遮蔽体の製作

反射率計の設置位置変更のため、反射率計とベンダーシステムの間に600mmの隙間ができるので遮蔽体を設置した。遮蔽体の構造はC2冷中性子導管の遮蔽体と同様に、門型の上部遮蔽体と板状の下部遮蔽体の組み合わせで遮蔽を行う構造である。上部門型遮蔽体は仮設遮蔽体を使用することとして、下部板状遮蔽体の製作を行った。

4) 今後の整備計画

平成16年度は極限条件下中性子反射率計用の石床の施工を行い、本体を敷設する予定である。

なお、本装置は平成 16 年度から中性子利用研究センターに移管されることとなっている。

(2) 極限条件下中性子反射率計の安全設計評価

極限条件下中性子反射率計の附設に当り安全設計評価として遮へい設計評価及び耐震設計評価を行った。

1) 極限条件下中性子反射率計に関わる遮へい設計評価

本反射率計モノクロメーター遮へい体表面における線量当量率が $6\mu\text{Sv}/\text{h}$ を超えないよう設計されていることを確認するために、遮へい設計評価を行った。本反射率計を附設する C2 冷中性子導管は、炉心からの高速中性子や γ 線を除去する特長を有しているため、遮へい評価では、当該中性子導管によって輸送される熱中性子及び線源物質に全熱中性子が入射し捕獲される際に生じる γ 線を考慮した。

① γ 線に対する遮へい設計評価の方法

本反射率計では、中性子導管で輸送された冷中性子を黒鉛製のモノクロメーター結晶で単色化して使用する。モノクロメーター結晶は、上下流の中性子導管の間に設けた空間に設置する。この中性子導管の端面にはアルミニウム合金製の真空封止板が取付けられている。したがって、主な γ 線源となる物質は、これら、(1)モノクロメーター結晶(炭素)、(2)真空封止板(アルミニウム)となる。なお、評価計算に用いた熱中性子束は文献 1 による実測値 $I_0=2\times10^8\text{n/cm}^2\cdot\text{s}$ である。

まず、線源物質毎に、以下の式(1)から入射中性子の単位断面積あたりの捕獲率 P を計算する。

$$P = N \cdot \sigma \cdot I_0 \quad (1)$$

ここで、 N 、 σ 、 I_0 は各々標的原子の数、熱中性子捕獲断面積、入射中性子線束である。なお、捕獲断面積は、文献 2 より引用した。次に、線源物質毎に文献 2 から熱中性子 100 個の捕獲による γ 線放出強度 G_i を γ 線のエネルギー毎に求め、さらに、それらに対応する 1 センチメートル線量当量率 H_i を文献 3 から求めたのち、次式(2)から 1 センチメートル線量当量 Q_{1cm} (Sv/h)を計算する。線源から距離 $r(\text{cm})$ 離れたところでの線量当量 $Q_r(\text{Sv}/\text{h})$ は、

$$Q_r = \sum_{i=1}^n \frac{G_i H_i}{4\pi r^2} \cdot \frac{P}{100} \quad (2)$$

である。 γ 線遮へい材としては、鉄(Fe)と鉛(Pb)の 2 種類の材料を用いている。このときの評価点における線量当量 $I(\text{Sv}/\text{h})$ は、過大評価となるが乗積法で、

$$I = \sum_{j=1}^2 \left\{ \sum_{i=1}^n \frac{G_i H_i}{4\pi r^2} \cdot \frac{P}{100} \cdot B_{i,\text{Fe}} \cdot B_{i,\text{Pb}} \cdot \exp(-\mu_{i,\text{Fe}} t_{\text{Fe}} - \mu_{i,\text{Pb}} t_{\text{Pb}}) \right\}_j \quad (3)$$

と表される。ここで、 i 、 j は各々エネルギー群の数及び線源の数である。 $B_{i,\text{Fe}}$ 、 $B_{i,\text{Pb}}$ 、 $\mu_{i,\text{Fe}}$ 、 $\mu_{i,\text{Pb}}$ は各遮へい材のエネルギー毎のビルドアップ係数及び吸収係数である。これらの値は、文献 3 より求めた。また、 r は線源から各評価点まで距離を、 t_{Fe} と t_{Pb} は各々線源から評価点の間にある鉄及び鉛遮へい材の厚さを表す。

② 熱中性子に対する遮へい設計評価

中性子遮へい材としては厚さ 1cm の B_4C ゴム板を、モノクロメーター遮へい体内部に貼付け

ている。中性子の遮へい計算は、以下の式(4)に基づき評価した。ここで、B₄C ゴム板の吸収係数 μ には C2 冷中性子導管の熱中性子の波長 2~6Å に相当する 20(cm⁻¹)を文献 4 から引用して用いた。強度 I_0 の中性子が、厚さ t の B₄C ゴム板を通過したときの中性子の強度 I は、

$$I = I_0 \cdot \exp(-\mu t) \quad (4)$$

と表され、これから $I=2.0\times10^8\cdot\exp(-20\times1)=0.412(\text{n/cm}^2\cdot\text{s})$ が求まる。文献 5 から中性子のエネルギーが $2.5\times10^{-8}\text{MeV}$ (波長約 1.8Å の中性子に相当)のときの換算値 $7.6\times10^{-12}(\text{Sv}/(\text{n/cm}^2))$ を用いて中性子の線量当量率を換算した結果、B₄C ゴム板表面での 1 センチメートル線量当量は、 $Q_{1cm}=0.412\times7.6\times10^{-12}\times3600=0.01(\mu\text{Sv}/\text{h})$ となった。B₄C ゴム板の後方には鉛や鉄の遮へいが 10cm 以上設置されていることを考慮すれば、中性子による線量当量は十分小さく、無視できるとした。

③ 結果

Fig. 6.1.1 に示すとおり、線源からの距離と遮へい体の厚さを考慮してモノクロメーター遮へい体の両側面及び上面に評価点を配置とした。これら評価点における線量当量を求めた結果を Table 6.1.1 に示す。以上の結果から、モノクロメーター遮へい体のいずれの評価点においても線量当量率は $6\mu\text{Sv}/\text{h}$ を超えないことを確認した。

参考文献

- 1)鈴木ら JRR-3M 中性子導管の特性測定 JAERI-M 92-201
- 2)M. A. Lone *et al.*, Atomic data and nuclear data table, 26, 511-599(1981)
- 3)財原子力安全技術センター 放射線施設のγ・(X)線しゃへい計算マニュアル
表 1.1 単位フルエンス当りの照射線量率、空気吸収線量率、1 センチメートル線量当量率、及び空気の質量エネルギー吸収係数
表 1.2 鉄、鉛、コンクリート、水の線減衰係数と平均自由行程
表 4.13 点等方ジオメトリーでの鉄の照射線量ビルドアップ係数
表 4.13 点等方ジオメトリーでの鉛の照射線量ビルドアップ係数
- 4)皆川ら 炭化ホウ素・SBR 混合中性子遮へい材の開発 JAERI-M 7016
- 5)科学技術庁告示(昭和 63 年第 15 号)
別表第 5 自由空気中の粒子フルエンスが 1 平方センチメートル当り 10^{12} 個である場合の線量当量

Table 6.1.1 Results of dose estimations

	評価点 A	評価点 B	評価点 C
線源からの距離 r (cm)	72	52	50
鉄遮へい体の厚さ t_{Fe} (cm)	0	12	12
鉛遮へい体の厚さ t_{Pb} (cm)	7	5	5
線量当量($\mu\text{Sv/h}$)	0.57	0.14	0.15

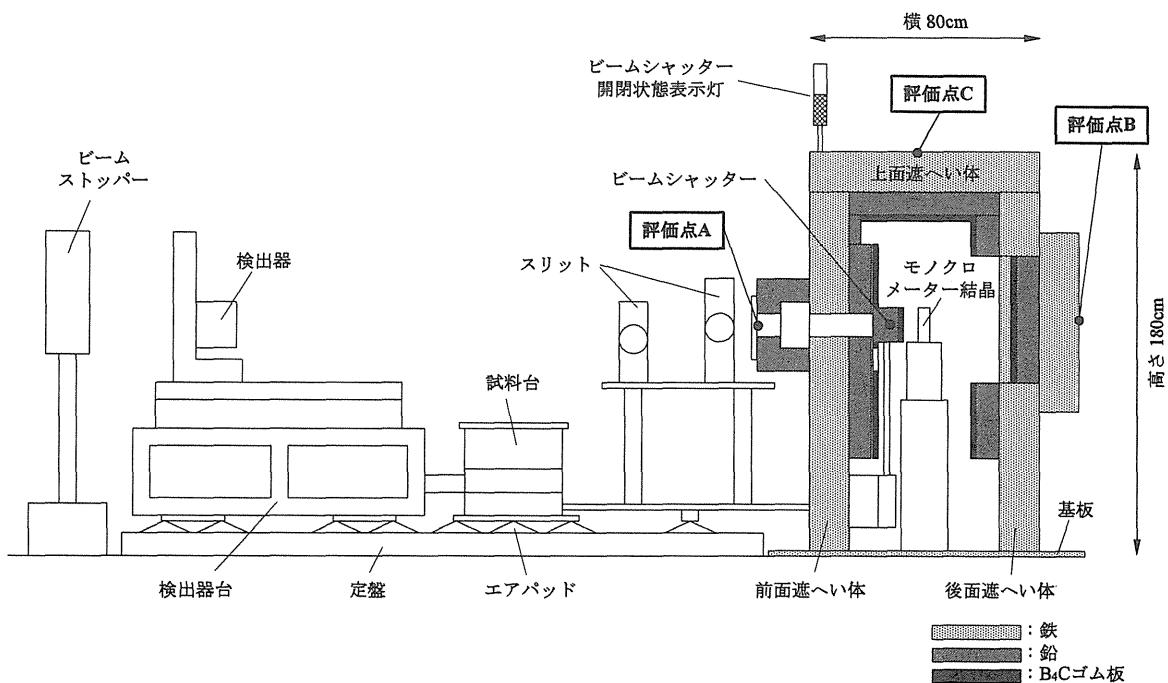


Fig 6.1.1 Equipment configuration and dose estimation point of neutron reflectometer

2) 極限条件下中性子反射率計に関わる耐震設計評価

本装置の構成機器のうち、モノクロメーター遮へい体、試料台、検出器台について耐震評価を行い、耐震クラス C の水平震度 $C_H 0.24$ においても安全が十分保たれることを確認した。

基板は設置床面にボルト固定し、前面遮へい体、後面遮へい体は基板にボルトで固定されている。上面遮へい体は、前面遮へい体及び後面遮へい体に積載しボルトで固定する構造である。最も厳しい条件の転倒方向を選択し、耐震強度を計算した。

① 計算方法

基板の応力計算モデルを Fig.6.1.2 に示す。水平地震力により基板取付けボルトにかかるせん断応力 τ_{Bb} 及び水平地震力により生じる遮へい体の転倒モーメントによって基板取付けボルトにかかる引張応力 σ_{Bb} は、(5)及び(6)式からそれぞれ計算できる。

$$\tau_{Bb} = \frac{W_T \cdot C_H}{n_{BT} \cdot A_{Bb}} \times 9.8 \quad (5)$$

$$\sigma_{Bb} = \frac{W_T \cdot C_H \cdot h_T}{n_{Bl} \cdot A_{Bb} \cdot L_{Bl}} \times 9.8 \quad (6)$$

W_T	: 遮へい体全体の重量	8014(kg)
A_{Bb}	: 基板取付けボルトの断面積	234.9(mm ²)
n_{BT}	: 基板取付けボルトの本数	7(本)
h_T	: 遮へい体全体の床からの重心距離	973(mm)
L_{Bl}	: 基板転倒モーメントのかかる取付けボルトの作用距離	1000(mm)

前面遮へい体の応力の計算においては、上面遮へい体にかかる地震力も、前面遮へい体で受けるものとして計算する。Fig.6.1.3 に前面遮へい体の応力計算モデルを示す。前面遮へい体の自重による応力 σ_{F1} 、水平地震力による前面遮へい体に生じる曲げ応力 σ_{F2} 、水平地震力による前面遮へい体に生じるせん断応力 τ_{F0} は次の(7)～(9)によって計算できる。

$$\sigma_{F1} = \frac{W_F \cdot C_H}{A_F} \times 9.8 \quad (7)$$

$$\sigma_{F2} = \frac{M_F}{Z_F} \quad (8)$$

$$M_F = (W_F \cdot C_H \cdot h_F + W_U \cdot C_H \cdot h_U) \times 9.8 \quad (9)$$

$$\tau_{F0} = \left(\frac{W_F \cdot C_H + W_U \cdot C_H}{A_F} \right) \times 9.8 \quad (10)$$

W_F	: 前面遮へい体の重量	3112(kg)
A_F	: 前面遮へい体基部の断面積	201600(mm ²)
Z_F	: 前面遮へい体基部の断面係数	4032000(mm ³)
M_F	: 水平地震力による前面遮へい体に生じる曲げモーメント	
h_F	: 前面遮へい体の床からの重心距離	900(mm)
W_U	: 上面遮へい体の重量	1610(kg)
h_U	: 上面遮へい体の床からの重心距離	1640(mm)

したがって、前面遮へい体に生じる組合せ応力 σ_{FT} は、

$$\sigma_{FT} = \sqrt{(\sigma_{F1} + \sigma_{F2})^2 + 3\tau_{F0}^2} \quad (11)$$

となる。水平地震力により前面遮へい体の取付けボルトにかかるせん断応力 τ_{Fb} は(12)式から、また、水平地震力により生じる遮へい体の転倒モーメントによって前面遮へい体の取付けボルトにかかる引張応力 σ_{Fb} は(13)式から計算できる。

$$\tau_{Fb} = \left(\frac{W_F \cdot C_H + W_U \cdot C_H}{n_{FT} \cdot A_{Fb}} \right) \times 9.8 \quad (12)$$

$$\sigma_{Fb} = \left(\frac{W_F \cdot C_H \cdot h_F + W_U \cdot C_H \cdot h_U}{n_{Fl} \cdot A_{Fb} \cdot L_{Fl}} \right) \times 9.8 \quad (13)$$

n_{FT}	: 前面遮へい体取付けボルトの本数	16(本)
A_{Fb}	: 前面遮へい体取付けボルトの断面積	234.9(mm ²)
n_{Fl}	: 前面遮へい体転倒モーメントのかかる取付けボルトの本数	8(本)
L_{Fl}	: 前面遮へい体転倒モーメントのかかる取付けボルトの作用距離	250(mm)

後面遮へい体の応力の計算においては、上面遮へい体にかかる地震力も、後面遮へい体で受けるものとする。Fig.6.1.4 に後面遮へい体の応力計算モデルを示す。後面遮へい体の自重による応力 σ_{R1} 、水平地震力による後面遮へい体に生じる曲げ応力 σ_{R2} 、水平地震力による後面遮へい体に生じるせん断応力 τ_{R0} は次の(14)～(17)によって計算できる。

$$\sigma_{R1} = \frac{W_R \cdot C_H}{A_R} \times 9.8 \quad (14)$$

$$\sigma_{R2} = \frac{M_R}{Z_R} \quad (15)$$

$$M_R = (W_R \cdot C_H \cdot h_R) \times 9.8 \quad (16)$$

$$\tau_{R0} = \frac{W_R \cdot C_H}{A_R} \times 9.8 \quad (17)$$

W_R	: 後面遮へい体の重量	2922(kg)
A_R	: 後面遮へい体基部の断面積	201600(mm ²)
Z_R	: 後面遮へい体基部の断面係数	4032000(mm ³)
h_R	: 後面遮へい体の床からの重心距離	863(mm)

したがって、後面遮へい体に生じる組合せ応力 σ_{RT} は、

$$\sigma_{RT} = \sqrt{(\sigma_{R1} + \sigma_{R2})^2 + 3\tau_{R0}^2} \quad (18)$$

となる。水平地震力により後面遮へい体の取付けボルトにかかるせん断応力 τ_{Rb} は(19)式から、また、水平地震力により生じる遮へい体の転倒モーメントによって後面遮へい体の取付けボルトにかかる引張応力 σ_{Rb} は(20)式から計算できる。

$$\tau_{Rb} = \frac{W_R \cdot C_H}{n_{RT} \cdot A_{Rb}} \times 9.8 \quad (19)$$

$$\sigma_{Rb} = \frac{W_R \cdot C_H \cdot h_R}{n_{R1} \cdot A_{Rb} \cdot L_{R1}} \times 9.8 \quad (20)$$

n_{RT}	: 後面遮へい体取付けボルトの本数	16(本)
----------	-------------------	-------

A_{Rb}	: 後面遮へい体取付けボルトの断面積	234.9(mm ²)
n_{R1}	: 後面遮へい体転倒モーメントのかかる取付けボルトの本数	8(本)
L_{R1}	: 後面遮へい体転倒モーメントのかかる取付けボルトの作用距離	60(mm)

試料台及び検出器台はボルトで固定されていないので、転倒について評価を行う。なお、使用時にはこれらは連結されて使用しているが、評価を厳しくするために他に支持されていないものと仮定する。以下に試料台及び検出器台の転倒する水平震度計算モデルを Fig.6.1.5 及び Fig.6.1.6 にそれぞれ示す。試料台及び検出器台の転倒に要する水平震度は次の(21)及び(22)でそれぞれ計算できる。

$$C_{HS} = \frac{L_{S2}}{L_{S1}} \quad (21)$$

$$C_{HD} = \frac{L_{D2}}{L_{D1}} \quad (22)$$

W_S	: 試料台の重量	270(kg)
L_{S1}	: 試料台の床からの重心距離	365(mm)
L_{S2}	: 試料台の重心から足までの水平距離	250(mm)
C_{HS}	: 試料台の転倒水平震度	(-)
W_D	: 検出器台の重量	850(kg)
L_{D1}	: 検出器台の床からの重心距離	900(mm)
L_{D2}	: 検出器台の重心から足までの水平距離	440(mm)
C_{HD}	: 検出器台の転倒水平震度	(-)

② 評価

応力評価の方法は遮へい体の組合せ応力評価及び取付けボルトの応力評価によって行う。

i) 遮へい体の組合せ応力評価

遮へい体の組合せ応力 σ_{FT} , σ_{FT} が許容引張応力 f_a 以下であること。

$$\text{許容引張応力} : f_a \leq F$$

$$F : \text{告示第 88 号第 3 項第 1 号イ(イ)に定める値} \quad 215.6(\text{N/mm}^2)$$

ii) 取付けボルトの応力評価

取付けボルトの引張応力 σ_{b0} 及びせん断応力 τ_{b0} は、許容引張応力 f_{t0} 及び許容せん断応力 f_{ab} 以下であること。

$$\text{許容引張応力} : f_{t0} = 1.5 \left(\frac{F}{2} \right)$$

$$\text{許容せん断応力} : f_{ab} = 1.5 \left(\frac{F}{1.5\sqrt{3}} \right)$$

iii)転倒の評価

転倒に要する水平震度が 0.24 を未満であること。

③結果

応力計算の結果を Table 6.1.2 に、転倒に要する水平震度の計算結果を Table 6.1.3 にそれぞれ示す。したがって、遮へい体及び各取付けボルトに生じる応力は、許容応力以下であり、また、試料台の水平震度は、0.24 以上であることから転倒することはない。

Table 6.1.2 Stress in shield of neutron reflectometer used under the extreme condition

記号	記号説明	計算結果	許容応力	単位
τ_{Bb}	基板取付けボルトに生じるせん断応力	13.43	123.48	N/m ²
σ_{Bb}	基板取付けボルトに生じる引張応力	45.77	161.7	N/m ²
σ_{FT}	前面遮へい体に生じる組合せ応力	3.54	215.6	N/m ²
τ_{Fb}	前面遮へい体取付けボルトに生じるせん断応力	2.96	123.48	N/m ²
σ_{Fb}	前面遮へい体取付けボルトに生じる引張応力	27.24	161.7	N/m ²
σ_{RT}	後面遮へい体に生じる組合せ応力	3.23	215.6	N/m ²
τ_{Rb}	後面遮へい体取付けボルトに生じるせん断応力	2.84	123.48	N/m ²
σ_{Rb}	後面遮へい体取付けボルトに生じる引張応力	107.7	161.7	N/m ²

Table 6.1.3 Allowable lateral seismic factor of sample stage and detector stand

記号	記号説明	計算結果	許容応力	単位
C_{HS}	試料台の転倒の水平震度	0.68	0.24 以上	-
C_{HD}	検出器台の転倒の水平震度	0.49		

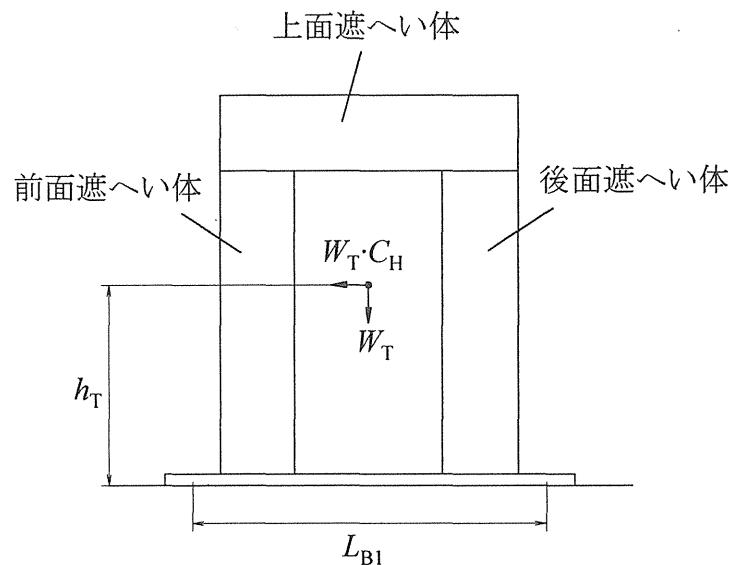


Fig.6.1.2 Stress calculation model of base board

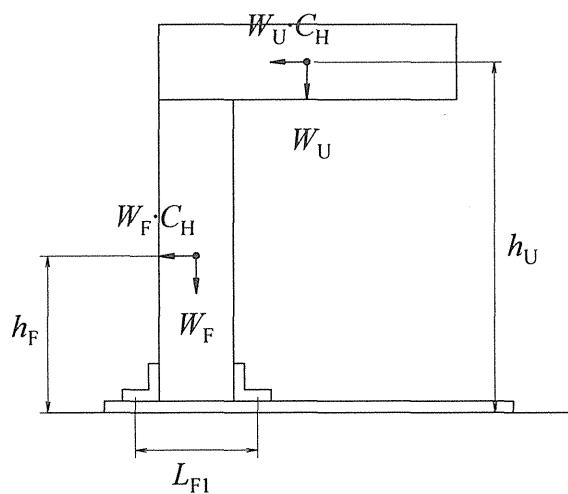


Fig.6.1.3 Stress calculation model of front shielding

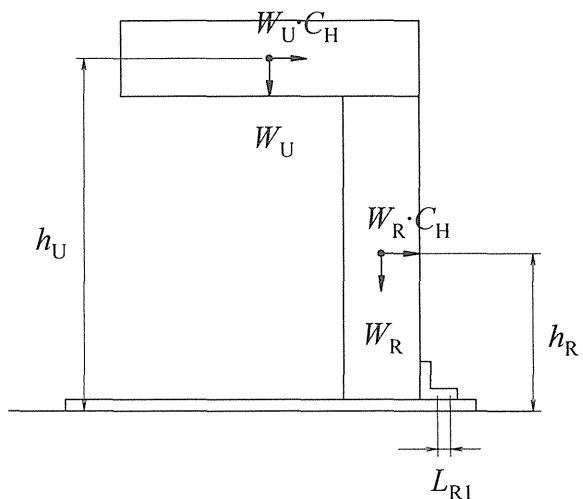


Fig.6.1.4 Stress calculation model of rear shielding

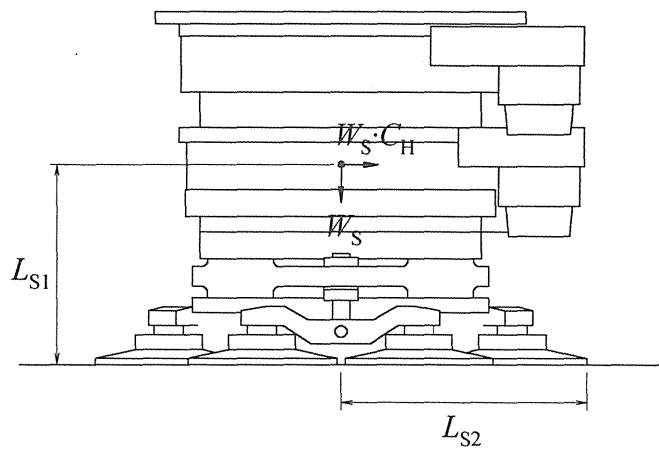


Fig. 6.1.5 Lateral seismic factor calculation model of the sampling stage.

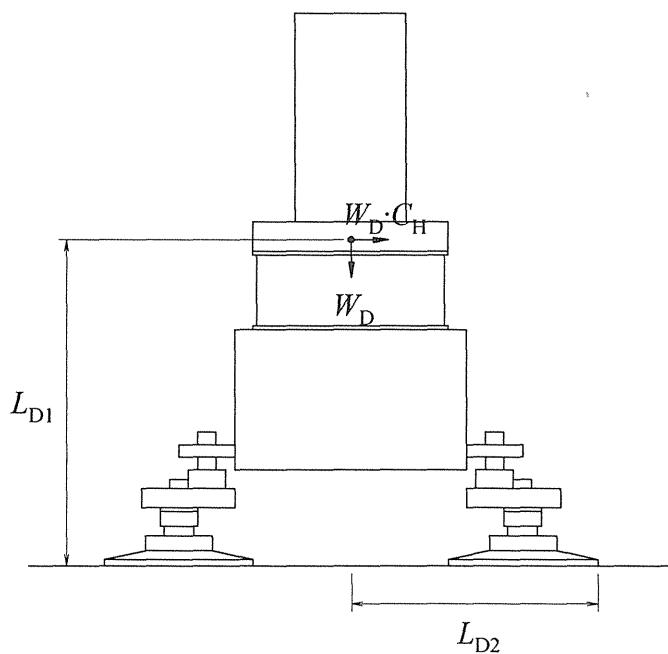


Fig. 6.1.6 Lateral seismic factor calculation model of the detector stand

6.2 JRR-4 医療照射装置等の技術開発

6.2.1 線量評価システム (JCDS) の改良

(1)はじめに

BNCT 線量評価システム (JCDS) は、JRR-4 で実施されているホウ素中性子捕捉療法 (BNCT)において、患者の患部周辺に付与される吸収線量を中性子、光子輸送モンテカルロコード MCNP を用いた数値シミュレーションによって求めるソフトウェアである。JCDS は Sun 製ワークステーション (W.S.)、OS : Solaris2.6.0 上で開発を進め、平成 14 年度に公開コードとしてバージョン 1.0 (Sun 版 JCS という) が完成した。また平成 14 年度には、Sun 版 JCDS を Windows 上で動作するように改良を実施した(以下、Windows 版 JCDS という)。製作した JCDS に対して、円筒水ファントム実験値との比較、実際の熱中性子ビームによる BNCT の事後評価等による検証を実施し、BNCT の線量評価に適用できることを確認した。これらの検証結果を踏まえ JCDS の線量評価に基づいた熱外中性子ビームを使った BNCT の臨床研究が平成 15 年 10 月から開始された。熱外中性子ビームを使った BNCT では、非開頭による照射及び同一患者に対する複数回照射が計画されている。これを踏まえ、Windows 版 JCDS に対して適用性の拡大と高速計算を可能とするための改良を行った。

(2)JCDS の改良

1) 複数計算結果の読み込みと重ね合わせ処理

従来の JCDS のポスト処理では、MCNP の 1 つの計算結果 (MCTAL ファイル) を読み込み、その照射条件のみの評価しか行うことができなかつたため、1 回照射の線量評価しか実施できなかつた。今後の BNCT で計画されている複数回照射の線量評価に対応するため、JCDS が算出した計算結果を複数読み込み、それぞれの計算結果を任意の割合 (照射時間) で重ね合わせて線量評価を実行できる機能を追加した。また、従来は線量率 (Gy/h) しか算出できなかつたのに対し、照射時間を掛け合わせた線量 (Gy) を算出できるように改良を行つた。

2) 皮膚材質の定義

従来の JCDS では、材質指定を軟組織 (成人の脳) と骨、空気 (一部リチウムヘルメットと腫瘍) しか定義することができなかつた。しかし熱外中性子ビームによる BNCT では、非開頭による照射も実施されることとなるため、ビームが直接照射される皮膚の線量を適切に評価する必要がある。皮膚の組成は軟組織に対して窒素の含有量が 2 倍程度多く、またホウ素化合物の取り込みも脳組織等とは異なっている。そこで、皮膚領域を軟組織とは別の “Skin” として定義し、この領域に対して ICRU-46 で示されている材質データを定義するとともに、軟組織、腫瘍領域とは別のホウ素濃度を設定できるように機能追加を行つた。

3) ボクセルの細分化

従来の JCDS は、ボクセルの大きさとして $5 \times 5 \times 5 \text{ mm}^3$ (0.125 cm^3)、 $10 \times 10 \times 10 \text{ mm}^3$ (1 cm^3) 及び、 $20 \times 20 \times 20 \text{ mm}^3$ (8 cm^3) のボクセルを組み合わせたマルチボクセルモデルを設定することができた。この 3 種類のボクセルに加えて、さらに詳細な線量分布を評価できるようにするために、 $2 \times 2 \times 2 \text{ mm}^3$ のボクセル (0.008 cm^3 ボクセル) を組み合わせたボクセルモデル (全て 0.008 cm^3 ボクセルのモデル及び、マルチボクセルモデル) を設定できるように改良を行つた。

4) MCNP5 の Mesh Tally による線量計算への対応

従来の JCDS は、MCNP の “Cell Tally” 機能を使って個々のボクセル毎の平均線量値を算出して線量分布を計算していた。この Cell Tally による計算では、計算時間がボクセルモデルのボクセル数に依存してしまうため、 0.125cm^3 ボクセルで構成されるモデルでの計算では、膨大な計算時間が必要であった。平成 15 年に公開された MCNP 5 では、“Mesh Tally” なる新しいタリーオプションが追加されており、この Mesh Tally を使った計算では、①分布計算に使用するメッシュが計算モデルを構成するボクセルに直接依存しないため、計算速度はボクセル内の粒子挙動計算のみに依存する、②計算速度が分布計算に使用するメッシュの大きさに依存しないため、メッシュを微細化しても計算時間は変わらない、等の利点があるため、高速な分布計算を実行することが可能となる。これらの利点を踏まえ、JCDS を MCNP5 の Mesh Tally を使った計算に対応するための改良を行った。Mesh Tally による分布計算で使用するメッシュ分割サイズは、 0.008cm^3 、 0.125cm^3 、 1cm^3 のものを組み合わせて、計算を実行できるものとした。

5) 中間ファイルの圧縮化

現状の JCDS では、JCDS のモデリング作業によって作成した中間ファイルは、数百 MB 程度の非常にファイルサイズの大きなファイルを出力するため、データの保管性と医師らとのデータの受け渡しが困難であった。そこで中間データ作成時にデータを圧縮する処理を加えて、コンパクトな中間ファイルを作成できるように改良を行った。

(3)まとめ

JCDS の改良の成果及び今後の計画を示す。

- 1) 複数計算結果を重ね合わせる機能を追加することにより、複数回照射に対する線量評価が可能となった。
- 2) 皮膚領域を他の領域とは別の材質設定、ホウ素濃度設定が出来るようになり、より適切な皮膚の線量評価が可能となった。
- 3) MCNP5 の Mesh Tally を使って線量分布計算を実行できるようになり、従来の Cell Tally 計算に比べて、高速な線量評価が可能となった。これまでのベンチマーク試験では、全て 0.125cm^3 ボクセルで構成される患者モデルによる BNCT の線量評価に対して、約 200 倍以上の計算速度を発揮できることを確認している。今後は従来の Cell Tally での計算結果と Mesh Tally による計算結果を比較し、Mesh Tally の線量評価精度について検証を行う。
- 4) 0.008cm^3 ボクセルを組み合わせたボクセルモデルを設定できるようになったことで、熱中性子の挙動変化の大きい空気・軟組織（皮膚組織）の境界領域に対して、より適切な材質設定ができるようになるため、従来ではボクセル計算特有の計算誤差を生じていた表面近傍の線量計算精度を向上させることができ期待できる。今後この 0.008cm^3 ボクセルを組み合わせたモデルでの計算結果と実験値との比較による検証を実施する。

6.2.2 線量分布最適化の検討

(1)はじめに

BNCT 照射では腫瘍細胞が存在し、かつ照射の対象となるターゲット領域内に付与するホウ素

の吸収線量分布をできるだけ均一化させることが要求される。また、生体内元素と中性子との反応によって発生する γ 線量や水素線量、窒素線量等を抑え、できるだけターゲット領域に絞って照射を行うことが必要である。このため、JRR-4 中性子ビーム設備のスペクトル可変機能を活用し、照射中にビームスペクトルを変更して、照射野周辺に付与する吸収線量分布を最適化する手法について検討を行った。

(2)方法

$\phi 4\text{cm} + \text{深さ } 3\text{cm}$ のボイドを有する円筒水ファントム ($\phi 18.6\text{cm} \times 24\text{cm}$) に対して、1回照射中に、ある照射割合(時間)でビームのスペクトルを切り替えて、ターゲット領域内外のホウ素線量、 γ 線量の分布を算出し、最適な照射割合を求めた。ホウ素線量等は MCNP5 による数値シミュレーションにより算出した。また、スペクトルを変更させた 2 ケースについて評価を行った。なお、ビーム径についてはマルチリーフコリメータを使って $\phi 5, 7, 9, 12, 15\text{cm}$ の模擬円形孔を設定して評価を行い、ターゲット内のホウ素線量分布が均一かつ、ターゲット外への線量が低かった $\phi 9\text{cm}$ を適用した。

Case1：重水層厚さを一定(12cm)とし、カドミウムシャッターを“閉”状態のビーム (ENB12 モード) と“開”状態の TNB1 モードの組合せについて評価を行った。

Case2：より積極的に線質を変化させるため、照射中に重水厚さも変化させる。重水厚さ : 8cm + カドミウムシャッター：閉の ENB モードと重水厚さ : 12cm + カドミウムシャッター：開の TNB-1 モードの組合せについて評価を行った。

(3)結果及び考察

Fig.6.2.1 は、Case 1において ENB12 モードに対する TNB-1 モードの照射割合を変化させた場合でのターゲット領域内の①最大ホウ素線量値、②最大 γ 線量値、③ホウ素線量の最大値と最小値の差の変化をそれぞれ示している。Case1、2ともに TNB-1 モード : 0% から TNB-1 モードの照射割合を増加させていくと、ターゲット内のホウ素線量の高低差が小さくなり、また最大 γ 線量値も減少する。しかし、ある割合を超えると再びターゲット内のホウ素線量差は増加はじめる。Case 1 では、TNB-1 モード : 15% (ENB12 モード : 85%)、Case2 においては TNB-1 モード : 25% (ENB モード : 75%) のときにターゲット内のホウ素線量分布が最も平坦化(均一化)した。これは、ファントム表面領域でのホウ素線量が低い熱外ビーム (ENB モード及び、ENB12 モード) に TNB-1 モードを付加することによって、ファントム表面線量を増加させることができ、ターゲット内のホウ素線量分布を均一化することができるためと考えられる。

(4)まとめ

JRR-4 中性子ビーム設備のスペクトル可変機能を活用することによって、ターゲット外への正常組織への吸収線量を低減させ、ターゲット領域内の線量分布をより均一化する手法について検討を行った。熱外中性子ビームにある割合で熱(混合)中性子ビームを付加することによって、ターゲット内の線量分布をより均一化できることを確認した。今後、この手法を JRR-4 での BNCT 照射に適用するため、個々の患者に対して最適な照射条件を導く技術開発を進める。

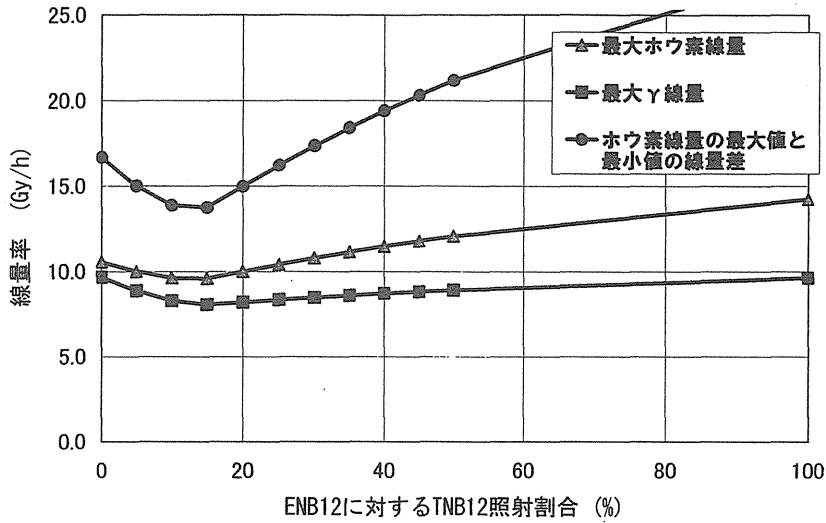


Fig.6.2.1 Case1 における TNB-1 モードの混合割合に対する各線量変化

6.2.3 医療照射の適用拡大に向けたコリメータ形状に関する検討

(1) はじめに

JRR-4 で実施されている BNCT は、これまで悪性脳腫瘍に対する治療を目的に臨床研究が実施してきた。しかし近年では、BNCT の利点を生かして頭頸部癌、舌癌等の脳腫瘍以外に対する臨床研究が京都大学原子炉実験所で開始されており、JRR-4 に対しても BNCT 研究者から脳腫瘍以外への対応が求められている。頭頸部癌等に対する BNCT の実施に対しては、従来のビーム孔形状では患者の肩等と照射室壁との位置関係から、患部をビーム孔に接近させることが困難である等の問題から、ビーム孔部を 15cm 程度壁から突出させたコリメータの開発が要求されている。よって、脳腫瘍以外への適用も考慮し、より自由度の高い患者固定を可能にし、かつ、壁から延長させてもビーム強度の低下の少ないビームコリメータ形状について解析検討を行った。

(2) 方法

JRR-4 のビーム孔周辺部分を、様々な形状のビームコリメータに交換した場合での中性子ビーム特性の変化を、MCNP を使った照射シミュレーションで評価した。本評価では種々のビームコリメータからの中性子ビームを円筒水ファントムに照射した場合の、ファントム内の熱中性子束、 γ 線量の強度と分布の変化を比較した。既存の円形コリメータ（ビーム孔径 : $\phi 10\text{cm}$ 、壁からビーム孔部までの距離 : 3.3cm）とマルチリーフコリメータ（壁からの距離 : 0cm）のビーム特性を基準として、種々の形状のコリメータを設定し、壁からビーム孔までの距離を 15cm まで延長させた場合の評価を行った。評価したコリメータ形状は、既存の円形コリメータを単純に壁から延長させた形状のコリメータ、ビーム孔ブロック部を交換して壁からの延長距離を 5cm~15cm の間で自由に変更できるコリメータ（テレスコープ型コリメータ）、マルチリーフコリメータのスライド部分のみを延長型リーフに交換したコリメータ等について検討した。Fig.6.2.2 は、テレス

cope型コリメータに円筒水ファントムを配置した様子の断面形状図を示している。

(3)結果

高い熱中性子束強度を保ちつつ、壁からの距離の変化に対して強度変化を抑える目的に対しては、ビーム孔モジュールをビーム進行方向に平行移動させるテレスコープ型コリメータが有用であることを確認した。Fig.6.2.3 はテレスコープ型コリメータを使って、壁から 5cm、10cm、15cm 延長させた場合のファントム内ビーム中心軸上の熱中性子束分布を示している。また、比較のために既存の円形コリメータを使用した場合での熱中性子束分布も示している。単純に 15cm 延長させるだけのコリメータでは、ファントム内最大熱中性子束が約 30%低下してしまうのに対し、テレスコープ型コリメータでは壁からの距離を 5 cm から 15cm まで変化させても、最大熱中性子束値の低下は約 11%程度に抑えることができる事を確認した。また、ファントム内の最大 γ 線量は、壁からの距離を 5 cm から 15cm に変化させた場合、約 14%低減した。

(4)まとめ

BNCT の適用拡大に対応するため、種々のビームコリメータ形状に対して、MCNP による解析検討を行った。これらの評価結果を基に、脳腫瘍以外の治療にも適用可能、かつ、ビーム性能の低下の少ないビームコリメータの設計を行う予定である。

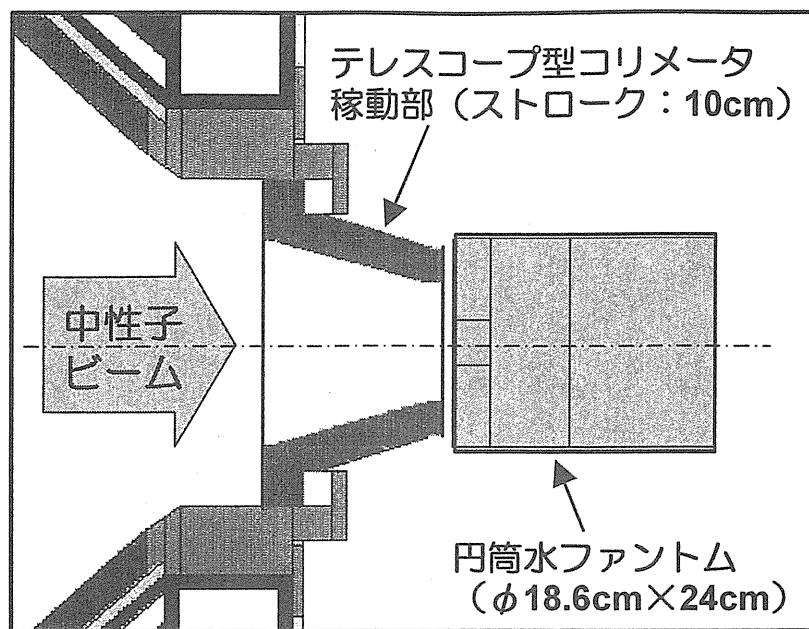


Fig. 6.2.2 Cross-section view of the telescope collimator and cylindrical water phantom

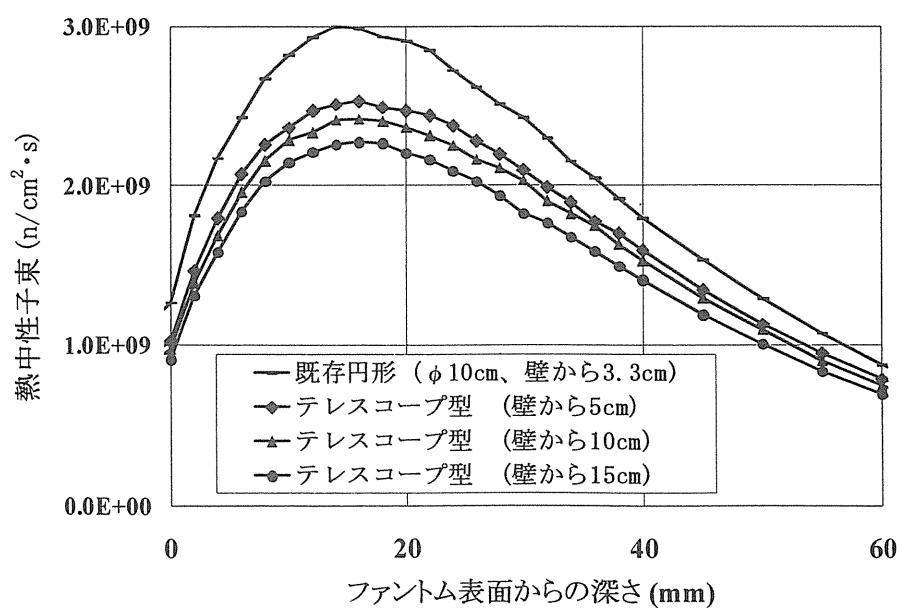


Fig. 6.2.3 Thermal neutron flux profiles on the beam central axis in the cylindrical water phantom with the telescope collimator

6.2.4 悪性神経膠腫の浸潤特性を考慮した照射野選定方法の考察

現在照射野は、CT 画像又は MRI の画像を参考に、該当する腫瘍領域を囲み、その領域から任意の距離（通常 2cm）で拡大した領域として設定している。照射野の選定は本来腫瘍周辺に潜在している腫瘍細胞を考慮して行われるものであると考えられるため、BNCT 線量評価システム（JCDS）の次世代システム構築の一環として、CT 又は MRI で検知不可能な腫瘍周辺に潜在している悪性脳腫瘍細胞を考慮したホウ素中性子捕捉療法（BNCT）の照射野の選定方法について考察した。

最近、浸潤過程について数学モデルを適用して、その生存期間の予測などを試みる研究者が現れ、物理・数学的に浸潤特性を明らかにした^{2,3)}。Burgess らの腫瘍細胞の拡散（移動）モデル²⁾を用いて照射野境界の細胞密度を求め、次に、より現実に近いモデルである Swanson らの二領域拡散モデル³⁾を用いて脳内の細胞密度分布を求める。腫瘍細胞の拡散（移動）モデルの基本は、

$$\frac{\partial c}{\partial t} = \nabla \cdot (D \nabla c) + \rho c \quad (1)$$

で表現され、左辺は細胞密度の時間変化を表し、右辺 1 項は、細胞の拡散を、第 2 項は正味の増殖をそれぞれ表している。ここで、 c は細胞密度 (cells/cm³)、 D は拡散定数 (0.0013cm²/day)、 ρ は増殖率 (0.012day⁻¹) である。(1)式を座標系（球対称を仮定して）について、中心位置で N_0 個発生したという初期条件で本式を解くと、Burgess らが求めた次の基本解を得る。

$$c(r, t) = \frac{N_0}{(4\pi Dt)^{3/2}} \exp\left(\rho t - \frac{-r^2}{4Dt}\right) \quad (2)$$

Burgess らと Swanson らは、CT 造影可能な細胞密度として 8×10^6 cells/cm³ を仮定している。従来から造影可能な腫瘍辺縁+2cm の領域を照射野に設定することが多いので、それに従い、境界値となる細胞密度（照射野境界密度と定義する）を求めた。次に脳内の腫瘍細胞の分布を計算し、照射境界密度にそって照射野の決定を行った。脳内の浸潤している腫瘍細胞の分布の計算は白質と灰白質の拡散係数を別に取り扱っている Swanson らのモデルを採用し、より現実に近いモデルの計算を試みた。彼らのモデルは白質の方が腫瘍細胞の移動速度が速いという臨床的特長をモデル化しているものである。Swanson らによると白質の拡散定数 D_w は 0.0024cm²/day、灰白質の拡散定数 D_g は 0.00048cm²/day である。(1)式を Crank-Nicholson スキームによって差分化し、陰的ステップに SOR 法（Successive Over-Relaxation method）を用いたアルゴリズムにてコード化した。公開されている脳モデル⁴⁾ (<http://www.bic.mni.mcgill.ca/brainweb>) を対象に、右前頭葉にある腫瘍の細胞密度分布を計算し、照射野境界を求めた (Fig6.2.4 を参照)。

Burgess らの基本解を用いて細胞密度分布を求めた結果、照射野境界密度は 1.22×10^6 cells/cm³ となった。Swanson らのモデルを用いて腫瘍を作成し、照射野境界密度で照射野を選定した結果、左脳に浸潤して広がっている領域を定量的に評価することができた。腫瘍細胞密度分布を考慮した照射野の選定方法は、照射野の選定基準を明確にする上で、有効な手段であり、今後、本機能の JCDS への追加について検討していきたい。

参考文献

- 1) 熊田博明,鳥居義也, JAERI-Code2002-018,(2002)
- 2) PK Burgess, PM Kulesa, JD Murray, EC Alvord Jr, J Neuropathol Exp Neurol 56, p.704-713(1997)
- 3) KR Swanson, EC Alvord Jr, JD Murray, British J Cancer 86, p14-18(2002)
- 4) DL Collins, AP Zijdenbos, V Kollokian, JG Sled, NJ Kabani, CJ Holmes, AC Evans, IEEE Trans Med Imag 17, p463-468(1998)

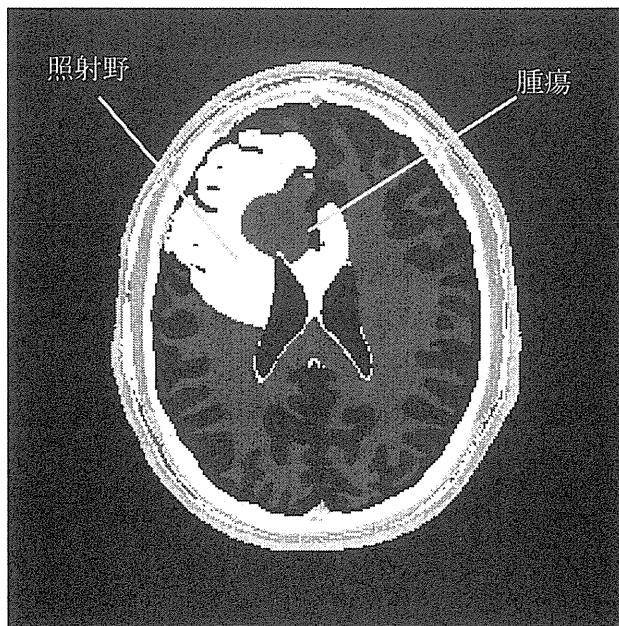


Fig.6.2.4 Setting of radiation field for right frontal lobe of virtual brain

6.2.5 Si-Li 半導体検出器を用いた線量分布測定

中性子とガンマ線を分離できる Li 塗布 Si 半導体検出器を用いて、JRR-4 医療照射設備の中性子ビーム 3 種¹⁾ のビーム性能を把握するため、フリービーム条件下における照射孔近傍の中性子束分布及びファントム内の深部方向の線量分布測定を行った。本検出器は W7.5mm × H7.5mm × t0.3mm のシリコンウェハーに電極を取り付けた半導体検出器に対して、⁶LiF を塗布し中性子に感度を持たせたものである²⁾。Fig.6.2.5 に検出器の写真と形状を示す。原理的には従来から用いてきた同時モニターと同じであるが、面積が大きいのでシリコン半導体自体の感度が高く、また、指向性が高い。なお、本検出器はチェコ原子力研究所（NRI）が開発したもので、欧米の医療照射施設のビーム特性比較に使用されているものである。

本検出器で観察されたスペクトルとフィッティング曲線を Fig.6.2.6 に示す。He と ³H のピークが観察されると考えていたが、実際に観測されたスペクトルは単一ピークであった。これはエネルギーの低い、かつ、電荷の大きい He が検出器の有感部に到達する前に停止してしまうためと考えられる。したがって、観測されているピークは ³H による単一ピークを取り扱えば良いと考えられる。

本ピーク面積を求めるために、Robinson の関数³⁾を用いてピーク面積（単純ガウス関数）を抽出

することとした。

$$f(i) = C_0 + C_1 \left[\frac{1}{2} - \frac{1}{\pi} \tan^{-1} \left(\frac{C_4 - C_5 - i}{C_6} \right) \right] + C_2 \exp[-C_3(i - C_4)^2] \quad (1)$$

フィッティング関数 $f(i)$ として、次式を用いた。

$$f(i) = C_0 + C_1 \exp(C_5 i) + C_2 \exp[-C_3(i - C_4)^2] + C_7 \left[\frac{1}{2} - \frac{1}{\pi} \tan^{-1} \left(\frac{C_4 - C_5 - i}{C_6} \right) \right] \quad (2)$$

$C_0 \sim C_6$ は最小二乗法で求める係数、 i はチャンネル数である。 γ 線のバックグラウンドを考慮する場合は、これに指数関数を加えてフィッティングした。次に不感時間補正是非まひ型モデルを用いて補正することとした。

$$n = \frac{m}{1 - m\tau} \quad (3)$$

ここで、 n は真の計数率、 m は記録された計数率、 τ は装置の不感時間である。求める手順は、まず、①原子炉出力 200kW で測定された計数率に出力比 (3500kW/200kW) を乗じた計数率を仮の真値として、仮の τ を求め、次に②200kW 時の真の計数率を求めるために、仮の τ を用いて、計数率を求め、③この計数率を真値として、 τ を最小二乗法で求める。④これを繰り返すことによって、 τ は収束させる。これによって求められた本検出器の不感時間 τ は 1.40×10^{-5} (s) であった。

(1) フリービーム実験

フリービーム条件下の空間分布測定では、ビーム軸方向 (Z 方向)、ビーム半径方向 (R 方向) を Cd カバー ($t=0.5$ mm) の有 (Cd+) 又は無 (Cd-) 条件にて測定を実施した。Z 方向の測定範囲は $-1\text{cm} \sim 40\text{cm}$ ($\phi 12\text{cm}$ コリメータ出口面を 0cm とした) の範囲、R 方向は、 $Z=0.5\text{cm}$ の位置では $-2 \sim 20\text{cm}$ までの範囲とし、 $Z=40\text{cm}$ の位置では、 $-2 \sim 40\text{cm}$ までの範囲とした。なお、コリメータは直径 12cm のものを使用した。

(2) ファントム実験

ファントム内線量分布測定では、円筒水ファントム ($\phi 18.6\text{cm} \times 24\text{cm}$ 、壁材：アクリル材、 $t=3$ mm) の中心軸上を深さ $0.5\text{cm} \sim 16.5\text{cm}$ までの範囲について 5mm 単位で測定した。なお、コリメータは直径 12cm のものを使用した。

(3) 結果

Cd+条件では、Fig.6.2.6 に示すように、得られるスペクトルにガンマ線によるパイルアップの影響が強く現れたため、Robinson (1970) のスペクトル適合関数に指数関数を加えて最小二乗法によるガウスピークの抽出を行った。熱外中性子モードの半径分布 ($Z=0.5\text{cm}$) では、熱中性子モードに比べるとビーム外への漏れが大きいことが分かった。 $Z=40\text{cm}$ と $Z=0.5\text{cm}$ の半径方向分布を比較すると、Fig.6.2.7 に示す通り遠方にいくと分布は平坦になり、半値幅が $36 \sim 40\text{cm}$ まで広がることが分かった。Fig.6.2.8 に示すように、半径方向の分布に対して軸方向の分布のほうが変化率は大きい (強度が半分になる距離 = 7.1cm) ため、患者固定時の位置決め精度が及ぼす線量の誤差は、軸方向の設置誤差によるものが大きいことが明らかとなった。

ファントム実験では Fig.6.2.9 示す線量分布が得られた。しかし、ファントム表面近傍の分布は金線を用いて得られた熱中性子束分布と相違しており、これは ${}^6\text{Li}$ の熱外中性子感度に起因す

るものと考えられる。

(4)まとめ

本検出器を用いることによってビーム内分布及びコリメータ外の分布など、これまでの特性測定で得られていないデータを得ることができた。本データは医療照射場の国際比較に供するとともに、JRR-4 の医療照射場の改良の検討に用いられる。

参考文献 :

- 1) T Yamamoto et al.: Characterization of neutron beams for boron neutron capture therapy: in-air radiobiological dosimetry, Radiation Research 160, 70-76 (203)
- 2) M. Marek: Small Si-Li Detectors for Thermal Neutron On-line Measurements, J. Safety Nucl. Energy, 3 (41), 7/8, 165-168 (1995)
- 3) Robinson DC: A computer program for the determination of accurate gamma ray line intensities from Germanium spectra, Nucl Instr. Methos, 78, 120 (1970)

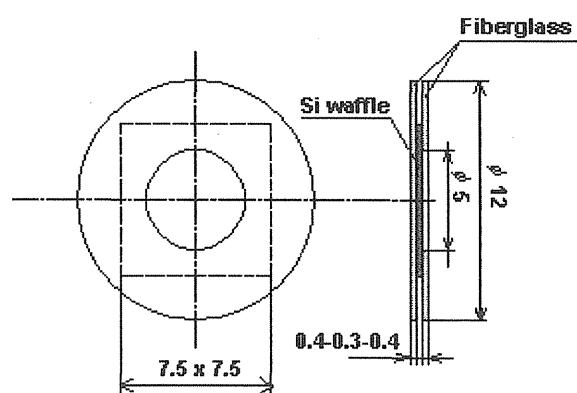
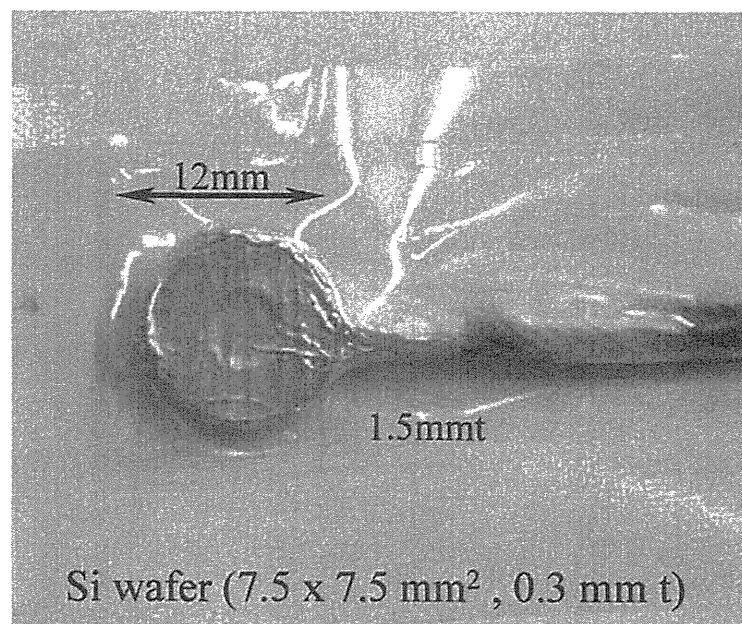


Fig. 6.2.5 Si-Li semiconductor detector

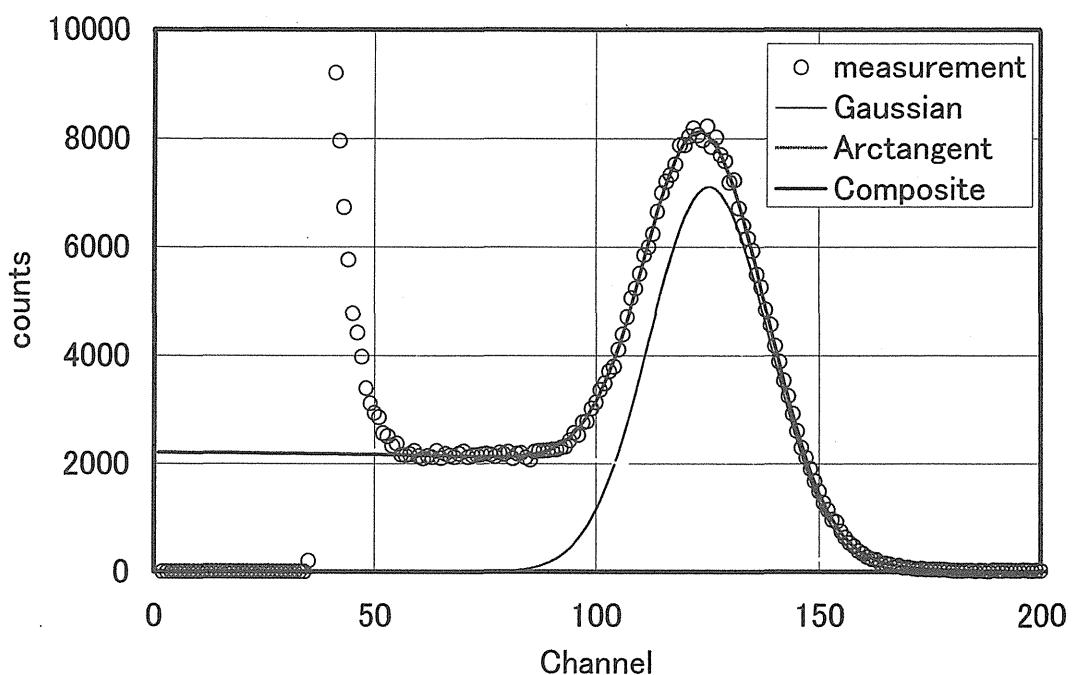


Fig. 6.2.6 Spectrum with Si-Li semiconductor detector

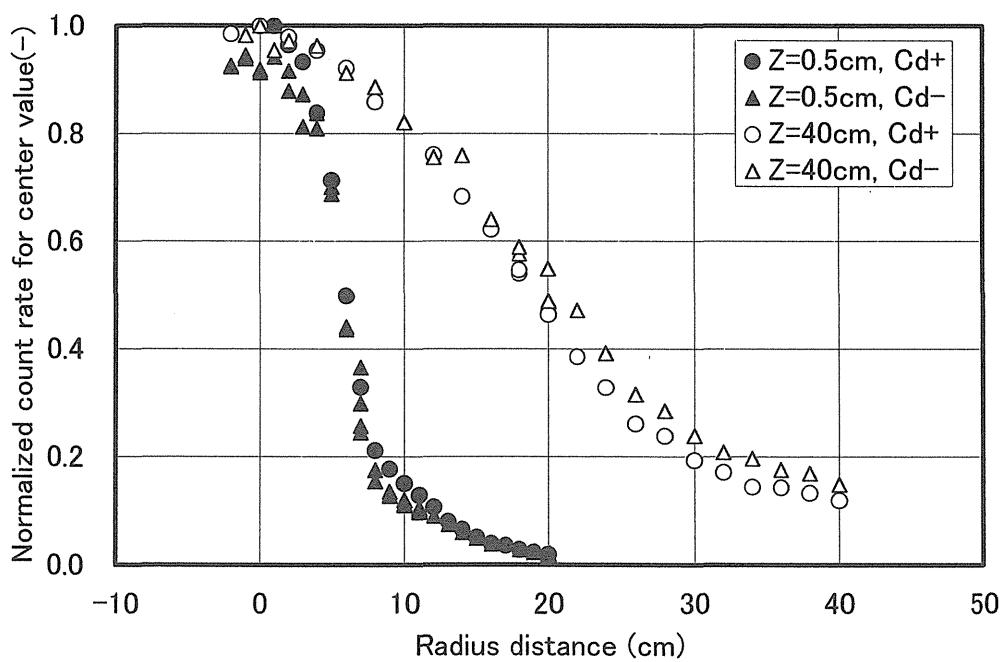


Fig. 6.2.7 Neutron beam profile in radius for epithermal neutron beam mode

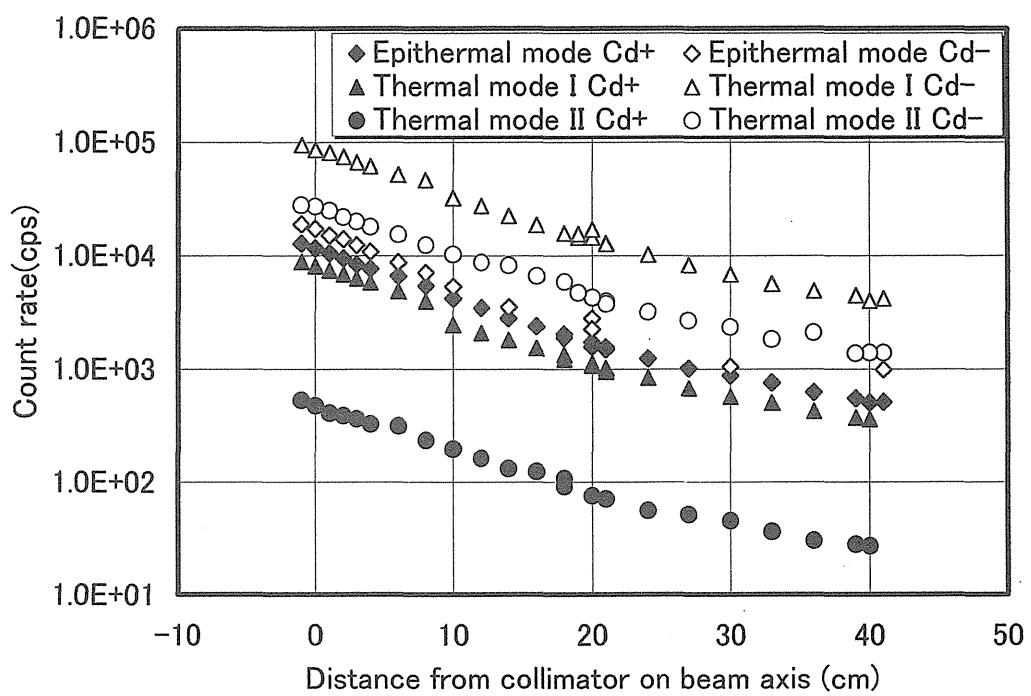


Fig. 6.2.8 Neutron beam profile on beam axis with ϕ 12cm collimator

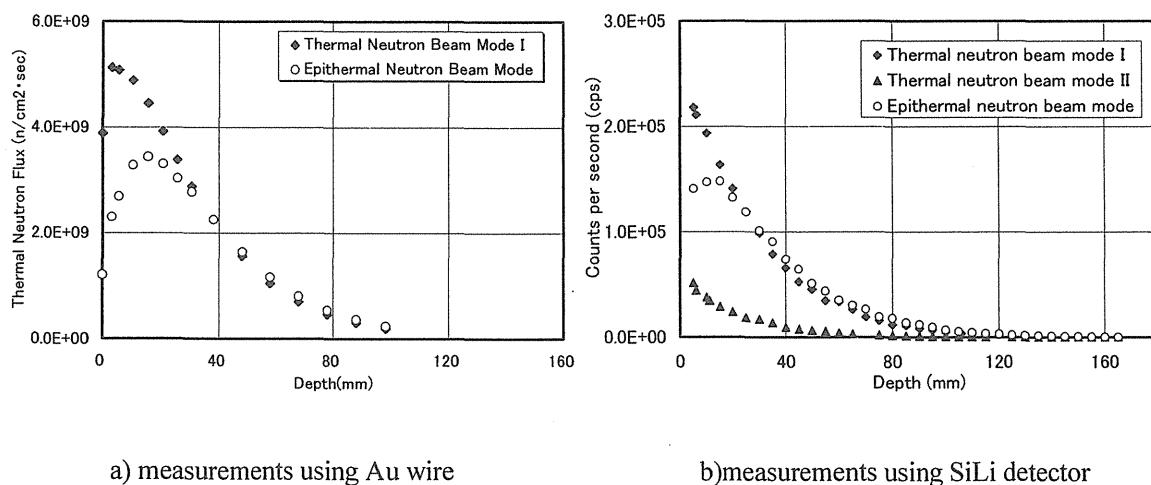


Fig. 6.2.9 Depth dose profile of cylindrical water phantom with 12cm collimator

6.3 JRR-3 冷中性子ビームの高性能化

JRR-3 冷中性子ビームの高性能化として、JRR-3 冷中性子源装置減速材容器(セル)に対して、既存の水筒形セルに比べて約 2 倍の冷中性子束を取り出せる高性能セルの開発を行っている。高性能セルの設計に当たっては冷中性子利得特性、核発熱、熱流動特性等について検討する必要がある。これまでに冷中性子利得特性については既にアルミニウム合金製の船底形セル（以下、船底形 Al セルという）が優れていることが分かっている。また、機械強度に優れた SUS 製の船底形セル（以下、船底形 SUS セルという）についてもその中性子利得について解析してきた。本年度は、従来型セル、船底形 Al セル及び船底形 SUS セルに対して核発熱分布計算及び線源強度分布計算を実施した。なお、線源強度分布計算は分光器設計用レイトレース・モンテカルロ・コード McStas へ接続するために必要な線源データである。また、長波長中性子を導出するために必要となる耐放射線中性子導管について開発研究を開始した。本年度はガラス状カーボンを用いたミラー基板の製作を行った。

6.3.1 ステンレス製高性能減速材容器の核発熱解析

核発熱の計算として、(1)冷中性子装置の各部位の発熱量の計算と、(2)減速材容器(セル)及び減速材内部における発熱分布の計算を行った。

(1)冷中性子源装置の各部位の発熱量

1) 解析条件

冷中性子源装置の各部位の核発熱量を計算する際に以下の要素を考慮した。

- ① 核分裂反応に発生する中性子束による核発熱量
- ② 核分裂反応に発生する即発 γ 線(prompt gamma)による核発熱量
- ③ 中性子減速や捕獲反応に発生する二次 γ 線による核発熱量
- ④ 核分裂生成物質の崩壊からの γ 線(delayed gamma)による核発熱量
- ⑤ 冷中性子源装置の容器壁 (Al) に発生する β 線による核発熱量
- ⑥ 放射化された容器壁 Al の崩壊に伴う γ 線による核発熱量

冷中性子源装置の各部位の発熱量の計算対象は既存の水筒形 SUS セル、船底形 Al 及び SUS セルである。また、それぞれのセルに対して液体水素のない状態（ボイド率 100%）の核発熱量の計算も行った。これらの MCNP-X の計算では、ヒストリ数を 500 万個とし、発熱量の標準偏差は 5% 以下を目標に解析した。

2) 結果

冷中性子源装置の各部位の核発熱量の計算結果を Table6.3.1 に示す。

水筒形 SUS セルにおいては、ボイド率 0% の場合、約 7 割の核発熱がセル及び減速材で発生している。粒子別ではガンマ線による核発熱量が最も高く全量の約 9 割を占めている。また、 β 線による核発熱は 2% 以下であり、設計上では無視できるものである。総発熱量は、核発熱の実験値 283W (参考文献) と比較して 7% 過小評価 (264W) していることがわかった。また、ボイド

率の 100% の場合の核発熱の全量は、ボイド率 0% の場合に比較して 1 割小さい値を示した。

船底 Al セルでボイド率 0% の場合の結果では、減速材及び容器の容積が水筒形 SUS セルよりも大きいにも関わらず、核発熱全量は約 211W で水筒形 SUS セルに比べて 2 割小さい。これは減速材容器及び低温流路管の材質を原子質量の軽い Al にしたためである。しかしながら、粒子別の核発熱量は、Al を用いたことによって β 線による割合が約 1 割高くなった。部位別の核発熱量の比率は水筒形 SUS セルに同様な傾向を示している。また、ボイド率の 100% の場合の核発熱量は、ボイド率 0% の場合に比べて約 25% 減った。

船底形 SUS セルの核発熱量の計算結果では、ボイド率 0% の場合と 100% の場合はそれぞれ 518W 及び 436W であり、同じ容積を持った Al セルの場合に比べて約 2.5 倍大きく、水筒形 SUS セルの約 2 倍となった。

(2) 減速材容器及び減速材における核発熱分布

1) 解析条件

既存の水筒形 SUS セル、船底形 Al 及び SUS セルを対象に、減速材容器(セル)及び減速材における 3 次元メッシュ毎の核発熱分布を求めた。また、それぞれのセルについてボイド率 100%、即ち液体水素のない状態の核発熱量の計算も行った。

2) 結果

船底形 Al セル及び船底形 SUS セルの水平断面分布（高さ：ほぼ中央）をそれぞれ Fig.6.3.1 及び Fig.6.3.2 に示す。これらの核発熱の空間分布はガンマ線による発熱に支配され、ガンマ線の線源である炉心から離れるにつれて発熱量は指数的に減少（距離二乗）する。また、容器壁等に遮蔽された場所での核発熱が更に減少する傾向が見られる。

なお、これらの MCNP 計算では、ヒストリ数を 5000 万個にしたが、一個のメッシュの最大標準偏差は約 20% で、目標値 5% 以下に達成できなかった。目標精度を達成するためにはヒストリ数を約 16 倍に増やさなければならないが、すでに 10 日の CPU タイムとなっていることから、160 日の計算時間は現実的ではない。

(3) まとめ

核発熱計算結果から、現行の水筒形 SUS セル、船底形 Al セル及び船底形 SUS セルにおける核発熱全量はそれぞれ約 264W(C/E=0.93)、約 211W 及び約 518W であり、核発熱の観点から、船底形 Al セルが優れていることが判った。また、液体水素のない状態の運転を想定した核発熱量の計算結果から、核発熱全量は液体水素がある状態に比較してそれぞれ約 10%、約 25% 及び約 18% 減少することが判った。

Table 6.3.1 Radiation heating of cells

		発熱量 (W)					
		ポイド率 0%			ポイド率 100%		
		水筒形	船底形	船底形	水筒形	船底形	船底形
		SUS	Al	SUS	SUS	Al	SUS
		セル	セル	セル	セル	セル	セル
液体		n	6.30	6.36	6.33	0.00	0.00
水素		γ	27.77	24.49	29.89	0.00	0.00
セル	β_1	0.00	13.23	0.00	0.00	9.03	0.00
	n	5.12	0.20	6.99	3.89	0.21	6.66
	γ	145.00	113.58	268.57	120.99	94.90	224.51
	β_2	0.00	15.19	0.00	0.00	10.37	0.00
	β_3	4.17	6.11	5.17	3.81	5.07	4.58
液体		n	0.08	0.14	0.06	0.00	0.00
水素		γ	0.47	0.35	0.55	0.00	0.00
低温流路管	β_4	0.00	0.54	0.00	0.00	0.59	0.00
	n	1.25	0.00	2.12	1.16	0.00	2.01
	内管	γ	11.68	4.01	26.86	16.94	3.85
	β_5	0.00	2.02	0.00	0.00	1.99	0.00
外管		n	5.22	0.02	11.20	5.29	0.02
		γ	54.50	22.48	158.71	80.81	22.08
		β_6	0.00	6.02	0.00	0.00	6.75
		β_7	2.08	2.23	1.88	2.17	2.81
合計		263.65	210.94	581.33	235.07	157.67	436.23

β_1 : セル壁材→液体水素、 β_2 : セル壁材自身、 β_3 : 真空容器→セル壁材

β_4 : 内管壁材→液体水素、 β_5 : 内管自身、 β_6 : 外管自身→セル壁材、 β_7 : 真空容器→外管

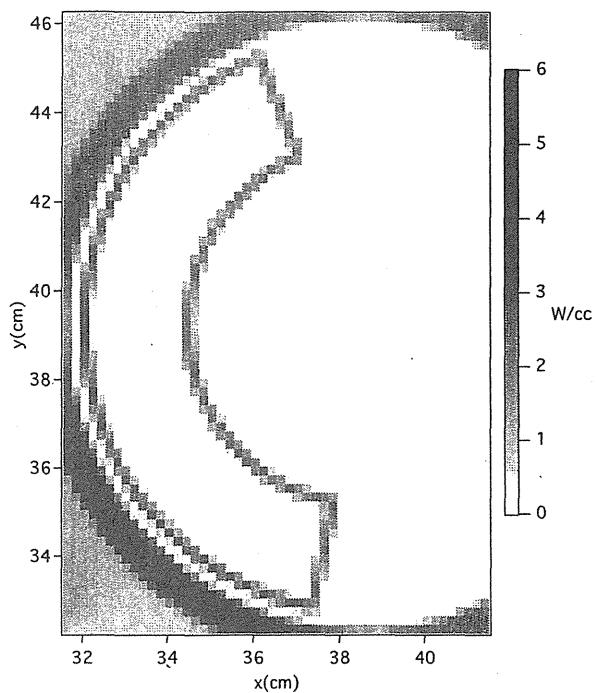


Fig.6.3.1 Total radiation heating source distribution in ship bottom type aluminum alloy cell with the 0% void fraction

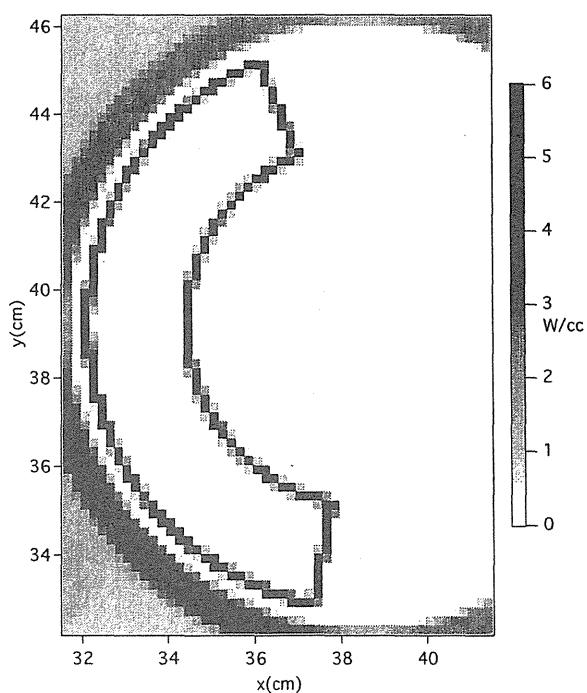


Fig.6.3.2 Total radiation heating source distribution in ship bottom type stainless steel cell with the 0% void fraction

6.3.2 冷中性子源の空間線源強度分布解析

(1) 解析条件

既存の水筒形 SUS セル、船底形 Al セル及び SUS セルにおいてレイトレース・モンテカルロコードである McStas への接続するための線源強度分布を次のように求めた。Fig.6.3.3 のとおり 9 C ビームチューブの出口（炉心から約 117 cm）に 2 次元（YZ 面）のメッシュタリーを設ける。この際、メッシュの大きさを $1\text{ cm} \times 1\text{ cm}$ として、 $0\sim 1\text{ eV}$ のエネルギー領域を $0\sim 0.01\text{ eV}$ 、 $0.01\sim 0.1\text{ eV}$ 、 $0.1\sim 1.0\text{ eV}$ の 3 群に分割する。また、炉心から直接入射する中性子を最小限にして減速材容器から平行に直接入射する中性子のみのタリーをとるために、分散低減法のパラメータを適切に設定する。

McStas への接続のための線源強度分布の計算は以下のように、既存の水筒形 SUS セル、船底形 Al 及び SUS セルの 3 ケースについて行った。ただし、既存の水筒形 SUS セルの計算は推定した運転時のボイド率 40% を用いて行った。この MCNP 計算では、メッシュの大きさが小さく標準偏差を小さくするためにヒストリ数を 5 億個とした。

- a) Case10 : 水筒形 SUS セル（ボイド率 40%）
- b) Case71 : 船底形 Al セル（ボイド率 0%）
- c) Case86 : 船底形 SUS セル（ボイド率 0%）

(2) 結果

水筒形 SUS セルにおける線源強度分布の計算結果を 3 つのエネルギー領域に分けて Fig.6.3.4 に示す。次に、船底形 Al 及び船底形 SUS セルにおける線源強度分布の計算結果をそれぞれ Fig.6.3.5 及び Fig.6.3.6 に示す。船底形 Al 及び船底形 SUS セルの空間分布の特徴は、炉心から遠いメッシュの部分で強度が強まる傾向にある。また、中性子エネルギーが高ければ、その傾向はさらに強まることがわかった。また、同じ船底形セルで Al と SUS の材質の影響はあまり見られなかった。

(3) まとめ

冷中性子導管の最適化に必要となる 2 次元の詳細メッシュの冷中性子強度分布の計算結果から、エネルギーそして空間依存性の冷中性子束の情報が得られた。今後、本結果をもとに McStas 入力データを作成し、冷中性子導管の輸送効率改善に関するサーベイ計算を行う。

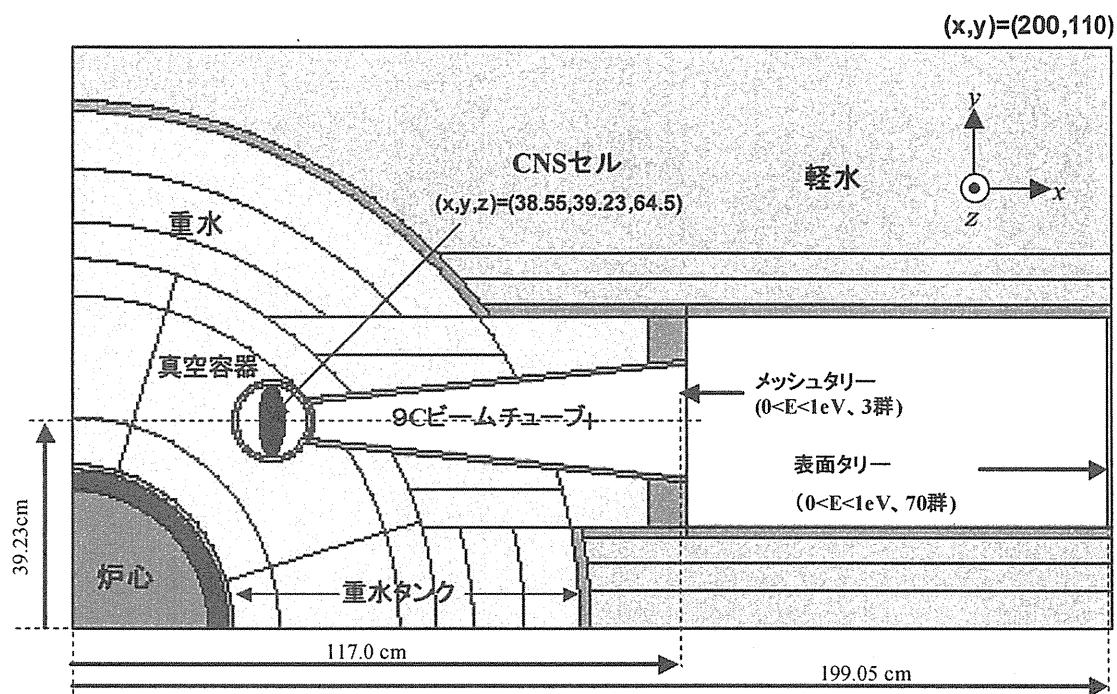


Fig.6.3.3 JRR-3 cold neutron beam tube model for MCNP-X

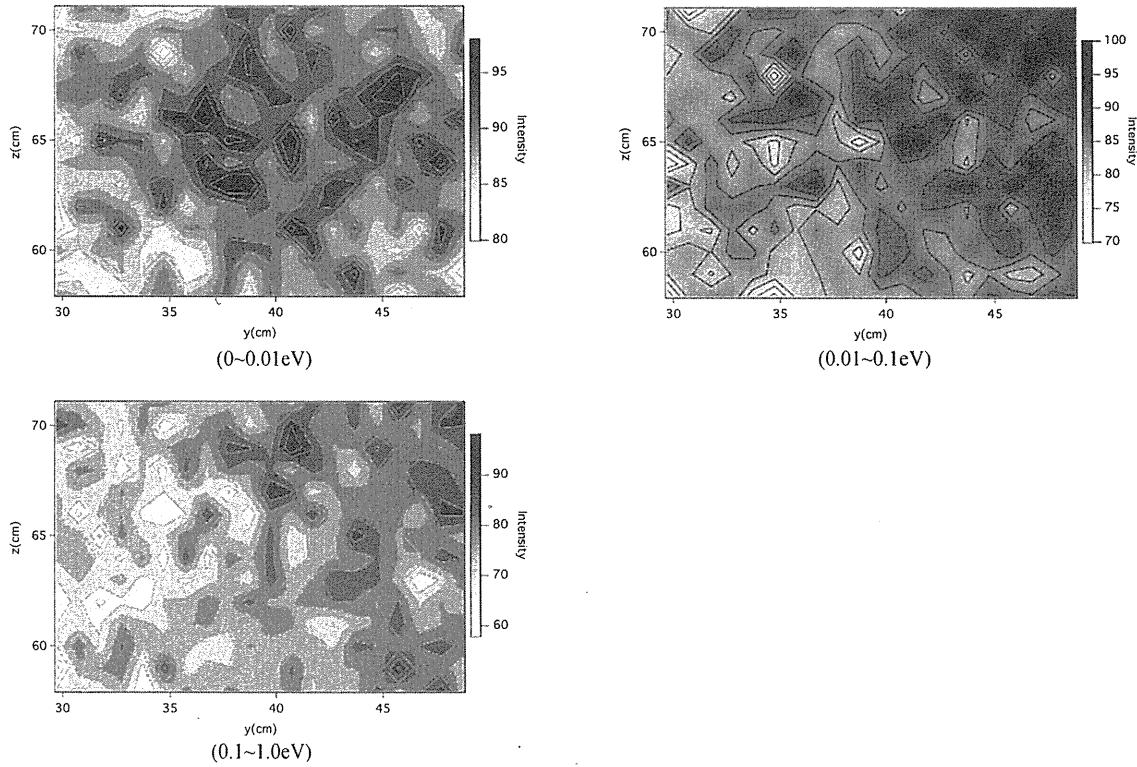


Fig.6.3.4 Neutron intensity spatial distribution of existing flat type stainless steel cell

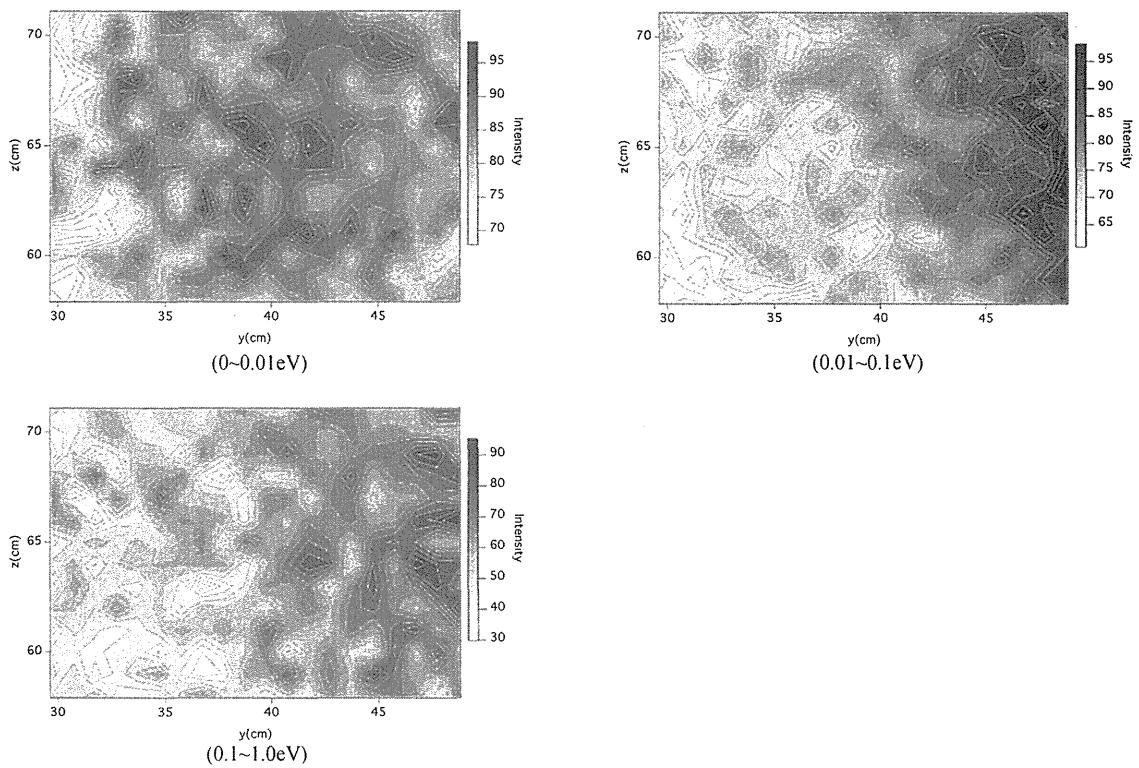


Fig.6.3.5 Neutron intensity spatial distribution of ship bottom type aluminum alloy cell

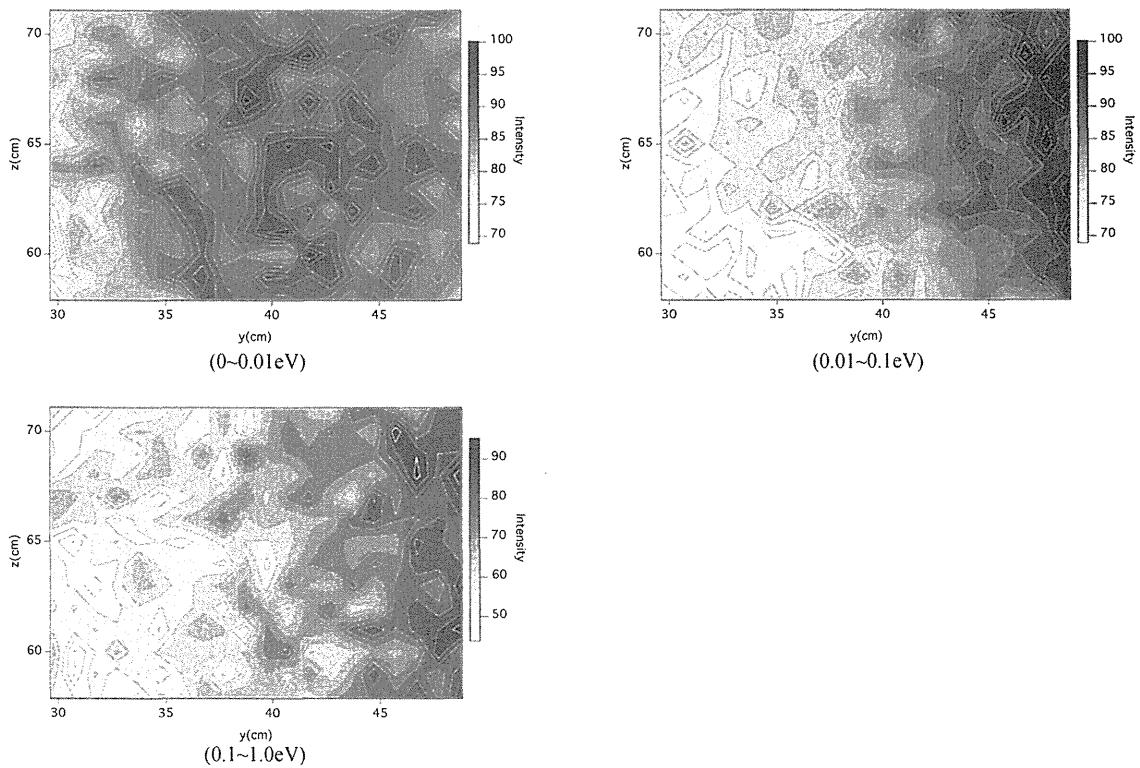


Fig.6.3.6 Neutron intensity spatial distribution of ship bottom type stainless steel cell

6.3.3 冷中性子源炉心側の重水排除による中性子利得向上効果

重水中に空洞を設けることによって、セルに到達する中性子数が多くなりより高い強度の冷中性子を取れることが期待されるため、船底形 Al セルにおいて真空容器炉心側外壁面の重水を排除した場合の中性子利得の向上について検討を行った。検討の手順を以下に示す。

1) 冷中性子スペクトルの計算

観測面での中性子スペクトルを計算する。この際、観測点になる評価面は固定プラグ入口(炉心中心から 199.05 cm 位置)とする。評価面での中性子のエネルギー分割については、 $1.0 \times 10^{-10} \sim 1.0 \times 10^{-6}$ MeV までを 70 群とし熱エネルギー領域においてほぼ等レサジーに分割している。また、炉心から直接入射する中性子を最低限にして減速材容器から平行に直接入射する中性子のみのタリーをとるために、分散低減法のパラメータを適切に設定する。

2) 冷中性子利得の算出

基準ケースの冷中性子スペクトルに対する、対象となる冷中性子スペクトルの比を算出する。即ち、基準ケースに対する冷中性子スペクトル比を相対中性子利得として、この利得を用いて様々パラメータの効果を定量的に評価する。

本サーベイ計算におけるサーベイパラメータは重水中の空洞の大きさ及びセルの向き角度である。セルの向き角度のサーベイ計算目的は、重水中に最適な大きさの空洞を設けた場合に船底形セルの最適な向き角度を求めることにある。

なお、この計算では、冷中性子エネルギー領域におけるスペクトルの標準偏差を 5% 以下にできるヒストリ数を 5000 万個とした。

(1) 重水領域の空洞の大きさの効果の検討結果

重水領域の空洞の大きさの効果を解析するために以下の 5 ケースについて計算を行った。

- a) Case31 : 船底形 Al セル、空洞なし (基準ケース)
- b) Case33 : 船底形 Al セル、空洞巾約 15 cm (最大)
- c) Case74 : 船底形 Al セル、空洞巾約 9.06 cm
- d) Case75 : 船底形 Al セル、空洞巾約 6.04 cm
- e) Case76 : 船底形 Al セル、空洞巾約 3.02 cm (最小)

注) 全てのケースについてセルの向きは基準ケースと同一で 0 度である。

本サーベイ計算では、重水中に空洞のない Case31 を基準ケースとした。これに対して重水中に空洞を設けたケースについて評価点での冷中性子スペクトルを求め、基準ケースに対する相対冷中性子利得で評価した。Case33 (最大) 及び Case76 (最小) の MCNP の計算体系をそれぞれ Fig.6.3.7 に示す。これらの図からわかるように、空洞の位置は、空洞軸と 9C ビームチューブの軸との交点の位置がセルの胴部内側壁になるように設定された。また、空洞を囲む構造材は 2mm 厚さの Al 板である。

Fig.6.3.8 に Case33 (最大) 及び Case76 (最小) の相対冷中性子利得を示す。これからわかるように、重水中に空洞を設けてその空洞巾を大きくすると 1meV~0.1eV の領域における冷中性子束が増加し、0.1~1eV の領域における熱中性子束もより高くなる傾向が見られた。

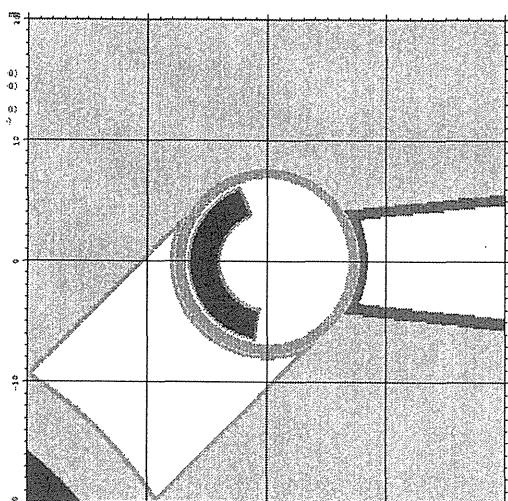
(2)セル向き角度の効果の検討結果

本サーベイ計算では、上述のサーベイ計算で求めた結果、即ち重水中の空洞巾が最大の場合 (Case33、空洞巾 15cm) においてセルの向き角度の効果を検討した。ここで、セルの向き角度とは、Case33 のセル向き角度を 0° として、セルを炉心方向へ回転してなす角度である。従って、このサーベイ計算では、Case33 を基準ケースとした。これに対して、セルの向き角度を 15° 、 30° 及び 45° に変えて評価点での冷中性子スペクトルを求めて、基準ケースとの相対冷中性子利得を算出する。セル向き角度の効果を解析するために以下の 4 ケースについて計算を行った。

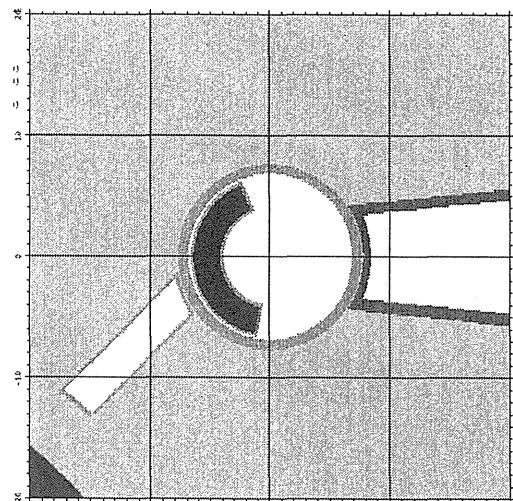
- a) Case33 : 船底形 Al セル、向き角度 0° (基準ケース)
- b) Case37 : 船底形 Al セル、向き角度 15°
- c) Case38 : 船底形 Al セル、向き角度 30°
- d) Case36 : 船底形 Al セル、向き角度 45°

注) 全てのケースについて重水中の空洞は約 15 cm (最大) である。

セルの向き角度を大きくすると $1\text{meV} \sim 0.1\text{eV}$ の領域における冷中性子束が減少していくが 0.1eV 近傍の熱中性子束は高くなる傾向が見られた。本サーベイ計算結果では、セル向き角度を 0° 、重水中の空洞巾を 15cm にした場合、冷中性子強度を従来の船底形 Al セルより約 15% 向上できることが分った。

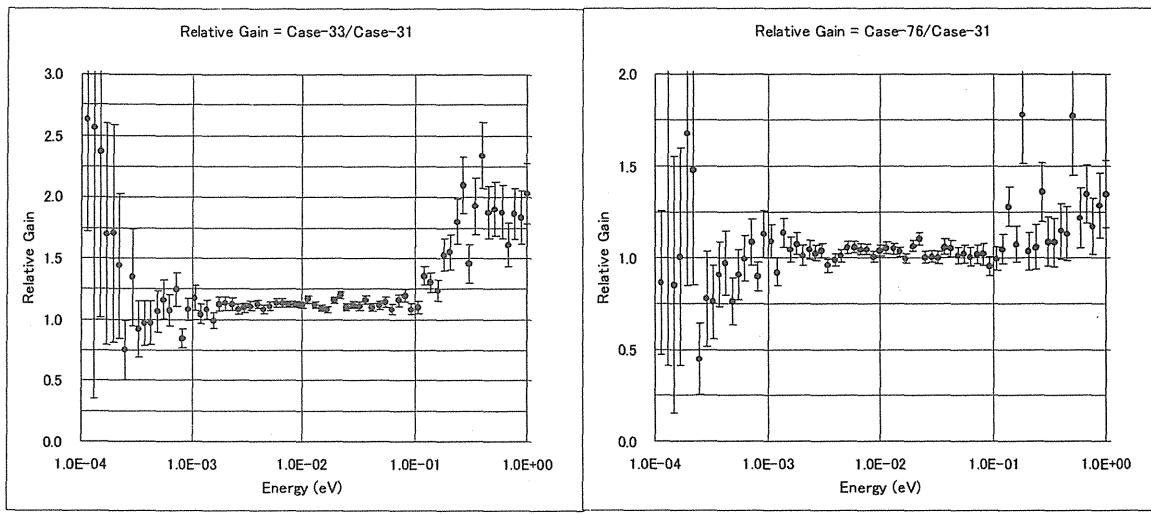


a) Cavity of the 15cm width



b) Cavity of the 3.02cm width

Fig.6.3.7 Layout drawings of ship bottom type Aluminum alloy cell in case installing cavity into heavy water



a) Cavity of the 15cm width

b) Cavity of the 3.02cm width

Fig.6.3.8 Relative cold neutron gain in ship bottom type Aluminum alloy cell in case installing cavity into heavy water

6.3.4 ガラス状カーボンのミラー基材製作

長波長中性子を導出するためには冷中性子源に中性子導管を接近させる必要が生じるが、通常のソーダガラス製の基板にニッケル膜がスパッタリングされた中性子ミラーでは、厳しい照射環境では変形、変質、破損が生じるなど長年の使用に耐えるものではないと考えられる。そのため、耐放射線性に優れた中性子導管の開発を行う。耐放射線性の優れたガラス状カーボンを素材とした中性子ミラーをすでに川端らが三菱鉛筆と共同開発によって試作している^{1),2)}。しかし、これは試作され、中性子反射率を測定したものでだけであり、耐放射線性を実証する試験や実機レベルでの製作方法等は検討されていない。我々の選択した基材は日清紡製の AC-140S (<http://www.nisshinbo.co.jp/seihin/chemical/carbon.html>) であり、川端らの試作品より純度が高く、焼成時に発生するガスによる気孔が少くないのが特徴である。使用したガラス状カーボンの特性を Table 6.3.2 に示す。日清紡製のガラス状カーボン (AC-140S) を基材に使用した耐放射線ミラーとして、①研磨面、②Ni 膜、③Ni-Ti 多層膜の 3 種の中性子ミラーを試作し、これら中性子反射率特性を測定するとともに、この照射試験を実施し、耐放射線性について調査する。本年度は、本耐放射線ミラーの試作にあたり中性子反射率測定用の基板と照射試験用の基板の製作及び表面粗さの測定を行った。

(1) 表面粗さの測定方法

製作した基板は日清紡のガラス状カーボン (AC-140S) を用いて①中性子反射率測定用基板 (直径 $\phi 105 \times$ 厚さ $t1.5\text{mm}$ 、10 枚) と②照射試験用基板 (直径 $\phi 15 \times$ 厚さ $t1.5\text{mm}$ 、30 枚) の 2 種類の製作を行った。表面研磨はポリッシュ 2 段階工程で鏡面仕上げ (10 Å 以下) され、洗浄された後納品された。これら試料について、光学的表面検査計 (Zygo) を用いて表面粗さの測定を行

った。

(3)結果

中性子反射率測定用基板に使用した 10 試料の平面粗さは、 $R_a=0.603\pm0.129\text{nm}$ であった。平均面の平面度は非常に高いが、微小砥粒で研磨によるスクラッチが表面に存在していることが分った。スジ状の傷が存在しており、研磨の際の研磨方向の傷が残ったものと考えられる。川端らの試作ミラーにおいても $2\mu\text{m}$ 及び $0.5\mu\text{m}$ のうねりを伴う傷が観察されている。彼らによると研磨傷による溝は中性子反射に対してマクロな反射面の傾きの変化として影響し、中性子反射方向の広がりをもたらすとしているが、結果としてその広がりは十分小さく中性子反射率に影響は小さかったと報告している¹⁾。したがって、本ガラス状カーボン基板は川端らの試作した中性子ミラーと同程度の良いものが得られたと判断できる。来年度は Ni 膜及び Ni-Ti 多層膜を成膜して、中性子反射率の測定を行い、並行して照射用のキャップセルの設計・製作を行う予定である。

- 1) Kawabata, Y., Hino, M., Uesaki H., Suzuki M., Wakata, M., Development of a radiation resistant neutron carbon mirror, Scientific meeting of the research reactor institute, Kyoto University, Kyoto Daigaku Genshiro Jikkensho Gakujutsu Koenkai Hobunshu V.3, p.111-116(2000)(Japanease)
- 2) Kawabata, Y., Hino, M., Unesaki, H., Tasaki, Seiji., Suzuki, M., Wakata, Development of carbon neutron mirror for high irradiation field, (ed.) A., Katano, S., Metoki, N., Morii, Y., Ishii, Y., Advances in neutron scattering research/ASR-2000, International Symposium on Advanced Science Research, p.492-494(2000)

Table 6.3.2 Specific of glassy carbon

項目	単位	AC-140S
かさ密度	g/cm ³	1.55
気孔率	%	0
曲げ強さ	MPa	200
曲げ弾性率	GPa	30
固有抵抗	$\mu \Omega \text{m}$	40
熱膨張係数	$10^{-6} / \text{K}$	2~3.4
熱伝導率 (20°C)	W/mK	6.2
ショア硬度	HS	130
灰分	ppm	5 未満

日清紡のホームページ

(<http://www.nisshinbo.co.jp/seihin/chemical/carbon.html>) より引用

7. 主な技術的事項

Technical Topics

This is a blank page.

7.1 JRR-3 プロセス制御計算機システムの更新計画

7.1.1 はじめに

JRR-3 のプロセス制御計算機は、昭和 58 年からの JRR-3 改造計画で計測制御系に位置づけられ検討委員会を設置し、その結果から導入されたシステムで横河電機（株）製の CENTUM-V と呼ばれる機種が採用されている。しかし、この機種は平成 5 年 9 月に受注停止となり、最終的な保守期限が現行では平成 20 年 9 月で終了することが決まっている。このため、今後の JRR-3 運転計画に支障が生じないようにプロセス制御計算機を更新する。

7.1.2 プロセス制御計算機システムの構成

プロセス制御計算機システムは、原子炉施設の運転操作に必要な計測、制御、監視（安全保護機能を除く）を行うとともに、原子炉施設の設備機器の起動、停止及び点検等のガイド機能により原子炉制御室において誤操作防止、省力化等を考慮した集中監視操作を行う。また、原子炉建家の炉頂及び計器室においても設備機器の運転操作ができる構成となっている。なお、システム構成としては、操作監視を行うオペコンと設備機器の制御（主にシーケンス制御）や信号伝送機能を行う分散型制御ステーションで構成されている。Table 7.1.1 に各制御ステーションの機能分担を、Fig 7.1.1 に JRR-3 プロセス計算機システムの構成を示す。

7.1.3 更新計画

(1) 更新計画の基本的な考え方

- 1) 現有機器のうち継続利用可能な機器（筐体、保守可能な I/O 関係のカード類等）は再利用し、費用の低減化を図る。
- 2) 年度毎の分割更新とし、1 回当たりの更新期間を短縮し、JRR-3 の運転計画に影響を与えないよう実施する。また、更新にあたっては、運転監視機能の基本機能であるグラフィック画面の移植作業を運転員自らが行うこと等、運転員が積極的に係わることにより技術力のアップ及び将来のシステム変更にも柔軟に対応可能とする基盤整備を行う。
- 3) プロセス制御計算機は原子炉運転に直接関わるものであることから、誤操作防止など考慮して現状の操作性を継承する。

(2) 実施計画

平成 16 年度より平成 20 年度の 5 回に分割し、初年度は運転監視機能の基本機能であるグラフィック画面の移植を中心に整備し、次年度以降も順次機能を確認しながら、平成 18 年度までに操作監視を行うオペコンを更新する。制御ステーションは平成 19 年度に炉室内及び冷却塔を、平成 20 年度はそれ以外を更新する。また、更新時期は当該年度の施設定期自主期間に実施する。Table 7.1.2 に JRR-3 プロセス制御計算機の更新計画を示す。

Table 7.1.1 functional assignment of control station

No	制御系統・設備	入出力数	計器数
1	プロセス放射能監視設備、破損燃料検出器	376	116
2	重水冷却系、重水ヘリウム系、CRDM冷却系、試料採取設備	240	114
3	プールゲート設備、上部遮へい体、原子炉プール水浄化系、原子炉プール溢流系、SF ₆ プール水浄化系、常設警報設備	276	193
4	1次冷却系	237	159
5	放射能監視設備	458	163
6	放射能監視設備、冷却系排水系	220	36
7	起動前点検、停止後点検の自動点検ガイド	0	0
8	中性計装設備、反応度制御系	373	130
9	安全保護系点検、出力表示設備、非常用排気設備、燃料事故モニタ	212	106
10	軽水貯留系	228	62
11	冷房・暖房設備、換気空調設備	238	107
12	非常用排気設備、給排水設備、受変電設備	355	136
13	2次冷却系	257	132
14	放射能監視設備	406	68
15	放射能監視設備	251	137
16	換気空調設備	449	95
17	空気圧縮設備	130	72

Table 7.1.2 updating plan of JRR-3 process computer

更新年度	H 1 6 年度	H 1 7 年度	H 1 8 年度	H 1 9 年度	H 2 0 年度
オペコン (COPSV,COPCV)	1 台	2 台	3 台		
制御ステーション (CFCD2)			8 台	9 台	

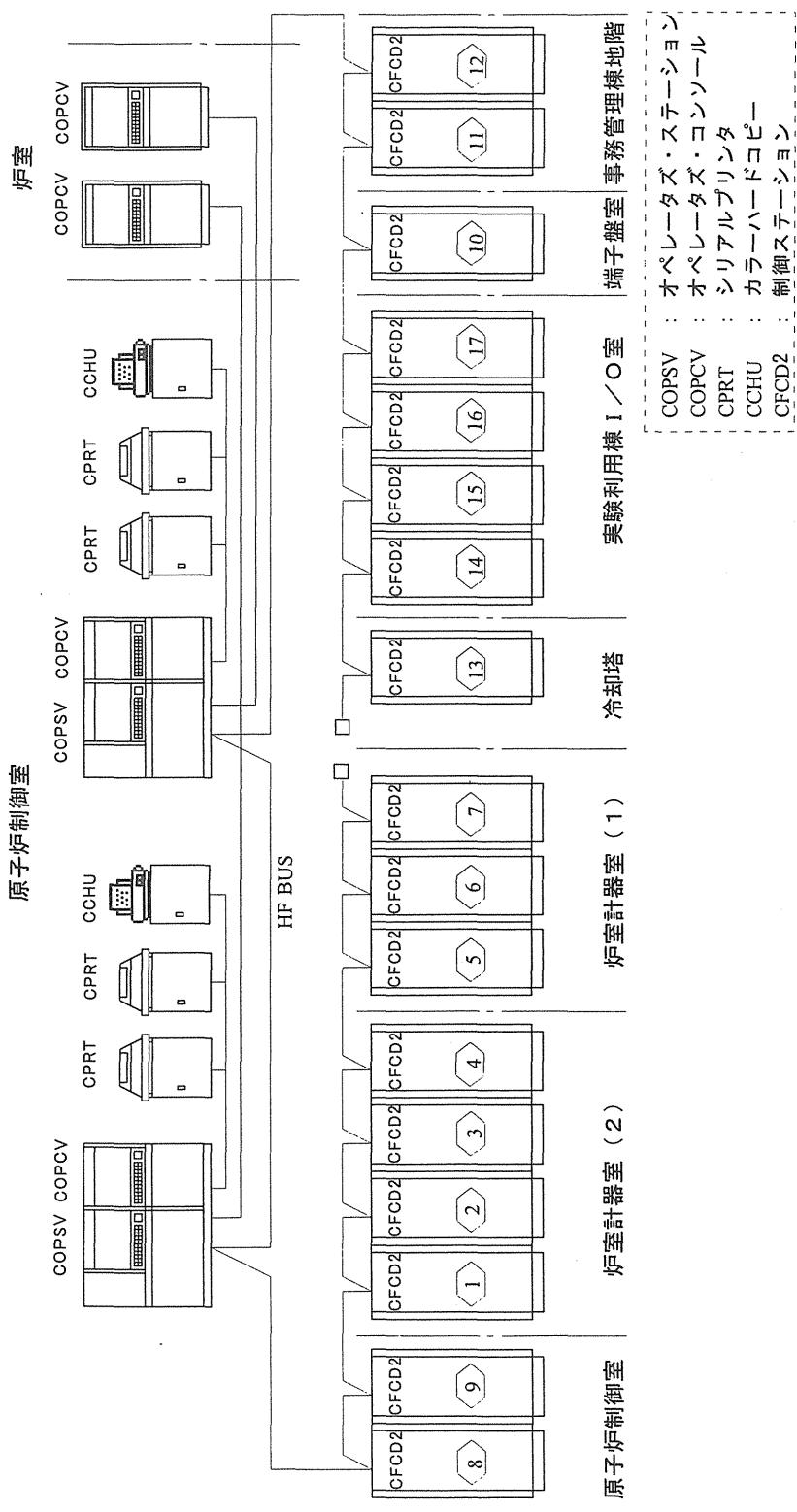


Fig. 7.1.1 composition figure of JRR-3 process computer

7.2 JRR-4 热交換器の保守・管理技術

7.2.1 概要

JRR-4 では、炉心で発生した熱をシェルアンドチューブ式熱交換器 2 台により 2 次冷却水へと伝え、冷却塔で放出している。JRR-4 热交換器を Fig.7.2.1 に示す。热交換器の冷却性能は総括伝熱係数で管理され、炉心出口温度高のアラーム及びスクラム設定値(47°C、60°C)を満足するため、定期的な洗浄を行い冷却性能の回復が図られている。その方法として、化学洗浄と乾燥空気によりスケール等をはく離させる洗浄(乾燥洗浄)を行っている。総括伝熱係数の変化傾向、管理方法について以下に述べる。

7.2.2 総括伝熱係数の変化傾向

総括伝熱係数は主にスケール、スライムによる伝熱管の汚れによって低下する。その変化を Fig.7.2.2 と Fig.7.2.3 に示す。Fig.7.2.2 は熱交換器を更新した 1992 年 2 月から JRR-4 改造前の 1996 年 1 月までの期間の変化を示している。汚れの無い状態で 1800kcal/m²h°C 以上あった係数は、2 年半後には 1200 kcal/m²h°C まで低下している。洗浄を行っていない 1992 年～1994 年の低下率を 200 kcal/m²h°C ごとに計算すると Table7.2.1 のようになる。総括伝熱係数の低下にともない低下率が小さくなるのは、スケールやスライムの付着層の厚みが増すことにより、流れ抵抗による汚れの剥離作用も増すためであると考えられる。

Table7.2.1 Dropping Rate of Over-all Heat Transfer Coefficient

総括伝熱係数(kcal/m ² h°C)	低下率(kcal/m ² h°C/day)	
	1992 年～1994 年 (Fig.7.2.2)	1998 年～2004 年 (Fig.7.2.3)
1800 ～ 1600	1.27	1.90
1600 ～ 1400	1.05	1.37
1400 ～ 1200	0.49	1.05

Fig.7.2.3 は 1998 年 9 月の 1 回目の化学洗浄から 2004 年 2 月の 2 回目の化学洗浄後の期間の総括伝熱係数の変化を示している。年に 2 回の乾燥洗浄を行い、化学洗浄までの周期を延ばしている。乾燥洗浄を行った場合の総括伝熱係数の平均低下率を 200 kcal/m²h°C ごとに計算したもの Table7.2.1 に示す。

乾燥洗浄を行っている期間の低下率が大きいのは、乾燥洗浄は係数回復の効果がある反面、係数の低下も大きいことを示している。これは、伝熱管表面が剥離されなかった残存スケール等により汚れが付き易くなっていることや、深心部や端部等に関しては、乾燥洗浄の効果が小さいことが考えられる。しかし、定期自主検査と保守期間の年 2 回の乾燥洗浄を行うことにより、熱交換器の性能を維持できることが分かる。

7.2.3 热交換器の管理

(1) 管理値について

原子炉の炉心出口温度はアラーム設定値 47°C未満に維持する必要があるため、総括伝熱係数の下限値を 1100 kcal/m²h°Cに設定している。炉心出口温度(TRA-1-2)は、総括伝熱係数と 2 次系熱交換器入口温度(TI-12)により決定される。TI-12 を近年最も高くなつた 31.0°C(2001 年 7 月 13 日)とした場合に、炉心出口温度を 47°C未満に維持するのに必要な総括伝熱係数は約 1050kcal/m²h°Cと求められる。安全側に余裕を見て下限値を 1100 kcal/m²h°Cとして管理している。

化学洗浄の目安は、乾燥洗浄による冷却性能回復と汚れによる低下を予測して 1100 kcal/m²h°Cを下回らないように行う必要がある。その周期は 5~6 年と考えているが、総括伝熱係数の早期低下が起きた場合にはより短い周期となる。半年、一年先を考えた管理が求められる。

(2) 化学洗浄及び乾燥洗浄について

化学洗浄はスライム洗浄と酸洗浄を行う。洗浄の目安は総括伝熱係数が 1700 kcal/m²h°C以上に回復することである。スライム洗浄は 3%過酸化水素+0.025%界面活性剤によりスライムを除去し、酸洗浄は 3%クエン酸モノアンモンによりスケール除去を行う。スライム洗浄では過酸化水素濃度一定となるまで、酸洗浄では鉄イオン濃度一定となるまで洗浄を続ける。

乾燥洗浄は熱交換器の 2 次冷却水を抜き、熱交換器の点検孔を開放して伝熱管表面を乾燥させ、付着したスライム等を乾燥剥離する方法である。従来は、外気を引き込む乾燥洗浄であったが、2003 年 9 月の定期自主検査からは、外気による乾燥にプラスして乾燥空気による乾燥洗浄を行つた。結果は Fig.7.2.3 に示すように、それまでの乾燥洗浄より日程が短かつたにもかかわらず、係数の回復は大きくなつた。Table7.2.2 に洗浄結果を示す。乾燥空気は一度しか実績がないが、今後も改良を加え、乾燥空気による乾燥洗浄を行つていく。

Table7.2.2 Results of Chemical and Dry Washing

	総括伝熱係数(kcal/m ² h°C)		
	化学洗浄		乾燥洗浄 乾燥空気使用
	1 回目(1998 年)	2 回目(2004 年)	
洗浄前	1118	1240	1149
洗浄後	1859	1811	1552
回復	741	571	403

(3)冷却水の管理

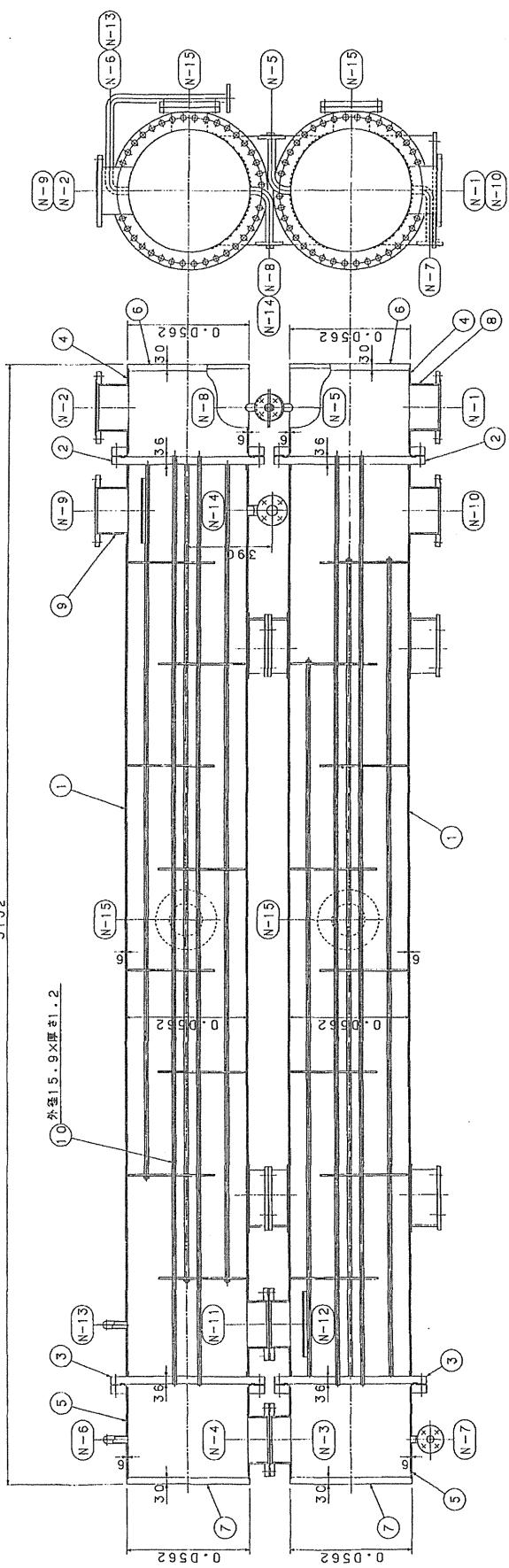
外部との接触のない1次冷却水側はスライムやスケールの問題はなく、1次系の水質管理は専ら、アルミニウム材の腐食や炉心タンクへのゴミの混入を防ぐためのものである。電気伝導率は $10\mu\text{S}/\text{cm}$ 未満、pH $5.5\sim7.0$ で管理している。

2次冷却水の水質を維持することは、スライム発生やスケール防止に重要である。そこで、原子炉運転中に2次冷却塔へ $8\text{m}^3/\text{h}$ のろ過水を補給することで、冷却水の蒸発によるカルシウムやシリカ等の濃縮を防いでいる。汚れの指標である電気伝導率は $200\sim300\mu\text{S}/\text{cm}$ で管理し、塩によるアルカリ性への移行を防ぐためにpH $6\sim9$ で管理している。

7.2.4まとめ

熱交換器の性能を維持するためには、総括伝熱係数の継続的な管理が必要である。JRR-4では、化学洗浄により熱交換器の冷却性能の回復を図り、乾燥洗浄により冷却性能の低下を緩和させてきた。また、乾燥洗浄により化学洗浄の回数を減らせたことは、コスト面でも大きな役割を果たしている。今後も、定期的な乾燥洗浄により、冷却性能の維持管理を行っていく。

5132



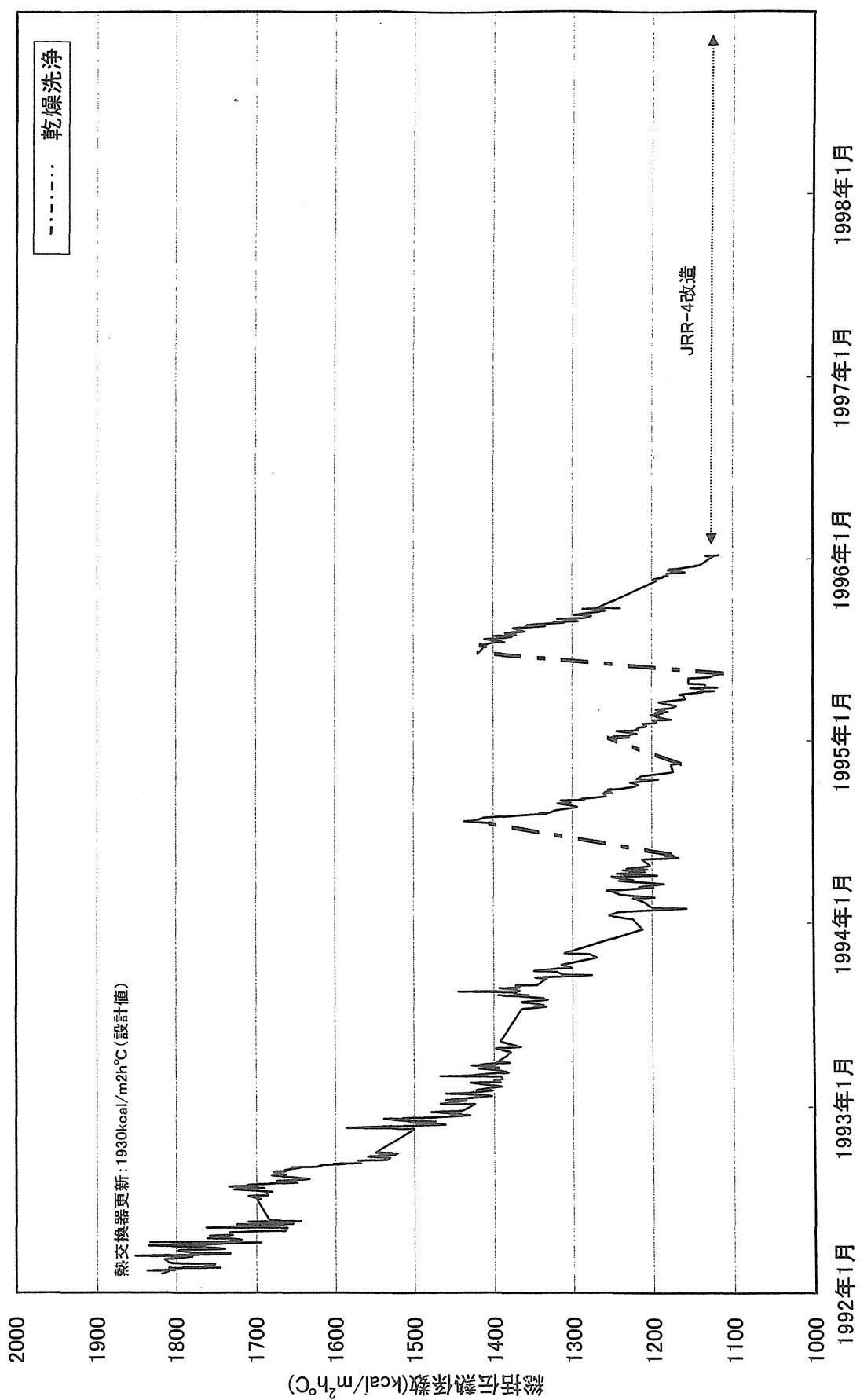


Fig.7.2.2 Trend of Over-all Heat Transfer Coefficient(1992.2~1996.1)

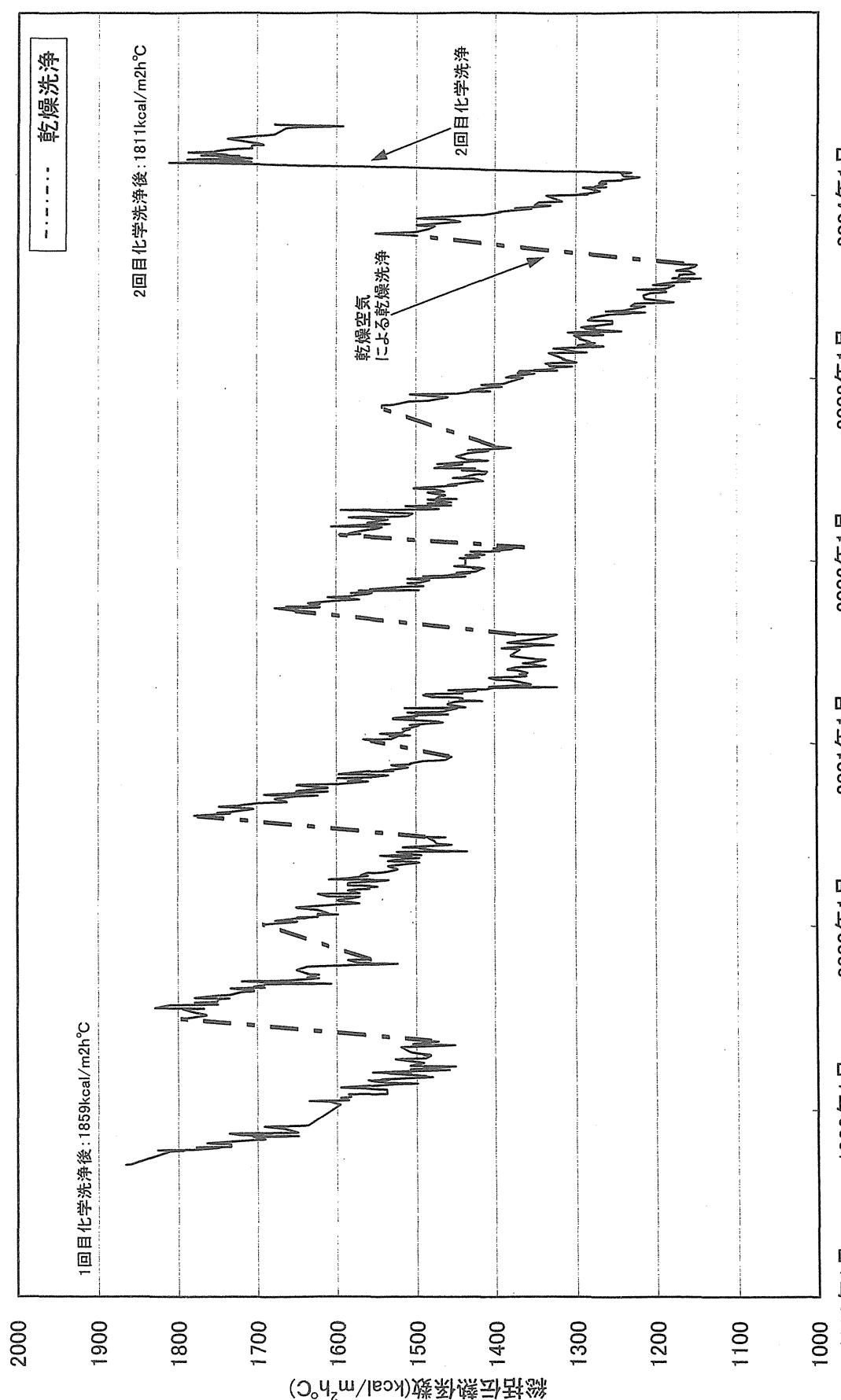


Fig.7.2.3 Trend of Over-all Heat Transfer Coefficient (1998.9~2004.5)

7.3 热外中性子を用いた医療照射技術の確立

7.3.1 はじめに

ホウ素中性子捕捉療法(Boron Neutron Capture Therapy: BNCT)¹⁾は、腫瘍細胞に選択的に集まるホウ素化合物を患者に投与し、患部に中性子ビームを照射することにより、 $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ 反応を起こし腫瘍細胞のみを破壊する治療法である。これまで日本では、熱中性子ビームもしくは熱・熱外混合中性子ビーム(混合中性子ビーム)による開頭術を伴った BNCT が実施されてきたが、近年欧米や京都大学原子炉実験所 (KUR) において熱外中性子ビームを用いた BNCT の研究、臨床照射が開始されている。熱外中性子ビームを用いることにより、脳内より深部まで熱中性子を与えることが可能となり、深部にある悪性腫瘍の治療に効果があると期待されている。また、患者の患部の症状によっては開頭術を伴わない無開頭での照射も可能となり、患者の負担が軽減できると期待されている。JRR-4 の中性子ビーム設備を使って、平成 11 年 10 月から熱中性子ビームによる BNCT が実施されており、熱外中性子ビームを用いた BNCT の臨床研究を開始するためのデータを集積してきた^{2),3)}。

これまで JRR-2、JRR-4 を使って実施してきた熱中性子ビームもしくは熱・熱外混合中性子ビーム(混合中性子ビーム)を用いた BNCT 照射では、脳表面近傍に配置した金線及び TLD によって、熱中性子束、 γ 線量をそれぞれ実測し、この測定結果を基に患部への吸収線量を評価してきた。しかし熱中性子が脳内深部まで達する熱外中性子ビームを用いた BNCT では、(1)検出器を脳内深部に配置することが困難であるため、直接測定に基づく線量評価が困難となり、患部周辺の吸収線量を正確に把握することができない、(2)速中性子の吸収線量への寄与も無視できなくなる、などの問題があった。そこで患者に付与される吸収線量を事前の数値シミュレーションによって評価できるシステムが不可欠となる。また、事前評価によって導かれた患者の照射位置に正確に患者を固定する手法も合わせて確立しなければならない。さらに、患部に適切な線量分布を発生させるための照射技術、原子炉からのビーム測定技術、ホウ素濃度測定技術等を高度化し、これらを組み合わせてより精度の高い BNCT 照射と線量評価を実施する手法を確立することが要求されていた。本報告は、熱外中性子ビームを用いた BNCT を実施するために開発された技術開発とこれらを基に確立した熱外中性子ビームを用いた BNCT の実施手順について総括するものである。

7.3.2 热外中性子ビームを用いた BNCT のための技術開発

熱外中性子を用いた BNCT を実施するために行なった照射技術、線量測定・評価技術に関する技術開発項目を以下に示す。

- ① JRR-4 中性子ビーム設備の整備
- ② BNCT 線量評価システム (JCDS) の開発
- ③ 患者セッティングシステムの開発
- ④ BNCT 照射時の中性子ビーム強度のモニタリング手法の確立
- ⑤ マルチリーフコリメータの開発
- ⑥ PGA、ICP-AES によるホウ素濃度測定技術の確立

それぞれの技術開発内容について、以下に示す。

(1) JRR-4 中性子ビーム設備の整備

JRR-4 に整備した中性子ビーム設備⁴⁾は、重水タンク内の重水層の厚さを変更し、またカドミウムシャッターを On/Off することにより、32 通りの中性子スペクトルのビームを取り出すことができる照射設備である。この JRR-4 中性子ビーム設備を用いることにより、これまで JRR-2 で行われてきた熱中性子ビームによる BNCT を継続するとともに、熱外中性子ビームによる BNCT の臨床研究を実施することが可能となった。この中性子ビーム設備に対し、BNCT 照射に適用する熱外中性子ビームの特性を把握するため、種々の実験による特性測定を実施した。特性測定は JRR-4 改造後の試験利用運転期間及び共同利用期間を通じて実施した。特性測定として実施した試験項目は以下のとおりである。

1) フリービーム試験

熱中性子束測定、カドミウム比測定、スペクトル確認測定、 γ 線量率測定、照射室内線量分布測定、細胞実験（筑波大等との協力研究）

2) ファントム実験

a. 全身水ファントム実験

熱中性子束測定、 γ 線量率測定

b. 円筒水ファントム ($\phi 18.6 \times 24\text{cm}$) 実験

熱中性子束 2 次元分布測定、 γ 線量率 2 次元分布測定、細胞実験（筑波大等との協力研究）

c. 写実体ファントム実験

熱中性子束 2 次元分布測定

Table 7.3.1 にフリービーム実験によって得られた各ビームモードに対するビーム特性を示す。

また Fig.7.3.1 は、円筒水ファントム実験によって得られたファントム内ビーム中心軸上の熱中性子束分布を示している。

(2) BNCT 線量評価システム (JCDS) の開発

熱中性子ビーム、混合中性子ビームによる BNCT に適用してきた実測に基づいた線量評価に代わり、患部周辺の吸収線量を数値シミュレーションによって線量評価を行うことのできる BNCT 線量評価システム (JAERI Computational Dosimetry System : JCDS) の開発を行った⁵⁾。JCDS は、医療画像である CT、MRI データを基に患者の頭部 3 次元モデル（詳細モデル）を作成し、この詳細モデルを $10 \times 10 \times 10\text{mm}^3$ ボクセル (1cm^3 ボクセル) にメッシュ分割して、それぞれのボクセル内に適切な材質データを設定したモデル（ボクセルモデル）を作成する。このボクセルモデルの個々のボクセル内の中性子、 γ 線の線束分布を中性子、光子輸送モンテカルロ計算コード MCNP を使って算出し、ボクセル毎の計算値を元の医療画像のピクセル毎に内挿補間して詳細な吸収線量分布を求めるものである。Fig. 7.3.2 は JCDS による線量評価の流れを示している。

JCDS の計算精度と BNCT への適用性を明らかにするため、前述の中性子ビーム設備で実施した円筒水ファントムによる特性測定実験を JCDS でシミュレーションし、実験値との比較による検証を実施した。この検証結果から、JCDS による一連の処理によって BNCT の線量評価を実行でき、患部周辺の詳細な吸収線量分布を評価することができることを確認した。ただし、ビーム

の入射する頭部表面近傍の熱中性子線量に関しては、 1cm^3 ボクセルを使った計算特有による計算誤差を伴うことも確認した。この表面領域の計算精度に対しては、ボクセルモデルを従来の均一な 1cm^3 ボクセルから 0.125cm^3 ボクセルを組み合わせたボクセルモデル(マルチボクセルモデル)を使ってMCNP計算を実行できるようにJCDSを改良し、計算精度を効率的に向上できることを確認した。

(3)患者セッティングシステムの開発

JCDSによる事前の線量評価に基づいた照射を実施するためには、実際の照射において事前評価によって決定された照射条件を正確に再現することが要求される。特に患者頭部の照射位置条件(患部に対するビーム孔からの距離、ビームの角度、照射範囲等)は、患者の患部領域、正常組織、脳内深部にある要注意臓器に対する線量を評価して決定されているため、実際のBNCT照射時にこの位置条件を正確に再現しなければ、患部に事前評価どおりの線量を付与することができない。そこで、JCDSを使って導いた照射条件を実際の照射時に的確に再現するため、JRR-4照射室の患者照射位置に正確かつ迅速に患者を固定することのできる患者セッティングシステムをJCDSと併せて開発した⁶⁾。患者セッティングシステムは、複数のレーザー指示装置を伴った患者セッティングシミュレータ、照射室内レーザー指示装置、3次元ディジタイザなどの機器で構成される。Fig. 7.3.3に患者セッティングシミュレータを示す。

写実ファントムを用いて患者セッティングシステムの性能について検証を行った。JCDSの照射シミュレーション時の写実ファントムの照射位置に対して、実際の照射位置に写実ファントムを固定し、ファントム上の各点の3次元座標を測定して、元のJCDS上の座標値との比較を行った。この検証結果から、JCDS上の各点の座標に対して 5mm 以下の精度で写実ファントムを固定できることを確認した。また、患者セッティングシステムは混合中性子ビームを用いたBNCTにも適用して実証試験を行い、実際のBNCTの患者固定作業において、従来の患者固定方法に対してより迅速かつ的確に患者を照射位置に固定できることを確認した。

(4) BNCT照射時の中性子ビーム強度のモニタリング手法の確立

BNCT照射時の熱外中性子ビームの強度をモニタするため、カドミウムチューブ($\phi 2 \times t0.5 \times 30\text{mm}$)に封入した $\phi 0.25 \times L25\text{mm}$ の金線(金線モニタ)をビームコリメータ内に配置し、中性子ビームによって放射化した金線の中性子反応率を測定することによって、BNCT照射時の中性子ビーム強度を測定する手法を確立した⁷⁾。Fig.7.3.4はビームコリメータ内の金線モニタの配置を示している。また、この金線モニタの中性子反応率に対するJCDSの線量評価値の補正係数を決定しておくことで、BNCT照射時の中性子ビームに対する患者への吸収線量を評価することが可能となる。

実際のBNCT照射に先立ち、金線モニタを配置した状態での円筒水ファントムの照射実験を実施し、基準となる金線モニタの中性子反応率とファントム内熱中性子束最大値を求めた。このとき(基準照射時)の金線モニタの中性子反応率と医療照射時の中性子反応率の比は原子炉出力の比、つまり中性子ビーム強度の比となる。また、基準照射時のファントム内の熱中性子束最大値とMCNP計算によるファントム内の熱中性子束最大値の比は、MCNP計算値と実験値を一致させるためのC/E補正係数となる。このファントム実験から得られた基準となる金線モニタの中性子反応率値は、原子炉出力 3500kW に対して、 $2.200 \times 10^{11} (\text{n/s} \cdot \text{atom})$ であった。また、この

ときのファントム内の熱中性子束最大値は 2.955×10^9 (n/cm²·s)であり、MCNP の計算値に対する C/E 補正係数：1.041 を得た。

実際の BNCT 照射時には、3 個の金線モニタをビームコリメータ内に配置し、このうちの 2 個を照射開始から 15 分後に引き抜き、それぞれの中性子反応率を測定して、基準照射時に対する中性子ビーム強度を求める。この照射中の中性子ビーム強度測定結果と C/E 補正係数を用いて、JCDS の事前評価値を補正し、実際の BNCT 照射に対する線量評価を行う。

(5)マルチリーフコリメータの開発

熱中性子ビーム及び、混合中性子ビームによる BNCT では、患者頭部のターゲット領域外への線量を低減するため、濃縮リチウム入り熱可塑性プラスチック（以下、リチウムヘルメットと言う）をターゲット領域周辺に取り付け、照射領域を絞って照射を行っている。しかしリチウムヘルメットでは熱外～高速中性子ビームに対して十分な遮へい効果が期待できないため、熱外中性子ビームを用いた BNCT では、リチウムヘルメットに代わる遮へい技術が必要であった。そこで、ビーム孔周辺のコリメータ部分を板厚 6mm × 幅 108.5mm × 奥行き 60mm のフッ化リチウム入ポリエチレンのスライドを多数重ね合わせ（左右 30 枚ずつ）、任意のビーム孔形状を設定可能な BNCT 用のマルチリーフコリメータを開発した⁸⁾。

マルチリーフコリメータの性能を検証するため、JRR-4 の中性子ビーム設備にマルチリーフコリメータを取り付け、フリービーム条件下及び、円筒水ファントムを用いた照射実験を実施した。それぞれの実験には熱外中性子ビームモードを使用した。ビーム孔形状を模擬円形（孔径 $\phi 12\text{cm}$ ）に設定した場合でのフリービーム実験では、コリメータ開口部の最大熱中性子束は 2.7×10^8 (n/cm² · s) であり、既存の円形コリメータ（孔径： $\phi 12\text{cm}$ ）での最大熱中性子束値： 3.0×10^8 (n/cm² · s) に対して若干減少した。また、マルチリーフコリメータのスライド表面及び、スライド間に金箔を配置して、スライドの遮へい能力とスライド間のストリーミングの影響を検証した結果から、スライド表面のカドミウムで覆った金の放射化率と熱中性子束値は、コリメータ開口部に対してそれぞれ 1/10 以下であり、マルチリーフコリメータのスライド部が十分な遮へい能力を有していることを確認した。

円筒水ファントムを用いた照射実験では、マルチリーフコリメータを使って $\phi 12\text{cm}$ の模擬円形ビーム孔を設定して中性子照射した場合でのファントム内の熱中性子束分布を測定し、既存の $\phi 12\text{cm}$ 円形コリメータでのファントム内熱中性子束分布との比較を行った。ファントム内の熱中性子束分布を比較した結果から、マルチリーフコリメータを使用した場合での熱中性子束の分布は、既存の円形コリメータと同様な分布を発生し、ファントム表面から深さ約 2 cm のところでピークを作ることが確認できた。中性子強度は既存の円形コリメータに対して全体的に約 20% 減少したが、これにともなう照射時間の増加も許容範囲であると考えられ、照射時の炉出力を上昇させることで補うことが可能であると考えられる。この検証結果から、マルチリーフコリメータが熱外中性子ビームを用いた BNCT 照射に適用可能であることを確認した。

7.3.3 热外中性子ビームを用いた BNCT の実施手順

前節で述べた技術開発項目に基づいて整備した機器、ソフトウェアを組み合せ、熱外中性子ビームを用いた BNCT を実施するための手順を確立した。Fig.7.3.5 に実施手順の概略を示す。

(1) JCDS による事前線量評価

JCDS による事前の線量評価を実施するため、BNCT を実施する医師（以下、医療チーム）から患者の医療画像（CT 及び MRI 画像）データを取得する。この医療画像データは、MCNP による計算時間の確保とより多くの照射シミュレーションを実施するため、原則的に BNCT 実施予定日の 2 週間前に取得するものとする。医療画像データを基に頭部 3 次元モデルを作成し、医療チームからの指示に基づいて、骨、軟組織、空気の組織領域設定と開頭範囲の設定及び、腫瘍、ターゲット及び関心領域（ROI）の設定を行う。この頭部 3 次元モデルに対して、医療チームとの打ち合わせによって様々な照射条件（ビーム孔からの距離、角度、コリメータ径等）を設定して照射シミュレーションを実行する。この JCDS による事前の線量評価結果に基づいて、医療チームは実際の BNCT に適用する照射条件を決定し、治療計画を立案する。

(2) 患者セッティングシステムによる患者の照射位置固定

JCDS の線量評価に基づいて決定された照射位置に患者を固定するため、患者セッティングシステムを使用する。まず開頭術を行う前の患者に対して患者セッティングシミュレータ（以下、シミュレータという）を使用して患者の固定シミュレーションを行う。このシミュレーションに先立って、照射位置での患者の鼻根部、鼻尖、外眼角等の 3 次元座標が JCDS から出力されている。シミュレータに設置されている垂直方向及び水平方向からのレーザー光は、この JCDS が出力した座標を指し示すように事前に設定されている。固定シミュレーションにおいて、患者はシミュレータからのレーザー光と患者頭部の各点と一致させることによって、シミュレータ上の照射位置に固定される。この状態で、中性子ビームの中心軸線のマーカーを患者頭部に描きこむ。

照射室内の天井と壁に設置されているレーザー指示装置からのレーザー光は、垂直方向及び、水平方向から中性子ビームの中心軸を指し示している。照射室内での実際の患者セッティングにおいては、この天井と壁からのレーザー光と患者に描かれているマーカーとを一致させることによって、患者頭部を照射位置に導く。最終的に患者頭部が正確に照射位置に固定されているかどうかを確認するため、患者頭部の各点の 3 次元座標を 3 次元ディジタイザで測定し、JCDS が出力した 3 次元座標値との比較を行い、必要があれば患者の位置調整を行う。この患者セッティングシステムを使った一連の作業により、患者は JCDS の線量評価に基づいて決定された照射位置に固定される。

(3) ホウ素濃度測定

BNCT 照射の約 12 時間前からホウ素化合物（BSH）が患者に投与され、投与後数時間おきに患者の血液サンプルが採取されている。この血液サンプルに対して、まず原子炉起動前の BNCT 準備中に ICP を使ってホウ素濃度測定を行う。この ICP による測定結果から、照射時の平均ホウ素濃度と照射時間を予測し、この予測データに基づいて医療チームは適切な原子炉出力を決定する。原子炉を起動し BNCT 照射が開始された段階で、PGA によるホウ素濃度測定を行う。この測定データを医療チームに報告し、医療チームは照射中の平均ホウ素濃度の推測を行う。

(4) 金線モニタによる中性子ビーム強度測定と線量評価値補正

照射中の中性子ビーム強度を測定するため、照射開始前に 3 個の金線モニタをビームコリメータ内に配置する。この 3 個のモニタのうち 2 個の金線モニタを照射開始後 15 分で引き抜き、それぞれの中性子反応率を測定する。この 2 つの測定値から基準照射日に対する BNCT 照射時の原

子炉出力と中性子ビーム強度を算出する。この原子炉出力値を使って JCDS の事前線量評価の原子炉出力値を補正し、照射中の患者への線量を評価する。3 本の金線モニタのうち残りの 1 本(パーマネント金線)については、BNCT 照射の最後まで中性子照射を行い、全照射に対する中性子反応率を測定する。

(5) その他の線量測定

混合中性子ビームによる BNCT で実施してきた頭部表面の γ 線量率測定、全身の被ばく線量等については、熱外中性子ビームによる BNCT においても継続して実施する。

BNCT 照射時の全身の被ばく線量測定は、アルミニウム・カバーとカドミウム・カバーに封入した金箔、TLD(UD-170-LS-2)を 1 つにパッケージ化した検出器を、患者の各部位(首下、胸、腹、左肩、右肩、左膝、右膝)に取り付ける。照射終了後これらの検出器を回収して測定を行い、各部位に対する熱中性子フルーエンス、 γ 線量を測定する。

頭部照射野周辺の γ 線量測定については、頭部照射野表面に TLD を取り付け、照射開始 15 分後に引き抜き測定を行う。頭部照射野表面とビーム孔周辺の照射中の熱中性子束は、同時モニタを用いてリアルタイム測定を行う。また、脳表面及び脳内の線量測定については、開頭術時に医療チームによって患部周辺に配置される金線と TLD を照射後に取り出し、これらを測定して全照射に対する熱中性子フルーエンス、 γ 線量を測定する。

(6) 照射中の線量評価と照射時間決定

JCDS の事前評価では、ホウ素濃度と原子炉出力はそれぞれ仮定の値を設定して線量評価を行っている。従って実際の BNCT での線量評価においては、PGA のホウ素濃度測定値に基づく平均ホウ素濃度推測値と金線モニタからの原子炉出力補正值、C/E 補正係数を使って、事前評価値を補正して実際の BNCT 照射に対する線量評価を行う。この補正後の線量評価データを基に医療チームは、患部周辺に付与する吸収線量を検討し、照射時間を決定する。

(7) BNCT 照射の事後評価

実際に実施された BNCT 照射に対して、より精度の高い線量評価を行うため、BNCT 実施時に得られた各測定データを基に、その BNCT 照射に対する事後線量評価を行う。患者セッティングシステムを使った患者の照射位置固定では、3 次元ディジタイザによる 3 次元座標測定によって照射時の患者の位置情報が取得されている。この座標データを JCDS にフィードバックすることによって、実際に行われた BNCT の照射条件を JCDS で再現して照射シミュレーションを実施する。また、金線モニタのパーマネント金線の測定値から全照射に対する平均中性子ビーム強度と平均原子炉出力値を求めることができる。さらにホウ素濃度測定では、照射直後の患者から採取した血液サンプルの血中ホウ素濃度を測定し、また、照射前のホウ素濃度の再測定も行い、照射直前と直後の測定データから照射中の平均血中ホウ素濃度を推測する。これらの事後測定値を使って JCDS の事後線量評価値を補正することで、事後線量評価を実施する。

7.3.4 まとめ

これまで述べてきた技術開発によって整備した機器、ソフトウェアと確立した照射手順によって、JRR-4 の中性子ビーム設備による熱外中性子ビームを用いた BNCT の臨床研究が平成 15 年 10 月から開始された。熱外中性子ビームを用いた BNCT が可能となったことで、非開頭照射、

多数回照射、さらには頭頸部癌等の脳腫瘍以外への適用拡大に関する臨床研究に対しても JRR-4 を使って実施することが可能となり、これらの基礎的、臨床的研究に対する利用拡大が期待できる。今後我々は、これら適用拡大に関連する新たな照射手法に対応するための技術開発を実施していく。

【参考文献】

- 1) G.L.Locher "Am.J.Roentgenol" 36, 1-13(1936)
- 2) Nakagawa Y., Pooh K., Kobayashi T., Kageji T., Uyama S., Matsumura A. and Kumada H., Clinical review of the Japanese experience with boron neutron capture therapy and a proposed strategy using epithermal neutron beams, *J. Neuro-Oncol.*, 62 87-99(2003)
- 3) Matsumura A., Yamamoto T., Shibata Y., Nakai K., Zhang Z., Matsushita A., Takano S., Endo K., Akutsu H., Yamamoto K., Kumada H., Torii Y., Mizutani T., Takahashi H., Toyooka H., Nose T., Intraoperative Boron Neutron Capture Therapy Using Thermal/Epithermal Mixed Beam, "Research and Development in Neutron Capture Therapy", Wolfgang Sauerwein et al ed., MONDUZZI EDITOR, p1073-1078 (2002)
- 4) Torii, Y., Yamamoto K., Kishi T., Hori N., Kumada H., Horiguchi Y., The BNCT irradiation facility of JRR-4, *Abstracts of Ninth International Symposium on Neutron Capture Therapy for Cancer*, Osaka, Japan, p.241-242 (2000)
- 5) 熊田博明、山本和喜、鳥居義也、松村明、山本哲哉、能勢忠男、中川義信、影治照喜、内山順三、ホウ素中性子捕捉療法のためのBNCT線量評価システム(JCDS)の開発、JAERI-Tech 2003-002 (2002)
- 6) 熊田博明、松村明、中川義信、原子炉による医療照射のための患者セッティングシステムの開発、日本原子力学会和文論文誌, Vol.1, No.1, pp59-68 (2002)
- 7) 山本和喜、熊田博明、岸敏明、鳥居義也、樋村隆則、大竹真一、野沢晶、古林徹、櫻井良憲、非開頭ホウ素の中性子捕捉療法における熱外中性子ビーム測定法の検討、日本原子力学会 2003年秋の大会予稿集、p34 (2003)
- 8) Kumada H., Kishi T., Hori N., Yamamoto K., Torii Y., Development of the Multi-Leaf Collimator for Neutron Capture Therapy, "Research and Development in Neutron Capture Therapy", Wolfgang Sauerwein et al ed., MONDUZZI EDITOR, p115-119 (2002)
- 9) Hori N., Yamamoto T., Matsumura A., Torii Y., Yamamoto K., Kishi T., Takada J., The boron concentration measurement by the prompt gamma-ray analysis device at JRR-4, *Abstracts of Ninth International Symposium on Neutron Capture Therapy for Cancer*, Osaka, Japan, p.263-264 (2000)

Table 7.3.1 Characteristics of neutron beam in each beam mode for the boron neutron capture therapy at the Neutron Beam Facility of JRR-4

項目	単位	ビームモード		
		熱外中性子 ビーム モード	熱中性子 ビーム モード I	熱中性子 ビーム モード II
		8	12	33
重水厚さ	cm			
カドミウムシャッター		ON	OFF	OFF
熱中性子束 ($<0.53\text{eV}$)	$\text{n}/\text{cm}^2\cdot\text{s}$	3.6×10^8	2.0×10^9	6.5×10^8
熱外中性子束 ($0.53\text{eV}-10\text{keV}$)	$\text{n}/\text{cm}^2\cdot\text{s}$	2.2×10^9	9.0×10^8	3.2×10^7
速中性子束 ($>10\text{keV}$)	$\text{n}/\text{cm}^2\cdot\text{s}$	9.5×10^7	2.7×10^7	6.2×10^5
カドミウム比		1.15	2.5	13.5
速中性子線量混入率 ($>0.53\text{eV}$)	$\text{Gy}\cdot\text{cm}^2/\text{n}$	3.1×10^{-13}	1.1×10^{-13}	0.13×10^{-13}
γ 線量混入率	$\text{Gy}\cdot\text{cm}^2/\text{n}$	1.5×10^{-13}	3.3×10^{-13}	2.0×10^{-13}

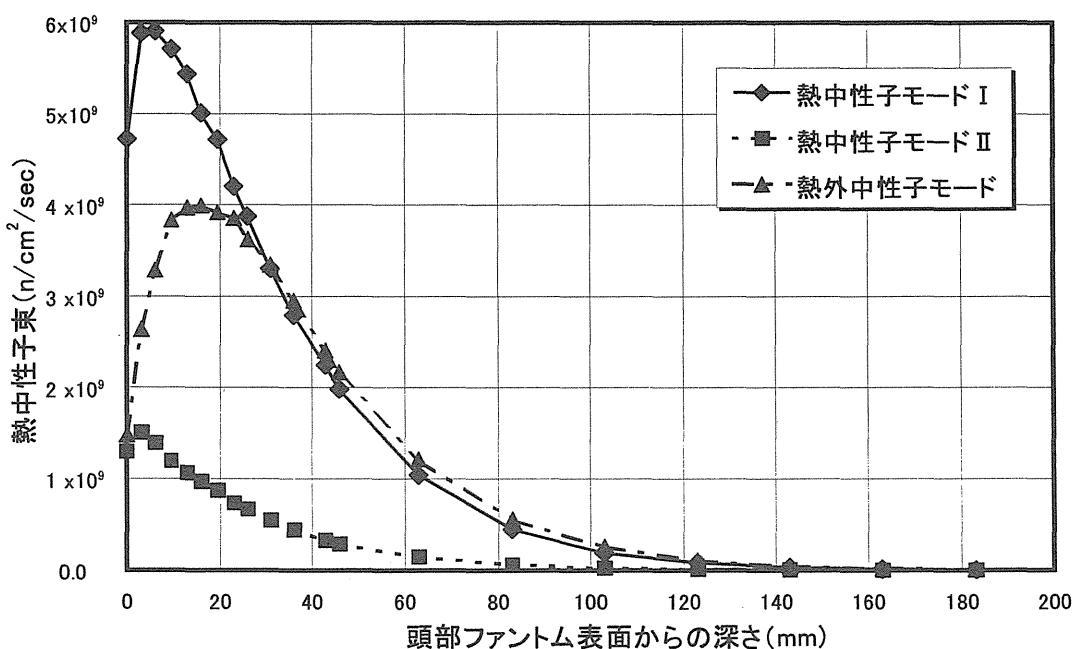


Fig.7.3.1 Profiles of thermal neutron flux on neutron beam axis in the cylindrical water phantom for each beam mode

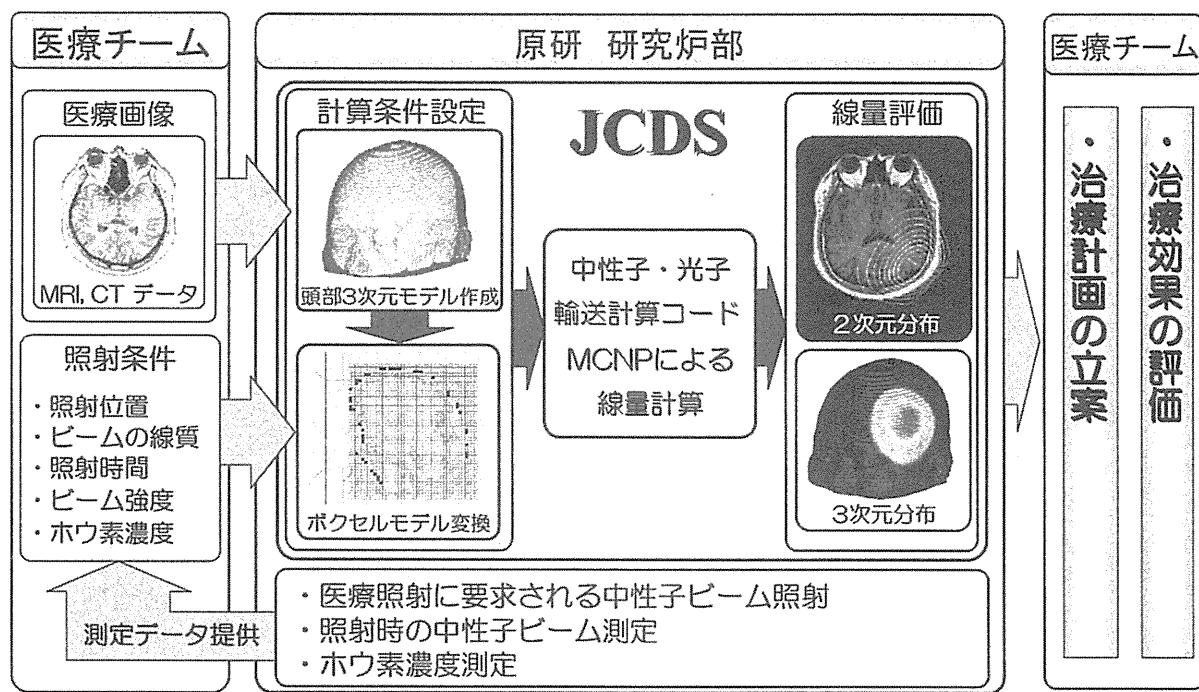


Fig.7.3.2 Procedure of Computational Dosimetry for BNCT with JCDS

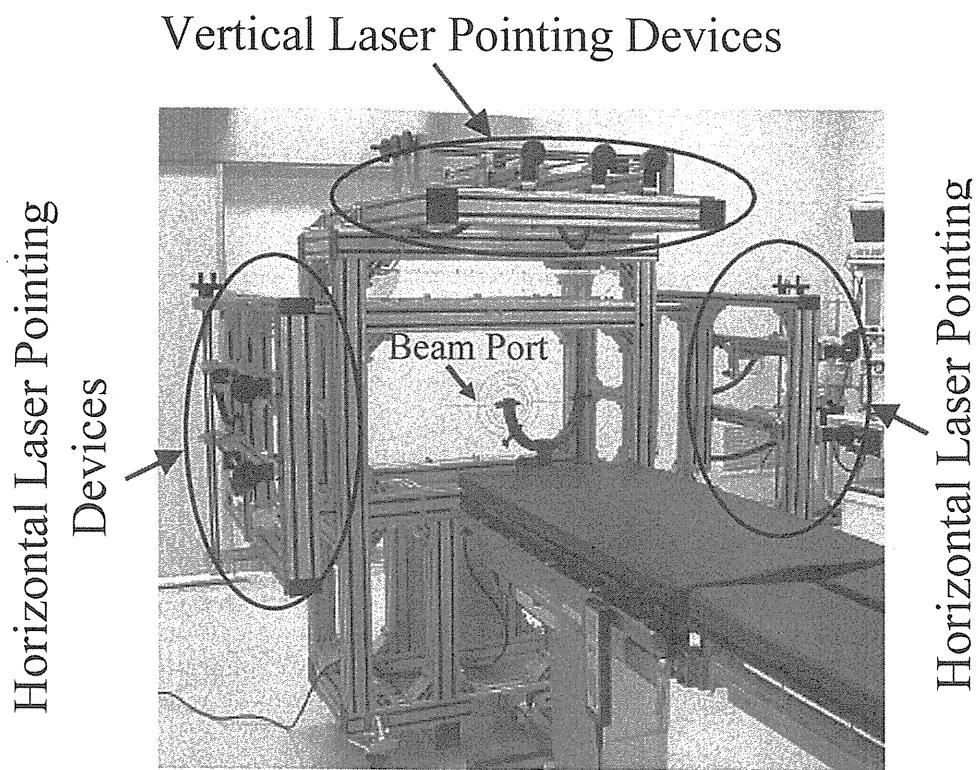


Fig.7.3.3 Patient Setting Simulator

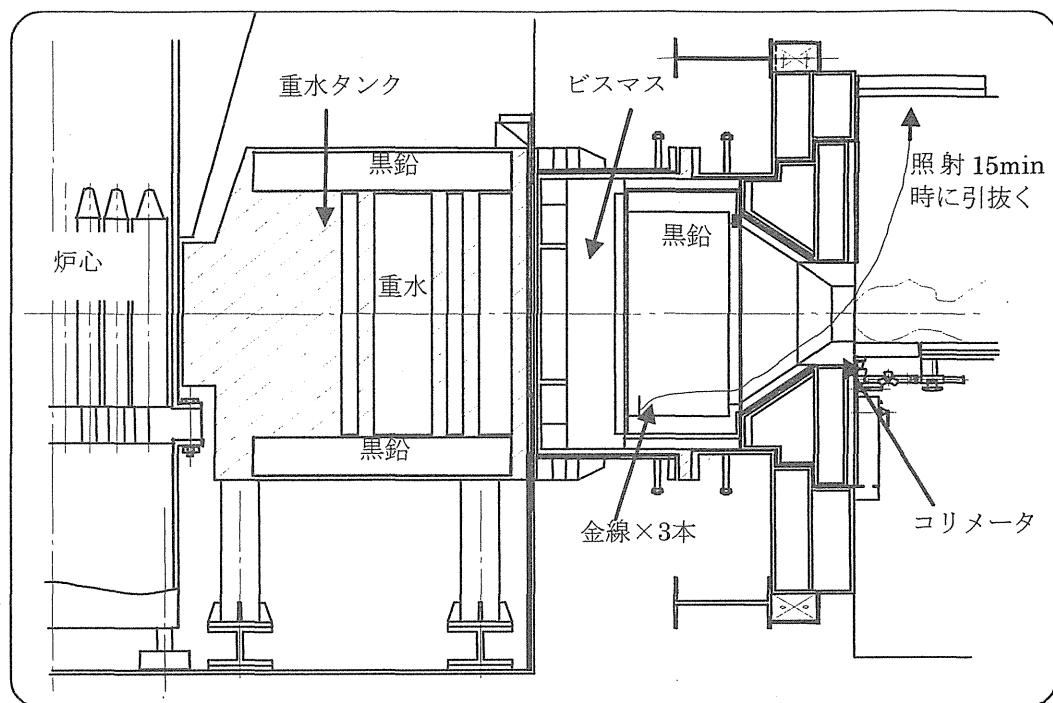


Fig.7.3.4 Placement of gold wire monitor in JRR-4 neutron beam facility

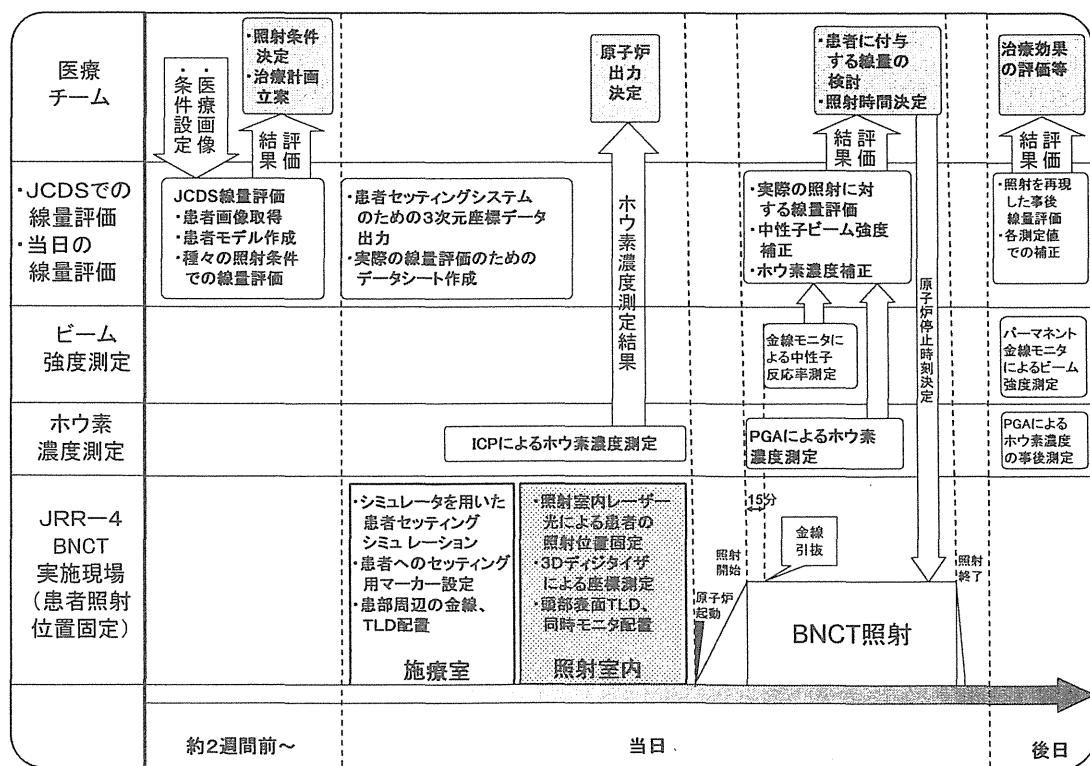


Fig.7.3.5 Procedure of BNCT with epithermal neutron beam

7.4 スーパーミラー中性子導管の性能測定（その3）

7.4.1 中性子束の測定結果

平成11年度から平成14年度に亘って実施してきた、JRR-3の熱中性子導管2本(T1, T2)をスーパーミラー化とする交換工事が完了したため、交換後の性能を確認するための性能測定を実施した。今年度の性能測定は、昨年度末に交換を実施したT1導管の直管部について、交換前後の中性子束比較により直管部のスーパーミラー化による効果を確認するものである。

性能測定は、これまでと同様、金箔の放射化量を測定する方法で、T1導管の交換前後の中性子束及びT2導管の中性子束値の再現性を確認するためにT1及びT2導管の両方について実施した。この中性子束測定は、平成15年4月4日と平成15年7月14日の2回実施した。平成15年7月14日の再測定は、冷中性子導管C2-3に設置していたPGA装置がT1-4位置に戻ってきたため、T1導管のみを対象とするPGA装置のための再測定として実施した。この2回の測定結果をTable 7.4.1に示す。T1導管における工事前後の中性子束の比は、測定日によって若干異なるが、スーパーミラー化により全体的に約10%、最大35%の増加が確認された。中性子束比に多少ばらつきが見られるが、これは導管断面のプロファイルの違いによるものと考えられる。また、T2導管の中性子束値の再現性を確認のための測定においてはT2-4下を除き5%以内の変動が見られたが、これは原子炉側の運転状況や特性測定に起因するものと考えられる。

平成11年度から実施してきた熱中性子導管のスーパーミラー化工事は平成14年度をもって終了した。この工事により、ビームポート(T1-1)における熱中性子束の測定値が $6.08 \times 10^{12} \text{n/m}^2\cdot\text{s}$ となり、工事開始前の測定値 $9.53 \times 10^{11} \text{n/m}^2\cdot\text{s}$ の約6倍になったことを確認した。

また、T1導管の端末(T1-4)において飛行時間法で測定した中性子スペクトルの比較においても中性子束が約6倍に増加したことが確認された。(Fig.1.6.3)

Table 7.4.1 T1 及び T2 ラインの中性子束測定結果

(単位 : $\times 10^{12}$ n/m².s)

測定場所	工事前の中性子束 (H14.11.29 測定)	工事後の中性子束 (H15.4.4 測定)	工事後の中性子束 (H15.7.14 再測定)
T1-1 上	5.45	5.51 (1.01)	6.31 (1.16)
T1-1 中	5.42	5.34 (0.985)	5.97 (1.10)
T1-1 下	5.38	5.45 (1.01)	5.96 (1.11)
T1-2 上	3.36	4.06 (1.21)	—
T1-2 中	3.35	3.43 (1.02)	—
T1-2 下	2.38	3.22 (1.35)	—
T1-4 上	0.555*1	0.900 *2	0.706*1 (1.27)
T1-4 下	—	2.39 *3	2.73*3
測定場所	中性子束 (H14.11.29 測定)	中性子束 (H15.4.4 測定)	
T2-1 上	4.32	4.09 (0.95)	
T2-1 中	4.26	4.14 (0.97)	
T2-1 下	4.37	3.99 (0.91)	
T2-4 上	2.51	2.44 (0.97)	
T2-4 中	1.89	1.78 (0.94)	
T2-4 下	1.95	1.63 (0.84)	

※ () 内の数値は、工事前(H14.11.29 測定)時の中性子束との比である。

*1 : PGA 装置の試料位置で測定した。

*2 : PGA 装置のマシンタイムに基づき C2-3 への移設により、同じ試料位置で測定できなかったため、PGA 用真空飛行管の出口部で測定した。

*3 : T1-4 下は、T1-4 導管末端部における測定値である。

7.4.2 プレス発表

今回の性能測定による確認をもって中性子導管のスーパーミラー化に関する一連の作業が完了したため、平成15年7月3日に「JRR・3原子炉からの中性子ビーム強度を6倍にすることに成功－中性子導管のスーパーミラー化－」と題するプレス発表を以下のとおり行った。(Fig.1.6.3)

日本原子力研究所(理事長 斎藤伸三)は、研究用原子炉JRR・3の原子炉から隣接する実験利用棟に熱中性子を導く中性子導管の内面に、新たに開発したNi/Ti多層膜スーパーミラーを用いることにより、熱中性子ビームの強度を約6倍に増加させることに成功した。

JRR・3では、核分裂の際に発生する中性子を減速した低エネルギー中性子を、原子炉から25m～60m離れた場所に設置した各種中性子ビーム実験装置まで導いている。低エネルギーの中性子には光と同様に反射する性質があることから、内面を鏡面(ミラー)にした導管を用いて導いているが、実験装置での中性子ビーム強度はミラーの反射率に左右される。近年、中性子ビーム実験の需要増加に伴い、中性子ビーム強度を増強することによって個々の実験に要する時間を短縮することが強く望まれていた。

これまで、ニッケルの単層膜を基板表面に着けたミラーを用いていたが、ニッケルとチタンを交互に積層させたNi/Ti多層膜スーパーミラーの研究開発を進め、世界最高レベルの反射率を有するスーパーミラーの実用レベルでの製造に見通しを得た。この成果に基づいて、JRR・3の熱中性子導管(約60m×2本)のミラーを平成15年2月までにNi/Ti多層膜スーパーミラーに改良した。

この改良により、熱中性子導管出口における熱中性子ビーム強度が従来の約6倍になること、中性子ビームを利用できる波長範囲についても従来より約1.7倍広くなることを確認した。中性子ビーム強度の増加により個々の実験時間が短縮され、多くの実験を行うことができること、また、中性子ビームの波長範囲が広がることで、タンパク質の構造解析などより広い範囲の実験が行えることが期待される。

なお、この中性子導管は、原研と高エネルギー加速器研究機構が共同で建設を行っている大強度陽子加速器施設(J-PARC)の物質・生命科学実験施設にも設置される予定である。

7.5 中性子ベンダーの設置

7.5.1 はじめに

JRR-3 の実験利用棟（ガイドホール）には、熱中性子導管 2 本と冷中性子導管 3 本が設置されている。炉心で発生した高速中性子は、減速材(重水、軽水、液体水素等)により減速され、この中性子導管により中性子を実験利用棟まで輸送し、多数の中性子ビーム実験装置に供給している。

近年、研究の進展に伴うマシンタイムやビームポートの不足が深刻な状況となっており、特に利用希望の多い冷中性子の供給において問題となっている。このような状況の改善及び冷中性子ビームの更なる利用分野の開拓を図るため、冷中性子導管 3 本の内の C2 導管に中性子ベンダーを設置することにより、ビームラインを 3 分割に分岐してビームポートの増設を行った。

7.5.2 C2 ライン分岐の概要

中性子ベンダー設置前の冷中性子 C2 導管は、冷中性子源から高さ 12cm、幅 2cm のビーム形状で中性子ビームの輸送をおこない、C2-2 分岐点で下部 1/2 の中性子ビームをスピニエコー装置が使用する。さらに、冷中性子 C2 導管は上部 1/2 の中性子ビームを下流に輸送して C2-3 ビームポートとして即発 γ 線分析装置、冷中性子ラジオグラフィ装置、ラウエ回折装置、パルス中性子開発装置等がサイクル毎に交替して利用していた。今回の中性子ベンダーの設置により、C2-2 ビームポート下流まで高さ 12cm、幅 2cm の中性子ビームを輸送して、中性子ベンダーにビームを輸送する。中性子ベンダーによりビームを縦方向に 3 分割されたビームラインには、それぞれスピニエコー装置 (0° 分岐ライン)、多重即発 γ 線分析装置 (10° 分岐ライン)、冷中性子ラジオグラフィ装置 (20° 分岐ライン) を設置し、冷中性子ラジオグラフィ装置の後方は、白色の冷中性子ビームが利用できる貴重なポートで運転サイクル毎に他の実験装置が利用できる配置とした。Fig.7.5.1 に中性子ベンダーの設置前後を示す。

7.5.3 中性子ベンダーの概要

中性子ベンダーは、非常に短い距離で冷中性子ビームを曲げることが可能な装置である。そのため、冷中性子ビームラインを 3 つのビームラインに分割することが冷中性子導管の終端部で行うことができ、装置の設置場所の融通が利くという点も併せて、冷中性子ビームの有効利用がはかれる装置である。中性子ベンダーはシリコンウェハ基板(厚さ 0.2mm)の両面に Ni/Ti 多層膜を成膜した 3Qc のスーパーミラーを多重に重ね合わせた多チャンネル曲導管である。特性波長は 4Å で、ビーム偏向部分の各長さは 10° 分岐部で 16cm、 20° 分岐部で 32cm と非常に短い距離でビームを曲げる設計となっている。Photo7.5.2 で見られる中性子ベンダー機構部において、ベンダーのユニットのあとの鋼製導管はシリコンウェハ基板に Ni をスパッタした 1Qc の中性子ミラーが内面に取り付けてある。また中性子ベンダーへビームを輸送する中性子導管と中性子ベンダーによって分岐されたビームを実験装置までの輸

送する中性子導管は 2Qc スーパーミラーを使用している。

7.5.4 中性子ベンダーの設置

中性子ベンダーは、既に平成 14 年度に設計・製作が終了していた。しかし、今年度、実験装置の配置を再度検討した結果、0° 分岐ラインに設置するスピンドル装置が数メートル後方に移動することにより実験装置を 90 度方向に曲げることが可能となり、これにより今まで出来なかった実験が可能となるということでベンダー分岐前後の鏡管ユニットを延長することとした。これにあわせて鏡管ユニット架台及び遮へい体等の一部改造及び延長用鏡管ユニットの製作を行なった。

(1) 中性子ベンダーの据付工事

中性子ベンダーの据付工事は、JRR-3 の平成 15 年度の定期自主検査期間を利用して Fig.7.5.2 の中性子ベンダー据付フローに示す手順で実施した。

1) 基準線（墨出し）

- ・C2-2 以降の既設鏡管を撤去した後、残った先頭の鏡管ユニット終端面と C2 ラインの後方の埋設基準プレートを一致させ、これを基準線として床に墨出しを行なった。

2) 鏡管ユニット架台及び支持調整機構据付及び調整（分岐前及び分岐後）

- ・鏡管ユニット架台はアンカーボルトで床に固定し、その架台上に支持調整機構を取り付けた。
- ・鏡管ユニット架台及び支持調整機構は、上流側から下流側まで、高さ方向及び左右方向について $\pm 1\text{mm}$ の精度で据付けた。

3) 鏡管ユニット取付・調整（分岐前及び分岐後）

- ・鏡管ユニット 1 体は 2 基の支持調整機構で支持され、鏡管ユニットと鏡管ユニットの間に破損防止の緩衝ゴムを挟み込んだ。
- ・鏡管ユニットは、上流側から順次据付け、その都度、オートコリメーター、ダイヤルゲージ、水準器等を用いて支持調整機構にセットされている調整用ネジ及び調整用マイクロメーターヘッドにより基準を満足するよう調整を行なった。この調整が悪いと導管内の中性子の強度低下の原因となるため、据付後も再度測定を行ない基準値内の精度で調整されていること及びデータの再現性を確認した。

鏡管ユニットの据付基準を以下に示す。

- ①鏡管ユニットの接合部縦方向ずれ : $\pm 0.05\text{mm}$ 以内
- ②鏡管ユニットの垂直度 : $\pm 50\text{sec}$ 以内
- ③鏡管ユニットの接合部横方向ずれ : $\pm 0.05\text{mm}$ 以内
- ④鏡管ユニットの接合角誤差 : $\pm 15\text{sec}$ 以内

4) ベンダー機構部の据付

①中性子ベンダーミラーの組立 (Photo7.5.1 参照)

- ・中性子ベンダーミラー(0.2mm)は、シムを介して 48 枚重ね、それらを鋼製の円弧上のミラーホルダーに納め、ミラー押さえにより両側から挟みつけて湾曲させた。ミ

ラー押えの力はベンダーミラーに均等に力が加わるようトルク管理を行なった。

- ・ベンダーミラー以降の直導管は、鋼製の角柱管内部にシリコンウエハ基板のミラーを貼付けた。

②ベンダー機構部の据付 (Photo7.5.2 参照)

- ・ベンダー機構部は、C2 ラインの基準線とベンダー真空槽の分岐 1 ライン (0 度ライン) のビーム出入口窓の十字書き基準線を合わせ、これを基準として据付けた。
- ・水平度は±50sec 以内となるよう架台のレベルアジャスターで調整して据付けた。
- ・ベンダー真空槽に 10° 及び 20° ラインの中性子ベンダーミラーをセットした。

(2) C2 導管の中性子束測定結果

中性子ベンダー設置後、C2 導管の各ビームポートで中性子束がどのように変化するかを確認する為に中性子ベンダー設置前後で金箔による中性子束の測定を行なった。測定結果を Table7.5.1 に示す。

Table 7.5.1 Measurement result of neutron flux with gold foil

単位 : n/cm²/s

測定場所	ベンダー設置前(H15.11.3)	ベンダー設置後(H16.3.19)
C2-1 (LTAS)	2.0×10^8	—
C2-2 (NSE)	1.5×10^6	—
C2-3 (CNRF)	1.3×10^8	—
C2-2 (反射率計)	—	1.5×10^8
C2-3-1 (NSE)	—	1.1×10^8
C2-3-2 (MPGA)	—	1.5×10^7
C2-3-3 (CNRF)	—	2.3×10^6

7.5.5 まとめ

C2 導管の途中に中性子ベンダーを設置することによって、ビームラインを 3 分割に分岐してビームポートを増設した。これにより、冷中性子ラジオグラフィ装置は常設となり、従来に比べてその実験装置の占有できるマシンタイムが増加した。C2-3-2 には、新たに多重即発 γ 線分析装置を常設することが出来た。中性子スピニエコー装置は、ライン最後尾に移動することにより、実験装置を 90 度方向に曲げることが可能となり、これによりこれまで出来なかった実験が可能となった。また、中性子ビームの更なる利用分野の開拓を図るために、ベンダーフィルタ直前に極限条件下中性子反射率計を新たに設置する予定である。

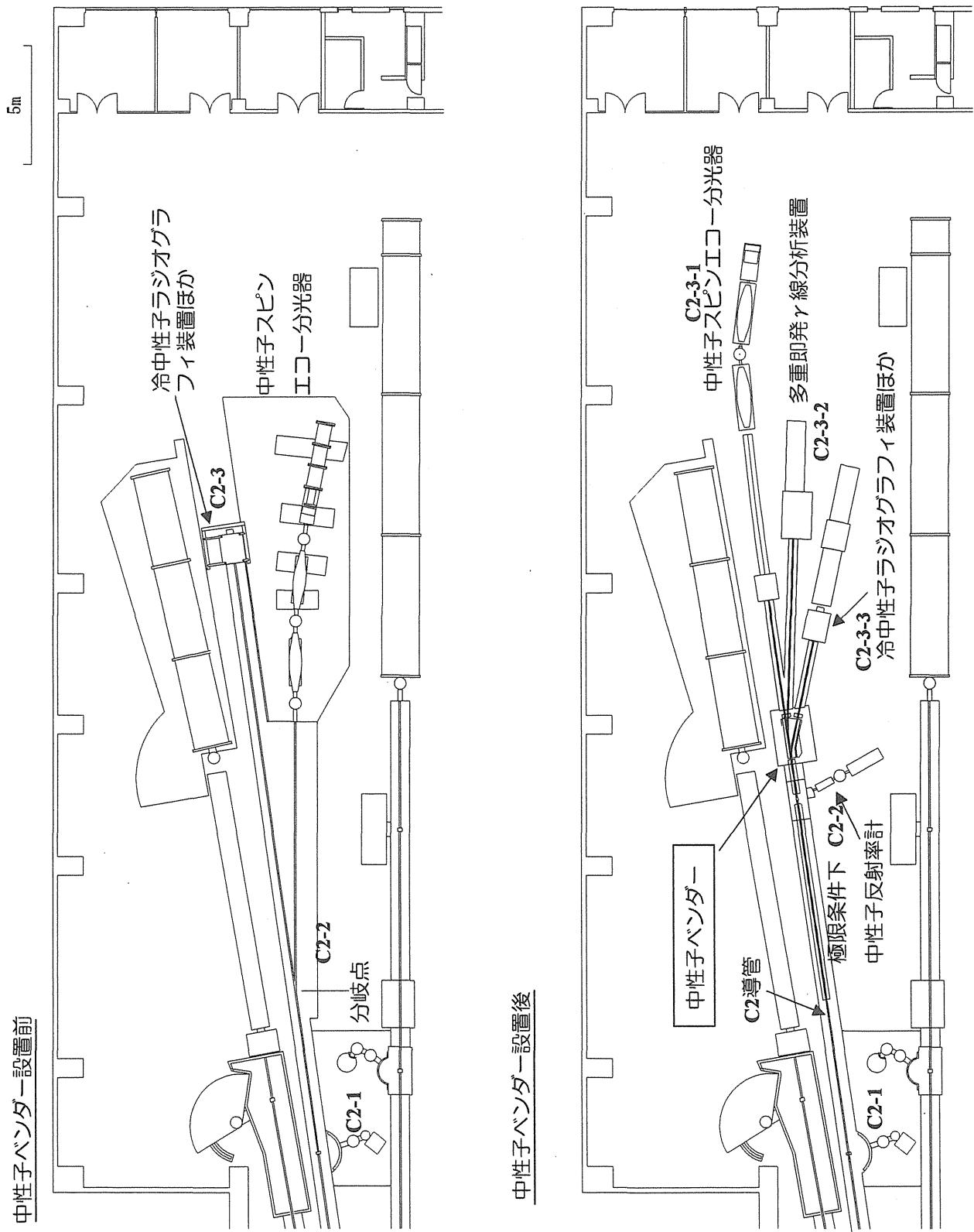


Fig. 7.5.1 Installed neutron bender in the JRR-3 guide hall

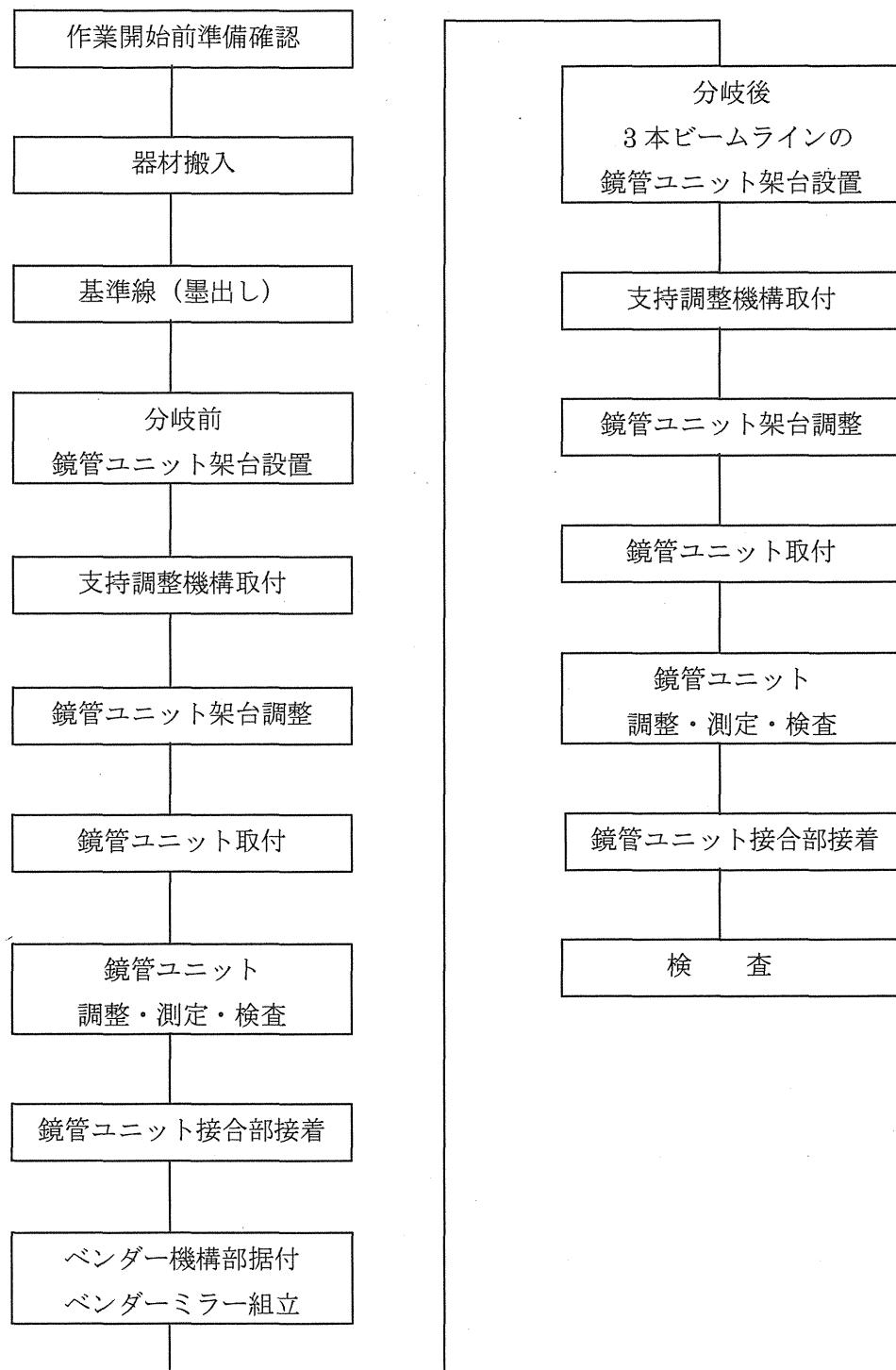


Fig.7.5.2 Flow chart for neutron bender installation

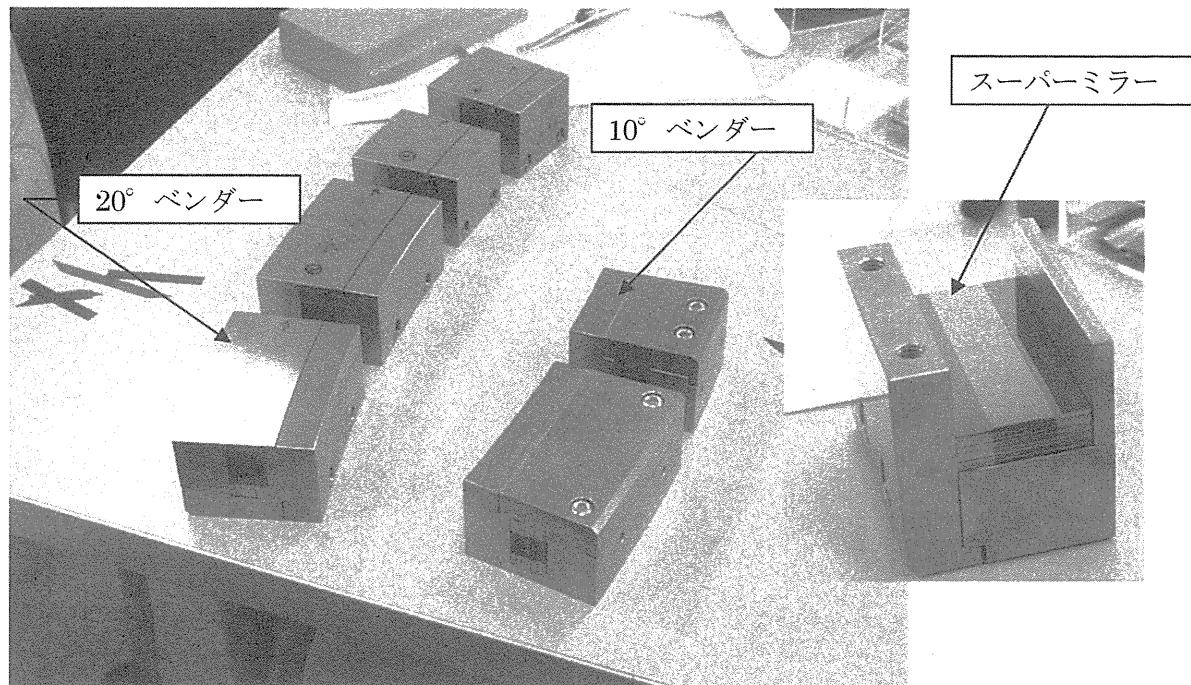


Photo7.5.1 Bender mirror and holder

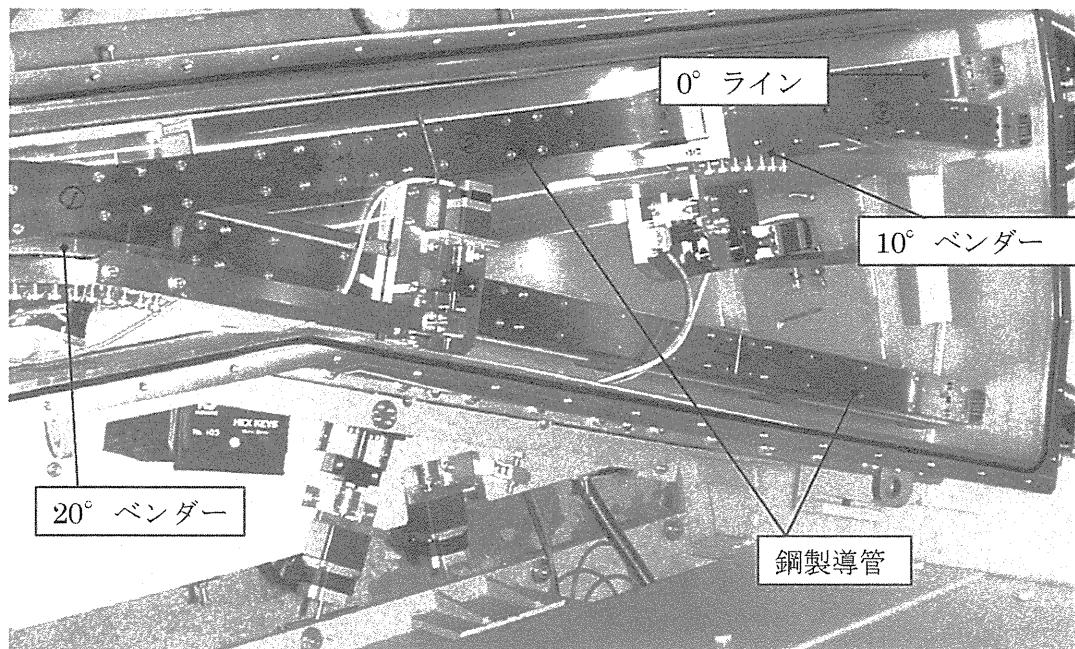


Photo7.5.2 Neutron bender system

7.6 がんの内用放射線治療に有用な二官能性配位子の¹⁸⁸Re 標識

7.6.1 はじめに

β 線を放出するなどがん治療に有効な核特性を有するラジオアイソトープ (RI) をがんへ集積するモノクローナル抗体やペプチド等、生理活性物質に標識した化合物は、がんの内用放射線治療への応用が期待されている。こうした生理活性物質の RI 標識には、両者への結合部位を持つ二官能性配位子が有用である (Fig. 7.6.1 参照)。¹⁸⁸Re は、高エネルギーの β 線 (2.02 MeV) を放出し、同時に γ 線を放出するために、外部からその分布を調べながらがん治療が可能な RI の 1つである。さらに、¹⁸⁸Re は ¹⁸⁸W/¹⁸⁸Re ジェネレータから繰り返し無担体の形で得ることができるために、がん治療用 RI として有望視されている。本研究では、Fig. 7.6.2 に示すような 4つの窒素 (N) 原子が RI との結合に関与する N₄系配位子 (TETA, DOTA) 及び 3つの N 原子と 1つのイオウ (S) 原子が RI との結合に関与する N₃S 系配位子 (MAG3) について、¹⁸⁸Re を用いた標識条件 (Re の還元剤の選択及びその濃度、pH、配位子濃度、反応時間、反応温度、担体の有無等) の検討を行った。さらに、得られた¹⁸⁸Re 標識錯体の溶液内安定性について、担体の有無、配位子の違いなどについて比較検討した。

7.6.2 実験

¹⁸⁸Re の親核種である ¹⁸⁸W は、¹⁸⁶W の二重中性子捕獲反応により得られる。三酸化タンゲステン ¹⁸⁶WO₃ (¹⁸⁶W 濃縮度 : 99.79%、ISOTEC) の粉末約 20~50 mg を石英アンプルに封入し、所定のアルミニウムキャップセルに密封後、原研 JMTR または JRR-3 にて、26~52 日間照射を行った。照射後は、大量に生成する ¹⁸⁷W (半減期 : 23.8h) の放射能を減衰させるために、4週間以上放置した。照射済みターゲット (WO₃) は 2 M 水酸化ナトリウム溶液で加熱溶解後、室温で放置した。その後、塩酸溶液 (0.1~4 M) を用いて、ターゲット溶解溶液の pH を約 2 に調整し、あらかじめ 0.01 M HCl により調製したアルミナカラム (10 mm I.D. × 60 mm L : BIO-RAD, AG-4, 100~200 mesh) に添加した。さらに、生理食塩水約 40 ml でカラムを洗浄し、ジェネレータとした。¹⁸⁸Re の溶出は、生理食塩水 (流速 : 約 2 ml/min) により行った (¹⁸⁸Re : 1 × 10⁵~3 × 10⁶ Bq/ml)。¹⁸⁸Re 溶液には、必要に応じて NH₄ReO₄ を担体として添加した (標識時の Re 濃度 : 0.02 mg Re/ml)。標識は、反応容器に配位子、pH 調整用溶液 (HCl, NaOH)、¹⁸⁸Re 溶液及び還元剤 (塩化スズ SnCl₂·2H₂O, 亜ジチオン酸ナトリウム Na₂S₂O₄ または水素化ホウ素ナトリウム NaBH₄) 溶液を加えて室温または沸騰水中で反応させた。標識化合物の合成収率 (標識率) は、高速液体クロマトグラフィー HPLC (Waters ProteinPak 60 または Hypersil C₁₈) による分析から求めた。分析例を Fig. 7.6.3 に示す。

7.6.3 結果と考察

まず、TETA を用いて、¹⁸⁸Re 標識条件を検討した。還元剤として、SnCl₂·2H₂O, Na₂S₂O₄ 及び NaBH₄ を用いて反応を行ったところ、NaBH₄ を用いた場合のみ ¹⁸⁸Re-TETA の生成が認められた。そこで、NaBH₄ 濃度、TETA 濃度、pH、反応時間及び担体の添加などの反応条件を変化させて、¹⁸⁸Re-TETA の標識率変化を詳細に調べた。その一例として、標識率の pH 依存性を Fig.

7.6.4 に示す。このようにして、他の反応条件についても検討した結果、最適条件下（反応時間30分後）では、担体を含む場合で80%、無担体の場合で60%ほどの標識率であった。DOTAの場合は、担体を含む場合で25%、無担体の場合で45%ほどの標識率であり、TETAの場合より低い標識率であった。一方MAG3の場合は、 $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ による還元によって $^{188}\text{Re}\text{-MAG3}$ が生成し、最適条件下での標識率は、無担体及び担体を含む場合共に90%以上であった。

次に、得られた ^{188}Re 標識錯体の溶液内安定性について、担体の有無、配位子の違いなどについて比較検討した（Fig. 7.6.5 参照）。その結果、 $^{188}\text{Re}\text{-TETA}$ 及び $^{188}\text{Re}\text{-DOTA}$ は、反応溶液中でも安定ではなく、時間と共に放射化学的純度が減少した。また、減少の度合いは、担体の有無により異なることが観察された。一方、 $^{188}\text{Re}\text{-MAG3}$ も分解が観察されたが、その度合いは $^{188}\text{Re}\text{-TETA}$ 、 $^{188}\text{Re}\text{-DOTA}$ に比べてかなり小さく、安定であることが認められた。

以上の結果から、 ^{188}Re 標識化に関する N_4 系配位子と N_3S 系配位子の比較では、標識率及び ^{188}Re 標識化合物の安定性の面から N_3S 系配位子の方が有用であることが示唆された。

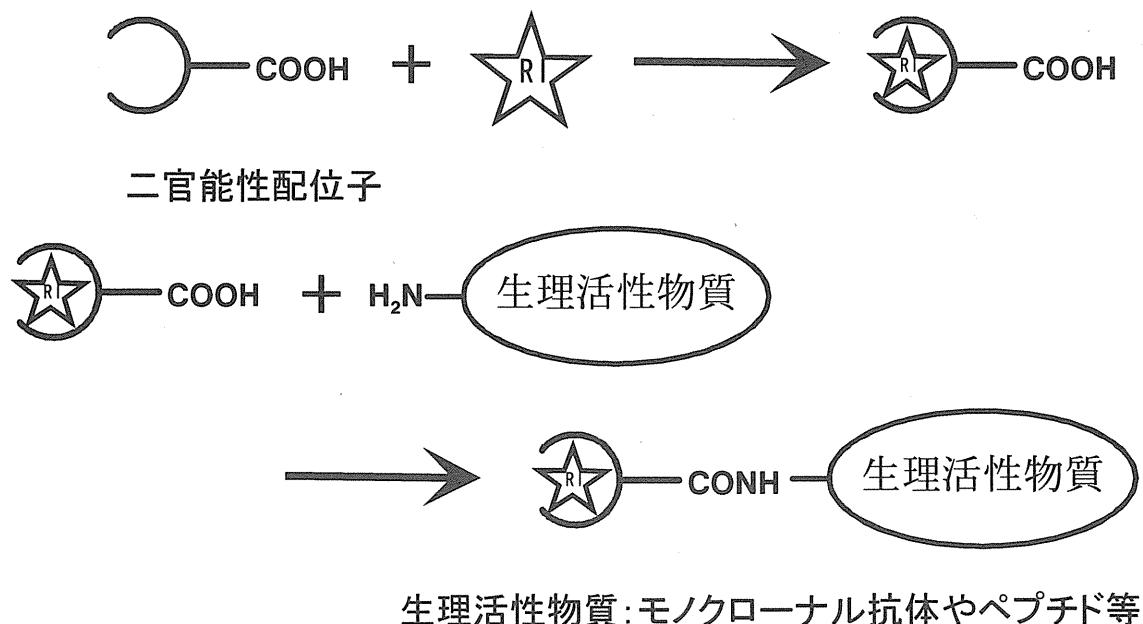


Fig. 7.6.1 Labeling of a bioactive compound with a radioisotope using a bifunctional chelating agent.

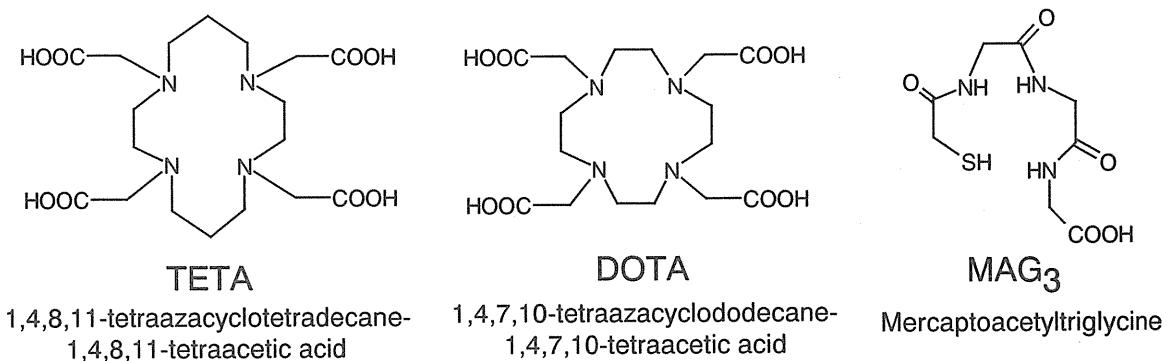
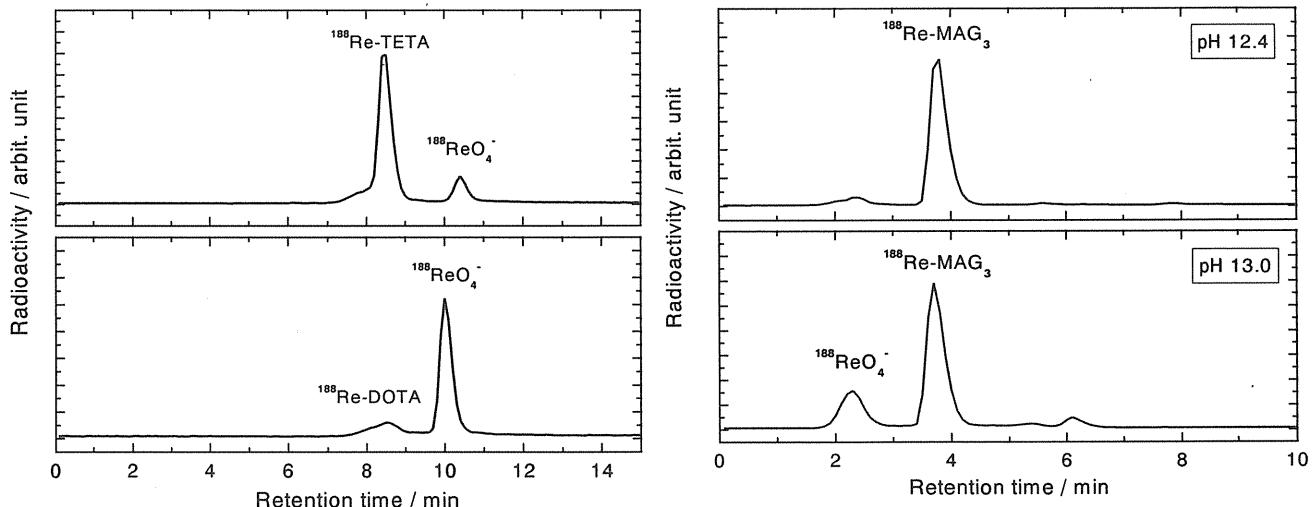


Fig. 7.6.2 Bifunctional chelating agents used in this study.



Column: Waters ProteinPak 60

Solvent: 0.1 M phosphate buffer (pH = 7.4)

Flow rate: 1.0 ml/min

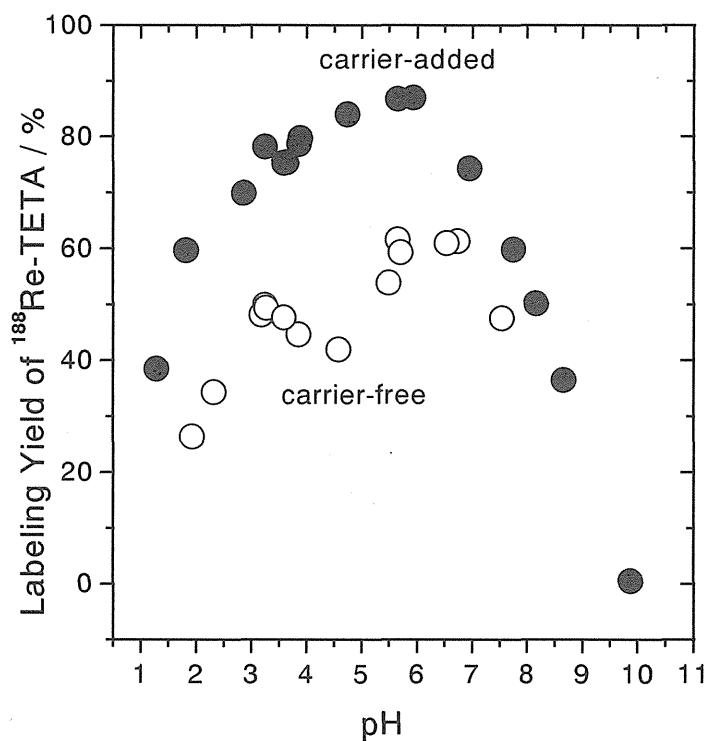
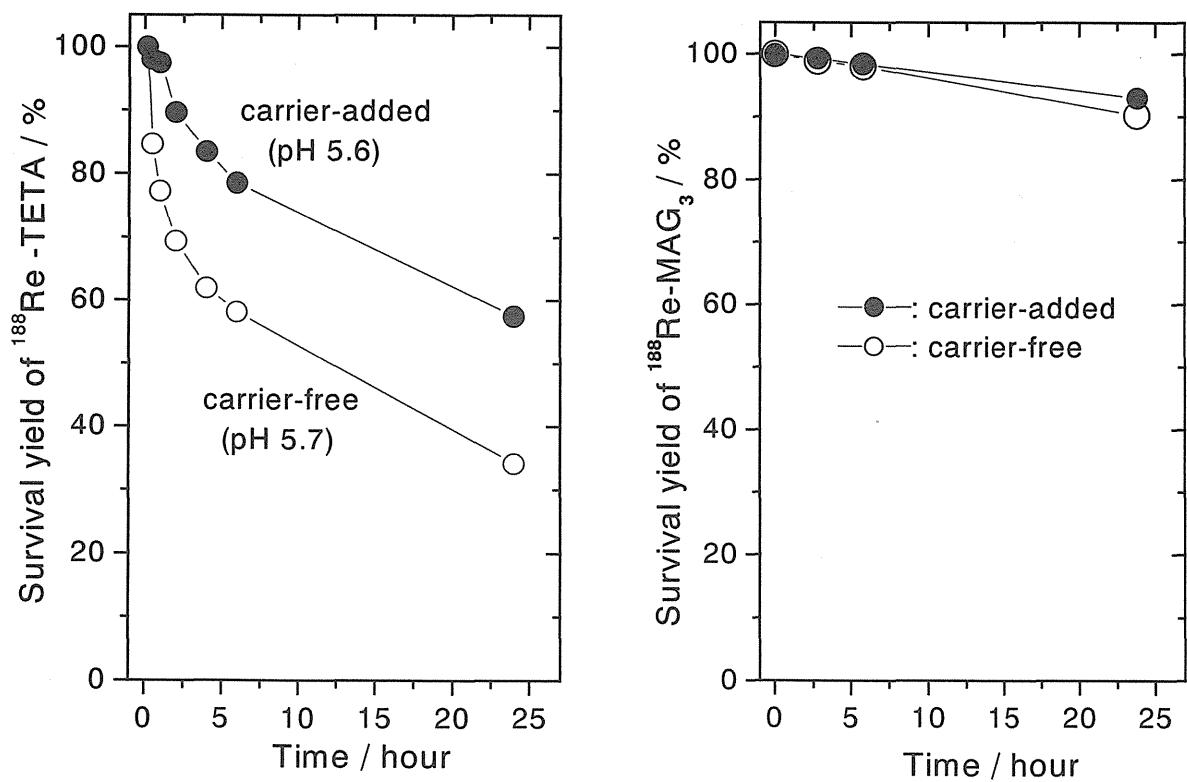
Column: Hypersil C₁₈

Solvent: 4% EtOH

-0.01 M phosphate buffer (pH = 7)

Flow rate: 1.0 ml/min

Fig. 7.6.3 Typical chromatograms of ¹⁸⁸Re-TETA, ¹⁸⁸Re-DOTA and ¹⁸⁸Re-MAG3.

Fig. 7.6.4 Influence of pH on the labeling yield of ^{188}Re -TETA.Fig. 7.6.5 Stability of ^{188}Re -TETA and ^{188}Re -MAG3 complexes.

7.7 がん治療用イットリア微小球の放射化

7.7.1 はじめに

^{90}Y を含有した放射性ガラス微小球¹⁾を用いる内照射療法が、肝臓がんの治療法の一つとして、諸外国で行われている。これは、肝臓がんに連なる動脈に、カテーテル経由で放射性ガラス微小球を注入し、肝臓がんを養っている毛細血管を塞栓させる、同時に ^{90}Y からのベータ線照射により、がん細胞を死滅する方法である。この放射性ガラス微小球は、イットリア (Y_2O_3) の含有率が約 40 W%のガラス微小球(粒径 20~30 μm)を放射化したものである。京都大学ではイットリア含有割合 100 w%のイットリア微小球を開発した。このイットリア微小球の有効性を研究するため、原研と京都大学医学部は協力研究「血管内小線源の安全性と有効性に関する研究」の下で、原研が放射化技術の開発を、京都大学が動物実験を行った。

7.7.2 実験

(1) イットリア微小球

イットリア微小球は京都大学³⁾、(株) ネツレンと(株) シミズテックが共同研究で開発したもので、高周波誘導熱プラズマ溶融法で作製する。用いている Y_2O_3 の純度は 99.9 %以上である。イットリア微小球はガラス微小球と比べ以下の点で優れている。

- ① Y の含有量が多いので比放射能を大きくできる。
- ② 生体内で化学的に安定である。

本実験では(株) ネツレンが作成した Plasma Beads Y_2O_3 (粒径分布 20~30 μm)を用いた。

(2) 気密性アルミニウムインナーカプセル

イットリア微小球を固体状のまま原子炉で照射すると一部のイットリア微小球同士がプラズマ放電焼結したように固着して固まる。この固着を防ぐには、イットリア微小球に水を加えてスラリー状にして照射すれば良い。イットリア微小球を直接入れるインナーカプセルに石英アンプルを用いると照射中に水が放射線分解して発生した水素がアンプル開封時に爆発的に燃焼して危険である。本実験では、爆発的燃焼を避けるため Fig. 7.7.1 に示した気密性アルミニウムインナーカプセルを開発して用いた。

このカプセルはトングマニプレータによる遠隔操作で簡単に開封できるようにネジ蓋構造とし、アルミニウム箔のシールにより水の蒸発を防止した。

(株) シミズテックで気密性アルミニウムインナーカプセルにイットリア微小球と水を封入し、100 °Cの加熱試験を照射時間と同じくらいの時間行い Table 7.7.1 に示すように重量減少の少なかったものを照射に用いた。

(3) 原子炉照射

加熱試験に合格したイットリア微小球水スラリー入り気密性アルミニウムインナーカプセルをアルミニウム箔で包み、内部をヘリウム置換した標準のアルミニウム製圧接カプセルに封入して照射カプセルとした。

照射はJRR-3水力照射設備（熱中性子束 $9.6 \times 10^{17} \text{ m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 、速中性子束 $1.7 \times 10^{16} \text{ m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ）でTable 7.7.1に示した照射時間行った。

イットリウム元素は自然界では⁸⁹Y核種の存在比が100%である。これを原子炉で照射すると熱中性子と(n,γ)核反応を起こし目的の放射性同位元素⁹⁰Yを生成する。⁹⁰Yは半減期2.67日の100%β⁻壊変する核種で最大エネルギー2.280 MeVのβ⁻線を放出する。また、⁸⁹Yは速中性子と(n, 2n)核反応を起こし目的外の放射性同位元素⁸⁸Yを生成する。⁸⁸Yは半減期106.7日のEC壊変とβ⁺壊変する核種で0.898 MeVと1.836 MeVのγ線を放出する。この核種は放射化イットリア微小球では妨害核種である。このため、照射は熱中性子束が高く速中性子束が低いJRR-3水力照射設備が適している。

(4) 放射化イットリア微小球の洗浄と分取

原子炉照射を終えた照射キャップセルは、水力転送管を経由してラジオアイソトープ製造棟に送りアウターカップセルを開封し、取り出した気密性アルミニウムインナーカップセルの表面をふき取り洗浄し、自然乾燥してから重量測定を行った。続いて、気密性アルミニウムインナーカップセルを開封し、内部のイットリア微小球水スラリーをエッペンドルフ200 μlコンビチップ⁴⁾で吸い上げVバイアルに移した。このイットリア微小球水スラリーを水500 μlにより3回搅拌洗浄した。

洗浄後のイットリア微小球水スラリーの一部を既定の10mlガラス瓶に0.2 μl単位でそれぞれに必要な量を分取した。バッチ毎にイットリア微小球スラリー1μlに含まれるイットリア微小球重量を測定し、その値で分取量を決めた。放射化イットリア微小球水スラリー1μlあたりのイットリア微小球重量はTable 7.7.2に示すように2.5~2.7 mgの範囲であった。

原子炉照射した気密性アルミニウムインナーカップセルはTable 7.7.1に示すように重量変化がほとんど無く、ネジ蓋開封時に内部が加圧になっている兆候も観られなかった。イットリア微小球の回収率は90%以上であった。

(5) 放射化イットリア微小球の放射能測定

我々は、広い測定範囲、優れた直線性と精度を持ち、設定核種が多いキャビンテック社製のRIキャリブレータCRC-15Rを放射能測定を用いて放射化イットリア微小球の放射能を測定した。

純β線放出核種である⁹⁰YをCRC-15Rで測定する場合、同じ放射能を持つ測定試料でも試料の形態が違うと測定値が変わる。CRC-15Rで⁹⁰Yの放射能測定に用意されている設定値(Cal.No. 48×10)は、水溶液状態の⁹⁰YをNIST標準アンプルに一定量入れた形態で測定する場合にだけ正しい放射能値を示す。

当実験で用いた放射化イットリア微小球水スラリーを既定の10 mlガラス瓶に入れた形態での測定では、CRC-15R(Cal.No. 48×10)による測定で得た測定値を補正して放射能を求めた。

この補正に使った校正係数は、放射能測定用双子型伝導微小熱量計³⁾で測定して得られた放射能を基準として求めた。用いた試料はTable 7.7.2の試料番号1-2である。イットリア微小球水スラリー22 μlを10 mlガラス瓶内の底中央に分取後直ぐにCRC-15Rで測定した。その後、同試料をホットプレート上で乾燥し、室温まで冷却した後重量測定を行った。これを5 mm厚鉛容器

に入れて放射能測定用双子型伝導微小熱量計で⁹⁰Yの放射線による発熱量を測定した。

放射能測定用双子型伝導微小熱量計は、 μW 程度の発熱量を正確に測るもので、最小感度は約 $0.5\ \mu\text{W}$ である。⁹⁰Yの発熱量は $5.55\ \mu\text{W}/\text{mCi}$ であり、今回の測定では $37.70\ \mu\text{W}$ の発熱量があり、これに制動放射線で逃げた補正熱量 $0.17\ \mu\text{W}$ を加えた $37.8\ \mu\text{W}$ から放射能を求めた。

それぞれの測定で得られた放射能を照射直後に減衰補正した値を用い次式で校正係数を求めた。

$$A_{\text{Cal}}/A_{\text{CRC}} = 623/909 = 0.69$$

ここで、

A_{Cal} ：放射能測定用双子型伝導微小熱量計の測定で求めた照射直後放射能(MBq)

A_{CRC} ：CRC-15Rの測定で求めた照射直後放射能(MBq)

これ以降の放射化イットリア微小球の放射能は、イットリア微小球水スラリーを 10 ml ガラス瓶に $11\ \mu\text{l}$ 分取しCRC-15で測定し、測定値にこの校正係数 0.69 を掛けて求めた。イットリア微小球重量は放射能測定後にスラリーを乾燥したものと量った。測定結果をTable 7.7.2に示す。 $22\ \mu\text{l}$ ($\text{Y}_2\text{O}_3\ 60\ \text{mg}$)と $11\ \mu\text{l}$ ($\text{Y}_2\text{O}_3\ 30\ \text{mg}$)の分取量の違いはほとんどないが、 $2\ \mu\text{l}$ ($\text{Y}_2\text{O}_3\ 5\ \text{mg}$)では放射能が少なめである。

Table 7.7.1に示した試験番号6(JRR-3水力照射設備、17時間照射)の放射化イットリア微小球を約50日冷却した後、HPGe検出器で γ 線スペクトル測定して検出された不純物放射性核種をTable 7.7.3に示した。

(6) 動物実験用イットリア微小球

水洗と放射能測定を終えたイットリア微小球は、Fig. 7.7.2に示すアクリル製注入カプセルに充填し、動物実験用とした。充填量は、動物への注入時刻に合わせて重量 $30\ \text{mg}$ で放射能 $120\ \text{MBq}$ になるように決めた。この量は腫瘍を植付けた実験動物(家兎)の肝臓(約 $100\ \text{g}$)に注入して、腫瘍増殖抑制効果が期待できる量である。これらの照射に用いた気密性アルミニウムインナーカプセルは、Table 7.7.1の試験番号3と4であり、イットリア微小球の照射直後放射能はTable 7.7.2の試験番号3と4である。

アクリル製注入カプセルへの充填結果は、Table 7.7.4に示したように、ほぼ目標どおりに充填できた。

これらの放射化イットリア微小球入りアクリル製注入カプセル4本は、それぞれ梱包し、A型放射性輸送物として(株)シミズテックの専用車両で、原研のRI棟から京都大学の医学部附属病院RI実験施設に輸送した。

これらはVX2腫瘍を移植した家兎4羽に注入され、2羽で腫瘍抑制効果が観られた。

7.7.3 まとめ

水を添加したイットリア微小球のJRR-3水力照射設備での照射は、気密性アルミニウムインナーカプセルを使用した場合、イットリア微小球 $200\ \text{mg}$ 、照射時間17時間までは問題なく実施できた。放射化したイットリア微小球は、妨害放射性核種の生成が少なく良好だった。

放射化イットリア微小球は、水を加えてスラリー状にすることにより、汚染が少なく、 mg 単位で正確に取り扱えた。分取したイットリア微小球の水スラリーを放射能校正器CRC-15Rで測

定し、これに校正係数をかけることで簡便に放射能を求めることができた。

放射化イットリア微小球のアクリル製注入カプセルへの充填は良好であったが、取扱量が 10 倍程度の実用レベルの放射能を充填する場合は、補助しゃへいが必要である。

以上のように、動物実験用のイットリア微小球の放射化技術を確立した。

- 1). TheraSohere® MDS Nordion Inc., Kanata, Ontario, Canada
- 2) 源河次雄、他 : RADIOISOTOPES, 37, 155-158(1988)
- 3) 京都大学工学研究科小久保研究室、京都大学院医学研究科放射線医学講座
- 4) エッペンドルフ伝導分注システム EDOS 5222

Table 7.7.1 Airtightness of the aluminum inner capsule

試験番号	微小球重量 mg	添加水量 mg	100 °C 加熱試験		照射	
			加熱時間 h	重量変化量 mg	照射時間 h	重量変化量 mg
1	183	100	2	-19	2.0	-1.5
2	183	200	2	-1.4	2.0	+1.5
3	180	202	10	-1.2	1.6	+1.2
4	184	201	10	-1.3	2.0	+1.4
5	181	198	10	-1.5	7.0	+1.5
6	61	199	40	-23	17.0	-1.8

Table 7.7.2 Quantity of yttria microspheres and their radioactivity

試験番号	スラリー分取量 Ml	微小球重量 mg	スラリーの 微小球含有量 mg/ μ l	照射時間 h	照射直後	
					放射能 MBq	微小球 1 mg の放射能 MBq
1-1	22	59	2.7	2	620	11
1-2	11	30	2.7	2	310	10
2	11	28	2.5	2	320	11
3	11	29	2.6	1.6	280	9.7
4	11	30	2.7	2.0	340	11
5	11	29	2.5	7	1200	41
6	2	5.4	2.7	17	470	87

Table 7.7.3 Interference radionuclides in activated yttria microspheres

核種	半減期	照射直後放射能	
		Bq/mg (Y_2O_3)	
Cr-51	27.7 日	6	
Zn-65	244.3 日	4	
Y-88	106.65 日	12	
Ce-141	32.5 日	1	
Eu-152	13.54 年	2	
Tb-160	72.3 日	0.2	

JRR-3 水力照射設備 17 時間照射

Table 7.7.4 Quantity of yttria microspheres loaded into the injection capsule

使用微 小球番 号	注 入 カ プセル番 号	スラリー充 填量 μl	微小球 重量 mg	充填時 測定値 ^{*1} MBq	注入時 放射能 ^{*2} MBq
1	1	10.4	27	270	120
	2	10.8	28	276	120
2	3	11.2	30	293	150
	4	11.6	31	300	150

*1 放射化イットリア微小球が充填された注入カプセルを

直接 CRC-15R で測定した値

*2 微小球充填量からの計算値

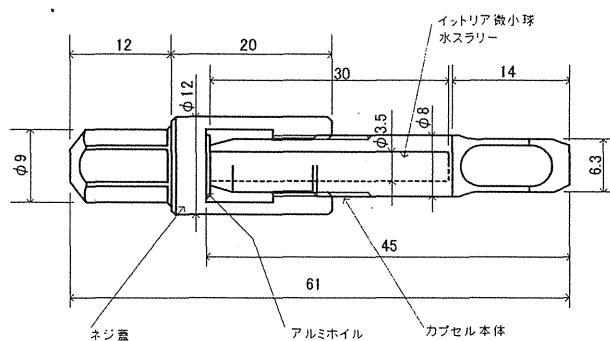


Fig. 7.7.1 Airtight aluminum inner capsule.

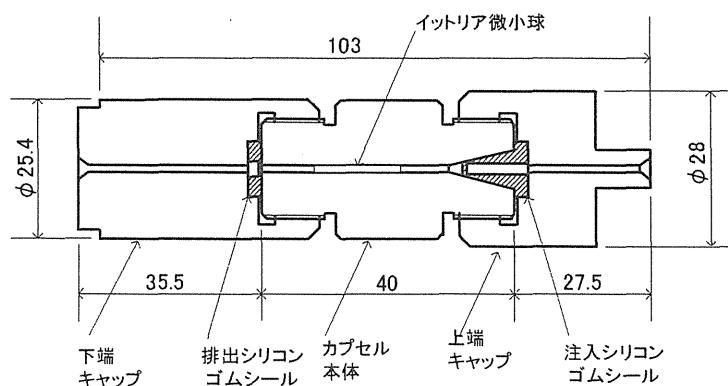


Fig. 7.7.2 Injection capsule made of acrylic resin.

7.8 Ca-41 密封 X 線源の製造

—カリウムターゲットからの無担体 Ca-41 の分離方法の検討—

7.8.1 はじめに

高エネルギー分解能のマイクロカロリメーター校正用密封線源としての低エネルギーX線放出核種である Ca-41(半減期=1.03x10⁵ 年)の製造開発のうち、^{41,nat}K(p , n)反応を想定し、特に大量のカリウムターゲット(KCl 数百 mg)から無担体の Ca-41 (数 ng)を化学的に分離する方法(陽イオン交換樹脂カラム法)を検討した。

7.8.2 実験

陽イオン交換樹脂カラムの溶離液には、樹脂に対する元素の分配係数から塩酸とした。始めに非放射性の Ca と K を用いて分離条件の決定を行い、続いて放射性の Ca-47 と K-42 をトレーサーとした分離を試みた。また、イオン交換樹脂カラムによる分離を行う際、実験環境から混入してくる Ca の評価を行った。

(分離条件の決定)

陽イオン交換樹脂は、Dowex 50W-X8 100-200mesh H-Form を用い、カラムにムロマックミニカラム (ポリプロピレン製 10 φ x118 mm) を、試薬類は高純度分析用などを用いた。塩酸濃度、樹脂体積を変化させ、最初に K が溶出し、引き続いて Ca が溶出する条件探索を模擬試料 (コールド試料) で試みた結果、はじめに 0.5 M HCl 溶液で K が、続いて 6 M HCl 溶液で Ca が溶離されることがわかった。実際のターゲット量を想定すると樹脂体積は、8 ml が適当と判断できた。

この条件決定において、溶離したフラクション中の K と Ca の定量は ICP-AES 分析で行った。

(トレーサー実験)

トレーサーに用いた Ca-47 (半減期=4.536 日) は、0.76%に濃縮された Ca-46 をターゲットとして、K-42 (半減期=12.36 時間) は、天然存在比の K-41 をターゲットとして、JRR-3 での中性子照射による(n,γ)反応により生成した。

K-42 を用いたトレーサー試験では、KCl 400 mg に、Ca 標準溶液(原子吸光用) 100 μg を加え、0.5 M HCl で溶解乾固後、再度 0.5 M HCl で溶解した後に K-42(5.0x10⁴ Bq)を添加して試料とした。これを陽イオン交換樹脂カラム 8 ml に充填し 0.5 M HCl 150 ml で K-42 を溶離したのち、6 M HCl で樹脂に残存する K-42 を溶出させた。Ge 検出器による γ 線(E_γ=1.525 MeV)測定の結果、K-42 は、0.5 M HCl 中に 99.4%, 6 M HCl 中に 0.6% であった。

Ca-47 を用いた試験では、KCl 400 mg に対して、Ca の量を変えて分離試験を行った。

- ① Ca : 106 μg (標準溶液、Ca-47 の化学量、KCl 由来の Ca の合計) 、Ca-47 の放射能 5.5x10⁴ Bq
- ② Ca : 18 μg (Ca-47 の化学量、KCl 由来の Ca の合計) 、Ca-47 の放射能 4.4x10³ Bq

K-42 をトレーサーに使用した時と同条件で分離を試みた。①、②共に始めの 0.5 M HCl によるフラクション 150 ml 中には、Ge 検出器による測定から Ca-47 の γ 線(E_γ=1.297 MeV)は認められなかった。続く 6 M HCl フラクション中に大部分の Ca-47 を確認し、両者とも Ca-47 の回収率は 99 %以上であった。Ca 量 18 μg の時の溶離曲線を Fig.7.8.1 に示した。

イオン交換樹脂法による分離実験操作全体を通して混入してくるブランク中の Ca 量は、樹脂

に Dowex 50W-X8 : 5 ml を用いた場合、0.5 M HCl 100 ml と 6 M HCl 30 ml で溶出されたフラクション中の Ca は 3~4 μg であった。

7.8.3 結果と考察

本条件で、始めの 0.5 M HCl 溶液中に K が 99 %以上、引き続く 6 M HCl 溶液中に Ca が 99 %以上溶離できた。しかし、HCl 濃度を切り替えた直後に K が Ca のフラクションに僅かに流入していく。これは Ca-41 が軟 X 線放射体であることから無視出来ない量であると考える。そこで、K と Ca が混在するフラクションを再度イオン交換樹脂カラムで分離する等、より厳密な分離を行う必要がある。

本実験は、無担体とは言えない状態での分離であったなど、いくつかの問題点はあるが分離のための基本条件が確認できた。

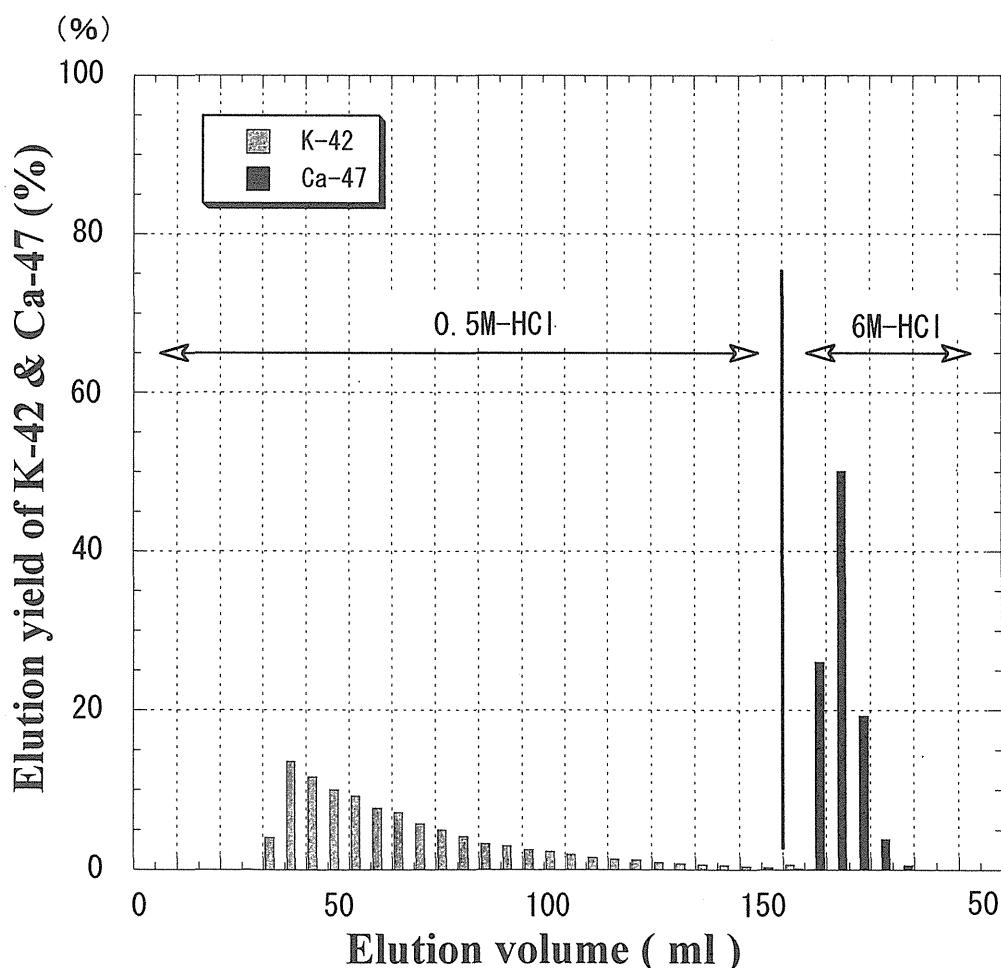


Fig. 7.8.1 Elution profile of K-42 and Ca-47

7.9 U-Mo 燃料に係わる技術的検討 (III)

7.9.1 U-Mo 燃料アドホック検討委員会

(1)はじめに

原研の研究炉で使用されているシリサイド燃料に比べ再処理に有利であるといわれる U-Mo 燃料について、研究炉部を中心として「U-Mo 燃料アドホック検討委員会(平成 13 年 3 月設置)」を設置し、その製造技術・照射性能、再処理技術等の調査を進めるとともに、原研研究炉燃料の速やかな U-Mo 燃料への移行にかかる技術的な問題点及び移行計画について検討を行っている。

平成 15 年度は、主に U-Mo 燃料の仕様及び照射試験の検討を行った。なお、今年度の検討においては、U-Mo 燃料への速やかな移行を図るという当委員会の目的と JMTR の将来計画は検討中という状況から、JRR-3 を対象とした。また、本委員会の検討結果は第 7 回核燃料対策検討委員会核燃料需給・処理専門部会に報告した。

(2)研究炉 (JRR-3) 用 U-Mo 燃料の仕様検討

U-Mo 燃料への移行においては、炉心及び燃料の形状はシリサイド炉心と同じとし、また現在の炉心性能をできる限り維持することを基本方針としている。この方針に従い、JRR-3 用 U-Mo 燃料の概略仕様について検討を行った。

1) ウラン密度の検討

U-Mo 燃料炉心の過剰反応度はシリサイド燃料炉心の過剰反応度以下とし、かつ U-Mo 燃料における中性子束をシリサイド燃料の中性子束と同等とするようなウラン密度とすることとした。

過剰反応度の解析は SRAC コード内蔵 PIJ コードを用いて実施した。U-Mo 燃料のウラン密度は $4.8\text{g}/\text{cm}^3 \sim 5.2\text{g}/\text{cm}^3$ の範囲で変化させた。Mo の熱中性子吸収断面積は Si の 10 倍以上であるため、同じウラン密度では U-Mo 燃料の無限増倍率がシリサイド燃料の無限増倍率に比べて小さい値を示した。U-Mo 燃料による過剰反応度をシリサイド燃料による過剰反応度以下とするためには U-Mo 燃料のウラン密度を $5.0\text{ g}/\text{cm}^3$ 以下とする必要があることが判った。

中性子束の大きさはほぼウラン密度のみに依存し、ウラン密度が減少すれば中性子束が増大する。U-Mo 燃料による中性子束をシリサイド燃料による中性子束と同等とする U-Mo 燃料のウラン密度はシリサイド燃料と同一の $4.8\text{ g}/\text{cm}^3$ 程度となる。また、燃料領域の中性子スペクトルは U-Mo 燃料とシリサイド燃料とでほぼ一致することを確認しており、U-Mo 燃料移行に伴って試料照射やビーム実験等への影響はないと考えられる。

上記の検討結果から JRR-3 に用いる U-Mo 燃料のウラン密度は $4.8\text{ g}/\text{cm}^3$ とした。

2) モリブデン含有率の検討

Mo 含有率は燃料とマトリックスの両立性に影響を与える。Mo 重量比の増加に伴い両立性は向上するが、中性子束等の炉心性能は低下する。

U-Mo 燃料の照射試験は米国及び仏国が中心となって行われているが、米国では Mo 重量比 6 ~10wt% のミニプレート、仏国では 7wt% のフルサイズ燃料が用いられている。また、スウェーデン R2 原子炉では 7wt%Mo、ウラン密度 $7\text{ g}/\text{cm}^3$ の U-Mo 燃料の使用を検討している。以上、

照射実績の多さの観点から、JRR-3 用 U-Mo 燃料の Mo 重量比は 7wt%とした。

(3)照射後試験の検討

1)安全審査等で必要なデータの検討

以下の方針に従い、U-Mo 燃料移行時の安全審査等で必要なデータの検討を行った。

- ・シリサイド移行時に安全審査で必要とされたデータ、審査過程の質問等で必要となったデータを取得する。
- ・米仏において取得されるデータを活用する。

Table 7.9.1 に U-Mo 燃料移行に必要なデータと取得計画を示す。

JRR-3 の U-Mo 燃料移行において原研としてデータ取得が必須の項目はブリスター発生温度、FP ガス放出率である。

原研の想定するウラン密度 (4.8g/cm^3) が米仏の実験に用いられたウラン密度 ($6\sim8\text{g/cm}^3$) と異なるためにデータ取得が望ましいとされる項目として熱伝導率などの燃料物性値、スエリング挙動及び燃料マトリックスの両立性がある。特に、スエリングは ATR での実験結果により U-Mo と Al の反応層の成長に支配されることが明らかとされているため、ウラン密度が小さいつまり Al 量が多いという特徴がスエリングに与える影響を調査・吟味して試験項目の決定を行うべきである。

2)照射後試験項目

前節のデータ取得に必要な照射後試験項目とその概要を以下に示す。

① 燃料板外観検査

燃料板の有害な孔食、ふくれ、クラック、変形、肌荒れ、斑点等を、双眼鏡、ペリスコープ等を用いて観察する。

② 燃料板 X 線検査

燃料芯材部等の変形、異常の有無及び寸法変化等を、X 線を用いて調べる。

③ 燃料板寸法検査

照射によるスエリング等の影響を調べるために、ノギス等を用いて燃料板の寸法を測定する。また、照射前後の X 線写真から燃料芯材部の寸法を比較する。

④ 重量・体積検査

照射によるスエリング等の影響を調べるために、燃料板の重量、体積を測定する。

⑤ ガンマスキャニング

ガンマスキャニング及び γ 線スペクトル測定により燃焼度を評価する。

⑥ ブリスター試験

燃料板の燃料芯材と被覆材との結合性を調べるため、燃料板の加熱試験を行い加熱後の燃料板の外観検査、板厚測定及び FP ガス捕集・分析を行う。

⑦ FP ガス放出率試験

高温時における核分裂生成物(FP)の放出率を測定する。

⑧ 燃焼度分析

抜打ち試料の絶対燃焼度を測定し、ガンマスキャニングで得たガンマ線強度と絶対燃焼度との関係（校正曲線）を求める。

⑨ 金相試験

照射による燃料の組織変化を調べるために、金相写真による組織観察、燃料板厚さ、燃料芯材厚さ、燃料表面の酸化膜厚さ、U-Mo/Al 反応層生成量、燃料芯材部のボイド率、等を測定するとともに、X 線回析装置による燃料粒子の XRD(X 線回折)データを取得する。必要に応じて、SEM (走査型電子顕微鏡) による観察、EPMA(X 線マイクロアナライザー)による試料表面の元素分析等を行う。

⑩ 熱物性試験

照射による物性値への影響を調べるため、熱伝導率、熱容量、熱拡散率、熱膨張率、密度等の測定を行う。

⑪ 機械的強度試験

照射による機械的性質への影響を調べるため、硬度測定を行う。

⑫ 反応熱測定

U-Mo と Al の反応熱が燃料要素の健全性に与える影響を評価するため、DSC (示差走査熱量計) を用いて反応熱を測定する。

3) 照射試料の寸法と数

照射試料の寸法及び数の検討に当たっては、照射後試験を非破壊試験及び破壊試験に分け、燃焼度を 3 種類 (0%、40% 及び 70%) とした。

非破壊試験用の試料は繰り返し測定が可能であるためデータ取得後に破壊試験に転用することとした。破壊試験は①ブリスター試験、②金相試験、SEM 観察、熱物性試験、燃焼度分析、硬度測定等、③FP ガス放出率測定に区別した。ブリスター試験及び FP ガス放出率測定については各 1 試料必要である。その他の破壊試験としては、1 試料を切断し、各試験用サンプルを作製することで対応可能であると考えられる。その他、照射済試料を用いた実験を実施する前に未照射試料を用いたレファレンス及びモックアップ試験が必要となるため、未照射試料 2 試料程度の準備が必要である。照射試料の数は Table 7.9.2 に示すように、計 8 枚である。また、試験試料の寸法については、JMTR で行われたシリサイド燃料ミニプレート照射実験時の寸法等を参考にして U-Mo 燃料芯材を 10W×40L×0.51t (mm)、ミニプレート（被覆材含む）寸法を 20W×60L×1.27t (mm) とした。

4) 照射後試験の実施に当たっての問題点

実施が予定されている照射後試験について、ホット試験室の 2 施設（燃料試験施設及び WASTEF）において対応可能であるかの検討を行った。検討結果を Table 7.9.3 に示す。なお、試験装置及び技術的検討の他に、燃料試験施設及び WASTEF において U-Mo 燃料を取り扱うための核燃料物質の使用に係わる許認可変更、新規に実施する試験についても許認可変更の対象となる可能性があるため変更申請を考慮する必要がある。

(4) 照射計画の検討

1) 照射キャップセルの設計

照射キャップセルは JMTR におけるシリサイド燃料ミニプレート照射時のキャップセルを参考にして、1 本の照射キャップセルに 4 枚のミニプレートを装荷し、炉心に 2 本の照射キャップセルを装荷することとした。照射位置は JRR-3 照射スケジュールから見て長期間の照射が可能なベリリウム照射孔とし、軸方向位置は熱中性子束が最大となる炉心中心高さ付近とすることとした。

2) 照射期間の検討

ミニプレートの最高燃焼度はシリサイド燃料の最高燃焼度 60% を包絡する値として約 70% とする。また、中間段階で取り出す試料の燃焼度は約 40% とする。燃焼度が 70% に達するのは 8 サイクル照射後であり、これは約 1 年間の照射に相当する。また、中間段階（燃焼度約 40%）の試料は 3 サイクル終了後に取り出すこととする。

(5) 製造スペックの検討及び検査基準の検討

U-Mo 燃料の仕様の決定にあたっては、現行シリサイド燃料と同一形状、同等のウラン密度とするという条件としていることから、現行のシリサイド燃料板の製造スペックを基に検討を行った。その結果、以下の 5 項目に対する検査基準について検討する必要があることが判った。

- ① Mo 地金の純度及び不純物
- ② U-Mo 粉末の Mo 濃度及び不純物
- ③ U-Mo 粉末の粒径
- ④ 燃料板の ^{235}U 含有量
- ⑤ 燃料板のボイド含有量

(6) 海外における U-Mo 燃料開発の現状

第 25 回 RERTR 会議（平成 15 年 10 月、米国シカゴ）で報告された U-Mo 燃料開発状況を以下に示す。

米国では ATR 炉においてミニプレートを用いた照射試験が行われている。RERTR-4 及び 5 では、ウラン密度 $6\sim 8\text{g}/\text{cm}^3$ の試料を用いて燃焼度 50% 及び 80%までの照射が計画された。両試験の照射後試験は、現在も継続中であるが、現時点で次のような内容が報告されている。1) 燃料のスエリング増加率は、U-Mo/Al 反応が終了するまでは温度とともに増加し、以降は、燃焼度のみの関数となる。2) 燃料とマトリックスの反応は、従来想定されていた U-Al 反応よりも Mo-Al の反応が支配的であり、生成物は主に $(\text{U},\text{Mo})\text{Al}_7$ である。また、Al マトリックスがほぼ消費された時点に、反応層内には粗い多孔領域が観察される。この現象は、ブレークアウェイスエリングの兆候と見られることから燃料性能の限界として着目される。

フランス U-Mo グループは、ウラン密度 $\sim 8\text{g}/\text{cm}^3$ 、U-7wt%Mo 仕様の U-Mo 分散型燃料の実用化を目指して、フルサイズの燃料板を用いた照射試験を行っており、FUTURE 試験及び IRIS2 試験の報告があった。

FUTURE 試験では、ベルギー BR2 を用いて、アトマイズ法で燃料粒子を製造したウラン密度 $8\text{g}/\text{cm}^3$ の 2 枚の U-Mo プレートの照射が行なわれていた。最大被覆温度は $\sim 130^\circ\text{C}$ 、最大表面熱

流束は～340 W/cm²であった。燃焼度約 28%の時点で 1 枚の燃料板に局所スエリングが生じたため、本プログラムは中断された。

IRIS2 試験では、フランス OSIRIS 炉を用いてアトマイズ法で製造された燃料板の照射が進められている。RERTR での情報では、最大燃焼度は 28%、測定された厚さの増加は 25 μm (2% に相当) であり、良好な照射挙動であるとされている。

韓国 KAERI が開発を進めている U-Mo 分散型ロッドタイプ燃料は、ウラン密度 6g/cm³にて燃料破損を生じたため、現在、ウラン密度 4.0～4.5g/cm³の燃料の照射試験を HANARO 炉で進めており、第 2 サイクルまで照射した燃料は照射後試験で良好な結果を示している。

スウェーデンスタズビック社の R2 は、平成 16 年に期限が切れる現行のライセンスを更新するにあたり、燃料をシリサイド燃料(ウラン密度 4.8g/cm³)から U-Mo 燃料(ウラン密度 7.0g/cm³)に変更することを選択肢の一つとして検討している。このため、平成 17 年中の R2 炉用の U-Mo 燃料設計に対する認可を得ることを目標として、U-Mo 燃料集合体の照射試験を計画している。同集合体用の燃料板は、既に CERCA 社により製造され、平成 14 年 12 月上旬に組立前の検査を終えている。

7.9.2 U-Mo 燃料照射挙動解析コード PLATE の JRR-3 への適用性の検討

U-Mo 燃料は現在研究炉で使用しているシリサイド燃料に比べ燃料-Al マトリックス反応を顕著に示すという特徴を有している。この反応生成物の熱伝導率は Al マトリックスに比べ小さいため、反応物の生成は燃料温度の上昇をもたらす。原研では U-Mo 燃料照射試験計画の作成に当たって、安全に照射計画を進めるため、照射中の U-Mo 燃料試料の挙動を予め評価する必要があった。

米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) において U-Mo 燃料の熱伝導率の燃料温度及び燃焼度依存性を考慮に入れた照射挙動解析コード PLATE の開発が進められている。PLATE コードは主にウラン密度 8～10g/cm³ の U-Mo 燃料を対象としており、照射試験の結果との比較から精度の良い照射挙動解析が可能であるとされている。

平成 16 年 1 月 12 日から 23 日にかけて ANL (アイダホフォールズ市) と共同で PLATE コードの JRR-3 への適用性について検討を行った。検討に当たっては、JRR-3 仕様の U-Mo 燃料 (ウラン密度 : 4.8g/cm³) に対して、燃料-マトリックス相互作用、FP スエリング及び熱伝導率の評価を行い、その結果と米国等で行われた照射試験結果から得られた照射挙動とを比較することにより、PLATE コードの適用性を評価することとした。その結果、PLATE コードは JRR-3 仕様の燃料に対しても U-Mo 燃料の照射挙動を良く示していることが判った。このことから当コードにはウラン密度 4.8g/cm³ の U-Mo 燃料の解析に対しても妥当な物性値が内蔵されており、JRR-3 用 U-Mo 燃料の照射挙動解析に適用可能であることを確認した。

Table 7.9.1 Fuel Characteristics Data Required for Core Conversion to U-Mo Fuel

データ項目	データ取得者	U-Mo燃料 ⁽¹⁾										シリサイド燃料										
		JRR-3 ⁽²⁾					JMTR ⁽³⁾					JMTR ⁽⁴⁾					シリサイド燃料					
取扱計画	取扱計画	表面温度 ℃	平均 燃度 % (f/cm ²)	局所 燃度 % (f/cm ²)	表面温度 ℃	平均 燃度 % (f/cm ²)	局所 燃度 % (f/cm ²)	表面温度 ℃	平均 燃度 % (f/cm ²)	局所 燃度 % (f/cm ²)	表面温度 ℃	平均 燃度 % (f/cm ²)	局所 燃度 % (f/cm ²)	表面温度 ℃	平均 燃度 % (f/cm ²)	局所 燃度 % (f/cm ²)	表面温度 ℃	平均 燃度 % (f/cm ²)	局所 燃度 % (f/cm ²)	表面温度 ℃	平均 燃度 % (f/cm ²)	
燃料設計																						
燃耗率 熱容量 伸縮係数 ヤング率 強度	温度依存性 燃耗度依存性	O O	8400 8400	80 80	90 90	口 口	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90	90 90
ブリスタ発生温度	燃焼度依存性	x	-	-	0(未照射試料) 試料)	-	②	-	-	(2.1x10 ³) (400)	-	②	-	②	-	-	(1.9x10 ³) (400)	-	-	(1.9x10 ³) (400)	-	-
スエリング率動	温度依存性 燃焼度依存性	O O	200 200	175 175	80 90	390 390	口 口	定格運転 温度 (9)	90 (10)	90 (2.1x10 ³) (9)	口 口	定格運転 温度 (18)	90 (18)	口 口	定格運転 温度 (12)	92 (1.9x10 ³) (18)	-	-	-	-	-	-
U-Mo2系合金状態図	反応熱(DSC測定)	O O	- -	- -	- -	x -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	
UMoとAlとの直立性	反応層生成 温度依存性	O	(175) ⁽³⁾ (240) ⁽³⁾	(80) ⁽³⁾ (80) ⁽³⁾	- -	口 口	定格運転 温度 (9)	90 (10)	110 (2.1x10 ³) (9)	口 口	定格運転 温度 (18)	92 (1.9x10 ³) (18)	380	-	-	-	-	-	-	-	-	-
燃料板製作仕様の決定	反応層生成 燃焼度依存性	O	-	-	-	-	-	要 要	-	-	-	-	-	要 要	-	-	-	-	U-Mo粉末には、アトマイズ法または機械的粉砕法それぞれの方法で製作されたものを用いる。	-	-	
安全評価																						
PDA放熱出率	温度依存性 燃焼度依存性	x x	- -	- -	- -	② ②	1000 1000	- -	70 70	- -	② ②	1000 1000	- -	70 70	- -	1000 1000	- -	1000 1000	- -	1000 1000	- -	
RIA時の燃料板材質	温度依存性 燃焼度依存性	x x	- -	- -	- -	x x	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -		

注1) 燃料板や燃料要素の形状、被覆材の材質はシリサイド燃料と同様であるとした。
 注2) 芯材温度などはシリサイド炉心における上限値を示す。
 注3) 網掛け部は現時点で試験条件が不明であり、スワリング挙動と同条件とした。

○ : データ取得 (測定)
 ◎ : 原研としてデータ取得が必須の項目
 □ : 原研仕様のリ密度 (4.8g/cm³) が標準的な U 密度 (6~8g/cm³) と異なる
 らために、データ取得が望ましいと考えられる項目
 × : データ取得なし

Table 7.9.2 Required Number of Irradiation Sample

試験項目	照射条件	燃焼度1 (40%)	燃焼度2 (70%)	未照射
①ブリスター試験		1	1	1
②金相試験、SEM/EPMA、熱物性、硬度等		1	1	1
③FPガス放出率測定		1	1	—
予備		1	1	—

Table 7.9.3 Some Difficulties over Completion of Post Irradiation Examinations

	試験項目	現 状	試験要領
非破壊試験	燃料板外観検査	可	(1)目視検査: 双眼鏡、目視等によって燃料板表面状況について観察 (2)写真撮影: 燃料板表裏2面、特異部
	X線検査	可	試料サイズ(20W×60L×1.27t)
	燃料板寸法検査	可	(1)全長及び全幅測定: 特に問題なし (2)厚み測定: マイクロメータでのポイント測定なら可能(精度に問題有り) 連続測定の場合専用装置の製作が必要
	重量測定	可	電子天秤にて測定
	体積測定	新規装置要	測定装置の製作が必要
	γスキャニング	可	長手方向及び幅方向について連続スキャン (スペクトル測定及びステップ測定可)
破壊試験	ブリスタ試験	新規装置の製作要	ブリスタ試験装置の設計・製作要 燃料試験施設で取り扱うために許認可変更が必要 ・未照射燃料の試験は必要 (1)ブリスタ試験(東海ホットラボにてアルミニウム燃料PIE要領) ・試験温度は、300°C～450°Cまでを50°C間隔とし、450°C～550°Cまでを、25°C間隔とする。 (2)外観観察、(3)寸法測定
	FPガス放出率測定 (ヨウ素、クリプトン)	装置の改良 または新規装置の製作要	ヨウ素を測定する場合には、装置の改良、または新規測定装置の製作要 燃料試験施設既存のアウトガス分析装置にて約2000°Cまで昇温可能 昇温時及びホールド時のHe、Kr、Xe等希ガスの放出量測定可能 (通常、冷却期間90日、冷却期間が短い場合発生量の確認要) 試料Wカプセル寸法(内径: 18mm φ、高さ: 29mm)
	燃焼度測定	可	(1)試料採取: マイクロドリリング(直径約1mm φ)、(2)化学分析用試料調製 (3)化学分析(WASTEF)未照射試料での確認試験要
	金相試験	可	未照射試料による研磨・エッティング等の条件だし要 試料調製 (1)光学顕微鏡による観察、(2)SEM観察、(3)EPMAによる表面元素分析
	X線回折	可	金相試験用埋め込み試料にて測定可能 未照射燃料の測定が必要(レファレンス)
	熱拡散率測定	可	試料状態、試料調製法の検討 熱物性測定では、未照射燃料の測定が必要(レファレンス)
	熱容量測定	可*	試料状態、試料調製法の検討、装置開発中 熱物性測定では、未照射燃料の測定が必要(レファレンス)
	熱膨張率測定	新規装置の製作要	装置の設計・製作要、試料状態の検討 熱物性測定では、未照射燃料の測定が必要(レファレンス)
	密度測定	可	試料状態の検討、微小密度開発中
	硬度測定	可	金相試験用埋め込み試料にて測定可能 未照射燃料の測定が必要(レファレンス)
	反応熱測定	可*	試料形状の検討(原理的には、ペレット熱容量測定装置で測定可能) 未照射燃料の測定が必要(レファレンス)

可*: 試験装置は既存のもので対応可能と思われるが、実績無し

U-Mo 燃料アドホック検討委員会委員名簿

リーダー	村山洋二	研究炉部
サブリーダー	楠剛	研究炉部研究炉技術管理課
委員	中島邦久	エネルギーシステム研究部新型燃料燃焼研究グループ
	仲田祐仁	ホット試験室ホット試験技術課
	西雅裕	ホット試験室実用燃料試験課
	那珂通裕	材料試験炉部計画課
	山浦高幸	材料試験炉部照射第1課
	石井敏満	材料試験炉部ホットラボ課
	和田茂	研究炉部 JRR-3 管理課
	根本工	研究炉部 JRR-4 管理課
	堀直彦	研究炉部研究炉利用課
(兼事務局)	加藤友章	研究炉部 JRR-3 管理課
オブザーバー	清水堅一	安全管理室核燃料対策室
	天野英俊	ホット試験室
	渡辺齊	研究嘱託 ((株) 総合技術情報機構)

8. 研究炉部の安全管理

Safety administration for Research Reactors

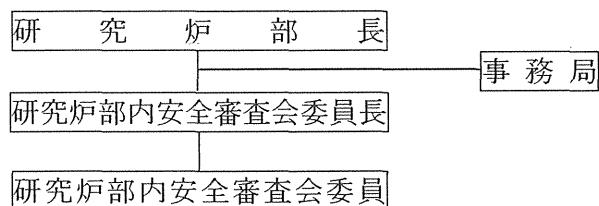
This is a blank page.

8.1 研究炉部の安全管理体制

研究炉部の安全管理は、各課室で行われているほか、部内において以下の管理体制で行われた。

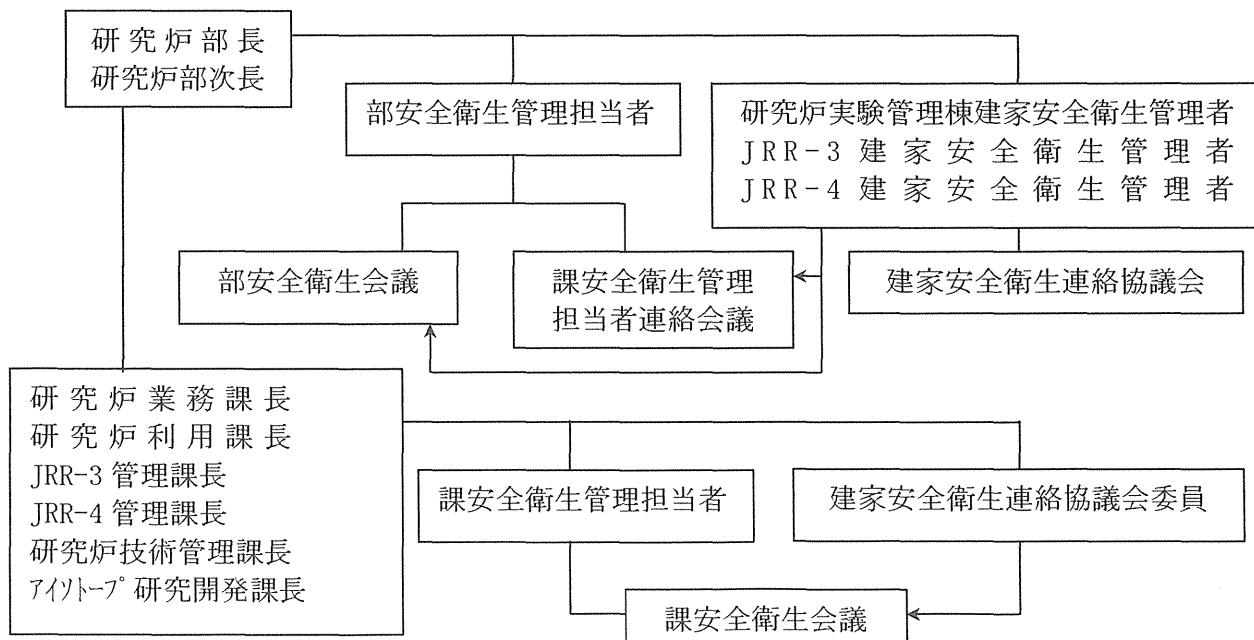
(1) 研究炉部内安全審査会

部内安全審査会は、日本原子力研究所原子炉施設保安規定に基づく安全審査機関として、また、日本原子力研究所原子炉施設品質保証管理規程に基づく品質保証審査機関として、原子炉施設及び使用施設の修理及び改造並びに工事認可に関すること、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関すること、原子炉施設及び使用施設の運転に係る安全に関すること、品質保証計画に関するここと、照射キャップセルに関すること、その他研究炉部長が指示した事項に関するここと、等について安全審査を行う組織である。以下に組織を示す。



(2) 研究炉部内安全衛生管理組織

部内安全衛生管理組織は、東海地区安全衛生管理規則に基づき、部内及び建家の安全衛生管理の実施、職場の巡視点検、安全衛生、教育訓練等に関する計画及び実施を行う。以下に組織を示す。



8.2 安全点検状況

(1) 研究炉部内安全審査会

平成 15 年度における研究炉部内安全審査会の開催状況及び安全審査状況は、次のとおりである。

開 催 日	審 査 事 項
平成 15 年 4 月 15 日 (第 1 回)	1. JRR-3 取替用燃料体の製作について 2. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 3. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について
平成 15 年 6 月 13 日 (第 2 回)	1. JRR-4 運転手引の一部改正について 2. JRR-4 核燃料物質の使用許可の変更について 3. JRR-4 の RI 許可使用に係る変更申請について 4. JRR-3 施設品質保証計画の一部改正について 5. JRR-4 施設品質保証計画の一部改正について 6. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について
平成 15 年 10 月 6 日 (第 3 回)	1. JRR-1 防護活動手引の一部改正について 2. JRR-3 照射キャップセルの設計・製作について 3. JRR-3 一般高圧ガス製造施設運転要領及び点検要領の一部改正について
平成 15 年 10 月 16 日 (第 4 回)	1. オルソ重水素式超冷中性子生成実験装置の設置について
平成 15 年 10 月 27 日 (第 5 回)	1. 東海研究所原子炉施設保安規定第 5 編 JRR-3 の管理の一部改正について 2. 東海研究所原子炉施設保安規定第 6 編 JRR-4 の管理の一部改正について
平成 15 年 11 月 6 日 (第 6 回)	1. 医薬用外毒物管理マニュアルの作成について(研究炉利用課) 2. 医薬用外毒物管理マニュアルの作成について(JRR-4 管理課) 3. 医薬用外毒物管理マニュアルの作成について(研究炉技術管理課) 4. 医薬用外毒物管理マニュアルの作成について(アイソトープ研究開発課)

平成 15 年 11 月 27 日 (第 7 回)	1. 極限条件中性子反射率計の設置について 2. ベンダーシステムの設置について 3. 中性子スピニエコーフォトダイオード (NSE) の移設について 4. 多重即発ガンマ線分析装置の設置について
平成 16 年 1 月 21 日 (第 8 回)	1. JRR-3 におけるネプツニウム使用について 2. ラジオアイソトープ製造棟の RI 変更許可申請について
平成 16 年 2 月 13 日 (第 9 回)	1. 東海研究所原子炉施設保安規定第 5 編 JRR-3 の管理の一部改正について 2. 東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定第 7 編 JRR-3 の管理の一部改正について 3. 東海研究所原子炉施設保安規定第 6 編 JRR-4 の管理の一部改正について 4. 東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定第 12 編 JRR-4 の管理の一部改正について 5. 部内安全審査会の運営要領の一部改正について
平成 16 年 3 月 24 日 (第 10 回)	1. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について 2. JRR-3 特定施設運転手引の一部改正について 3. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 4. JRR-3 使用施設・本体施設使用手引の一部改正について 5. JRR-4 運転手引の一部改正について 6. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 7. JRR-4 本体施設使用手引の一部改正について 8. JRR-3 核物質防護要領の一部改正について 9. JRR-4 核物質防護要領の一部改正について

(2) 安全衛生パトロール

平成 15 年度における部内の安全衛生パトロールは、次のとおり実施された。

イ. 部長による安全衛生パトロール

四半期ごとに実施した。

ロ. 課長による安全衛生パトロール

各課ごとに毎月実施した。

ハ. 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール

JRR-3、4 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロールは、四半期ごとに実施した。また、研究炉実験管理棟建家安全衛生管理者による安全衛生パトロールは、第 1、2、3、4 四半期に実施した。

8. 3 訓練、研修等

(1) 研究炉部が実施した保安教育訓練

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 9 月 5 日	大規模地震対応自主防災訓練	地震発生後の施設等の点検及び人員掌握を行った。	161 名
平成 15 年 9 月 26 日	消防訓練	部内の職員及び委託作業者等を対象に、消火器を使用しての消火訓練を実施した。 ・テキスト 消火器の取扱説明書	150 名
平成 15 年 9 月 30 日 平成 15 年 12 月 12 日	核物質防護に関する教育訓練	JRR-3、4 及び使用済燃料貯蔵施設(北地区)の防護区域に立に入る職員及び業者を対象に、核物質防護に関する教育訓練を実施した。 ・テキスト 研究炉部核物質防護訓練資料	173 名
平成 16 年 1 月 21 日	避難訓練	JRR-3 原子炉建家内で非常事態が発生した場合を想定し、非常用扉から退出する訓練を実施した。	137 名
平成 16 年 3 月 1 日	事故対応総合訓練	RI 製造棟 310 号室で火災が発生したことを想定し、火災鎮圧、関係箇所への情報などの対応を行った。	122 名

(2) 研究炉業務課が実施した保安教育訓練

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 4 月 18 日	通報訓練	研究炉実験管理棟建家関係者を対象に、勤務時間外通報連絡系統図により通報訓練を実施した。	41 名
平成 15 年 11 月 17 日	通報訓練	研究炉実験管理棟建家関係者を対象に、勤務時間外通報連絡系統図により通報訓練を実施した。	42 名
平成 16 年 3 月 12 日	放射線業務従事者以外再教育訓練	研究炉業務課所属する放射線業務従事者以外を対象に再教育訓練を行った。 ・テキスト 放射線取扱作業の安全のために、原子力防火対策の手引き（ビデオ）研究用原子炉・現状と役割	8 名
上記以外に研究炉部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(3) 研究炉利用課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨時実施するとともに、職員等には次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 4 月 9 日 ～ 平成 15 年 4 月 11 日	異動職員教育訓練	異動職員を対象に照射利用業務全般、JRR-1、3、4 施設及び照射利用施設全般について保安教育訓練を実施した。 ・テキスト 利用施設運転手引等	3 名
平成 15 年 4 月 11 日	通報訓練	課員及び JRR-1 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	45 名
平成 15 年 5 月 6 日 ～ 平成 15 年 5 月 9 日	異動職員教育訓練	異動職員を対象に照射利用業務全般、JRR-1、3、4 施設及び照射利用施設全般について保安教育訓練を実施した。 ・テキスト 利用施設運転手引等	1 名
平成 15 年 4 月 30 日 平成 15 年 5 月 8 日 平成 15 年 7 月 31 日 平成 15 年 8 月 18 日 ～ 平成 15 年 8 月 20 日 平成 15 年 8 月 26 日 平成 15 年 9 月 26 日 平成 15 年 10 月 1 日 平成 15 年 10 月 31 日 平成 16 年 1 月 30 日 平成 16 年 2 月 5 日 平成 16 年 3 月 17 日	放射線業務従事者再教育訓練	研究炉利用課員の放射線業務従事者に対する再教育訓練を行った。 ・テキスト 放射線業務従事者テキスト他	188 名

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 10 月 8 日 ～ 平成 15 年 10 月 10 日	異動職員教育 訓練	異動職員を対象に照射利 用業務全般、JRR-1、3、4 施 設及び照射利用施設全般に ついて保安教育訓練を実施 した。 ・テキスト 利用施設運転手引、等	1 名
平成 15 年 10 月 30 日	通報訓練	課員及び JRR-1 建家関係 者を対象に通報訓練を実施 した。	38 名
上記以外に研究炉部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも參加した。			

(4) JRR-3 管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨時実施するとともに、職員等には次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 4 月 8 日 ～ 平成 15 年 5 月 1 日			
平成 15 年 5 月 9 日			
平成 15 年 6 月 9 日			
平成 15 年 6 月 20 日			
平成 15 年 6 月 30 日			
平成 15 年 7 月 28 日 ～ 平成 15 年 8 月 8 日	核物質防護に関する教育訓練	JRR-3 の防護区域に立入る職員及び業者を対象に、核物質防護に関する教育訓練を実施した。 ・テキスト 研究炉部核物質防護訓練資料	230 名
平成 15 年 9 月 30 日 ～ 平成 15 年 10 月 14 日			
平成 15 年 10 月 15 日 ～ 平成 15 年 11 月 11 日			
平成 15 年 12 月 12 日			
平成 15 年 12 月 18 日 ～ 平成 15 年 12 月 22 日			
平成 16 年 1 月 8 日 ～ 平成 16 年 2 月 5 日			
平成 16 年 3 月 3 日 ～ 平成 16 年 3 月 9 日			
平成 15 年 4 月 30 日	通報訓練	課員及び JRR-3 課員及び JRR-3 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	56 名

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 4 月 16 日			
～			
平成 15 年 4 月 25 日			
平成 15 年 6 月 2 日			
平成 15 年 6 月 16 日			
平成 15 年 6 月 19 日			
平成 15 年 7 月 7 日			
平成 15 年 7 月 9 日			
平成 15 年 8 月 11 日			
平成 15 年 8 月 18 日			
平成 15 年 8 月 19 日			
平成 15 年 8 月 25 日			
平成 15 年 8 月 28 日			
平成 15 年 9 月 3 日	放射線業務 従事者に対 する保安教 育訓練	JRR-3 課員及び JRR-3 建家 関係者を対象に放射線業務 従事者に対する再教育訓練 を行った。 ・テキスト	
平成 15 年 9 月 4 日		放射線業務従事者テキス ト、他	488 名
平成 15 年 9 月 25 日			
平成 15 年 9 月 26 日			
平成 15 年 9 月 29 日			
平成 15 年 10 月 2 日			
～			
平成 15 年 10 月 8 日			
平成 15 年 10 月 20 日			
平成 15 年 11 月 7 日			
平成 15 年 12 月 1 日			
平成 15 年 12 月 2 日			
平成 15 年 12 月 4 日			
平成 15 年 12 月 8 日			
平成 15 年 12 月 15 日			
平成 15 年 12 月 16 日			
平成 15 年 12 月 18 日			
平成 15 年 12 月 24 日			

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 16 年 1 月 5 日 ～ 平成 16 年 1 月 9 日	放射線業務従事者に対する保安教育訓練	<p>JRR-3 の防護区域に立入る職員及び業者を対象に、核物質防護に関する教育訓練を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・テキスト 研究炉部核物質防護訓練資料 	488 名
平成 16 年 1 月 13 日 ～ 平成 16 年 1 月 16 日			
平成 16 年 1 月 19 日			
平成 16 年 1 月 21 日			
平成 16 年 1 月 26 日 ～ 平成 16 年 1 月 28 日			
平成 16 年 2 月 2 日			
平成 16 年 2 月 3 日			
平成 16 年 2 月 13 日			
平成 16 年 2 月 17 日			
平成 16 年 2 月 13 日 ～ 平成 16 年 2 月 27 日			
平成 16 年 3 月 2 日			
平成 15 年 10 月 24 日	通報訓練	JRR-3 課員及び JRR-3 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	57 名
上記以外に研究炉部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(5) JRR-4 管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨時実施するとともに、職員等には次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 4 月 15 日 平成 15 年 5 月 1 日 平成 15 年 5 月 19 日 平成 15 年 5 月 21 日 平成 15 年 5 月 23 日 平成 15 年 8 月 11 日 平成 15 年 9 月 30 日 平成 15 年 10 月 10 日 平成 15 年 10 月 14 日 平成 15 年 10 月 16 日 平成 15 年 10 月 24 日 平成 15 年 11 月 11 日 平成 15 年 12 月 12 日 平成 15 年 12 月 22 日	核物質防護に関する教育訓練	JRR-4 の防護区域に立入る職員及び業者を対象に、核物質防護に関する教育訓練を実施した。 ・テキスト 研究炉部核物質防護訓練資料	104 名
平成 15 年 4 月 8 日 ～ 平成 15 年 5 月 12 日	新入職員及び異動職員教育訓練	新入職員及び異動職員を対象に JRR-4 施設全般について保安教育訓練を実施した。 ・テキスト JRR-4 本体施設運転手引他	3 名
平成 15 年 4 月 11 日	通報訓練	JRR-4 課員及び JRR-4 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	30 名
平成 15 年 7 月 14 日 平成 15 年 7 月 24 日	放射線防護 放射線管理	放射線防護、放射線管理について保安教育訓練を実施した。	16 名

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 10 月 30 日	通報訓練	JRR-4 課員及び JRR-4 建家 関係者を対象に通報訓練を 実施した。	31 名
平成 15 年 11 月 20 日 平成 15 年 11 月 11 日 ～ 平成 15 年 12 月 25 日	10、11 月異動 職員教育訓練	異動職員を対象に JRR-4 施設全般について保安教育 訓練を実施した。 ・テキスト JRR-4 本体施設運転手引	5 名
平成 15 年 4 月 15 日 平成 15 年 10 月 14 日 平成 15 年 12 月 1 日 平成 16 年 2 月 19 日	放射線業務従 事者に対する 再教育訓練	JRR-4 課員及び JRR-4 建家 関係者を対象に放射線業務 従事者に対する再教育訓練 を実施した。 ・テキスト 放射線業務従事者テキス ト他	21 名
平成 16 年 2 月 16 日 平成 16 年 2 月 17 日	核燃料取扱、 事故防止等に 関する教育訓 練	JRR-4 課員を対象に核燃 料取扱、事故防止等に関する 教育訓練を実施した。	16 名
上記以外に研究炉部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(6) 研究炉技術管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨時実施するとともに、職員等には次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 4 月 8 日 平成 15 年 5 月 1 日 平成 15 年 8 月 14 日 平成 15 年 8 月 29 日 平成 15 年 9 月 30 日 平成 15 年 10 月 7 日 平成 15 年 10 月 15 日 平成 15 年 10 月 23, 24, 27 日 平成 15 年 10 月 30 日 平成 15 年 11 月 11 日 平成 15 年 12 月 3 日 平成 15 年 12 月 12 日 平成 16 年 2 月 2 日	核物質防護に関する教育訓練	使用済燃料貯蔵施設(北地区)の防護区域に立に入る職員及び業者を対象に、核物質防護に関する教育訓練を実施した。 ・テキスト 研究炉部核物質防護訓練資料	64 名
平成 15 年 4 月 10 日	通報訓練	研究炉技術管理課員及び使用済燃料貯蔵施設(北地区)関係者を対象に通報訓練を実施した。	30 名
平成 15 年 4 月 22 日 ～ 平成 15 年 4 月 23 日 平成 15 年 10 月 2 日 ～ 平成 15 年 10 月 8 日	新入職員及び異動職員教育訓練	新入職員及び異動職員を対象に研究炉技術管理課所掌業務全般について保安教育訓練を実施した。 ・テキスト JRR-3、4 本体施設運転手引等	3 名

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 9 月 11 日 ～ 平成 15 年 9 月 12 日 平成 15 年 9 月 16 日 ～ 平成 15 年 9 月 17 日	平成 15 年度 対米輸送に関する保安教育	対象全員に対米輸送に関する保安教育訓練を実施した。	76 名
平成 15 年 10 月 9 日	通報訓練	研究炉技術管理課員及び使用済燃料貯蔵施設(北地区)関係者を対象に通報訓練を実施した。	31 名
上記以外に研究炉部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(7) アイソトープ研究開発課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨時実施するとともに、職員等には次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 15 年 4 月 10 日	通報訓練	アイソトープ研究開発課員及びラジオアイソトープ製造棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	42 名
平成 15 年 10 月 10 日	通報訓練	アイソトープ研究開発課員及びラジオアイソトープ製造棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	45 名
平成 15 年 11 月 25 日 ～ 平成 15 年 12 月 1 日	医薬用外毒物劇物の管理	アイソトープ研究開発課員及びラジオアイソトープ製造棟関係者を対象に医薬用外毒物劇物の管理 ・テキスト 医薬用外毒物劇物管理マニュアル	25 名
上記以外に研究炉部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

This is a blank page.

9. 国際協力

International Cooperation

This is a blank page.

9.1 文部科学省原子力研究交流制度等

(1) 受入れ

1) 研究炉の利用管理

タイ王国の 1 名を平成 15 年 9 月 8 日から 11 月 29 日までの約 3 ヶ月間、研究炉利用課において受け入れた。

主な研究目的は研究炉の利用管理に関するもので、東海研究所に多数ある原子力施設の中で、研究用原子炉 JRR-3・JRR-4 の概要及び利用施設の性能について調査した。また、研究炉の利用管理については、JRR-3 及び JRR-4 の利用、キャプセル、施設の管理について調査し、理解を深めた。これらの結果は終了報告書として「Management of Research Reactor Utilization」にまとめられた。

2) BNCT のための線量測定及び線量評価手法の開発

平成 15 年度文部科学省(MEXT)原子力研究交流制度に基づき、平成 15 年 11 月 17 日から平成 16 年 2 月 14 日までの約 3 ヶ月間、中国原子能科学研究院 (CIAE) の研究員 1 名を受入れ、原研で開発した BNCT 線量評価システム (JCDS) に関する研修を行った。JCDS を使って円筒水ファントムモデルを用いた線量計算を実行するとともに、実際の円筒水ファントムを使った照射実験を行い、実験値と計算値との比較を行った。また、JRR-4 で実施されているホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) を実際に見学するとともに、BNCT 実施に必要となる熱中性子束及び γ 線量の測定技術、JRR-4 の中性子ビーム設備に設置されている照射装置の開発について、研修、討論を行った。

3) JRR-3 の運転、保守及び安全管理

中国泰山 3 号炉の技術者 1 名を、平成 16 年 1 月 26 日～平成 16 年 4 月 24 日までの 3 ヶ月間、JRR-3 管理課で受入れ、主に JRR-3 の運転、保守及び安全管理について研修を行った。また、JRR-3 原子炉施設の構造（炉心構造物、計測制御系統施設、冷却系統施設等）の概要説明、燃料管理及び使用済燃料プール等の水質管理、照射利用設備、原子炉規制法及び指針類等についての研修も行った。中国泰山 3 号炉は CANDU タイプの原子炉であるが、重水漏洩に関する危機管理が薄弱であるため、重水の管理、特に漏洩検知等についての情報提供を行った。さらに JRR-4 でも上記と同様の研修を行うとともに、NUCEF や PWR 燃料製作会社である三菱原子燃料（株）の見学を行い、原子力に関する幅広い知識・情報を習得させた。

(2) 派 遣

1) 核解析コードの紹介

平成 15 年度 MEXT 原子力研究交流制度に基づき、原研職員 1 名がベトナムダラト原子力研究所（以下、ダラト研究所）へ派遣された。ダラト研究所では、研究用原子炉 Dalat Nuclear Research Reactor（以下、DNRR）の核特性解析のために、原研で開発された「核計算コードシステム SRAC」（以下、SRAC コード）の本格的導入を望んでいる。そこで、SRAC コードに関する情報を提供すると共に、DNRR に適した解析手法の指導を実施した。

SRAC コードに関する情報提供は、同行した原子力安全研究協会職員等（以下、同行派遣者）との協力により実施した。同行派遣者との協力により SRAC コードの概要・基本理論・インストール方法・

解析例等を紹介した後、原研職員が実際の研究炉への適用例として JRR-3 における利用現状の紹介を実施した。DNRR の特徴を考慮した解析手法についての指導は、JRR-3 における手法を参考にして具体的に指導を実施した。更に、DNRR における燃料交換計画立案のための炉心燃焼計算手法について、JRR-3 における炉心燃焼計算手法を参考にして指導を実施した。

以上の技術指導により、ダラト研究所では、DNRR 炉心核特性解析に SRAC コードを導入でき、その結果、より精度のよい「炉心管理」が可能になった。

原研では、信頼性のある種々の原子炉解析コードが開発されており、このような解析コードに関する情報を必要としている研究所は国外でも多い。従って、今回のような解析コードに関する情報提供・技術指導は今後も実施していく必要がある。

2) 中国 CARR 炉と JRR-3 に関する情報交換

平成 15 年度 MEXT 原子力交流制度に基づき、平成 15 年 10 月 26 日～11 月 7 日にかけて、中国原子能科学研究院が建設している新型研究炉 (CARR : China Advanced Research Reactor) について、情報交換を行った。CARR は、最大熱出力 60MW のシリサイド燃料を用いた軽水減速冷却、重水減速のスイミングプールで、出力に違いがあるが JRR-3 原子炉施設と同様の炉型である。2004 年中旬に原子炉建家の建設を終了し、その後機器・設備の据付を経て、2006 年中の臨界を目指し建設が行われる予定である。CARR は、JRR-3 と炉型が同じことから、炉心構造物、実験利用設備及びシリサイド燃料を用いた特性試験について情報交換を行った。今後、中国原子能科学研究院では、CARR の運転に向けて、運転員の育成が問題となっており、JRR-3 における運転員の教育及び育成等についても情報交換を行った。

(3) 人員派遣取決め制度による受入れ

1) ホウ素中性子捕捉療法の線量評価に関する研究

ホウ素中性子捕捉療法の線量評価に関する研究を目的にフィンランド国立技術開発センター（以下「VTT」という。）との間の人員派遣取決め制度に基づき、平成 15 年 4 月 1 日から平成 15 年 4 月 17 日の期間、イイロ・ヘイッキ・アウトリネン主任研究員を受け入れた。VTT はホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) を目的として TRIGA 炉である FiR1 に BNCT 用の照射設備を整備し、1999 年 6 月から BNCT を実施している。VTT の研究グループは欧州線量評価のワーキングチーム並びに、米国・欧州における BNCT 施設の線量特性を比較するための欧州チームに参加しており、各国の医療照射施設の線量評価について比較を行っている。また、同グループは、JRR-4 の医療照射用中性子ビーム特性と米国・欧州における BNCT 施設の線量特性の比較を希望しており、受け入れ期間中、VTT の線量評価方法を用いた JRR-4 の熱中性子モード I (重水層 12cm) の性能評価を行った。実施した実験内容はマルチフォイルを用いた中性子スペクトル測定、TLD を用いた γ 線吸收線量の測定、ツインイオンチャレンバーを用いた矩形ファントム内の線量分布測定、Au-Cu-Mn を使用した矩形ファントム内の熱中性子束分布測定であった。BNCT の線量評価方法の比較検討及び線量評価システムの開発について世界的なレベルで議論し、研究情報を交換することは原研にとっても有益なものとなった。

9.2 二国間協力

9.2.1 JAERI-BATAN 研究協力（付属書III-A：原子炉物理及び技術の分野における協力）

平成 13 年 3 月 17 日付けで、本協力協定の 3 年延長が、原研とインドネシア原子力庁 (BATAN)との間で合意に達した。平成 15 年度は、この再延長後の 3 年度目にあたる。付属書 I・A に基づく協力（中性子散乱の分野における協力）及び付属書IV・A に基づく協力（RI の生産と利用の分野における協力）では、研究員の受け入れ派遣は無く情報交換等がなされた。付属書III・A に基づく協力（原子炉物理及び技術の分野における協力）では受け入れ 2 名、派遣 1 名の研究員の交流がなされた。

今年度は協力協定の再延長の手続きを行い、平成 16 年度からは、付属書III・A についても、BATAN が独自に対応できる力を備えてきたことから、協力内容を情報交換として、原研と BATAN との間で合意に達した。

また、平成 16 年 3 月 8 日、9 日には、インドネシアのジャカルタにて第 16 回目の合同運営委員会が開かれ、平成 15 年度の活動及び、平成 16 年度の実施計画等について等が話し合われた。

(1) 受入れ

1) 気送管のメンテナンスについて技術習得

JAERI-BATAN 研究協力取り決め付属書III・A に基づき、BATAN の多目的研究炉 RSG-GAS(MPR-30) の技術者 1 名を平成 15 年 10 月 13 日（月）から平成 15 年 11 月 8 日（土）までの 27 日間、研究炉利用課で受け入れた。RSG-GAS の気送管照射設備について、系統内で水漏れがあるため、水漏れ箇所の調査方法、今後の改修方法について、意見交換及び技術的アドバイスを行った。

また、JRR-3 及び JRR-4 の気送管照射設備、水力照射設備の概要説明、メンテナンス方法についての研修及び現場見学を行い、原研の気送管照射設備及び水力照射設備について、学習を行うと共に RSG-GAS の気送管照射設備及び水力照射設備についての長期的なメンテナンス方法について、意見交換及び技術的アドバイスを行った。

2) ホット試験施設の管理・保守（照射後試験技術）

ホット試験室では、ホット試験施設の管理・保守、照射後試験技術等に関する情報交換等を目的に、BATAN の Radiometallurgy Installation (ホット試験施設) から研究員 1 名を平成 15 年 11 月 4 日から 11 月 30 日までの 4 週間、受け入れた。

本研究員は、主に照射後試験技術の習得を目的とし、ホットセル内での試料調製を含む金相試験及び SEM/EPMA 試験技術に関する調査を行った。BATAN ホット試験施設においては、ホット試料を用いた金相試験の実績はあるが、SEM 試験においてはその実績がないので、既設 SEM/EPMA 装置をホット試料が取り扱える様に改良することを検討している。そのため、燃料試験施設に設置されているホット試料対応の装置に関する遮へい体の付加等の装置の改良点、試料の搬入方法等についての情報を提供した。その他、ホットセル内の汚染除去作業、装置のメンテナンス方法についての技術指導を行った。

(2) 派遣

1) 気送管照射設備の改修・メンテナンスに関する調査及び指導

平成 15 年 9 月 28 日から 10 月 10 日までの 13 日間、JAERI-BATAN 研究協力取り決め付属書III-A に基づき、研究炉利用課から専門家 1 名を BATAN の RSG-GAS に派遣し、気送管照射設備の改修・メンテナンスに関する調査及び指導を行った。RSG-GAS の気送管照射設備について、現状を確認したところ、水漏れが確認されたため、チェックシートを作成し、水漏れ箇所の調査を行ったが、調査期間が短かったため漏洩部を特定できなかった。今後の水漏れ箇所の調査方法、改修方法について、技術指導及び意見交換を行った。また、RSG-GAS の水力照射設備についても現場調査を行った。原研の研究炉の気送管照射設備及び水力照射設備についてのメンテナンス法を RSG-GAS のスタッフに紹介し、RSG-GAS の気送管照射設備及び水力照射設備について、今後の長期的なメンテナンス法について技術指導及び意見交換を行った。

2) 国際技術協力員

平成 15 年 5 月 25 日～6 月 21 日、7 月 27 日～8 月 23 日、9 月 28 日～10 月 24 日、平成 16 年 1 月 10 日～3 月 13 日の 4 回、原研と BATAN との研究炉の利用等に関する研究協力取り決めに基づき BATAN 研究炉技術開発センターに国際技術協力員を派遣した。協力員は、研究炉技術開発センターにおいて、高出力利用運転、保守・整備作業等を視察あるいは記録確認等により状況を調査・把握し、同炉の安全管理及び技術的管理全般について必要な助言・指導を行った。

9.2.2 JAERI-OAP 研究協力（付属書 I : 研究炉の分野における協力）

平成 6 年度に原研とタイ原子力庁（以下、OAP）との間の研究協力協定が締結された。平成 15 年度は、この協定に基づいて研究協力を実質的 9 年度目にあたる。

TRIGA-Mark III 改造炉である TRR-1/M1 の運転・保守管理及び技術管理では、引き続き IAEA から改善勧告を受けている TRR-1/M1 の安全解析書の改訂作業を進めている。新研究炉計画では、9 月末に Thai Atomic Energy Commission for Peace から合格の審査結果を得たが、国の正式な財政的な最終了解はまだである。

平成 15 年度は、「核計算コードを用いた炉心解析」「中性子検出器及びイメージングプレートの測定技術の習得」というテーマで 2 名受け入れ、核計算の専門家 1 名を派遣し技術指導を行った。

また、第 10 回目の運営委員会が 2003 年 10 月 13 日、14 日にタイのバンコクで開催され、平成 15 年度の活動及び、平成 16 年度の実施計画等について等が話し合われた。

(1) 受入れ

1) 炉心解析

JAERI-OAP との研究協力取決めに基づき、平成 16 年 3 月 23 日から約 1 ヶ月間、OAP 職員 1 名に対して OAP が所有する TRR-1/M1 の炉心解析を指導した。具体的には、核計算コード SRAC を用いて初期炉心の実効増倍率、中性子束分布、及び最小臨界炉心での実効増倍率を求めた。また、実効増倍率の実験値との比較を行った。その結果精度のよい炉心解析を行うことが可能となった。

2) 中性子検出器及びイメージングプレートの測定技術に関する実務研修

JAERI-OAP との研究協力取決めに基づき、タイの研究員 1 名が平成 16 年 3 月 21 日から 4 月 17

日までの期間滞在し、中性子検出器及びイメージングプレートの測定技術に関する実務研修を中性子利用研究センターにて行った。本研修では、まず、当該分野における専門家による講義・解説を行い、中性子検出器及びイメージングプレートに対する基礎的な知識を習得した。次に中性子検出器に関する実務研修においては、ZnS+LiF シンチレータ及び波長シフトファイバを用いた位置敏感型中性子検出法について、実際の波形測定を行うことによりその測定原理を理解した。一方、イメージングプレートの測定技術における実務研修では、パルス励起型読み取り方法について学び、また、イメージングプレートの放射線線量依存性及びフェーディング特性の測定を通してイメージングプレートの放射線照射に対する基本的な応答を理解した。

(2) 派 遣

1) 炉心解析

JAERI-OAP との研究協力取決めに基づき、平成 16 年 1 月 25 日から約 2 週間、炉心解析分野の技術協力として炉心解析の指導を行った。具体的には、核計算コード SRAC を用いて OAP が所有する TRR-1/M1 の炉心解析を指導した。OAP は、IAEA の改善勧告に基づく安全解析書の見直し、及び新研究炉の建設等により、OAP 自身が核計算の能力を身に付ける必要性にせまられている状況にある。本解析は核計算の基礎となるものである。

2) 国際技術協力員

平成 15 年度も、国際技術協力員 1 名を 1 年間 OAP に派遣した。主な成果内容は、(1)新研究炉の安全審査の推進に寄与したこと、(2)炉心核計算の専門家育成が図れたこと、(3)IAEA から改善勧告を受けている TRR-1/M1 の安全解析書の改訂版作成に協力し、推進することができたこと、(4)原研一 OAP 間の情報交換、人事交流、運営委員会の準備・調整等に寄与したこと、等である。

9.3 国際会議、シンポジウム

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

平成 16 年 1 月 12 日（月）～1 月 16 日（金）の 5 日間、ベトナムのダラトにおいて文部科学省の主催による 2003 年度 FNCA 研究炉利用ワークショップが開催された。アジア原子力協力フォーラム (FNCA: Forum for Nuclear Cooperation in Asia) は、日本が主導する原子力平和利用協力の枠組みで、日本、オーストラリア、中国、インドネシア、韓国、マレーシア、フィリピン、タイ、ベトナムの 9 カ国が参加して、研究炉利用、農業利用、医学利用、原子力広報、放射性廃棄物管理、原子力安全文化、人材養成、工業利用の 8 つの分野で活動している。本ワークショップの活動は、参加国による研究炉利用及び利用技術に関する情報交換により、各国の研究炉利用活動を相互に支援協力することを目的とするものである。

今年度の研究炉利用ワークショップは、主ワークショップとして中性子放射化分析、研究炉基盤技術及びサブワークショップとして RI 製造、中性子散乱のプロジェクトが、それぞれベトナムおよびインドネシアの 2ヶ国で開催された。このワークショップには、オーストラリアを除く 8 カ国から主ワークショップに 45 名、サブワークショップに 42 名が参加した。

研究炉部からは、中性子放射化分析の環境分析への適用、研究炉基盤技術の共有化及びテクネチウ

ム(Tc)ジェネレータ技術の確立と普及についての3つの分野で4件の発表を行った。

- ・中性子放射化分析の環境分析への適用

笹島 文雄 「The Effect of Uncertainty of Reactor Parameters Obtained Using k_0 -NAA on Result of Analysis」

- ・研究炉基盤技術の共有化

小杉 敏夫 (FNCA 日本側PL代行) 「Research Reactor Technology for Effective Utilization」

佐川 尚司 「The Current Status of Research Reactor in JAERI」

- ・Tc ジェネレータ技術の確立と普及

松岡 弘充 「Application of PZC to $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ generator-III」

ワークショップにおいて討議された内容は概略以下のとおりである。

(1) 中性子放射化分析の環境分析への適用

中性子放射化分析の分野では、サブセッションにおいてベトナム版 k_0 ソフトウェアの検証試験が行われ、元素濃度が判っている環境標準試料と同様な結果であることを確認した。また、各国から k_0 法ソフトウェアの導入状況についての報告が行われるとともに、参加国共通の k_0 ソフトウェアとして期待されている IAEA 版 k_0 ソフトウェアの公開についての情報が得られた。また、大気浮遊塵の分析については、各国から活動状況について報告されるとともに、日本側でとりまとめている 2002 年度に実施した大気浮遊塵の分析結果に関する報告書について討議した。この報告書は、最終的に国際的なジャーナルなどに投稿される予定である。2004 年度の計画については、これまでの合意に基づく大気浮遊塵の分析を継続することが合意された。また、2005 年度以降の活動については、海洋試料を対象として分析することで合意し、その可能性を検討するために、海洋生物の標準試料の分析を次年度に試行することとなった。

(2) 研究炉基盤技術の共有化

研究炉基盤技術の分野では、各国の研究炉の現状について報告が行われるとともに、研究炉基盤技術の共有化に関して、第 4 回コーディネーター会合で合意された「研究炉利用分野の協力のみならず、研究炉自体に関するプロジェクトの立ち上げが必要」との提案に基づき、新たなプロジェクトについて参加各国からの提案課題の討論が行われた。その結果、新たなプロジェクトの候補課題として、「1) 炉物理（核特性）、2) 熱水力解析、3) 計測制御系の更新」が採択された。これらについては、来年度の研究炉利用ワークショップにおいて、スケジュール、具体的な内容等を議論、決定することで参加各国の合意が得られた。

(3) Tc ジェネレータ技術の確立と普及

RI 製造の分野では、Tc ジェネレータを用いた Tc-99m の溶離率などに関する各国の状況報告があり、理想的な条件で約 70~98% の値が得られることを確認した。また、照射済み Mo と PZC を混合してカラムに充填するための自動 Mo 充填装置の公開実験が行われ、設計仕様を満足する動作であることを確認した。さらに、自動 Mo 充填装置を用いた Tc-99m ジェネレータカラムの製造技術についても Tc-99m 溶離率約 80%, Mo-99 脱離率約 0.007% と満足なデータが得られた。2004 年度の活動としては、放射性医薬品標識実験や包括的総合報告書の刊行などを行うことが合意された。

(4) 中性子散乱の高分子材料構造評価への適用

アジア地域で産出される天然ゴム、カラギーナン等の高分子の改良に必要な構造評価技術の開発を目指として実施している実験として、1) ベトナム、タイが提案している天然ゴム系の高分子の実験（原

研 小泉智、長谷川京大助教授が指導)、2) フィリピンが提案しているカラギーナンの実験(東大物性研の柴山教授が指導)について、実験結果とその評価について報告があった。この報告の中で、1)については、天然ゴムについての中性子小角散乱実験を開始した段階である。2)については、カラギーナンをガンマ線照射(100K グレイ)した場合、高分子の動きが最も活発となり、肥料として最適な状態であることが分かった。

(5) その他

今回のワークショップの発表件数は 69 件(内原研 5 件)に上るとともに、各分野の専門家による研究炉の利用及び利用技術に関する情報交換が行われた。また、最終日に行われた円卓会議において 2004 年度のワークショップの開催国について協議し、平成 16 年 3 月に開催されるコーディネータ会合にタイでの開催を提案することが合意された。

9.3.2 ウランモリブデン燃料の技術会議

2003 年 6 月 23 日～27 日にかけて、オーストリアのウィーンにおいて、IAEA が主催する「高密度分散型 UMo 燃料の開発」の国際会議(専門会議及びコンサルタント会議)に参加した。専門会議では 23 日～25 日の 3 日間にかけて、10 の講演(①燃料特性と認可の紹介②UMo 燃料製造③押し出し形成技術による UMo 燃料の製造④分散型燃料金属の特性⑤照射挙動⑥分散型 UMo 燃料の造形⑦MTR 燃料板の照射特性⑧ロシアにおける照射及び照射後の計画⑨原研の UMo 燃料炉心計画⑩使用済燃料の管理と課題)が行われ、米国、仏国、露国等から計 22 名が参加した。今回の会議は、2004 年以降 IAEA が主催する、高濃縮燃料を使用している各国の研究炉管理者等に対して、低濃縮高密度 UMo 燃料の照射挙動等を紹介する「高密度分散型 UMo 燃料の開発」のトレーニングコースの予行演習として実施された。

一方、コンサルタント会議では、米国、仏国、日本及び IAEA の 6 人で、2004 年以降 IAEA が主催する「高密度分散型 UMo 燃料の開発」のトレーニングコースについて、受講期間、受講者、講義内容、開催場所及び開催時期について話し合いを行い、2005 年 3 月頃から、仏国、米国、露国、アジア地域の順番で、約 2 週間で、規制側の人間等を対象に、今回の会議を改定した資料を用いて、講義を行うことが決定した。

9.3.3 RRFM^{VIII}

2004 年 3 月 21 日から 24 日にかけてドイツ国ミュンヘンで第 8 回 RRFM 会議が開催された。会議には 23 カ国及び IAEA から約 170 名が参加し、①燃料開発、品質評価、製造及び認可、②原子炉の運転、燃料安全及び炉心変更、③使用済燃料管理、バックエンド及び輸送の分類の下に 51 件の報告が行われた。以下に、会議で得た U-Mo 燃料開発に関する主な情報を記す。

(1) U-Mo 燃料におけるスウェリング発生

従来、NRC による U-Mo 燃料の性能評価報告書を 2006～2007 年に公開することを目標として、米国は照射試験 RERTR-4、5 を ATR において、フランスは照射試験 IRIS-2 を OSIRIS において、照射試験 FUTURE を BR2 において進めてきた。しかし、IRIS-2 及び FUTURE の両試験は、照射試料に異常なスウェリングの発生が観察されたため、昨年中にいずれも中止に至った。スウェリングが顕著に発生した領域では、燃料粒子とマトリクスであるアルミニウムとの反

応層生成に起因すると考えられる空洞部が観察されている。また、RERTR-4、5においても、同様の現象が観察された。このため、燃料の仕様変更が必要となり、開発日程は遅延することとなった。

(2) U-Mo 燃料の今後の開発日程

今後、2004年から2006年にかけて、米国においては照射試験 RERTR-6,7 が、フランスにおいては照射試験 IRIS-3,4 が計画されている。その後に実施場所は未定であるが燃料要素照射試験が計画されており、全てが順調に進んだ場合、2009～2010年に NRC により U-Mo 燃料の性能評価報告書が公開される予定である。燃料の耐スウェーリング性を改善するために、燃料粒子とアルミニウムの反応を抑制する方法が米国及びフランスで検討されており、有力な方法の一つは、アルミニウムマトリクスにシリコンを少量添加する方法とされている。最終的に開発される U-Mo 燃料の仕様決定時期は、RERTR 及び IRSIS の照射後試験終了後の 2007 年始め以降となる。

(3) U-Mo 燃料の再処理計画

U-Mo 燃料の開発が計画通りに進めば、2012年頃から、フランス COGEMA 社ラ・アーグ UP-3 施設にて U-Mo 燃料の再処理が可能となる見通しである。

(4) 原研 JRR-3 における U-Mo 燃料導入検討計画の現状の報告

会議において、原研は JRR-3 の U-Mo 燃料導入検討計画の現状を示し、本会議で報告された燃料開発日程の遅延を受けて、JRR-3 の U-Mo 燃料導入検討計画も日程の再検討を要することを述べた。

9.3.4 IRSRR 会議

「研究用原子炉のインシデント報告システム (IRSRR) の第3回コーディネータ会議」に関する国際会議が、アルゼンチンのバリローチェで2003年11月15日～23日にかけて開催された。加盟国37カ国中19カ国から参加者27名の参加者があり、日本からは文部科学省と原研から各々1名が日本として今回初めて本会議に参加した。本会議では、大きく別けて①研究炉の安全上重要なトラブル事象問題についての IRSRR に関するトレーニング②安全上重要なトラブル事象及びそれらの発生原因についての情報交換③ウェブサイトに関する IRSRR データベースの開発について実施した。①については、参加者をグループに分け、研究炉として発生する確率が大きい事象について模擬問題がグループ毎に配布され議論した後、IRSRR の報告形式に則って、プレゼンテーションを実施した。②について日本からは、2002年12月に起こった JMTR の「計装配管からの一次冷却水漏洩による原子炉停止」事象についての報告を行った。③については、IRSRR データベースについての改善策を具体的に議論した。

次回の開催時期は、2年後の2005年とし、開催場所はアメリカ、ルーマニア、韓国、オランダ及びパキスタンの内から IAEA が決定することになった。

あとがき

本報告書は、研究炉部各課室、施設放射線管理第1課の関係者が平成15年度の活動について分担執筆し、編集委員会で編集したものです。関係者の協力に深く感謝します。

(編集委員長)

編集委員会メンバー

委員長	桜井 文雄 (部長)
副委員長	小杉 敏夫 (次長)
委員	松岡 弘充 (研究炉利用課)
	岸 敏明 (研究炉利用課)
	照沼 憲明 (JRR-3 管理課)
	八木 理公 (JRR-4 管理課)
	田村 格良 (研究炉技術管理課)
事務局	磯崎 賢一 (研究炉業務課)
	小池 澄子 (研究炉業務課)

This is a blank page.

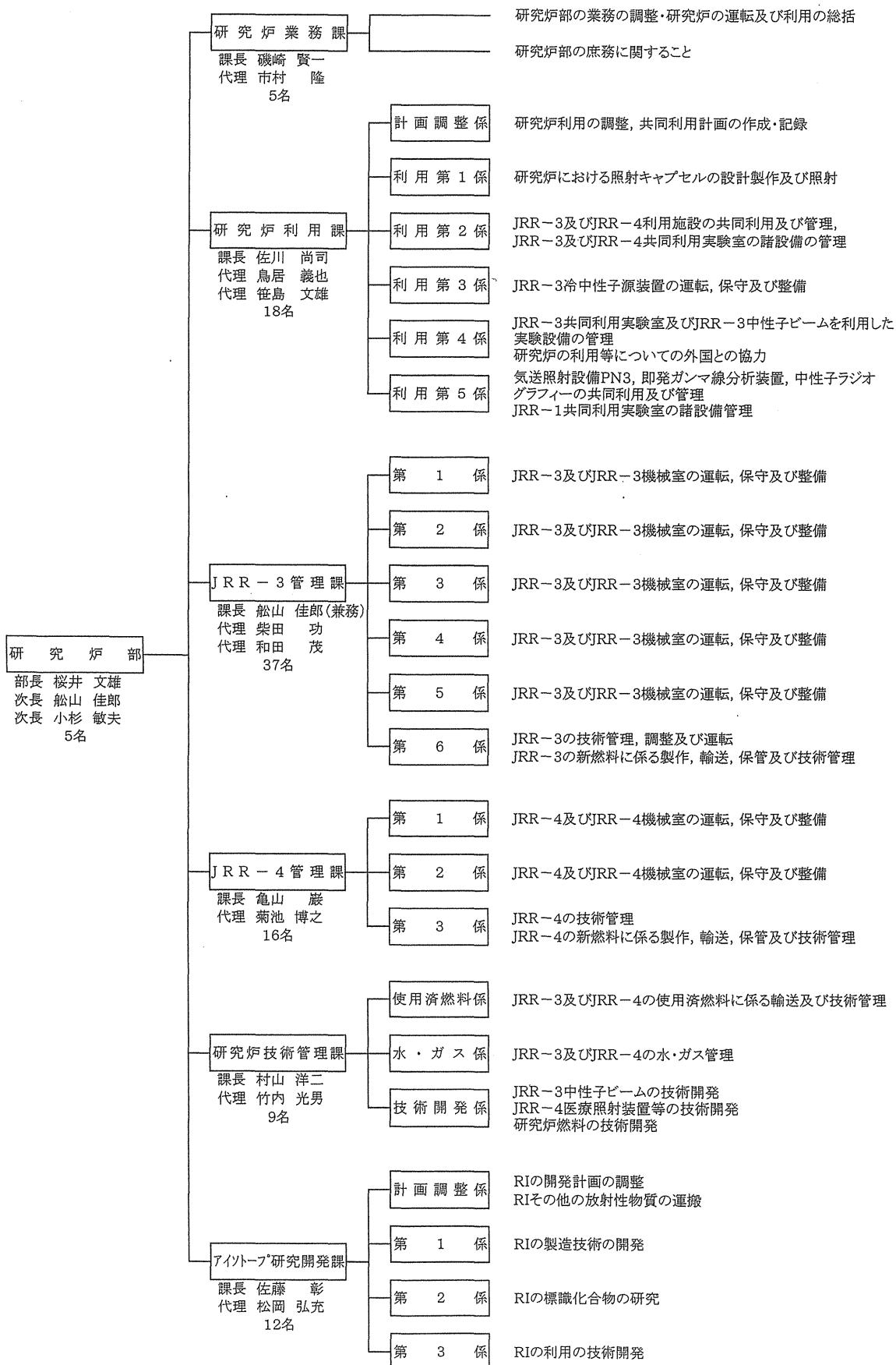
付 錄

Appendix

This is a blank page.

付録1 研究炉部の組織と業務

平成16年3月31日現在



付録2 平成15年度JAERI-Research等一覧

著者	標題	レポートNo.
市村	研究炉利用における研究成果集（平成13年度）	JAERI-Review 2003-019
橋本、松岡、本石、反田 他	がん治療医薬の開発を目指した放射性レニウムに関する研究（第二次報告）	JAERI-Research 2004-001
笹島	JRR-3 将来計画作業部会審議報告書	JAERI-Review 2003-037
研究炉部	平成14年度研究炉部年報（運転・利用と研究・技術開発）	JAERI-Review 2004-002

付録3 平成15年度口頭発表一覧

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
橋本 他	癌性骨転移疼痛緩和薬剤 ^{186}Re -MAG3-HBP の体内分布に影響を与える蛋白結合競争阻害剤の影響	第13回金属の関与する生体関連反応シンポジウム (H15.6)
熊田	JAERI Computational Dosimetry System(JCDS) for Neutron Capture Therapy (ホウ素中性子捕捉療法のための線量評価システム (JCDS))	6th International Stereotactic Radiosurgery Society Congress (H15.6)
木暮、反田 岩本 他	血管内照射用 Ir-192 Radiation Sources for Intra-vascular Irradiation	第40回理工学における同位元素・放射線研究発表会 (H15.7)
松岡、橋本 他	Mo 吸着剤 PZC を利用した $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータ (II)	第40回理工学における同位元素・放射線研究発表会 (H15.7)
小林、反田	高圧窒素ガス封入井戸型電離箱測定装置 (15年後に更新)	第40回理工学における同位元素・放射線研究発表会 (H15.7)
熊田、山本 他	JRR-4 中性子ビーム設備による線量分布の最適化の検討	第1回日本中性子捕捉療法研究会 (H15.8)
熊田、山本 他	熱外ビーム BNCT での線量分布の検討	第1回日本中性子捕捉療法研究会 (H15.8)
熊田、山本 他	JRR-4 号炉における混合熱・熱外中性子捕捉療法の Phase1/2 Study の結果分析と今後の展開	第1回日本中性子捕捉療法研究会 (H15.8)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
橋本 他	Preparation and HPLC Analysis of ^{177}Lu -EDTMP、 ^{177}Lu -EDBMP、 ^{177}Lu -NTMP (^{177}Lu -EDTMP、 ^{177}Lu -EDBMP、 ^{177}Lu -NTMP の合成と HPLC 分析)	15th International Symposium on Radiopharmaceutical Chemistry (H15. 8)
山本、熊田 他	悪性脳腫瘍細胞浸潤モデルを応用したターゲット領域の設定に関する考察	第1回日本中性子捕捉療法研究会 (H15. 8)
熊田、山本 他	JCDS を利用した治療計画の現状と課題	第1回日本中性子捕捉療法研究会 (H15. 8)
熊田、山本、鳥居 他	BNCT 線量評価システム (JCDS) の線量計算手法の高度化	日本原子力学会 2003 年秋の大会 (H15. 9)
山本、熊田、岸鳥居、樋村、大竹、野沢 他	非開頭ホウ素中性子捕捉療法における熱外中性子ビーム測定法の検討	日本原子力学会 2003 年秋の大会 (H15. 9)
熊田、山本、鳥居 他	ホウ素中性子捕捉療法のための線量評価システム (JCDS) の検証	第 86 回日本医学物理学会学術大会 (H15. 9)
橋本、松岡 他	がんの内用放射線治療に有用な二官能性配位子 MAG3 の ^{188}Re 標識	2003 日本放射化学年会・第 47 回放射化学討論会 (H15. 10)
橋本 他	蛋白結合競合阻害剤の併用による放射性レニウム標識腫瘍骨転移治療薬剤の体内動態制御	第 18 回日本薬物動態学会年会 (H15. 10)
山本、熊田 他	ホウ素中性子捕捉療法における熱外中性子ビームの強度モニタリング手法と線源補正係数の導出	第 62 回日本脳神経外科学会総会 (H15. 10)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
山本、熊田 他	グリオーマに対する治療戦略	第 62 回日本脳神経外科学会総会 (H15. 10)
橋本 他	癌性骨転移疼痛緩和を目的とする有機レニウム錯体結合 bisphosphonate の開発	第 43 回日本核医学会総会 (H15. 10)
佐藤 他	Re-186 放射性薬剤の反応収率に及ぼすハロゲン化水素酸の影響	日本放射化学会年会 (第 47 回放射化学討論会) (H15. 10)
橋本 他	放射性レニウム標識ペプチドの腎臓放射能滞留低減を目的とした標識薬剤の開発	第 43 回日本核医学会総会 (H15. 10)
橋本 他	癌性骨転移疼痛緩和薬剤 ^{186}Re -MAG3-HBP の体内分布に与える蛋白結合阻害剤の影響	第 43 回日本核医学会総会 (H15. 10)
楠、国府田 他	研究炉使用済燃料乾式貯蔵施設 (DSF) の概要と運転実績	第 24 回 INMM 日本支部年次大会 (H15. 11)
熊田、山本 他	JRR-4 中性子ビーム設備による中性子捕捉療法のための線量分布最適化の検討	日本放射線腫瘍学会第 16 回学術大会 (H15. 11)
田村、鈴木、羽沢、盛合、堀、 笠島 他	モンテカルロシミュレーションによる JRR-3 熱中性子導管の改良における性能評価	日本中性子学会第 3 回年会 (H15. 12)
山本、鈴木、田村、熊井、熊田村山	JRR-3 のステンレス製新型減速材容器の冷中性子利得解析	日本中性子学会第 3 回年会 (H15. 12)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
山本、熊田 他	Blood Boron pharmacokinetics in Boron Neutron Capture Therapy (ホウ素中性子捕獲治療法における血液中ホウ素薬物動態)	2nd meeting of the Asian Society for Neurooncology (H15. 12)
佐川	The Current Status of Research Reactors in JAERI (原研における研究炉の現状)	FNCA 2003 Workshop on the Utilization of Research Reactor (Dalat) (H16. 1)
笹島	The Effect of Uncertainty of Reactor Parameters Obtained Using k_0 -NAA on Result of Analysis (k_0 -NAA における原子炉パラメータの不確かさが分析結果に与える影響)	FNCA 2003 Workshop on the Utilization of Research Reactor (Dalat) (H16. 1)
松岡、橋本 他	Application of PZC to $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ generator-III-PZC の $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレーターへの応用-III-	2003 FNCA 原子力安全ワークショップ (H16. 1)
田村、鈴木、羽沢、盛合、堀、 笹島、曾山	Performance of Upgraded Thermal Neutron Guides with Supermirrors at JRR-3 (JRR-3 熱中性子導管のスーパーミラーへの改良における性能評価)	International conference on Neutron Optics (H16. 1)
熊田、山本、鳥居、村山 他	JRR-4 のビーム孔形状変更に関する検討	京大炉「中性子捕捉療法システムの高度化」専門研究会 (H16. 2)
山本、熊田、岸、 檍村、村山 他	Si-Li 半導体検出器を用いた JRR-4 中性子ビームの空間分布測定	京大炉「中性子捕捉療法システムの高度化」専門研究会 (H16. 2)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
熊田、山本 他	BNCT 照射におけるターゲット領域周辺の線量分布最適化に関する検討	日本原子力学会 2004年春の年会 (H16.3)
山本、熊田、村山 他	悪性神経膠腫の浸潤特性を考慮した照射野の選定方法	日本原子力学会 2004年春の年会 (H16.3)
田村、鈴木、羽沢、盛合、堀、 笹島、山本、熊井 他	モンテカルロシミュレーションによるJRR-3熱中性子導管と冷中性子導管の改良における性能評価	日本原子力学会 2004年春の年会 (H16.3)
楠、村山、和田、 加藤、細谷、 桜井	Current status of U-Mo conversion program in JRR-3 (JRR-3 の U-Mo 燃料移行計画の現状)	8th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (ENS RRFM 2004) (H16.3)
田村	使用済燃料貯蔵施設 (DSF) の運転管理	平成15年度弥生研究会(H16.3)

付録4 平成15年度外部投稿論文一覧

発表者	標題	発表誌名
山本、熊田 他	Characterization of Neutron Beams for Boron Neutron Capture Therapy : In-Air Radiobiological Dosimetry (ホウ素中性子捕捉療法用の中性子ビームの特性：空気中下の放射線生物学的線量測定)	Radiation Research :Vol. 160, No. 1, pp. 70
熊田 他	Clinical review of the Japanese experience with boron neutron capture therapy and a proposed strategy using epithermal neutron beams (ホウ素中性子捕捉療法に関する日本の臨床例の考察と熱外中性子ビームを使った計画案)	Journal of Neuro-Oncology:Vol. 62
山本、熊田 他	写実体ファントムを用いた脳表面の熱中性子束分布測定の再現性	日本原子力学会論文誌
佐川	Intensity of Neutron Beam from JRR-3 Reactor Successfully Increased by Six Times with Neutron Supermirror (スーパーミラーを用いて JRR-3 原子炉の熱中性子ビーム強度が6倍に)	IGORR NEWS
橋本、松岡	Analysis of ¹⁸⁸ Re-EDTMP Complexes by HPLC and Ultrafiltration (¹⁸⁸ Re-EDTMP 錯体の HPLC 及び限外ろ過法による分析)	Radiochimica Acta
坂本 他	Recent development of artificial nuclease with specificity of cleavage site (切断位置特異性をもった人工ヌクレアーゼの最近の進展)	Recent Research Developments in Nucleosides and Nucleotides
熊田、山本、堀、大竹 他	Prediction of Boron Concentrations in Blood from Patients on Boron Neutron Capture Therapy (ホウ素中性子捕捉療法における患者の血液中のホウ素濃度の推定)	Anticancer research:Vol. 23
熊田 他	Enhancement of sodium borocaptate(BSH) uptake by tumor cells induced by glutathione depletion and subsequent function as a radioprotectant for gamma-ray-irradiation (グルタチオン枯渇による腫瘍細胞への BSH 取り込みの増強と共に伴うガンマ照射に対する防護作用)	Cancer Research (AACR)

発表者	標題	発表誌名
熊田、山本 他	Verification of the Computational Dosimetry System in JAERI (JCDS) for boron neutron capture therapy (ホウ素中性子捕捉療法のための BNCT 線量評価システム (JCDS) の検証)	Physics in Medicine and Biology
橋本 他	Skeltal affinity of Tc(V)-DMS is bone cell mediated and pH dependent pH 感受性 Tc(V)-DMS の骨親和性	European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging
橋本 他	Separation Purity of ^{177m}Lu and Preparation of ^{177m}Lu -EDTMP (^{177m}Lu の分離・精製及び ^{177m}Lu -EDTMP の合成)	Journal of Nuclear and Radiochemistry
笹島	日本原子力研究所の放射化分析設備・機器	放射化分析ハンドブック

付録5 平成15年度官庁許認可一覧

炉名	件名		設置変更	設工認	使用前検査	
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第L16次)の製作	申請	年月日 番号		平成14年3月25日 14原研19第6号	平成14年7月30日 14原研19第24号
		認可 合格	年月日 番号		平成14年4月5日 13諸文科科第10727号	平成16年3月1日 14諸文科科第2083号
J R R 4	同上記載事項の変更	申請	年月日 番号			平成16年1月15日 14原研19第7号
		認可 合格	年月日 番号			
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第L17次)の製作	申請	年月日 番号		平成15年5月21日 15原研19第12号	
		認可 合格	年月日 番号		平成15年6月2日 15諸文科科第1190号	
J R R 4	中性子吸収体の製作	申請	年月日 番号		平成15年5月21日 15原研19第13号	平成15年6月24日 15原研19第15号
		認可 合格	年月日 番号		平成15年6月2日 15諸文科科第1191号	
J R R 4	なし	申請				
		許可 合格				

付録6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績 *(1)

	国名	受入派遣の別	1998 平成 10年度	1999 平成 11年度	2000 平成 12年度	2001 平成 13年度	2002 平成 14年度	2003 平成 15年度
原子力研究交流制度に基づく受入れ及び派遣	インドネシア	受入						
		派遣	1(1W), 1(2W)			1(2W)		
	中国	受入		1(6M)			1(3M)	2(3M)
		派遣	1(1W)	1(1W)	2(2W)			2(13D)
	マレーシア	受入					1(6M)	
		派遣						
二国間協定に基づく受入れ及び派遣	タイ	受入		1(3M)	1(3M)			1(3M)
		派遣						
	ベトナム	受入		1(3M)	1(3M)			
		派遣		1(2W)	1(2W)	1(2W)		1(2W)
	韓国	受入				1(2M)		
		派遣		1(1W)				
その他 (JICA, JAIF, IAEA等)	インドネシア*(2)	受入	9(3-9W)	1(3W), 7(2-9W)	5(3-4W) 4(6-9W)	3(1-8W)	2(8W)	2(4W)
		派遣	10(1-2W)	1(1Y), 11(1-2W)	1(Y) 11(1-2W)	6(1-4W)	6(2-8W)	5(2-9W)
	タイ	受入	4(3-10W)	3(7-8W)	3(3-7W)	3(4W)	3(4W)	2(4W)
		派遣	1(1Y) 1(2W)	1(1Y) 2(1W,9D)	1(Y) 3(5D-2W)	1(3M) 2(10D,2W)	1(1Y) 3(10D,2W)	1(1Y) 1(2W)
	合計	受入	22(2-4D)	18(1-5D)	2(1D)	1(2W)	1(6M)	1(17D)
		派遣	1(10D)					

註 *(1) 平成 9 年度以前の実績は、「平成 9、10 年度研究炉部年報(運転利用と研究技術開発)」

JAERI-Review 98-027 (1999)、99-032 (2000) を参照。

*(2) 平成 10 年度～平成 12 年度はこれまでの附属書 III-A に加えて、附属書 I-A に基づく受け入れ及び派遣者数も加算した。さらに平成 11 年度、12 年度は、附属書 IV に基づく受け入れ及び派遣者数も加算した。

付録 6.1 平成15年度 受入れ者一覧

氏名(国籍)	性別	年齢	派遣元	期間	研修テーマ	受け入れ課室	協定
Mr.Dacharchai CHARNBANCHEE (タイ)	男	46才	タイ原子力庁	平成15年9月8日から 11月29日まで(3ヶ月間)	研究炉の利用管理	研究炉利用課	MEXT
Mr. XIA Pu (中国)	男	38才	中国原子能科学研究院	平成15年11月17日から 平成16年2月14日まで (3ヶ月間)	BNCT のための線量測定 及び線量評価手法の開発	研究炉技術管理課	MEXT
Mr. WANG Xianyong (中国)	男	28才	中国原子能科学研究院	平成16年1月26日から 4月24日まで(3ヶ月間)	JRR-3 の運転、保守及び 安全管理	JRR-3 管理課	MEXT
Iiro Heikki Auterinen (フィンランド)	男	46才	フィンランド国立技術開発センター	平成15年4月1日から 4月17日まで(17日間)	ホウ素中性子捕捉療法の 線量評価に関する研究	研究炉技術管理課	*1)
Mr. Sutrisno (インドネシア)	男	40才	インドネシア原子力庁	平成15年10月13日から 11月8日まで(27日間)	気送管のメンテナンスにつ いて技術習得	研究炉利用課	J-B III-A
Mr. Nusin Samosir (インドネシア)	男	45才	インドネシア原子力庁	平成15年11月4日から 11月29日まで(26日間)	ホットラボの運転・保守、 安全管理及び利用技術に 係る情報交換	ホット試験室	J-B III-A
Mr. Narin Klaysubun (タイ)	男	34才	タイ原子力庁	平成16年3月21日から 4月17日まで(4週間)	核計算コードSRACを用い た炉心解析の習得	JRR-4 管理課	J-O
Mr. Adisak Punyanut (タイ)	男	31才	タイ原子力庁	平成16年3月21日から 4月17日まで(4週間)	中性子検出器及びイメー ジングプレートの測定技術 の習得	中性子産業利用促進グループ	J-O

*1) 人員派遣取決め制度

付録 6.2 平成15年度 派遣者一覧

氏名	派遣先	期間	派遣目的	所属課室	協定
和田茂	中国原子能科学研究院	平成15年10月26日から 11月7日まで(13日間)	CARR のための物理的研究	JRR-3 管理課	MEXT
林和彦	中国原子能科学研究院	平成15年10月26日から 11月7日まで(13日間)	CARRにおける主要構成機器の 接着・起動技術 研究炉の制御システム	JRR-3 管理課	MEXT
加藤友章	ベトナムダラット原子力研究所	平成15年11月23日から 12月6日 (14日間)	研究炉の運転管理技術	JRR-3 管理課	MEXT
吉澤	インドネシア原子力庁	平成15年5月25日から 6月21日まで (4週間)	研究炉安全に関する技術指導 導、BATAN研修支援	NuTEC 兼 研究炉部	J-B
吉澤	インドネシア原子力庁	平成15年7月27日から 8月23日まで (4週間)	研究炉安全に関する技術指導 導、BATAN研修支援	NuTEC 兼 研究炉部	J-B
吉澤	インドネシア原子力庁	平成15年9月28日から 10月24日まで (4週間)	研究炉安全に関する技術指導 導、BATAN研修支援	NuTEC 兼 研究炉部	J-B
吉澤	インドネシア原子力庁	平成16年1月10日から 3月13日まで (64日間)	研究炉安全に関する技術指導 導、BATAN研修支援	NuTEC 兼 研究炉部	J-B
岸敏明	インドネシア原子力庁	平成15年9月28日から 10月11日まで(2週間)	気送管照射設備の改修・メンテナンス指導	研究炉利用課	J-B
石黒裕大	タイ原子力庁	平成16年1月25日から 2月7日まで (2週間)	核計算の技術指導	JRR-4 管理課	J-O
大久保実	タイ原子力庁	平成15年4月2日から平成16年3月31日(365日間)	TRIGA炉、新研究炉支援 国際技術協力員	国際技術協力員	J-O

付録 7 原研施設利用協議会

[平成 15 年度医療照射専門部会]

- ・ 日時 平成 15 年 5 月 16 日（金）14：00－16：30
- ・ 場所 航空会館 202 号室
- ・ 出席者
 - (所外) 松本、石川（伊藤代理）、辻井、吉林、中川、松村、
 - (所内) 遠藤、亀山、佐川、鳥居、岸、桜井、山田（稻辺代理）、山本
熊田、久保田（事務）
- ・ 議題
 - (1) 平成 14 年度第 1 回医療照射専門部会議事録（案）確認
 - (2) 第 16 回医療照射の実施結果について
 - (3) 第 17 回医療照射の実施について
 - (4) その他

- ・ 日時 平成 16 年 2 月 17 日（火）13：30－16：30
- ・ 場所 航空会館 202 号室
- ・ 出席者
 - (所外) 松本、天野、石川（伊藤代理）、福田、吉林、中川、松村、小野
 - (所内) 亀山、佐川、北條、山本、熊田、鳥居、岸、久保田（事務）
- ・ 議題
 - (1) 平成 15 年度第 1 回医療照射専門部会議事録（案）確認
 - (2) 第 17 回～第 20 回医療照射の実施について
 - (3) 平成 16 年度協力研究、共同研究について
 - (4) 京大炉停止中の医療照射実施について
 - (5) 筑波大学による新規の治療法の実施について
 - (6) その他

[平成 15 年度中性子ビーム利用専門部会]

- ・ 日時 平成 16 年 2 月 10 日 (火) 13:30—17:00
- ・ 場所 航空会館 502 号室
- ・ 出席者
 - (所外) 吉沢、海老原、金谷、久保、神木、佐藤、清水、玉置、廣田
山田、長尾
 - (所内) 藤井、新村、柴田、大山、加倉井、片桐、船山、森井、佐川
山田、松林、松江、曾山、桜井、大島、堀、小泉、笹島
中村、久保田 (事務)
- ・ 議題
 - (1) 平成 14 年度中性子ビーム利用専門部会議事録確認
 - (2) 平成 16 年度研究炉運転管理計画
 - (3) 平成 15 年度研究課題の実施状況及び平成 16 年度研究計画
 - (4) 平成 16 年度協力研究、共同研究課題審査
 - (5) ビームポートの利用について
 - (6) 将来計画作業部会審議報告書について
 - (7) その他

[平成 15 年度アイソトープ専門部会]

- ・ 日時 平成 16 年 2 月 27 日 (金)
- ・ 場所 航空会館 401 号室 13:30—17:00
- ・ 出席者
 - (所外) 森川、氏平、馬場、西浦、谷崎、鈴木
 - (所内) 桜井、佐藤、橋本、本石、立川、雨澤 (事務)
- ・ 議題
 - (1) 平成 14 年度アイソトープ専門部会議事録確認
 - (2) 平成 15 年度協力研究、共同研究実施報告及び平成 16 年度協力研究、
共同研究課題等について
 - (3) アイソトープ研究開発課の活動状況及び今後の計画について
 - (4) アイソトープ専門部会の活動状況及び平成 16 年度の計画について

*作業部会 平成 16 年 1 月 30 日 (金) 1 回開催

付録8 表彰、特許

[表彰]

- 平成15年度原子力エネルギー安全実務功労者表彰

経済産業省原子力安全・保安院

受賞者 研究炉部 船山 佳郎

受賞月日 平成15年5月15日

- 2003年度有効賞表彰

社団法人 日本分析学会

受賞者 研究炉技術管理課 田中 純利

受賞月日 平成15年9月24日

[特許]

- シクロペンタジエニルカルボニル基を含む放射性化合物を用いた診断
及び治療用薬剤

出願者 アイソトープ研究開発課 橋本 和幸

〃 小林 勝利

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

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

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

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

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
ペーゼン	b
ペール	bar
ガル	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

(注)

1. 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。

3. barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

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

粘度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴St(ストークス)(cm²/s)

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.038323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	= 4.1855 J(15 °C)
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵	= 4.1868 J(国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹	仕事率 1 PS(仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸	= 735.499 W
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1	

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1	100
	3.7 × 10 ¹⁰	1		0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

