

JAERI-Review
2005-036



JP0550516



平成 16 年度研究炉部年報
(運転・利用と研究・技術開発)

2005 年 9 月

研究炉部

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課(〒319-1195 茨城県那珂郡東海村)あて、お申し越し下さい。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.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

平成16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8月3日受理)

研究炉部は、JRR-3(Japan Research Reactor-3)及び JRR-4(Japan Research Reactor-4)の各施設を運転管理し、それらを利用に供するとともに、それらに関連する技術開発を行う。また、ラジオアイソトープの製造と利用に関する技術開発を行っている。平成16年度の研究及び業務の主な成果は以下のとおりであった。

- ① JRR-3は7サイクル(182日間)の共同利用運転を、JRR-4は41サイクル(150日)の共同利用運転を、計画どおり達成した。
- ② 共同利用について計画的な調整を行い JRR-3及び JRR-4を、照射件数641件、キャプセル総数2,546個、実験利用では延べ利用日数6,027件・日の利用に供した。また、JRR-4を9回の医療照射に供した
- ③ 第7回使用済燃料の対米輸送(JRR-3使用済燃料80体)を遂行した。また、使用済燃料輸送容器の改造のための概念設計を完了した。
- ④ 減速材容器形状の最適化、中性子導管の高効率化及び耐放射線中性子導管の開発を進め、JRR-3の冷中性子ビーム強度10倍にできる見通しを得た。
- ⑤ ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の線量評価システムの評価精度の向上及び患者固定ジグの高度化を図った。
- ⑥ がん治療用医薬の開発を目指した放射性レニウムの製造・標識研究及び土壤中油水分濃度計の技術開発を進めた。

また、開発途上国との間で、原子炉施設の運転管理、利用技術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た。

Annual Report of Department of Research Reactor, 2004
(April 1, 2004 ~ March 31, 2005)

Department of Research Reactor

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

(Received August 3, 2005)

The Department of Research Reactor is responsible for the operation, maintenance and utilization of the JRR-3 (Japan Research Reactor-3) and the JRR-4 (Japan research Reactor-4) as well as for the related research and development (R&D). Besides them, the department carries out the radioisotope (RI) production as well as its R&D. The major outcomes were the followings in Japanese Fiscal Year 2005:

- 1) The JRR-3 and JRR-4 were well operated, as planned before. The operated cycles of the JRR-3 were 7 cycles (total 182 days) and those of the JRR-4 were 41 cycles (total 150 days).
- 2) Irradiation tests of 641, capsule irradiations of 2546, experiments of 6027 (workdays) were achieved through deliberate coordination for common utilization. Medical irradiations of 9 were done in the JRR-4.
- 3) The seventh transportation was accomplished for 80 spent fuel (JRR-3) to USA. Also, conceptual design for the spent fuel container was finished.
- 4) A prospect was obtained through optimization of moderator container form, upgrading of neutron guide performance, that the intensity of cold neutron beam of JRR-3 can be increased to 10 times larger.
- 5) The accuracy of irradiation dose for boron neutron capture therapy was enhanced through improvements of irradiation dose evaluation code system (JCDS) and setting system for patients.
- 6) Radioactive ^{88}Re was produced for research of its labeling for cancer medicine. Water- and oil- densimeters were developed where gamma- and neutron- rays from ^{252}Cf were applied simultaneously.

Besides above-mentioned activities, the international co-operations with developing countries were carried out for operation and utilization of research reactors, RI application and so on.

Keywords: Research Reactor, Annual Report, Reactor Operation, JRR-3, JRR-4
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・利用に関する研究開発	9
1.5 研究炉の高度化の技術開発	10
1.6 主な技術的事項	12
1.7 研究炉部の安全管理	12
1.8 国際協力	12
2 研究炉の運転管理	15
2.1 JRR-3の運転管理	17
2.1.1 運転	17
2.1.2 保守・整備	17
2.1.3 燃料・炉心管理	20
2.1.4 放射線管理	23
2.2 JRR-4の運転管理	25
2.2.1 運転	25
2.2.2 保守・整備	25
2.2.3 燃料・炉心管理	27
2.2.4 放射線管理	28
3 研究炉の技術管理	31
3.1 研究炉の水・ガス管理	33
3.1.1 重水の計量管理	33
3.1.2 JRR-3の水・ガス管理	33
3.1.3 JRR-4の水・ガス管理	34
3.2 研究炉の使用済燃料管理	38
3.3 第7回研究炉使用済燃料の対米輸送	41
4 研究炉の利用	45
4.1 利用の状況	47
4.2 照射利用	50
4.2.1 JRR-3における照射	50
4.2.2 JRR-4における照射	50
4.3 実験利用	60

4.3.1	JRR-3 における実験	60
4.3.2	JRR-4 における実験	60
4.3.3	実験室の利用状況	61
4.3.4	医療照射	61
4.4	保守・整備	68
4.4.1	JRR-3 照射設備等の保守・整備	68
4.4.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	70
4.4.3	共同利用実験室の保守・整備	71
5	ラジオアイソトープの製造・利用に関する研究	75
5.1	ラジオアイソトープの製造及び標識化合物に関する研究開発	77
5.2	ラジオアイソトープ利用技術の開発	79
6	研究炉の高度化の技術開発	81
6.1	JRR-3 の高性能化	83
6.1.1	高性能減速材容器の開発	84
6.1.2	中性子導管の高効率化	86
6.1.3	耐放射線中性子導管の開発	88
6.1.4	中性子ビーム分岐技術の開発	90
6.2	医療照射技術の開発	92
6.2.1	線量評価システム (JCDS) の開発	92
6.2.2	BNCT 適応拡大に向けた技術開発	95
6.2.3	照射条件の最適化に関する技術開発	97
6.3	U-Mo 燃料に係わる技術的検討 (IV)	99
6.3.1	海外における U-Mo 燃料開発計画の見直しの経緯	99
6.3.2	改良型 U-Mo 燃料に係わる照射試験計画及び性能評価	100
7	主な技術的事項	103
7.1	JRR-3 原子炉施設の定期的な評価	105
7.2	JRR-3 炉室系空調機冷水コイル及び蒸気コイル更新作業	108
7.3	JRR-4 原子炉施設の定期的な評価	111
7.4	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	114
7.5	放射化分析用低バックグラウンド薄層クロマトシートの開発	118
8	研究炉部の安全管理	125
8.1	研究炉部の安全管理体制	127
8.2	安全点検状況	128
8.3	訓練、研修等	131
9	国際協力	141
9.1	二国間協力	143

9.1.1	日本原子力研究所とインドネシア原子力庁(JAERI-BATAN)の 研究協力	143
9.1.2	日本原子力研究所とタイ原子力庁(JAERI-OAP)の研究協力	143
9.2	国際会議、シンポジウム	145
9.2.1	「アジア原子力協力フォーラム (FNCA)」	145
9.2.2	研究炉・試験炉燃料の濃縮度低減化国際会議 (RERTR-2004)	146
9.2.3	第11回国際中性子捕捉療法学会 (ISNT-11)	147
9.3	国際原子力安全交流派遣事業への協力等	148
10	結び	151
	あとがき	154
付 録		
付録1	研究炉部の組織と業務	157
付録2	平成16年度JAERI-Research等一覧	158
付録3	平成16年度口頭発表一覧	159
付録4	平成16年度外部投稿論文一覧	162
付録5	平成16年度官庁許認可一覧	163
付録6	研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	164
付録7	原研施設利用協議会	167
付録8	表彰、特許	169

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.....	9
1.5 Development for Advanced Utilization of Research Reactors	10
1.6 Technical Topics	12
1.7 Safety Administration of Research Reactors	12
1.8 International Cooperation	12
2. Operation and Maintenance of Research Reactors	15
2.1 Operation and Maintenance of JRR-3	17
2.1.1 Operation.....	17
2.1.2 Maintenance	17
2.1.3 Reactor Core Management	20
2.1.4 Radiation Monitoring.....	23
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4	25
2.2.1 Operation.....	25
2.2.2 Maintenance	25
2.2.3 Reactor Core Management	27
2.2.4 Radiation Monitoring.....	28
3. Technical Management of Research Reactors.....	31
3.1 Water and Gas Managements.....	33
3.1.1 Heavy Water Measuring Managements	33
3.1.2 Water and Gas Managements of JRR-3	33
3.1.3 Water and Gas Managements of JRR-4	34
3.2 Spent Fuel Management	38
3.3 7th Return to U.S.DOE of Research Reactor Spent Fuels	41
4. Utilization of Research Reactors.....	45
4.1 Status of Utilization.....	47
4.2 Irradiation	50
4.2.1 Irradiation in JRR-3	50
4.2.2 Irradiation in JRR-4	50
4.3 Experiments	60
4.3.1 Experiments in JRR-3	60
4.3.2 Experiments in JRR-4	60
4.3.3 Status of Utilization in Laboratories.....	61
4.3.4 Medical Irradiation.....	61
4.4 Maintenance	68
4.4.1 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3.....	68
4.4.2 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4.....	70
4.4.3 Maintenance of Laboratories	71

5. Research and Development of Manufacturing and Utilization of Radioisotopes	75
5.1 Production of Radioisotopes and Radioisotope Production and Synthesis of Its Labeled Compounds	77
5.2 Research and Development for Radioisotope Applications	79
6. Development of Advanced Technology for Research Reactor	81
6.1 JRR-3 Upgrading Program	83
6.1.1 Development of High-performance Cold Neutron Source	84
6.1.2 Design of Neutron Guides for High-efficiency Transportation	86
6.1.3 Development of Radiation Resistance Neutron Guide	88
6.1.4 Development of Neutron Beam Splitting Devices	90
6.2 Medical Irradiation Technology	92
6.2.1 Development of JAERI Computational Dosimetry System (JCDS)	92
6.2.2 Development of Medical Irradiation Technology to Expand Applicability of Boron Neutron Capture Therapy	95
6.2.3 Development for Optimization of Irradiation Conditions	97
6.3 Technical Examination (IV) of U-Mo Fuel	99
6.3.1 Review of U-Mo Fuel Development Project in Overseas	99
6.3.2 Irradiation Examination Plan and Performance Assessment Study for Improved U-Mo Fuel in Overseas	100
7. Technical Topics	103
7.1 Periodical Assessment of JRR-3	105
7.2 Replacement of Cold and Hot Coils for Reactor Room Air Conditioner in JRR-3	108
7.3 Periodical Assessment of JRR-4	111
7.4 Labeling of Bifunctional Chelating Agent, MAG3, with Carrier-free ¹⁸⁸ Re for Targeted Radiotherapy of Tumor	114
7.5 Development of The Thin Layer Chromatograph(TLC) Sheet with Low Background for Activation Analysis	118
8. Safety Administration for Research Reactors	125
8.1 Organization of Safety Administration for Research Reactors	127
8.2 Present Status of Safety Inspection	128
8.3 Training and Practices	131
9. International Cooperation	141
9.1 Bilateral Cooperation	143
9.1.1 JAERI-BATAN Cooperation	143
9.1.2 JAERI-OAP Cooperation	143
9.2 International Conference and Symposium	145
9.2.1 FNCA	145
9.2.2 RERTR-2004	146
9.2.3 ISNT-11	147
9.3 International Cooperation for Safety of Atomic Energy	148
10. Conclusions	151
Postscript	154

Appendix 1	Organization of the Department of Research Reactor.....	157
Appendix 2	List of JAERI-Research Reports.....	158
Appendix 3	List of Papers Presented at Meetings.....	159
Appendix 4	List of Published Papers.....	162
Appendix 5	List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy.....	163
Appendix 6	List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research Reactors.....	164
Appendix 7	Advisory Council for JAERI's Research Facilities.....	167
Appendix 8	Commendation, Applied Patents.....	169

まえがき

研究炉部は、研究用原子炉である JRR-3(Japan Research Reactor-3)及び JRR-4(Japan Research Reactor-4)の各施設を運転管理し、それらを所内及び所外の利用に供するとともに、運転管理に関する技術開発を行い、また、ラジオアイソトープの製造と利用に関する技術開発を実施する部署である。

JRR-3 は、低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型、定格出力 20,000kW、1 次冷却水炉心出口平均温度 42°Cの研究炉である。また、JRR-4 は、低濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型、定格出力 3,500kW、1 次冷却水炉心出口平均温度 47°Cの研究炉である。これらの研究炉は、原子力の研究・開発と利用のための大型研究施設として、所内利用だけでなく、大学、産業界等の共同利用に供し、学術研究、基礎・基盤研究、医療等の科学技術の発展及び人材育成に貢献してきた。

当部としては、今後も原子力を含めた幅広い科学技術分野において、最先端の独創的・先導的な研究開発が国際的な最高水準の研究環境で行えるよう、研究炉の安定・安全運転及び安全確保に努めるとともに、施設の特長を活かした性能向上と利用の高度化を図るための技術開発を進めることを基本方針とし研究及び業務を進めている。この基本方針に基づき、平成16年度の主要な研究及び業務を以下のとおり定め、これらを実施してきた。

- (1) JRR-3 については、7サイクルの共同利用運転を行う。また、第17次燃料の加工を行う。
- (2) JRR-4 については41サイクルの共同利用運転を行う。
- (3) 研究炉の利用管理については、研究炉及び実験室の共同利用、JRR-3 冷中性子源装置の安全・安定運転を図る。また、JRR-3 冷中性子源装置減速材容器の設計及び工事の方法の認可を得て製作を開始する。
- (4) 研究炉に関する技術管理については、使用済燃料の対米輸送を計画的に遂行する。
- (5) 研究炉の高度化の技術開発においては、U-Mo 燃料について外国での開発状況の調査、研究炉の中性子ビームの性能向上、医療照射技術の向上を進める。

以下に、平成16年度に実施した研究炉部の業務及び研究の成果を報告する。

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16年度の運転・管理実績の総括を第1.1.1図に示す。

(1) JRR-3

平成16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、予定どおり運転を行った。また、施設定期自主検査期間の終盤に高出力試験運転として5日間の高出力運転を第8サイクルとして実施した。平成16年度における計画外停止は第1サイクル中の地震による自動停止の1回のみであった。

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自主検査を平成16年11月29日から平成17年3月16日の期間に実施し、施設定期検査の合格証を3月16日に即日交付された。主な保守・整備として、中性子吸収体の交換及び2次系配管の肉厚測定等がある。

原子炉等規制法の法律改正により、品質保証に則って保安活動を行うこと及び施設の定期評価を行うことが定められた。このため、保安規定及び運転手引を改正し、保安活動についての施設の品質保証計画を定めると共に、施設の定期評価として、これまでの保安活動についての評価及び経年変化事象に対応した保全計画の策定等を実施した。

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共に、原子力保安検査官による施設保安巡視が25回行われた。

(2) JRR-4

JRR-4は、原則として週4日間、1日約7時間の運転を行い、年間約40週の共同利用運転を実施することとし、平成16年度については、研究炉運転・管理計画に基づき41サイクルの共同利用運転を実施した。医療照射については医療機関の依頼により9回(第21回目から第29回目)実施した。このうち6回は、熱外中性子モードによる非開頭照射として実施した。その他、放射化分析、半導体用シリコン照射、原子炉技術者の実習等を行った。

施設の保守・整備については、運転・管理計画に基づき平成16年8月23日から10月15日まで施設定期自主検査を実施し、10月15日に施設定期検査合格証の交付を受けた。また、平成17年2月21日から3月4日まで点検・保守を実施した。

主な保守・整備として、微調整棒垂直変換部及び2次冷却系循環ポンプの分解点検、主循環ポンプ起動盤電磁接触機の交換、運転データ表示器の設置等を実施した。

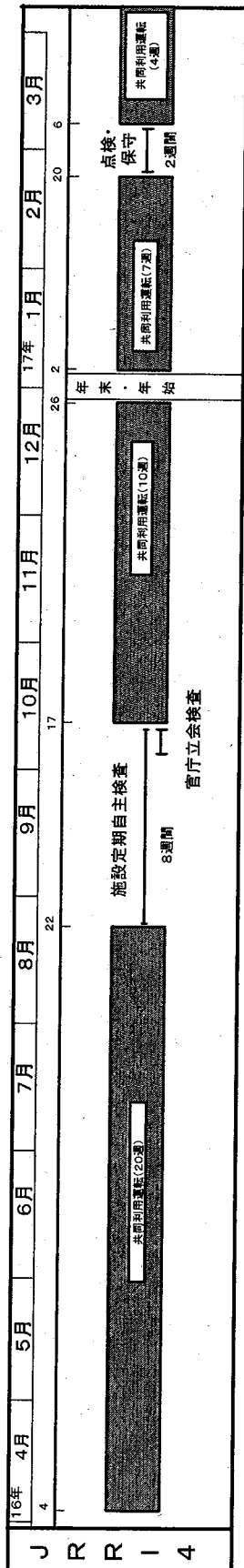
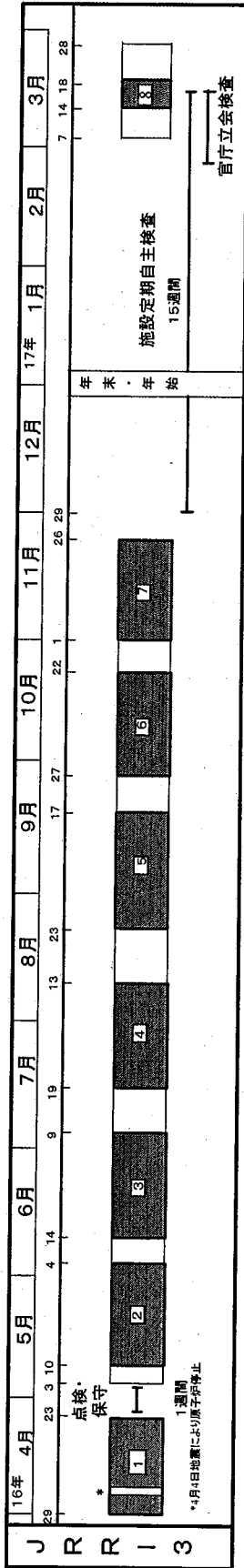
原子炉施設及び核燃料使用施設の保安規定については、施設定期自主検査項目の見直しに伴う変更を行った。併せて、それぞれの運転手引についても変更を行った。

その他、原子炉施設及び核燃料使用施設の保安規定遵守状況検査を四半期毎にそれぞれ受検するとともに、原子力保安検査官による施設保安巡視が29回実施された。

この他、施設定期評価実施計画に従い原子炉施設の定期的な評価を実施した。

研究炉部

平成16年度 研究炉運転・管理実績



年間週間割

JRR-3	共同利用 施設定期自主検査・保守 点検・保守 年末	35週間 15週間 1週間 1週間
JRR-4	共同利用 施設定期自主検査・保守 点検・保守 年末	41週間 8週間 2週間 1週間

JRR-3 1サイクル 基準運転表

日	第1週							第2週							第5週						
	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日
	1	2	3	4	5	6	7	22	23	24	25	26	27	28	22	23	24	25	26	27	28
	照射燃料取出し・挿入 燃料交換 及必要測定 施設点検・保守 施設点検・保守 施設点検・保守							CNS起動							CNS停止						
	炉運転開始							26日間・20MW連続運転							炉運転停止						

JRR-4 1サイクル(週) 基準運転表

日	月	火	水	木	金	土
	実験準備又は運転	日中運転・夜間停止	同左	同左	同左	

第1.1.1図

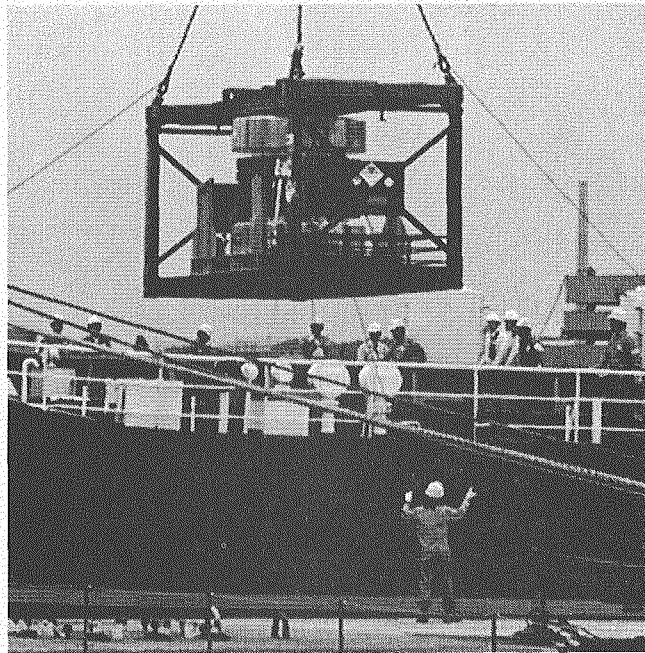
1.2 研究炉の技術管理

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 で 9kg のサンプリング重水を回収したが、その他補給、消費等はなかった。また、JRR-4 では在庫の変動はなかった。

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 7 回目の研究炉使用済燃料の対米輸送では、JMTR 所有の JMS-87Y-18.5T 型核燃料輸送容器 3 基を使用し、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(第 1.2.1 図)。

JRC-80Y-20T 型核燃料輸送容器に対して、最新の知見に基づいて落下衝撃応答特性を評価した結果、改造の必要性があることが判ったため、容器の改造に係わる概念設計を行った。

平成 16 年度末における使用済燃料の貯蔵量は、JRR-3 の使用済燃料が 178 体、旧 JRR-3 の使用済燃料である二酸化ウラン燃料が 407 体及び金属ウラン燃料が 1,825 本(燃料要素数)であり、JRR-4 の使用済燃料が 8 体である。



第1.2.1図 第7回 研究炉使用済燃料の対米輸送
(JMS-87Y-18.5T型輸送容器船積み作業)

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している施設である。平成 16 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 231 件（昨年実績：253 件、以下同じ）キャプセル個数 1,264 個（1,745 個）、JRR-4 への申込件数が 410 件（483 件）キャプセル個数 1,282 個（1,393 個）で、合わせた申込件数は 641 件（736 件）キャプセル個数 2,546 個（3,138 個）となり、昨年度実績を下回る結果となった。平成 16 年度の研究炉における照射実績を第 1.3.1 表に示す。

実験利用の実績における延べ利用日数は、JRR-3 が 5,825 件・日（4,801 件・日）、JRR-4 が 202 件・日（246 件・日）で、合わせた延べ利用日数は 6,027 件・日（5,047 件・日）となり、昨年度実績を上回る結果となった。平成 2 年度からの実験利用実績の推移を第 1.3.1 図に示す。

利用目的別では、照射利用が放射化分析、シリコン照射、ラジオアイソトープ(RI)の製造、原子炉燃料・材料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 283 件・日（360 件・日）の利用があった。

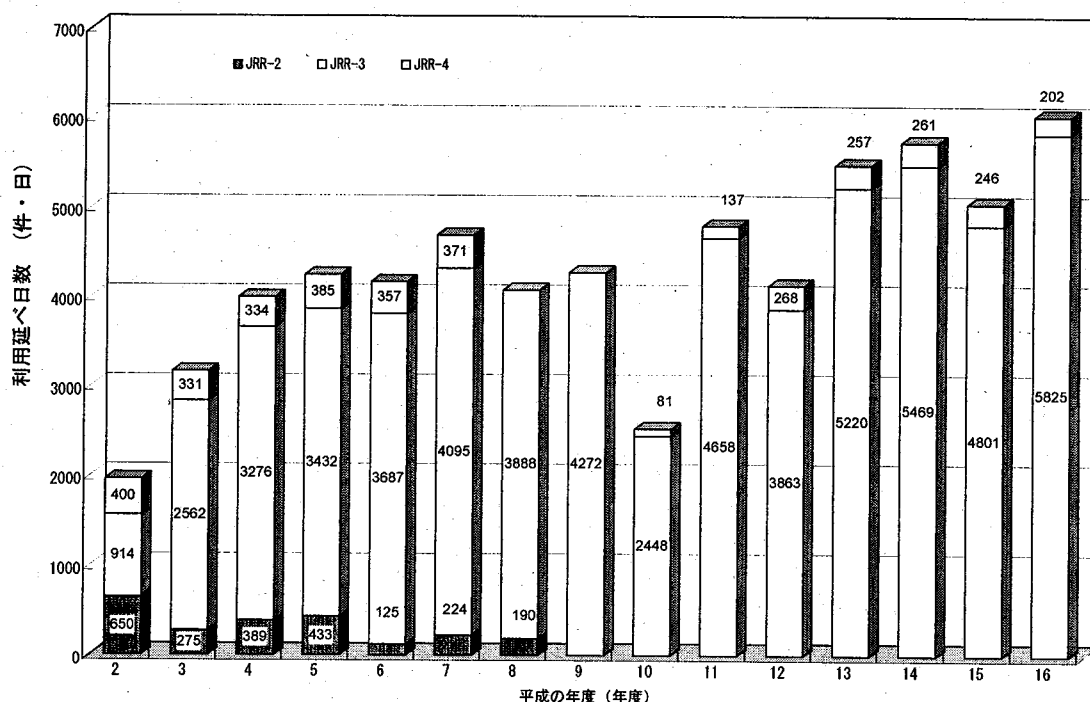
(2) 利用設備の保守・整備

平成 16 年度の JRR-3 照射利用施設の施設定期自主検査は、平成 16 年 12 月 1 日から平成 17 年 3 月 16 日まで実施した。保守・整備としては、水力照射設備のイオン交換塔樹脂交換や液化窒素貯槽のバルブ改修などの作業を行うと共に、各照射設備等について定常的な点検を実施し、異常の無いことを確認した。

平成 16 年度の JRR-4 照射利用施設の定期自主検査は、平成 16 年 8 月 23 日から平成 16 年 10 月 15 日まで実施した。また、平成 17 年 2 月 21 日から平成 17 年 3 月 4 日までの期間は保守点検期間として実施した。保守・整備としては、気送管照射設備の窒素ガス圧力計の校正などを行うと共に、各照射設備等について定常的な点検を実施し、異常の無いことを確認した。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。

第 1.3.1表 研究炉における照射利用実績（平成16年度）

原 子 炉		所 内	所 外	合 計
JRR-3	件 数	50	181	231
	個 数	180	1,084	1,264
JRR-4	件 数	35	375	410
	個 数	132	1,150	1,282
合 計	件 数	85	556	641
	個 数	312	2,234	2,546



第1.3.1図 研究炉における実験利用状況

1.4 ラジオアイソトープの製造・利用に関する研究開発

(1) がん治療用ラジオアイソトープ (RI) の製造及び標識研究

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) の製造及びその標識化合物に関して、京都大学等4大学との協力を継続した。その結果、動物実験により、新規の標識化合物であるリン酸系化合物(^{186}Re -MAG3-HBP)が骨に集積し、がん骨転移による疼痛に対する緩和効果及びがん増殖抑制効果を示すことを確認した。このことは、 ^{186}Re から放出された β 線が、がん骨転移による痛みの緩和及び増殖抑制に対して有効であることを示したもので、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。また、 ^{188}Re 標識化合物の体内挙動及びその治療効果を確認するために必要な高い放射能濃度の ^{188}Re 溶液を得ることを目指して、照射ターゲットの増量及び新規照射キャプセルを採用した試験照射を実施した結果、これまでの最大数百 MBq オーダーから GBq オーダーの親核種 ^{188}W を製造する手法を確立した。

Mo 吸着剤として開発した PZC (ジルコニウム系無機高分子) を用いた新たな $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータの開発では、微粉末化を防ぐ目的で物理的強度を高めた PZC を合成し、従来の数十倍である 200MBq 規模への $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータへの適応性を検討したが、カラムへの吸着収率が低い結果(37%)となった。

(2) RI 利用技術の開発

RI からの放射線を利用した計測技術の開発では、 ^{252}Cf からの中性子線とマイクロ波を利用した土壤中油水分濃度計の開発を継続した。実際に重油で汚染された土壌を油水分濃度計で測定した結果、水分は満足に定量できたが、油分についてはかさ密度の補正が十分でなかったこと等から誤差が大きく、較正法の見直しの検討が必要となった。

中性子放射化分析用試料包装材として使用している PEN (ポリエチレンナフタレート) フィルム (生産中止予定) に替わる試料包装材としてポリイミド樹脂フィルム (Upilex-RN 宇部興産(株)製) を選択し、高融点での加熱融着法を開発した。また、中性子放射化分析により不純物の Na, K, Cr, Zn, Co, Br, Sb を定量した結果、試料包装材として使用できることを確認した。

有機化合物試料を薄層プレート (TLC プレート) でクロマト展開し、原子炉で照射した後、生成した RI をイメージングプレート (IP) で測定する有機化合物の高感度定量分析技術の開発を進めた。平成 16 年度は、TLC プレートの展開材と固着材の薄層化及び均一化を図ることにより、照射後のバックグラウンドを低く、かつ均一にすることに成功した。この TLC プレートをを用いて Zn 含有有機化合物の分析を行った結果、Zn の検出限界は、従来の発色法に比べて 1 桁低い値 ($2 \pm 0.3 \mu\text{g}$) で検出できることを確認した。

1.5 研究炉の高度化の技術開発

研究炉のニーズの高度化、多様化に対応するため、研究炉の高度化の技術開発として、JRR-3 の中性子ビームの増強を目的とする JRR-3 の高性能化の技術開発、及びホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) が行われている JRR-4 の医療照射技術の開発を進めた。また、使用済燃料対策として、シリサイド燃料に比べ再処理の容易な U-Mo 燃料の開発状況を調査した。なお、これまでに研究炉部の研究テーマとして実施してきた JRR-3 中性子ビームの利用に係る技術開発は、東海研究所の組織変更に伴い中性子利用研究センターに移動した。

(1) JRR-3 の高性能化

JRR-3 の高性能化の検討では、冷中性子導管を高性能スーパーミラーに変更することにより、約 5 倍の効率を得られることが判った。これまでに高性能減速材容器の評価を行い、アルミ製の船底型減速材容器を使用することで現状の約 2 倍の中性子束となる見通しが得られていることから、全体として、冷中性子ビーム強度を 10 倍にできる可能性を示した。また、炉心近傍におけ

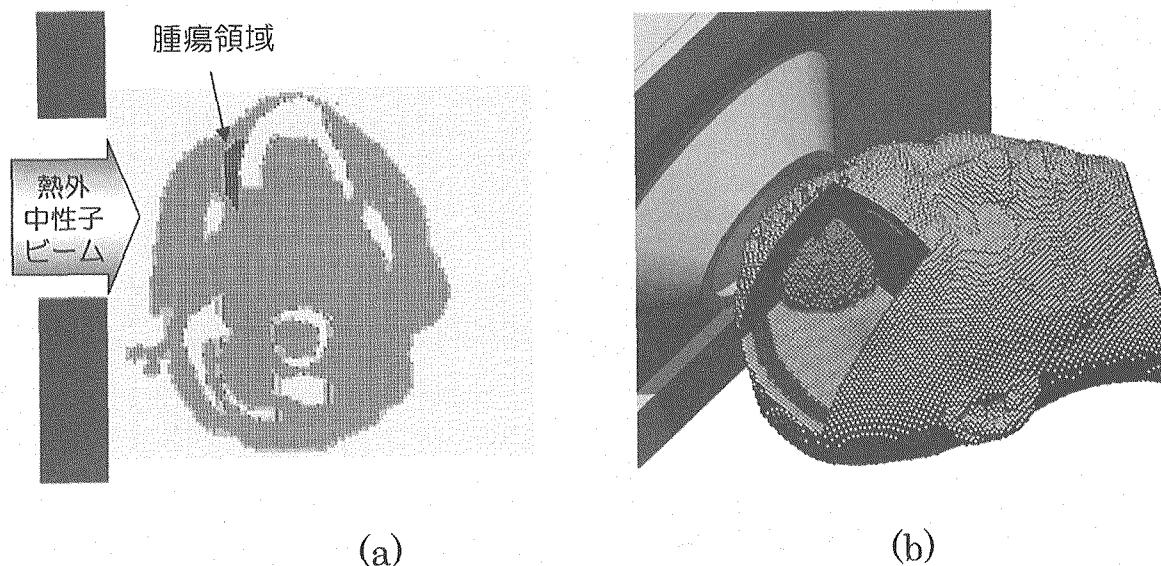
る長波長中性子を導出可能な耐放射線ミラーとして期待できるガラス状カーボン基板の中性子反射率特性を測定した。さらに、常設ポートの増設に期待できる中性子ビーム分岐技術の開発を開始した。

(2)JRR-4 医療照射装置等の技術開発

JRR-4 の医療照射技術の開発では、BNCT 線量評価システム (JCDS) の高度化を進め、線量計算の高速化等を目的として 3次元時間依存中性子電子 γ 線輸送連続エネルギーモンテカルロコード (MCNP-5) 及び光子・重粒子輸送モンテカルロコード (PHITS) に対応するとともに、その特性を活かした微細ボクセルモデル対応及び並列環境の整備等を適宜行った (第 1.5.1 図)。また、JCDS の海外への配布を念頭に Windows 版 JCDS の英文マニュアルの整備を行った。BNCT の適用拡大に向けて、JCDS の検証、無麻酔状態の患者固定ジグの整備等を行った。さらに、逆問題解法を用いた最適照射条件の導出法等について研究を開始した。

(3)U-Mo 燃料に係わる技術的検討

RERTR (試験研究炉燃料低濃縮化) 会議が中心となって進めている U-Mo 燃料開発計画では、中間評価報告書を 2005 年に、最終評価報告書を 2007 年に公開することを目標として進められてきたが、燃料仕様の見直しのため照射試験の追加が余儀なくされ、開発スケジュールは遅れることとなった。本計画の新しい目標では最終評価報告書を 2010 年に公開する予定となった。



第 1.5.1 図 MCNP-5 を用いた舌癌患者体系に対する 2mm ボクセル計算モデル(a)と、PHITS による計算モデル表示(b)

1.6 主な技術的事項

(1) JRR-3 原子炉施設の定期的な評価

平成16年2月の法令改正に伴い、保安活動の実施状況、経年変化に関する実績評価の定期的な評価を行った。保安活動に係る評価においては、JRR-3の運転管理、保守管理、燃料管理、放射線管理、放射性廃棄物の管理等が良好な実績で推移していることを確認した。さらに、経年変化に関する実績評価は、安全上重要な機器設備等に対し経年変化の事象ごとに適切に交換・保守等が実施され、安全確保への努力がなされていることを確認した。

(2) JRR-3 炉室系空調機冷水コイル及び蒸気コイル更新作業

炉室系空調機は、平成元年に設置し、約16年間使用して来ている。平成15年度に電気ヒータの更新を行った際に、蒸気コイル及び冷水コイル腐食による漏えいを確認し、設計上の冷房能力及び暖房能力を有していないため更新を行うこととした。更新に当たっては、炉室系空調機が停止する期間を出来る限り短くするために、空調機外側に設置してある蒸気・冷水配管の撤去作業及び配管更新作業は電気ヒータによる暖房負荷のみで空調機を運転しながら作業を行い、空調機内の蒸気コイル及び冷水コイルの撤去作業及び更新作業は空調機を停止し、作業を実施した。

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、保安規定、検査基準、手引等の制定及び変更に関する事、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関する事、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等について11回開催され、49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随時実施した。

1.8 国際協力

二国間協力協定及び国際会議等に基づき、タイ王国等と人的交流を実施した。平成16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16年度の受入れ派遣の実績を付録6.1及び6.2にそれぞれ示す。平成16年度の国際協力の概要は以下の通りである。

JAERI-BATAN間の二国間協力協定「研究炉の利用と安全性、ラジオアイソトープの製造と利用、放射線防護及び放射性廃棄物管理の分野におけるインドネシア原子力庁と日本原子力研究所との間の取決め」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)、原子炉物

理及び技術分野における協力（付属書Ⅲ-A）及びR I の生産と利用（付属書Ⅳ-A）において情報交換を行った。

JAERI-OAP 間の二国間協力協定「研究炉の分野における研究協力に関するタイ原子力庁と日本原子力研究所との間の実施取決め」（付属書Ⅰ）では、OAP 職員3名を受入れ、「中性子スペクトロメータの性能改良のためのシミュレーション」、「ビーム実験設備の遮蔽と機構に関する設計及び製作手順」、「研究炉のデコミッションングと品質保証」というテーマで研修を行った。また、原研から放射化分析、原子炉解体、中性子散乱の専門家3名を派遣し、それぞれ技術指導を行った。平成16年度も国際技術協力員を1名派遣し、タイの研究炉 TRR-1/M1 の運転・保守管理についての適切な助言、指導等を、また新研究炉の着工に向けての技術的な対応等を行った。

国際会議、シンポジウムでは、「アジア原子力協力フォーラム (FNCA)」がタイのバンコクにおいて、研究炉・試験炉燃料の濃縮度低減化国際会議 (RERTR-2004) がオーストリアのウィーンで、第11回国際中性子捕捉療法学会 (ISNT-11) がアメリカのボストンでそれぞれ開催され、研究炉部からも出席し研究成果等を報告した。

また、平成16年度「国際原子力安全交流派遣事業」のバングラデシュにおける専門家会合（テーマ：放射線管理とR I 製造）に参加し講演、情報交換等を行った。

This is a blank page.

2. 研究炉の運転管理

Operation and Maintenance of Research Reactors

This is a blank page.

2.1 JRR-3の運転管理

2.1.1 運転

平成16年度の共同利用運転は、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、予定どおり運転した。また、施設定期自主検査及び施設定期検査の飽和値確認検査を主な目的とした高出力試験運転（平成17年3月14日～3月18日）を第8サイクルとして実施し、平成17年度の第1サイクルをその開始時点から共同利用ができるようにした。

平成16年度における原子炉の計画外停止は、第1サイクル中に発生した地震による自動停止のみである。

本年度の運転実績を第2.1.1表に計画外停止を第2.1.2表に示す。

2.1.2 保守・整備

(1)概況

平成16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。主なものとしては制御棒の中性子吸収体の交換、2次冷却系配管肉厚測定等である。

(2)主な保守整備

1)中性子吸収体の交換

中性子吸収体は、JRR-3の制御棒に取り付けて反応度制御を行い、原子炉の臨界を調整するために使用するものである。中性子吸収体に使用する主要材料のハフニウムは炉内における長期間の使用により照射脆化が起こる。このため交換管理値を高速中性子の照射量で $6 \times 10^{21} \text{ cm}^2$ として管理してきた。これまでの交換実績は平成9年度に全6体の中性子吸収体のうち4体（粗調整棒S-1,S-2及び微調整棒R-1,R-2）について行ったものであり、平成16年度は前回と同じ4体について交換した。安全棒であるSa-1及びSa-2については通常、高出力運転時には制御棒位置を750mmとして、炉心の外で用いられるため、照射量は低く他の制御棒の1/3程度である。このため次回の交換時期には6体すべての中性子吸収体を交換する予定である。

2)2次冷却系配管肉厚測定

平成16年8月9日に発生した関西電力美浜発電所3号機の2次系配管破損事故を受けて、JRR-3の2次冷却系配管の肉厚測定を行った。今回の事故はエロージョン・コロージョンが原因とされ、JRR-3の使用環境（設計温度55℃）においてはエロージョン・コロージョンは起きにくいとされているが、状況を確認するために行ったものである。測定はオリフィス、ティーズ、エルボ及びバルブのそれぞれ下流側各1個所と直管部1個所を代表個所として選定し、各個所4点について超音波厚さ計を用いて測定を行った。測定の結果必要厚さを十分に満足していることが確認された。この測定結果は、文部科学省及び茨城県にも報告した。測定結果を第2.1.3表に示す。

第 2.1.1 表 JRR-3 運転実績表

サイクル No.	運転期間	運転時間 (hr:min)	出力量 (MWh)	出力量累計 (MWh)	計画外停止
年度当初	—	54,055:00	—	1,019,151.8	—
01	3/22~4/25	605:51	11,550.0	1,030,701.8	1
点検・保守	4/26~5/2	0:51	0.0	1,030,701.8	0
02	5/3~6/6	605:30	11,611.0	1,042,312.8	0
03	6/7~7/10	606:32	11,589.6	1,053,902.4	0
04	7/11~8/15	606:45	11,552.9	1,065,455.3	0
05	8/16~9/19	606:14	11,562.3	1,077,017.6	0
06	9/20~10/24	606:54	11,615.8	1,088,633.4	0
07	10/25~11/28	606:17	11,596.3	1,100,229.7	0
点検・保守	11/29~3/6	11:57	0.1	1,100,229.8	0
08	3/7~3/20	104:04	1,912.8	1,102,142.6	0
01	3/21~4/22	85:00*	1,600.3*	1,103,742.9*	0
年度累計	—	4,445:55	—	—	1
累計	—	58,500:55	—	1,103,742.9	—

* : 平成 17 年 3 月 31 日 現在

第 2.1.2 表 JRR-3 計画外停止

日付	計画外停止の原因
2004.4.4	地震

第2.1.3表 JRR-3の2次冷却系配管内厚測定結果

測定番号	測定年月日	部品名	公称肉厚 (mm)	測定最小肉厚 (mm)	計算上必要肉厚 (mm)	結果	仕様				備考
							材料	口径	設計温度 (°C)	設計圧力 (MPa)	
1	H16.8.11	エルボ	9.5	10.9	3.8	必要厚さを満 足している	炭素鋼	500A	55	0.78	運転温度：約35°C、 運転圧力：約0.54MPa
2	H16.9.27	弁出口	9.5	9.2	3.8	必要厚さを満 足している	炭素鋼	600A	55	0.78	同上
3	H16.9.10	レジュューサ	9.5	12.5	3.8	必要厚さを満 足している	炭素鋼	600A× 500A	55	0.78	同上
4	H16.9.10	ティーズ	14.3	13.9	3.8	必要厚さを満 足している	炭素鋼	600A	55	0.78	同上
5	H16.9.10	直管	9.5	9.2	3.8	必要厚さを満 足している	炭素鋼	600A	55	0.78	同上
6	H16.9.24	オリフイス	5.0	4.4	3.8	必要厚さを満 足している	炭素鋼	150A	55	0.78	同上

2.1.3 燃料・炉心管理

(1)新燃料の管理

1) JRR-3の燃料製作

第L17次取替用燃料体20体については、平成15年5月21日に申請した設工認申請が平成15年6月2日に認可され、平成16年10月21日に使用前検査申請を行った。第L17次取替用燃料体は、米国BWXT社で製作中であり、平成18年4月頃JRR-3へ納入予定である。

2) JRR-3の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

平成16年度末のJRR-3の未使用燃料の在庫量を第2.1.4表に示す。

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16年6月、に通常査察を受け、平成16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。なお、今年度の実在庫の検認から統合保障措置に移行し、1年に1回程度の通常査察相当の査察を無通告で実施されることになった。ただし、この中で行われる実在庫検認はこれまでと同様の方法で実施される。

3)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）の定期自主検査を輸送規則に基づき平成16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。

第2.1.4表 JRR-3未使用燃料の在庫量

区 分 項 目	JRR-3	
	標 準 型	フォロワ型
前年度末貯蔵数 (2004.3.31)	50	8
受け入れ	0	0
払い出し	10	6
今年度末貯蔵数 (2005.3.31)	40	2

(2)燃料交換

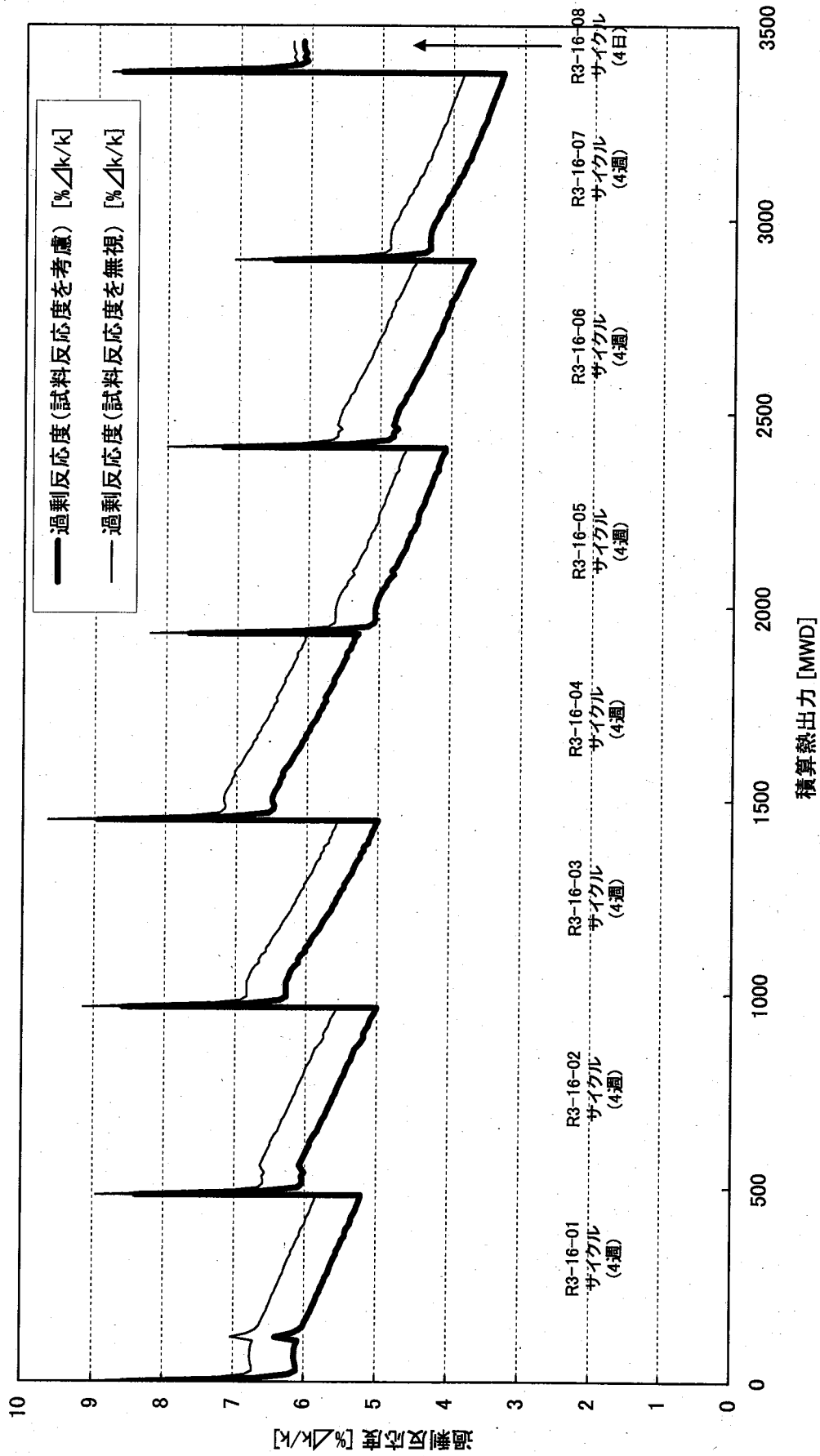
平成 16 年度の第 1 サイクルから第 8 サイクルにかけて、燃焼度管理方式により、標準型燃料要素 10 体、フォロア型燃料要素 6 体、計 16 体の燃料交換を実施した。また、燃料交換時、必要に応じてシャフリングを実施し、核的熱水路係数（ピーキングファクタ）の低減をはかった。炉心から取り出した燃料の最大燃焼度は、57.19%（設置許可書上の燃焼度の制限値 60%）であった。

(3)反応度管理

過剰反応度を確保するために、平成 16 年度の第 1 サイクルから第 8 サイクルのそれぞれのサイクルにおいて、燃料交換を実施した。第 2.1.1 図に第 1 サイクルから第 8 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第 4 サイクル初期で、試料無状態換算で $10.54\% \Delta k/k$ （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 $8.31\% \Delta k/k$ （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 $3.0\% \Delta k/k \sim 7.0\% \Delta k/k$ 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。



第2.1.1図 平成16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、1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプ分解点検作業、ヘリウム圧縮機（重水系設備）分解点検作業、水力照射設備水浄化系イオン交換樹脂交換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った。

(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第 2.1.5 表に示す。なお、使用済燃料貯蔵施設における放射性廃液（廃液量：6.9m³）の放出については、いずれも検出下限濃度未満での放出であった。

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 $6.5 \times 10^8 \text{Bq}$ 及び $3.1 \times 10^{10} \text{Bq}$ であり、それぞれの放出管理目標値の 0.001% 及び 0.42% 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第 2.1.6 表に示す。

第 2.1.5 表 JRR-3 における気体放射性物質及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度

	放射性ガス		放射性塵埃			放射性廃液		
	^{41}Ar	^3H	^{60}Co	^{131}I	^3H	^{60}Co	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	
年間放出量 (Bq/y)	6.5×10^8	3.1×10^{10}	0	0	5.3×10^8	2.1×10^5	1.4×10^5	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.3 \times 10^{-3}$	$<6.2 \times 10^{-5}$	$<3.8 \times 10^{-10}$	$<8.9 \times 10^{-10}$	5.6×10^0	2.2×10^{-3}	1.5×10^{-3}	

第 2.1.6 表 JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
従事者数 (人)	775	848	992	927	1151
総線量 (人・mSv)	4.0	4.8	4.1	0.1	13.0
平均線量 (mSv)	0.01	0.01	0.00	0.00	0.01
最大線量 (mSv)	0.3	0.3	0.3	0.1	0.6

(個人線量計：ガラスバッジ)

2.2 JRR-4の運転管理

2.2.1 運転

平成16年度研究炉運転・管理計画に基づき41サイクルの共同利用運転を実施し、この中で医療機関の依頼に基づき医療照射を9回(通算29回)実施した。

2.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成16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、微調整棒垂直変換部及び2次冷却系循環ポンプの分解点検、主循環ポンプ起動盤電磁接触機の交換作業、運転データ表示器の設置等である。

(2) 保守整備

1) 微調整棒垂直変換部の分解点検

最も使用頻度の高い微調整制御棒の垂直変換部の分解点検を行った。平成9年に製作して以来約7年使用してきたが、分解点検の結果、消耗品を含め各構成部品の摩耗状況に異常は認められなかった。また、据付検査、機能検査及び性能検査を行い正常であることを確認した。

2) 2次冷却設備循環ポンプの分解整備

2次冷却設備循環ポンプは、平成10年に更新して以来6年が経過し、自主検査(数年毎)の一環として分解整備を実施した。分解整備の結果、寸法検査、外観検査、浸透探傷試験を行い、インペラー、ケーシング等に異常はなく、ベアリング、メカニカルシール等を交換し組み立てた。組み立て後、漏えい試験、作動試験、性能試験を行い、全て良好であることを確認した。

3) 主循環ポンプ起動盤電磁接触器の交換作業

平成16年度施設定期自主検査期間中の主循環ポンプ起動盤内の点検において、盤内に取付けてある電磁接触器の接点部の損耗が確認された。直ちに交換の必要性はないと判断されたが今後、磨耗が著しくなると動作不良の原因となる恐れがあったため、予防保全の観点から、3台全ての主循環ポンプの電磁接触器(総計6個)の交換を行った。

4) 2次冷却系配管点検

美浜原発2次冷却配管破損事故に鑑み、2次冷却系配管の板厚測定を実施し、配管の健全性を確認した。配管肉厚の測定の結果、測定点については、ほとんど減肉は見られなかった。残存肉厚は基準値を満たしており、十分使用できる健全性を保持していることが確認された。今後は、継続的な肉厚測定を実施し、減肉の進行がないかを監視していく。

5) ウランコンバータ点検

No.1 プールに貯蔵されているウランコンバータの点検を行い、異常の無いことを確認した。また、パッキンの定期交換を実施した。交換したパッキンは健全であった。今後も貯蔵状態の健全性を維持するため定期的に交換を実施していく。なお、ウランコンバータ表面の線量等量率は最大で $2\mu\text{Sv/h}$ であった。

6) ネットワーク機器整備作業

居室-炉室間に使用してきた 10BASE ケーブルを更新し、100BASE ケーブル化により転送速度の向上を図った。また、これに合わせて、スクラム、アラーム系に用いるプロセス信号の温度計及び流量計について、模擬信号の入力ラインを容易に接続・切替ができるように、新たにプロセス信号中継ボックスを設置した。

7) 運転データ表示器の設置

JRR-4 の運転においては、運転データを運転制御卓内に設置したディスプレイで監視を行っている。運転班長席を含む制御室内の広い範囲で同一運転データが確認できるように大型表示器を設置した。これにより原子炉研修所の運転実習時の使用も含め運転データの確認機能が改善された。また、運転制御卓内のディスプレイは設置後 8 年が経過しているため、予防保全として液晶ディスプレイに更新を行った。

8) 炉室入退室扉の改修

炉室入退室扉は 2 枚の扉が同時開放できないようオートロック機能が備わっているが、過去数回にわたりロック機構に故障が生じたこと、扉の開閉時の騒音も大きかったことから改修を行った。故障が生じやすかったオートロック機能から同時開放時に警告音を鳴らす自動注意喚起機能をもつ扉に変更を行った。

2.2.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料管理燃料交換

1) JRR-4 の燃料製作

本年度、新燃料の製作は行わなかった。

2) JRR-4 の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

平成 16 年度末における JRR-4 未使用燃料の在庫量を第 2.2.1 表 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 16 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。

第 2.2.1 表 JRR-4 未使用燃料の在庫量

項目 \ 区分	JRR-4
前年度末貯蔵量 (2004.3.31)	22
受け入れ	0
払い出し	2
今年度末貯蔵量 (2005.3.31)	20

(2) 燃料交換

平成 16 年 10 月 8 日、未使用燃料要素 1 体及び一時保管中の燃料要素 2 体と炉心内の燃焼度約 22%*の燃料要素 2 体、燃焼度約 5%の燃料要素 1 体との燃料交換を実施した。

また、平成 17 年 3 月 4 日、未使用燃料要素 1 体及び一時保管中の燃料要素 4 体と炉心内の燃焼度約 22%の燃料要素 1 体、燃焼度約 16%の燃料要素 4 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のうち、燃焼度約 5%の燃料要素 1 体と燃焼度約 16%の燃料要素 4 体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。

* FIFA : 核分裂物質の初装荷量のうち核分裂した割合

(3) 反応度管理

本年度の原子炉積算出力は約 80MWD で、年度当初の過剰反応度は 5.68% $\Delta k/k$ であった。燃料交換による過剰反応度の変化は、平成 16 年 10 月 8 日では、交換前が 5.21% $\Delta k/k$ 、交換後が 5.83% $\Delta k/k$ 、平成 17 年 3 月 4 日では、交換前が 5.21% $\Delta k/k$ 、交換後が 5.98% $\Delta k/k$ であった。年度末の過剰反応度は 5.86% $\Delta k/k$ であった。また、1MWD 当たりの年間平均反応度減少率は -0.015% $\Delta k/k$ 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、No1・No2 プール底の点検・清掃作業、微調整棒垂直変換部の分解点検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第 2.2.2 表に示す。放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は $1.1 \times 10^9 \text{ Bq}$ であり放出管理目標値の 0.11% であった。

放射性廃液については ^3H が検出されているが、濃度限度 ($3.7 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$) 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第 2.2.3 表に示す。

第 2.2.2 表 JRR-4 から放出された放出放射性物質濃度と放出量

核種	エアロゾル		気体	液体		
	^{60}Co	^{131}I	^{41}Ar	^{60}Co	^{137}Cs	^3H
年間放出率 (Bq/y)	0	0	1.1×10^9	—	—	3.9×10^7
年平均濃度 (Bq/cm ³)	$< 5.5 \times 10^{-10}$	$< 2.5 \times 10^{-9}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$	$< 3.2 \times 10^{-3}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	4.5×10^{-1}

第 2.2.3 表 JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年間
従事者 (人)	98	134	105	104	193
集団線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均個人線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大個人線量 (mSv)	—	—	—	—	—

(個人線量計：ガラスバッジ)

This is a blank page.

3. 研究炉の技術管理

Technical Management of Research Reactors

This is a blank page.

3.1 研究炉の水・ガス管理

3.1.1 重水の計量管理

JRR-3では、9kgのサンプリング重水を回収したが、その他補給、消費等はなかった。また、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JRR-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7,254kg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第3.1.1表から第3.1.3表に示す。

3.1.2 JRR-3の水・ガス管理

8サイクルの共同利用運転を行い、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第3.1.4表に示す。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次冷却水の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は6.46～6.91で、管理基準値 (5.0～7.5) の範囲であった。使用済燃料プール水のpHの測定結果は6.40～6.77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0.21～0.93 μ S/cmであり管理基準値(5.0 μ S/cm以下)の範囲であった。また、精製系出口の導電率は0.08～0.16 μ S/cmであった。

(2) 2次冷却系

2次冷却水のpHの測定結果は8.0～8.6で、管理基準値 (6～9) の範囲であった。防食剤を連続注入するとともに、補給水の水量を調整して、導電率による濃縮倍数を7以下で管理することにより、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 (2.0×10^{-1} Bq/cm³) 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99.42～99.46mol%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6.57～6.82で、管理基準値 (5.0～8.0) の範囲であった。導電率の測定結果は精製系入口で0.14～0.19 μ S/cm、精製系出口で0.01～0.07 μ S/cmであり、それぞれ管理基準値 (2.0 μ S/cm以下) の範囲であった。

(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、97.31～97.91vol%の濃度であった。また、重水素ガス濃度は0.72～0.92vol%で管理基準値 (2.0vol%以下) の範囲であった。さらにヘリウム系に酸素ガスを3回、合計60lを補給し、重水素ガスを重水に再結合させた。

(5) 原子炉プール精製系イオン交換樹脂

No.1イオン交換樹脂塔 (KR2601) は、平成15年05サイクルから平成16年02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60,601m³であった。さらに、No.2イオン交換樹脂塔 (KR2602) を、平成16年03サイクルから平成16年06サイクルまで4サイクル使用し、交換した。積算精製量は58,482m³であった。なお、平成16年07サイクルから使用しているNo.1イオン交換樹脂塔は正常に機能している。

(6) 冷中性子源装置 (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0.5ppm以下で、窒素濃度は最高濃度で1.20ppm (原子炉起動前の値。原子炉運転中は最高値0.63ppm) で管理でき、管理基準値(酸素ガス、窒素ガス合計10ppm)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。分析結果を第3.1.5表に示す。

(1) 1次冷却水系

1次冷却水のpHの測定値は5.53~6.89、1次冷却水精製系のpHの測定値は5.52~6.88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0.51~0.80 μ S/cmであり、管理基準値(10 μ S/cm以下)の範囲であった。また、精製系出口の導電率は0.18~0.49 μ S/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7.22~7.86で、管理基準値 (6~9) の範囲であった。

第3.1.1表 JRR-3およびJRR-4の装荷重量

	平成15年度末		補給重量(kg)	回収重量(kg)	消費重量(kg)	平成16年度末	
	装荷重量(kg)					装荷重量(kg)	
JRR-3	7,263		0	9*	0	7,254	
JRR-4	368		0	0	0	368	
合計(kg)	7,631		0	9	0	7,622	

* サンプリング重量

第3.1.2表 JRR-3未使用重量保管量

平成15年度末 未使用重量(kg)	購入		受入れ(kg)		払出し(kg)		平成16年度末 未使用重量(kg)
	0	0	購入	その他	転用	計量調整	
312	0	0	0	0	0	0	312

第3.1.3表 JRR-3回収重量

平成15年度末 回収重量(kg)	炉心回収		受入れ(kg)		払出し(kg)		平成16年度末 回収重量(kg)
	9*	0	その他	計量調整	損失	小計	
16,081	9*	0	0	0	0	0	16,090

* サンプリング重量

第3.1.4表 JRR-3水・ガス測定結果

系 統	項 目	管 理 基 準 値	測 定 結 果	
1次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.46~6.91	
	導電率 (μS/cm)	精製系入口	0.21~0.93	
		精製系出口	0.08~0.16	
	全β放射能濃度*1) (Bq/cm³)	1次冷却水	6.79×10 ² ~8.57×10 ²	
		1次系精製水	< 1.31	
		1次冷却水	7.05×10 ² ~8.24×10 ²	
	全γ放射能濃度*2) (Bq/cm³)	1次冷却水	1.17×10 ¹ ~4.77×10 ²	
1次系精製水		6.56×10 ² ~1.02×10 ³		
トリチウム濃度 (Bq/cm³)				
1次精製系	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.70~6.96	
SFプール	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.40~6.77	
	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.62~7.06	
ヘリウム	ヘリウム濃度 (Vol%)	90以上	97.31~97.91	
	再結合器入口 重水素濃度 (Vol%)	2.0以下	0.72~0.92	
重 水	濃度 (mol%)	高濃度に維持	99.42~99.46	
	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~8.0	6.57~6.82	
	全β放射能濃度 (Bq/cm³) *1)	—	1.87×10 ² ~5.00×10 ²	
	全γ放射能濃度 (Bq/cm³) *2)	—	4.52×10 ² ~5.29×10 ²	
	トリチウム濃度 (Bq/cm³) *3)	—	1.30×10 ⁸	
	導電率 (μS/cm)	精製系入口	2.0以下	0.14~0.19
		精製系出口	—	0.01~0.07
2次冷却水	原水水素イオン濃度指数 (pH)	—	6.6~7.5	
	2次冷却水水素イオン濃度指数 (pH)	6~9	8.0~8.6	

*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16年11月11日現在の値

第3.1.5表 JRR-4冷却水測定結果

系	統	項	目	管	理	基	準	値	測	定	結	果	
1次冷却系	水素イオン濃度指数 (pH)	導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	精製系入口	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			精製系出口										
	全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3) *1)	全 γ 放射能濃度 (Bq/cm^3) *2)	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
				—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
1次精製系	水素イオン濃度指数 (pH)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
2次冷却系	原水水素イオン濃度指数 (pH) *3)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	2次冷却水水素イオン濃度指数 (pH) *3)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

*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卓上型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16年度末の各原子炉施設における使用済燃料の貯蔵量を第3.2.1表に示す。

JRR-3では、使用済燃料プールへの炉心からの受入れは27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11体を引き渡した。この結果、平成16年度末における使用済燃料(板状燃料)の貯蔵数は178体 (LEU) である。なお、貯槽No.1で貯蔵中の旧JRR-3の使用済燃料である二酸化ウラン燃料体407体、金属天然ウラン燃料体8体、同要素3本及び乾式貯蔵施設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、No.1プールへの炉心からの受入れは7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5体を引き渡した。この結果、平成16年度末における使用済燃料(板状燃料)の貯蔵数は8体 (LEU:7体、計装用HEU:1体) 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16年度末における各貯槽の水質及び放射能濃度を第3.2.2表に示す。各貯槽においては、水素イオン濃度指数 (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使用済燃料貯蔵槽精製系イオン交換樹脂塔の交換

使用済燃料貯蔵槽No.1, 2の水質の維持に用いられているイオン交換樹脂塔No.2を、予備品と交換して廃棄物処理場に搬出した。処分した樹脂塔は平成12年12月から平成15年8月まで使用し、積算精製量は約9228m³、表面の最大線量当量率は150 μ Sv/hであった。

(3) JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の設計変更及び海外ライセンスの取得等

研究炉使用済燃料の対米輸送に用いているJRC-80Y-20T型核燃料輸送容器は、昭和55年に製作した物で、設計時の衝撃解析は、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で行われた実験を基にした評価式 (Davisの実験式) で行われていた。平成11年から研究炉に導入されたシリサイド燃料の輸送を計画するに当たり、輸送容器の安全解析は最新の知見である有限要素法を用いた衝撃応答解析コードLS-DYNAにより行った結果、容器本体と蓋部の接合部に微少な塑性変形が生じるものの、IAEAの輸送規則の基準である密封性及び未臨界性は保たれていることが判った。しかし、米国での輸送容器の標準審査指針では、通例として密封系の塑性変形は認められていないことから、米国での設計承認は得られないと判断した。

この判断を受け、輸送容器の諸外国の容器承認を速やかに取得し研究炉の使用済燃料の輸送

を計画通り進めるため、研究炉使用済燃料輸送容器構造検討グループを東海研究所内に設置し、LS-DYNAによる解析結果の妥当性を確認するとともに、輸送容器を一部改造する設計変更の骨子をまとめ、JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の安全解析について見直しを行った。

今後の予定としては、平成17年度に安全解析結果を基に国内の設計変更承認を取得し、輸送容器の改造を行うとともに、国内の容器承認を取得し、併せて米国及び英国の海外ライセンスを取得する計画である。

(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輸送容器（エドロ型）に収納してホットラボへ運搬し、ケープ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230個のアダプタを搬出したが、第8回対米輸送に備えた使用済燃料切断作業により80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518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。

廃棄物レベル区分：B-1

容器個数：16個（ ^{30}Pu カートリッジ）

線量当量率：8.4～29.4mSv/h（容器表面）

放射能量： $1.53 \times 10^{10} \sim 5.36 \times 10^{10}$ Bq（容器当たり）

第3.2.1表 JRR-3およびJRR-4の使用済燃料貯蔵量

施設	JRR-3							JRR-4
	MTR型 ^{※1} (板状燃料)			旧JRR-3燃料				MTR型 ^{※2} (板状燃料)
				二酸化ウラン 燃料	金属天然ウラン燃料			
貯蔵場所	使用済燃料 プール	貯槽 No.1	貯槽 No.2		貯槽No.1			乾式保管 施設
前年度末貯蔵数	50	112	0	407	8	3	1,798	6
受入れ	27	32	80	0	0	0	0	7
搬出	32	80	0	0	0	0	0	0
炉心への再装荷	11							5
今年度末貯蔵数	34	64	80	407	8	3	1,798	8

※1 ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料及びウラン・アルミニウム分散型合金燃料

※2 ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料及びウランアルミニウム合金燃料

第3.2.2表 JRR-3およびJRR-4の使用済燃料貯蔵施設の水質測定値

	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
水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.3	6.3	—	—
	5.5~7.0	—	—	6.7	6.4
導電率 (μ S/cm)	10 以下	1.15	1.14	1.06	1.10
放射能濃度 (Bq/ml) (トリウムは除く)	3.7 以下	検出感度 以下 ※	検出感度 以下 ※	—	—
トリウム濃度 (Bq/ml)	—	2.2	1.6	0.85	0.73
温度 ($^{\circ}$ C)	—	18.0	18.0	—	—

※ 検出感度：0.23~0.25 (Bq/ml)

(年度末の測定値)

3.3 第7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7回目となる研究炉使用済燃料の対米輸送では、JMTR所有のJMS-87Y-18.5T型核燃料輸送容器を借用して、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、原電東海港にて英国籍の専用船に船積みした。英国内での一時保管※後、搬入先である米国エネルギー省(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17年1月にJMTR施設に返却された。輸送作業における諸手続きを第3.3.1表に示す。

※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。

第3.3.1表(1/2) 研究炉使用済燃料の対米輸送手続一覧

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
	吊り具荷重試験
陸上輸送	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
	車両積付け検査
海上輸送	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
	危険物積付け検査
対米国	引取り基本契約
	付属書 (Appendix-A: 燃料データ 関係)
	付属書 (Appendix-B: 輸送容器関係)
港湾使用	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)
	輸送時・船積時の検査結果提出
国際規制物質	核燃料物質受払計画等報告・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

第3.3.1表(2/2)

	関 係 手 続 き 等 の 名 称
保 険	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 関	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 説 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
	茨城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	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 関	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.

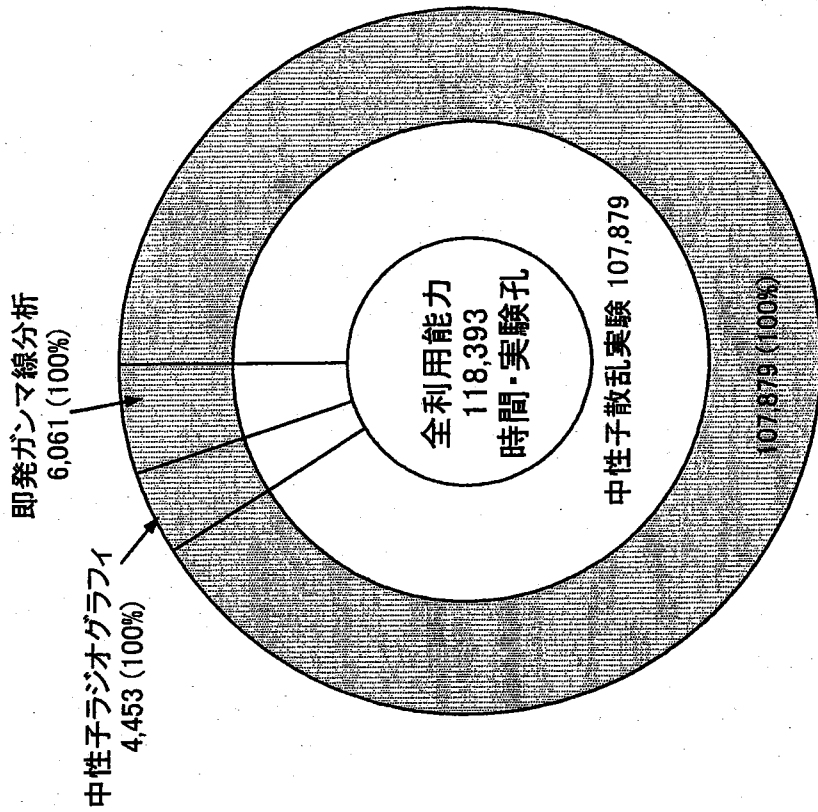
4.1 利用の状況

平成 16 年度の研究炉の共同利用運転は、JRR-3 が 7 サイクル、JRR-4 が 41 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。

第 4.1.1 図に JRR-3 における照射（放射化分析、半導体用シリコン照射等）及び実験（中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ等）それぞれの利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 60,936（時間・照射孔）で、平均利用率は約 40% であった。内訳は短時間照射 23%、サイクル照射 23%、長時間照射 12%、均一照射装置によるシリコン照射利用は 100% であった。

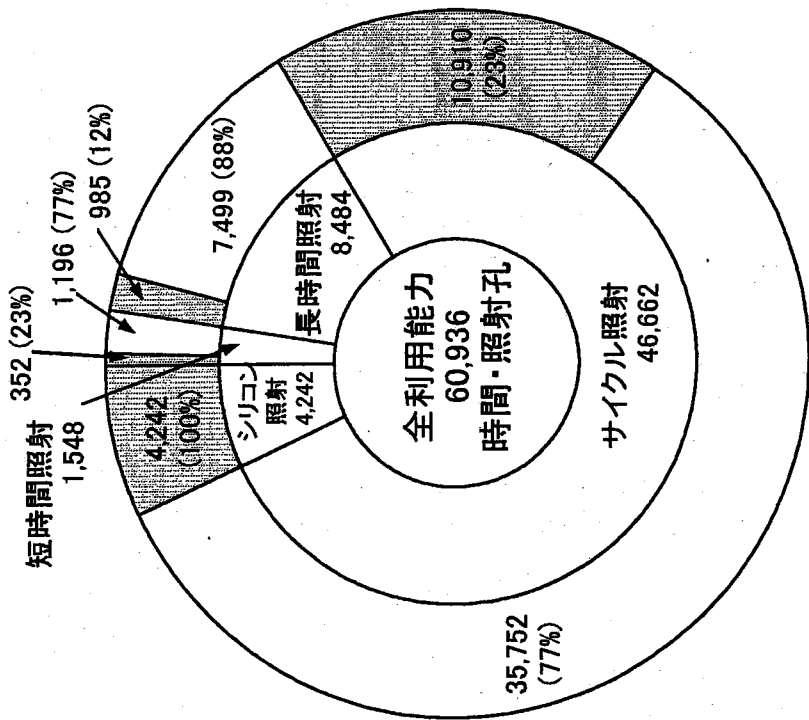
また、実験に係る設備利用能力は 118,393（時間・実験孔）で、利用率は全ての設備において 100% であった。

第 4.1.2 図に JRR-4 における照射（放射化分析、ラジオアイソトープの製造等）及び実験（医療照射、即発 γ 線分析等）それぞれの利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 3,270（時間・照射孔）であり、平均利用率は約 28% であった。内訳は短時間照射 38%、長時間照射 26%、シリコン照射が 22% であった。実験に係る設備利用能力は 2,616（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約 41% であった。



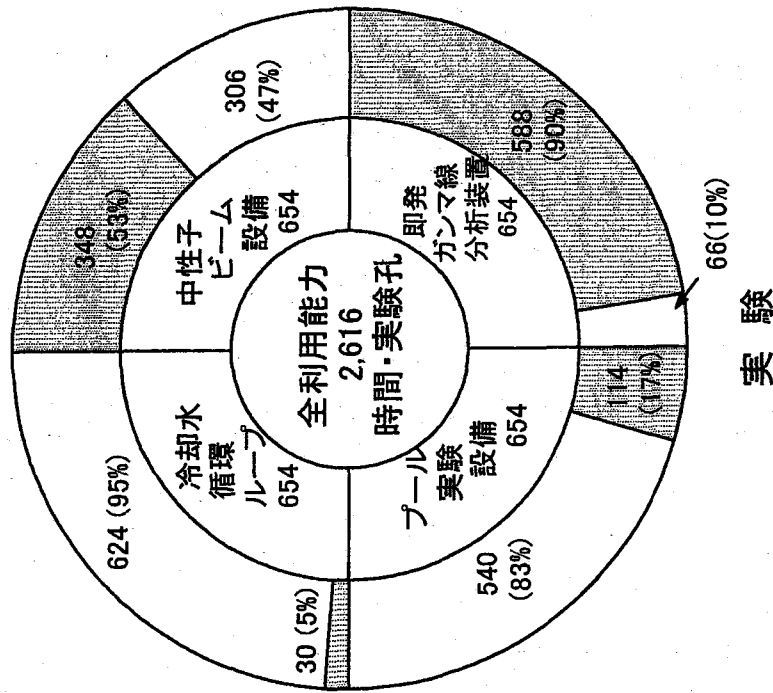
実験

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

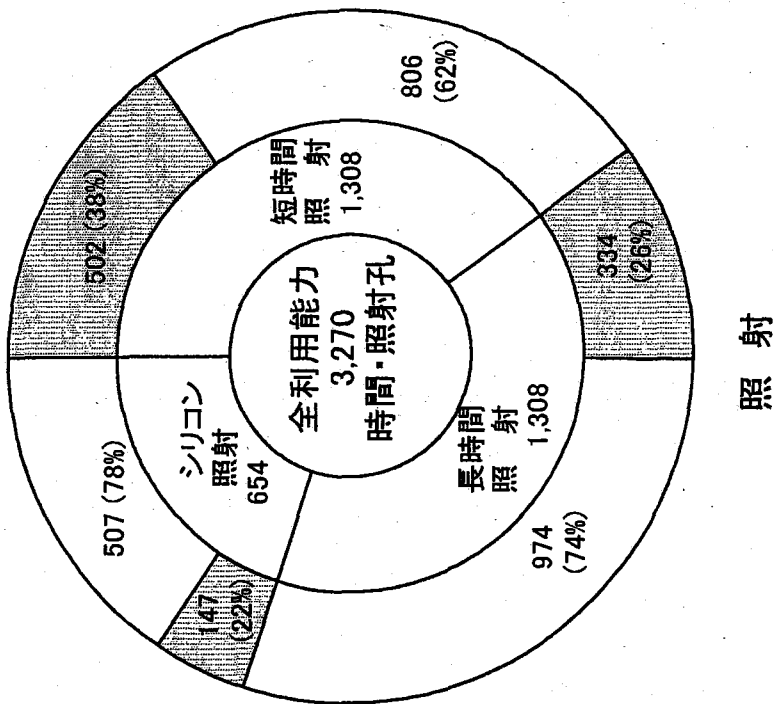


照射

第4.1.1図 JRR-3利用設備利用率



注) ■ は利用実績
 内円は利用能力、外円は利用状況を示す。
 長時間照射 : S,Dパイプ
 短時間照射 : Tパイプ, 気送管
 シリコン照射実験 : Nパイプ



第4.1.2図 JRR-4利用設備利用率

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 641 件、キャプセル個数 2,546 個（シリコン照射を含む）の照射実績であった。

第 4.2.1 表に平成 16 年度の研究炉における照射実績を示す。JRR-3 の照射における利用件数及び照射キャプセル個数は、所内利用 50 件 180 個、所外利用 181 件 1,084 個で合計 231 件 1,264 個の実績であった。JRR-4 においては、所内利用 35 件 132 個、所外利用 375 件 1,150 個で合計 410 件 1,282 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（照射キャプセル数）の推移を第 4.2.1 図に示す。平成 16 年度の実績は平成 15 年度を下回る結果となった。所内外共に利用が減少した。

第 4.2.2 図は平成 16 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（82%）なっている。

4.2.1 JRR-3 における照射

JRR-3 では 7 サイクルの共同利用運転が行われた。第 4.2.2 表に各サイクルの照射実績を示す。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 22 本が照射された。第 4.2.4 表及び第 4.2.5 表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 108 個、気送照射設備（PN-1, 2）が 157 個、放射化分析用照射設備（PN-3）で 790 個のキャプセルが照射された。

照射目的の分類は第 4.2.3 図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 16 年度に実施されたシリコン照射の本数（重量）は 186 本（3,953 kg）と昨年実績を上回った。第 4.2.6 表にシリコン照射の利用実績を示す。

4.2.2 JRR-4 における照射

JRR-4 では 41 サイクルの共同利用運転が行われた。第 4.2.3 表に照射実績を示す。主に短時間照射を目的とする水力照射設備（T パイプ）での照射キャプセル数が 313 個、気送管照射設備（PN）が 790 個であった。

長時間照射用設備の利用では、S パイプ 37 個、D パイプ 21 個、N パイプにおけるシリコンの照射は 119 本（1,283.8 kg）であった。

照射目的別の分類を第 4.2.3 図に示す。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。

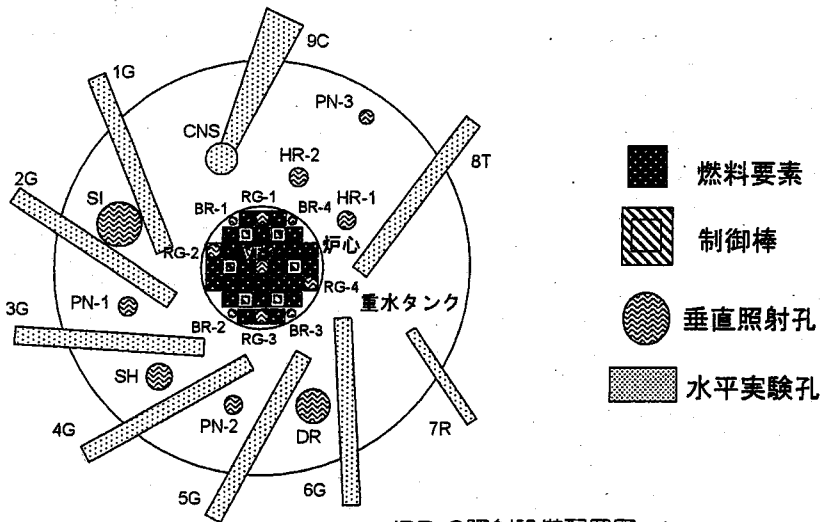
第 4.2.1 表 研究炉における照射実績 (平成16年度)

原 子 炉		所 内	所 外※	合 計
J R R - 3	件 数	50	181	231
	個 数	180	1,084	1,264
J R R - 4	件 数	35	375	410
	個 数	132	1,150	1,282
合 計	件 数	85	556	641
	個 数	312	2,234	2,546

※主な利用者: 東京大学原子力研究総合センター
 (財)日本分析センター、(財)放射線利用振興協会
 (株)千代田テクノル等

第4.2.2表 JRR-3における照射実績(平成16年度)

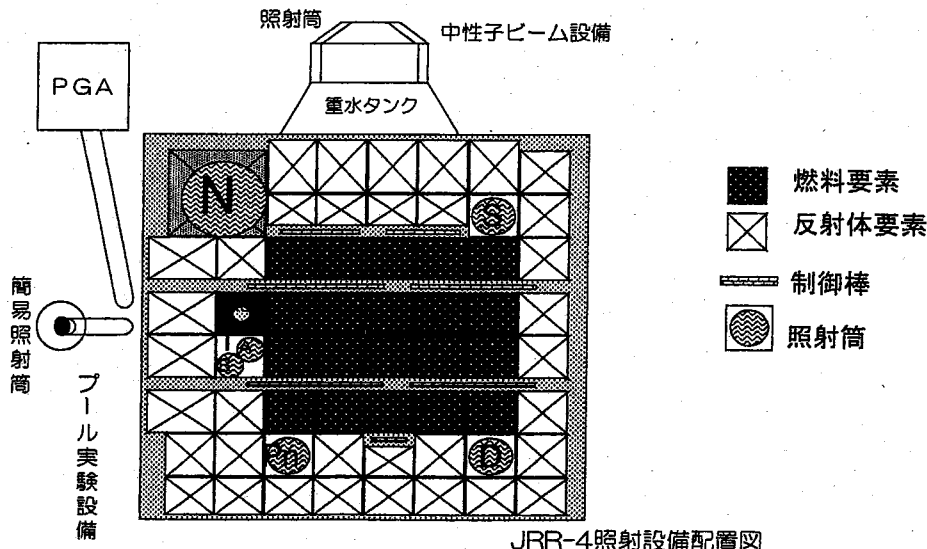
照射孔 サイクル	所内の利用									所外の利用							サイクル別合計		
	VT-1	RG-1~4	BR-1~4	SH-1	DR-1	HR-1,2	PN-1,2	PN-3	SI-1	VT-1	RG-1~4	BR-1~4	DR-1	HR-1,2	PN-1,2	PN-3		SI-1	
1サイクル (3/29~4/23)	件数					2	3	1				1		8	1	3	1	20	
	個数					2	4	40				1		9	1	73	23	153	
	継続		(2)															(2)	
2サイクル (5/10~6/4)	件数					3	1	2						9	9	3	1	28	
	個数					3	1	5						9	41	103	27	189	
	継続		(2)															(2)	
3サイクル (6/14~7/9)	件数					1	1	1						10	8	0	1	22	
	個数					1	1	10						11	9	0	28	60	
	継続		(2)															(2)	
4サイクル (7/19~8/13)	件数	1				2	5	1		1				10	3	2	1	26	
	個数	1				2	5	11		2				11	3	23	27	85	
	継続		(2)															(2)	
5サイクル (8/23~9/17)	件数					2		1						10	7	5	1	26	
	個数					2		16						10	9	141	24	202	
	継続		(2)															(2)	
6サイクル (9/27~10/22)	件数		2			1	3	2		1				15	20	4	1	49	
	個数		2			1	4	17		2				17	24	76	27	170	
	継続		(2)															(2)	
7サイクル (11/1~11/26)	件数					5	3	6	1					19	16	9	1	60	
	個数					7	3	27	1					23	52	248	30	391	
	継続		(2)															(2)	
サイクル合計	件数	1	2	0	0	0	16	16	14	1	2	0	1	0	81	64	26	7	231
	個数	1	2	0	0	0	18	18	126	1	4	0	1	0	90	139	664	186	1250
	継続	(0)	(14)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(14)	



JRR-3照射設備配置図

第4.2.3表JRR-4における照射実績（平成16年度）

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	6		2	2	2	13
	個数					2	9		2	2	3	18
	継続											(0)
5	件数	3					8		1		3	15
	個数	13					10		1		13	37
	継続											(0)
6	件数	1				1	15	4	1		6	28
	個数	1				5	18	6	1		36	67
	継続											(0)
7	件数		3			1	15	2	1	2	9	33
	個数		7			3	19	2	1	10	96	138
	継続											(0)
8	件数					2	13	1	2	3	6	27
	個数					18	19	1	2	12	6	58
	継続											(0)
10	件数		1			2	19	3	1	2	8	36
	個数		1			4	22	5	3	14	64	113
	継続											(0)
11	件数				1	1	29	1	1	4	15	52
	個数				1	5	41	1	3	16	127	194
	継続											(0)
12	件数	2				2	17	1	1	2	6	31
	個数	6				22	18	1	3	8	48	106
	継続											(0)
1	件数	2			1	1	41	6	1	4	23	79
	個数	7			1	3	46	7	3	24	143	234
	継続											(0)
2	件数	2		1		2	41	3	1	3	10	63
	個数	13		1		8	50	5	1	17	67	162
	継続											(0)
3	件数	2				3	18	1		4	5	33
	個数	2				9	19	1		16	108	155
	継続											(0)
全月合計	件数	12	4	1	2	16	222	22	12	26	93	410
	個数	42	8	1	2	79	271	29	20	119	711	1282
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)



第4.2.4表 平成16年度 JRR-3 炉心領域キヤプセル照射概要

サイクルNo. (R3-16-**) 日付 (定格出力運転時間)	01 3.29~4.23 (598.5hr)	02 5.10~6.4 (601.5hr)	03 6.14~7.9 (601.5hr)	04 7.19~8.13 (601.5hr)	05 8.23~9.17 (601.5hr)	06 9.27~10.22 (601.5hr)	07 11.1~11.26 (601.5hr)	08 3.14~3.18 (97.5hr)
RG-1						研究炉利用課 RGR-69 W03 ※ RGR-74 W03 ※		
RG-2	耐食材料研究グループ ⑤⑥ RGM-73H ステンレス鋼 -0.41% (10972h 5337.1hr)							
RG-3	耐食材料研究グループ ⑤⑥ RGM-68H ステンレス鋼 -0.17%							(~17-03 22*1hr) (1997h 9806.7hr)
RG-4								
BR-1	大学共同利用開放研究室 BRM-53 Mg ₃ TeO ₆ -0.07% ※							
BR-2								
BR-3								
BR-4								
VT-1				㈩千代田テクノル VTR-112 Ir ※ VTR-115 Ir ※ 研究炉利用課 VTR-120 W03 ※ -0.13%		㈩千代田テクノル VTR-118 Ir ※ VTR-119 Ir ※		
SH-1								
DR-1								
キヤプセル反応度評価 (%Δk/k)	-0.65	-0.58	-0.58	-0.71	-0.58	-0.81	-0.58	-0.17
キヤプセル反応度合計 (%Δk/k)								
備考	→ : 無計装照射キヤプセル (※標準照射キヤプセル) ← : 計装照射キヤプセル ◎ : 混合ガス温度制御 ⊕ : ヒータ温度制御							

照射孔の配置は第4.2.2表「JRR-3照射設備配置図」参照

第4.2.5表 平成16年度 JRR-3 炉心領域キャプセル照射一覽

キャプセル名称	照射依頼元	照射試料	キャプセル構造	計装	温度制御	照射孔	照射量※ (cm^{-2})	照射サイクル (照射期間)	照射温度 ($^{\circ}\text{C}$)	キャプセル反応度 ($\% \Delta k/k$)
RGM-68H	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	RG-3	7.06 × 1021 3.53 × 1021	14-05~17-03 (22サイクル)	300	-0.17
RGM-73H	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	RG-2	3.84 × 1021 1.92 × 1021	15-06~16-07 (10サイクル)	300	-0.41
BRM-53	大学共同利用開放研究室	Mg ₃ TiO ₆	1重気密	—	—	BR-1	4.31 × 1020 2.15 × 1020	16-01 (1サイクル)	—	-0.07
VTR-112	嶺千代田テクノロ	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.50 × 1020 4.33 × 1020	16-04 (1サイクル)	—	—
VTR-115	嶺千代田テクノロ	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.50 × 1020 4.33 × 1020	16-04 (1サイクル)	—	-0.13
VTR-120	研究炉利用課	WO ₃	1重気密	—	—	VT-1	6.50 × 1020 4.33 × 1020	16-04 (1サイクル)	—	—
RGR-69	研究炉利用課	WO ₃	1重気密	—	—	RG-1	4.33 × 1020 2.17 × 1020	16-06 (1サイクル)	—	—
RGR-74	研究炉利用課	WO ₃	1重気密	—	—	RG-1	4.33 × 1020 2.17 × 1020	16-06 (1サイクル)	—	—
VTR-118	嶺千代田テクノロ	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.50 × 1020 4.33 × 1020	16-06 (1サイクル)	—	-0.23
VTR-119	嶺千代田テクノロ	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.50 × 1020 4.33 × 1020	16-06 (1サイクル)	—	—

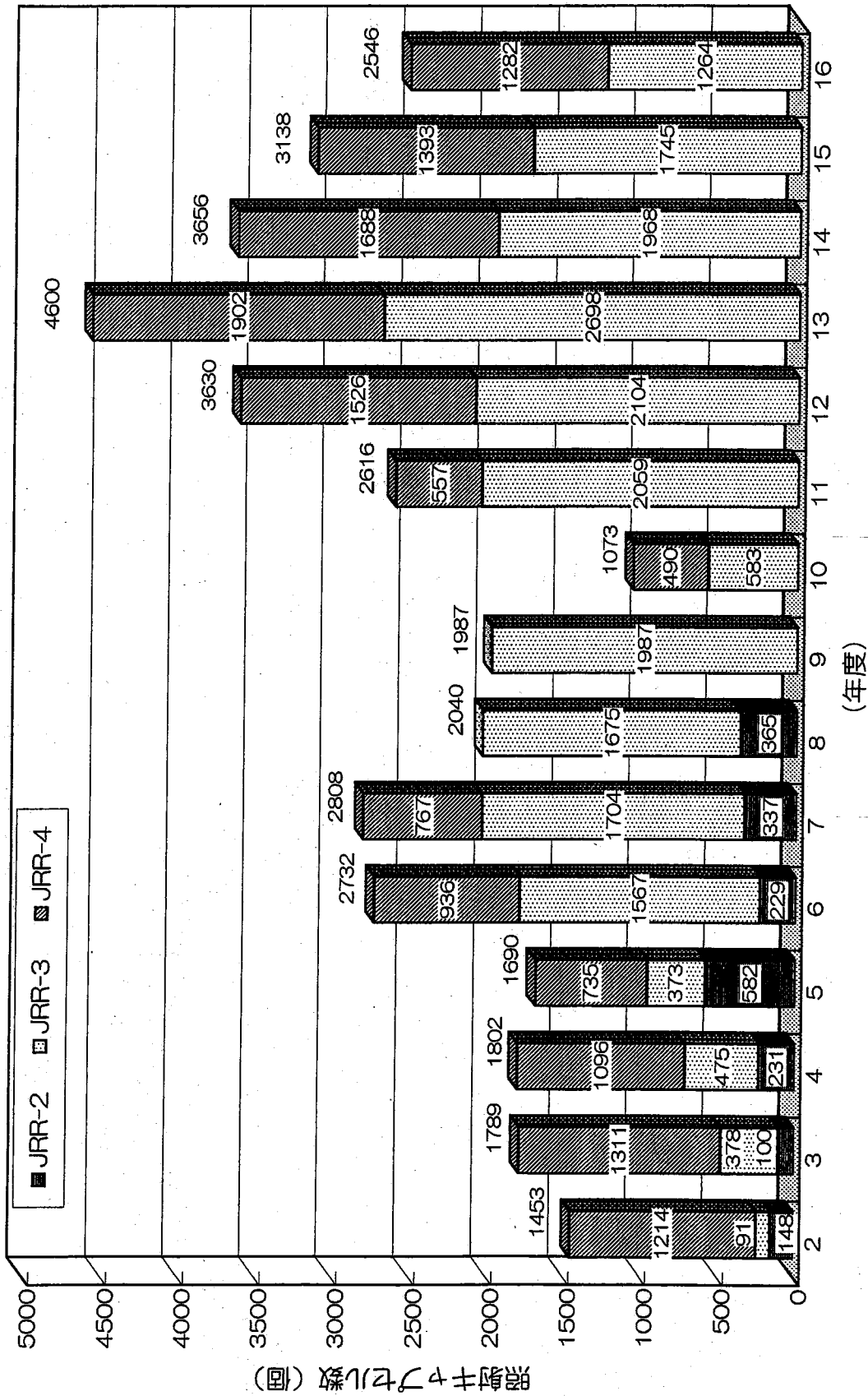
※ 上段：熱中性子照射量
下段：高速中性子 (>1MeV) 照射量

第4.2.6表 シリコン照射実績（平成16年度）

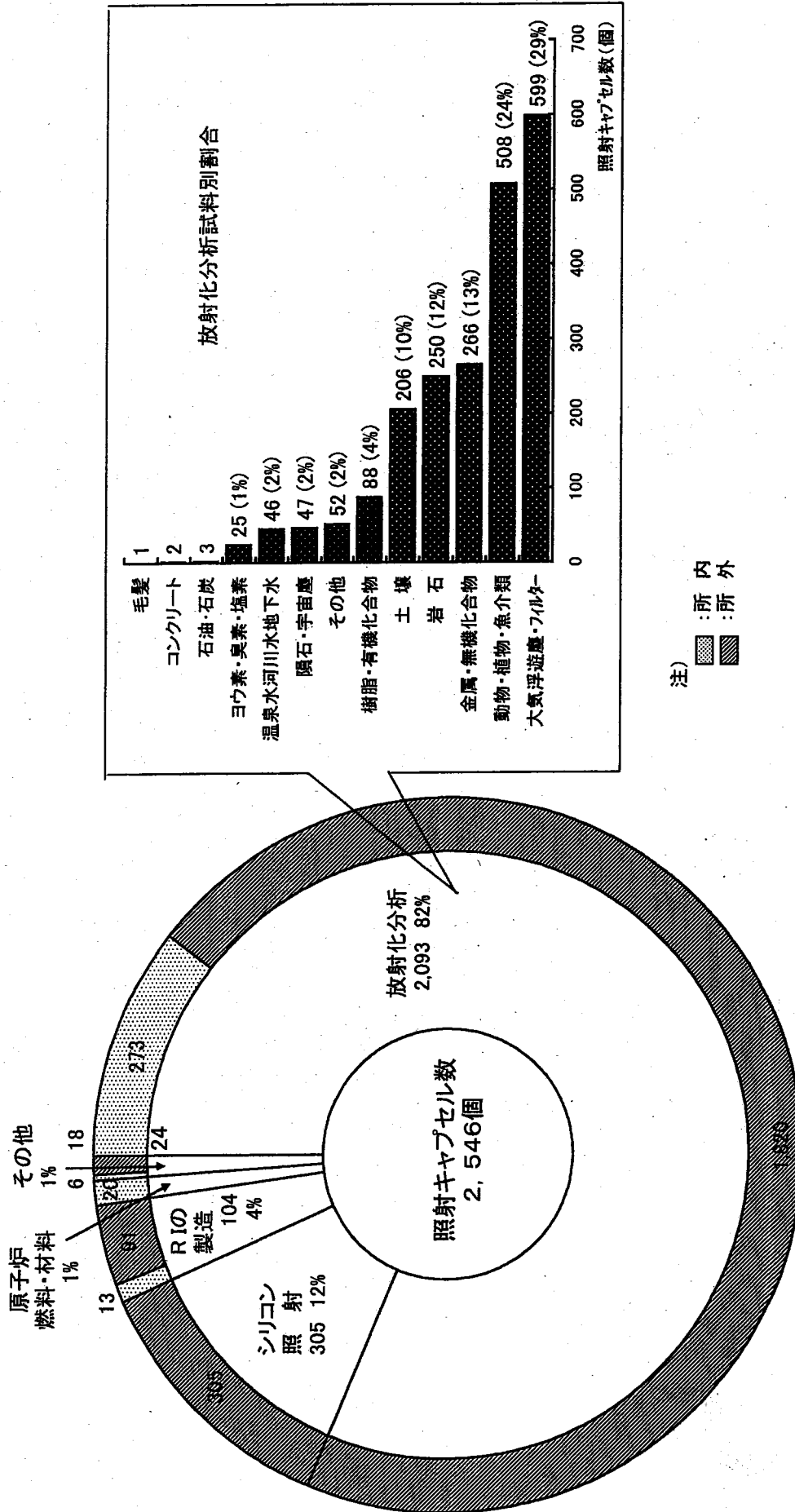
サイクル	JRR-3(SI-1)	
	本数	重量 (kg)
1	23	486.7
2	27	559.1
3	28	558.8
4	27	505.4
5	24	560.2
6	27	623.6
7	30	659.2
小計	186	3,953.0

月	JRR-4(Nパイプ)	
	本数	重量 (kg)
4	2	23
5	—	—
6	—	—
7	10	108.4
8	12	69.2
10	14	159.1
11	16	139.3
12	8	136.7
1	24	277.5
2	17	190.8
3	16	179.9
小計	119	1283.8

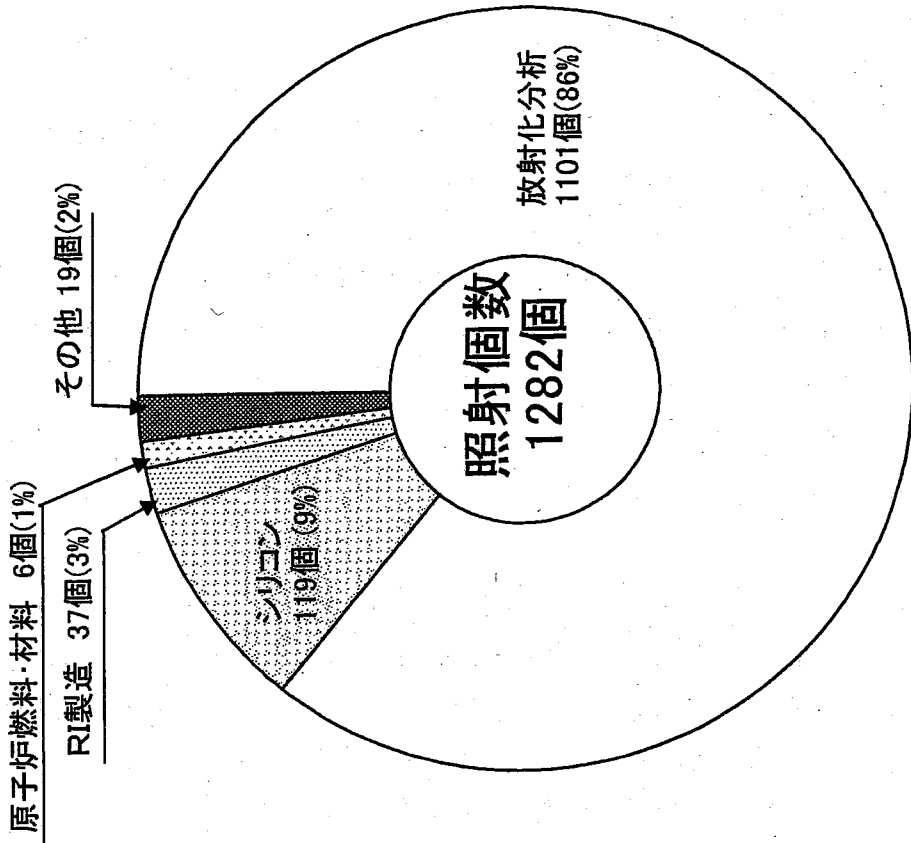
JRR-3、4の合計本数及び重量
305本、5,236.8kg



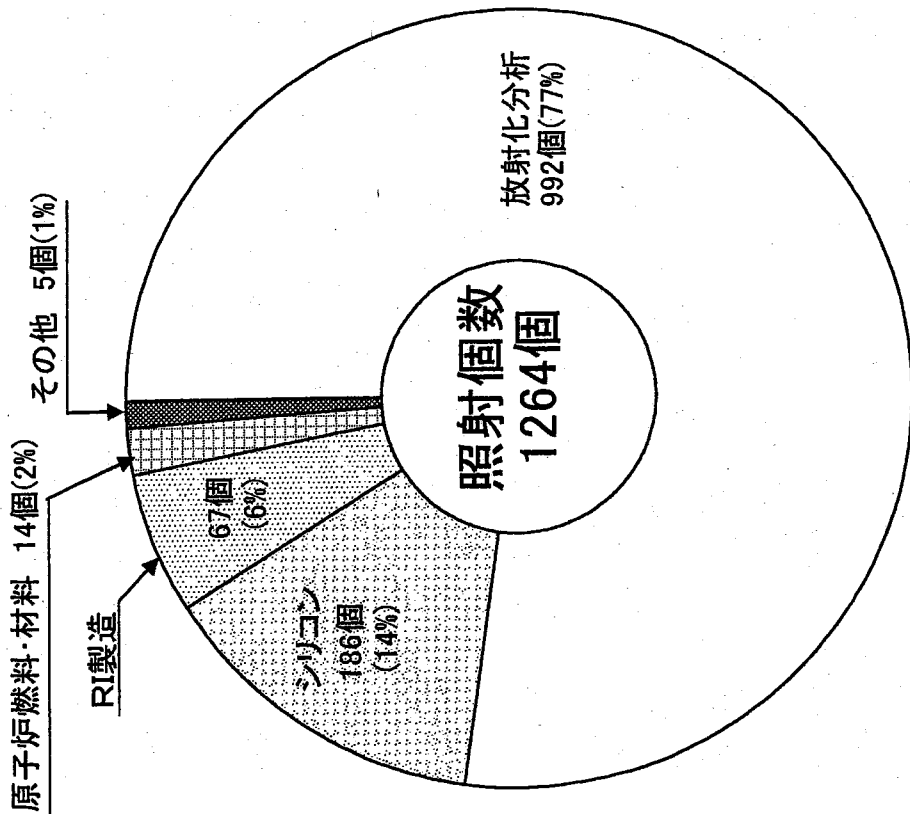
第4.2.1図 研究炉における照射キャプセルの推移



第4.2.2図 研究炉における照射利用状況



JRR-4



JRR-3

第4.2.3図 照射目的別利用実績

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 線分析等が実施された。利用件数及び利用延べ日数は、所内利用 422 件(2,840 件・日)、所外利用 520 件(2,985 件・日)で合計 942 件(5,825 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 58 件(128 件・日)、所外利用 50 件(74 件・日)で合計 108 件(202 件・日)であった。

第 4.3.1 図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 6,027 件・日で、昨年、一昨年を上回る結果となった。

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、民間企業による残留応力測定や工業製品の結晶構造解析なども実施された。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反射特性や中性子ベンダーの研究が実施された。

第 4.3.2 図及び第 4.3.3 図は、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、次いで物質の構造研究、装置開発、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、冷却型電荷結合素子(CCD)及びシリコンを用いた電子倍増ターゲット(SIT)カメラを用いて固気二層流の定量評価、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 16 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 8,054 人・日、所外(ほとんどが大学関係) 10,097 人・日で合計 18,151 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、核分裂飛跡(フィッション・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、鉛ビスマス合金への中性子照射、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、 ^{16}N 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 374 人・日、所外 237 人・日で合計 611 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 地階の実験室 1~3、JRR-3 炉室 PN-3 実験室、研究炉実験利用棟 1 階の実験室 1 及び 2、JRR-4 の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 で照射した土壌、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 では保安全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 16 年度に実施された実験項目は 5 件、実験延べ日数は 131 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壌、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、銩物の核分裂飛跡(フィッション・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 16 年度に実施された実験項目は 18 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壌、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、銩物の核分裂飛跡(フィッション・トラック)年代測定用試料の作製等が実施された。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 16 年度に実施された実験項目は 23 件、実験延べ日数は 64 日であった。

4.3.4 医療照射

平成 16 年度の医療照射は、JRR-4 において 9 回実施された。全てホウ素中性子捕捉療法

(BNCT)で脳腫瘍治療のための照射であった。なお、第4.3.1表に平成16年度実施した医療照射の概要を示す。

第4.3.1表 JRR-4 医療照射実績

	実施日	患者	病名	ビームモード
1	2004. 4. 21	日本・男性	脳腫瘍	熱外中性子モード
2	2004. 4. 22	日本・男性	脳腫瘍	熱外中性子モード
3	2004. 6. 30	日本・女性	脳腫瘍	熱外中性子モード
4	2004. 8. 18	日本・男性	脳腫瘍	熱外中性子モード
5	2004. 12. 7	日本・女性	脳腫瘍	熱外中性子モード
6	2004. 12. 14	日本・男性	脳腫瘍	熱中性子モードI
7	2005. 3. 9	日本・男性	脳腫瘍	熱外中性子モード
8	2005. 3. 16	日本・男性	脳腫瘍	熱外中性子モード
9	2005. 3. 16	日本・男性	脳腫瘍	熱外中性子モード

*第9回は照射室でのセッティングを行っていたところ、患者の状態が不安定なため、主治医の都合により中止した。

(1) 非開頭医療照射の実施に対する対応について

JRR-4では、これまで患者は全身麻酔で開頭手術を行った上で医療照射を行ってきた。しかし、新たに京都大学グループから患者を非開頭で、さらには無麻酔での照射を行いたいとの希望があったため、その対応について検討を行った。

これまでの開頭医療照射との相違点を以下に示す。

- ・ 外科手術を行わないため患者は無麻酔で意識がある状態での照射となる。
- ・ 照射時間は約30～40分の短時間照射になる。
- ・ ホウ素化合物はこれまで使用してきたBSH ($\text{Na}_2\text{B}_{12}\text{H}_{11}\text{SH}$ 、通称BSH)だけでなく、BPA (Borono Phenyl Alanine) も併用する。
- ・ ホウ素化合物のBPAは、ホウ素濃度変化が非常に早いため、投与後、30分程度での照射開始が要求される。このため原子炉起動からフルパワー(照射開始)までの時間をできるだけ短縮する必要がある。
- ・ 線量評価はJCDSを使用して行い、この評価値を基に治療計画を作成する。
- ・ 照射中に金線モニタによる炉出力補正を行う。
- ・ 非開頭であるため、1日に2人の照射を実施する場合もある。

以上の事柄に対応するため、JRR-4 利用施設運転手引（以下、手引）の変更を行い、原子炉が低出力の時に照射室へ入室できるように記載を追加するとともに入室時のチェックシートを作成し、手引に反映した。これにより照射室に患者をセッティング後、30分以内で目標出力に達することが可能になった。また、照射室への入室時の医師団等の被ばく評価を行うために特性測定を行い、低出力での照射室内の線量測定を行った。特性測定の結果を第 4.3.2 表に示す。これらの結果を基に原子炉の安定性に問題が無く、線量をできるだけ低くなるような条件に設定した。原子炉は予め起動しておき、条件としては、原子炉出力 200W、重水厚さ 33cm、カドミウムシャッターを挿入した状態、患者のセッティングを行う直前まで照射孔には円筒アクリルファントムをセットしておくことにした。線量測定の際に即発ガンマ線分析装置の特性測定を同時に行った。原子炉出力が、500kW,1.0MW,3.0MW 時におけるバックグラウンドの測定、各出力での標準試料によるサンプル測定時間の計測等を行った。

線量評価については、非開頭照射で医療照射を行うことから今まで行ってきた金線による脳内の中性子束の測定ができないため、JCDS を使用して行うこととした。線量評価時の炉出力補正を行うためにカドミウムチューブ内に金線を挿入したものを照射孔内部にセットし、定格出力到達した後、15分後に引き抜き、金線を β - γ 同時測定装置にて測定し補正係数を算出することとした。

患者は無麻酔で意識のある状態での照射となるため、照射中に患者との連絡ができるようにマイク等を準備した。

1日に2人の照射を実施する場合、それぞれの運転の間は、原子炉を停止せず、200W で待機することとした。また、1日に3山の原子炉運転を行い、1山目でホウ素濃度の測定を医療照射に先立って行い、2山目、3山目に医療照射を行う手順についても検討した。この手順で医療照射を行うことにより、ホウ素濃度を事前に把握できるため、医療照射時の時間を短縮でき、患者の負担を軽減できる。

平成 16 年 4 月 21 日に原研で初の非開頭照射での医療照射を行った。平成 16 年度は、合計 6 回の非開頭医療照射を行った。

(2) 簡易延長コリメータの整備

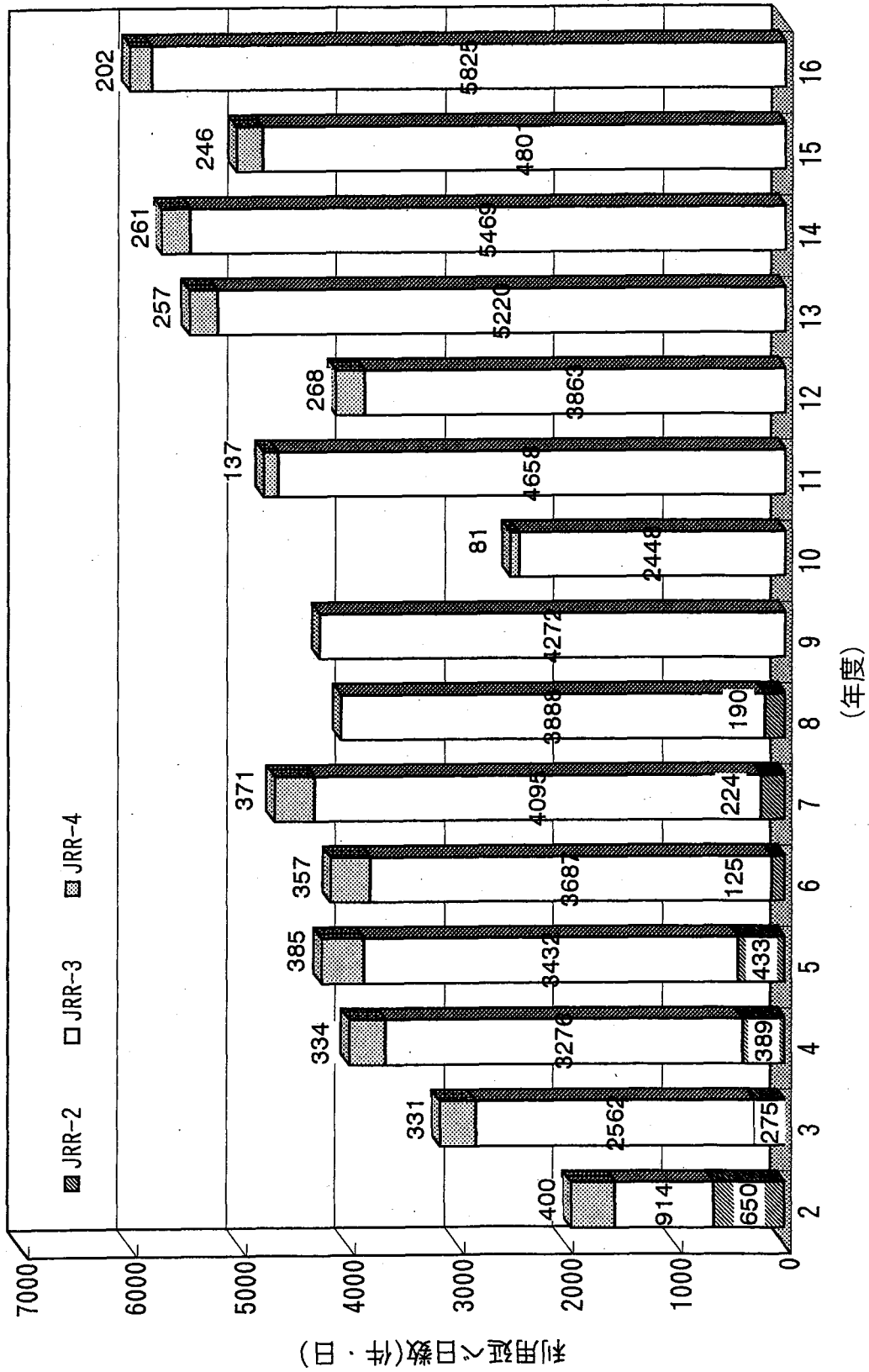
頭頸部癌、舌癌等の脳腫瘍以外を対象とした医療照射において、今までのコリメータを使用した場合、肩などが障害となりビーム孔部を患者の患部に接近させることが出来なかった。簡易延長コリメータを使用することにより、ビーム孔部を患者の患部に接近させることができ、患部以外への中性子被ばくを低減することが出来るようになった。今回、簡易延長コリメータを製作し、中性子ビーム設備に整備した。

簡易延長コリメータは、LiF の含有率を 50wt% の LiF 入りポリエチレンで、外形 $\square 264\text{mm}$ で、ビーム孔部は内径 $\phi 120\text{mm}$ 、ビーム孔部分が壁面から 150mm 突出した構造のものである。

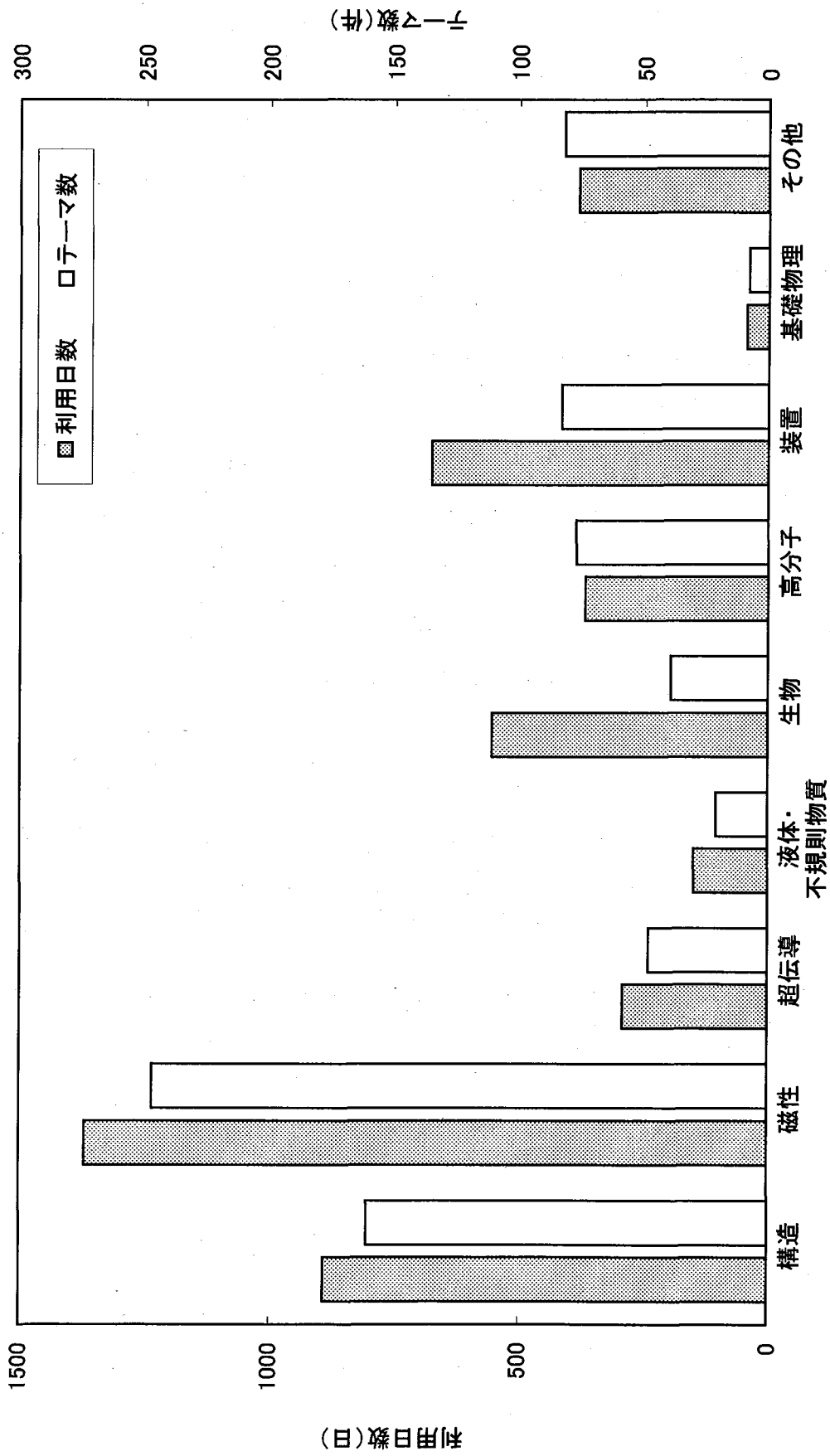
第4.3.2表 JRR-4原子炉運転時照射室内線量測定結果

平成16年4月13日

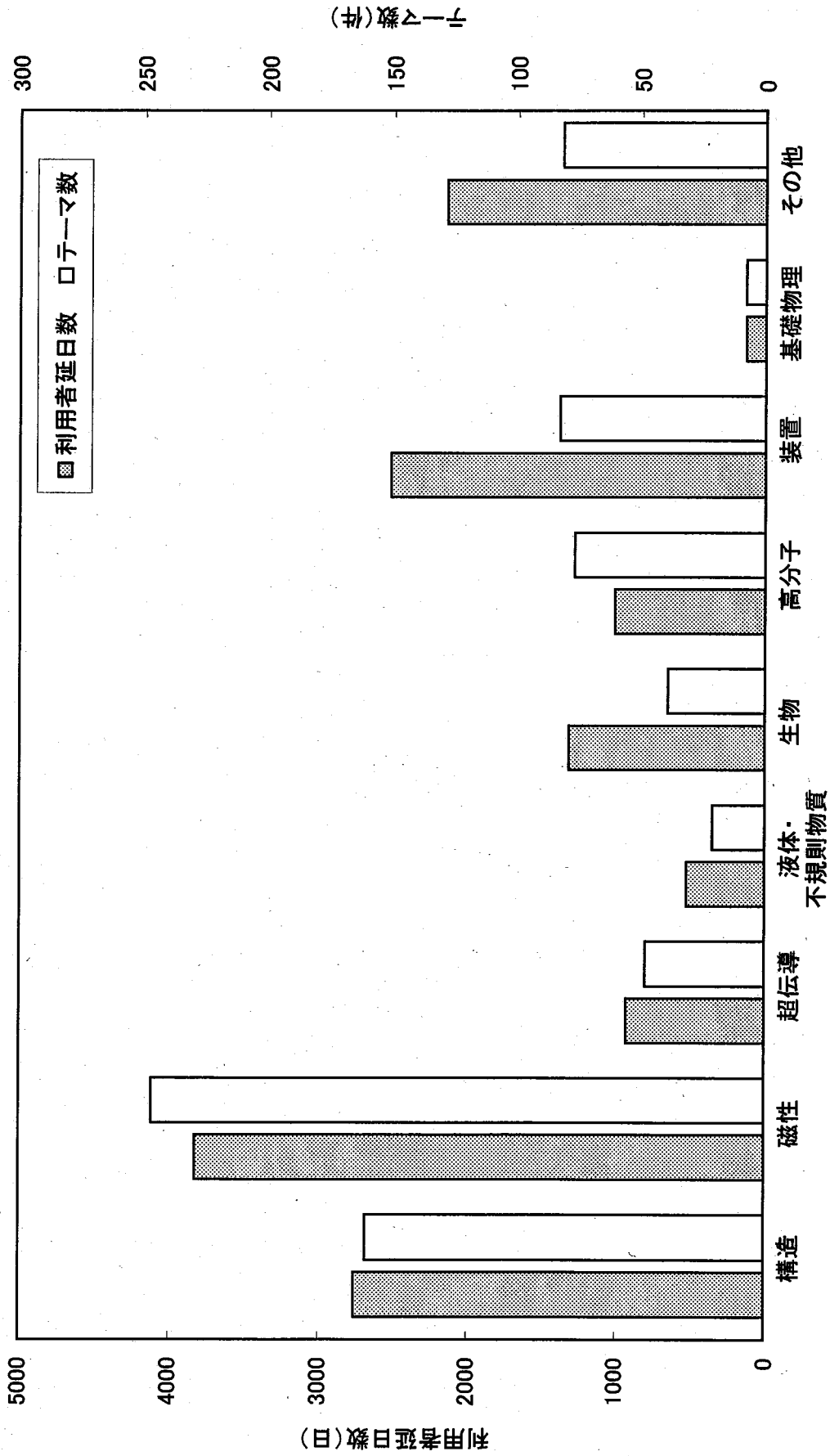
炉出力	測定時刻	ビーム線質設定			ファントム の有無	測定結果						備考	
		重水厚 さ (cm)	カドミ シヤッタ	ビーム モード		ビーム孔直近		ビーム孔から1m		モニタ位置			
						中性子線量 ($\mu\text{Sv/h}$)	γ 線量 ($\mu\text{Sv/h}$)	中性子線量 ($\mu\text{Sv/h}$)	γ 線量 ($\mu\text{Sv/h}$)	中性子線量 ($\mu\text{Sv/h}$)	γ 線量 ($\mu\text{Sv/h}$)		
1	0	33	ON	Epi33	無	—	50	—	4.0	—	—	0.7	起動前
2	20W	33	ON	Epi33	無	12.6	50	0.15	2.5	—	—	0.8	出力上昇過程の20W
3	200W	33	ON	Epi33	無	90	60	1.20	3.0	0.3	—	0.5	出力上昇途中の200W
4	200kW	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
5	200W	33	ON	Epi33	無	90	65	2.00	3.5	0.3	—	0.35	200kW+10分後、200Wに出力低下
6	200W	33	ON	Epi33	有	10	60	0.24	3.0	<0.15	—	0.5	ファントム有り
7	200W	8	ON	Epi8	有	405	150	5.10	4.5	2.1	—	0.7	重水8cmに減少
8	200W	8	ON	Epi8	無	1350	400	67.5	15	11.3	—	1.5	ファントム無し+重水8cm
9	500kW	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
10	1000kW	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
11	3000kW	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
12	1kW	33	ON	Epi33	有	60	400	1.50	35	0.37	—	4.0	3MW照射後、出力低下
13	1kW	33	ON	Epi33	無	600	420	9.00	40	1.4	—	4.5	ファントム無し
14	500W	33	ON	Epi33	無	345	360	4.50	25	0.63	—	3.5	出力500Wに低下
15	500W	33	ON	Epi33	有	23	550	0.90	20	0.22	—	3.5	ファントム有り
16	200W	33	ON	Epi33	有	12	550	0.35	20	<0.15	—	3.5	出力200Wに低下
17	200W	33	ON	Epi33	無	120	500	2.00	25	0.42	—	3.5	ファントム無し



第4.3.1図 研究炉における実験利用状況



第4.3.2図 中性子散乱実験分野別利用状況



第4.3.3図 中性子散乱実験分野別利用状況

4.4 保守・整備

4.4.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成 16 年度の JRR-3 照射利用施設の施設定期自主検査は、平成 16 年 12 月 1 日から平成 17 年 3 月 19 日まで実施した。水力照射設備等の照射設備及び詰替セルについて定常的点検を実施し、異常の無いことを確認した。

(2) 保守・整備

平成 16 年度の JRR-3 照射設備等においては、以下の保守・整備を実施した。

1) 均一照射設備遮蔽体容器（シリコン照射用）の手直し

平成 15 年度の施設定期自主検査期間に試料昇降駆動用アルミチェーン及びスプロケット（歯車）の交換を実施したが、平成 16 年度の利用においてもチェーンの昇降に伴うトラブルが発生した。このため主な要因となるチェーン溜まり部の容積拡大のため、遮蔽体容器の改修を実施した。また、巻き取ったチェーンの山崩し機構の改良と併せてアルミチェーン及びスプロケットの交換を実施した。

この結果、昇降駆動部の動作は円滑なものとなり作動音も低減され、同設備が正常に作動することを確認した。

2) 水力・気送制御盤の冷却ファンの更新

JRR-3 水力・気送照射利用設備の炉室内垂直温度監視盤、実験利用棟内水力気送挿入機操作盤等に使用している冷却ファン 31 台の更新を、整備計画に従って実施した。

3) 水力照射設備イオン交換樹脂の交換

JRR-3 炉室替セル機器室において、水力照射設備のイオン交換樹脂の交換を実施した。交換作業時の被ばく低減のため数年ごとに実施しており、前回は平成 13 年度に実施した。

4) 液化窒素貯槽バルブの改修（その 2）

平成 15 年度に緊急補修を実施した M1 バルブ（下部充填弁）及び M2 バルブ（上部充填弁）以外で同様のろう付け溶接を行っているバルブ 9 箇所について、平成 16 年 11 月 30 日～12 月 3 日に改修を実施した。なお、一般高圧ガス保安規則に基づく本改修の軽微変更届出書は、平成 17 年 2 月 7 日付け、茨城県産業技術課に届け、受理された。

5) 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、遠隔操作弁の点検及び警報設定器等の更新を実施した。ヘリウム冷凍設備については、オイルポンプ、冷却水ポンプ、手動弁等の点検を実施した。また、圧縮機 2 台のうちの 1 台について工場に持ち込んで分解点検を実施し、あわせてスライドベーンの開度計を耐震型に改造した。残りの 1 台については次年度に実施する予定である。各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について全数オイル交換を実施し、予防保全に努めた。

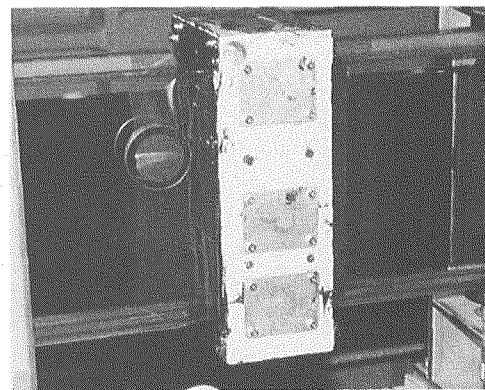
6) 冷中性子導管 C2 ラインの補修

R3-16-3 サイクルの後半（原子炉停止3日前あたり）にC2ライン冷中性子導管の真空度が悪くなった。漏れ調査の結果、C2-1の冷中性子散乱実験デバイス開発装置以降の中性子ベンダー設置で据付けた新鏡管ユニット（ハーフサイズからフルサイズに変更）と既設鏡管ユニットの接続部のゴムシールからの漏れであった。漏れ箇所は、シールが陥没しその部分のシールが薄くなっていた(第4.4.1図)。原因は、ゴムシールを取付ける時に使用する成形用の型(第4.4.2図)にシール剤を充填したときに気泡が入ったためその部分のシールが薄くなり、破損したと思われる。

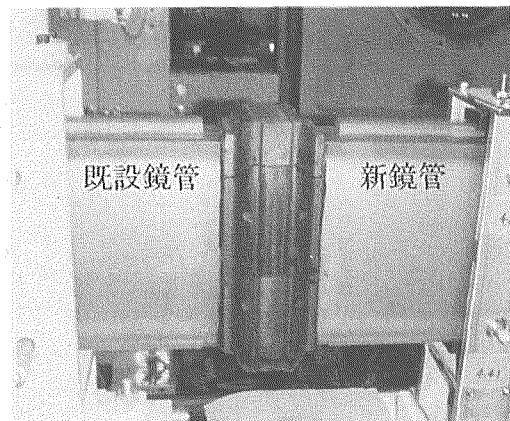
完全補修は、サイクル間の短期停止では無理なので漏れを止める仮補修を行い、完全補修は平成16年度の定期検査期間を利用してゴムシールを交換すると共に他の導管接続部のゴムシール部についても点検し異常のないこと確認した(第4.4.3図)。



第4.4.1図 漏れ箇所



第4.4.2図 成形用の型



第4.4.3図 補修後のシール部

4.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成 16 年度の JRR-4 は 41 週の運転が計画どおり実施された。施設定期自主検査は平成 16 年 8 月 23 日から平成 16 年 10 月 15 日まで実施した。また、平成 17 年 2 月 21 日から平成 17 年 3 月 4 日までの期間は保守点検期間とした。

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検査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、絶縁抵抗検査などを実施し、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) 簡易照射筒設備 (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検査を行い正常であることを確認した。

4) 簡易照射筒設備 (T パイプ：水力照射設備)

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検査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) プール実験設備 (即発 γ 線分析装置)

外観検査、動作試験及び絶縁抵抗検査を実施し、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検査、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) 水力照射設備

照射したキャプセルをコンテナに詰め替える作業中、詰替セル内のキャプセルの所在位置が確認できなかったため、試料取出部を分解したところ、キャプセルは、通常入り込まない場所で確認され、コンテナに回収を行った。原因は、詰替セル本体と試料取出部にキャプセルの幅より大きな隙間があり、この隙間からキャプセルが入り込んだためと判明した。この

ため、隙間からのキャプセルの潜り込み防止のため試料取出部に保護カバーを取り付けることとし、取付作業を保守点検期間に行った。

2) 気送管照射設備

気送照射設備のボンベ庫に設置してあるキャプセル搬送用窒素ガス圧力計 (PS-001) のゼロ点がずれているため、施設定期自主検査期間に於いて、同圧力計の交換を行った。圧力計交換後、取付部の漏洩検査、圧力警報設定インターロック作動試験を行い、異常ないことを確認した。

3) 冷却水循環ループ

冷却水循環ループの V4 バルブの開閉表示用ピンが折れて、開閉表示ができなくなった現象が起きたので、施設定期自主検査期間に於いて、バルブのボンネット部の交換を行った。交換後、循環ポンプを起動し、バルブ取付部の漏水がないこと及びバルブの開閉表示が正常で作動することを確認した。

4) 医療照射設備

ICP 発光分光分析装置のプラズマが発生しなかったため、修理を行った。原因は、高周波電源内部に取付けてあるリレーの不良のため、リレーの交換をして、問題なく、正常に動作することを確認した。

照射室用照射台の油圧駆動のオイルタンクから、オイル漏れがあったため修理を行った。オイルタンクを交換して、問題なく、正常に動作することを確認した。

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第 4.4.1 表に示す。

(2) 保守・整備

1) JRR-4 ホット実験室開封測定用放射化分析装置の一部更新

JRR-4 ホット実験室に設置されている開封測定用放射化分析装置は Ge 検出器、測定モジュール、オートサンプルチェンジャー、データ処理装置等から構成されている。今年度はそのうちの測定モジュールの一部及びデータ処理装置を更新すると共に測定用ソフトウェア等のアップデートを行った。今回の更新ではデータ処理装置からネットワークを介して測定モジュールを制御 (AIM を使用) する ICB 規格に対応したデジタルシグナルプロセッサ (以

下、「DSP」という。)、高圧電源等を導入し、操作性を改善させた。

今年度更新した測定モジュールを以下に示す。なお、更新前のモジュールは予備として使用可能な状態である。

ピン電源 [キャンベラ製 2100-1]	1台
デジタルシグナルプロセッサ [キャンベラ製 9660]	1台
高圧電源 [キャンベラ製 9645]	1台
AIM [キャンベラ製 556A]	1台

第4.4.1表 共同利用実験室の放射化分析装置一覧

放射化分析装置名	JRR-1実験室 1号機	JRR-1実験室 2号機	JRR-3実験室 1号機	JRR-3実験室 2号機	JRR-3放射化分析室 短寿命核種測定用	JRR-3放射化分析室 開封測定用	JRR-4実験室 短寿命核種測定用 気送管照射装置	JRR-4実験室 開封測定用 手動開閉式	JRR-4実験室 開封測定用
遮蔽体	オートサンブル チェンジャ付き	オートサンブル チェンジャ付き	オートサンブル チェンジャ付き 大型試料測定可能	オートサンブル チェンジャ付き	PN-3気送管 直結型	オートサンブル チェンジャ付き ロボットアーム型	直結型 JRR-4気送管 気送子	手動開閉式	オートサンブル チェンジャ付き ロボットアーム型
最大試料数	15	15	15 (1)	15	1	100	1	1	50
最大試料大きさ	φ110mm×11mm	φ110mm×11mm	φ110mm×11mm φ150mm×150mm	φ110mm×11mm	PN-3気送子	100mm角	JRR-4気送管 気送子	100mm角	100mm角
検出器	CANBERRA GX1519	CANBERRA GX1518	CANBERRA GX1519	CANBERRA GX1519	CANBERRA GC1819	CANBERRA GX1519	CANBERRA GC1518	CANBERRA GX2018	CANBERRA GX2018
分解能 ^{*1}	1.86keV(1.9)	1.84keV(1.8)	1.82keV(1.9)	1.82keV(1.9)	1.82keV(1.9)	1.73keV(1.9)	1.84keV(1.8)	1.83keV(1.8)	1.79keV(1.8)
効率	13.6%(15)	11.4%(15)	14.8%(15)	14.8%(15)	40.9% ^{*2}	19.1%(15)	17.4%(15)	23.7%(20)	22.5%(15)
多重波高分析器 (MCA)	CANBERRA 556A	CANBERRA 556A	CANBERRA 556A	CANBERRA 556A	CANBERRA	CANBERRA 556A	ACCUSPEC 8715	ACCUSPEC 8715	ACCUSPEC 8715
ヒン電源	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	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
アナログデジタル 変換器 (ADC)	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	CANBERRA 8077	(CANBERRA 9660)	(CANBERRA 9660)	CANBERRA 8715	CANBERRA 8715	CANBERRA 8715
液体窒素モータ	CANBERRA 1786	プリアンプ内蔵型	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786	プリアンプ内蔵型	プリアンプ内蔵型	CANBERRA 1786A	CANBERRA 1786	CANBERRA 1786A
データ処理装置	DELL GX110	DELL GX110	DELL GX110	DELL GX110	IBM PC 300PL	IBM PC 300PL	IBM PC 300GL	IBM PC 300GL	IBM PC 300GL
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	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"×3"Naに対する割合) は2004年12月に測定したデータ。()内はカタログ値。
*2: 効率 検出器が遮蔽体内部のため、測定結果 (40.9%) は参考値とする。

This is a blank page.

5. ラジオアイソトープの製造・利用に関する研究

Research and Development of Manufacturing and Utilization of Radioisotopes

This is a blank page.

5.1 ラジオアイソトープの製造及び標識化合物に関する研究開発

(1) ^{186}Re -MAG3-HBP の有効性の確認

放射性レニウム (^{186}Re 及び ^{188}Re) は、がん治療に適した中～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がん治療を行えるラジオアイソトープ (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、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 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。そこで、がん治療医薬の開発を目指した放射性レニウムの製造・標識研究を実施している。16 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放射性レニウム標識化合物の合成等に関する協力研究を継続し、比放射能 20~23 TBq/g の ^{186}Re 溶液を 6 回、 ^{188}Re の親核種である ^{188}W (タングステン) 溶液を 4 回供給した。協力研究の成果の一例として、新規に開発した ^{186}Re 標識リン酸系化合物である ^{186}Re -MAG3-HBP が骨へ集積し、がん骨転移による疼痛に対する緩和効果及びがん増殖抑制効果を示すことを動物実験から確認した。

(2) $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータの開発

ジェネレータ核種であるため入手が容易であり、高比放射能であるという利点を持つ ^{188}Re を効率的に得るために、 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータの製造技術の開発を行った。翻開発の目的は、 ^{188}Re 標識化合物の体内挙動及びその治療効果を確認するために必要な高放射能濃度の ^{188}Re を得る技術を確立することである。 ^{188}W 大量製造技術の開発では、照射ターゲットの増量及び新規アルミニウム製照射キャプセルを採用した試験照射を実施した結果、GBq オーダーの親核種 ^{188}W を製造する手法を確立した。従来のアルミナジェネレータから得られる ^{188}Re 溶液の濃縮技術の開発では、陰イオン交換カラムを用いた検討を行い、その基本的特性を明らかにすると共に、その問題点を把握した。また、従来のアルミナに比べ Mo (モリブデン), W に対して吸着能力の高い吸着剤 PZC (ジルコニウム系無機高分子) を用いた $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータの開発研究を (株) 化研との共同研究により継続した。これまでの検討結果から、PZC が、 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータの吸着剤として有用な基本的特性を持つことを確認したが、 ^{188}W と PZC の吸着反応時に PZC の微粉末化が起り、カラムへの充填時に問題となっていた。そこで微粉末化を防ぐ目的で物理的強度を増した PZC を合成し、1 カラム当たりの ^{188}W の放射エネルギーを、これまでの 1~5 MBq から 200 MBq に増量した実験を行い、 ^{188}W の PZC カラムへの吸着収率、娘核種 ^{188}Re の溶離安定性と ^{188}W の脱離を調べた。その結果、 ^{188}W の PZC への吸着収率は約 37% と低い値であり、さらに、 ^{188}W の PZC カラムからの脱離率は、4% 以上と高い値を示した。一方、 ^{188}Re の溶離安定性について、ジェネレータ調製後 120 日間に 3 回の溶離を行った結果、平均溶出率は 75% で、従来の PZC と同様の溶離挙動を示した。物理的強度を高めた PZC を用いることにより微粉末化は減少したが、 ^{188}W の吸着収率の低下と ^{188}W の PZC カラムからの脱離が増加する結果となった。今後、微粉末化・吸着能力の課題を解決すべく、PZC の合成と吸着反応条件の検討を引き続き進める。

(3) ^{188}Re の MAG3 標識研究

^{188}Re を用いた標識化合物の研究も継続した。がん治療に有効な核特性を有する 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。こうした生理活性物質の RI 標識には、生理活性物質と RI の両者への結合が可能である二官能性配位子が有用である。そこで、有用な二官能性配位子のひとつであるメルカプトアセチルトリグリシン (MAG3) の ^{188}Re による標識について、直接合成法及び中間体を生成させるトランスファ配位子 (クエン酸及びグルコン酸) を用いた合成法による標識条件 (Re の還元剤である塩化スズ濃度, pH, MAG3 濃度, トランスファ配位子濃度、担体の有無等) の違いを詳細に比較検討した。その結果、標識率が 90%以上である最適標識条件を決定した。直接法とトランスファ配位子法を比較すると、直接法は、反応を窒素気流中で行い、さらに溶媒の除去操作が必要であるが、トランスファ配位子法は反応溶液を加熱するだけである。したがって、操作上は、トランスファ配位子法の方が簡便である。また、トランスファ配位子の違いにより、標識率の pH 依存性の違いや室温での反応性の違いなどが観察された。

5.2 ラジオアイソトープ利用技術の開発

ラジオアイソトープ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) 土壌中油水分濃度計の開発

船舶から流出した油による環境汚染などの場合、汚染現場で迅速に汚染範囲や汚染の程度を把握し、また、汚染除去に際してもその程度を把握することが重要である。そのための機器として、 ^{252}Cf 中性子とマイクロ波とを組合せた可搬型の土壌中油水分濃度計の開発を進めている。前年度までに、マイクロ波による水分値の測定方法を、共振ピークの減衰観測から同ピーク位置のシフト観測に切り替えることにより、土壌の化学組成依存性を解消できることを確認している。しかし、既存の1号油分計の共振センサーではシフト観測値が充分大きくなく、測定精度上問題があることが判明した。そこで今年度は、同センサーの設計変更とそれに対応するソフトウェアの整備調整を行い、この改良油分計一式を鹿島技研(調布市)に持ち込み、最近採取された重油汚染土壌を用いた実試料実験を実施した。その結果、水分については鹿島側提出データと良い一致をみたが、油分については許容精度内で測定することができなかった。しかし、この結果は油分算出のための校正曲線が適正でなかったことに起因するものであり、今後かさ密度の補正が充分になされ、一組の正しい校正曲線セットさえあれば、土壌の種類によらず水分と油分をほぼ満足に定量できるという見通しを得ることができた。現在、同改良油分計による再実験と総合特性試験の検討を進めている。一方、小型軽量化を目指す次期改良油分計の開発に関しては、これまで使用してきた ^3He 比例計数管中性子センサーに代わって、前年度に ^6Li ガラスシンチレータによる計測性能実験を行い、有望な結果を得ているが、この利点を活かし今年度は、センサー小型化を実現するための半導体素子として、いくつかの選択肢のなかからシリコン p-intrinsic-n フォトダイオード(受光面 $18\times 18\text{mm}$)を選定し、上記シンチレータとの光学接合部等を製作準備した。また、マイクロ波についても空洞型に代わる片面開放型共振器センサーの採用が有効であると考え、比較特性試験を行った結果、充分期待できるデータを得ることができた。

(2) 放射化分析用試料包装材の開発

JRR-3 や JRR-4 による中性子放射化分析の試料包装材である PEN-4 (ポリエチレンナフタレート) フィルムの生産中止が予定されていることから、PEN と同等以上の耐放射線性を有するポリイミド樹脂フィルム (Upilex-RN 宇部興産(株)製) の使用を目的として検討し、高融点での加熱融着法を開発した。また、中性子放射化分析により不純物である Na, K, Cr, Zn, Co, Br, Sb について定量し、問題なく使用できることを確認した。今後の実用化には、なお、照射時間と健全性との関係確認が必要である。

(3) カロリーメータ設置のためのセル内の整備

$^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ 等、比較的高い放射エネルギー(GBq オーダー)の β 線放出 RI の定量へのカロリーメータの適用を検討するため、カロリーメータ設置予定のセル内を整備した(換気停止時のダクトからの逆流汚染防止のためのフィルターの設置)。今後はカロリーメータをセル内に設置し、特性試験を予定している。

(4) がん治療生薬の放射化分析

生体中の微量元素や超微量元素の生理的役割の解明に利用可能な RI トレーサの開発を目的と

して、がん治療に用いられている生薬(紫イペ、タヒボ、ヒューガトウキ、イムノエース)の中性子放射化分析を行なった。生薬からは微量元素(Fe,Zn,Cr,Mn,Sr,Ba,Co)と Sc,La,Rb 等を検出した。これらの元素を標識化合物として分離できれば、RI トレーサとして利用できるものとする。

(5) 不要施設及び装置の解体・廃棄

トリチウム試験製造・研究テーマの終了に伴い、実験室の有効利用を図るため実験装置の解体・廃棄を実施した。また、トリチウムの利用拡大を目的として開発を行ってきた d-T 核反応を利用した小型中性子発生管の開発施設についても、解体・廃棄を実施した。トリチウム試験製造装置の廃棄については、トリチウムの放出を防止するため、電気炉等の部品をあらかじめ真空に排気しながら加熱し、十分にトリチウムを除去した後に、銅などの金属ガスケットで密封処理した。配管などの切断の際は、切断箇所をガスバーナで赤熱し、圧接処理し密封した。全体の作業は、トリチウムの汚染レベルの低い装置から開始し、汚染レベルの高い装置の解体においては、空気と床の汚染拡大を防止するために、スタックの排気ラインに接続したグリーンハウスを設置し、作業者は内部被曝を防止する目的でエアラインマスクを着用した。電気炉等の高レベルに汚染した装置の解体については、グローブを介してグローブボックス内で実施した。その際、放出したトリチウムはトリチウム除去装置で除去した。解体し密封処理した廃棄物は、ポリエチレンのシートで梱包し、ステンレス鋼製の専用の密封廃棄物容器に溶接密封し廃棄した。小型中性子発生管の水遮蔽体については、構成材をガンマ線スペクトロ測定器で分析を行ない有意な放射能の検出がないことを確認し廃棄した。

6. 研究炉の高度化の技術開発

Development of Advanced Technology for Research Reactor

This is a blank page.

6. 研究炉の高度化の技術開発

研究炉のニーズの高度化、多様化に対応するため、研究炉の高度化の技術開発では、JRR-3 冷中性子ビーム強度の 10 倍化を目標として、高性能減速材容器の開発、中性子導管の高効率化、耐放射線中性子導管の開発を進めている。本年度より、常設ポートの増設に期待できる中性子ビーム分岐技術の開発を開始した。JRR-4 の医療照射技術の開発では、BNCT（ホウ素中性子捕捉療法）線量評価システムの開発を中心に、BNCT の適用拡大に向けた技術開発を行うとともに、次世代の線量評価手法として期待できる逆問題解法を用いた最適照射条件の導出方法の研究を開始した。シリサイド燃料に比べ再処理が容易で高ウラン密度化が期待できる U-Mo 燃料の海外動向調査を引き続き実施した。なお、これまでに研究炉部が開発を進めてきた極限条件下中性子反射率計、中性子ラウエ装置等の中性子ビーム実験装置の開発は、本年度より東海研究所の組織変更に伴い中性子利用研究センターに移動した。

6.1 JRR-3 の高性能化

高性能減速材容器の開発では、中性子強度を約 2 倍にする可能性があるアルミニウム製の船底形容器の設計とこれに伴う安全設計及び審査等の対応として、流動解析、応力解析等の解析評価、並びに、流動特性試験及び強度試験等を行う。また、中性子輸送の高効率化では、現状の約 5 倍の中性子輸送効率が期待できる高性能スーパーミラー（3Qc）を用いた中性子導管の最適配置を検討し、平成 19 年度から 22 年度にかけて冷中性子導管の更新（高性能スーパーミラー化）を行う。固定プラグ内の中性子導管の耐放射線性が重要となることから、高性能スーパーミラーの Ni/Ti 多層膜の照射下の耐久性（表面剥離、反射率劣化等）について評価する。今年度以降の JRR-3 の高性能化にかかる開発スケジュールを第 6.1.1 表に示す。

第 6.1.1 表 JRR-3 の高性能化（冷中性子ビームの 10 倍化）の長期スケジュール

年度	H16	H17	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24
高性能減速材容器の開発		設計・解析 流動特性試験等				安全解析	安全審査 製作	設置 特性試験	
中性子輸送の高効率化（高性能スーパーミラー化）	中性子導管の設計				製作		設置		
耐放射線高性能スーパーミラー導管の開発	設計・解析 耐久性試験				設置 製作				

6.1.1 高性能減速材容器の開発

平成13年度まではAl材の船底形高性能減速材容器(船底Al)の開発を進めてきたが、平成14年度からはステンレス材(船底SUS)を含めて検討することとなった。ステンレス材の検討を行った理由は無冷却運転(水素を窒素に置き換えた状態での原子炉運転)時の壁材の機械的強度の検討にあり、船底Alの場合、融点が660℃と低く、ステンレスと比較して安全余裕が無いとされたためである。これまでに中性子利得計算、発熱量計算、材料物性に関する調査を行い、船底Alと船底SUSの性能比較を行った。

(1)比較概要

1)中性子利得

中性子利得は、現在の容器に対して船底形の方が有利である。しかし、材質の観点からはAlよりもSUSの方が不利であり、現在の容器に対する船底SUSの相対利得は1.2倍であった。これに対し船底Alは約2倍の相対利得が得られている。なお、スーパーミラー化で約5倍の利得が得られることから、冷中性子10倍化計画を進めるにはアルミ材容器が不可欠である。

2)発熱量

船底Al及び船底SUSの総発熱量はそれぞれ211W及び518Wである。現在の容器では約283Wであり、船底Al材の発熱量が下回っていることから水素冷却系への負荷は現状より改善される。

3)輻射条件

真空槽に容器が浮いた状態になるため、壁面間の熱輸送は放射率 ε によって決定される。Alの ε が0.055、SUSが0.62である。通常運転時には、容器を低温に保つためには ε が低い船底Alが有利である。逆に高温になる場合は、輻射伝熱に冷却を期待するため、 ε が高い船底SUSが有利となる。

4)全水素の気化時の影響

船底形の容器内の水素保有量は、既存の容器の水素保有量(54g)と同等になるよう形状を決定しており、52.1g程度としている。全水素の異常な気化を想定しても、現在の容器で想定されている結果(圧力上昇等)と大きく変わることはない。

5)無冷却運転時の最高温度

原子炉定常運転状態で発生する熱量を輻射冷却で冷却する場合について、容器壁材温度の予備解析を行った。その結果、既存の容器では388℃、船底SUSは446℃、船底Alは695℃となった。船底Alの温度が高い理由はAlの全放射率 ε が0.055と低いためである。Alの場合にも黒化処理について検討する必要がある。今後、形態係数を計算できるコードで詳細に評価する予定である。

6)ヘリウム冷却機トリップの最高温度

ヘリウム冷却器が停止した場合、水素圧力が0.214MPa(2.10kgf/cm²)を越えた時点で原子炉はスクラムする。このスクラム値は水素が完全蒸発しない範囲として設定しているため、スクラム時点の容器の温度はほぼ20Kである。既存の容器(SUS)では完全蒸発後、約640秒後で最大値58℃に達する。これに対し、船底Alでは約4840秒後最大値101℃、船底SUSでは約320秒後最大値79℃にそれぞれ達する。いずれも最高使用温度(130℃)を越える恐れはない。

7)サーモサイホンによる冷却条件

発熱量が現在の容器より増加する船底 SUS の場合、ガス速度が増加し、冷却管内及び容器喉部の気液対向流によって、容器内に貯留できる液体水素量が少なくなる可能性がある。

8)耐震設計

既存の容器の総重量が 372g であるのに対し、船底 Al が 495g、船底 SUS が 595g である。耐震設計等において総重量の低い Al 材容器が優れている。配管等の材料も考慮して、再評価が必要である。

9)照射データ

SUS 材についてはこれまでの実績があるが、我々は Al 材での実績を持っていない。ORNL が CNS 容器材として Al 材を選定したレポート[1]を公開していることから、これをもとに設計することができる。

10)既設配管との接続

冷却配管が SUS 材であるため、Al 材容器の壁材と溶接することはできない。そのため、冷却配管との接合するためには、異種金属接合（摩擦圧接等）又は継ぎ手による方法を考える必要がある。

(2)まとめ

船底 Al と船底 SUS の比較を第 6.1.2 表にまとめる。中性子利得性能において船底 Al は特に優れており、発熱量も既存の容器より低く抑えられていることから、水素の流動条件は良くなる。しかし、簡単な解析ではあるが無冷却運転時の船底 Al 容器の最高温度は融点を越える結果となっており、無冷却運転は難しい。一方、船底 SUS は中性子利得を 2 割程度改善するが、発熱量が約 2 倍に増加するため、水素の流動条件が悪くなり液体水素貯留量の減少をもたらす。無冷却運転時の温度が高くなるものの、使用最高温度を超えないため、無冷却運転が可能である。ヘリウム冷却器トリップ事象の最高温度はいずれの容器も低く、問題はない。各事象について、RELAP-5 等を用いた詳細な解析を行うこととする。

第 6.1.2 表 船底 Al と船底 SUS の比較

項目	船底 Al	船底 SUS
中性子利得	○	×
発熱量	○	×
輻射条件	保温○ 冷却×	保温× 冷却○
全水素気化時の影響	○	○
無冷却運転時の最高温度	×	○
ヘリウム冷却器トリップ	○	○
サーモサイホン条件	○	×
耐震設計	○	○
低温照射データ	○	○
既設配管との接続	×	○

来年度より詳細設計に移るにあたり、既存の安全設計方針を踏襲しつつ、重量、液体水素貯留量、発熱量の変化、材質形状変更等にもなう工学的な検討事項を詰めていくものとする。特に材質については、多くの利点を有する AI 材を選定するものとし、詳細な解析や必要となる各種試験を開始するものとする。また、AI の仕様最高温度が低いため、継ぎ手からの水素微小漏洩などによる異常な温度上昇に備え、容器に温度センサーを取り付ける対策も含めて検討していく必要がある。なお、真空容器の設計を変更しないことから、真空容器の性能を確認する試験（耐爆試験、真空容器強度試験）は行わない方針で進める。

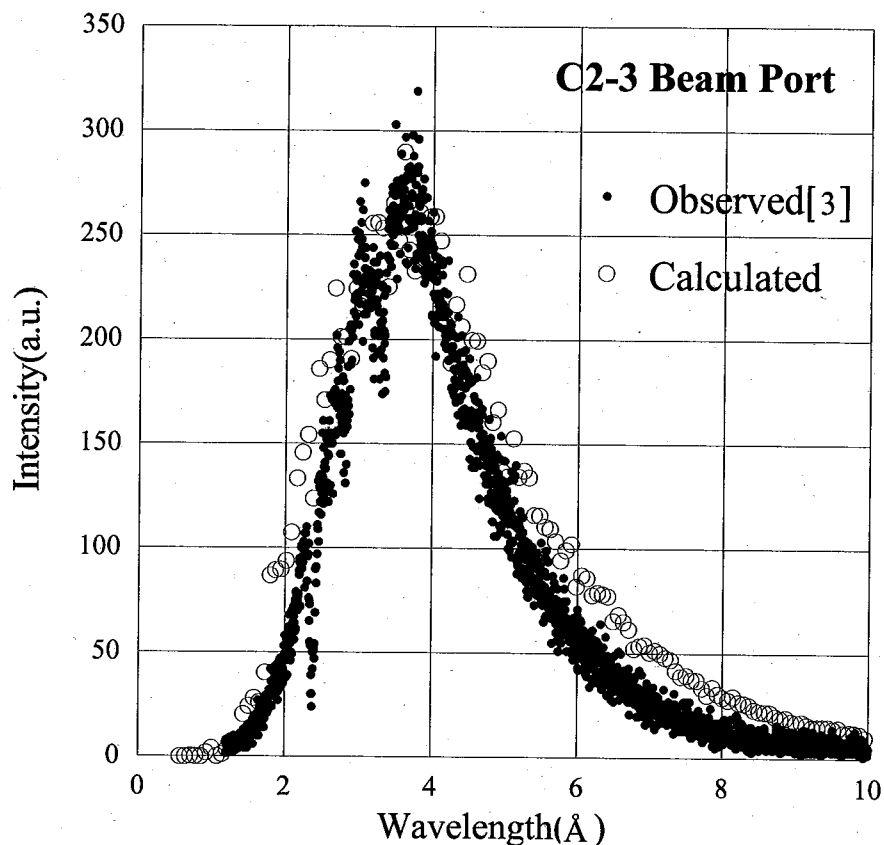
6.1.2 中性子導管の高効率化

冷中性子源となる液体水素から発生する冷中性子を高効率で輸送することにより、中性子ビームを使用した実験装置に多くの中性子ビームを提供することができる。今年度は、(1)計算コードの妥当性の証明、(2)計算コードを使用した輸送効率の計算をおこなった。その結果、3Qc で 90% の反射率を持つスーパーミラーに交換するだけで、輸送効率が 5~6 倍となることが明らかになった。

(1)計算コードの妥当性の検討

モンテカルロシミュレーションを用いて JRR-3 の冷中性子導管 (C2) の C2-3 ビームポートにおける中性子スペクトルの評価を行った。JRR-3 の高度化のために、JRR-3 に設置された中性子導管の性能評価を行っている。特に、ビームポートの中性子スペクトルを把握することは実験装置開発、実験装置改良のために重要であるため、モンテカルロシミュレーションを行うことにより、各中性子ビームのポートでの中性子スペクトルを得ることとしている。JRR-3 の実験施設には 2 本の熱中性子導管と 3 本の冷中性子導管を設置し、熱中性子導管の改良（既存の Ni ミラーから 2Qc のスーパーミラーへ変更）前、改良後の中性子スペクトルの評価に関しては日本原子力学会 2004 年春の年会で報告した[2]。冷中性子導管に関しては改良前の C2 冷中性子導管末端である C2-3 ビームポートの特性測定を行っている[3]。そこで、中性子導管の評価のため、中性子源となる減速材も含めたモンテカルロシミュレーションを行うことにより、測定が行われている C2-3 ビームポートの中性子スペクトルを得ることとした。中性子源の計算には MCNPX を使用し、中性子導管における中性子の輸送の計算に使用したコードは McStas[4]である。中性子源の計算においては、液体水素減速材容器の形状、重水タンク内の減速材容器の位置等を実際の値を用いている。中性子導管のシミュレーションのモデルを作成するに当たり、中性子導管のサイズ、中性子導管の配置は実際の値を使用した。中性子反射鏡の中性子反射率は測定データを用いている。また、C2-3 ビームポートの特性測定に使用した測定装置におけるスリット等の光学素子の配置も正確に記述している。

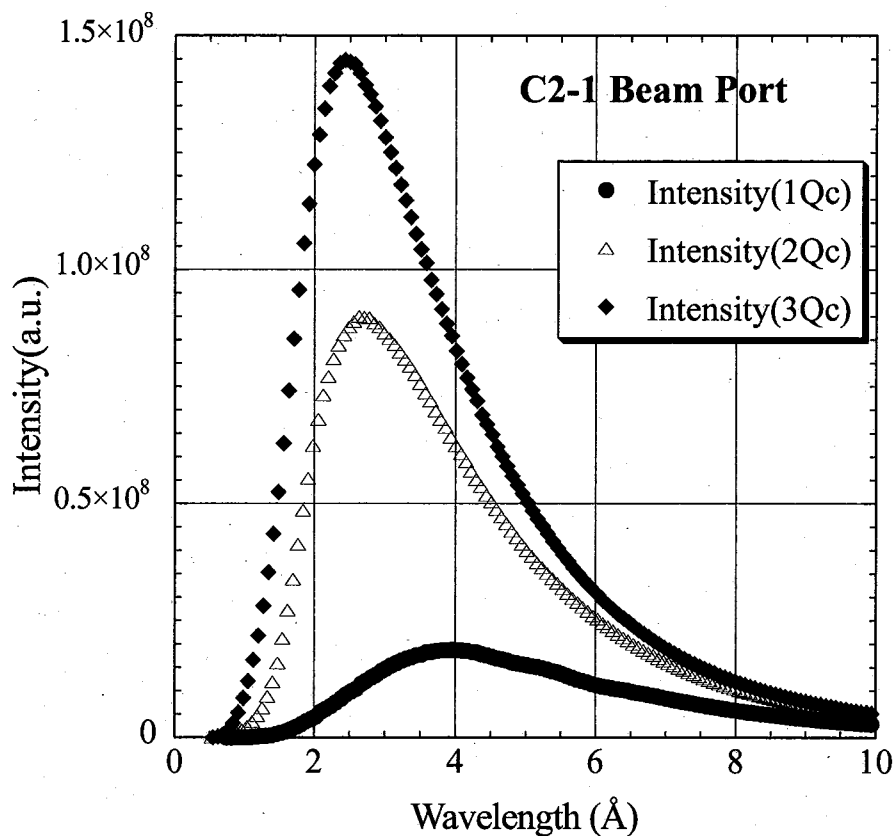
第 6.1.1 図は改良前の C2-3 ビームポートの測定結果(黒丸)と計算結果(白丸)を示している。計算結果と測定結果の比較において、中性子導管によって輸送される中性子ビームの特徴となる特性波長は一致している。計算結果も測定結果のスペクトルと大体同じ分布を示している。但し、長波長側に見られる計算結果と観測結果の違いの原因としては、冷中性子源のスペクトルが正しく表現されていないこと等のためと考えられる。



第 6.1.1 図 C2-3 ビームポートでの中性子ビームスペクトルの観測値[3]と計算値

(2)計算コードを使用した輸送効率の計算

JRR-3 の高度化の一環として、冷中性子ビーム増強計画を進めている。冷中性子ビームの増強には、冷中性子源となる減速材容器から発生する冷中性子のゲインを増やすことと、冷中性子の輸送効率を向上させることが重要となる。本研究では中性子導管の臨界角及び形状等をパラメータとした冷中性子ビームの輸送効率を、McStas を用いた Ray trace 計算を行い、最適な冷中性子ビーム輸送条件を求めることを目的としている。なお、本計算では冷中性子源として現在使用している減速材容器を想定した MCNP を用いたモンテカルロ計算による計算値を使用することとした。C2-1 ビームポートでの中性子ビームスペクトルの計算結果を第 6.1.2 図に示す。C2 冷中性子ビームラインにおいて中性子導管の形状を現状と同じとすると、現在の Ni ミラーの中性子導管を 3Qc の Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに変更することにより約 5 倍の強度が得ることを明らかにした。3Qc スーパーミラーを使用することにより輸送される波長範囲は広がり、特性波長は 4Å から 2.5Å ヘシフトする。ただし、4Å の中性子ビーム強度は約 4 倍増強する。3Qc の Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに変更することにより、冷中性子ビームの発散角は水平方向で約 2 倍大きくなっているが、同じ発散角内(2Qc の発散角内)での強度は 1.3 倍となる。今後、中性子導管のサイズを変更して計算を行う。なお、中性子輸送計算及び減速材容器の評価における速度向上のため、新たにクラスター計算機(ビジュアルテクノロジー社の Desk Cabinet Server Opteron Model 4node 8CPU)を導入した。



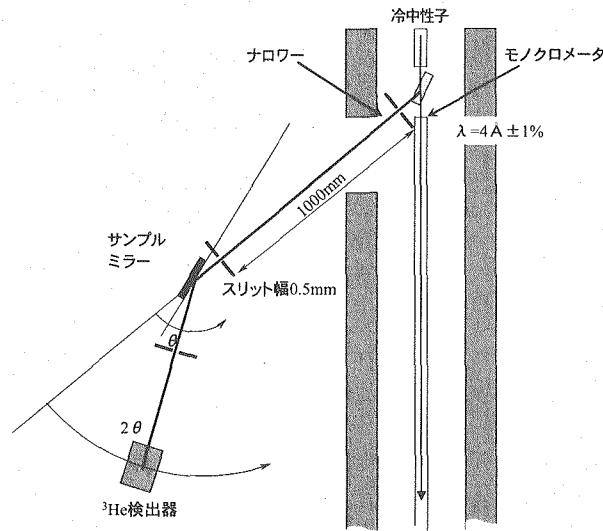
第6.1.2図 C2-1 ビームポートでの中性子ビームスペクトルの計算値

6.1.3 耐放射線中性子導管の開発

JRR-3 の高性能化として、冷中性子源装置減速材容器の改造及び冷中性子導管のスーパーミラー化によって冷中性子ビーム強度を現状の 10 倍とする計画を進めている。また、冷中性子源に中性子導管を接近させ、長波長中性子を導出するために、高い耐放射線を有した中性子導管の検討を行っている。現在の JRR-3 中性子導管は、ソーダガラス製又はホウ珪酸ガラス製の基板に Ni 単層膜がスパッタリングされた Ni ミラーを使用しているが、放射線に対する耐久性について懸念されている。本研究の目的は耐放射線性に有望な材料としてガラス状カーボンのミラーサンプルを製作し、中性子反射率の基本特性について確認することである。本年度はガラス状カーボン基板の Ni ミラーの中性子反射率測定を実施した。

(1)方法

本研究では、気孔率をゼロとする AC-140S (日清紡製) の基板 (直径φ105mm、厚さ 1.5mm) を①研磨したカーボンミラーと②それに Ni 単層膜成膜した Ni ミラーの 2 種類のミラーを製作した。カーボンミラーと Ni 単層膜ミラーの中性子反射率測定は JRR-3 の冷中性子散乱実験デバイス開発装置 (LTAS) を用いて、第 6.1.3 図のように θ - 2θ スキャンにて行った。ステップスキャンのスキャン幅は 0.02 (deg) で行った。モノクロメータ直後に配置されているナローが動作せず、開状態のままになっていたため、ナローの代わりにソーラスリットを設けて実験を行った。



第 6.1.3 図 冷中性子散乱実験デバイス開発装置 (LTAS) を用いた中性子反射率測定の説明図

(2)結果

実験で得られた結果を第 6.1.4 図の○印で示す。高反射率ミラーでは、基板表面の平滑度が重要となり、中性子に対する表面状態の影響は臨界角以上の反射率に表れる。観察された薄膜表面の反射波と基板面の反射波との干渉縞の周期が合うように Ni 膜の膜厚を調整し、理想的な反射率曲線に対して、実験時の分解能を次式で補正する。

$$\Delta Q = \frac{\Delta \lambda}{\lambda} Q + \sqrt{\left(\frac{4\pi}{\lambda}\right)^2 - Q^2} \Delta \theta \quad (1)$$

ここで、

Q : 逆格子における散乱ベクトル

λ : 中性子波長

θ : 回折角

さらに、反射率をデバウワー因子形の次式で補正する。

$$R = R_F \exp\left(-\frac{Q^2 \sigma^2}{2}\right) \quad (2)$$

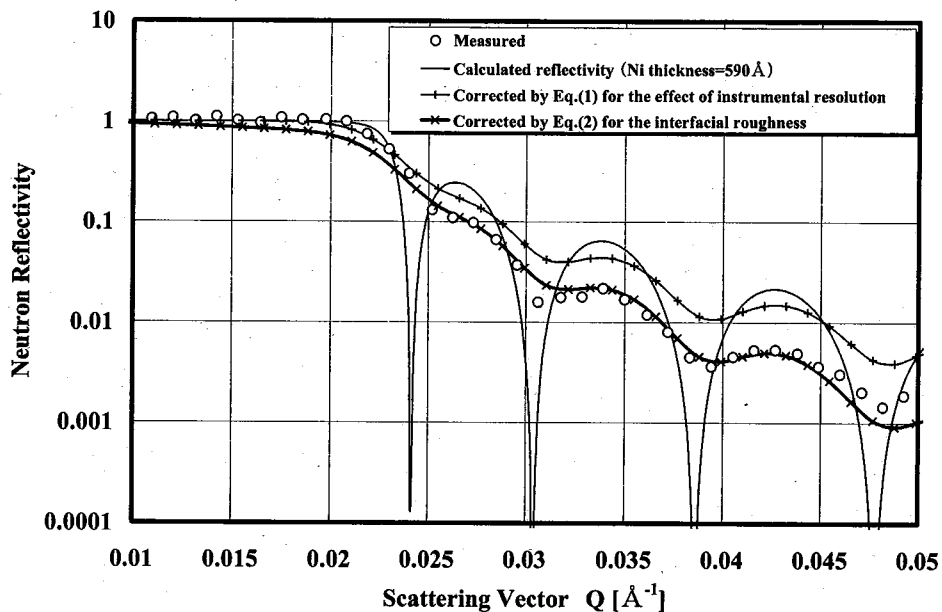
ここで、

R : 補正された反射率

R_F : 観測された反射率

σ : 表面粗さ

得られた破線は、カーボン基板に Ni 膜 (膜厚 590 Å) が成膜された状態の理想平滑面の解析値である。解析値を補正した各曲線を第 6.1.4 図に示す。



第6.1.4図 カーボンミラー基板ニッケルミラーの中性子反射率

(3)まとめ

測定されたカーボンミラーの臨界角は従来品より改善されており、Niミラーの臨界角はガラス製のNiミラーと同程度であった。しかし、現状の研磨面では中性子ビームに対する粗さの効果として約35Å程度と見積もることができ、光学的測定方による測定結果と異なっていることが分かった。次にNi-Ti多層膜を成膜した高反射率なスーパーミラーを製作し、中性子反射率測定を行う。また、本年度製作した照射用キャプセルを用いて、照射試験を来年度より開始する。

6.1.4 中性子ビーム分岐技術の開発

効率的な中性子ビームの利用を行うため、短距離で中性子ビームを曲げることのできる中性子制御技術の開発を行っている。これは、限られた実験室空間の有効利用を計るには重要な技術である。この中性子ビーム制御技術を応用することで、中性子ビーム分岐装置として適応が可能となり、ビームポートの増設が行うことができる。新設したビームポートに新しい中性子ビーム実験装置を設置することで、逼迫するマシンタイムの改善を行える。

中性子ビーム分岐技術では中性子ミラーを用いたベンダーシステムを採用した。これは中性子ミラーを高密度で並べることで達成される。冷中性子ビームは中性子ミラーにおける臨界角が大きいため短距離で大きく曲げやすいことが知られている。そこで、冷中性子ビームを短距離で曲げる装置を試作することで、中性子ビーム分岐技術の開発を行うこととした。

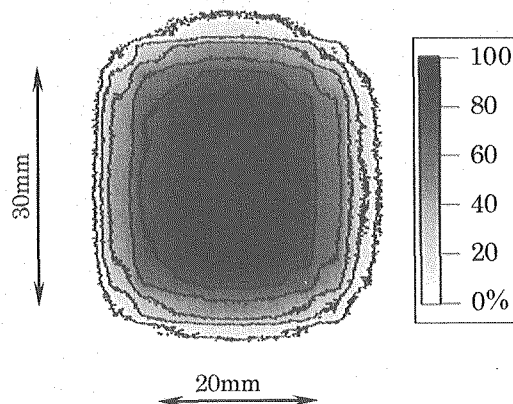
C2ビームラインに設置している分光器の再配置をかねて、昨年度、C2冷中性子ビームラインにベンダーシステムの設置を行い、今年度はその特性試験を行った[5]。設置したベンダーシステムは曲率半径が約1m、ビーム曲げ角度を0度、10度と20度もつ装置である。この装置は非常に小さな半径で大きくビームを曲げる装置であり、このような装置は世界で初めてである。

20度のビームラインには冷中性子ラジオグラフィ装置(CNRF)が設置されている。ベンダーシステムで20度に曲げられた冷中性子ビームの空間強度分布はCNRFの試料位置でダイレクトビームを

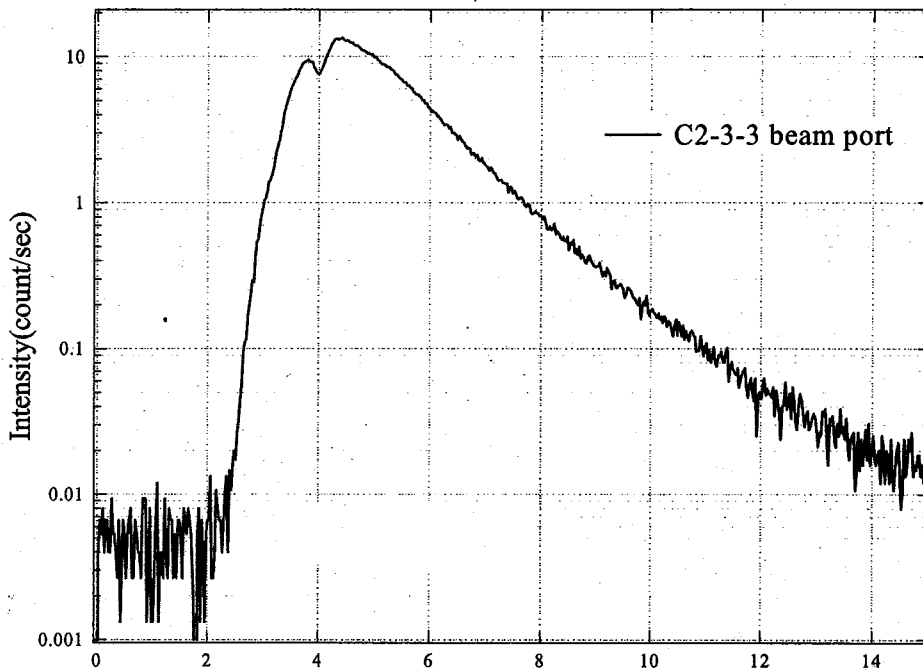
イメージングプレートにより測定した。第 6.1.5 図は測定結果であり、ビームライン下流から強度分布を眺めた図である。第 6.1.5 図に示すように強度分布が左右で非対称であることが分かる。また、スペクトルの観測にはチョッパーを使用した飛行時間法を用いることとし、中性子利用研究センターの装置開発研究グループのチョッパーと検出器のシステムを使用した。観測されたスペクトル(第 6.1.6 図)から、このベンダーシステムの 20 度のビームラインにおける特性波長は設計した波長と同じである 4\AA であることが明らかになった。C2-3-3 ビームポートで得られた特性として、空間分布が一樣でないことと、非対称の強度分布が挙げられる。

中性子ビーム強度の空間分布が一樣でない点に関しては、ベンダーシステムにおける中性子ミラーの曲率が設計通りに得られていないことを原因と考えた。そこで中性子ミラーの曲率半径の精度を向上させるために、治具の形状を変更し、中性子ミラー全体にわたって均一に曲率が得られるようにした。今年度は中性子ミラー治具の製作を行い、定期点検中に製作した治具に交換した。来年度は、輸送された中性子ビームの強度の空間分布、またスペクトルの測定をおこない、特性を測定する予定である。

また、非対称の強度分布の原因を調べるために、ベンダーシステムの評価をモンテカルロシミュレーションにより実施した。計算条件としては中性子源の計算には MCNPX を使用し、中性子導管における中性子の輸送の計算に使用したコードは McStas[4]を使用した。中性子源の計算においては、液体水素減速材容器の形状、重水タンク内の減速材容器の位置等を実際の値を用いている。中性子導管のシミュレーションのモデルを作成するに当たり、中性子導管のサイズや中性子導管の配置は実際の値を使用した。また中性子ミラーの中性子反射率は測定データを用いている。強度分布の非対称の原因の一つとして、ベンダーシステム内直導管内側に設置している中性子ミラーの設置精度が悪いと仮定し、モデル化して計算を行った実験で得られた強度分布の非対称を再現している。この計算結果からベンダーシステム内の直導管内のミラーの設置精度が良くないということが強度分布の非対称を示す原因の 1 つであると考えられる。



第 6.1.5 図 C2-3-3 ビームポートに設置されている冷中性子ラジオグラフィ装置における中性子ビーム強度の空間分布



第 6.1.6 図 C2-3-3 ビームポートで観測された中性子スペクトル

6.2 医療照射技術の開発

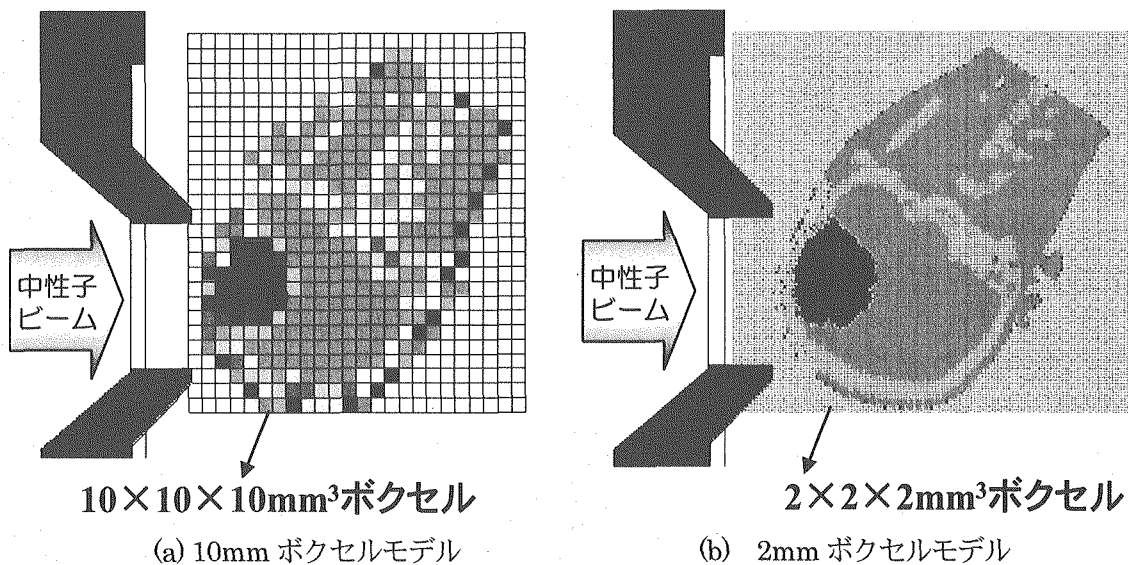
6.2.1 線量評価システム (JCDS) の開発

BNCT 線量評価システム(JCDS)は、より精度の高い線量評価を伴った BNCT を実施するために、患者頭部内の照射線量を計算によって求めるソフトウェアである。平成 13 年度までに Solaris2.6 上で動作する SUN 版 JCDS が、平成 15 年度までに Windows 上で動作する Windows 版 JCDS をそれぞれ完成させ、双方とも JRR-4 で実施されている BNCT の臨床研究に適用されている[6]。この JCDS に対し、より効率的に高精度な線量評価を実施するための高度化を行うとともに、新しい機能を実際の BNCT に適用するための様々な検証を行った。また、Windows 版 JCDS を公開コードとして日本国内外に配布可能とするため、英語版のマニュアルも併せて整備した。

(1) MCNP5 を用いた微細ボクセルモデルによる線量計算

平成 15 年度までに、JCDS は輸送モンテカルロ計算コード MCNP5 のメッシュタリー機能に対応し、ボクセル計算モデルに対する線量分布計算を高速に実行することが可能となった。このメッシュタリー機能での計算精度を検証するため、第 6.2.1 図に示すような患者モデル体系での計算を実行し、従来のセルタリー計算による計算結果との比較を行った。第 6.2.1 図-(a)は、 $10 \times 10 \times 10 \text{mm}^3$ ボクセル (10mm ボクセル) で構成したモデル、第 6.2.1 図-(b)は、 $2 \times 2 \times 2 \text{mm}^3$ ボクセル (2mm ボクセル) で構成したモデルである。従来の 10mm ボクセルモデルでのセルタリー計算では、BNCT の全ての線量評価項目 (中性子束、 γ 線量及びホウ素等の吸収線量) の計算に、1 台の計算機で約 550 時間を要した。これに対し全て 10mm ボクセルと全て 2mm ボクセルの計算体系にメッシュタリー (タ

リーの分割メッシュサイズはともに10mm角)を使用して同一ヒストリー数の計算を実行した場合、それぞれの計算時間は約22時間と約58時間と大幅に短縮した。また2mmボクセルモデルに対して、タリーの分割メッシュサイズを3mm角に微細化した場合でも、計算時間はほぼ同じ約58時間であった。計算精度は、10mmボクセルモデルに対してセルタリー計算値とメッシュタリー計算値とを比較した結果、統計精度の範囲内で一致した。これらの結果からJCDSに新しく搭載したメッシュタリー機能によって、効率的に線量分布計算を実行することが可能となった。また、ボクセルを微細化することによって、中性子の挙動変化の激しい頭部表面近傍の計算精度も向上させることが可能となった。



第6.2.1図 メッシュタリー計算の検証のための10mmボクセルモデル(a)と2mmボクセルモデル(b)

(2) MCNP5の並列計算環境の整備

MCNP5によるメッシュタリー機能をさらに高速に実行するために、ジョブの並列化ができる環境を整備した。BNCT線量計算用のPCクラスター計算機はPC(インテル社 CPU: Pentium4 2.8GHz、OS: Red Hat Linux9) 11台(マスターマシン1台、スレーブマシン10台)に対して、MPI(Message Passing Interface)による並列化を行った。コンパイラには計算科学技術推進センターにおいて実績のあるPGI社のフォートラン90コンパイラであるF90を用いた。これらの並列計算環境の整備は、情報システム管理課が行う平成16年度原子力コードの高速化等の作業の一環として実施した。PC11台で並列計算を実行することによって、従来までのPC1台での計算に対し計算時間を約1/10に短縮することができた。ただし、SSR/SSW機能によるつなぎ計算を実行する場合は、SSW機能で書き出されたRSSAファイルをSSR機能で読み取る際に、マスターマシンから各スレーブマシンへの転送に多くの時間を費やすことが分かった(20GBのファイル転送に約1時間程度)。今後、このつなぎ計算を効率的に実施するため、線源位置の最適化、面線源の設定等について検討を進める。

(3) 粒子輸送計算コードPHITSへの対応

近年のBNCTの臨床研究においては、BNCTと他の放射線照射を組み合わせた集学的治療も実施されている。これを踏まえ患者に付与される線量を総合的に評価、管理できるシステムを構築するた

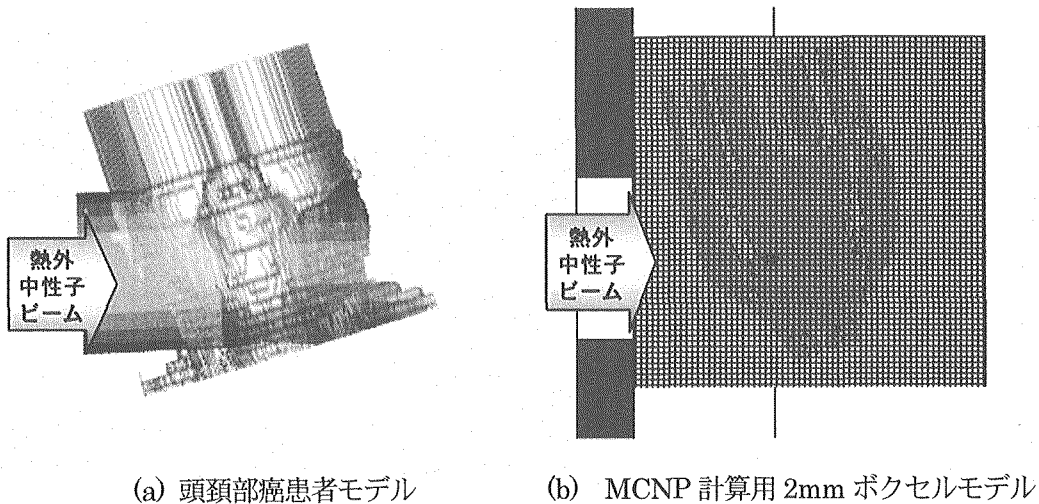
め、JCDS の計算部分を MCNP から陽子線、重粒子線計算も可能な汎用粒子線モンテカルロ計算コード PHITS へ対応するための改良を行った。PHITS は原研で開発した光子・重粒子輸送モンテカルロコードである[7]。本作業は、情報システム管理課の平成 16 年度ソフトウェア開発整備作業の一環として実施した。

MCNP の入力データを PHITS の入力データファイルに自動的に変換するモジュールを作成し、JCDS の MCNP 用インプットファイル作成処理の中に組み込んだ。また、PHITS の出力ファイルを MCNP のメッシュタリーの計算結果が保存される MASHTAL ファイルのフォーマットに変換するモジュールも合わせて開発し、JCDS のポスト処理部分に組み込んだ。これにより、従来の手順に従って線量評価作業を行い、計算のみを PHITS で実行して線量評価を実施することが可能となった。今後この PHITS での計算精度を MCNP の計算結果と比較し、検証を進める。

(4) 頭頸部癌照射に対する線量評価の検証

近年、京都大学原子炉実験所 (KURRI) 等では、悪性脳腫瘍だけでなく頭頸部癌 (舌癌、耳下腺癌)、肝臓癌、肺癌等に対する適用が開始されており、JRR-4 においてもこれらの癌への BNCT に対応することが求められている。JRR-4 での BNCT の適用拡大を踏まえ、頭頸部癌等への BNCT に対する JCDS の線量評価性能について検証を行った。

頭頸部癌照射に対する線量評価の検証方法として、京都大学研究用原子炉 (KUR) で実施された頭頸部癌への BNCT の患者モデルを基に KUR の線量評価に用いられている治療計画システム SERA[8] の評価結果と JCDS の評価結果の比較を行った。第 6.2.2 図-(a) は、検証に用いた頭頸部癌の患者モデルを示している。また、第 6.2.2 図-(b) は、患者モデルを基に MCNP 計算を実行するための 2mm ボクセルで分割したボクセルモデルを示している。JCDS と SERA との比較を行うため、SERA 用と JCDS 用の共通線源を作成し、まず円筒水ファントムモデルによる評価を行った。

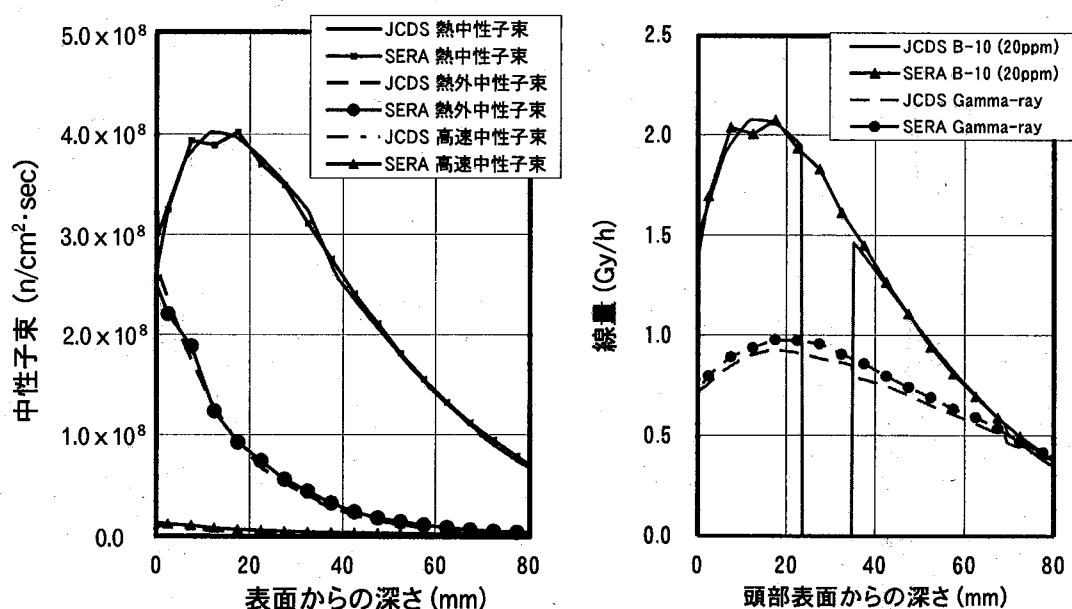


第 6.2.2 図 頭頸部癌患者モデルに対する JCDS の 3 次元モデル図 (a) とこれを基に作成した MCNP 計算用 2mm ボクセルモデル (b)

この円筒水ファントムでの評価に引き続き、KUR で実施された舌癌患者に対する BNCT の患者モデルを用いて線量評価を行い、JCDS と SERA の評価結果を比較した。第 6.2.3 図-(a) は、患者モデ

ル内のビーム中心軸上の熱中性子束（ $\sim 0.53\text{eV}$ ）、熱外中性子束分布（ $0.53\text{eV}\sim 10\text{keV}$ ）、高速中性子束（ $10\text{keV}\sim$ ）分布について、JCDS と SERA の計算結果を比較したものである。また、第 6.2.3 図-(b)は、ビーム中心軸上のホウ素線量分布と γ 線量分布について、JCDS 計算値と SERA による計算値を比較したものである。これらの結果から、計算体系内の中性子線量分布計算においては JCDS 計算値と SERA 計算値はモンテカルロ計算の統計誤差の範囲内で一致した。 γ 線量分布計算においては、SERA の計算値に対し、JCDS は約 5%程度低い値を算出し、これにともなって総荷重線量も若干低い値を評価する結果となった。これは光子束分布値から γ 線量を求めるために用いている線量換算係数が異なっているためと考えられる。

共通モデルによる線量評価によって中性子線量計算においては、JCDS と SERA は同等の線量評価を実施していることを確認した。 γ 線量計算については、さらなる検証を重ね評価の差異の原因を特定するとともに、今後 BNCT の線量評価の統一化について国際的な検討を進める。



(a) 中性子束分布比較

(b) ホウ素線量及び γ 線量分布比較

第 6.2.3 図 舌癌患者モデルのビーム中心軸上の JCDS と SERA の線量計算結果の比較

(5) Windows 版 JCDS の英文マニュアルの整備

JCDS を海外に配布できることを目的に、経済協力開発機構原子力機関 OECD/NEA への公開に必要な英文マニュアルの整備を行った。マニュアルの範囲は、平成 16 年度までに実施した Windows 版 JCDS の機能を包括した内容とし、平成 14 年に公開した UNIX 版 JCDS の日本語マニュアル[8]を基に、機能追加、改良した部分を追記して作成した。作成した英文マニュアルは、JAERI-Data/Code として公開する。

6.2.2 BNCT 適応拡大に向けた技術開発

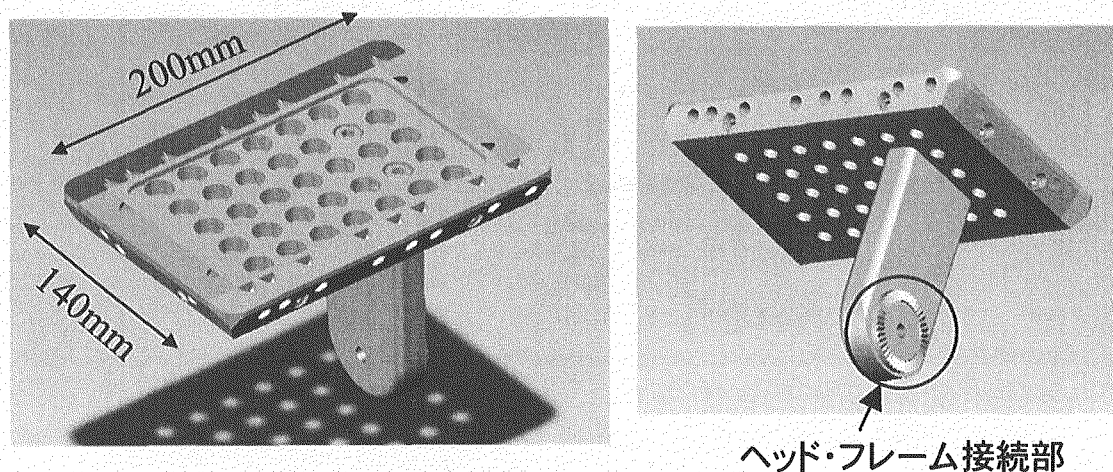
平成 15 年 10 月から熱外中性子ビームによる照射が開始されたことによって、無麻酔常態下での非開頭照射、さらには KUR で開始されている頭頸部癌、肺癌等の脳腫瘍以外への照射も可能となった。

また病巣に付与する線量の増強と線量分布の改善を目的に近年実施されている、BPA (borono-phenylalanine) と BSH (sodium borocaptate- ^{10}B) の併用による照射、実施されることとなった。これらの新しい照射方法に対応するための検討を行った。

(1) 無麻酔状態の患者固定ジグの整備

覚醒状態下の患者頭部を固定するための固定ユニットを整備した。JRR-4 で実施されている BNCT 用に整備している照射台の Mayfield Clinic 社のヘッドレストの回転アダプタに接続し、第 6.2.4 図に示すような患者頭部を固定できる頭部固定ユニットを製作した。また、本製作によるユニットに適用できる頭部固定用シェルも併せて整備した。

頭部固定ユニットは、 $350 \times 200\text{mm}$ のプレート部と照射台とを接続するジョイント部で構成され、プレート部はあらゆる角度からのビーム照射に対し、照射室壁の干渉を回避する形状とした。またプレート部には複数の穴を設け、ジョイント部を任意の位置で接合できる機構を持たせた。プレート上にエンジニアリング・システム(株)社製吸引式固定バッグ ($200 \times 300 \times 30\text{mm}$) を固定できるものとし、この固定バッグとあわせて患者頭部を適切に据え付けができるものとした。プレート部側面には頭部の動きを抑制する固定シェルを留めることができる。ジョイント部は、照射台からの回転アダプタの接続部と噛み合う形状とした。プレート部及びジョイント部の材質はアルミニウム合金 (A2017 等) とする。各部を固定するボルト、ピン等は中性子ビーム照射による放射化を考慮してチタン合金とした。



第 6.2.4 図 無麻酔照射用患者頭部固定ジグの概略図

(2) BPA を用いた BNCT への対応

KUR で近年実施されている BNCT では、悪性脳腫瘍に対しても BPA 単独、もしくは BPA と BSH を併用した照射が実施されている。BPA は患者への投与終了直後から急速に減衰するため、投与終了後迅速に照射することが必要である。ビームシャッターを持たない JRR-4 において BPA 併用による BNCT を実施可能にする手法について検討した。

従来の制御棒着低状態から原子炉を起動して照射出力まで上昇させる方法では、起動から 20W までに約 30 分かかってしまい、照射出力到達まで約 1 時間必要であった。そこで原子炉を起動して 200W 臨界状態まで事前に到達させておき、重水厚さ：33cm、カドミウムシャッター：ON の状態を設定して可能な限り遮蔽効果を高め、この状態で照射室に入室して患者セッティング等の作業を行い、作業終了後 200W から照射出力まで上昇させる方法を考案した。この照射方法を採用することによって、患者を照射室内に固定してから約 20 分で照射を開始することが可能となり、照射開始までの時間を約 40 分短縮ができ、BPA を用いた BNCT を実施することが可能となった。この方法が確立されて平成 16 年 4 月に BPA を用いた BCNT が、同年 8 月には BSH と BPA を 2 剤併用した BNCT の臨床研究が開始された。

6.2.3 照射条件の最適化に関する技術開発

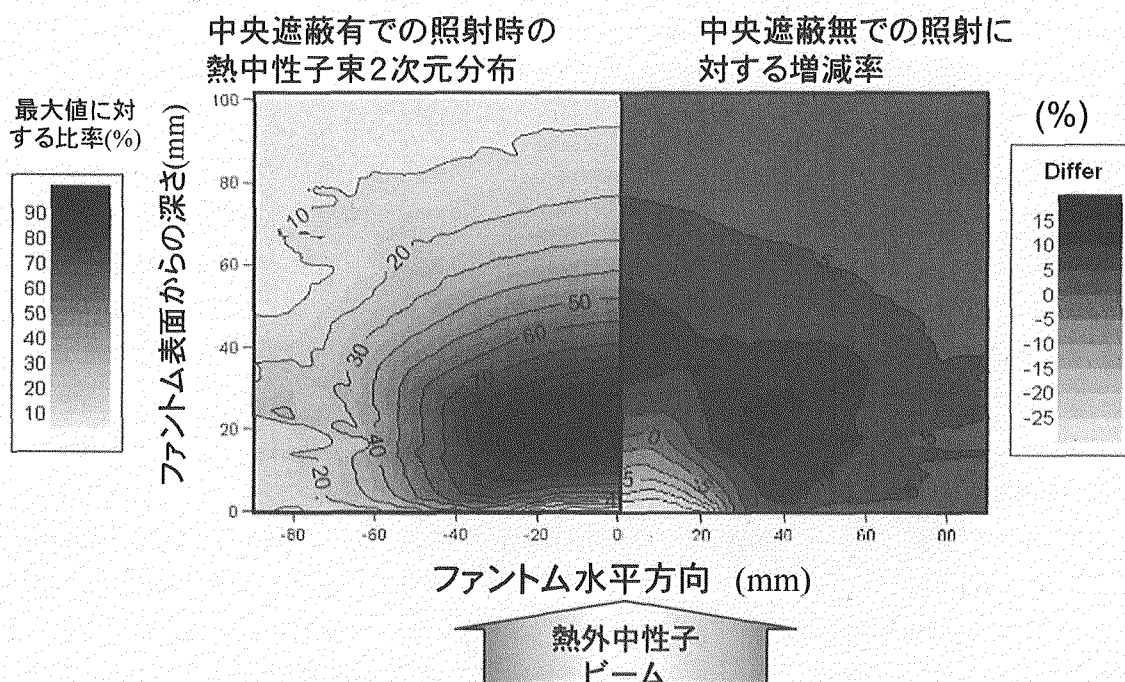
BNCT の中性子照射に対し、病巣周辺に付与する線量分布を改善し、最適化するための検討を行っている。平成 15 年度には照射中の中性子スペクトルを変化させることによって、病巣周辺の線量分布の改善と照射時間短縮に関する検討を行った[10]。これに引き続き、KUR で実施されているリチウム円盤(フッ化リチウム (${}^6\text{LiF}$) 入り熱可塑性プラスチック製の円板)を照射野(ビームの入射する範囲を指す。)の中心に配置してビームを遮蔽して照射する方法[11] (以下、中央遮蔽照射と呼ぶ。)について、JRR-4 での特性測定を実施した。また、病巣部に対して入射させるビームの最適線質と最適入射角度を逆問題解法によって導出する方法について、検討を行った。

(1) 中央遮蔽照射

非開頭照射においては、照射野の中心にリチウム円盤を配置してビームを遮蔽して照射することによって、患部及び周辺組織への線量分布を改善することができる。この中央遮蔽照射に対応するため、円筒水ファントムによる熱中性子束分布測定を行った。また同照射体系での線量評価を JCDS で実行し、中央遮蔽照射に対する線量評価に対応できることを検証した。

円筒水ファントムを用いた実験では、円筒水ファントムの表面中央にフッ化リチウム入りポリエチレン ($\phi 50\text{mm} \times t 5\text{mm}$) を取り付け、熱中中性子ビームを照射してファントム内の熱中性子束分布を測定した。ビーム孔径は $\phi 10\text{cm}$ を用いて照射を行った。図 6.2.5 の左側の分布図は、ファントム内の熱中性子束 2 次元分布を示している。また図 6.2.5 の右側の分布図は、中央遮蔽照射を行わない場合の熱中性子束値に対する増減率を示している。リチウム円盤で遮蔽されているファントム表面の中心部分は低く、表面から約 2cm 深部の領域では最大約 15% 熱中性子束が高くなることを確認できた。ただし、同じ原子炉出力で照射した場合の最大熱中性子束は約 40% に低下している。従って、実際の BNCT に適用するためには照射時間が増大することとなる。

同照射体系を JCDS でシミュレーションしてファントム内の熱中性子束分布を算出し、計算結果と実験結果を比較した。この結果から得られた実験値に対して JCDS の計算値は統計誤差の範囲内で一致しており、JCDS を用いた中央遮蔽照射に対する線量評価計算手法の妥当性が示された。これらを踏まえ、平成 16 年 3 月に中央遮蔽照射による非開頭 BNCT が実施された。

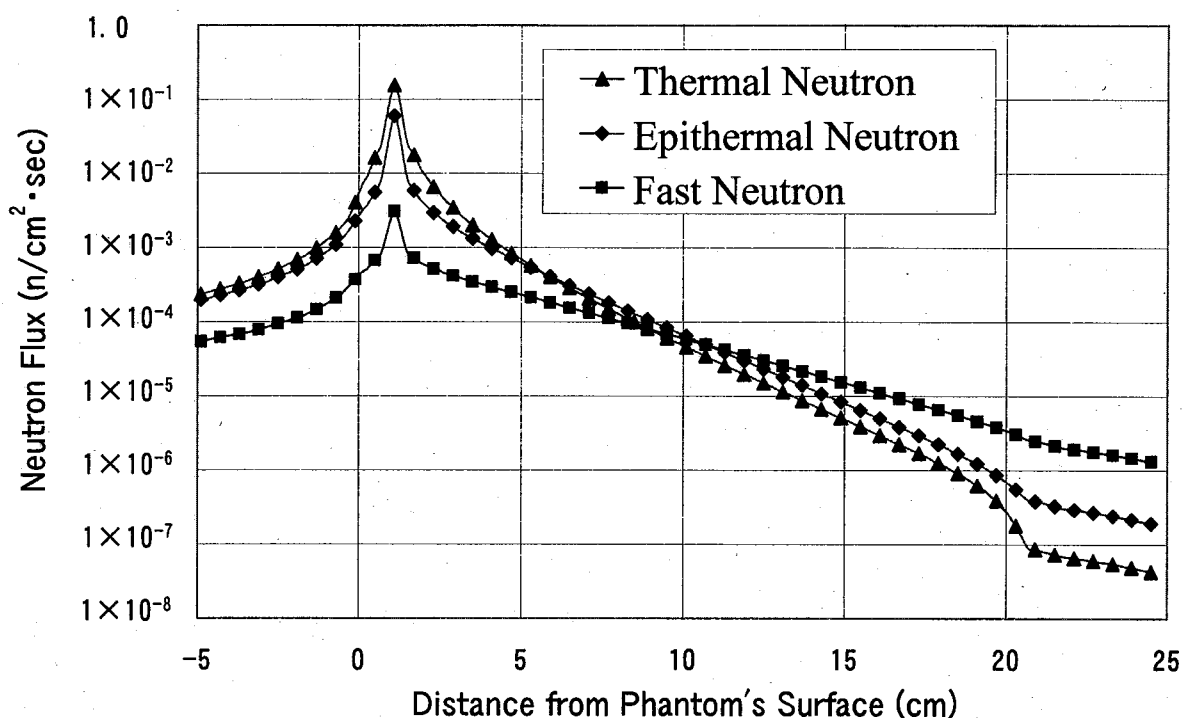


第.6.2.5 図 水ファントム内熱中性子束 2次元分布 (左) 及び、中央遮蔽無しでの照射に対する熱中性子の増減率分布 (右)

(2) 逆問題解法による最適照射条件の導出

JCDS の線量評価機能を拡充し、任意の計算体系内の患部ターゲット領域に対して随伴線束 (Adjoint Flux) を求めて最適な照射条件を導出する手法を確立し、これを可能にするシステムの構築することを目的とした研究開発を行う。本研究は、日本学術振興財団 平成 16 年度 科学研究費補助金 若手 B に採択された「中性子捕捉療法のための最適照射条件を導き出す逆問題解法線量評価システムの研究」に基づいて実施した。

平成 16 年度は、Adjoint Flux 計算を実行できる 3 次元輸送計算コード DANTSYS を導入し、この計算コードを用いて円筒水ファントム体系に対してファントム表面から深さ 1cm の位置に Adjoint Flux の線源を設定して Adjoint Flux 分布を算出した。Adjoint Flux 線源には熱外中性子ビームを炉心側から円筒水ファントムに照射したときの 3 群 (熱、熱外、高速) 中性子束の比 ($1 : 4.63 \times 10^{-1} : 1.59 \times 10^{-2}$) の線源を設定して、Adjoint Flux 分布を算出した。第 6.2.6 図は、ファントム中心軸上の Adjoint Flux の計算結果を示している。ファントムの原子炉とは反対側では、熱中性子成分よりも高速中性子成分が高い分布となっているのに対し、原子炉側のファントム表面では原子炉側から発生する中性子ビームの線質に近い線質割合を導いている。これは原子炉とは反対側よりも原子炉側からビームを入射させた方が、ターゲット領域で目的の線量分布を発生できることを定量的に示している。Adjoint Flux 計算による照射条件の定量的評価は、ターゲット位置で要求される線量分布を設定し、その分布に最適な中性子ビーム入射位置及び入射させる中性子の線質を決定できる可能性を持っている。今後は、より複雑な体系での計算を実行し、汎用的な評価のできる手法について検討を進める。また将来的には、モンテカルロ計算での最適照射条件の導出方法について検討を行う。



第 6.2.6 図 円筒水ファントム内ビーム中心軸上の随伴線束計算結果

6.3 U-Mo 燃料に係わる技術的検討 (IV)

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」を設置し(平成 13 年 3 月設置)、その製造技術・照射性能、再処理技術等の U-Mo 燃料に係わる技術的検討を進めている。

2004 年 3 月にドイツミュンヘンで開催された第 8 回 RRFM 国際会議及び 2004 年 11 月にオーストリアウィーンで開催された第 26 回 RERTR 国際会議に出席し、U-Mo 燃料の開発状況に関する情報収集を行った。以下にその結果を報告する。

6.3.1 海外における U-Mo 燃料開発計画の見直しの経緯

U-Mo/Al 分散型燃料の開発は、米国ではミニプレートによる照射試験 (RERTR-4, 5 等) が、フランスではフルプレートによる照射試験 (IRIS-2 及び FUTURE 等) が進められてきた。

IRIS-2 照射試験は、ウラン密度約 8g/cm^3 の試料を用いて、初期最大被覆温度 100°C の条件で照射が行われていたが、異常なスエリングが生じたため、中止された。また、IRIS-2 に比べ過酷な条件 (初期最大被覆温度 130°C) で行われた FUTURE 試験においても、IRIS-2 と同様の現象により、試験が中止された。

RERTR-4 及び 5 は、ウラン密度 $6\sim 8\text{g/cm}^3$ の試料を用いて、初期最大被覆温度 $130\sim 175^\circ\text{C}$ の条件で照射が行われた。照射後試験において、IRIS-2 及び FUTURE と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、開発スケジュールが遅延することとなった。

スエリングが顕著な領域では、燃料粒子とマトリックスとの境界に空洞部分が観察されている。こ

これは、U-Mo 燃料粒子とマトリックス（アルミニウム）が化学反応を起こし、反応層付近のアルミニウムが多量に消費されて多孔部が生じ、結合力が低下して空洞に成長したためと考えられている。米国やフランス等では、燃料芯材とマトリックス間の反応を抑制するため、以下の方策を施した改良型 U-Mo 燃料の検討を開始した。

- ① マトリックス材質を変更する—アルミニウムにシリコン等を添加する
- ② 燃料粒子を被覆する—マグネシウム等で被覆する
- ③ マトリックスを使用しない—モノリス型燃料

RERTR における U-Mo 燃料開発計画では、開発スケジュールとして、これまでは中間評価報告書を 2005 年に、最終評価報告書を 2007 年に公開することを目標として進められてきた。しかし、新たな照射試験が必要になったことから、開発スケジュールが遅れ、全てが順調に進んだ場合で、2010 年に最終評価報告書が公開される予定となった。

6.3.2 改良型 U-Mo 燃料に係わる照射試験計画及び性能評価

(1) 米国の試験計画等

米国では、2005年2月初めから照射試験 RERTR-6 を、また 2005年5月初めから照射試験 RERTR-7 を開始する。RERTR-6 では、ウラン密度 6g/cm^3 の燃料粉末を用いた分散型の燃料試料（ミニプレート）が照射される。燃料試料は燃焼度が 50% に達する 2005 年 6 月に取り出され、同年秋ごろから照射後試験が開始される。マトリックス材には、純アルミニウムにシリコンを添加したものが用いられる。

RERTR-7 では、RERTR-6 と同じウラン密度の燃料粉末が用いられ、目標燃焼度は 80% である。マトリックス材にはシリコンを添加したもの及びマグネシウムを添加したものが用いられる。分散型燃料の性能評価は 2010 年に終了する計画である。

この他に RERTR-4 において良好な照射挙動を示したモノリス型燃料（単体合金燃料、ウラン密度 15.3g/cm^3 ）の更なる確証を得るために、ウラン密度を 16.0g/cm^3 に増加して照射される。モノリス型燃料の性能評価は 2010 年の終わりまでに終了する。

(2) フランスの試験計画等

フランスでは、2014 年に初臨界を予定している JHR (Jules Horowitz Reactor) 用の燃料として、ウラン密度 8g/cm^3 の分散型燃料の研究開発が進められている。マトリックス材にシリコンを添加する方法、燃料粒子を被覆する方法が検討され、これらの改良を行った燃料試料（フルプレートサイズ）の照射試験 IRIS-3 が 2005 年から、IRIS-4 が 2005 年末から開始する。さらに、2006 年には米国から供給されるモノリス型燃料試料の照射試験 IRIS-5 が計画されている。その後燃料の仕様決定を経て 2008 年から 2009 年にかけて、燃料要素の照射試験が計画されている。2010 年に性能評価報告書が公表される予定である。

また、シリサイド燃料の再処理は、フランスのラ・アージュ再処理施設において、発電炉燃料により希釈することにより、可能であるとされている。

【参考文献】

- [1] K. Farrell : ORNL/TM-99-208, "Materials selection for the HFIR cold neutron source", (2001).
- [2] 田村格良, 鈴木正年, 羽沢知也, 盛合敦, 堀直彦, 笹島文雄, 山本和喜, 熊井敏夫, 曾山和彦 : "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 春の年会要旨集 第 1 分冊, 232 (2004).
- [3] 川端佑司, 沢徹, 田崎誠司, 鈴木成年, 曾山和彦 : JAERI-Research 2000-019, "JRR-3M 冷中性子孔 C2-3 における中性子スペクトル及び中性子束の測定" (2000).
- [4] K. Lefmann and K. Nilesen Neutron News 10, 20 (1999).
- [5] 研究炉部編 : JAERI-Review 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).
- [6] 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 : JAERI-Tech 2003-002, "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" (2002).
- [7] K. Niita, S. Meigo, H. Takada, Y. Ikeda : JAERI-Data/Code 2001-007, "High energy particle transport code NMTC/JAM" (2001).
- [8] D. W. Nigg, C. A. Wemple, D. E. Wessol, F. J. Wheeler, C. Albright, M. Cohen, M. Frandsen, G. Harkin, M. Rossmeier : "SERA-- an advanced treatment planning system for neutron therapy and BNCT", Trans. Am. Nuc. Soc. 8, 66 (1999).
- [9] 熊田博明, 鳥居義也 : JAERI-Data/Code 2002-018, "ホウ素中性子捕捉療法の治療計画を支援する線量評価システム : JCDS ユーザーズマニュアル" (2002).
- [11] 熊田博明, 山本和喜, 松村明, 中川義信 : "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 報文集, 34 (2003).
- [10] K. Ono, Y. Sakurai, S. Masunaga, Y. Kinashi, M. Takagaki, T. Kobayashi : "Improvement of B-10 dose distribution in water phantom irradiation with epithermal neutron beam and its assessment by colony formation assay", KURRI-KR-54, 197 (2000).

This is a blank page.

7. 主な技術的事項

Technical Topics

This is a blank page.

7.1 JRR-3 原子炉施設の定期的な評価

国内の多くの原子炉施設は運転開始から 30 年以上経過しており、経年変化を念頭においた保全活動を実施していくことが重要となり、平成 16 年 2 月 2 日に試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（以下、試験炉規則）が改正された。この改正に伴い、平成 16 年度に JRR-3 の定期的な評価を実施した。

第 7.1.1 図に示すように、定期的な評価は、運転開始から(1)10 年を越えない期間までに実施する評価と(2)30 年を越えない期間までに実施する評価からなる。前者は過去の保安活動の見直し、最新知見の保安活動への取り入れ状況等を評価した。また、後者は設備機器に対する現状までの保全活動の妥当性と今後の健全性の評価を行った。前者の評価の結果、必要があれば保安活動に関する改善計画を策定し、後者の評価の場合は、結果によらず今後 10 年間の設備機器に対する保全計画を策定しなければならない。

(1) 10 年を越えない期間までに実施する評価

イ. 保安活動に関する評価

過去約 10 年間にわたる保安活動は妥当であり、これまでの保全活動を継続する。

ロ. 最新の技術的知見の反映状況に関する評価

過去における反映状況では、水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針、水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針、実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について、兵庫県南部地震及び JCO 臨界事故が技術的知見として評価されていた。過去のその時々でこれらの知見を適切に保安活動へ反映していたことを確認した。現在における評価では、文献調査により鉄筋コンクリートの健全性^{*)}及びステンレスの照射脆化^{**)}について抽出するとともに、平成 15 年の原子力安全白書の事故・故障からも必要な技術的知見を抽出した。これらと JRR-3 の現状とを照合した結果、JRR-3 は機能維持上問題なく、設備面、管理面において改善の必要性がないことが確認された。

したがって、これまでの保安活動は妥当であり、改善計画の策定の必要はなかった。今後も安全性を確保する上で重要な設備に対しては、最新の知見等を適切に反映するよう努める。

(2) 30 年を越えない期間までに実施する評価

イ. 保守点検の実績評価

保守点検の実績評価では、使用頻度の高い動的機器に対しては、消耗部品の交換を行い、静的機器に対しては、外観検査及び開放点検を行うなど、経年変化を考慮した適切な保全活動を実施してきたことを確認した。また、原子炉建家、排気筒、2 次冷却系送風機など一部の設備機器については、経年変化を考慮した調査または補修などを実施する時期にあるものと判断し、保全計画に反映した。

ロ. 設備機器の経年変化に関する評価

機器設備の経年変化に対する評価では、補修・取替困難な機器（JRR-3 では原子炉建家、原子炉プールコンクリート躯体、排気筒、重水タンク、プールライニング、自然循環弁がこ

れに当たる。) に対して、経年変化の進展評価分析を行い、長期的な健全性を評価することにより、経年変化に対して有効な保守・整備等を実施していることを確認した。

これらのことから、安全上重要な機器に対し、現在までに実施してきた保全活動は、経年変化を念頭に入れ、設備機器機能の喪失を未然に防止しており、妥当であると判断した。

ハ. 保全計画

安全上重要な設備機器に対する現状の保全活動については、これまでの保全活動内容、補修・交換の有無及び設備機器の現状を調査し、経年変化事象の進展の程度を分析して評価したところ妥当であると判断した。ただし、補修・交換を計画する段階にあると考えられる原子炉建家、2次冷却系設備冷却塔、2次冷却系送風機、排気筒については、今後10年以内に調査または点検を実施し、その結果から、今後の補修・交換の必要性を検討することとした。

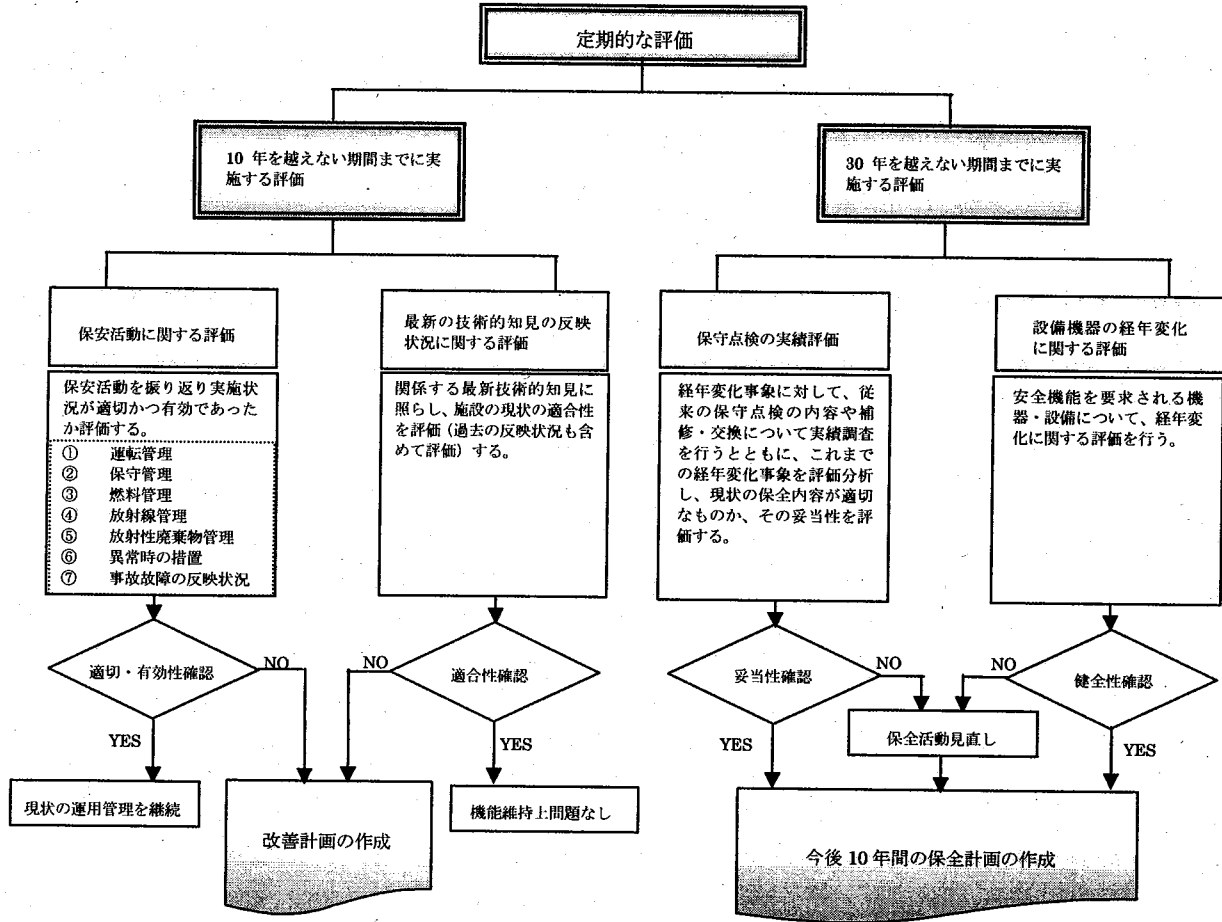
重水タンク、原子炉プールライニング等の補修・取替が困難な設備機器に対する長期的な安全性については、経年変化に対して採ってきた措置を調査し、その有効性評価及び最新知見等から今後の経年変化の進展評価した結果、現状と同等の保全を実施していくことで長期的健全性は保たれると評価した。

参考文献

*1) 四国電力株式会社: 伊方発電所第1号機タービン発電機架台のひび割れに関する安全評価結果等について, 平成14年10月

*2) 原子力安全・保安院: 原子力発電設備の健全性評価について-中間とりまとめ-, 平成15年3月10日

文部科学省: 第2回研究炉等安全規制検討会配付資料 資料2-3, 平成14年9月9日



第 7.1.1 図 定期的な評価

7.2 JRR-3 炉室系空調機冷水コイル及び蒸気コイル更新作業

原子炉建家換気空調設備は、デジタル式調節器を用いて炉室内6箇所計測された温湿度データを演算し、最適の温湿度になるように冷水、加熱、加湿弁、電気ヒータを制御し、適切に調整した空気を原子炉建家に供給するもので、空気調和器（Preフィルタ、ソルトラップフィルタ、冷水コイル、蒸気コイル、電気ヒータからなる）と送風機で構成される。また、炉室給気系は、気体廃棄設備として排風機と連動して運転され、炉室内を負圧に保つものである。炉室給気系は2台の送風機を有している。通常は2台の送風機を運転しているが、原子炉停止中の夜間及び休日等には結露対策を目的として1台の送風機の運転により給気を行っている。

(1) 目的

炉室系空調機は、平成元年に設置され、約16年間使用されて来ている。平成15年度に電気ヒータの更新を行った際に、蒸気コイル及び冷水コイル腐食による漏えいが確認され、設計上の冷房能力及び暖房能力を有していないため更新を行うこととした。更新に当たっては、炉室系空調機が停止する期間を出来る限り短くするため、空調機外側に設置してある蒸気・冷水配管撤去作業及び更新作業は空調機運転時に行うこととした。コイルの負荷は第7.2.1表に炉室系空調機概略図は第7.2.1図に示す。

(2) 更新内容

蒸気コイル1台、冷水コイル1台、蒸気管（送り及び戻り）、冷水管（送り及び戻り）、環水管、配水管、各配管水抜き管の既設設備を撤去し更新する。更新箇所を第7.2.1図に示す。

1) 撤去作業

蒸気管、冷水管、環水管、配水管、各配管水抜き管は元弁及び各弁にて閉塞した後、撤去を行い、また蒸気コイル・冷水コイル・電気ヒータは空調機を停止した後、撤去をした。

2) 据え付け作業

空調機停止中に蒸気コイル・冷水コイル・電気ヒータの据え付けを行った。また蒸気管、冷水管、環水管、配水管、各配管水抜き管の据え付けは空調機運転中に行った。

(3) 検査及び試運転

1) 目視検査

イ. 冷水コイル・蒸気コイル・電気ヒータ・蒸気管・冷水管

- ・搬入時に製品が仕様書どおりであること及び破損等異常のないことを確認した。
- ・設置後に設置状況を確認し、破損及びガタツキ等異常のないことを確認した。

2) 耐圧漏えい検査

イ. 蒸気コイル及び蒸気配管

- ・コイル設置状況確認後、0.2MPaの圧力にて水压をかけ30分保持し、圧力の降下及び漏えいのないことを確認した。

ロ. 冷水コイル及び冷水配管

- ・コイル設置状況確認後、0.75MPaの圧力にて水圧をかけ30分保持し、圧力の降下及び漏えいのないことを確認した。

3) 絶縁抵抗検査

イ. 電気ヒータ

- ・電気ヒータリード線を端子盤に接続後、500Vメガにより100M Ω 以上であり各線に異常の無い事を確認した。

4) 試運転

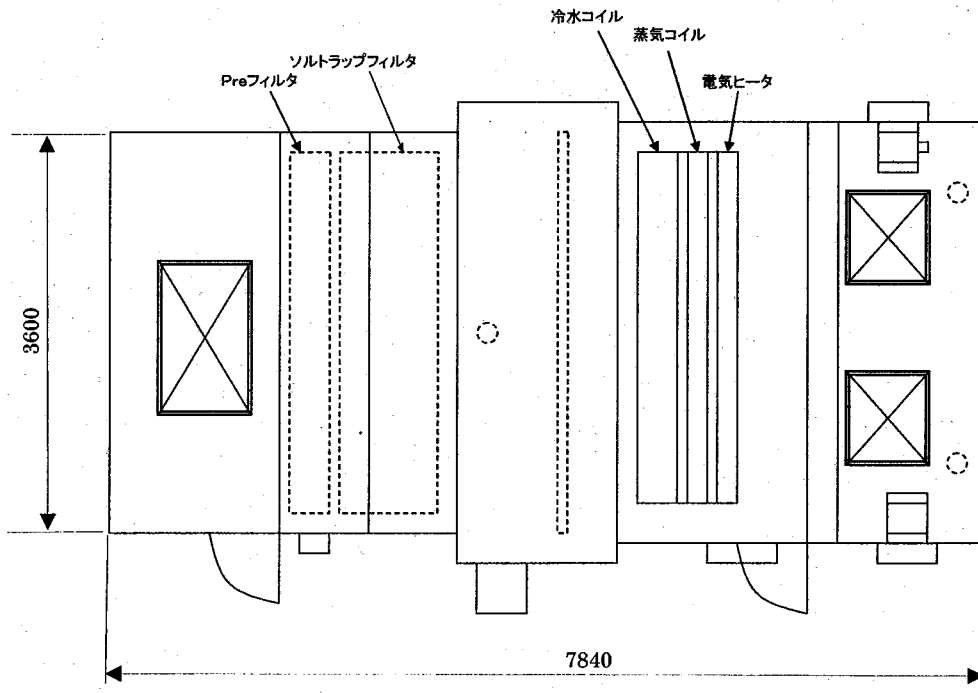
- ・炉室系空調機運転後、冷水コイル・蒸気コイル・電気ヒータ・蒸気管・冷水管に漏れ、異音、振動等の異常のないことを確認した。また電気ヒータの電流値も定格値以内であることを確認した。

比較的長期に渡って炉室系空調機を停止できる期間としては施設定期自主検査期間しかなく、炉室内の換気のため空調機停止期間をなるべく短期間にしなければならないという制限付きのものであった。そのため空調機停止期間を短期間にするために、空調機外部に設置してある蒸気・冷水配管撤去作業及び更新作業を空調機運転時に行い、空調機内部の冷水コイル・蒸気コイル・電気ヒータの撤去作業及び更新作業を空調機停止期間中に行った。また、配管敷設作業が終了するまで蒸気コイルが使用できないため、電気ヒータのみで炉室内の暖房を行ったが、大きな支障はなかった。

なお、蒸気コイル・冷水コイル・電気ヒータの状態は6ヶ月毎に実施している空調機点検時に随時確認していく。更新については、設置以来約16年使用した今回の経験及び腐食の発生による冷水コイルの漏水及び蒸気コイルの蒸気の漏れ等の状況からみても、空調機メーカーの推奨交換年数である約10年後が望ましいと考えられる。

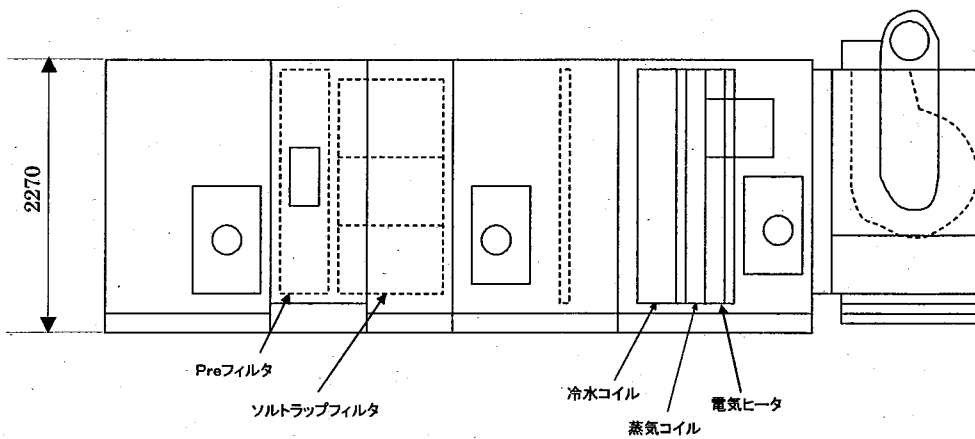
第7.2.1表 コイル仕様

	能 力
暖房負荷	529.8 kW (455,600kcal/h)
冷房負荷	695.6kW (598,200kcal/h)



平面図

単位(mm)



側面図

第7.2.1図 炉室系空調機概略図

7.3 JRR-4 原子炉施設の定期的な評価

平成16年2月の試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則改正時に「原子炉施設の定期的な評価」が新たに追加された。これを受けて JRR-4 では、10年を超えない期間までに実施する評価として保安活動の実施の状況の評価及び保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価を行った。さらに30年を超えない期間までに実施する評価として経年変化に関する技術的な評価を行うとともに、保全のために実施すべき措置に関する10箇年の計画（保全計画）を策定した。

評価を行うにあたっては、JRR-4 定期評価実施計画に基本方針、評価対象、評価の方法、評価結果の処理を定めこれに基づいて評価を実施した。

(1) 10年を超えない期間までに実施する評価

(1) 保安活動の実施状況に関する評価

過去10年間にわたって JRR-4 の安全・安定運転のために実施してきた保安活動の実施状況が適切かつ有効なものであったか評価を行った。その結果、これまでに実施してきた保安活動は妥当であり、今後もこれまでの保安活動を継続する。

(2) 最新の技術的知見の反映状況の評価

水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針、水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針、兵庫県南部地震及び実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について、保安活動への反映状況について調査し、過去において、その時々最新の技術的知見に基づいた適切な保安活動が実施されていることを確認した。さらに、平成16年8月に発生した関西電力美浜発電所3号機事故について JRR-4 との関連性を調査し、JRR-4 の運転条件等から関連性が低いことを確認するとともに JRR-4 の2次冷却系配管について健全性が維持できていることを確認した。

(2) 30年を超えない期間までに実施する評価

(1) 保守点検の実績評価

安全上重要な設備機器を対象に、設備機器の機能維持のため、施設定期自主検査、定期的な検査等の保守活動において行われてきた保守点検、補修・交換の保全活動の実施調査を行うとともに、経年変化の事象（中性子照射脆化、腐食、磨耗等）について調査分析し、現状の保全活動内容の妥当性を評価した。

安全上重要な機器に対して経年変化事象を調査分析した結果、中性子照射脆化、腐食、磨耗、絶縁劣化等を抽出した。これらの事象の対策として、毎年実施している施設定期自主検査及び点検・保守による点検・整備を通じ、その状況を把握し、必要な監視強化を図るとともに、必要に応じて交換及び更新等を実施して、健全性の維持に努めている。これらのことから現状の保全活動内容は妥当であることを確認した。

(2) 設備機器の経年変化に関する評価

安全上重要な設備機器のうち補修・取替えが容易でない原子炉建家、格子板、プールを対象

として、今後の健全性の評価を行った。

原子炉建家に関しては、コンクリートの中酸化、強度の低下について評価し、今後も長期的な安全機能を維持できることを確認した。格子板に関しては、高速中性子照射による延性の低下、腐食について評価を行い、今後も長期的な安全機能を維持できる。また、プールについては、欠陥、腐食について評価を行い、今後も長期的な安全機能を維持できることを確認した。

(3) 保全計画

安全上重要な設備機器に対する現状の保全活動について、従来の保全活動内容と補修・交換の有無、設備機器の現状を調査し、経年変理事象の進展の程度を分析して総合評価したところ、妥当であると判断した。取り替え困難な設備機器に対する長期的な安全性について、経年変化に対して採ってきた措置を調査し、その有効性評価及び最新知見等から今後の経年変化の進展評価をした結果、現状と同等の保全を実施していくことで長期的な健全性は保たれると判断された。

これらの評価結果に基づき、JRR-4の安全上重要な設備機器に対する今後10年間における保全計画を第7.3.1表に示す。

第 7.3.1 表 安全上重要な設備機器の経年変化を考慮した今後 10 年間の保全内容 (保全活動)

項目	設備機器	実施予定年度										その他の保全活動(健全性を確認するための検査及び保守等)			
		H17	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26				
原子炉本体	炉心タンク													外観検査(毎年)	
	格子板													外観検査(毎年)	
	燃料要素/燃料格納材													外観検査(毎年)	
	No.1プール									▽				外観検査(毎年)	
	使用済燃料貯蔵器													外観検査(毎年)	
核燃料物質貯蔵施設	燃料貯蔵棚													外観検査(毎年)	
	主循環ポンプ				◎								◎	外観検査、性能検査(毎年)	
原子炉冷却系統施設	(1)1次冷却設備													外観検査、濃縮検査(毎年)、乾燥洗浄/化学洗浄(計画的)	
	熱交換器									□				外観検査、作動検査(毎年)	
計測制御系統施設	サイフォンブレイク弁													外観検査、作動検査(毎年)	
	主冷却管・弁													外観検査、濃縮検査(毎年)	
	炉心出入口エキスパンション													外観検査(毎年)	
	循環ポンプ													外観検査(毎年)	
	盤/計測機器類													◎	
	起動系検出器														点検・校正(毎年)
	線形出力系検出器														プラトー測定(毎年)
	対数/ベリオリト系検出器														ケーブル&コネクタ外観検査(毎年)
	安全系(1)検出器														ケーブル&コネクタ外観検査(毎年)
	安全系(2)検出器														ケーブル&コネクタ外観検査(毎年)
(4)プロセス放射線監視設備	盤/計測機器類														点検・校正(毎年)
	リレー等														作動検査(毎年)
	安全スイッチ														作動検査(毎月)
	盤/計測機器類														点検・校正(毎年)
	垂直交換部														外観検査(毎年)
	制御棒駆動装置														開放検査、機能試験(毎年)
	非常用制御設備機器														開放検査、作動検査(毎月)
	反応度制御設備機器														点検・校正(毎年)
原子炉格納施設	(1)原子炉建家														外観検査、負圧確認検査(毎年)
	放射性廃棄物の廃棄施設														外観検査、性能検査(毎年)
	(1)液体廃棄物の廃棄設備														外観検査、濃縮検査(毎年)
	その他原子炉附属施設														外観検査、性能検査(毎年)
	(1)非常用電源設備														点検・校正(毎年)
(5)非常用照明等	(2)放射線監視モニタ														外観検査、作動検査(毎年)
	(3)建家内通信装置														外観検査、作動検査(毎年)
	(4)火災報知設備														外観検査、作動検査(毎年)
															外観検査、作動検査(毎年)
															外観検査、作動検査(毎年)

◇:更新 ◎:分解 ○:交換 ▽点検 □化学洗浄

7.4 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

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) をがんへ集積する性質を有する生理活性物質 (BC) 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、生理活性物質と RI 両者への結合部位を持つ二官能性配位子 (X) が有用である ($\text{RI} + \text{X} + \text{BC} \rightarrow \text{RI}\cdot\text{X}\cdot\text{BC}$)。メルカプトアセチルトリグリシン (MAG3) は、生理活性物質の RI 標識に有用な二官能性配位子のひとつである (第 7.4.1 図)。レニウム-188 (^{188}Re) 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、 ^{188}Re (半減期: 17.0 時間) は ^{188}W (半減期: 69.4 日) の娘核種として、 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータから繰り返し得ることができるため、がん治療用 RI として有望視されている。そこで本研究では、二官能性配位子である MAG3 の ^{188}Re による標識について、直接合成法及び中間体を生成させるトランスファ配位子 (クエン酸及びグルコン酸) を用いた合成法 (第 7.4.2 図参照) による標識条件 (試薬濃度, pH, 反応時間, 反応温度等) の違いを詳細に比較検討した。

(1) 実験

^{188}Re は、原研 JMTR (照射時間: 26-52 日) を用いて製造した ^{188}W をアルミナカラムに吸着させた $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータから生理食塩水によるミルクキングによって得た ($1 \times 10^5 \sim 3 \times 10^6$ Bq/ml)。 ^{188}Re 溶液には、必要に応じて NH_4ReO_4 を担体として添加した (標識時の Re 濃度として 0.02 mg Re/ml)。 MAG3 のチオール基 (-SH) をベンゾイル基 (-CO-C₆H₅: Bz-) で保護した Bz-MAG3 (第 7.4.1 図) は BATAN (インドネシア原子力庁) で合成したものをを使用した。標識手順は、以下の通りである。

直接合成法: 反応容器に 1 M Na_2CO_3 溶液、 ^{188}Re 溶液、pH 調整用溶液 (NaOH または HCl)、Bz-MAG3 溶液及び塩化スズ溶液 (レニウムの還元剤) を加え、100°C で 10 分間加熱した。その後、 N_2 気流中 (100°C) で溶媒を蒸発させた。15 分間余分に加熱後、氷中で数分間冷却し、水を加え析出物を溶解させた。

トランスファ配位子を用いた合成法: 反応容器に Bz-MAG3、pH 調整用溶液 (HCl, NaOH)、塩化スズ溶液、トランスファ配位子及び ^{188}Re 溶液を加えて室温または沸騰水中で反応させた。

標識率 (使用した ^{188}Re に対する生成した $^{188}\text{Re}\text{-MAG3}$ の割合) は、高速液体クロマトグラフィー (カラム: C₁₈ 逆相, 溶離液: 4% エタノール-96% 0.01 M リン酸緩衝液, 流速: 1.0 ml/min) による分析から求めた。この条件で、 $^{188}\text{ReO}_4$ が 2.4 分 $^{188}\text{Re}\text{-MAG3}$ が 3.8-3.9 分に溶出した。その一例として、クエン酸をトランスファ配位子として用いた場合の分析例を第 7.4.3 図に示した。

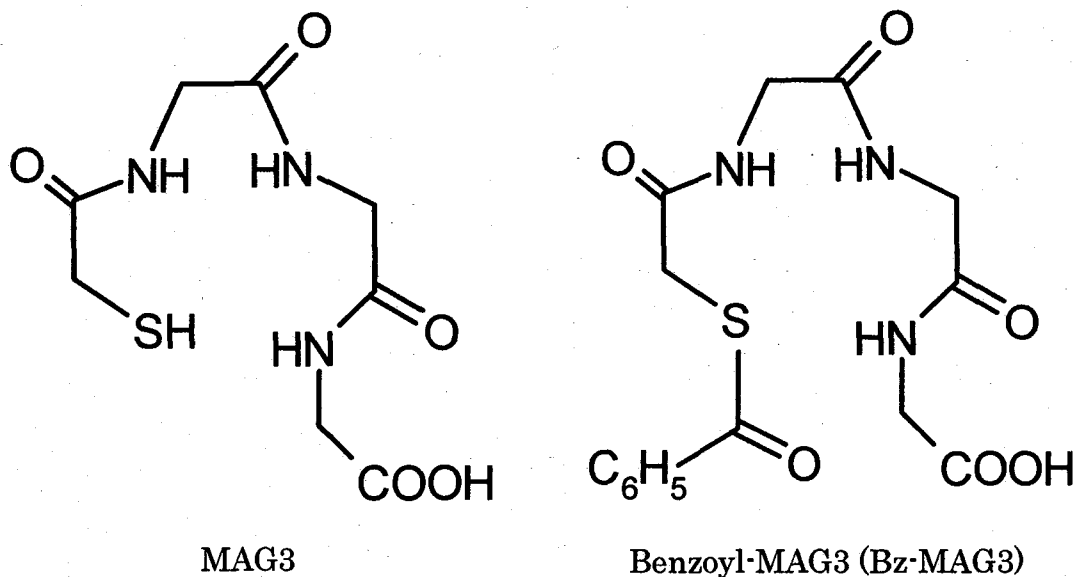
(2) 結果と考察

塩化スズ濃度、反応温度、反応時間、Bz-MAG3 濃度、トランスファ配位子濃度、pH 及び担体の添加などの反応条件を変化させて、 $^{188}\text{Re}\text{-MAG3}$ の標識率変化を調べた。一例として、標識率の pH 依存性を第 7.4.4 図に示す。いずれの場合も、 $^{188}\text{Re}\text{-MAG3}$ の生成は、pH の影響を強く受

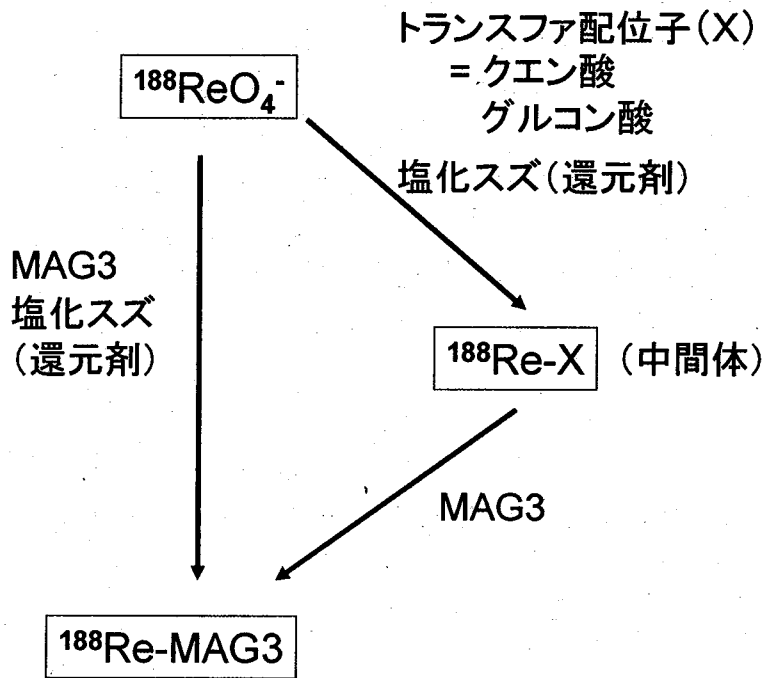
けていることがわかった。トランスファ配位子としてクエン酸を用いた場合とグルコン酸を用いた場合では、pH 依存性に差があることが明らかになった。最適 pH としては、クエン酸の場合が 1.7-5.0、グルコン酸の場合が 2.6-3.0 であった。他の反応条件についても検討し、各々の合成法における最適標識条件を求めた。最適条件下では、いずれの方法によっても 90%以上の標識率で ^{188}Re -MAG3 が得られ、合成法の違いによる差は見られなかった。

直接法とトランスファ配位子法を比較すると、直接法は、反応を窒素気流中で行い、さらに溶媒の除去操作が必要であるが、トランスファ配位子法は反応溶液を加熱するだけである。したがって、操作上は、トランスファ配位子法の方が簡便である。また、クエン酸とグルコン酸を比較すると、最適 pH 領域の幅広いクエン酸の方が、MAG3 の ^{188}Re 標識において有用であると考えられる。

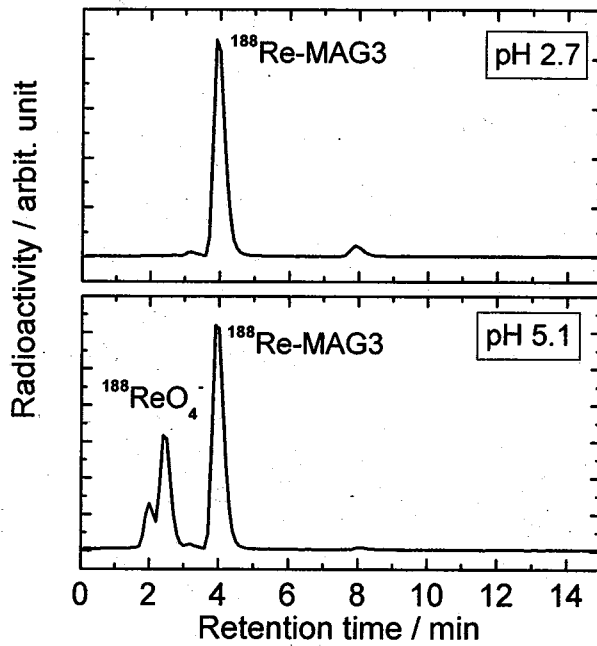
今後さらに有用なトランスファ配位子の探索を行うと共に、協力研究により、がん骨転移による疼痛に対する緩和薬剤として有用な性質を持つことが明らかになった ^{186}Re 標識 MAG3 のリン酸系化合物である ^{186}Re -MAG3-HBP の標識法の改良（標識率向上、簡便化等）につなげていきたい。



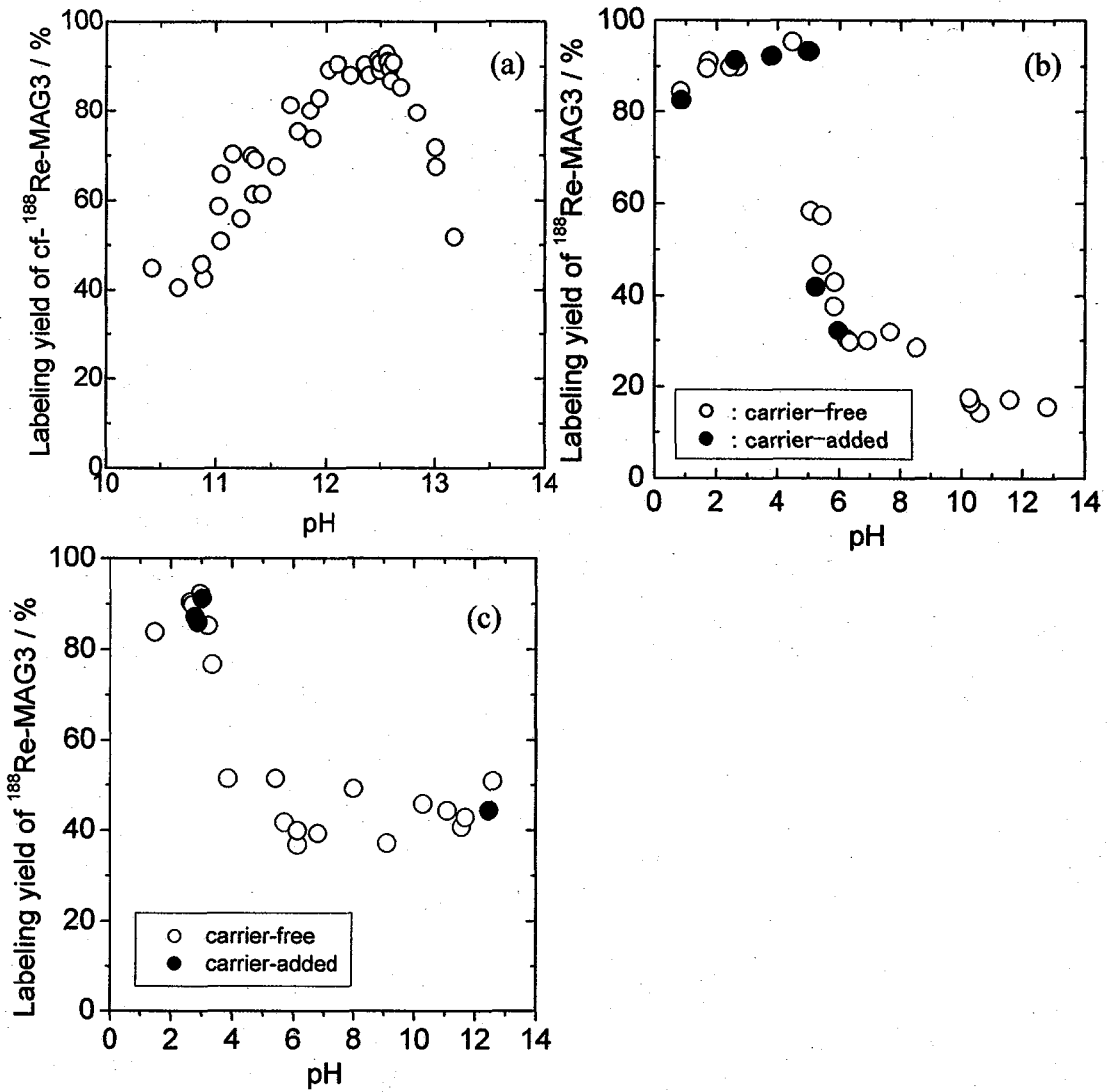
第 7.4.1 図 MAG3 及び Bz-MAG3 の構造



第 7.4.2 図 188Re-MAG3 の合成法



第 7.4.3 図 188Re-MAG3 の分析例 (トランスファ配位子: クエン酸)



第 7.4.4 図 $^{188}\text{Re-MAG3}$ の標識率の pH 依存性

{(a) 直接合成法、(b) クエン酸法、(c) グルコン酸法}

7.5 放射化分析用低バックグラウンド薄層クロマトシートの開発

TLC プレートによる金属含有有機化合物の分析法としては、一般的には発色法が用いられている。しかし、試料の量が発色法では検出できない程微量な場合には、試料を放射化してから、展開する方法も考えられるが、この場合は試料である有機化合物が照射中に分解し化学形が変化する恐れがある。そのため、予め展開した TLC プレートを照射し、試料の位置を IP で測定する TLC-IP 法について検討した。

(1) 市販薄層クロマトシートの評価

亜鉛を用いて発色法と TLC-IP 法の検出限界について比較検討した。 ^{65}Zn (244.3 d) 13Bq (亜鉛 $1\mu\text{g}$ を $\Phi_{\text{th}}=5\text{E}+13\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}$ で 15 分照射により生成する放射能は約 5Bq) をろ紙に吸着させ、ポリエチレンシートで密封した後 IP で測定した結果を第 7.5.1 図に示す。1 時間露光では識別が困難であるが、5 時間露光では識別が可能なことを確認した。この微弱な放射能の IP 測定では、バックグラウンド放射能(照射により生成する TLC プレート自体の放射能)が、目的とする金属元素を認識できる程度に低いことが要求される。そこで、市販の TLC プレートについての照射試験を行った。JRR-3 原子炉の気送管照射孔 (PN-1) で 5 種類の TLC プレート (50mmL×15mmW) を 15 分照射し、12 日経過した後に γ 線測定を、84 日経過した後に IP 測定を行った。その結果を第 7.5 表と第 7.5.2 図に示す。 γ 線測定の結果、TLC プレートには ^{46}Sc 、 ^{51}Cr 、 ^{144}Ce や ^{181}Hf など、半減期が数十日から数百日に及ぶ核種が生成することが判明した。また TLC プレートの展開材のシリカゲル (No.1, 2, 4, 5) やセルロース (No.3) を剥離して単独で測定した結果、No.1,2 からは ^{65}Zn 、No.4,5 からは ^{144}Ce 及び ^{181}Hf が特徴的に検出された。No.3 からは γ 線放出核種は検出されなかった。以上のことから、生成核種の大部分はベース素材(ガラスやプラスチック)に由来するものであることを確認した。また、素材からは ^{32}P などの β 線放出核種も生成していることが予測できるので、 ^{32}P の 5 半減期(84 日)経過した後に IP 測定を行った。結果は、1 時間露光による PSL 値が高く、市販の TLC プレートを利用した IP による目的元素の検出は難しいことを確認した。

(2) 低バックグラウンド薄層クロマトシート素材の検討

TLC プレートの製作においては、主にベース素材にはソーダ石灰ガラス、展開材にはシリカゲルやセルロースを使用し、それら相互の固着材としては澱粉などを使用している。ベース素材は、前項でも確認したように中長半減期の γ 線放出核種の生成を避けることが重要な課題である。

まず、合成石英板についてプレートベース素材としての適性を検討した。JRR-4 原子炉の水力照射設備で、5 分間照射した試料について γ 線測定を行った結果、短半減期核種の ^{24}Na (14.96 h)、 ^{31}Si (2.622 h)、 ^{38}Cl (37.24m) 及び ^{56}Mn (2.579 h) などが検出し、中長半減期核種は検出しなかった。この合成石英板を IP により減衰測定した結果、 ^{32}P (14.26 d) の減衰とほぼ一致した。合成石英板がプレートベース素材として十分使用できることを確認した。

次に、展開材として市販されているセルロースについて検討した。合成石英アンプルに、展開材としてセルロース約 20mg を封入し、JRR-3 原子炉の気送管照射孔 (PN-1) で 5 分照射し、

γ 線測定した結果 ^{24}Na の約 20KBq 以外は検出されなかった。照射後 52 時間後と、194 時間後に IP 測定した結果を第 7.5.3 図に示す。その結果、194 時間後には同時に照射した合成石英板とほぼ同等のレベルまで減衰しており、市販のセルロースが展開材として十分使用できることを確認した。

さらに、固着材について検討した。固着材となる 4 種類の澱粉（片栗粉 A、片栗粉 B、吉野葛粉、白玉粉）を、展開材に混ぜて（重量比：5%）TLC プレートを作成し、JRR-4 原子炉の水力照射設備で照射した結果を第 7.5.4 図に示す。その結果、合成石英板及び展開材と合わせた PSL 値（PSL：Photo-Stimulated Luminescence の略、ここでの PSL 値とは BAS システムにおける独自の放射線量の単位）が最も少なかったのは吉野葛粉で、次いで白玉粉が続き、片栗粉は吉野葛粉の約 2 倍（片栗粉 A）から 3 倍（片栗粉 B）の値であった。以上の結果から、固着材には吉野葛粉が適していることを確認した。固着材を使用した TLC プレートは、JRR-4 の水力照射設備の衝撃に対して十分な強度を示し、粉体化及び剥離などの現象は見られなかった。

(3) 発色法と TLC-IP 法の比較試験

前項で確認した合成石英板、セルロース及び吉野葛粉で作成した TLC プレートを用いて亜鉛の有機化合物（亜鉛量で No.1 から 5 まで 32、32、33、2.1、4.4 μg ）を展開し、JRR-4 原子炉の水力照射設備で 10 分間（No.1-3）及び 20 分間照射（No.4-5）し、生成した Zn-65（照射直後で $53 \pm 45\text{Bq}$ 、 $53 \pm 45\text{Bq}$ 、 $55 \pm 52\text{Bq}$ 、 $13.8 \pm 2.2\text{Bq}$ 及び $29.2 \pm 2.7\text{Bq}$ ）を IP で測定した結果（写真中の放射能は測定時換算）と発色法における結果を第 7.5.5 図及び第 7.5.6 図に示す。発色法では検出不能な 2.1 μg の TLC が TLC-IP 法では十分検出可能であることを確認した。

(4) 今後の課題

これらの実験では、展開材の厚さを主に 0.5mm で作成したものを使用した。その後機器（スプレッダー）等の整備により 0.25mm の厚さで均一化された TLCP の製作が可能となり、低バックグラウンド化、迅速なデータ収集ができるようになった。今後は、亜鉛以外の金属についての検証を行う予定である。

第 7.5 表 TLC の原子炉照射により生成する核種及び量

単位=Bq

核種	半減期	エネルギー keV	TLC-1 ガラス	TLC-2 ガラス	TLC-3 プラスチック	TLC-4 ガラス	TLC-5 ガラス
⁴⁶ Sc	83.79d	889.25	2480±23.1		2180±719.7	783±7.8	1780±13.4
⁴⁷ Ca	4.536d	1297.09					
⁵¹ Cr	27.7d	320.08	771±34.7	58.6±11.9	732±31.5	1140±28	1470±30.6
⁵⁹ Fe	44.50d	1291.56	434±17.3	3280±42.7	403±16.3	315±15.9	525±33.2
⁶⁰ Co	5.271y	1332.49	37.9±2.3		42.4±3.0	43.3±1.3	61.9±1.7
⁶⁵ Zn	224.3d	1115.52	4460±71.9		158±10.1	101±8.2	
⁸⁵ Sr	64.84d	513.99				59.9±1.7	8.7±1.4
⁹⁵ Nb	34.98d	765.79	31.8±4.4		16.0±3.2	48.2±1.9	77.9±3.3
⁹⁵ Zr	64.03d	756.72	59.6±6.5		75.2±6.0	86.8±3.7	115±4.2
¹⁰³ Ru	39.26d	497.08	33.6±3.8	4.4±1.1	57.3±4.4	67.7±4.2	77.6±4.8
^{110m} Ag	249.8d	657.75					9.2±1.7
¹¹³ Sn	115.1d	391.69	19.1±2.8				18.4±1.3
¹²² Sb	2.724L	563.93		19700±6090	65.9±72.2	4250±1206	38700±2600
¹²⁴ Sb	60.20d	602.71		4290±11.1		15.1±1.0	750±3.1
¹³⁴ Cs	2.065y	604.7	26.2±3.1		22.3±2.6	10.0±0.8	
¹⁴⁰ La	1.678d	487.03			1050±44.8	32.9±7.8	
¹⁴¹ Ce	32.50d	145.44	415±8.2		395±7.6	284±5.2	583±7.8
¹⁴⁴ Ce	84.9d	133.54	1470±105	1140±28	1810±125	1920±146	3010±221
¹⁵² Eu	13.54y	334.27	321±23.6		316±27.7	270±85.2	361±127
¹⁸¹ Hf	42.39d	482.18	547±26.4	16.7±1.5	540±14.5	725±3.5	1140±52.3

照射日時:2002.9.19(JRR-3 PN-1照射孔 15分照射)

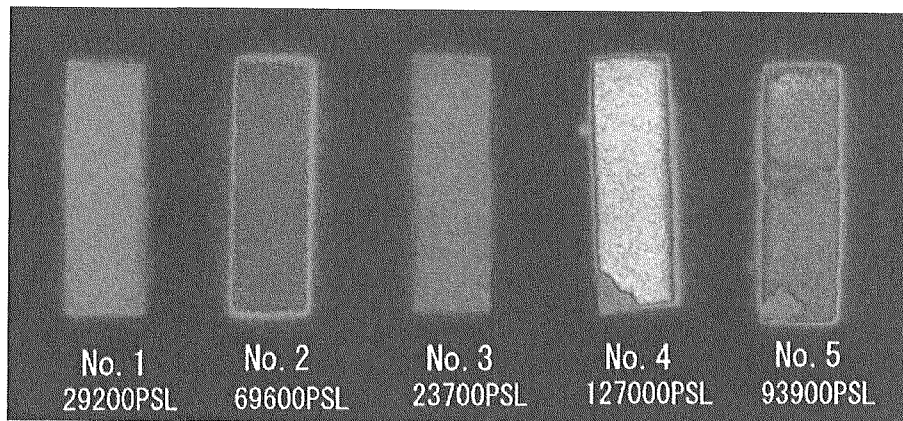
測定日時:2002.10.16-10.17

測定時間:TLC-1、-3 3000sec、TLC-2、4、5 10000sec

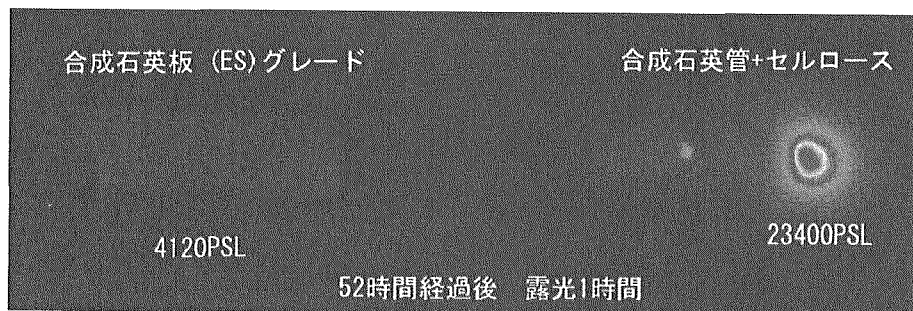
数値は照射日換算



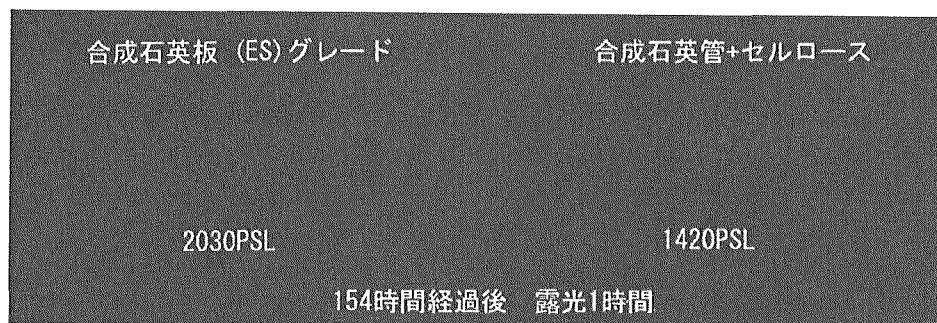
第 7.5.1 図 ^{65}Zn 標準試料 (13Bq) IP 画像



第 7.5.2 図 市販 TLC プレーットの照射後の IP 画像

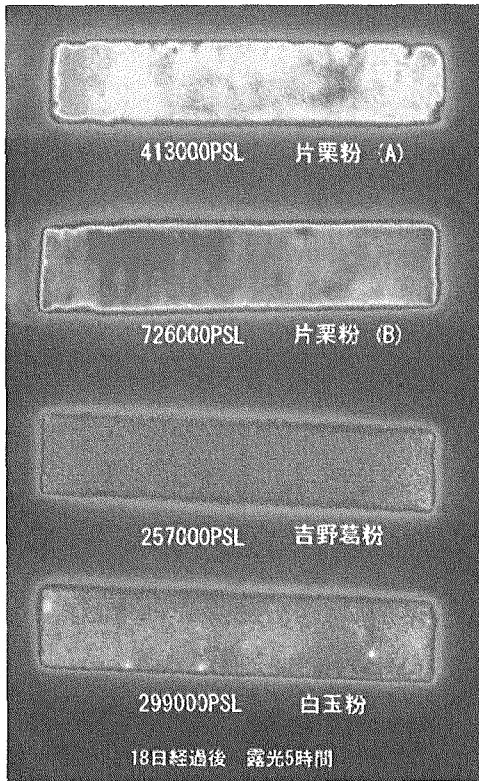


第 7.5.3 図 展開材 (セルロース) の照射後の IP 画像 (1)

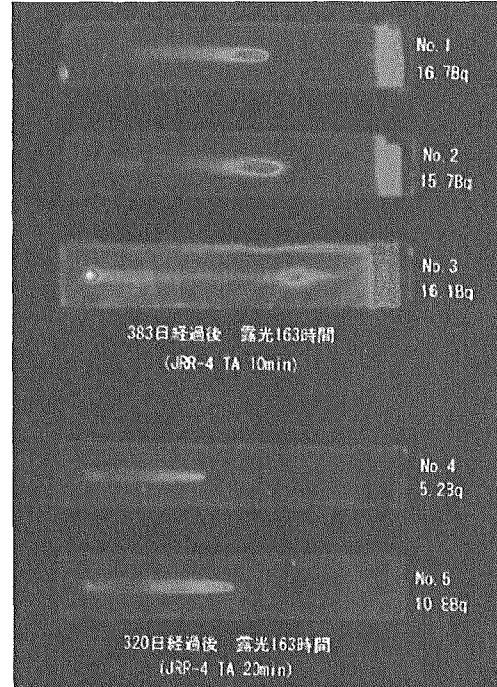


第 7.5.4 図 展開材 (セルロース) の照射後の IP 画像 (2)

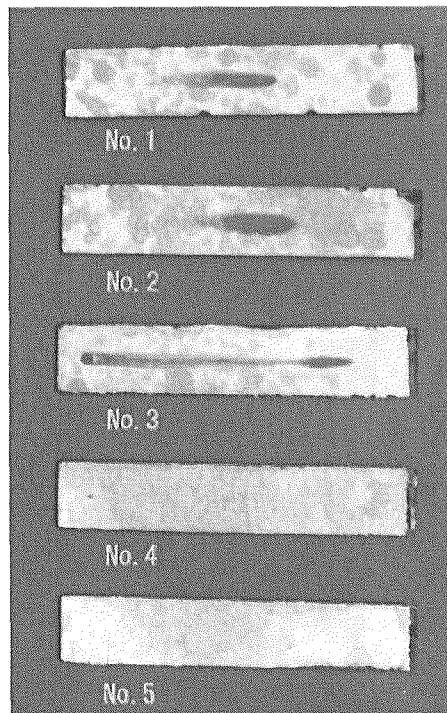
This is a blank page.



第 7.5.5 図 固着材の種類の違いによる照射後の IP 画像



第 7.5.6 図 TLC プレート展開後の照射による有機亜鉛の IP 画像



第 7.5.7 図 発色法による有機亜鉛の展開画像

This is a blank page.

8. 研究炉部の安全管理

Safety Administration for Research Reactors

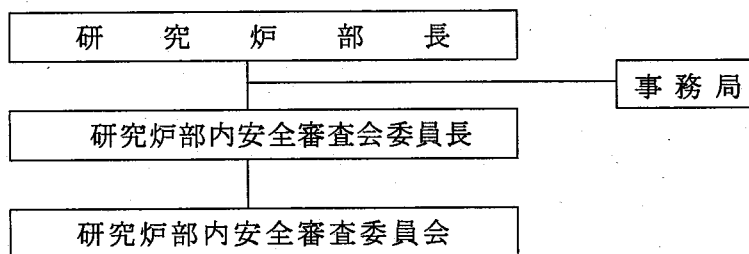
This is a blank page.

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。

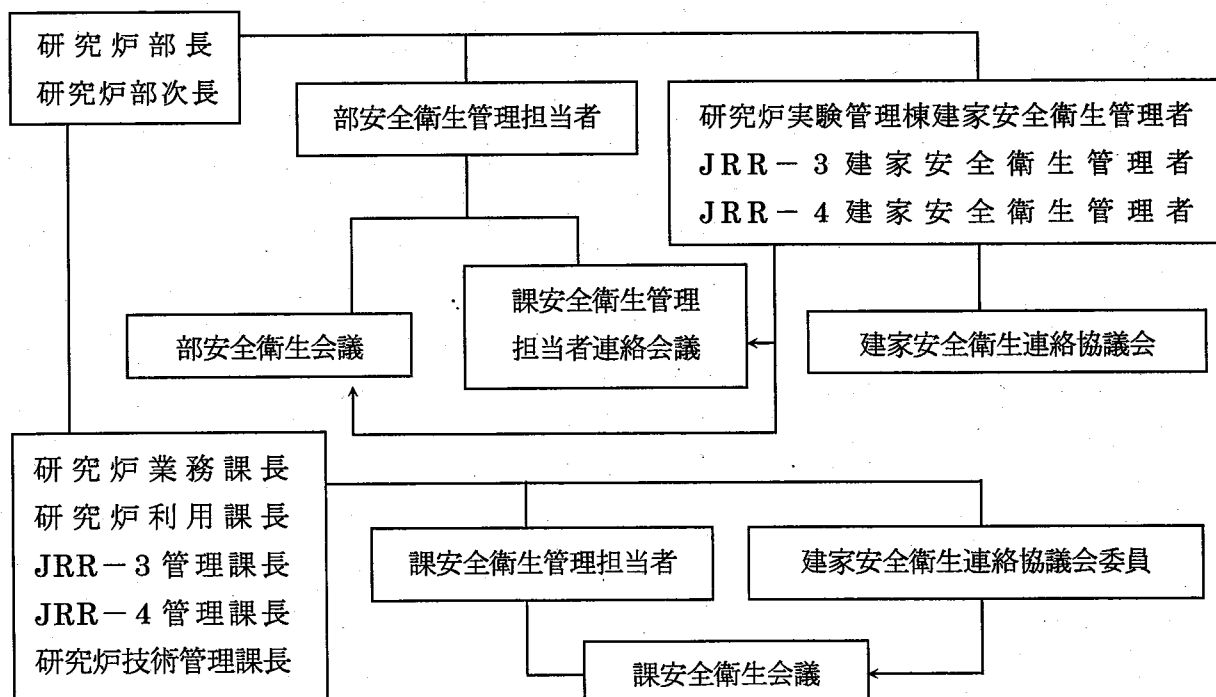
(1) 研究炉部内安全審査会

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事、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関する事、原子炉施設及び使用施設の運転に係る安全に関する事、品質保証計画に関する事、照射キャプセルに関する事、その他研究炉部長が指示した事項に関する事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 16 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 16 年 4 月 1 日 (第 1 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設品質保証計画について 2. JRR-4 原子炉施設品質保証計画について 3. JRR-3 使用施設等品質保証計画について 4. JRR-4 使用施設等品質保証計画について 5. 使用済燃料貯蔵施設（北地区）核物質防護要領の一部改正について
平成 16 年 4 月 12 日 (第 2 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 照射室入室の管理方法について
平成 16 年 4 月 19 日 (第 3 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 核燃料物質使用施設等保安規定の改正について 2. JRR-4 核燃料物質使用施設等保安規定の改正について 3. RI 製造棟における核燃料物質の使用の変更について
平成 16 年 5 月 21 日 (第 4 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 冷中性子源装置クライオスタットの一部分（交換用部品）の製作及び交換について 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 4. 実験用小動物の照射実験要領の改正について 5. JRR-3 特定施設運転手引の一部改正について 6. 参考説明 <ol style="list-style-type: none"> ① JRR-3 原子炉施設品質保証計画の変更について ② JRR-4 原子炉施設品質保証計画の変更について ③ JRR-3 使用施設等品質保証計画の変更について ④ JRR-4 使用施設等品質保証計画の変更について
平成 16 年 6 月 25 日 (第 5 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 定期安全レビュー（安全機能の重要度分類）について 2. CNS 本体設備クライオスタットの耐震強度計算書について 3. JRR-3 における許可使用に係る変更について 4. ビームシャッター装置（T1-4）の設置について

平成 16 年 8 月 27 日 (第 6 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 中性子崩壊基礎測定装置の設置について 2. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 3. JRR-4 核燃料物質使用施設等運転手引の一部改正について 4. JRR-3 核燃料物質使用施設等運転手引の一部改正について 5. JRR-3 定期安全レビュー（施設定期評価実施計画）について 6. JRR-4 定期安全レビュー（施設定期評価実施計画）について
平成 16 年 11 月 30 日 (第 7 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 2. 放射性同位元素等使用許可書（RI 製造棟）の一部改正について 3. JRR-3 原子炉施設保安規定の一部改正について 4. JRR-4 原子炉施設保安規定の一部改正について 5. JRR-3 定期安全レビュー（施設定期評価実施報告、改善計画、保全計画）について（途中経過説明） 6. JRR-4 定期安全レビュー（施設定期評価実施報告、改善計画、保全計画）について（途中経過説明）
平成 16 年 12 月 16 日 (第 8 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 定期安全レビュー（施設定期評価実施報告、改善計画、保全計画）について 2. JRR-4 定期安全レビュー（施設定期評価実施報告、改善計画、保全計画）について
平成 17 年 1 月 21 日 (第 9 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 放射性同位元素等使用許可書（JRR-3）の一部改正について 2. JRR-3 核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正について 3. JRR-4 核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正について 4. JRR-3 原子炉施設及び特定施設運転手引の一部改正について 5. JRR-4 原子炉施設運転手引の一部改正について 6. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について
平成 17 年 3 月 4 日 (第 10 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 2. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 3. JRR-3 使用施設等品質保証計画の一部改正について 4. JRR-3 核燃料物質使用施設等使用手引の一部改正について 5. JRR-4 核燃料物質使用施設等使用手引の一部改正について 6. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について
平成 17 年 3 月 25 日 (第 11 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設品質保証計画の一部改正について 2. JRR-3 使用施設等品質保証計画の一部改正について 3. JRR-4 原子炉施設品質保証計画の一部改正について 4. JRR-4 使用施設等品質保証計画の一部改正について

(2) 安全衛生パトロール

平成 16 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。

1) 部長による安全衛生パトロール

四半期ごとに実施した。

2) 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。

3) 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール

研究炉実験管理棟、JRR-3、JRR-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。

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 16 年 10 月 25 日	消火訓練	部内外の職員及び委託業者等を対象に、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	226 名
平成 17 年 1 月 6 日 平成 17 年 1 月 7 日 平成 17 年 1 月 19 日 平成 17 年 1 月 21 日 平成 17 年 2 月 3 日 平成 17 年 2 月 7 日 平成 17 年 2 月 15 日 平成 17 年 2 月 21 日 平成 17 年 2 月 22 日 平成 17 年 3 月 1 日 平成 17 年 3 月 2 日 平成 17 年 3 月 10 日	核物質防護に関する教育訓練	JRR-3、JRR-4 及び使用済燃料貯蔵施設(北地区)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	132 名
平成 17 年 3 月 23 日	研究炉部総合訓練	JRR-3原子炉建家1階NRG付近で火災が発生したことを想定し、火災鎮圧、関係箇所への情報通達などの対応を行った。	53 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 16 年 4 月 20 日 平成 16 年 8 月 26 日 平成 16 年 10 月 4 日 平成 16 年 10 月 6 日 平成 16 年 10 月 27 日 平成 17 年 1 月 12 日	配属時保安教育訓練	新入職員を対象に保安規定等を使用して、教育訓練を実施した。 テキスト：原子炉施設保安規定他	8 名
平成 16 年 5 月 21 日 平成 16 年 5 月 24 日 平成 16 年 10 月 6 日 平成 17 年 1 月 12 日	放射線業務従事者前 保安教育訓練	研究炉業務課員の放射線業務従事者に対する教育訓練を実施した。 テキスト：放射線従業前保安教育訓練資料	4 名
平成 16 年 5 月 11 日 平成 16 年 10 月 20 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。	82 名
平成 16 年 6 月 18 日	再保安教育訓練	関係法令及び保安規定、施設概要、放射線管理、非常時の処置について教育訓練を実施した。 テキスト：平成 16 年度保安教育訓練	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。			

(3) 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随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 16 年 4 月 13 日 平成 16 年 5 月 10 日	配属時保安教育訓練	異動職員を対象に保安規定等を使って教育訓練を実施した。 テキスト：原子炉施設保安規定他	4 名
平成 16 年 4 月 22 日 平成 16 年 4 月 23 日 平成 16 年 5 月 13 日 平成 16 年 11 月 8 日 平成 16 年 11 月 25 日 平成 16 年 11 月 29 日 平成 16 年 12 月 1 日 平成 17 年 1 月 7 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	41 名
平成 16 年 6 月 18 日 平成 16 年 6 月 21 日	県主導通報訓練の対応について	県主導通報訓練の対応について確認した。 テキスト：県主導通報訓練シナリオ	13 名
平成 16 年 4 月 15 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。	32 名
平成 16 年 7 月 5 日 平成 16 年 7 月 26 日 平成 16 年 8 月 18 日 平成 16 年 10 月 18 日 平成 16 年 11 月 1 日 平成 16 年 12 月 1 日 平成 16 年 12 月 2 日 平成 16 年 12 月 6 日 平成 16 年 12 月 13 日 平成 17 年 1 月 11 日 平成 17 年 1 月 17 日 平成 17 年 1 月 21 日 平成 17 年 1 月 31 日 平成 17 年 3 月 14 日 平成 17 年 3 月 15 日	放射線業務従事者に対する保安教育訓練	研究炉技術管理課員及び使用済燃料貯蔵施設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：放射線業務従事者テキスト他	76 名

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 16 年 7 月 21 日	品質保証に係る教育訓練	省令の改正による品質保証関係規程類の改正点の確認等を行った。 テキスト：品質保証計画について 原子炉施設品質保証管理規程新旧対照表	13 名
平成 16 年 8 月 25 日 平成 16 年 8 月 26 日	事故故障発生時の運用基準について	事故異常時の通報連絡に関する運用基準について内容確認を行った。	13 名
平成 16 年 9 月 13 日 平成 16 年 9 月 14 日 平成 16 年 9 月 16 日 平成 16 年 9 月 17 日	平成 16 年度対米輸送に関する保安教育訓練	関係法令及び保安規定に関すること、車両への積付作業の概要などを学習した。 テキスト：使用済燃料輸送作業教育訓練資料他	82 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。			

(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随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 16 年 4 月 13 日 平成 16 年 4 月 22 日 平成 16 年 4 月 27 日 平成 16 年 4 月 28 日 平成 16 年 5 月 10 日 平成 16 年 5 月 14 日 平成 16 年 6 月 1 日 平成 16 年 8 月 6 日 平成 16 年 8 月 27 日 平成 16 年 10 月 1 日 平成 16 年 10 月 12 日 平成 16 年 10 月 28 日 平成 16 年 11 月 10 日 平成 16 年 11 月 29 日 平成 16 年 11 月 30 日 平成 16 年 12 月 1 日 平成 16 年 12 月 22 日 平成 17 年 3 月 24 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	79 名
平成 16 年 4 月 16 日 ～平成 16 年 4 月 26 日 平成 16 年 10 月 4 日 ～平成 16 年 10 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-3 施設全般について保安教育訓練を実施した。 テキスト：平成 16 年度新人・異動職員等研修資料他	5 名
平成 16 年 4 月 26 日 平成 16 年 10 月 25 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。	115 名

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 16 年 4 月 26 日	放射線業務従事者に対する教育訓練	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：放射線業務従事者テキスト他	392 名
平成 16 年 6 月 7 日			
平成 16 年 6 月 8 日			
平成 16 年 6 月 9 日			
平成 16 年 6 月 11 日			
平成 16 年 10 月 25 日			
平成 16 年 10 月 28 日			
平成 16 年 10 月 29 日			
平成 16 年 11 月 2 日			
平成 16 年 11 月 29 日			
平成 16 年 11 月 30 日			
平成 16 年 12 月 1 日			
平成 16 年 12 月 2 日			
平成 16 年 12 月 7 日			
平成 16 年 12 月 8 日			
平成 16 年 12 月 13 日			
平成 16 年 12 月 15 日			
平成 16 年 12 月 20 日			
平成 16 年 12 月 27 日			
平成 17 年 1 月 4 日			
平成 17 年 1 月 5 日			
平成 17 年 1 月 11 日			
平成 17 年 1 月 12 日			
平成 17 年 1 月 17 日			
平成 17 年 1 月 18 日			
平成 17 年 1 月 19 日			
平成 17 年 1 月 24 日			
平成 17 年 1 月 25 日			
平成 17 年 1 月 26 日			
平成 17 年 1 月 27 日			
平成 17 年 2 月 1 日			
平成 17 年 2 月 18 日			
平成 17 年 2 月 25 日			
平成 17 年 3 月 1 日			

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 17 年 3 月 10 日 平成 17 年 3 月 22 日 平成 17 年 3 月 28 日	放射線業務従事者に対する教育訓練	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：放射線業務従事者テキスト他	392 名
平成 16 年 4 月 26 日 平成 16 年 4 月 27 日	品質保証計画の勉強会	原子炉施設及び核燃料物質使用施設等の保安活動に係る品質保証計画について学習した。 テキスト：原子炉施設品質保証計画他	44 名
平成 16 年 7 月 12 日 平成 16 年 7 月 13 日	事故・故障等発生時の通報連絡	事故・故障時の通報連絡方法について学習した。 テキスト：事故・故障時の通報連絡の徹底について	44 名
平成 16 年 8 月 16 日 平成 16 年 8 月 17 日 平成 16 年 8 月 19 日 平成 16 年 8 月 20 日	非常時の場合に取りべき処置	保安教育ビデオ（緊急・救命処置の一般心得）にて緊急時の対処方法について学習した。 テキスト：保安教育ビデオ（緊急・救命処置の一般心得）	44 名
平成 17 年 1 月 25 日	JRR-3 避難訓練	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。	124 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随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 16 年 4 月 22 日 平成 16 年 4 月 27 日 平成 16 年 5 月 25 日 平成 16 年 10 月 8 日 平成 16 年 11 月 8 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：核物質防護対策の現状と最近の動向について他	23 名
平成 16 年 4 月 7 日 ～平成 16 年 4 月 23 日 平成 16 年 10 月 6 日 ～平成 16 年 11 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 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 16 年 4 月 23 日 平成 16 年 10 月 27 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。	64 名
平成 16 年 6 月 21 日 平成 16 年 6 月 25 日	茨城県主導通報訓練	茨城県主導通報訓練の実施要領について学習した。 テキスト：茨城県主導通報訓練シナリオ	17 名
平成 16 年 6 月 28 日	空気呼吸器着脱訓練	空気呼吸器を用意し、着脱訓練を実施した。	19 名
平成 16 年 7 月 5 日 平成 16 年 7 月 7 日 平成 16 年 8 月 16 日 平成 16 年 8 月 18 日	定期自主検査打ち合わせ	定期自主検査の打ち合わせを行った。	36 名
平成 16 年 7 月 7 日 平成 16 年 7 月 26 日	事故故障発生時の報告等について	事故・故障時の通報連絡方法について学習した。 テキスト：事故・故障時の通報連絡の徹底について	19 名

実施年月日	訓練件名	訓練内容	参加人数
平成 16 年 7 月 16 日 平成 17 年 1 月 6 日	品質保証について	原子炉施設品質保証計画及び使用施設等品質保証計画について教育訓練を実施した。 テキスト：JRR-4 原子炉施設品質保証計画、JRR-4 使用施設等品質保証計画	18 名
平成 16 年 8 月 16 日 平成 16 年 8 月 18 日	使用施設保安規定の勉強会等	使用施設保安規定改正の勉強会及び使用手引改正（案）の検討を行った。	17 名
平成 16 年 11 月 15 日 平成 16 年 11 月 16 日	定期自主検査報告会	定期自主検査の結果を報告し、討論を行った。	19 名
平成 17 年 1 月 24 日 平成 17 年 1 月 27 日	非常の場合に採るべき処置に関する事	非常の場合に採るべき処置について教育訓練を実施した。	16 名
平成 17 年 2 月 28 日 平成 17 年 3 月 3 日	核燃料物質の管理等	核燃料物質の取扱い、運搬、管理等について教育訓練を実施した。	16 名
平成 17 年 3 月 14 日 平成 17 年 3 月 17 日	放射線障害の防止に関する事	放射線障害の防止に関するビデオ鑑賞及び予防規定学習を行った。	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随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16年4月12日 ～平成16年4月23日 平成16年10月5日 ～平成16年10月8日 平成17年2月1日 ～平成17年2月3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、JRR-3、JRR-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：利用施設運転手引他	3名
平成16年4月15日 (RI製造棟) 平成16年4月26日 (JRR-1通報訓練)	通報訓練	課員及びJRR-1建家及びRI製造棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	83名
平成16年6月30日 平成16年6月29日 平成16年9月30日 平成16年10月1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、JRR-3原子炉施設品質保証計画他	78名
平成16年5月27日	文科省原子力安全課長の通知内容の周知	平成16年度4月30日付けで改正された事故・故障等の報告基準の運用について内容を確認した。 テキスト：原子力安全課長通知に係る新旧対照表	37名
平成16年10月29日 平成16年11月1日 平成16年12月1日 平成16年12月2日 平成17年1月31日 平成17年3月1日 平成17年3月2日 平成17年3月29日	原子炉施設又は核燃料物質使用施設等に 従事する者の保安教育	放射線防護及び放射線管理並びに放射線の人体に与える影響及び原子炉施設又は使用施設等の構造、性能及び運転操作について教育訓練を実施した。 テキスト：放射線防護・放射線管理他	189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。			

9. 国 際 協 力

International Cooperation

This is a blank page.

9.1 二国間協力

9.1.1 日本原子力研究所とインドネシア原子力庁 (JAERI-BATAN) の研究協力

平成16年3月17日付けで、本協力協定(正式名:「研究炉の利用と安全性、ラジオアイソトープの製造と利用、放射線防護及び放射性廃棄物管理の分野におけるインドネシア原子力庁と日本原子力研究所との間の取決め」)が期間満了となる。このためBATANと協議を重ねた結果、付属書I-A(中性子散乱)、付属書III-A(原子炉物理及び技術)及び付属書IV(ラジオアイソトープの製造と利用)に関しては、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技術の定着化を図るとともに、取り決めの期間を3年延長することとした。付属書V(原子力人材養成)に関しては、コースフォローアップを通して安全技術の底上げに貢献するため、取り決めの期間を3年間延長した。このため、平成16年度は、付属書III-A(原子炉物理及び技術)についても、研究員の受入・派遣は無く情報交換のみなされた。

9.1.2 日本原子力研究所とタイ原子力庁 (JAERI-OAP) の研究協力

(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(OAP)との間の研究協力協定(現在の正式名:「研究炉の分野における研究協力に関するタイ原子力庁と日本原子力研究所との間の実施取決め」)が締結された。平成16年度は、この協定に基づいて研究協力を行う実質的10年度目にあたる。

タイ研究炉1号(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。改訂作業では、作業の進捗状況、技術的問題点、問題事項の解決手段などを検討しまとめている。新研究炉計画では、昨年(平成15年)9月にタイ原子力委員会から合格の審査結果を得たが、国の正式な財政的最終的了解は得られておらず、したがって着工時期についても依然として不透明である。

平成16年度は、「中性子スペクトロメータの性能改良のためのシミュレーション」、「ビーム実験設備の遮蔽と機構に関する設計及び製作手順」、「研究炉のデコミッションングと品質保証」というテーマで3名受け入れ、放射化分析、原子炉解体、中性子散乱の専門家3名を派遣し技術指導を行った。

また、第11回目の運営委員会が2004年10月11日、12日にタイのバンコクで開催され、平成16年度の活動について、平成17年度の実施計画について等が話し合われた。

(1) 中性子スペクトロメータの性能改良のためのシミュレーション (受入)

原研-タイ原子力庁(OAP)との研究協力取り決めにに基づき、平成17年3月27日から1ヶ月間、「中性子スペクトロメータの性能改良のためのシミュレーション」というテーマでOAPから研修生1名を受け入れた。

本研修では、中性子分光器モンテカルロシミュレーションソフトMcStasを用いて、タイのTRR-1/M1に設置されている中分解能粉末回折装置(MRPD)の性能評価を行うためのシミュレーションコードの使用法、解析モデル及び入力データ作成の考え方について指導した。その結果、標準試料であるバナジウムを使用したシミュレーションコード作成を完成することができ、本コードの基本的な使用方法について習得することができた。

(2) ビーム実験設備の遮蔽と機構に関する設計及び製作手順 (受入)

原研-タイ原子力庁 (OAP) との研究協力取り決めに基づき、平成17年3月27日から1ヶ月間、「ビーム実験設備の遮蔽と機構に関する設計及び製作手順」というテーマでOAPから研修生1名を受け入れた。

遮蔽、特に、中性子ビーム実験装置ビームシャッターの駆動機構について、原研装置で採用されている機構について現場にて説明し、さらに関連図書 (完成図面) をもとに機器設計についての説明を行った。

関連して、遮蔽については、中性子吸収材、鉄材 (SM400) の中性子吸収係数の測定実験を行った。実験は、JRR-3のT2-1ポートに据え付けられている中性子残留応力解析装置 (RESA) で行った。実験により、遮蔽体厚さ (鋼材) に対する中性子強度の減衰曲線が得られ、これにより中性子吸収係数が得られた。本測定技術の習得はタイにおいても活用できる。

(3) 研究炉のデコミッションと品質保証 (受入・派遣)

研究炉からの依頼により、原子炉解体技術課では、2005年2月20日～3月5日にタイ王国原子力庁 (OAP) に当該課の職員を1名派遣し、2005年3月29日～4月15日にはOAP職員を1名受け入れて、OAPが持つ研究用原子炉 TRR-1/M1 (最大熱出力 2MW、20%及び8.5%濃縮ウラン TRIGA-MarkIII プール型) の廃止措置に関する技術協力を行った。

OAPでは新原子炉の建設計画の進展に伴い、TRR-1/M1の廃止措置計画の具体化が必要となっているが、廃止措置に関する経験を有していないため、廃止措置全般の知見が必要な状況である。そのため、解体計画作成、実際の解体工事の進め方、法規制、放射性廃棄物の処理、残存放射線量評価、被ばく評価及びコスト等、廃止措置に必要な要件について、主にJRR-2における経験に基づいた説明を行った。また、TRR-1/M1の現状を調査し、含有する放射線量が低いことが想定されることから、安全確保を前提とした合理的な手法の積極的採用を推奨すると共に、評価体制が整っていない放射線量評価を早急に行う必要性等、廃止措置の全分野にわたる具体的な意見交換を行った。OAPでは新原子炉の反射体に重水を使用することを考えているため、JRR-2におけるトリチウムの取扱い技術に関する知見も詳細に紹介した。なお、OAP職員を受け入れた際には、東海研究所において現在廃止措置を進めている施設及び放射性廃棄物処理に係る施設の見学も行い、廃止措置に関する理解の向上に努めた。

また、受入時にはJRR-3における品質保証プログラムについても研修を行った。

(4) ko法に基づく中性子放射化分析手法の技術指導 (派遣)

JAERI-OAPとの研究協力の一環として、OAPからの新たな要請に基づき平成16年12月12日から約2週間、ko法に基づく中性子放射化分析手法についての技術指導を行った。OAPは平成17年1月に開催されたFNCA研究炉利用ワークショップの開催国で、IAEA版koソフトウェアのインストラクションを行うための事前準備としてko法の技術習得を必要とする背景があった。

このため、今回の派遣においてはOAPにおいて中性子放射化分析の解析手法の一つであるko法を習得させる目的で、1)ko法に関するソフトウェアのインストール、2)ko法のためのゲルマニウム検出器の校正及び原子炉パラメータの測定、3)ko法に係るソフトウェアの使用法、4)海洋標準試料の元素濃度分析についての技術指導を行った。海洋標準試料の元素濃度の分析は、研究炉TRR-1/M1を用いて原子

炉パラメータ用モニター及び試料の照射を行い、今回校正したゲルマニウム検出器による計測とガンマ線スペクトルの解析後に、 k_0 ソフトウェアを用いて実施した。その結果、予め含有元素毎の濃度が分かっている海洋標準試料の認証値に対して約 10%以内の正確さで分析できることを確認した。今回の短期間の派遣では、 k_0 法の原理と使用方法に関する必要最低限の技術指導しかできなかったが、OAP が独自に k_0 法を使用できるレベルまで向上させることができた。

(5) 中分解能粉末中性子回折装置に関する技術指導 (派遣)

JAERI-OAP との研究協力取決めに基づき、平成 17 年 3 月 6 日から 2 週間、OAP 中分解能粉末中性子回折装置のマルチ検出器化に関する技術指導をおこなった。

具体的には、タイ原子力庁の研究用原子炉 TRR-1/M1 に既設の中分解能粉末中性子回折装置のマルチ検出器化に関し、1) マルチ検出器対応の中性子計測系及び位置決め機構モーター駆動系制御システムとコントロールソフトウェアの構築をメインに、その他、2) 検出器調整法及び装置光学系のセットアップとアライメント、3) 標準試料測定による調整等、回折装置が使用可能な状態になるまでに必要な一連の調整技術について、約 2 週間の技術指導を行った。

マルチ検出器対応の計測制御系の構築については、OAP 側が計画していた新システムが、通信方式や設計思想が異なる計測制御モジュールが混在する構成であったため、当初、これらと制御計算機(及びソフトウェア)との通信エラー発生の可能性を懸念していたが、訪タイ前の電子メールでの指導の甲斐もあり、そのような不具合はなく正常に動作することが確認でき、当該回折装置にインストールすることができた。

短期出張期間内で、マルチ検出器対応の計測制御システムを正常に動作するところまで構築整備できた。今回の技術指導から、OAP の技術水準は向上しており、現在 OAP が進めている新型研究炉建設での高分解能粉末中性子回折装置の開発計画において、独力で計測制御系を開発整備できるレベルにあると思われる。

(6) 国際技術協力員 (派遣)

平成 16 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)研究炉 TRR-1/M1 の運転・保守管理について適切な助言、指導等を行ったこと、(2) 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、(3) 新研究炉の着工は依然として不透明であるが、着工に向けての技術的な対応等の準備を進めたこと、(4)原研-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。

9.2 国際会議、シンポジウム

9.2.1 「アジア原子力協力フォーラム (FNCA)」

原子力委員会の下で行われているアジア原子力協力フォーラム (FNCA) における「研究炉利用」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に実施している。第 5 回目となる研究炉利用ワークショップが、平成 17 年 1 月 13 日から 21 日にかけて、タイのバンコクで開催された。本ワークショップには、8ヶ国から 60 名の研究者や技術者が参加し、中性子放射化分析、Tc ジェネレータ製造技術及び研究炉基盤技術

のプロジェクトに関して、研究成果の発表や情報交換が行われた。

研究炉部はこれらのうち、研究炉基盤技術プロジェクト会議に参加し、新たに立ち上げる当該プロジェクトの進め方について中心的な役割を果たした。その結果、研究炉の効果的利用を図るため、参加各国が同一のレベルで核計算を実施し、研究炉の安全かつ安定的な運転を実現することを目的にプロジェクトを実施することが合意され、また、本プロジェクトで用いる共通の核計算コードも原研で開発したものを採用することも合意された。

9.2.2 研究炉・試験炉燃料の濃縮度低減化国際会議

2004年11月7日から11日にかけてオーストリア国ウィーンで研究炉・試験炉燃料の濃縮度低減化国際会議2004 (RERTR-2004: Reduced Enrichment for Research and Test Reactor) が開催された。会議には35カ国及びIAEAから168名が参加し、①各国における燃料低濃縮化の進捗状況、②U-Mo燃料の開発、③燃料試験(照射後試験)、④燃料の製造、⑤燃料の設計、⑥炉心変更に関する安全評価、⑦新型炉及び改造炉の運転実績、⑧使用済燃料管理、⑨²³⁵Mo製造の9つのセッションとポスターセッションから構成され、米国、フランス等から計64件の発表、15件のポスター発表が行われた。

(1) U-Mo燃料照射試験に係る最近の状況

フランスで実施されていたU-Mo/Al分散型燃料(ウラン密度8g-U/cm³)の照射試験中に、複数の燃料試料で異常なスエリングが発生したことから試験は2003年11月に中断された。その後、燃料の耐スエリング性改善のための調査研究が行われ、改良型U-Mo/Al分散型燃料の照射試験が2005年から米国及びフランスにおいて再開されることとなった。今後の計画では、米国の照射試験RERTRがATRで、フランスの照射試験IRISがOSIRIS炉で実施され、2010年には性能評価が終了する見込みである。

(2) 米国の試験計画等

米国では、2005年2月初めから照射試験RERTR-6を、また2005年5月初めから照射試験RERTR-7をそれぞれ開始する。RERTR-6では、ウラン密度6g-U/cm³の燃料粉末を用いた分散型の燃料試料(ミニプレート)が照射される。燃料試料は燃焼度が50%に達する2005年6月に取り出され、同年秋ごろから照射後試験(PIE)が開始される。マトリックス材には、異常なスエリングの要因と考えられているU-Mo/Al反応層の改善を試みるために純アルミニウムにシリコンを添加したものが用いられる。

RERTR-7では、RERTR-6と同じウラン密度の燃料粉末が用いられ、目標燃焼度は80%である。マトリックス材にはSiを添加したものと及びMgを添加したものが用いられる。RERTR-7の燃料試料にはアルゼンチン原子力委員会(CNEA)の分散型燃料(ウラン密度6g-U/cm³)2枚が含まれている。現在の計画では、分散型燃料の性能評価は2010年に終了する。

この他にRERTR-4において良好な照射挙動を示した単体合金燃料(モノリス型燃料、ウラン密度15.3g-U/cm³)の更なる確証を得るために、ウラン密度を16.0g-U/cm³に増加して照射される。米国ではU-Mo/Al分散型燃料より高密度化を目標にしてモノリス型燃料が開発されており、アルミニウム被覆材と燃料芯材との接合法として摩擦攪拌溶接法、液相拡散接合法、熱間等方圧加圧接合法が研究されている。その結果、摩擦攪拌溶接法が接着性において優れているという結果が得られている。モノリス型燃料の性能評価は2010年の終わりまでに終了する。

(3) フランスの試験計画

フランスでは、2014年に初臨界を予定している JHR (Jules Horowitz Reactor) 用の燃料として、ウラン密度 8g-U/cm^3 、Mo 含有率 8% の分散型燃料の研究開発が進められている。マトリックス材に Si を添加する方法、燃料粒子を被覆する方法が検討され、これらの改良を行った燃料試料 (フルプレートサイズ) の照射試験 IRIS-3 が 2005 年から、IRIS-4 が 2005 年の終わりから開始する。さらに、2006 年には米国から供給されるモノリス型燃料試料の照射試験 IRIS-5 が計画されている。その後燃料の仕様決定を経て 2008 年から 2009 年にかけて、燃料要素の照射試験 (実施場所は未定) が計画されている。現在の計画では、2010 年に性能評価報告書が公表される。

(4) その他の国の状況

韓国では 2 回目の棒状 U-Mo 分散型燃料の照射試験 (KOMO-2) が行われ、PIE から燃料粒径が大きい ($80\mu\text{m}$) 燃料、可燃毒物 (Er_2O_3) 入りの燃料は、照射挙動が安定しているという結果が得られている。カナダではウラン密度 4.5g-U/cm^3 の U-Mo 分散型の小型燃料要素の照射試験が NRU で行われており、2004 年終わりには燃焼度が目標の 80% に到達する。燃焼度 20% で取り出された燃料試料の PIE ではスエリングは小さく、低い燃焼度では FP の寄与は無視できるという結果が得られている。またアルゼンチンでは U-Mo 燃料粒子を Mg、Si 等で被覆する技術開発が行われているほか、モノリス型燃料芯材をジルカロイで被覆することを検討している。

(5) その他

① シリサイド燃料の再処理計画について

フランス COGEMA 社では、シリサイド燃料の再処理を実施するとしている。しかし、シリサイド燃料については、解決すべき問題 (溶解残渣) が残っていることから、現在も再処理についての研究が継続されている。当初 2006 年から 2007 年にかけて計画されていた OSIRIS 炉の使用済シリサイド燃料の再処理 (商業ベースではない) を、2007 年から 2008 年に開始する予定である。

② 使用済燃料引き取り政策の現状

米国は、高濃縮燃料を優先する、現在の受入枠を拡大しない等の条件付きで、5 年から 10 年の引き取り政策延長を提案しているが、未だ明確な決定はされていない。(なお、ワシントン事務所によると、11 月 23 日に DOE 長官は、引取政策延長のメモに署名したと伝えられている。)

9.2.3 第 11 回国際中性子捕捉療法学会 (ISNT-11)

ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) に関する国際会議・第 11 回国際中性子捕捉療法学会 (Eleventh International Symposium on Neutron Capture Therapy) が米国ボストンで開催され、世界各国から 222 名の BNCT 研究者が参加し、日本からも 57 名の研究者が参加して、BNCT 研究に関する研究報告と情報交換が行われた。

研究炉部からは、①原研で開発している BNCT 線量評価システム・JCDS に関する発表 (口頭発表)、②JRR-4 のスペクトル可変機能を利用した照射技術に関する発表 (ポスター発表)、③JRR-4 で熱外中性子ビームによる BNCT を実施するための中性子ビームの強度補正方法に関する発表 (ポスター発表)、④浸潤している悪性脳腫瘍細胞の分布特性を計算するアルゴリズムに関する発表 (ポスター発表) の 4 件の発表を行った。

会議期間内に米国で唯一、BNCT 臨床研究を行っているマサチューセッツ工科大学 (MIT) の研究用

原子炉・MITR-IIとそのBNCT医療照射設備を視察した。MITR-IIに新しく整備されたBNCT用照射設備は、現在BNCT用としては世界一の中性子ビーム強度を誇っている。また、中性子ビームの中心軸をビーム孔の内側から発するレーザー光で示す手法と装置が整備されており、この方法は患者固定に有効であると考えられる。

ISNCTに参加している炉物理、工学研究者らによって、各BNCT施設のビーム性能の比較ワーキンググループが開催され、これまで実施した各グループの測定結果の報告と未だ測定を実施できていない施設の測定方法等についての検討が行われた。この活動によって収集した各施設のビーム性能のデータは、データベース化して互いに利用できるように整備する。

また、各施設のビーム性能を、その施設で使用している線量評価システムの計算データを使って比較することを目的としたワーキンググループが設置された。本グループの活動は、ビーム性能を比較するワーキンググループの活動に基づいて実測した各施設のビーム性能の測定値と、線量評価システムで計算した結果との比較を行うものである。研究炉部もこの活動に参加し、原研で開発したJCDSを使ってJRR-4のビーム性能を計算し、JRR-4の実験データとの比較を実施する。

9.3 国際原子力安全交流派遣事業への協力等

(財)原子力安全研究協会が文部科学省から受託した平成16年度「国際原子力安全交流派遣事業」のバングラデシュにおける専門家会合(テーマ：放射線管理とRI製造)に参加した。

訪問者 / 研究炉部 研究炉利用課 松岡弘充、反田孝美

訪問先 / バングラデシュ原子力委員会(BAEC)ダッカ原子力センター(AECD)、
シャパール(Savar)原子力研究所

ダッカ原子力センターでの会合では、日本、バングラデシュ両国の原子力活動報告に続き、バングラデシュにおける放射線安全、廃棄物管理の現状報告とRIのニーズと供給の現状報告があった。

Savar原子力研究所では、施設訪問に続き11月29、30日の2日間、RI製造における放射線被曝管理を含めた研究施設の放射線安全管理に関する情報交換が行われた。引き続き12月1、2日にはRI製造に関する情報交換が行われた。

バングラデシュにおけるRIの製造と供給は、国内14のメディカルセンターに対して、主に ^{131}I と $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ ジェネレーターを定常的に製造供給している。

我々は、日本原子力研究所で培ってきたRI製造に関して、製造時の放射線安全管理の立場から、中性子照射、RI輸送用容器等についての意見交換を行い我々の情報を提供した。また、RI製造については以下の講演(聴衆：約30名)を行った。

1. Production of ^{186}Re and ^{188}Re . (演者：松岡弘充)
2. Development of $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ Generators Based on PZC Materials and Neutron Irradiated Molybdenum. (演者：松岡弘充)
3. Production of Copper-64 by Szilard-Chalmers Method. (演者：反田孝美)

^{186}Re と ^{188}Re の製造については、いずれもターゲットに高価な安定濃縮同位体を用いること、 ^{188}Re については ^{186}W の二重中性子捕獲反応により製造した ^{188}W のベータ崩壊により生成する ^{188}Re をジェネレーターとして利用する点に関心が集まり、ジェネレーター調製方法などの情報を提供した。

バングラデシュでは、ウランの核分裂反応(n,f)反応で生成した ^{99}Mo を輸入して $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ ジェネレー

ターを定期的に製造しているが、 $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ 反応による比放射能の低い ^{99}Mo の利用が期待できる吸着剤PZCを用いたジェネレーターの開発については、 ^{99}Mo を輸入に頼らない方法で可能であること、不純物が少ないこと、ジェネレーターの調製も比較的短時間であること。また、従来から利用されている吸着剤アルミナとの比較において、同等の純度の $^{99\text{m}}\text{Tc}$ が得られることなどの情報提供を行った。

Szilard-Chalmer法によるCu-64の製造については、ターゲット(フタロシアニン-銅)の化学形、比放射能などについて議論があり、ターゲットの調製方法、化学分離の方法などの情報を提供した。これらの放射性同位元素は、いずれも核医学の分野で利用が期待される核種で、3題の講演と質疑などを通して、それぞれの製造方法、品質管理法などの情報交換(提供)ができバングラデシュにおける将来計画に貢献できるものとする。

吸着剤PZCを用いた $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ ジェネレーターの開発は、文部科学省のプロジェクトであるアジア原子力協力フォーラム (Forum for Nuclear Cooperation in Asia) 内のグループで進められており、現在の情報を提供した。これに対してバングラデシュも参加したいとの表明があった。

This is a blank page.

10. 結び

Conclusions

This is a blank page.

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その利用に係る研究・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どおり達成した。第 L17 次取替用燃料 (20 体) の製作を開始した。

JRR-4 は、41 サイクル (150 日、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、冷却材等の水・ガス管理及び重水計量管理、使用済燃料の貯蔵に係る管理、並びに第 7 回使用済燃料の対米輸送 (JRR-3 使用済燃料 80 体) を実施した。また、JRC-80Y-20T 型核燃料輸送容器の再評価に基づき、改造のための概念設計を行った。

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 641 件、キャプセル総数 2,546 個、実験利用では延べ利用日数 6,027 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 9 回行われた。

ラジオアイソトープの製造・利用に関する研究では、がん治療用医薬の開発を目指した放射性レニウムの製造・標識研究及び土壤中油水分濃度計の技術開発を進めた。また、研究開発を終えたトリチウム製造試験設備などの撤去工事を実施した。

研究炉の高度化の技術開発では、JRR-3 においては、冷中性子ビーム強度 10 倍化を目標として、高性能減速材容器の開発、中性子導管の高効率化及び耐放射線中性子導管の開発を進めた。減速材容器の形状を最適化すること、及び中性子導管に高性能ミラーを用いることで、ほぼ目標どおりの冷中性子ビームとなる見通しを得た。JRR-4 においては、ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) の適用拡大に向けて、BNCT 線量評価システムの開発、患者固定ジグの整備等を進めた。また、シリサイド燃料に比べて再処理の容易な U-Mo 燃料の開発に係る海外動向の調査を行った。

今年度、特に実施した技術的事項は、JRR-3 及び JRR-4 の定期的評価、JRR-3 の炉室給気系空調機の冷水コイル及び蒸気コイルの更新が挙げられる、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 MAG3 の ^{188}Re 標識、放射化分析用低バックグラウンド薄層クロマトシートの開発がある。

研究炉の安全管理では、部内安全審査会を 11 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、タイと活発な人的交流や情報交流を実施した。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タイのバンコクで開催する等、多くの国際交流を実施した。

今後、研究炉の安定かつ安全運転を継続するとともに、研究炉の中性子ビームの性能向上及び利用の高度化を進め、科学技術の総合的發展に貢献する最先端の独創的・先導的な研究開発が可能となる国際的な最高水準の大型研究施設として原研内外の共同利用に供するに努める。

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16年度の研究炉部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	山下	清信 (次長)
委員	立川	登 (研究炉利用課)
	永堀	和久 (研究炉利用課)
	大内	靖弘 (JRR-3 管理課)
	堀口	洋徳 (JRR-4 管理課)
	田村	健道 (研究炉技術管理課)
事務局	戸祭	勝行 (研究炉業務課)
	小池	澄子 (研究炉業務課)

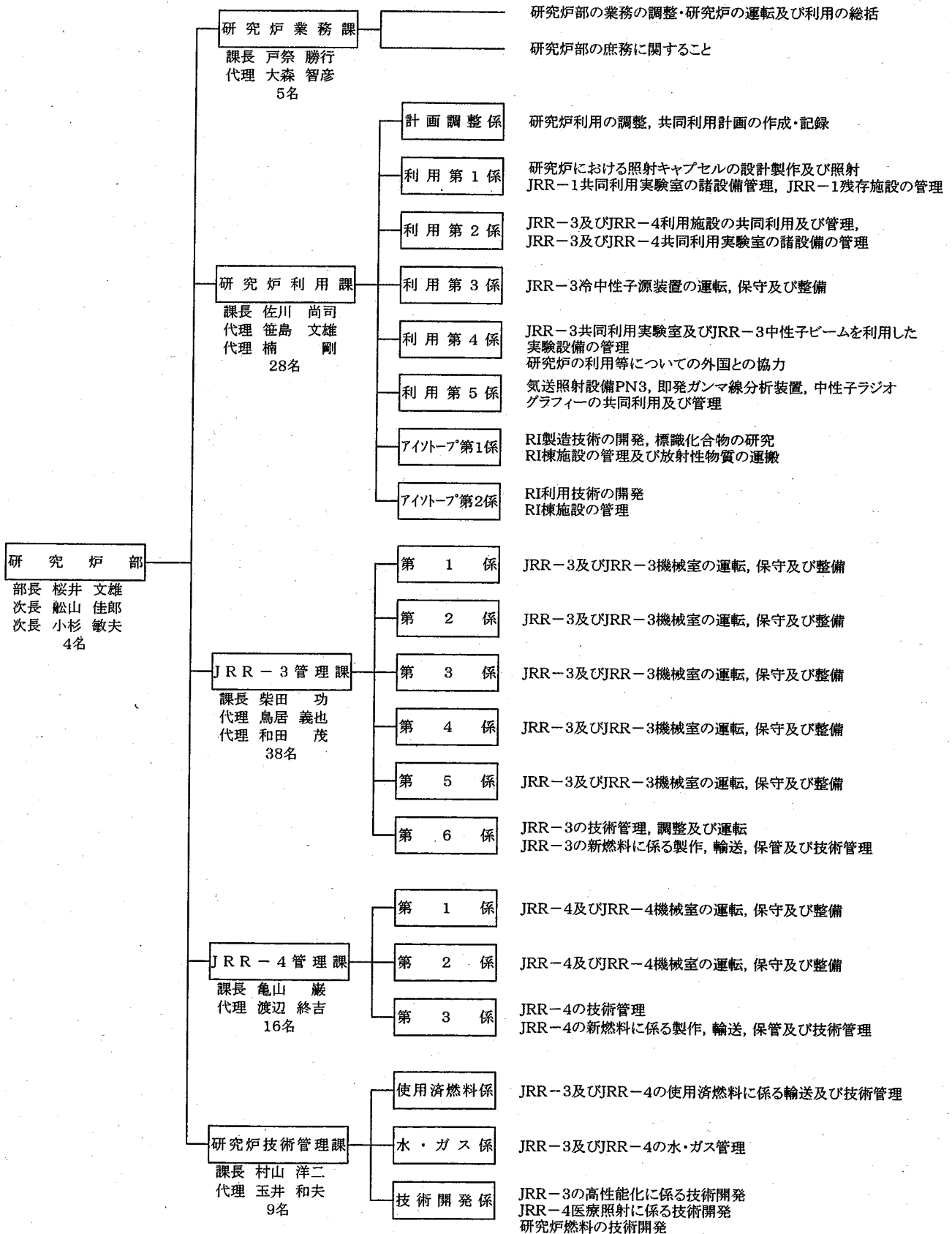
付 録

Appendices

This is a blank page.

付録1 研究炉部の組織と業務

平成17年3月31日現在



付録2 平成16年度 JAERI-Research 等一覧

著者	標 題	レポートNo.
高橋	研究炉利用における研究成果集 (平成14年度)	JAERI-Review 2004-016
鈴木、羽沢他	JRR-3 冷中性子源装置 (CNS) の運転・管理	JAERI-Tech 2004-060
堀口、大山、石黒、 平根、伊藤 亀山	JRR-4 熱交換器の管理技術	JAERI-Tech 2005-001
研究炉部	平成15年度研究炉部年報 (運転・利用と研究・技術 開発)	JAERI-Review 2005-001
山本、堀、岸 熊田、村山他	医療照射中ホウ素濃度の推定法の検討とその誤差評価	JAERI-Research 2005-009

付録3 平成16年度口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
熊田、山本 他	ホウ素中性子捕捉療法のための BNCT 線量評価システム (JCDS) と患者セッティングシステムの開発	日本原子力学会北関東支部定時総会 (H16. 4)
熊田、山本、村山 他	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	第3回モンテカルロシミュレーション研究会 (H16. 6)
松岡、橋本 他	Mo 吸着剤 PZC を利用した $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレーター : III	第41回理工学における同位元素・放射線研究発表会 (H16. 7)
山本、熊田、岸、村山 他	Si-Li 半導体検出器を用いた JRR-4 中性子ビームの特性測定	日本原子力学会 2004 年秋の大会 (H16. 9)
田村、鈴木、羽沢、堀、笹島、山本、村山 他	モンテカルロシミュレーションによる JRR-3 冷中性子導管の性能評価	日本原子力学会 2004 年秋の大会 (H16. 9)
熊田、山本、村山	BNCT の適用拡大に対応するためのビームコリメータに関する検討	日本原子力学会 2004 年秋の大会 (H16. 9)
山本、熊田 他	Application of Invasion Mathematical Model in Dosimetry for Boron Neutron Capture Therapy for Malignant Glioma (悪性神経膠腫瘍に対するホウ素中性子捕捉療法のための線量評価への浸潤数学モデルの応用)	Eleventh World Congress on Neutron Capture Therapy (H16. 10)
山本、熊田、岸、鳥居 他	Calibration of Epithermal Neutron Beam Intensity for Dosimetry at JRR-4 (JRR-4 における線量測定のための熱外中性子ビーム強度の較正)	Eleventh World Congress on Neutron Capture Therapy (H16. 10)
熊田、山本 他	Development of the multi-voxel method in JCDS for improvement of calculation accuracy for BNCT dosimetry (BNCT 線量評価の計算精度を向上させるための JCDS のマルチボクセル手法の開発)	Eleventh World Congress on Neutron Capture Therapy (H16. 10)
熊田、山本 他	ホウ素中性子捕捉療法のための線量評価システム (JCDS) の線量計算精度の向上に関する検討	第88回日本医学物理学会 (H16. 10)
山本、熊田、村山 他	ホウ素中性子捕捉療法における腫瘍細胞密度分布を用いた線量評価手法の考察	日本放射線腫瘍学会 (H16. 11)

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
松岡、橋本 他	Mo 吸着剤 PZC を利用した $^{186}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレーター	日本放射化学会年会・ 第 48 回放射化学討論 会
橋本、松岡 他	無担体 ^{188}Re を用いた N_2S_2 型四座配位子 (MAMA) の標識	日本放射化学会年会・ 第 48 回放射化学討論 会
熊田 他	Clinical results of boron neutron capture therapy using mixed epithermal-and thermal neutron beams in patients with malignant glioma (悪性脳腫瘍患者に対する混合熱-熱外中性子ビームによるホウ素中性子捕捉療法の臨床結果)	Eleventh World Congress on Neutron Capture Therapy (H16. 10)
山本 他	Synthesis and In Vivo Evaluation of BPA-Gd-DTPA Complex as an MRI Contrast Agent and as a Carrier for Neutron Capture Therapy (MRI 造影剤及び中性子捕捉療法用キャリアとしての BPA-Gd-DTPA 化合物の合成法と in vivo 評価)	Eleventh World Congress on Neutron Capture Therapy (H16. 10)
山本、熊田 他	Analysis of Intracellular Distribution of Boron and Gadolinium in 9L Sarcoma Cells Using a Single-Ended Accelerator (Micro PLXE) (シングルエンド加速器 (Micro PLXE) を用いた 9L Sarcoma 細胞内のホウ素及びガドリニウム細胞内分布の分析)	Eleventh World Congress on Neutron Capture Therapy (H16. 10)
橋本 他	^{186}Re -MAG3-HBP の癌骨転移治療薬剤としての評価: 癌骨転移モデル動物における治療効果	第 44 回日本核医学会 総会 (H16. 11)
橋本 他	^{99m}Tc , $^{186}/^{188}\text{Re}$ 標識ビスフォスフォネート (BP) の体内動態に影響を及ぼす因子の検討	第 44 回日本核医学会 総会 (H16. 11)
田村、山本、村山、 曾山	JRR-3 冷中性子ビーム増強のためのモンテカルロシミュレーション	日本中性子科学会第 4 回年会 (H16. 12)
山本、田村、村山 他	ガラス状カーボンを基板とする耐放射線中性子ミラーの中性子反射率	日本中性子科学会第 4 回年会 (H16. 12)
熊田、山本 他	ホウ素中性子捕捉療法の線量評価に対する MCNP5 を使用したボクセルの微細化による計算性能の向上	日本原子力学会 春の年会 (H17. 3)

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
山本、田村、村山	JRR-3 冷中性子源用高性能減速材容器の線源強度分布	日本原子力学会 春の年会 (H17.3)
田村、山本、堀笹 島、村山 他	モンテカルロシミュレーションによる JRR-3 冷中性子 C2-3-3 ビームラインの性能評価	日本原子力学会 春の年会 (H17.3)
岸	JRR-4 の現況、実施手続きについて	京都大学原子炉実験所 専門研究会 (H17.2)
熊田、山本、村山	JCDS 並びに JRR-4 照射設備の高度化	中性子線と粒子線の総合的医療利用に関する研究会 (H17.2)
出雲、和田、柴田、 鳥居、木名瀬	JRR-3 の定期的な評価	弥生研究会 (H17.3)
堀口、永富、伊藤、 新井、渡辺、亀山	JRR-4 における Xe 効果を考慮した臨界時制御棒位置の予測	弥生研究会 (H17.3)

付録4 平成16年度外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
笹島	FNCA 研究炉利用ワークショップ (中性子放射化分析) に参加して	Isotope News
熊田 他	Radiation injury of boron neutron capture therapy using mixed epithermal - and thermal neutron beams in patients with malignant glioma (悪性神経膠腫の患者に対する熱外-熱混合中性子ビームによるホウ素中性子捕捉療法の放射線傷害)	Journal of Applied Radiation and Isotopes
熊田、桜井、岸山本、鳥居 他	Current clinical results of the Tsukuba BNCT trial (筑波大学による BNCT 臨床研究の臨床結果)	Journal of Applied Radiation and Isotopes
橋本 他	Design of a radiopharmaceutical for the palliation of painful bone metastases: rhenium-186-labeled bisphosphonate derivatives (癌性骨転移の疼痛緩和を目指した放射性薬剤の設計: レニウム 186 標識ビスホスホネート誘導体)	Journal of Labelled Compounds and Radiopharmaceuticals

付録5 平成16年度官庁許認可一覧

炉名	件名		設置変更	施工認	使用前検査
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	平成16年10月21日 16原研19第24号
		認可 合格	年月日 番号	平成15年6月2日 15諸文科第1190号	
	冷中性子源装置クライオ スタットの一部分(交換用 部品)の製作及び交換	申請	年月日 番号	平成16年8月5日 16原研19第15号	平成16年11月8日 16原研19第27号
		認可 合格	年月日 番号	平成16年8月27日 16諸文科第1930号	
	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諸文科第1191号	平成16年6月30日 15諸文科第1796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	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	2004 平成 16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(2W)			
	中国	受入	1(6M)			1(3M)	2(3M)	
		派遣	1(1W)	2(2W)			2(13D)	
	マレーシア	受入				1(6M)		
		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)					
二国間協定に基 づく受入れ及び 派遣	インドネシ ア*(2)	受入	1(3W), 7(2-9W)	5(3-4W) 4(6-9W)	3(1-8W)	2(8W)	2(4W)	
		派遣	1(1Y), 11(1-2W)	1(Y) 11(1-2W)	6(1-4W)	6(2-8W)	5(2-9W)	
	タイ	受入	3(7-8W)	3(3-7W)	3(4W)	3(4W)	2(4W)	3(4W)
		派遣	1(1Y) 2(1W,9D)	1(Y) 3(5D-2W)	1(3M) 2(10D,2W)	1(1Y) 3(10D,2W)	1(1Y) 1(2W)	1(1Y) 3(2W)
その他 (JICA, JAIF, IAEA 等)	受入	18(1-5D)	2(1D)	1(2W)	1(6M)	1(17D)		
合 計	受入	32	16	8	8	8	3	
	派遣	18	19	11	10	10	4	

註 *(1) 平成 10 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 11 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、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16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. Somchai Pongkasem (タイ)	男	40才	タイ原子力庁	平成17年3月27日から 4月23日まで (4週間)	中性子スペクトロメータの 性能改良のためのシミュレ ーション	中性子装置開 発研究グループ	J-0
Mr. Chattasak Kaewthanawit (タイ)	男	35才	タイ原子力庁	平成17年3月27日から 4月23日まで (4週間)	ビーム実験設備の遮蔽と 機構の設計及び製作手順	中性子構造解 析産業利用グル ープ	J-0
Mr. Saroj Srisai (タイ)	男	25才	タイ原子力庁	平成17年3月27日から 4月23日まで (4週間)	研究炉のデコミヨニング と品質保証	原子炉解体技 術課 JRR-3 管理課	J-0

付録 6.2 平成16年度 派遣者一覧

氏名	派遣先	期間	派遣目的	所属課室	協定
笹島文雄	タイ原子力庁	平成16年12月12日から 12月25日まで (2週間)	K ₀ 法による放射化分析 法の技術協力	研究炉利用課	J-0
岸本克己	タイ原子力庁	平成17年2月20日から 3月5日まで (2週間)	原子炉解体分野の技術 協力	原子炉解体技 術課	J-0
盛合敦	タイ原子力庁	平成17年3月6日から 3月19日まで (2週間)	中性子散乱実験技術の 技術協力	中性子構造解 析産業利用グ ループ	J-0
大久保実	タイ原子力庁	平成16年4月1日から平成 17年3月31日(365日間)	TRIGA 炉、新研究炉支 援	国際技術協力 員	J-0

付録7 原研施設利用協議会

[平成16年度医療照射専門部会]

- ・ 日時 平成17年2月7日(月) 13:30-16:30
- ・ 場所 航空会館202号室
- ・ 出席者
(所外) 松本、天野、班目、福田、辻井、古林、山本、小野、
(所内) 高橋、佐川、桜井、北條、山本、熊田、戸祭、楠、岸、久保田(事務)
- ・ 議題
 - (1) 平成15年度第2回医療照射専門部会議事録(案)確認
 - (2) 第21回~第26回医療照射の実施について
 - (3) JCDS及び照射設備の高度化とその適用性検証
 - (4) 平成17年度協力研究、共同研究について
 - (5) その他

[平成16年度中性子ビーム利用専門部会]

- ・ 日時 平成17年2月22日(火) 13:30-16:30
- ・ 場所 航空会館201号室
- ・ 出席者
(所外) 吉沢、海老原、久保、佐藤、清水、橋本、林、廣田、班目、山田
(所内) 池田、加倉井、黒木、柴田、藤井、目時、片桐、森井、山下、石井
佐川、桜井、竹下(稲辺代理)、曾山、鈴木、小泉、松林、松江、椎名
戸祭、笹島、中村、久保田(事務)
- ・ 議題
 - (1) 平成16年度第1回中性子ビーム利用専門部会議事録(案)承認
 - (2) 平成17年度研究炉運転・管理計画(案)
 - (3) 平成16年度研究課題の実施状況及び平成17年度研究計画
 - (4) 平成17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) その他
 - 1) JRR-3の今後の展望について

[平成 16 年度アイソトープ専門部会]

- 日時 平成 17 年 2 月 16 日 (水)
- 場所 航空会館 602 号室 13:30—16:30
- 出席者
 - (所外) 森川、氏平、横山、中村、馬場、西浦、谷崎、山本
 - (所内) 桜井、戸祭、佐藤、橋本、松岡、本石、反田、関 (事務)
- 議題
 - (1) 平成 15 年度アイソトープ専門部会議事録確認
 - (2) 平成 16 年度協力研究、共同研究実施報告及び平成 17 年度協力研究、共同研究課題等について
 - (3) 研究炉利用課 (RI) 活動状況について
 - (4) アイソトープ専門部会の活動状況及び平成 17 年度の計画について

*作業部会 平成 17 年 2 月 1 日 (火) 1 回開催

付録8 表彰、特許

[表 彰]

- ・若手研究者発表会最優秀発表賞表彰

社団法人 日本原子力学会北関東支部

受賞者 研究炉技術管理課 熊田 博明

受賞月日 平成 16 年 4 月 22 日

- ・平成 16 年度原子力エネルギー安全実務功労者表彰

経済産業省

受賞者 JRR-4 管理課 亀山 巖

受賞月日 平成 16 年 5 月 13 日

- ・火力及び原子力発電所現場永年勤務者表彰

社団法人 火力原子力発電技術協会

受賞者 JRR-3 管理課 鳥居 義也

研究炉利用課 笹島 文雄

受賞月日 平成 16 年 10 月 27 日

- ・日本原子力学会賞技術賞表彰

社団法人 日本原子力学会

受賞者 研究炉技術管理課 熊田 博明

研究炉技術管理課 山本 和喜

受賞月日 平成 17 年 3 月 29 日

[特 許]

なし

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表2 SIと併用される単位

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

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ 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
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	ジーメンズ	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	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	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4 SIと共に暫定的に維持される単位

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

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

(注)

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

換算表

力	N (=10 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 = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧力	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	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	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	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

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

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	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

平成16年度研究炉部年報 (運転・利用と研究・技術開発)

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています