



平成 24 年度研究炉加速器管理部年報

(JRR-3, JRR-4, NSRR, タンデム加速器及び RI 製造棟の運転、
利用及び技術開発)

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2012
(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3,
JRR-4, NSRR, Tandem Accelerator and RI Production Facility)

研究炉加速器管理部

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

東海研究開発センター

原子力科学研究所

Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

March 2014

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2014

平成 24 年度研究炉加速器管理部年報
(JRR-3, JRR-4, NSRR, タンデム加速器及び RI 製造棟の運転、利用及び技術開発)

日本原子力研究開発機構
東海研究開発センター原子力科学研究所
研究炉加速器管理部

(2013 年 11 月 27 日受理)

研究炉加速器管理部は、JRR-3(Japan Research Reactor No.3)、JRR-4(Japan Research Reactor No.4)、NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) の研究炉、タンデム加速器及び RI 製造棟を運転管理し、それらを利用に供するとともに関連する技術開発を行っている。

本年次報告は 2012 年 4 月 1 日から 2013 年 3 月 31 日までの研究炉加速器管理部において実施した業務活動をまとめたものである。

業務内容について以下の 5 項目に分類した。

- (1) 研究炉及び加速器の運転管理
- (2) 研究炉及び加速器の利用
- (3) 研究炉及び加速器利用技術の高度化
- (4) 研究炉加速器管理部の安全管理
- (5) 国際協力

さらに、論文、口頭発表一覧、官庁許認可、福島支援の派遣人数及び業務の実施結果一覧を掲載した。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

編集者：村山 洋二、石井 哲朗、中村 清、宇野 裕基、石黒 裕大、川島 和人、
石崎 暢洋、松村 太伊知、永堀 和久、小田内 正治、丸尾 毅

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2012
(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3,
JRR-4, NSRR, Tandem Accelerator and RI Production Facility)

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

Nuclear Science Research Institute, Tokai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 27, 2013)

The Department of Research Reactor and Tandem Accelerator is in charge of the operation, utilization and technical development of JRR-3(Japan Research Reactor No.3), JRR-4(Japan Research Reactor No.4), NSRR(Nuclear Safety Research Reactor), Tandem Accelerator and RI Production Facility.

This annual report describes a summary of activities of services and technical developments carried out in the period between April 1, 2012 and March 31, 2013. The activities were categorized into five service/development fields:

- (1) Operation and maintenance of research reactors and tandem accelerator
- (2) Utilization of research reactors and tandem accelerator
- (3) Upgrading of utilization techniques of research reactors and tandem accelerator
- (4) Safety administration for department of research reactor and tandem accelerator
- (5) International cooperation

Also contained are lists of publications, meetings, granted permissions on laws and regulations concerning atomic energy, number of staff members dispatched to Fukushima for the technical assistance, outcomes in service and technical developments and so on.

Keywords: Research Reactor, Annual Report, Reactor Operation, JRR-3, JRR-4, NSRR
Reactor Utilization, Radioisotopes, Heavy Ion Accelerator, Tandem, JAEA

(Eds.) Yoji MURAYAMA, Tetsuro ISHII, Kiyoshi NAKAMURA, Yuki UNO, Yasuhiro ISHIKURO, Kazuhito KAWASHIMA, Nobuhiro ISHIZAKI, Taichi MATSUMURA, Kazuhisa NAGAHORI, Shouji ODAUCHI and Takeshi MARUO

目 次

まえがき	1
1. 概要	3
2. 研究炉及び加速器の運転管理	7
2.1 JRR-3 の運転管理	9
2.1.1 運転	9
2.1.2 保守・整備	9
2.1.3 燃料・炉心管理	19
2.1.4 放射線管理	20
2.1.5 水・ガス管理	22
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	24
2.1.7 東日本大震災からの復旧	25
2.2 JRR-4 の運転管理	27
2.2.1 運転	27
2.2.2 保守・整備	27
2.2.3 燃料・炉心管理	28
2.2.4 放射線管理	30
2.2.5 水・ガス管理	30
2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	30
2.2.7 東日本大震災からの復旧	30
2.3 NSRR の運転管理	34
2.3.1 運転	34
2.3.2 保守・整備	35
2.3.3 燃料・炉心管理	36
2.3.4 放射線管理	36
2.3.5 東日本大震災からの復旧	38
2.4 タンデム加速器の運転管理	39
2.4.1 運転	39
2.4.2 保守・整備	41
2.4.3 高圧ガス製造施設	42
2.4.4 放射線管理	44
2.4.5 東日本大震災からの復旧	44
2.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理	45
2.5.1 施設の管理	45
2.5.2 放射線管理	45

2.6	主な技術的事項	48
2.6.1	JRR-4における計測制御系のリレーの保全内容の変更	48
3.	研究炉及び加速器の利用	49
3.1	利用状況	51
3.2	実験利用	57
3.2.1	タンデム加速器における実験	57
3.2.2	実験室の利用状況	60
3.3	保守・整備	61
3.3.1	JRR-3 照射設備等の保守・整備	61
3.3.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	62
3.3.3	NSRR 照射設備等の保守・整備	62
3.4	施設供用	63
3.4.1	中性子ビーム利用専門部会	63
3.4.2	炉内中性子照射等専門部会	63
3.4.3	研究炉医療照射専門部会	63
3.4.4	タンデム加速器専門部会	64
3.5	JRR-3 ユーザーズオフィス	66
3.6	加速器 BNCT プロジェクトへの協力	68
4.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	71
4.1	JRR-3 の高度化の技術開発	73
4.1.1	CNS 高性能減速材容器における液体水素の挙動解析	73
4.1.2	テーパー型中性子鏡管ユニットの計算による評価	78
4.2	JRR-3 における中性子輸送の高効率化	81
4.2.1	C3 冷中性子導管の高性能化	81
4.2.2	C1 冷中性子導管の高性能化	88
4.3	乳癌に対する照射技術の開発	89
4.4	新型シリコン照射ホルダーの開発	92
4.5	デュアルビーム照射システムの開発	94
5.	研究炉加速器管理部の安全管理	101
5.1	研究炉加速器管理部の安全管理体制	103
5.2	安全点検状況	105
5.3	訓練	106
6.	国際協力	137
6.1	文部科学省原子力研究交流制度等	139
6.2	外国人招へい制度	139

あとがき	141
付 録	145
付録 1 研究炉加速器管理部の組織と業務	147
付録 2 JAEA-Research 等一覧	148
付録 3 口頭発表一覧	149
付録 4 外部投稿論文一覧	151
付録 5 官庁許認可一覧	152
付録 6 福島支援の派遣人数	154
付録 7 平成 24 年度実施計画とその実施結果	155

Contents

Preface	1
1. Overview	3
2. Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator	7
2.1 Operation and Maintenance of JRR-3	9
2.1.1 Operation	9
2.1.2 Maintenance	9
2.1.3 Reactor Core Management	19
2.1.4 Radiation Monitoring	20
2.1.5 Water and Gas Managements	22
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	24
2.1.7 Recovery from the Great East Japan Earthquake	25
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4	27
2.2.1 Operation	27
2.2.2 Maintenance	27
2.2.3 Reactor Core Management	28
2.2.4 Radiation Monitoring	30
2.2.5 Water and Gas Management	30
2.2.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	30
2.2.7 Recovery from the Great East Japan Earthquake	30
2.3 Operation and Maintenance of NSRR	34
2.3.1 Operation	34
2.3.2 Maintenance	35
2.3.3 Reactor Core Management	36
2.3.4 Radiation Monitoring	36
2.3.5 Recovery from the Great East Japan Earthquake	38
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator Facility	39
2.4.1 Operation	39
2.4.2 Maintenance	41
2.4.3 High-pressure Gas Handling System	42
2.4.4 Radiation Monitoring	44
2.4.5 Recovery from the Great East Japan Earthquake	44
2.5 Operation and Maintenance of RI Production Facility	45
2.5.1 Management of Facility	45
2.5.2 Radiation Monitoring	45

2.6	Major topics of Technical Development	48
2.6.1	Change of Maintenance Content about the Relays of Measurement Control Equipment at JRR-4	48
3.	Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	49
3.1	Status of Utilization	51
3.2	Experiments	57
3.2.1	Experiments in the Tandem Accelerator Facility	57
3.2.2	Status of Utilization in Laboratory	60
3.3	Maintenance	61
3.3.1	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	61
3.3.2	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	62
3.3.3	Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	62
3.4	Specialist Committee for Common Utilization of JAEA's Research Facilities	63
3.4.1	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	63
3.4.2	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	63
3.4.3	The Specialist Committee for Medical Irradiations at Research Reactor	63
3.4.4	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	64
3.5	JRR-3 Users Office	66
3.6	Cooperation in Accelerator-based BNCT project	68
4.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	71
4.1	Development for Upgrading of JRR-3 Cold Neutron Beam Utility	73
4.1.1	Comprehensive Simulation for Thermo-Fluid Dynamics of the Liquid Hydrogen in High-Performance CNS Vessel	73
4.1.2	Calculation of Neutron Transport Efficiency of a Tapered Neutron Guide Tube	78
4.2	Upgrading of the Neutron Transport Efficiency at JRR-3	81
4.2.1	Upgrading of C3 Cold Neutron Beam Line	81
4.2.2	Upgrading of C1 Cold Neutron Beam Line	88
4.3	Development of Irradiation Technique for Breast Cancers	89
4.4	Development of a New-type Holder for Irradiating Silicon	92
4.5	Development of One-accelerator-Dual-Beam System	94
5.	Safety Administration for Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	101
5.1	Organization of Safety Administration	103
5.2	Present Status of Safety Inspection	105

5.3 Training	106
6. International Cooperation	137
6.1 MEXT Scientist Exchange Program	139
6.2 Foreign Specialist Invitation	139
Postscript	141
Appendices	145
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	147
Appendix 2 List of JAEA-Research Reports	148
Appendix 3 List of Papers Presented at Meetings	149
Appendix 4 List of Published Papers	151
Appendix 5 List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	152
Appendix 6 Number of Staff Members Dispatched to Fukushima for the Technical Assistance	154
Appendix 7 Plans and Outcomes in Services and Technical Developments	155

まえがき

研究炉加速器管理部は、平成 17 年 10 月 1 日に日本原子力研究開発機構発足に伴い設立された。JRR-3、JRR-4、NSRR、タンデム加速器及び R I 製造棟の各施設を運転管理し、原子力機構内外の利用に供するとともに、運転及び利用に関する技術開発を行い、また、ラジオアイソトープ利用に関する技術開発を実施する部である。

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℃の研究炉である。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℃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、原子力機構内利用だけでなく、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、またシリコン半導体製造や RI 製造に貢献してきた。NSRR は、発電用軽水炉の数倍の出力(23,000MW)を瞬時に出し、軽水炉燃料の反応度事故時の挙動を調べる実験を実施する研究炉である。この炉での実験成果を基に、原子炉安全委員会によって、反応度投入事象に関する安全評価指針が策定された。タンデム加速器は、世界最大級の静電加速器で、原子力機構内利用だけでなく、大学、産業界等の共同利用に供し、重イオンによる原子核物理、核化学、物性物理の基礎的研究に貢献してきた。

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、研究炉及びタンデム加速器の安定・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ている。この基本方針に基づき、平成 24 年度に実施した業務を年報としてまとめる。

This is a blank page.

1. 概 要

Overview

This is a blank page.

研究炉加速器管理部において実施した平成 24 年度の運転、利用、技術開発を主として 4 項目に分類してまとめた。各項目の概要は以下の通りである。

(1) 研究炉及び加速器の運転管理

運転管理では、各施設の運転、保守・整備状況等をまとめた。平成 24 年度は、原子炉炉施設（JRR-3、JRR-4、NSRR）では、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災の影響のため、施設定期自主検査期間を延長して運転再開に向けて設備、機器の保守・整備を進めた。タンデム加速器では、113 日の実験利用運転を行った。主な技術的事項としては、設備保全の改善事項についてまとめた。

(2) 研究炉及び加速器の利用

施設の利用では、各施設の利用状況、利用設備及び実験室の保守・整備状況、専門部会の開催についてまとめた。JRR-3、JRR-4、NSRR の原子炉施設では、東日本大震災の影響により前年度に引き続き平成 24 年度も研究炉の運転を取り止めた。このため施設利用はなかった。タンデム加速器では、113 日の利用があった。

(3) 研究炉及び加速器利用技術の高度化

利用技術の高度化では、JRR-3 の冷中性子ビーム強度増強のために、高性能減速材容器における液体水素の挙動についてシミュレーション解析、「テーパー型中性子鏡管ユニット」については、輸送効率を解析コードにより計算した結果を記した。JRR-3 における中性子輸送の効率化では、C3 に新規冷中性子導管を導入した際の中性子ビーム実験装置試料位置における中性子強度について解析した結果を記した。乳癌に対する照射技術の開発では、乳癌用コリメータを適用して照射した場合の腫瘍に付与された RBE 線量及び各臓器の最大 RBE 線量について解析した結果を記した。新型シリコン照射ホルダーの開発では、新型ホルダーの設計改良及び製作について記した。タンデム加速器の開発では、1 台の大型静電加速器から異なる 2 種類のイオンビームを同時に加速し、標的に照射するデュアルビーム照射システムの開発試験についてまとめた。

(4) 研究炉加速器管理部の安全管理

安全管理では、研究炉加速器管理部内安全審査会の審議状況、当部で実施した保安教育訓練（消火訓練、研究炉加速器管理部総合訓練）及び各課で実施した職員への保安教育訓練の実施状況をまとめた。

This is a blank page.

2. 研究炉及び加速器の運転管理

Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

2.1 JRR-3の運転管理

2.1.1 運転

東日本大震災の影響に対する運転再開のための施設の復旧及び健全性確認は完了しており、運転再開に向けて準備を進めている段階であるため、平成 24 年度の施設供用運転の実績はなかった。

本年度の積算運転時間と出力量累計を表 2.1.1 に示す。

表 2.1.1 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	—	80,907 : 07	—	1,530,146.6	—
—	運転実績なし				—
年度累計	—	—	—	—	—
累計	—	80,907 : 07	—	1,530,146.6	—

2.1.2 保守・整備

(1)概要

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災の影響により、施設定期自主検査の期間を延長して運転再開に向けて準備を進めている段階であり、以下の主な保守・整備を実施した。

(2)主な保守整備

1) 仮設起動計の整備

JRR-3 の中性子計装設備は、計測制御系（起動計、線形出力計）、安全保護系（対数出力炉周期計、安全計）で構成され、原子炉の停止状態から定格出力までの中性子を連続して測定し、原子炉の運転制御を行っている。

このうち、原子炉の停止状態から低いレベルの中性子束領域(起動領域)を計測するために、起動計を使用している。また、原子炉停止時においては燃料のもつ放射能から出るγ線の重水タンク内での(y,n)反応によって生じる光中性子を計測することで炉内の中性子数を計測している。しかし、原子炉停止期間が長期化すると燃料のもつ放射能の減衰により炉内中性子数の低下により計測範囲を外れる問題がある。

そのため、炉心内の中性子の計測、低出力時の即発臨界等の防止及び原子炉の再起動時の極低レベル領域における中性子を計測することを目的とした仮設起動計の設置準備を行った。

仮設起動計は、³He 検出器、プリアンプ、高圧電源、波高分析器、メインアンプ、レートメ

ータ、計数計で構成し、パルスジェネレータによる模擬信号に対する入出力特性の確認、中性子源を用いた入出力特性、プラトー特性及び波高分析を行い、仮設起動計として使用できることを確認した。

今回は、整備の一環として、系統の構成、機器の健全性を確認したもので、次のステップとして、中性子検出器を炉内へ装荷するためのガイドチューブの整備及び監視装置としての計器の整備を行い、仮設起動計の整備を完了する予定である。

2) 起動計高圧電源の製作

① 経緯・概要

原子炉出力には熱出力と核出力があり、中性子の測定値を用いる核出力は、中性子計装設備により行っている。起動計は、その中でも原子炉起動時にのみ使用する計器である。起動計の検出器には BF_3 比例計数管を用いており、高圧電源を必要とする。

起動計に使用している高圧電源は、製作後約 25 年が経過し、絶縁抵抗値の低下など経年劣化が原因と思われる部品の劣化が機器全体で現れ始めていた。しかし、機器を構成する主要電子部品の入手が困難で修理が不可能なため高圧電源を 3 台（予備品含む）更新した。

尚、更新にあたり中性子計装設備について回路設計の実績がある工作技術課に製作を依頼して、今後必要となる中性子計装設備の更新について技術継承に努めた。

② 高圧電源の製作及び改良点

高圧電源の更新において部品の劣化が著しい高電圧用チェック端子は、測定電圧を 1000 分の 1 に降圧することで収納ケースへの漏れ電流を防止する絶縁対策を行った。また、電子部品の選定においては、機器の設計寿命に大きく影響する供給体制にも着目して行った。

高圧電源の有効出力電圧範囲を、負荷である中性子検出器（ BF_3 比例計数管）の仕様に合わせ、DC220V～2200Vとした。

③ 試験検査

工場検査では設計仕様を満足した性能を有していることを検査成績書により確認した。また工作技術課の協力の下、受入れ検査として機能検査及び性能検査を実施した。

機能検査では、電源の出力設定回路やトリップ回路、警報出力回路等の機能が、仕様を満足していることを確認した。

性能検査では、検査用の模擬負荷（抵抗）を製作し、負荷変動特性、リップルノイズ、温度安定度、表示器表示精度等が仕様を満足していることを確認した。

また、経年変化は消費電流の変化で表れることから消費電流測定用ケーブルを製作し、高圧電源の消費電流を測定した。今後は定期的に消費電流を測定し、異常兆候の早期発見に努め機能維持の充実を図ることとした。

④ 今後の中性子計装設備の更新について

今回更新した起動計同様に製作後約 25 年が経過し、更新が急がれる線形出力計の線形増幅器は、主要部品である IC の生産が終了となっており後継する部品もない状況である。

今後は線形増幅器の設計を進め、要求性能に合致した IC を選定する特性試験を実施する予定である。

3) ホット機械室シャッター修理

ホット機械室（南側）のシャッターに部品の劣化による動作不良が見られたため、開閉器、リミットスイッチ、ローラチェーンを交換するとともにリミットスイッチの調整を行った。

シャッターレールへのグリスアップ実施後、シャッターの動作確認のために電源を投入したところ、シャッターの制御盤に接続されている巻込防止安全装置の絶縁不良が確認されたため、同装置を交換した。また、経年劣化による予防保全として押しボタンスイッチの交換も行った。

その後の動作確認では、開閉動作に異常がないことを確認した。

4) 1次冷却材ストレーナの分解点検

JRR-3の1次冷却系設備には、系統内への混入物を捕集するために1次冷却材ストレーナが設置されている。1次冷却材ストレーナは、平成3年に第1回目の分解点検を実施して以来、約21年が経過していることから、以下の手順で分解点検を実施し、機器の機能及び健全性が維持されていることを確認した。

① 分解点検

ストレーナを分解し、本体、コシ筒などの清掃・手入れを実施した。コシ筒内に捕集物が確認されたことから回収するとともに、その大きさ、線量当量率及び表面密度の測定を行った。コシ筒内部の捕集物付着状況、回収物を図2.1.1及び図2.1.2に示す。回収物はベンコットン、テープ類、ビニール片等であり、大きさ、線量当量率、表面密度ともベンコットンが最大で、約40×30mm、30 μ Sv/hr、55,000cpmであった。捕集物の混入経路としては、過去の1次冷却系機器の保守点検時に混入したものと推測される。

② 外観検査及び浸透探傷検査

外観検査として、各部品について異常がないことを目視で確認するとともに、コシ筒フランジ部及びストレーナ本体内面の溶接部について浸透探傷検査を行い、有意な指示模様がないことを確認した。

③ 組立

組立時にガスケットを交換し、ストレーナを復旧した。なお、復旧時にはストレーナ内部及び1次冷却系配管内に異物がないことを確認した。

④ 漏えい検査

静圧及び1次冷却系を運転した動圧での漏えい検査を実施し、フランジ部からの漏えいがないことを確認した。

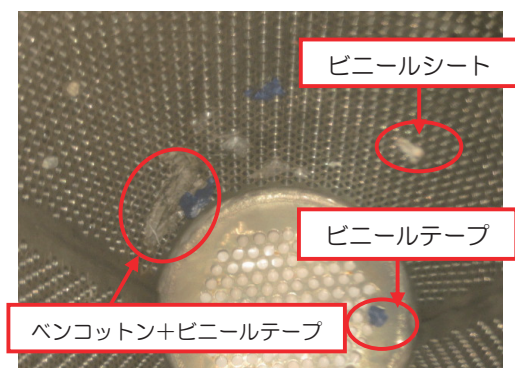


図 2.1.1 コシ筒内部の捕集付着状況

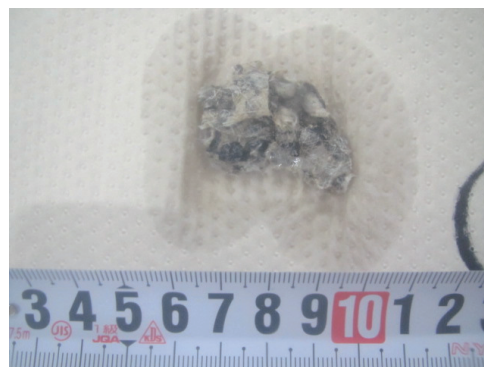


図 2.1.2 回収物（ベンコットン 約40×30mm）

5) 2G ビームシャッターモータ交換

ビームシャッターは、炉心より中性子ビームを導き出すとともに遮へいを兼ねた設備で回転プラグ、水平実験孔設備駆動装置で構成されている。今回は水平実験孔設備駆動装置の一部である駆動用モータが平成 22 年度に実施した点検整備（以下、点検整備とする）において不良（ブレーキ部）が確認されたため交換作業を実施した。（図 2.1.3）

駆動用モータは、遮蔽及び水平実験孔スリーブ内に充填されている He のシールを兼ねた、ステンレスの蓋(約 150kg)で密閉された場所に設置されている。その中にはトリチウムを含む結露水が溜まっている恐れがある為、グリーンハウスの設置並びにステンレスの蓋を撤去するための治具（点検整備時製作）を用いて作業を実施した。

また、点検整備時において結露の影響と思われるブレーキ部の固着が見られたことから、防水型のモータを採用した。（図 2.1.3 新品）

その他の水平実験孔設備駆動装置（2G 以外）の駆動用モータにも同じ事象が起これると予測されるため定期的な点検整備や駆動用モータの交換を行う必要がある。

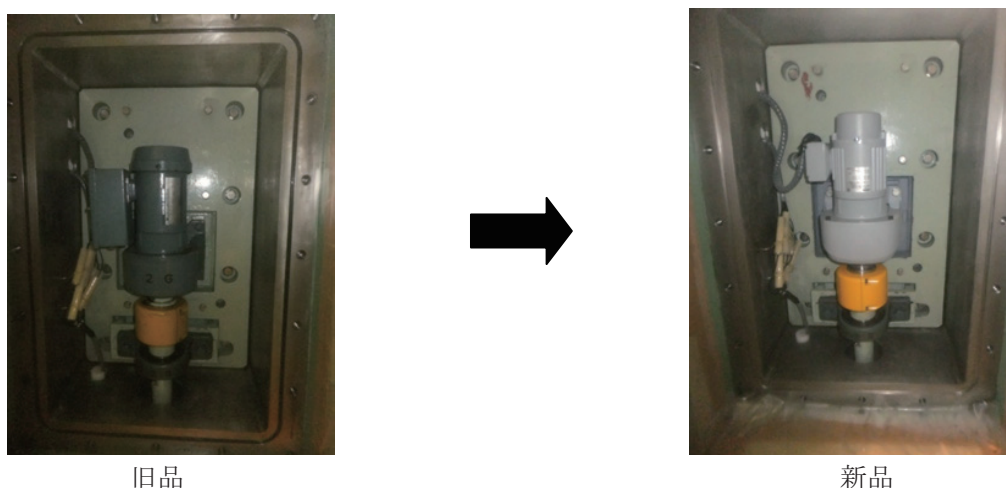


図 2.1.3 2G ビームシャッターモータ

6) 隔離弁の消耗部品の交換

JRR-3には燃料事故時に放射性物質を閉じ込めるための機能を持った隔離弁が8台設置してある。隔離弁は毎年、系統ごとに漏えい試験を実施し健全性を確認しているが、そのうち、炉室天井排気系統隔離弁の漏えい試験においては年々漏えい量が増加していた。原因としてシートパッキンが経年劣化してきたことが考えられたため、炉室天井排気系統隔離弁A系及びB系2台のシートパッキンの交換を実施した。

隔離弁のシートパッキンは、弁体をダクトから取り外さなければ交換できないため、まずダクトから隔離弁を取り外し、その後シートパッキンの交換を行った。作業状況を図 2.1.4 に、シートパッキンの写真を図 2.1.5 及び図 2.1.6 に示す。

交換後に加圧漏えい試験・開閉動作試験を実施し、異常がないことを確認した。

なお、炉室天井排気系統B系は共同溝（第2種管理区域）に設置しており、ダクトを通る気体は原子炉建家内（第1種管理区域）の空気のため、作業場所を一時的に第1種管理区域に設定し作業

を実施した。

他の系統の隔離弁についても経年劣化が進んでいるため、シートパッキンを順次交換していく予定である。



図 2.1.4 作業状況



図 2.1.5 交換前シートパッキン



図 2.1.6 交換後シートパッキン

7) 燃料搬送装置・使用済燃料取扱装置シーケンサーの更新

① 目的

JRR-3 に設置されている燃料搬送装置は、原子炉プール、カナル及び使用済燃料プール上を走行し、専用ツールを用いての燃料要素及び照射試料等の移送または取扱作業に使用するものである。また、使用済燃料取扱装置は、使用済燃料を使用済燃料プールから使用済燃料貯槽 No.1 へ移送する作業に使用するものである。燃料搬送装置及び使用済燃料取扱装置は各制御盤内のシーケンサーによって動作が制限されている。各装置のシーケンサーは JRR-3 の改造時に設置して以来 20 年以上が経過しており老朽化が進んでいるため、予防保全の観点からシーケンサーを更新した。

② 更新作業

更新作業の内容は以下のとおりである。燃料搬送装置及び使用済燃料取扱装置のシーケンサーを図 2.1.7 及び図 2.1.8 に示す。

- ・既設シーケンサー制御プログラムの調査

- ・新規シーケンサー制御プログラムの設計
 - ・既設シーケンサーの撤去及び新規シーケンサーの設置、配線接続作業
- ③ 試験・検査
- 新規シーケンサー設置後に以下の試験・検査を実施し、異常のないことを確認した。
- ・外観検査
 - ・絶縁抵抗測定試験
 - ・作動検査

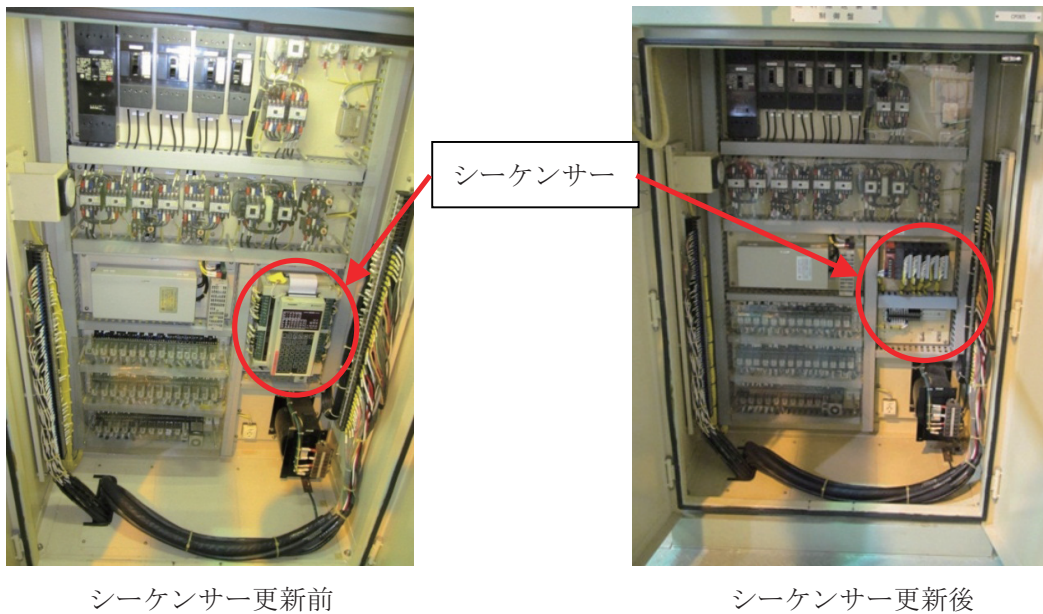


図 2.1.7 燃料搬送装置シーケンサー

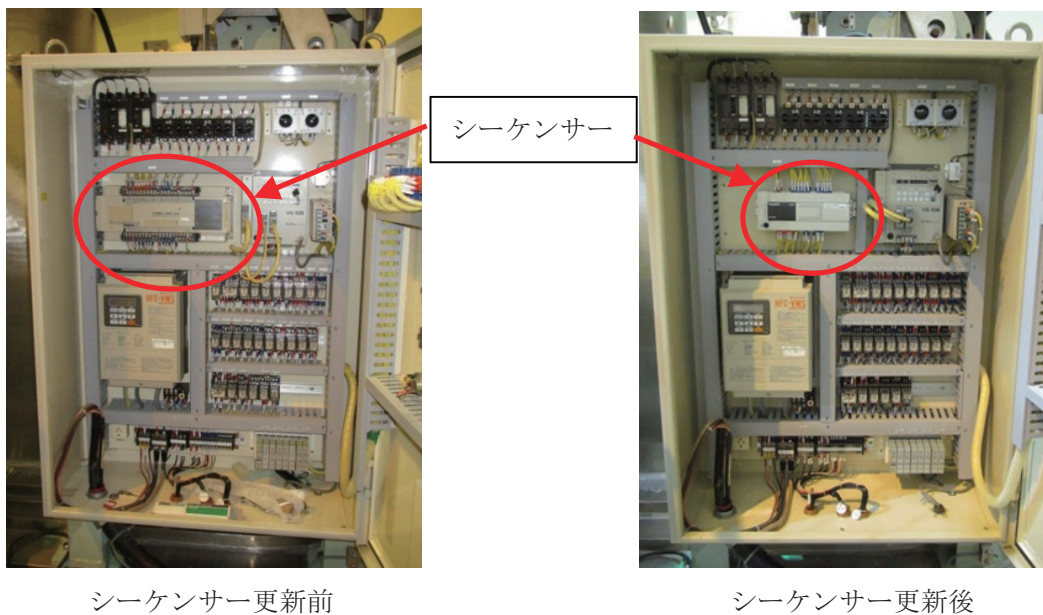


図 2.1.8 使用済燃料取扱装置シーケンサー

8) 2次冷却塔エリミネータの更新

平成24年5月6日に発生した降雹の影響により、2次冷却塔内に冷却水の飛散防止のために設置してあるエリミネータが破損したため、エリミネータ（7 m³）を購入し自前で更新作業を実施した。

① エリミネータの交換作業

雹災を受けたエリミネータは、塩化ビニール製であり、14年間の使用により、太陽による紫外線の影響で劣化し、非常に割れやすい状態であった。

そのため、細かい破砕片が下部にある冷却塔ポンドに落下しないよう下段にビニールシートで養生を行い、破損したエリミネータを撤去した後、掃除機で清掃を実施し新しいエリミネータを敷設した。作業中及び交換後の状態を図2.1.9及び図2.1.10に示す。破損したエリミネータは全部で7m³（78枚）であった。



図 2.1.9 エリミネータの交換作業

② 検査及び試験

養生したビニールシートを取り外し、外観点検を実施後、2次冷却塔に2次冷却水を通水し、正常に運転できることを確認した。

なお、破砕したエリミネータの一部が冷却塔ポンドに入ったため、2次冷却系への異物混入防止を目的に設置してあるスクリーンを引き上げ、破砕片の回収を行った。



図 2.1.10 エリミネータ更新後の冷却塔内部

9) 2次冷却塔ルーファンの更新

2次冷却塔ポンプ室のルーファンは、設置後20年以上が経過し、腐食による穴及び運転時に異音が発生しているため、ファン7台の更新作業を実施した。

このルーファンは、2次冷却塔の各部屋の換気を行うことを目的として、図2.1.11～12に示す場所に設置されている。なお、各ルーファンの役割は表2.1.2に示す。

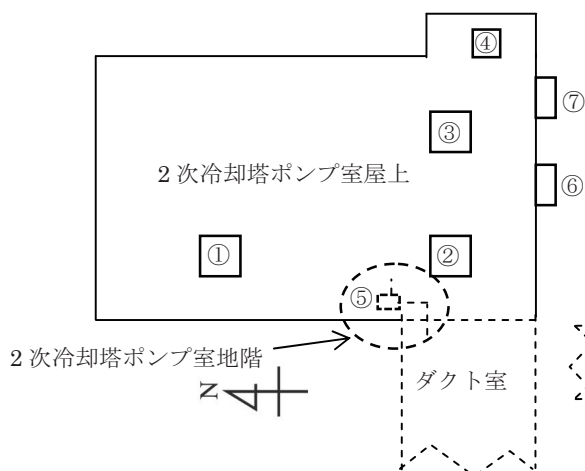


図 2.1.11 2次冷却塔平面図

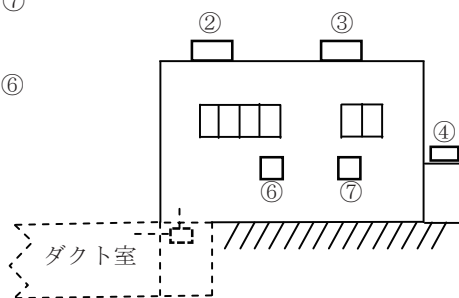


図 2.1.12 2次冷却塔立面図

表 2.1.2 ルーフファンの役割

番号	機器番号	機器名称	目的
①	RF-1	ポンプ室(1) 排風機	2次冷却塔ポンプ室1階の空気を外へ排気
②	RF2-1	電気室 排風機(1)	電気室の空気を外へ排気
③	EF2-2	電気室 排風機(2)	電気室の空気を外へ排気
④	RF-3	ポンプ室(2) 排風機	2次冷却塔ポンプ室地階の空気を外へ排気
⑤	F-1	2次冷却系ダクト 排風機	2次冷却塔ポンプ室地階の空気をダクト室へ排気
⑥	F2-1	高圧盤スペース 排風機(1)	2次冷却塔ポンプ室1階(高圧盤付近)の空気を外へ排気
⑦	F2-2	高圧盤スペース 排風機(2)	2次冷却塔ポンプ室1階(高圧盤付近)の空気を外へ排気

① ルーフファンの交換作業

電源のアイソレーションを実施後、既設ファンを取り外すため、固定ボルトを取り外し、電源ケーブルを切断した。取り付けは、取り外しと逆の手順で実施した。ルーファンは2次冷却塔ポンプ室の天井（地上約8m）に設置されているため、ファンの移動には25トントレーンを使用した。（図2.1.13に示す）



図 2.1.13 更新後のルーファン

② ラインファンの交換作業

電源のアイソレーションを実施後、取り付けボルトを取り外し、電源ケーブルを解線した。取り付けは、取り外しと逆の手順で実施した。ラインファンは、2次冷却塔ポンプ室地階の高所に設置されているため、足場を設置し作業を実施した。(図 2.1.14 に示す)



図 2.1.14 更新後のラインファン

③ ユニットファンの交換作業

電源のアイソレーションを実施後、防護ネット及び取り付けボルトを取り外し、電源ケーブルを解線した。取り付けは、取り外しと逆の手順で実施した。防護ネットは、ケレン及び塗装を施し、ルーバーについては開閉状態に異常が無いことを確認し、再利用した。(図 2.1.15 に示す)



図 2.1.15 更新後のユニットファン

④ 検査及び試験

各ファンを交換し、外観点検、絶縁抵抗測定を実施した。測定値に異常がないことを確認した後、電源のアイソレーションの復旧を行い、回転方向に問題が無いことを確認するため寸動試験を実施し、正常に運転ができることを確認した。

10) 使用済燃料貯槽室排水ピットの防水補修工事

使用済燃料貯槽室地下にある排水ピットの防水塗装が劣化し塗膜の剥離、ひび等が発生しているため以下の手順で補修工事を行った。補修前及び補修後の排水ピットの状況を図 2.1.16 及び図 2.1.17 に示す。

① スクレッパー等により剥離、ひび等が発生している塗膜の除去を行った。塗膜除去時に排水ピット南東側コーナー部にあったエフロ（析出物）を剥離したところ、剥離部からの水のしみだしを確認した。しみだし水をウエスに染み込ませ核種分析を行った結果、天然核種であるK-40以外確認されず異常のないことを確認した。

② エポキシ樹脂モルタルを使用し、段差等の下地処理を行った。

③ バンデックス工法[※]にて排水ピット南東側コーナー部の水のしみだし箇所を止水した。

※ バンデックス工法・・・バンデックスとはケイ酸質系浸透性塗布防水剤で、コンクリート躯体の漏水部等に塗布することで水を媒介しコンクリート中の水酸化カルシウムと反応して結晶を形成及び増殖しながら毛細管の深層部まで充填し止水、防水する工法である。

④ 除去した塗膜の回収及び排水ピット内の塗装前の清掃を行った。

⑤ ユータックECプライマー（エポキシ樹脂プライマー）を塗布し、塗装前の下地調整を行

った。

- ⑥ ユータック E-30N (エポキシ樹脂無溶剤形塗料) を2回にわたり塗布し、防水塗装を行った。



図 2.1.16 使用済燃料貯槽室排水ピット (補修前)

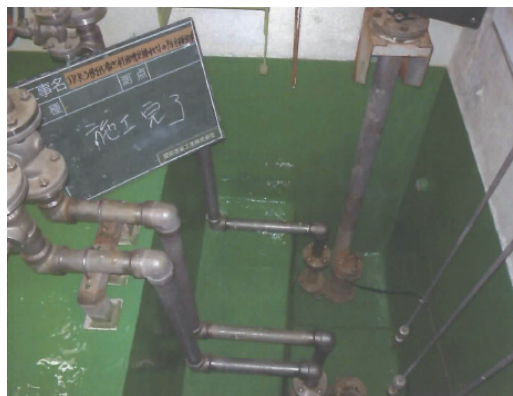


図 2.1.17 使用済燃料貯槽室排水ピット (補修後)

11) 燃料管理施設及び使用済燃料貯槽室の防水補修工事

H24年5月6日の降雹により燃料管理施設及び使用済燃料貯槽室の屋上防水シートが破損したため、防水補修工事を行った。燃料管理施設は破損箇所が多数であったため、機械固定工法(金属ディスクをアンカーで躯体に固定し、塩ビシートをヒーターにより加熱し金属ディスクに溶着する工法)により全面補修した。使用済燃料貯槽室は破損箇所が少なかったため部分補修とし、破損箇所に溶着材を用いて塩ビシートを貼り付け補修した。なお、補修工事までは、破損箇所をビニールテープ等を用いて仮補修を行った。

① 被害状況

燃料管理施設	約 500 箇所 (ほぼ全面)
使用済燃料貯槽室	約 100 箇所

② 補修工事概要

燃料管理施設	塩ビシート機械固定工法 (全面補修 約 270 m ²)
使用済燃料貯槽室	塩ビシート溶着 (部分補修 200×200 mm、約 100 箇所)

12) 原子炉プール溢流系設備の溢流タンク水位管理値等の変更

長期停止中の設備機器の維持のための点検において、原子炉プール溢流系設備を運転したところ、運転音(系内の水切り音)の変化が確認された。このときの溢流タンクの水位は約 35cmであった。溢流タンクの水位が低いことによる系内へのエアの混入が考えられるため、溢流タンクの水位を 31 cm から約 2 cm 刻みで上昇させ、運転音の変化及び原子炉プール内の溢流系戻り配管付近の観察を行った。その結果、溢流タンクの水位が約 50 cm まで上昇する間は、運転音の変化及び原子炉プール内の溢流系戻り配管付近に気泡の発生が確認され、溢流タンクの水位が約 50 cm 以上では、運転音の変化及び気泡の発生がなくなることを確認した。

原子炉プール溢流系設備運転時における運転音の変化の原因は、溢流タンクの水位が低いことによる系内へのエアの混入であった。

溢流タンク水位は、原子炉運転による温度変化に追従して変化するため適切な管理値を設定する必要がある。これを加味して溢流タンクの水位及びインターロック（溢流タンク水位低による溢流ポンプの自動停止）の管理値を以下のとおり変更した。

溢流タンク水位の管理値	31～230 cm	→	55～230 cm
インターロックの管理値	30 cm 以下	→	50 cm 以下

2.1.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

平成24年度は、原子炉の運転がなかったため炉心への新燃料の装荷はなく、また、新燃料の受け入れもなかったため、在庫量の変動はなかった。

平成23年度に受け入れた第L21次取替用燃料体20体（標準型燃料体14体、フォロー型燃料体6体）の受入検査を平成24年4月17日に実施し、また、使用前検査を平成24年5月17、18日に受検し、合格となった。受入検査において、燃料板に有意と思われる打痕を確認したが、事業者検査において傷の深さが判定基準内であることを確認していた。また、受入検査において、再度、傷の深さを測定したところ、判定基準内であった。

現在、第L22次及び第L23次取替用燃料体の製作について仏国CERCA社と契約を締結しているが、東日本大震災の影響等により燃料の調達計画を変更したため、第L22次燃料については燃料板完成後、第L23次燃料についてはウランメタルを調達した段階で製作を中断している。

(2) 燃料交換

平成24年度の運転実績はなく、燃料交換は実施しなかった。

(3) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成24年度における、炉心から使用済燃料プールへの使用済燃料（板状燃料）の受け入れはなく、研究炉使用済燃料の対米輸送等による搬出もなかった。従って、在庫量増減はなかった。また、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、金属天然ウラン燃料体、同要素及びDSFで貯蔵中の金属天然ウラン燃料要素の在庫変動はなかった。

2) 放射能濃度の監視

使用済燃料の健全性を確認するため、貯槽水及び保管孔内空気の放射能濃度を定期的に監視して異常のないことを確認した。各貯蔵設備の放射能濃度は、次のとおりであった。

使用済燃料プール	: 検出限界以下（検出限界 $3.24 \times 10^{-1} \sim 3.37 \times 10^{-1}$ Bq/cm ³ ）
使用済燃料貯槽No.1	: 検出限界以下（検出限界 $4.96 \times 10^{-1} \sim 7.22 \times 10^{-1}$ Bq/cm ³ ）
使用済燃料貯槽No.2	: 検出限界以下（検出限界 $4.91 \times 10^{-1} \sim 5.35 \times 10^{-1}$ Bq/cm ³ ）
保管孔（DSF）	: $1.01 \times 10^{-2} \sim 1.17 \times 10^{-2}$ Bq/cm ³

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、制御棒駆動装置点検作業、隔離弁点検作業、1次冷却材ストレーナの分解点検、1区画排水ピット清掃作業、隔離弁のシートパッキン交換作業等であった。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

JRR-3から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を表2.1.3に示す。本年度は、原子炉の運転がなかったため、気体状放射性物質の ^{41}Ar の放出はなかった。 ^3H の年間放出量は $6.1 \times 10^9 \text{Bq}$ であり、放出管理目標値の0.082%であった。使用済燃料貯蔵施設における放射性廃液（廃液量： 5.6m^3 ）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。

(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表2.1.4に示す。

表 2.1.3 JRR-3 から放出された放射性物質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	³ H	⁶⁰ Co	¹³¹ I	³ H	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	
年間放出量 (Bq/y)	0	6.1×10^9	0	0	4.8×10^8	1.8×10^6	3.0×10^5 *	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<4.5 \times 10^{-5}$	$<3.6 \times 10^{-10}$	$<2.0 \times 10^{-9}$	4.0×10^0	1.5×10^{-2}	2.5×10^{-3} *	

* : 東京電力福島第一原子力発電所事故による放射性物質放出の影響

表 2.1.4 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)	422	394	323	438	658
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

(個人線量計：ガラスバッジ)

2.1.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

平成 23 年度末の JRR-3 における装荷重水量は 7,364.48kg であった。補給重水量として 1.40 kg の変動があり、平成 24 年度末の装荷重水量は 7,365.88kg であった。

平成 23 年度末の JRR-3 における未使用重水量は 146.48kg であった。重水タンクへ 1.40kg 補給、重水の棚卸しに伴い計量調整として-0.70kg の変動があったため、未使用重水の在庫量は 144.38kg となった。

平成 23 年度末の JRR-3 における回収重水量は 16,048kg であった。平成 24 年度には重水の回収がなかったため、平成 24 年度末の回収重水量は 16,048kg で変化はなかった。

平成 23 年度末の JRR-4 における装荷重水量は 368.45kg であった。平成 24 年度には重水の回収がなかったため、平成 24 年度末の装荷重水量は 368.45kg で変化はなかった。

重水の管理状況を表 2.1.5～表 2.1.7 に示す。

(2) 水・ガス管理

今年度は施設共用運転を行わなかったため停止中における日常的な水・ガス分析を行った。これらの主な分析結果を表 2.1.8 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 次冷却水

1 次冷却水浄化系入口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.74～6.15 で、管理基準値 (5.0～7.5) の範囲であった。1 次冷却水浄化系入口の導電率の測定結果は 0.69～1.19 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、平成 24 年度には原子炉プール水を 103m³ 入れ替え、原子炉プール水中のトリチウム濃度を 8.21×10² Bq/cm³ から 6.34×10² Bq/cm³ に低減させた。

2) 使用済燃料プール水 (SF プール水)

使用済燃料プール水浄化系入口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.71～6.07 で、管理基準値 (5.0～7.5) の範囲であった。

3) 原子炉プールイオン交換樹脂

今年度は原子炉運転がなく、イオン交換樹脂の劣化がなかったためイオン交換樹脂塔の切り替えは行わなかった。

4) 重水イオン交換樹脂

今年度の浄化系の樹脂塔の交換はなかった。

5) 冷中性子源装置 (CNS) 系

CNS のヘリウムガスの不純物分析は、原子炉運転がなかったため行わなかった。

表 2.1.5 JRR-3 および JRR-4 の装荷重水量

	平成 23 年度末	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	平成 24 年度末
	装荷重水量(kg)				装荷重水量(kg)
JRR-3	7,364.48	1.40	0.00	0.00	7,365.88
JRR-4	368.45	0.00	0.00	0.00	368.45
合計(kg)	7,732.93	1.40	0.00	0.00	7,734.33

表 2.1.6 JRR-3 未使用重水保管量

平成 23 年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成 24 年度末
未使用重水量(kg)	購 入	計量調整	補 給	計量調整	未使用重水量(kg)
146.48	0.00	0.00	1.40	-0.70	144.38

表 2.1.7 JRR-3 の回収重水量

平成 23 年度末	受入れ(kg)			払出し(kg)			平成 24 年度末
回収重水量(kg)	炉心回収	その他	小 計	移 動	その他	小 計	回収重水量(kg)
16,048	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	16,048

表 2.1.8 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)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.74 ~ 6.15
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.69 ~ 1.19
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³)		—	6.34×10 ² ~ 8.21×10 ²
SF プール水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.71 ~ 6.07
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.84 ~ 1.26
反射体重水	トリチウム濃度 (Bq/cm ³) *1)		—	1.54×10 ⁸

*1) 平成 25 年 1 月 9 日現在の値

2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

使用済燃料貯蔵施設の運転・保守を行うとともに、施設定期自主検査を実施した。

(1) 貯蔵設備の管理

1) 貯槽の水質管理

JRR-3における貯槽の水質は、年度を通じて維持管理基準値以内に管理した。平成24年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を表2.1.9に示す。各貯槽においては、水素イオン濃度指数 (pH)、導電率、トリチウム濃度等に大きな変動はなかった。

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 (循環ブロー、空気作動弁、プロセス放射線モニタ等) に対して、自主点検及び施設定期自主検査を行い、機能及び性能が維持されていることを確認した。

3) イオン交換樹脂筒の交換

JRR-3使用済燃料貯槽 (No.1及びNo.2) 水の浄化に用いている純水精製装置のイオン交換樹脂筒 #1を性能の劣化に伴い予備品と交換し、廃棄物処理場に搬出した。劣化した樹脂筒は、平成21年4月から3年4ヶ月使用し、積算精製量は約1万2千m³、表面線量当量率は55μSv/hであった。

(2) JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器の定期自主検査

核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書に基づき、JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器2基の定期自主検査 (外観検査、気密漏えい検査、吊上荷重検査、未臨界検査、伝熱検査、遮へい検査) を実施し、当該輸送容器の健全性を確認した。

(3) 事業所内運搬容器の定期自主検査

原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則第15条に基づき、3年に1回の点検が定められている事業所内運搬容器7基 (DSF,Edlow#1,Edlow#2,MAP,JFC,SFER#1,SFER#2) について、定期自主検査 (外観検査、寸法検査、吊り上げ検査、しゃへい検査、気密漏洩検査) を実施し、当該事業所内運搬容器の設計条件を満足していることを確認した。

表2.1.9 JRR-3の使用済燃料貯槽の水質測定値

	維持管理値	貯槽No.1	貯槽No.2
水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	5.4~6.6	5.4~6.7
導電率 (μS/cm)	10.0 以下	0.10~0.20	0.10~0.20
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	4.7~6.1	2.7~3.1
温度 (°C)	—	14.5~23.5	16.0~23.0

2.1.7 東日本大震災からの復旧

東日本大震災により被害を受けた原子炉建家、原子炉制御棟、実験利用棟及びコンプレッサ棟、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、冷却塔、共同溝及びDSF 建家壁面について、平成 23 年度に実施した建家補修工事の残工事として、以下の補修を実施した。

(1) ひび割れ部の補修工事

鉄筋コンクリート部に発生したひび割れについて、足場等を設置して調査した。発見したひび割れについては、それらの程度に応じて、ひび割れの幅が 0.2 mm 以上の箇所についてはエポキシ樹脂注入による補修、0.1 mm 以上 0.2 mm 未満の幅については可能な限り樹脂注入を試みた上で樹脂により被覆した。ひび割れ補修後、補修箇所は全面塗装をおこなった。(図 2.1.18 に示す)



図 2.1.18 ひび割れ部の補修工事

(2) 空洞部充填工事

共同溝、実験利用棟及びコンプレッサ棟の基礎に発生した、地盤沈下による空洞に発泡ウレタン樹脂を充填した。(図 2.1.19 に示す) なお、地下水によるウレタン樹脂の発泡不良を防止するために、充填箇所の周辺にディープウェル（深井戸）を掘り地下水位を下げた。(図 2.1.20 に示す) また、発泡ウレタン樹脂の充填は基礎の沈下防止はもとより、ウレタン樹脂の接着性により土間コンクリートのひび割れによる地下水漏えいの予防も期待できる。

なお、DP タンク室の空洞も実施する予定ではあったが、水位が下がらなかったため充填を断念した。



図 2.1.19 発泡ウレタン樹脂の充填



図 2.1.20 ディープウェルの施工

(3) エキспанションジョイント部の防水工事

共同溝内のエキспанションジョイント部の防水においては、可動を許容する材質で防水することが必須であり作業性及び完全に止水するためにバンデフレキシシ工法による合成樹脂の高圧注入を行った。補修対象箇所が **JRR-3** 建家では最大の地下埋設エキспанションジョイントであったため、地盤沈下により地中に空洞が発生したため、地中の空洞にエアモルタルを充填した上で、バンデフレキシシ工法により合成樹脂を高圧注入した。

(4) DSF建家壁面のひび割れ補修

平成23年度中に工期が十分確保できなかったため、一部のひび割れに対するエポキシ樹脂注入による補修のみで終わっていた保管棟建家の壁面ひび割れ補修について、3次補正予算にて残りの建家内部の約7 m以上の壁面、地階壁面、外壁面のひび割れに対して、エポキシ樹脂注入と部分塗装による補修工事を実施した。

2.2 JRR-4 の運転管理

2.2.1 運転

JRR-4 は、原則として週 4 日間、1 日 7 時間の運転を行い、年間約 40 週の施設供用運転を実施している。平成 24 年度については、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災の影響により、平成 23 年度に引き続き運転を取り止めた。

平成 24 年度における JRR-4 運転実績表を表 2.2.1 に示す。

表 2.2.1 JRR-4 運転実績表

年・月 (year. Month)	運転日数 (day)	運転時間 (hr:min)	月間積算出力 (kWh)	積算出力 (kWh)	計画外 停止回数
前年度末積算値	—	38820:06	—	79,534,282	—
2012 .4	0	0	0	79,534,282	0
.5	0	0	0	79,534,282	0
.6	0	0	0	79,534,282	0
.7	0	0	0	79,534,282	0
.8	0	0	0	79,534,282	0
.9	0	0	0	79,534,282	0
.10	0	0	0	79,534,282	0
.11	0	0	0	79,534,282	0
.12	0	0	0	79,534,282	0
2013 .1	0	0	0	79,534,282	0
.2	0	0	0	79,534,282	0
.3	0	0	0	79,534,282	0
本年度計	0	0	0	—	0
本年度末積算値	—	38820:06	—	79,534,282	—

平成 25 年 3 月 31 日現在

2.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成 24 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。主なものは、JRR-4 原子炉施設保全計画に基づき実施した、安全系 2 の交換及び非常用制御設備の分解点検である。

(2) 主な保守整備

1) 安全系 2 の交換

保全計画に伴い、中性子計測設備の安全系 2 検出器の検出器保護管への取り付け及び炉心タンク内への挿入を行った。挿入後、制御室及び検出器間の静電容量及び絶縁抵抗の測定を行い、いずれも正常であることを確認した。

2) 非常用制御設備の分解点検

保全計画に伴い、非常用制御設備(B1、B2)の分解点検を実施した。その後、駆動部の点検、作動検査を実施し、非常用制御設備に異常のないことを確認した。

2.2.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) JRR-4 の燃料製作

本年度、新燃料の製作はなかった。

2) JRR-4 の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

JRR-4 の計量管理においては、平成 24 年 10 月及び平成 24 年 12 月に実在庫検査を行い、文部科学省及び核物質管理センターの検認を受けた。

(2) 燃料交換

東日本大震災の影響から、平成 23 年度に引き続き施設定期自主検査期間を延長したことから、本年度は原子炉運転及びそれに伴う燃料交換は実施していない。

(3) 反応度管理

東日本大震災の影響から、平成 23 年度に引き続き施設定期自主検査期間を延長したことから、本年度は原子炉を運転しておらず、過剰反応度は年度当初の 5.64%Δk/k のままであった。

図 2.2.1 に JRR-4 炉心過剰反応度推移を示す。

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成24年度において、使用済燃料の在庫量は増加していない。

2) 放射能濃度の監視

使用済燃料の健全性を確認するため、プール水の放射能濃度を定期的に監視して異常の無いことを確認した。各プールの放射能濃度は年度を通じて次のとおりであった。

No.1 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.83 \times 10^{-1} \sim 1.90 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

No.2 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.83 \times 10^{-1} \sim 1.90 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

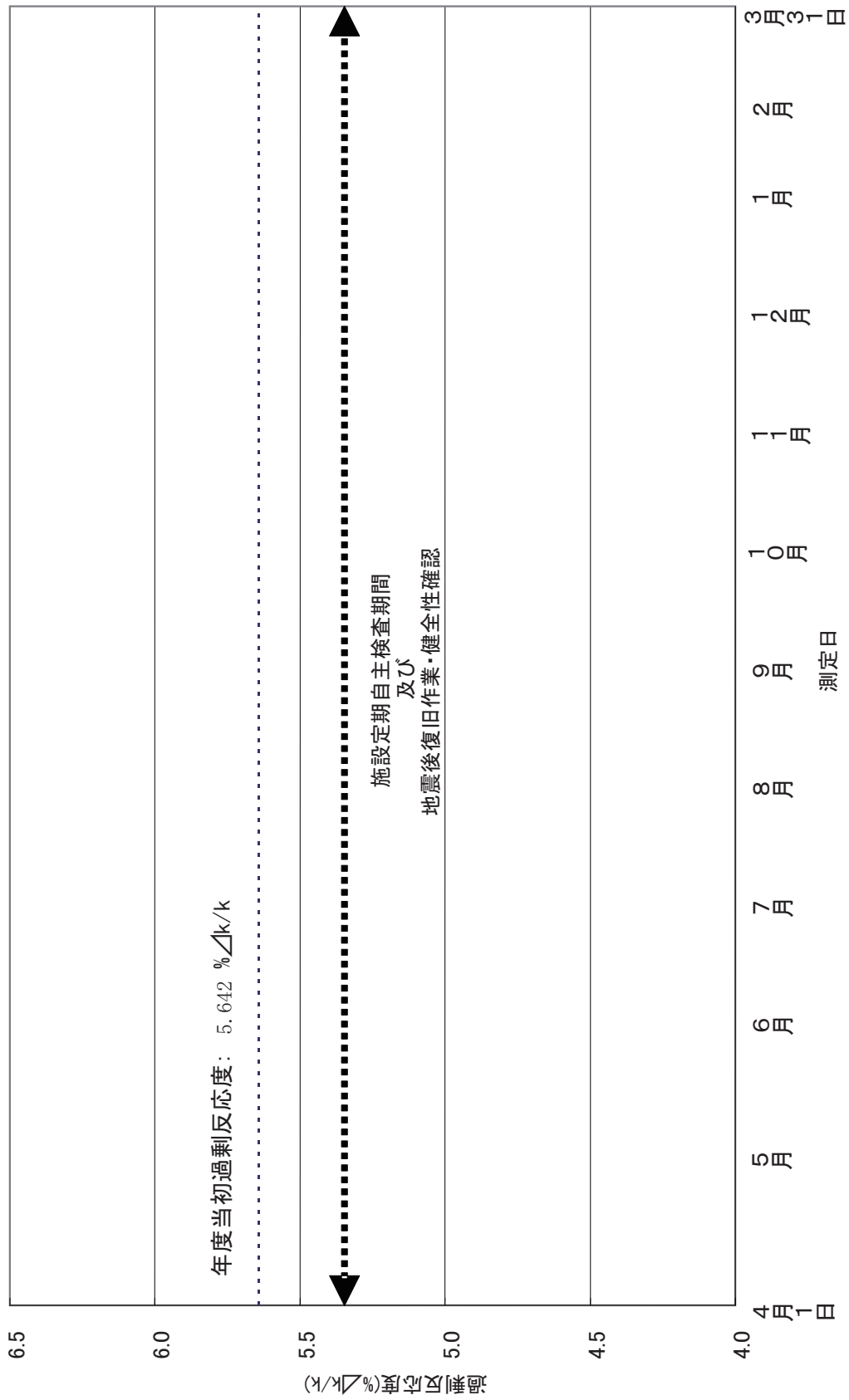


図 2.2.1 JRR-4 炉心過剩反応度推移 (平成 24 年度)

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、安全系 2 の交換、非常用制御設備の分解点検、中性子計測設備点検作業及び破損燃料検出モニタ点検作業であった。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 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を表 2.2.2 に示す。本年度は、原子炉の運転がなかったため、気体状放射性物質の ^{41}Ar の放出はなかった。

(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表 2.2.3 に示す。

2.2.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

平成 24 年度の JRR-4 における重水の移動等はなかった。また、年度末における装荷重水量は、重水濃度による換算値（100%重水量）で 368.45kg であった。

(2) 水・ガス管理

平成 24 年度において 3500kW 定常運転時における水質分析は、運転がなかったため行わなかった。

2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

JRR-4 の使用済燃料貯蔵施設におけるプールの水質は、年間を通して維持管理基準値（導電率：10 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下、pH：5.5～7.0）を満足していた。

2.2.7 東日本大震災からの復旧

(1) 概要

平成 23 年度に、第 1 次補正予算により原子炉建家、付属建家(機械室除く)、冷却塔等に係る建家、地盤及び設備機器について復旧工事を実施した。

平成 24 年度は、主に第 3 次補正予算により前年度に復旧まで及ばなかった付属建家(機械室)、屋外共同溝、排気風洞等の復旧工事を実施した。

(2) 建物等の補修

1) 付属建家(機械室)

機械室は、地階に位置し、受変電設備、非常用電源設備(ディーゼル発電機、無停電電源装置)及び空調設備等の主に特定施設の設備を設置する所である。

機械室は、地下水の浸入による機器類の故障を防止するため、土に面した南面、西面、北面の側壁が2重壁となっている。また、地下水が浸入した場合においても、排水ポンプにより排水溝に排水される構造となっている。第3次補正予算により、以下の復旧工事を実施した。

- ① 天井及び梁については、クラックが19箇所発生(最大幅:0.4mm)していたため、エポキシ注入及び樹脂モルタルによる補修の後、帯状塗装を施した。
- ② 側壁の内壁に発生したクラックについては、壁の部材構成がブロック壁にモルタル仕上げとなっているため、エポキシ注入による補修ができないことから、樹脂モルタルによる補修を施した。なお、側壁の外壁については、構造上直接目視による確認はできなかったが、点検口から地下水の浸入が見られないことから、貫通するような亀裂は発生していないものと推測した。
- ③ 床面については、シンダーコンクリート部にクラックが多数あり、樹脂モルタルで補修した後、防塵タイプの塗料を用いて全面塗装を施した。(図 2.2.2 参照)

2) 屋外共同溝

屋外共同溝は、排気第2、3、4系統のダクトや電線等を設置する共同溝Aと、排気第5系統のダクトを設置する共同溝Bの2つがある。共同溝は震災により多数のクラックが発生するとともに上部外面の防水モルタルにクラックが発生した。第3次補正予算により、以下の復旧工事を実施した。

- ① 共同溝Aについては、天井及び壁面に発生したクラックを樹脂モルタルで補修した。また、共同溝を貫通する配管周辺の圧壊したモルタルを取り除き樹脂モルタルで補修した。上部外面の防水モルタル部については、クラックを樹脂モルタルで補修し、表面コート材により全面塗装を施した。
- ② 共同溝Bについては、天井及び壁面のクラックをエポキシ注入及び樹脂モルタルで補修した。上部外面の防水モルタル部については、クラックを樹脂モルタルで補修し、表面コート材により全面塗装を施した。(図 2.2.3 参照)

3) 排気風洞

排気風洞は、排気フィルタ装置の下流に設置したダクト末端部と排気筒の間に位置するコンクリート製の風洞である。排気風洞は、排気筒との接続部であるエキスパンション部に隙間が生じたが、当該箇所については震災直後に復旧している。第3次補正予算により、以下の復旧工事を実施した。

- ① 排気風洞については、鉄筋爆裂等により露出した鉄筋に錆止め塗装を施した上で、震災により生じたクラックを有する壁、床及び天井全面について、樹脂モルタルで修理を行った。上部外面の防水モルタル部については、表面コート材により全面塗装を施した。(図 2.2.4 参照)

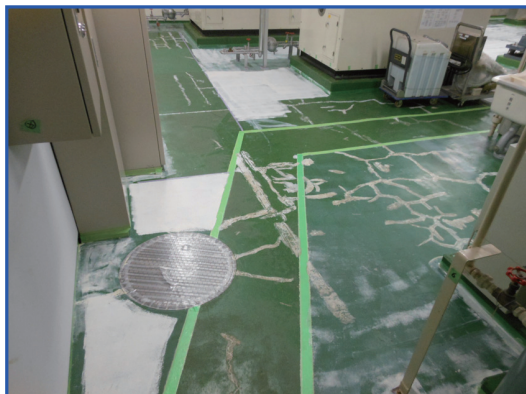


図 2.2.2 機械室床 樹脂モルタル補修



図 2.2.3 共同溝(B)エポキシ注入



図 2.2.4 排気風洞 樹脂モルタル補修

4) その他

その他として、以下の復旧工事を実施した。

- ① 冷却塔については、送風機インレットコーン基礎コンクリートを補修した。
- ② ローディングドック B については、不等沈下による応力が掛かっていた電線管類を撤去し、エキスパンション部の電線管類を地震に対応するフレキシブル管に更新した。
- ③ 散乱実験室南側外壁等については、不等沈下した擁壁、柵の補修を行った。擁壁との接合部については、ローディングドック B 下部への地下水等の滞留防止を考慮して、透水性シートによる補修を施した。

表 2.2.2 JRR-4 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度

核種	放射性ガス	放射性塵埃		放射性廃液		
	^{41}Ar	^{60}Co	^{131}I	^{60}Co	^{137}Cs	^3H
年間放出量 (Bq/y)	0	0	0	—	—	7.3×10^6
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-9}$	$< 8.2 \times 10^{-9}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	1.5×10^{-1}

表 2.2.3 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
従事者数 (人)	19	20	39	19	46
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

(個人線量計：ガラスバッジ)

2.3 NSRRの運転管理

2.3.1 運転

(1) 概況

平成 24 年度は、年間運転計画に基づき東日本大震災により被災した施設の健全性確認作業を行い、運転は実施しなかった。

(2) 水の管理

NSRR のプール水精製系設備を月に一度の頻度で、原子炉プールまたは燃料貯留プールに切替えて運転し、水質を管理している。月例点検の結果を表 2.3.1 に示す。水質結果に異常は見られず水の管理は適切であった。

1) 原子炉プール

原子炉プール水の pH 測定値は 6.22～6.74 の範囲であり、管理目標値（5.5～7.0）内であった。導電率の測定結果は 0.16～0.27 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（0.5 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。また、脱塩塔出口の導電率は 0.06～0.07 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった

2) 燃料貯留プール

燃料貯留プール水の pH 測定値は 6.19～6.75 の範囲であり、管理目標値（5.5～7.5）内であった。また、導電率の測定結果は 0.12～0.36 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（1.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。

表 2.3.1 NSRR プール水測定結果

項目	管理目標値	測定結果
原子炉プール水pH	5.5 ～ 7.0	6.22～6.74
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.16～0.27
燃料貯留プール水pH	5.5 ～ 7.5	6.19～6.75
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.12～0.36
脱塩塔出口導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	プール水導電率より低いこと	0.06～0.07

2.3.2 保守・整備

(1) 概況

平成 24 年度年間運転計画に基づき点検・保守を実施した。平成 23 年 9 月 1 日から実施している第 34 回 NSRR 本体施設定期自主検査及び NSRR 本体施設自主検査を実施した。また、特定化学設備の定期自主検査を実施した。

その他として、平成 23 年度から実施している原子炉建家屋根の防水処理を実施した。

(2) 本年度において実施した主な保守整備

1) 特定化学設備の定期自主検査

NSRR には、特定化学設備として廃液中和装置と純水製造装置が設置されている。本年度は、特定化学物質障害予防規則に基づき、年 1 回の実施が義務付けられている廃液中和装置の定期自主検査を実施した。本定期自主検査において、中和槽等の外観検査及び漏えい検査、ポンプ・制御回路の絶縁抵抗検査、作動検査、警報検査及びインターロック検査を実施し、各機器及び系統に異常のないことを確認した。

2) 原子炉建家屋根の防水処理工事

本工事は、高経年化対策の一環として平成 23 年 10 月 31 日から工事を実施していたが、屋根ライニングに支持金物を溶接する作業中に屋根ライニングが溶接の熱により溶け、溶融物が原子炉棟建家天井裏内にある可燃性の防湿シートに落下し火災が発生したため、工事を一時中断していた。火災発生時の分析、再発防止対策の検討、施工管理の強化、防火対策の徹底、所内で共用している要領書及びマニュアルの見直しを行い、火気取扱作業や溶接作業に関する安全確認の方法をより徹底し、平成 24 年 6 月 1 日から平成 24 年 9 月 29 日にかけて、火災に伴う復旧工事、屋根補修工事、防水処理工事を実施した。

①火災に伴う復旧工事

火災により延焼した可燃性の防湿シート材及び断熱材（グラスウール）の撤去作業、断熱材の新設作業を行った。また、安全対策の一環として原子炉棟内部に仮設足場を設置し工事を実施した。

②屋根補修工事

本工事は溶接作業により穴の開いた屋根ライニングについて、設計及び工事の方法の認可申請を行い屋根補修工事を実施した。平成 24 年 6 月 13 日に使用前検査及び施設検査を受検し合格した。

③防水処理工事

原子炉建家の屋根は、鉄骨に鉄板張り（屋根ライニング）した上にアルミ瓦棒葺き（かわらぼうぶき）を施した構造となっている。表面には塩害等による腐食が散見されるようになっており、腐食が進行することにより雨水が屋根ライニングを浸食する恐れがあるため、既設アルミ瓦棒葺きの上にステンレス製の保護板を被せて防水処理を実施した。

2.3.3 燃料・炉心管理

(1) NSRR の燃料製作

本年度は、新燃料の製作を行わなかった。

(2) NSRR の燃料の交換

本年度は、燃料交換を実施しなかった。

(3) NSRR の燃料貯蔵量及び計量管理

NSRR 炉心用燃料の計量管理においては、原子炉プール内ラック及び燃料貯留プールで貯蔵中の使用済燃料要素の在庫変動はなかった。また、平成 24 年 10 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。

(4) 実験用燃料の管理

1) 計量管理

NSRR 実験用燃料の計量管理においては、実験用燃料の加工のための核燃料物質の輸送に伴う核燃料物質の移動票の起票を行った。また、平成 24 年 12 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。

2) 実験用燃料の受入

実験用燃料について、燃料安全研究グループから実験用未照射燃料の受入を 1 回行った。

(5) その他

1) 燃料輸送容器の管理

新燃料輸送に使用する未使用燃料輸送容器（NSC-81Y-365K 型）の定期自主検査については平成 24 年 6 月に行った。また、核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書の有効期限は、いずれも平成 26 年 10 月 5 日である。

2.3.4 放射線管理

(1) 概況

本年度に実施した主な放射線作業は、炉心燃料の燃料検査等であった。これらの作業において作業者の有意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

NSRR から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度を表 2.3.2 に示す。本年度は、原子炉の運転がなかったため、気体状放射性物質の ^{41}Ar の放出はなかった。

(3) 実効線量

NSRR における放射線業務従事者の実効線量を表 2.3.3 に示す。

表 2.3.2 NSRR における気体状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

	放出性ガス (原子炉棟)	放射性塵埃			放射性廃液
	⁴¹ Ar	原子炉棟		燃料棟	⁶⁰ Co
		⁶⁰ Co	¹³¹ I	⁶⁰ Co	
年間放出量 (Bq/y)	0	0	0	0	1.1×10 ⁵
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	<3.6×10 ⁻³	<8.0×10 ⁻¹⁰	<1.1×10 ⁻⁸	<7.0×10 ⁻¹⁰	2.6×10 ⁻³

表 2.3.3 NSRR 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)	40	60	76	55	116
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

(個人線量計：ガラスバッジ)

2.3.5 東日本大震災からの復旧

(1) NSRR 施設のクラック補修

NSRR 施設の原子炉棟、燃料棟、照射物管理棟、機械棟、制御棟、居室棟、排気筒に微少なクラックが生じていたため、仮設足場等の設置を行いクラック箇所の長さ、幅等についてクラックマップを作成し、クラックの程度に応じて補修工法を選定し樹脂注入工法等で補修を実施した。図 2.3.1 に制御棟 制御室壁面の損傷及び復旧状況を示す。



図 2.3.1 制御棟 制御室壁面の損傷及び復旧状況

(2) NSRR 風除室路盤補修工事

NSRR 原子炉建家と隣接する風除室内の路盤に約 10cm の段差が生じ、原子炉棟への機器等の搬出入が不可能となったため、風除室内の路盤補修を実施した。図 2.3.2 に風除室 路盤の損傷及び復旧状況を示す。



図 2.3.2 風除室 路盤の損傷及び復旧状況

2.4 タンデム加速器の運転管理

2.4.1 運転

(1) 概況

平成 24 年度のタンデム加速器の実験利用運転(以下「マシンタイム」という)は、第 1 回を前年度 2 月 13 日から 5 月 28 日まで、第 2 回を平成 24 年 6 月 13 日から 6 月 27 日まで、第 3 回を 10 月 22 日から 11 月 12 日まで、第 4 回を平成 25 年 2 月 13 日から 3 月 31 日まで行った。(4 月 1 日以降、5 月 26 日まで、継続して平成 25 年度運転を実施した。)

各回マシンタイムは、予定通りの運転を実施した。第 3 回と第 4 回の間、11 月中旬から平成 25 年 2 月上旬まで建家補修を実施した。また、平成 25 年 2 月上旬に建家受変電設備の工事を実施した。

平成 24 年度(平成 24 年 4 月 1 日～平成 25 年 3 月 31 日)のタンデム加速器の運転・保守、休止日数等を表 2.4.1 に、タンデム加速器を使用したマシンタイムの利用形態を表 2.4.2 に、マシンタイムにおける利用分野の日数を表 2.4.3 に示す。

表 2.4.1 平成 24 年度タンデム加速器の運転・保守状況

運転・保守項目	日 数
実験利用運転日数	113 日 (31%)
その内ブースター利用日数	4 日 (4%)
定期整備日数	73 日 (20%)
保守日数	8 日 (2%)
コンディショニング日数	15 日 (4%)
調整運転	4 日 (1%)
建家補修作業日数	66 日 (18%)
建家受変電設備工事	5 日 (1%)
休止日	81 日 (22%)

()内の数字は、全運転・保守別の割合を示す。

表 2.4.2 平成 24 年度タンデム加速器の利用形態

利用形態	日 数
共同研究	47 日 (42%)
原子力機構内利用	39 日 (35%)
施設供用	18 日 (16%)
JST 受託研究	9 日 (8%)

()内の数字は、利用形態別の割合を示す。

表 2.4.3 平成 24 年度タンデム加速器の利用分野

利用分野	日 数
核物理・核データ	29 日 (26%)
核化学	27 日 (24%)
原子・固体物理、材料科学	36 日 (32%)
加速器開発	20 日 (18%)
産業利用	1 日 (1%)

()内の数字は、利用分野別の割合を示す。

(2) タンデム加速器の運転

平成 24 年度におけるタンデム加速器のマシントイム中の加速電圧の分布を表 2.4.4 に示す。運転割合は、1 日間の実験中に加速電圧の変更を行うこともあるため、その分も含めた値としている。

表 2.4.4 平成 24 年度タンデム加速器の加速電圧分布

加速電圧(MV)	運転割合(%)
18-19	3.9
17-18	11.8
16-17	19.7
15-16	19.7
14-15	15.0
13-14	5.5
12-13	3.1
11-12	3.1
10-11	3.1
9-10	3.9
8-9	4.7
7-8	6.3
6-7	0
5-6	0
4-5	0
3-4	0

マシントイム中に実験及び加速器開発のために使用した加速イオン種を表 2.4.5 に示す。イオンの供給は、ターミナルイオン源からのイオン加速が全体の半数を占めている。

表 2.4.5 平成 24 年度加速イオン種

加速イオン種	
^1H	^{58}Ni
^7Li	^{81}Br
^{11}B	^{82}Kr
^{12}C	^{90}Zr
^{15}N	^{136}Xe
^{18}O	^{184}W
^{19}F	^{197}Au
^{22}Ne	C 分子
$^{35}\text{Cl}, ^{37}\text{Cl}$	$^{132}\text{Xe}^{11+} + ^{12}\text{C}^+$

2.4.2 保守・整備

(1) 定期整備

平成 24 年度に行った定期整備は 2 回である。マシンタイムは 6 月 27 日までだが、6 月にゴンドラの性能検査受検(6 月 8 日)のため、マシンタイム途中で加速器タンクの SF₆ ガスを回収し整備作業を実施した。この定期整備 (5 月 29 日～6 月 9 日) では、ゴンドラの自主点検及び性能検査受検のほかに、タワー 8 階クレーンの性能検査、ローターティングシャフト及びチャージングチェーンの点検保守を実施した。その後、加速器タンクに SF₆ ガスを充填し、マシンタイムを再開した。

2 回目の定期整備は、6 月 29 日から 9 月 24 日まで実施した。この定期整備では、カラムポストの交換作業、D1・D2 発電機及びターミナルギアボックスの整備等を行った。

・定期整備(2 回目)の主な整備項目

- ①ローターティングシャフト整備。
- ②チャージングチェーン整備。
- ③負イオン源、ISOL イオン源、ターミナルイオン源の保守。
- ④TIS ガスラックの改造
- ⑤DS 04-1 リーク修理
- ⑥制御系保守・開発。

(2) 故障と修理

マシンタイム中には加速器タンク内の重大な機器故障はなく、加速器タンクを開けることはなかった。

(3) ターミナルイオン源 (TIS) の整備

タンデム加速器では高電圧端子に電子サイクロトロン共鳴イオン源を設置しており、高多価の正イオンを生成し、シングルエンド加速により大電流かつ高エネルギーのビームを発生することが可能である。分子イオン加速用に、ソースガスにベンゼン (C₆H₆) を加えた。また、使用により残圧が下がっていたソースガスの充填を行った。TIS 本体への導管部の配管を溶接機を用いて改良し、継ぎ目の少ないものへ更新した。24 年度末時点での搭載ガス種を表 2.4.6 に示す。

表 2.4.6 ターミナルイオン源の搭載ガス種

ガスボトル	ガス種	充填量ゲージ圧	変更内容
GAS EC-1	³ He+ ^{nat} Xe+N ₂ (10:3:87)	0.55MPa・G	
GAS EC-X	ベンゼン C ₆ H ₆	液体 3.5cc	新規
GAS EC-3	²² Ne(99.9%)+H ₂ +N ₂ (1:2:0.5)	0.16MPa・G	
GAS EC-4	Ar(nat)+CO ₂ + ¹⁴ N ₂ (1:1.2:25)	0.43MPa・G	
GAS EC-5	¹⁵ N ₂ +H ₂ (1:2.07)	0.18MPa・G	
GAS EC-6	¹³⁶ Xe(80%)+N ₂ (約 1:50)	0.50MPa・G	充填
GAS EC-7	⁸² Kr(99.99%)+O ₂ (1:32)	0.50MPa・G	充填
GAS EC-8	³⁶ Ar(99.5%)+ ¹⁴ N ₂ (1:25)	0.59MPa・G	
GAS EC-9	¹³⁶ Xe(80%)+O ₂ (1:50)	0.21MPa・G	

2.4.3 高圧ガス製造施設

(1) 六フッ化硫黄ガス

本施設はタンデム加速器の絶縁ガスとして使用している六フッ化硫黄ガス (SF₆) のガス移送に使用されているものである。本施設は第一種製造者として高圧ガス保安法の適用を受けるため、年 1 回の定期自主検査の実施と保安検査の受検が義務付けられている。本年度は定期自主検査、保安検査及び施設の運転保守のための各種整備作業を以下のように実施した。

平成 24 年 7～8 月

定期自主検査に係る各種検査作業 (気密検査、肉厚測定、貯槽の不同沈下測定、温度計の校正、圧力比較検査、安全弁作動検査、液面計止め弁作動検査、高圧リミットスイッチの作動試験) を実施した。開放検査の対象機器はなかった。保安検査は平成 24 年 8 月 27 日に行われ合格した。

平成 24 年 8 月

第一種圧力容器 (ベーパーライザー) の定期自主検査を実施した。性能検査は平成 24 年 9 月 4 日に実施され合格した。

平成 24 年 6 月 ガス漏えいについて

平成 24 年 6 月 12 日 9 時 40 分頃、本施設の点検時に異音に気づき、貯槽 C 上部から液面計に接続されている配管(呼び径 1/2B)のフランジ式継手部より SF₆ ガスが漏えいしていることを発見した。貯槽 C の SF₆ ガスを加速器タンク及び貯槽 B に移送し、貯槽 C を大気圧まで下げることで、15 時 58 分、漏えいが止まったことを確認した。SF₆ ガスの漏れは毎分約 2 リットルであり、漏えい総量は約 8kg と推定する。本件は、10 時 07 分に茨城県に通報するとともに、事故発生報告書をファクシミリで送信した。また、通報連絡の必要な事象として文部科学省、経済産業省、茨城県、東海村等の自治体へ通報連絡を行った。6 月 19 日、一般高圧ガス保安規則第 98 条に基づき事故届書を茨城県に提出し受理された。

原因は、漏えい部のフランジのパッキンである O リングの変形であった。この O リングは、平成 21 年 7 月の定期自主検査における開放検査時に交換したものであり、O リングを交換する際に、フランジのボルトを片締めし、その後、ガス置換のために貯槽 C を真空に排気した時に O リングが内部に引き込まれ変形したと推定する。フランジに変形や傷等はなかった。

その後の対策として、6 月 27 日、フランジ部のパッキンを交換し、貯槽 C の気密検査を実施して漏えいがないことを確認した。真空引きするラインのフランジに対しては、トルク管理等により片締めが生じないように行った。

(2) 液体窒素貯槽

本施設は、タンDEM加速器の運転保守や加速器を利用した実験のために液体窒素及び乾燥窒素ガスを供給するための設備である。本年度の液体窒素総受入量は、10,789 リットルであった。

本施設は、定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚検査、貯槽の不動沈下測定、圧力計の校正、安全弁作動検査、真空度測定）を平成 24 年 8 月 10 日に実施し合格した。

(3) ヘリウム冷凍機

本装置は超電導ブースターの加速空洞を極低温に冷却するための施設であり、同型の冷凍装置 2 台(前段部、後段部)で全 46 空洞を冷却するものである。

平成 24 年度のヘリウム冷凍機の運転は、前年度から引き続きの運転のみであり、前段部、後段部それぞれ 4 月 1 日から 13 日までの 301 時間であった。

本装置は第 1 種製造者として高圧ガス保安法の適用を受け、冷凍保安規則により年 1 回の定期自主検査の実施を義務付けられている。定期自主検査を 10 月に実施し、安全弁・圧力計の試験、バッファタンクの不同沈下測定、潤滑油量点検、圧力・温度保護スイッチ作動検査、系内ガス置換及び気密試験、制御盤点検、起動器盤内点検等を行い異常のないことを確認した。11 月 29 日、30 日に施設検査を受検し合格した。

2.4.4 放射線管理

(1) 概況

平成 24 年度に実施された主な放射線作業は 7～9 月にかけて行われた加速器定期整備である。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

タンデム加速器建家から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度を表 2.4.7 に示す。放射性廃液の総排出量は 13m³であった。廃液中の ⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Np の放出量及び廃液の総排出量は運転期間が例年よりも短かったため、少なくなった。平均濃度は例年とほぼ同じであった。また上記以外の核種の検出は無かった。放出された放射性塵埃はいずれも検出限度未満であった。

表 2.4.7 タンデム加速器における放射性塵埃及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度

核種	放射性廃液				放射性塵埃	
	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	²³⁷ Np	その他	⁶⁰ Co	²³⁷ Np
年間放出量 (Bq/y)	4.1×10 ⁴	3.7×10 ⁴	3.6×10 ³	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	3.2×10 ⁻³	2.8×10 ⁻³	2.8×10 ⁻⁴	0	<9.3×10 ⁻¹¹	<5.9×10 ⁻¹¹

2.4.5 東日本大震災からの復旧

(1) 震災復旧作業

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災後の建家設備復旧作業は、ほぼ終了した。平成 24 年 10 月からはタンデム加速器建家の補修作業(建家内外壁及び柱の亀裂補修)が始まるが、予算を十分に確保できなかったため、亀裂幅が 0.2mm 以上の箇所を中心にエポキシ剤を注入する方法により補修作業を進めた。

補修作業中にブースター室及びブースターターゲット室のクレーンガーダ部に多数の亀裂が確認され使用に耐えない可能性が高かったため、追加補修を実施した。補修作業は、平成 25 年 2 月に終了している。

2.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理

2.5.1 施設の管理

平成 24 年度のラジオアイソトープ製造棟における主な作業は、定常的な医療用 R I の製造及びウランゲッターの処理作業等である。これらの作業は、いずれも適切な防護処置が施され、異常な被ばくおよび汚染の発生もなく、問題なく実施された。

また、加速器中性子を用いた医療用 RI の生成開発研究に使用する核種を新たに追加するため、RI の許可使用に係る変更許可手続きを行った。

2.5.2 放射線管理

ラジオアイソトープ製造棟では、平成 24 年度放射線管理上特に問題なかった。平成 24 年度の排気中の気体状放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量を表 2.5.1 及び表 2.5.2 に、放射性廃液の年間放出量及び年間廃液量を表 2.5.3 に示す。また、放射線業務従事者の実効線量を表 2.5.4 に示す。

表 2.5.1 ラジオアイソトープ製造棟における排気中の気体状放射性物質年間平均濃度（放射性塵埃）と年間放出量

放射 性 塵 埃							
200 エリア排気口		300 エリア排気口		400 エリア排気口		600 エリア排気口	
⁶⁰ Co		⁶⁰ Co		³² P		⁶⁰ Co	
年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量
(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)
<3.9×10 ⁻¹⁰	0	<3.9×10 ⁻¹⁰	0	<3.9×10 ⁻¹⁰	0	<3.9×10 ⁻¹⁰	0

表 2.5.2 ラジオアイソトープ製造棟における排気中の気体状放射性物質年間平均濃度（放射性ガス）と年間放出量

放射 性 ガ ス					
200 エリア排気口		300 エリア排気口		400 エリア排気口	
³ H (HTO+HT)		³ H (HTO+HT)		³ H (HTO+HT)	
年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量
(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)
<2.6×10 ⁻⁴	0	<2.6×10 ⁻⁴	0	<2.6×10 ⁻⁴	0

表 2.5.3 ラジオアイソトープ製造棟における放出放射性廃液の年間放出量と年間廃液量

年度	放射性廃液			
	放出量 (Bq)			廃液量 (m ³)
	³ H	⁶⁰ Co	²¹⁰ Po	
24	6.0×10 ⁶	—	—	1.9×10 ¹

「 — 」: 不検出

表 2.5.4 ラジオアイソトープ製造棟における放射線従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年間
放射線業務 従事者数* (人)	81	92	94	155	327
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.1	0.1
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.1	0.1

* : 各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1人として算出

2.6 主な技術的事項

2.6.1 JRR-4 における計測制御系統施設のリレーの保全内容の変更

(1) 概要

これまで、JRR-4 における計測制御系統施設のリレーは、重要度に応じて 3～5 年毎に全数交換(時間保全)で対応してきた。しかし、回路構成の違いにより、リレー毎に使用頻度が大きく異なることから、寿命に差が出てくる。そのため、毎年 1 回リレーの寿命を接触抵抗の寿命により判定し、寿命に近づいたもののみを交換(状態保全)することとした。その結果、交換数が激減し、コストがそれまでの 1/10 以下となった。

故障頻度については、今年度(平成 24 年 10 月)から採用し、現在(平成 25 年 6 月)のところ故障は発生していない。なお、点検業者の実績として、20 年前から複数の会社(サイクル研、高エネルギー加速器研究機構等)で実施しており、これまでトラブル報告は受けていないとのこと。

(2) リレーの寿命の判定について

JIS C5440 1980 に記載されているリレーの寿命判定の目安を表 2.6.1 に示す。種々の判定項目のうち、接触抵抗の寿命が、経験的に最も短いことがわかっている。接触抵抗の寿命判定値は、最小でも 2Ω である。そのため、管理値を 1Ω と設定し、リレーの接触抵抗を毎年測定して、複数の接触子の内 1 ヶ所でも管理値を越えた場合にリレーを交換する。

タイマーリレーの場合は、これに加え、タイマー作動試験を 3 回実施し、一度でも許容範囲(リレーのカタログに記載)を超えた場合にリレーを交換する。

表 2.6.1 寿命判定の目安 (JIS C5440 1980)

判定項目	既定値		
外観	各部分の緩み、変形、損傷がないこと		
絶縁抵抗	特に規定がない限り 1MΩ 以上		
耐電圧	初回規格値の 75%以上		
コイル抵抗	初回規格下限値の 95%から初期規格上限値の 105%まで		
動作電圧	初期規格値の 1.2 倍以下		
復帰電圧	初期規格値の 0.5 倍以上		
動作時間	初期規格値の 1.2 倍以下		
復帰時間	初期規格値の 2 倍以下		
接触抵抗	接点定格電流 または開閉電流(A)	測定電流 (A)	接触抵抗試験後 (Ω)
	0.01 未満	0.001	100
	0.01 以上～0.1 未満	0.01	20
	0.1 以上～1 未満	0.1	5
	1 以上	1	2

3. 研究炉及び加速器の利用

Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

3.1 利用状況

JRR-3、JRR-4、NSRR の平成 24 年度の施設供用運転については、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災の影響のため、施設定期自主検査期間を延長して被災した施設の復旧及び運転再開に向けての設備、機器の保守・整備を進めた。従って、これらの研究炉の運転を取り止めたことから平成 24 年度の照射及び実験の利用は行われなかった。

タンデム加速器の運転状況および利用分野別の日数を図 3.1.1 に示す。平成 24 年度のタンデム加速器の実験利用運転では 4 回のマシンタイムを実施した。第 1 回を前年度 2 月 13 日から 5 月 28 日まで、第 2 回を平成 24 年 6 月 13 日から 6 月 27 日まで、第 3 回を 10 月 25 日から 11 月 12 日まで、第 4 回を平成 25 年 2 月 21 日から 3 月 31 日まで行った。(4 月 1 日以降、5 月 26 日まで、継続して平成 25 年度運転を実施した。) 第 3 回と第 4 回の間、11 月中旬から平成 25 年 2 月上旬まで東日本大震災に伴う建家補修を実施した。

平成 24 年度は、113 日の運転を実施することができた。

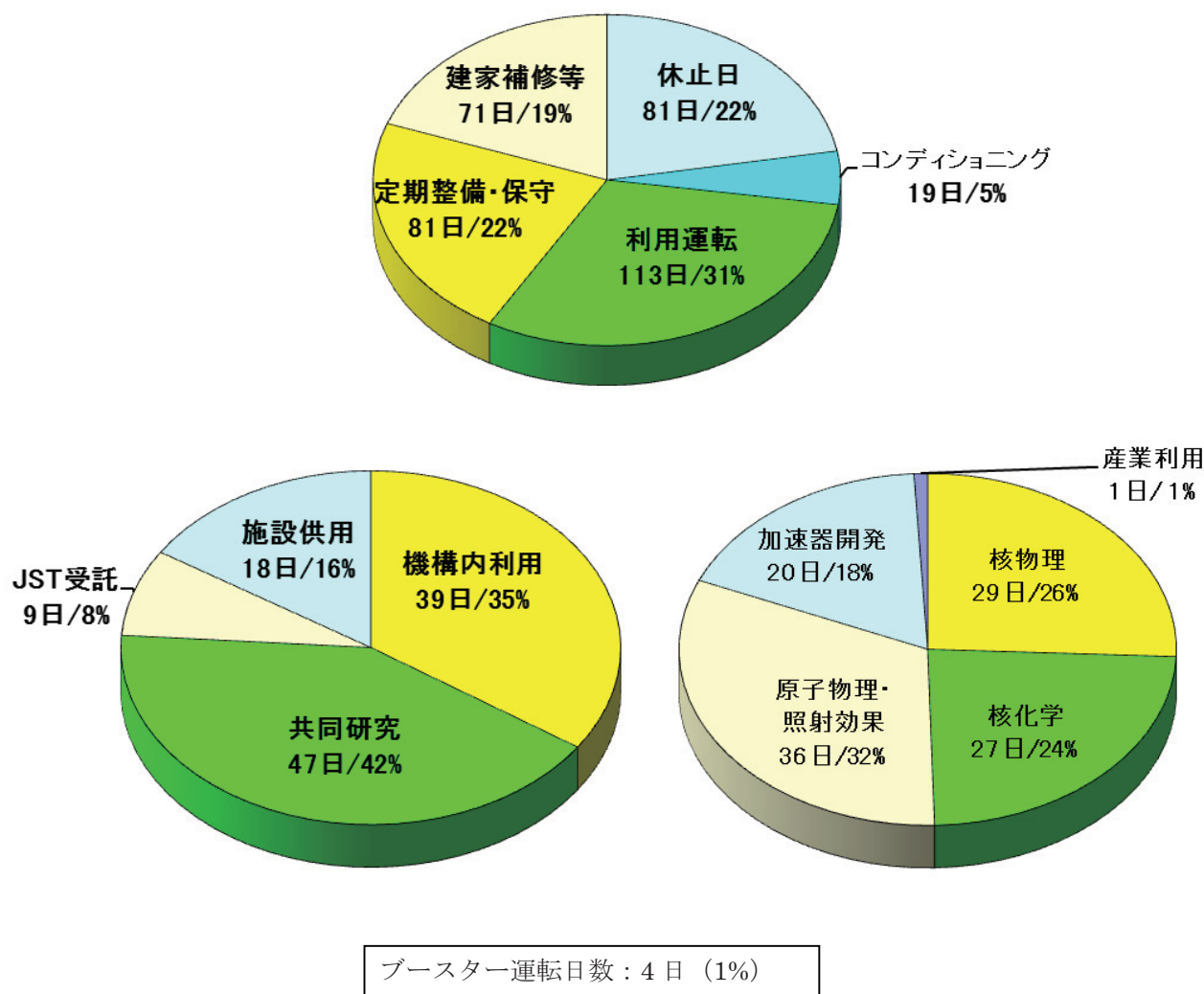


図 3.1.1 タンデム加速器の運転状況

平成 24 年度は、原子炉の利用はなかったが参考に平成 2 年度からの研究炉における照射キャプセル数の推移を図 3.1.2 に、平成 2 年度からの研究炉における実験利用状況の推移を図 3.1.3 に、平成 2 年度からの JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移を図 3.1.4 に、平成 10 年度からの JRR-4 実験利用者数の推移を図 3.1.5 に示した。

注) 平成23年度及び24年度は東北地方太平洋沖地震の影響により運転停止。

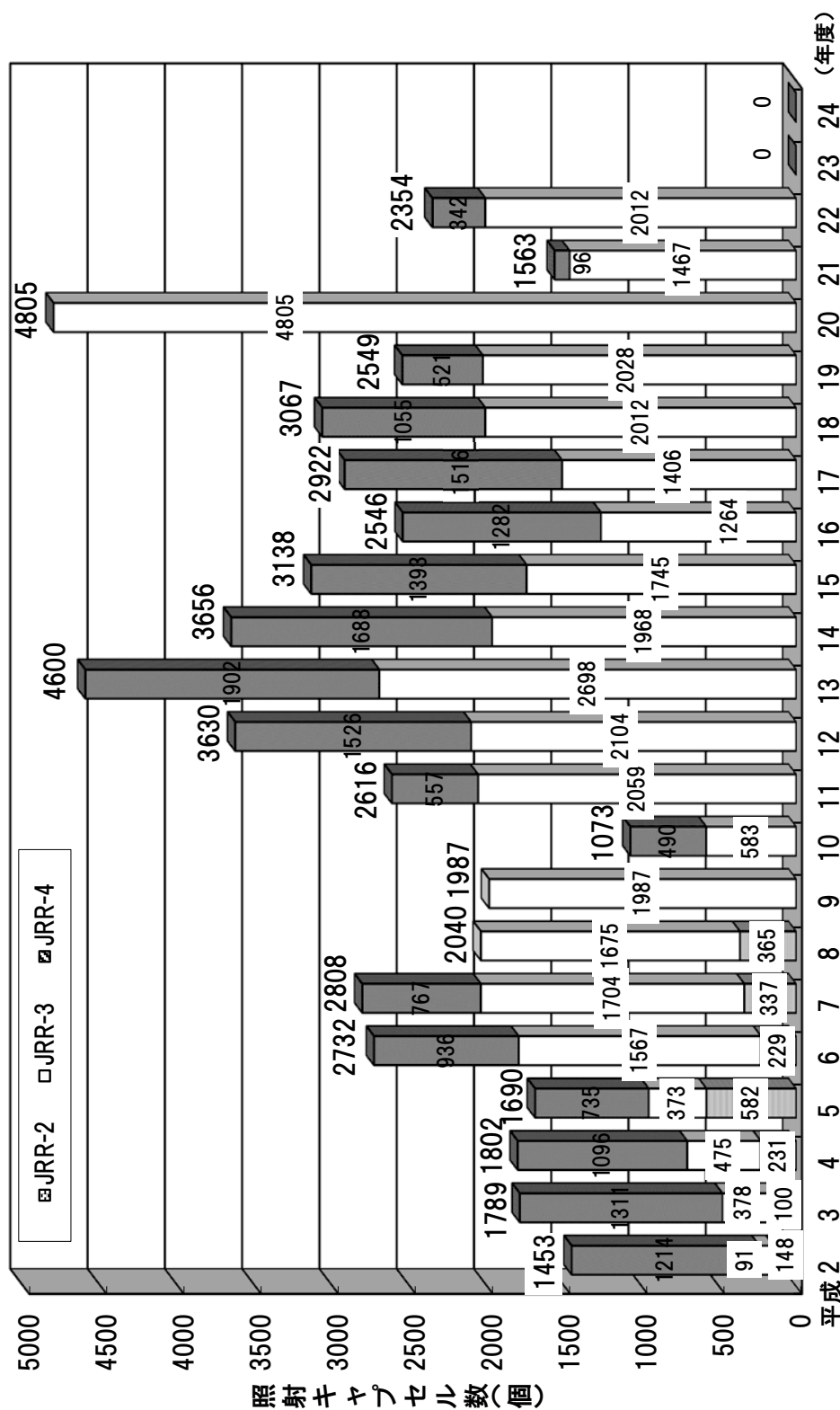


図3.1.2 研究炉における照射キャプセル数の推移

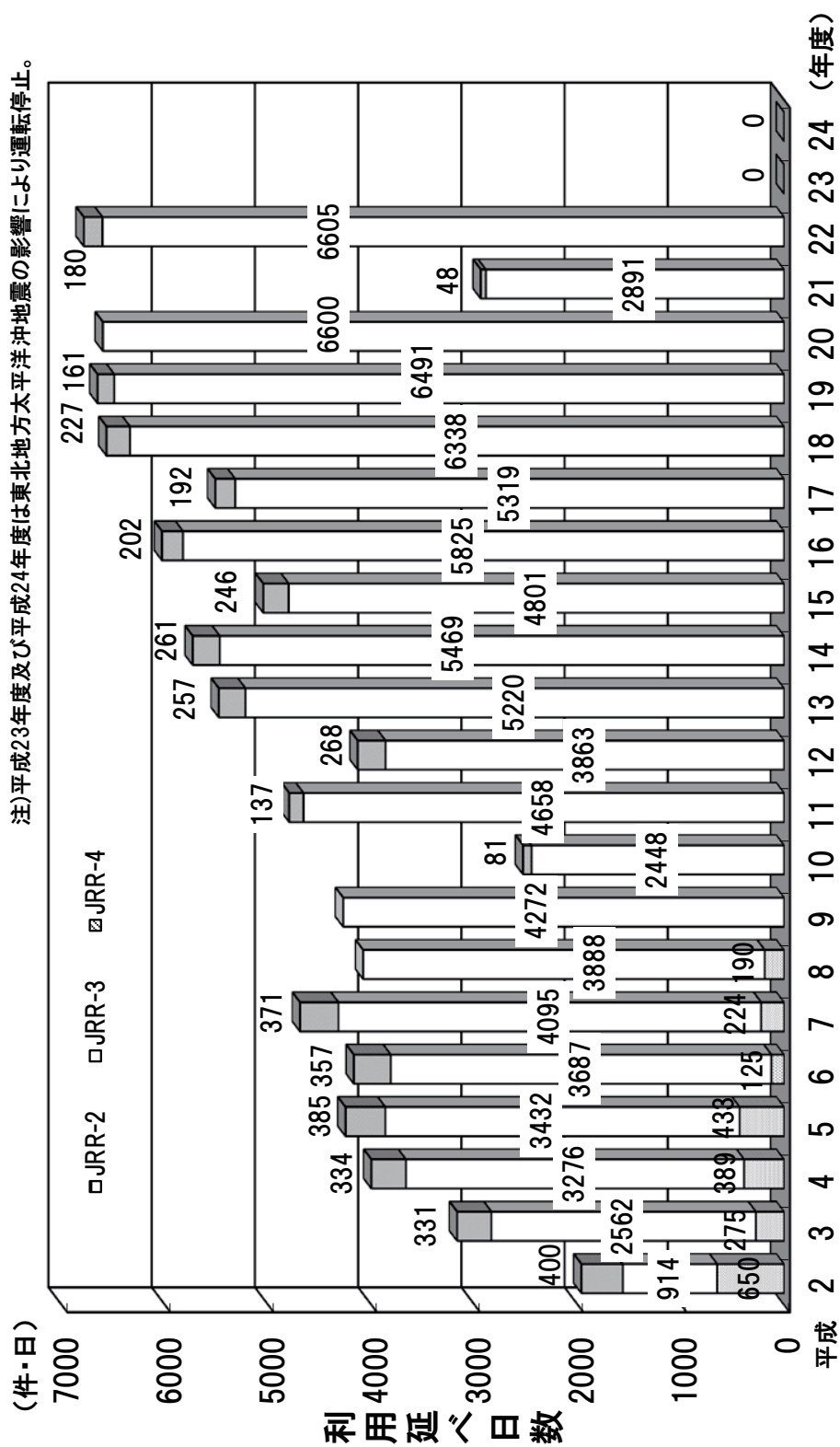


図3.1.3 研究炉における実験利用状況の推移

注) 平成10年度と平成21年度は年間4サイクル。
 平成23年度及び平成24年度は東北地方太平洋沖地震の影響により運転停止。

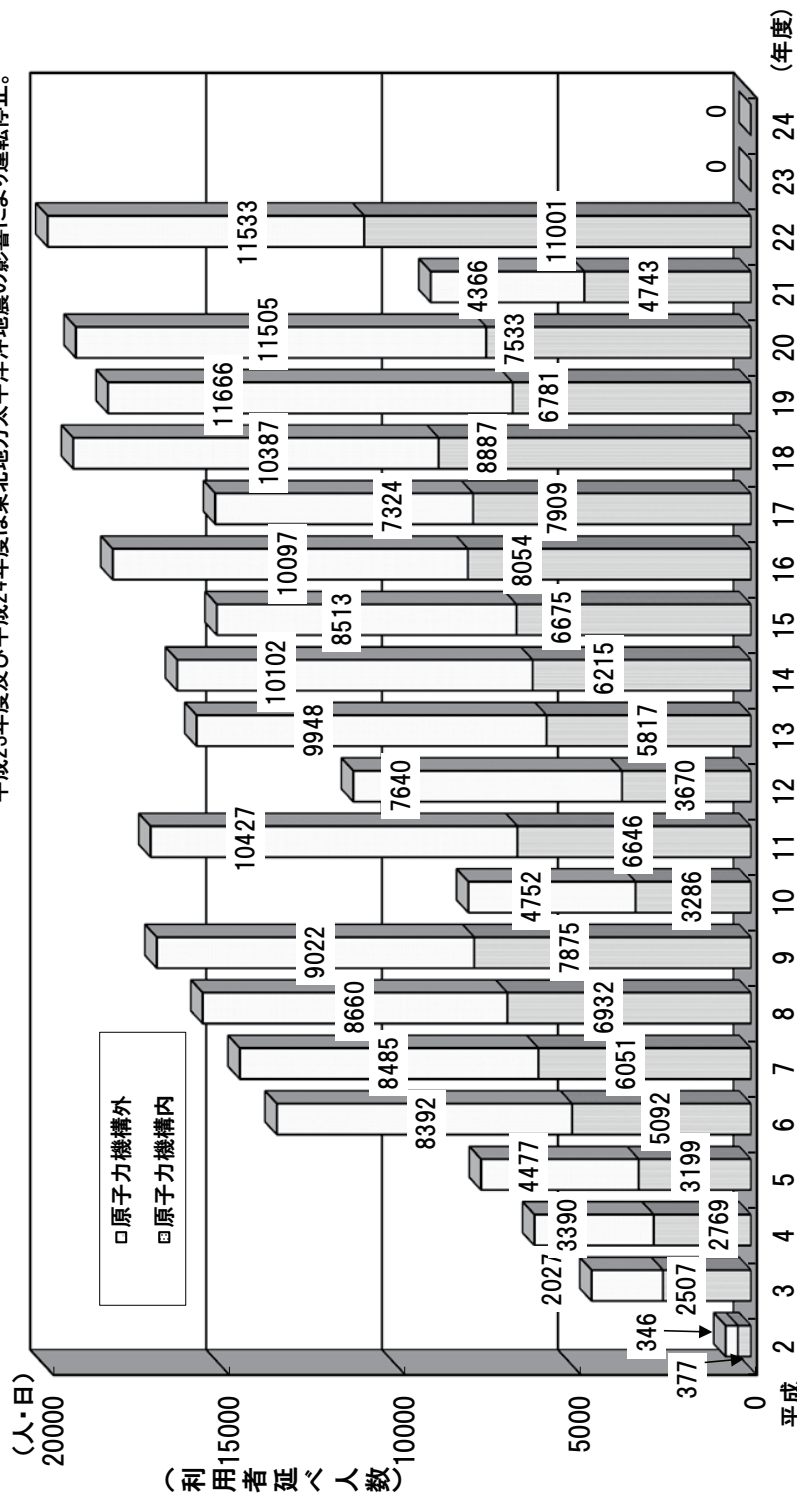


図3.1.4 JRR-3中性子ビーム実験利用者数の推移

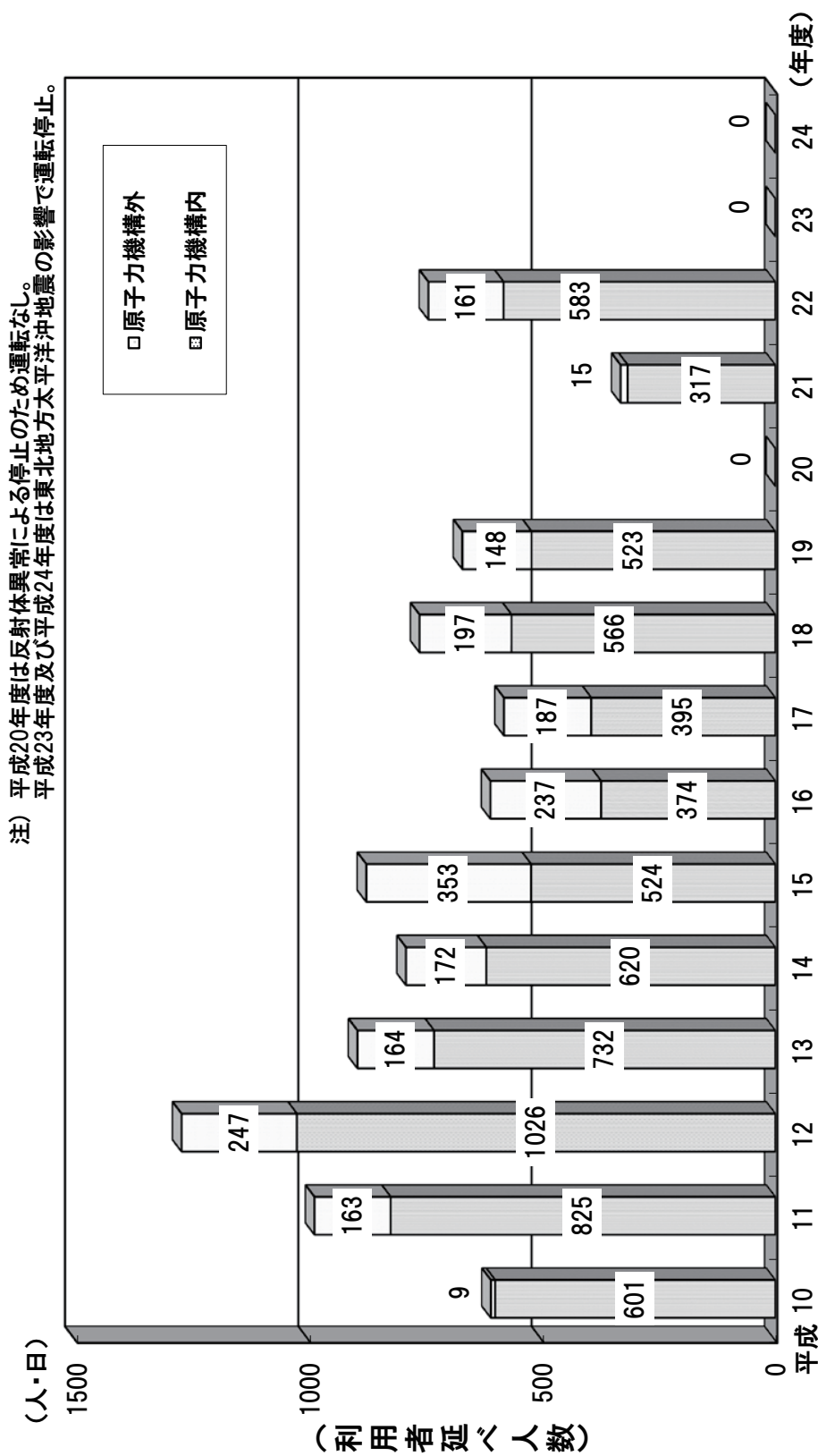


図3.1.5 JRR-4実験利用者数の推移

3.2 実験利用

JRR-3、JRR-4、NSRR は、東日本大震災の影響により、前年度に引き続き平成 24 年度も研究炉の運転を取り止めた。従って、照射及び実験の利用は行われなかった。

タンデム加速器は、113 日の実験利用運転が行われ、多くの実験が実施された。

3.2.1 タンデム加速器における実験

(1) 利用概況

平成 24 年度のタンデム加速器の全体的な利用申込状況は表 3.3.1 のとおりである。研究分野別および利用形態別の利用実施状況を表 3.3.2、表 3.3.3 に示す。

表 3.3.1 平成 24 年度のタンデム加速器の利用申込状況

課題審査会採択課題数	
所内利用	6
共同研究・施設共用	20
実験課題申込件数	35
所外・原子力機構外利用者延べ人数	108
所内・原子力機構内利用者延べ人数	43
利用機関の数	32

注] 実験課題申込件数とは、マシントイム毎に実験の実施計画書を採択課題利用者から提出してもらっており、その年度内合計。

表 3.3.2 分野別利用実施状況

研究分野	利用日数 [日]	利用率 [%]
核物理	29	25.7
核化学	27	23.9
原子・固体物理・照射効果	36	31.9
産業利用	1	0.9
加速器開発	20	17.7
合計	113	100

表 3.3.3 利用形態毎の利用件数と比率

利用形態	利用日数 [日]	利用率 [%]
施設供用	18	15.9
共同研究	47	41.6
所内・原子力機構内単独利用	39	34.5
JST 受託研究	9	8.0

(2) 研究分野別発表件数

研究分野別の発表件数を表 3.3.4 に示す。

表 3.3.4 研究分野別発表件数

研究分野	論文掲載件数	関連刊行物等	学会・研究会口頭発表
核物理	9	0	13
核化学	2	0	18
固体物理・原子物理・材料の照射効果	13	0	32
加速器の運転・開発	1	0	3
合計	25	0	66

(3) 研究分野別主な実験成果

1) 核物理研究

- ・ $^{18}\text{O}+^{238}\text{U}$ の代理反応実験により、ウランからプルトニウムに至る 12 核種の核分裂片質量数分布とその複合核励起エネルギー依存性を取得できることを示した。

2) 核化学研究

- ・ ガスジェット結合型表面電離イオン源の改良を進め、Lr のイオン化電位ポテンシャルが同族の Lu に比べ明らかに低いことを確認した。
- ・ 放射性医薬品のための α 放出核種供給法として、 $^{211}\text{Rn}/^{211}\text{At}$ ジェネレータの開発に必要となるアスタチンの化学的挙動を明らかにした。

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ CeO_2 焼結体に高速重イオン照射による高密度電子励起を与えることで、大きく変化する磁性や電気伝導度について、定量的な評価を進めた。
- ・ 短寿命核 ^8Li ビームを用いたオンライン拡散係数測定手法を改良し、ナノスケールでの拡散係数直接測定法を開発した。

4) 加速器開発

- ・ C_2 カーボンクラスターの二次電子分光測定に成功した。実験ユーザーによる詳細実験へ移行する。
- ・ スケーリングビーム加速法を用いて Xe と C の迅速切替による同一試料の交互照射ならびに Xe と C の同時照射により、照射試料の RBS 測定(Rutherford Backscattering Spectrometry) ^{*1}を行い、照射効果の照射量依存性を測定する技術を開発した。

*1 : ラザフォード後方散乱分光法

参考資料 [実験装置一覧]

表 3.3.5 はタンデム加速器施設で利用されている実験装置である。

表 3.3.5 タンデム加速器施設の主な実験装置

ターゲット室	ビームライン	実験装置名	装置の概要・利用目的
軽イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	L-1	照射チェンバー 代理反応測定装置	固体材料への均一照射(大口徑試料照射可能) 代理反応研究用測定装置
	L-2	照射チェンバー	固体材料への均一照射 (室温から 1200 度まで試料温度可変)
	L-3	重イオンスペクトロメーター(ENMA)	重イオン核反応生成粒子を高分解能で検出できる角分布測定装置
	L-4	照射チェンバー	固体材料への均一照射(極高真空装置)
第2重イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-1	低温照射チェンバー、 照射チェンバー	固体材料への均一照射 (極低温から数 100 度まで試料温度可変)
	H-2	重イオンビーム荷電変換 測定装置	入射イオンビームからの電子分光用 0 度電子 分光装置で原子物理用
ブースターターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-3 BA	照射チェンバー、 核分光測定装置	高エネルギーイオン単純照射、 核分光研究用ガンマ線測定装置
	H-3 BB	反跳生成核分離装置 (RMS)	核反応で 0 度方向付近に放出される生成粒子 の高性能質量分離装置
	H-3 BC	多重ガンマ線検出装置	ビームによる核反応で生成される多重ガンマ 線を測定する核分光実験装置、
第1重イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-4	現在使用していない	
	H-5	レーザー核分光装置	レーザーによる核構造研究装置
照射室 〔第1種管理区域〕	R-1	オンライン質量分析装置	核反応で生成した放射性核種をイオン化し高 分解能で質量分析する装置
	R-2	照射チェンバー	主に核化学研究で使用

3.2.2 実験室の利用状況

施設供用実験室として開放している JRR-3 炉室実験室、研究炉実験利用棟 1 階の実験室 1 及び実験室 2、JRR-4 のホット実験室の各実験室の利用状況を示す。

(1) JRR-3 実験室

JRR-3 実験室では、環境試料の元素分析が実施された。

平成 24 年度に実施された実験項目は 5 件、実験延べ人数は 126 日であった。

(2) JRR-4 実験室

JRR-4 実験室では、環境試料の元素分析が実施された。

平成 24 年度に実施された実験項目は 5 件、実験延べ日数は 90 日であった。

3.3 保守・整備

3.3.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成 24 年度の JRR-3 利用施設の施設定期自主検査として、水力照射設備、気送照射設備、実験利用棟詰替セル設備及び炉室詰替セル設備、均一照射設備、回転照射設備、垂直照射設備、水平実験孔設備及び中性子ビーム実験装置、放射化分析用照射設備について検査を実施し、設備の性能に異常がないことを確認した。

冷中性子源装置に係る検査として、本体設備及びヘリウム冷凍設備について検査を実施し、設備の性能に異常がないことを確認した。

(2) 保守・整備

1) JRR-3 利用設備

JRR-3 利用設備の保守・整備として主に実施した内容は次の通りである。

①照射利用設備放射線モニタの点検、②逃がし弁及び安全弁の点検、③実験利用棟及び炉室詰替セル負圧維持装置の点検、④均一照射設備の点検、⑤放射化分析装置の点検、⑥照射利用設備の計装制御系及び安全保護系計装機器の点検、⑦垂直照射設備の点検、⑧水力照射及び気送照射設備の電磁弁の点検。これら設備について保守・整備を行い、設備の性能に異常がないことを確認した。

JRR-3 保全計画に伴う安全上重要な設備機器の経年変化を考慮した点検として、主な実験利用設備のうち、水力照射設備の循環ポンプ 2 基について分解点検を行い設備の性能に異常がないことを確認した。

2) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置の保守・整備として、本体設備については安全弁の分解点検、真空断熱槽真空装置の分解点検及び水素圧力計の更新を実施し、ヘリウム冷凍設備については、安全弁の分解点検、保全計画に基づくヘリウム圧縮機 No.2 の分解点検、酸素分析計に使用する電磁弁及び圧力調整弁の更新等を実施した。各々の設備点検後、単体での作動検査等を実施し、各機器が正常に作動することを確認し、その後、総合機能試験を行い、設備全体として正常に機能することを確認した。

3) 中性子導管設備の運転及び保守・整備

中性子導管設備の保守・整備として、中性子導管真空装置の運転を実施し、真空装置が正常に作動することを確認した。また、真空装置の運転に併せ、各中性子導管の真空状態の確認を行ったところ、C2 冷中性子導管において、中性子鏡管ユニット接合部から真空漏えいが確認されたため、漏えい箇所の補修を行った。補修後における真空状態の確認を行い、異常の無いことを確認した。また、その他の中性子導管についても、真空状態に異常が無いことを確認した。

3.3.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

平成 24 年度の JRR-4 利用施設の施設定期自主検査として、簡易照射筒、中性子ビーム設備、プール実験設備、気送管照射設備、散乱実験室について外観検査を実施し、異常がないことを確認した。自主検査として、簡易照射筒（S、D、N パイプ）の作動検査、冷却水循環ループの外観検査、作動検査及び漏えい検査、制御盤等の絶縁抵抗測定を実施し、設備の性能に異常がないことを確認した。

健全性確認作業の一環として、気送キャプセルの搬送に使用するガス供給配管の内、原子炉屋外に設置された配管が湾曲したため、修理を実施した。

3.3.3 NSRR 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成 24 年度において、平成 23 年 9 月 1 日から開始した第 21 回 NSRR 本体施設定期自主検査及び NSRR 本体施設自主検査を以下のとおり実施し、各機器について異常のないことを確認した。

1) カプセル装荷装置 A 型

懸吊室及び胴部のしゃへい体について目視により外観検査を行い、昇降装置、ロードセル等については外観検査、校正検査、作動検査及び絶縁抵抗測定検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

2) カプセル装荷装置 B 型

胴部のしゃへい体（高圧、大気圧共通）について目視により外観検査を行い、異常のないことを確認した。

① 大気圧水カプセル用

懸吊室について目視により外観検査を行い、昇降装置、ロードセル等については作動検査、校正検査及び絶縁抵抗測定検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

② 高圧水カプセル用

懸吊室について目視により外観検査を行い、昇降装置、ロードセル等については作動検査、校正検査及び絶縁抵抗測定検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

(2) 整備・改造

1) セル給排気設備 負圧調節計の整備

高経年化に対する予防保全の一環として、原子炉建家地下 2 階のセミホットセルに設置されたセル給排気設備の負圧調節計の電源ユニットを更新した。これはセミホットセル内を負圧維持するために使用されているものである。更新後には作動試験及び警報確認試験を行い、健全に作動することを確認した。

3.4 施設供用

3.4.1 中性子ビーム利用専門部会

当専門部会が対象とする供用施設は、JRR-3 に設置されている原子力機構保有の中性子ビーム利用実験装置（即発 γ 線分析装置、中性子ラジオグラフィ装置、中性子光学、高分解能粉末中性子回折装置等）及び放射化分析用照射設備（PN-3）である。専門部会の事務局は、量子ビーム応用研究部門研究推進室の協力の下、研究炉利用課利用促進係を中心とした JRR-3 ユーザーズオフィスが担当した。

(1) 活動状況

平成 25 年度の JRR-3 運転計画が未定のため、利用課題が採択された場合であっても、状況によっては利用できないことがあることを前提として平成 25 年度施設供用利用課題の課題公募（平成 24 年 11 月 1 日～12 月 14 日）を実施し、50 件の課題応募があった。応募課題内の 39 件の成果公開課題について、課題審査要領に基づき評価委員による事前評価を行った上で、2 月 18 日に開催した当専門部会において最終審査を行い、応募課題の全てを採択するとともに、課題採択の順位を決定した。

3.4.2 炉内中性子照射等専門部会

当専門部会が対象とする供用施設は、燃料・材料照射や放射化分析等を目的とする照射利用及び照射後試験のための施設で、JRR-3、JRR-4、常陽及び燃料試験施設の 4 つの施設である。専門部会の事務局は研究炉加速器管理部、福島燃料材料試験部燃料技術管理課（大洗研究開発センター）及び福島技術開発試験部計画管理課が担当し、その取り纏めは研究炉加速器管理部が行っている。

平成 24 年度第 2 回（5 月）の定期募集においては、東北地方太平洋沖地震の影響で再稼動の目途がたたない JRR-3 と JRR-4 の募集を見合わせ、常陽（照射後試験）と燃料試験施設のみの募集を行ったが応募はなかった。

平成 25 年度第 1 回（11 月）の定期募集においても、震災後の耐震解析評価及び健全性確認作業を継続中の JRR-4 の募集を断念することとした。また、JRR-3 については平成 25 年度の運転計画が未定のため、採択されても状況により利用できない場合があることを付記しての募集を行った。本募集では、JRR-3 を対象に成果公開及び成果非公開課題各 1 件の応募があった。成果公開課題については専門部会（2 月 6 日開催）における審査で採択した。また、成果非公開課題についても施設の評価で採択とした。

3.4.3 研究炉医療照射専門部会

当専門部会は、JRR-4 を利用した医療照射、動物実験及び細胞実験に関する事項について審議を行っている。平成 24 年度は、東北地方太平洋沖地震による影響についての耐震解析評価及び健全性確認作業が継続中であることから、JRR-4 の定期募集を見送ることとした。このため、今年度の部会活動は特に実施しなかった。

3.4.4 タンデム加速器専門部会

(1) 第 15 回タンデム加速器専門部会

24 年度下期施設供用課題の募集が産学連携推進部により実施され、6 件の応募があった。内訳は表 3.4.1 の通りである。第 15 回タンデム加速器専門部会は平成 24 年 6 月 13 日に開催された。課題審査では応募のあった施設供用の成果公開型 6 課題について口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果、6 課題が採択された。

(2) 第 16 回タンデム加速器専門部会

25 年度施設供用課題の募集が産学連携推進部により実施され、2 件の応募があった。内訳は表 3.4.2 の通りである。第 16 回タンデム加速器専門部会は平成 24 年 12 月 11 日に開催された。課題審査では応募のあった施設供用の成果公開型 2 課題について口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果、1 課題が採択された。

(3) 施設供用以外の課題審査について〔共同研究と原子力機構内単独利用〕

24 年度下期追加申し込みならびに 25 年度申し込みの共同研究・自己使用枠研究課題について、タンデム加速器専門部会の専門委員に依頼し、書類審査ならびに口頭説明を伴う課題審査会を行った。

平成 24 年度下期募集については共同研究 4 課題及び自己使用枠 3 課題の審査を行った。内訳は表 3.4.3 の通りである。審議の結果、7 課題が採択された。

平成 25 年度募集については共同研究 6 課題の審査を行った。内訳は表 3.4.4 の通りである。審議の結果、6 課題が採択された。

表 3.4.1 平成 24 年度下期タンデム加速器施設供用課題

No.	研究代表者	所属	課題名	装置
2012BD01	末吉哲郎	熊本大学	重イオン照射した高温超伝導薄膜のハイブリッド磁束ピンニングによる高臨界電流密度化	H1 照射チェンバ
2012BD02	藤巻真	産業技術総合研究所	潜トラックエッチングにより形成される高アスペクト比ナノ孔のセンサー応用	L2 照射チェンバ
2012BD03	安田和弘	九州大学	高速重イオン照射したセラミックスのイオントラックの構造	L2 照射チェンバ
2012BD04	木村健二	京都大学	非晶質薄膜中のイオントラックの透過電子顕微鏡による直接観察	L4 照射チェンバ
2012BD05	井手口栄治	大阪大学	質量数 30~40 領域原子核での巨大変形状態の探索	H3 BC 多重ガンマ線検出装置
2012BD06	石山博恒	高エネルギー加速器研究機構	短寿命核ビーム ^8Li を用いたリチウムイオン電池材料内における拡散実験手法開拓	R1 オンライン質量分析装置

表 3.4.2 平成 25 年度タンデム加速器施設供用課題

No.	研究代表者	所属	課題名	装置
2013AD01	雨倉宏	物質材料研究機構	高速重イオン照射によるナノ粒子の形状・物性制御	H1 照射チェンバ

表 3.4.3 平成 24 年度下期タンデム加速器共同研究・自己使用枠課題

No	研究代表者	所属	課題名
2012NC05	渡邊茂樹	量子ビーム応用研究部門	内用放射線治療に向けた At-211 標識化合物の合成とがん細胞における DNA 損傷の評価研究
2012NC06	初川雄一	原子力基礎工学研究部門	医療用アイソトープ Tc-95m 生成研究
2012NC07	豊嶋厚史	先端基礎研究センター	シーボーギウムの酸化還元電位測定に向けた Mo と W の還元抽出データ取得と化学装置開発
2012NC08	西尾勝久	先端基礎研究センター	イリジウム同位体に現れる非対称核分裂モードの観測
2012NP01	牧井宏之	先端基礎研究センター	代理反応を用いた中性子捕獲断面積測定
2012NP02	太田周也	先端基礎研究センター	$^{22}\text{Ne}(\alpha, \gamma)^{26}\text{Mg}/^{22}\text{Ne}(\alpha, n)^{25}\text{Mg}$ 分岐比の測定(2)
2012NP03	佐藤哲也	先端基礎研究センター	表面電離イオン化法による Lr のイオン化電位測定(2)

表 3.4.4 平成 25 年度タンデム加速器共同研究・自己使用枠課題

No	研究代表者	所属	課題名
2013SC01	岡安悟	先端基礎研究センター	高エネルギー重イオン照射によるナノ構造体形成
2013SC02	木村健二	京都大学	非晶質薄膜中のイオントラックの透過電子顕微鏡による直接観察
2013SC03	富田成夫	筑波大学	16MeV C_2^+ 入射における 0 度電子分光
2013NC01	A. N. Andreyev	ヨーク大学 先端基礎研究センター	JAEA 反跳生成核分離装置を用いた質量数 100 領域の原子核構造研究(1)
2013NC02	石井哲朗	先端基礎研究センター	サブバリアエネルギー領域での重イオン核子移行反応による核分裂異性体の生成
2013NC03	浅井雅人	先端基礎研究センター	^{261}Db の陽子軌道配位の同定(2)

3.5 JRR-3 ユーザーズオフィス

JRR-3 ユーザーズオフィスは、原子力機構の組織上、量子ビーム応用研究部門、産学連携推進部、原子力科学研究所研究炉加速器管理部の3つの部署にまたがるJRR-3の施設供用に関する業務の外部利用者のための窓口として、これら3つの部署の協働のもと、平成22年4月に開設された。ユーザーズオフィスは、利用者からみた窓口を一元化することで利便性の向上を図るとともに、利用相談、利用申込手続き、課題採択、利用支援、新規需要掘り起こし、アウトリーチ活動、成果発信など、JRR-3中性子ビーム外部利用に関する業務の中核を担うとともに、文部科学省の先端研究施設共用促進事業である「研究用原子炉JRR-3の中性子利用による施設共用促進」（以下、共用促進事業）を中心となって運営している。

ユーザーズオフィスでは、JRR-3の長期間の停止による利用者離れを防ぐためのアウトリーチを中心とした活動を行った。以下に当年度のJRR-3ユーザーズオフィスの活動をまとめる。

(1) 広報及びアウトリーチ活動

共用促進事業に基づき、震災による利用者離れを防ぐために広報活動及びアウトリーチ活動等を行った。以下に、ブース展示等で参加した展示会等を示す。

- ・ 第61回高分子学会年次大会の産学コミュニケーションセッション
- ・ 全国先端研究施設共用促進事業連携シンポジウム
- ・ 第26回産から学へのプレゼンテーション
- ・ 分析展&科学機器展2012 (JASIS2012)
- ・ 日本物理学会2012年秋季大会
- ・ 日本生物物理学会第50回年会
- ・ 弾性散乱国際会議&非弾性散乱ワークショップ2012 (QENS&WINS2012)
- ・ 第27回産から学へのプレゼンテーション
- ・ 第一回光反応機能材料フェア2012
- ・ 日本中性子科学会第12回年会
- ・ 第28回産から学へのプレゼンテーション
- ・ 第29回産から学へのプレゼンテーション
- ・ FCEXPO アカデミックフォーラム
- ・ 日本原子力学会2013年春の年会



図 3.5.1 ブース出展の様子

これらの展示会、学会等においてブース展示を行うことにより、JRR-3の中性子利用の広報活動を行った。広報活動に必要なツールとして、JRR-3を紹介する利用促進ビデオの制作、リーフレットの制作を行い、これらを利用してブース展示を行った。図3.5.1は、ブース出展の様子である。

また、実際に JRR-3 に来ていただき見学していただくため、JRR-3 のビームホールに JRR-3 で行える実験内容などを紹介するパネルや展示台などを製作した。図 3.5.2 は、製作した JRR-3 ビームホールの展示物である。



図 3.5.2 JRR-3 ビームホール展示物

3.6 加速器 BNCT プロジェクトへの協力

内閣府が主導する国の「総合特区制度」において、国際競争力のある産業の育成を目的とした「国際戦略総合特区」は、平成 23 年度に全国 7 都市が指定され、その中の 1 つとしてつくば市を中心とした「つくば国際戦略総合特区」（以下「つくば特区」）が選定されている。このつくば特区の 1 つに、「次世代がん治療（BNCT）の開発実用化」として BNCT の研究開発テーマが設定されている。

BNCT プロジェクトを推進するため、筑波大学を中心に高エネルギー加速器研究機構、原子力機構、北海道大学、茨城県との連携プロジェクトチームが 2012 年に発足（ホウ素中性子捕捉療法の研究開発・実用化に関する協力合意書の締結）した。当該プロジェクトでは、加速器にリニアックを用い、陽子を 8MeV まで加速してベリリウムに入射し、中性子を発生させる。陽子のエネルギーを 8MeV とすることで、発生する中性子の全体エネルギーを低く抑えられ、治療装置の放射化と治療ビームに混入する高エネルギー中性子の割合を低減させている。

治療装置の主体装置である直線型加速器は、茨城県東海村に設置されている大強度陽子加速器施設（J-PARC）のリニアックの技術を応用して開発している。また、このリニアックの製作と並行して、「ベリリウム中性子発生標的装置」、発生した中性子を医療用に調整する「モデレータ」、そして中性子を病巣に集中するための「コリメータ」等で構成される「中性子発生装置」の設計・製作を高エネルギー加速器研究機構、原子力機構、北海道大学、筑波大学等で連携して実施している。研究炉加速器管理部は原子力機構のメンバーとして、この加速器 BNCT プロジェクトへ協力している。

平成 24 年度における原子力機構の主な活動を 4 項目にまとめる。

(1) モデレータ、コリメータ、シールド（MCS）の概念設計計算

MCS の概念設計計算は、北海道大学が実施していたが、①クロスチェック出来る体制の確立、②アイデアを広く求める、③分業体制の確立を目的として、つくば・東海においても実施することとなった。概念設計計算では、コリメータ、シールドを固定し、モデレータ・フィルター効率に絞って計算を開始した。実施した内容は、モデレータ&フィルターの材質、厚さの組み合わせ等をパラメータとし、熱外中性子束、高速中性子混入率、ガンマ線量率、中性子スペクトル等を検討した。これと並行して、熱外中性子束を増強するための条件を検討した。次に、前述の計算解析で決定した体系に基づいて、コリメータ、シールドの最適化を実施した。具体的には、最適化計算条件を定めた「MCS 計算の概念設計条件」に従い、装置設計のための目標値を達成するための概念設計モデルについて検討を行った。

(2) 加速器 BNCT 施設の遮蔽設計計算

本活動は、加速器課題解決型医療機器等開発事業の総合特区推進委託費に基づいて原子力機構が実施したものである。実施内容は以下のとおりである。

RI 法（放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律）にかかる放射線申請と患者被曝線量の低減を目的として、線源周りにおける遮蔽最適化の検討を行った。その結果、遮蔽ドアにかかる問題点を指摘し、その最適化を図ることで線量基準を満たす設計が可能であることを示

した。また、線源周囲における遮蔽最適化を行い、患者被曝線量を大幅に低減することができた。これらを総合して、施設の遮蔽評価を行ったところ、法令の基準値を十分に満たす結果が得られた。

(3) 小型中性子検出器の特性実験

ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) において、中性子源から発生する中性子ビームの熱中性子束を実時間測定できる小型中性子モニタ (プラスチック型 SOF (Scintillator with Optical Fiber)) を整備してきたが、光ファイバーの劣化・損傷による測定値への影響が確認されている。このため、従来使用しているプラスチック光ファイバーから、耐放射性に優れているマルチモード石英光ファイバーに変えた新しい小型中性子モニタ (石英型 SOF) を製作した。この石英型 SOF を用いて、原子力機構の放射線標準施設 (FRS)、核融合中性子源施設 (FNS) で実験を行った。

1) FRS 実験

石英型 SOF とプラスチック型 SOF のガンマ線感度特性について評価を行った。使用するモジュール及びファイバーにより、測定結果が約 10%異なることが分かった。このため、これらについては、今後改善する予定である。

2) FNS 実験

実験は、①SOF プロブ感度測定、②波高分布測定を行った。プラスチック型 SOF は、一定の波高以下では、中性子とガンマ線が混在しているが、それ以上の波高では中性子のみであり、弁別することが可能であることが分かった。一方、石英型 SOF は、中性子の波高が見られなかったため、中性子を検出していないことが分かった。原因として、石英型 SOF に使用しているプラスチックシンチレータ内に添加している LiF 粉末の粒径が大きいことが考えられる。プラスチック型 SOF の LiF 粉末の粒径は、平均径 4.9 μm 及びモード径 (出現頻度比率がもっとも大きい粒子径) 3.18 μm 、石英型で使用された LiF 粉末の粒径は、平均径 4.88 μm 及びモード径 6.25 μm であり、石英型 LiF 粉末の方が、2 倍程度 (モード径) 粒径が大きくなっている。粒径が大きくなることで、 α 線が LiF 内で失うエネルギーは大きくなり、プラスチックシンチレータに付与されるエネルギーは小さくなる。LiF 中での α 線の飛程は、SRIM コードによると、5.9 μm であり、 α 線が LiF 中を 2.7 μm 走行すると 1MeV 程度のエネルギーが LiF に付与されて失うことから、粒径の大きさによる影響は非常に大きい。以上より、今後新規に SOF を製作する場合には、LiF 粉末の粒径を小さくすることが必要である。

(4) 新規小型中性子検出器の製作及び劣化損傷実験用検出器の製作

LiF 粉末の粒径を十分に小さくしたものを使用して、新規に SOF 検出器を製作した。また、シンチレータ及び光ファイバーの劣化・損傷について実験的に検討を行うために、劣化損傷用検出器の製作を行った。

This is a blank page.

4. 研究炉及び加速器利用技術の高度化

Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and
Tandem Accelerator

This is a blank page.

4.1 JRR-3 の高度化の技術開発

JRR-3 に設置されている冷中性子源（以下 CNS という）は、原子炉内の熱中性子を減速材である液体水素(温度約 20K)に通して減速し、波長約 5Å の冷中性子を生成する。

JRR-3 の高度化の技術開発として、JRR-3 冷中性子ビームの強度を高めるため、液体水素を貯留する減速材容器の高性能化、中性子輸送の高効率化及び耐放射線高性能スーパーミラー中性子導管の開発を進めている。

4.1.1 CNS 高性能減速材容器における液体水素の挙動解析

CNS の減速材容器は熱中性子束の高い重水タンク内に設置されているため、原子炉の運転中は減速材容器が核発熱して、容器内の液体水素は常に沸騰状態にある。熱中性子を目的の冷中性子の波長まで減速するためには、減速材（液体水素）の厚みが約 20mm 必要となることから、容器の形状を設計する上で、発生する水素ガスの液体に占める割合（体積分率）を考慮しなければならない。

本年度は、沸騰解析が可能な VOF 解析機能を有する流体解析ソフトウェア「STAR-CCM+」を用いて、容器内の気泡の挙動についてシミュレーション解析を実施した。

(1) 解析モデルの作成

3D-CAD で作成した高性能減速材容器を STAR-CCM+ のメッシュ機能により、約 13 万のポリヘドラルメッシュに分割した。図 4.1.1 にモデル図を示す。減速材容器上部は内管と外管に分かれており、装置上部の水素冷却部を介してつながっているが、本解析では、減速材容器上部から 1m の高さまでを解析領域とした。

沸騰モデルのうち、壁面熱フラックスは核沸騰領域および膜沸騰領域に適用可能な Rohsenow の式（式 5.1）を用いて計算した。

$$q_{bw} = \mu_l h_{lat} \sqrt{\frac{g(\rho_l - \rho_v)}{\sigma}} \left(\frac{C_{pl}(T_w - T_{sat})}{C_{qw} h_{lat} P_{rl}^{n_p}} \right)^{3.03} \quad (\text{式 5.1})$$

ここで、 C_{pl} : 液体比熱[J/(kg・K)]、 C_{qw} : 任意の係数[-]、 g : 重力加速度[m/s²]、 h_{lat} : 蒸発潜熱[J/kg]、 n_p : 任意の乗数[-]、 P_{rl} : 液体プラントル数、 T_{sat} : 飽和蒸気温度[K]、 T_w : 壁面温度 [K]、 ρ_l : 液体密度[kg/m³]、 ρ_v : 気体密度[kg/m³]、 σ : 表面張力[N/m]、 μ_l : 液体分子粘性係数[Pa・s]である。

また、発熱量のうち液相の蒸発に使用される熱量の割合は以下の式（式 5.2）で表される。

$$\dot{m}_{ew} = \frac{C_{ew} q_{bw}}{h_{lat}} \quad (\text{式 5.2})$$

C_{ew} : 液相の蒸発に使用される熱量割合、 q_{bw} : 式 5.1 の壁面熱フラックス [J/m²]である。

さらに、気液界面における質量交換（蒸発・凝縮）速度は、以下の式（式 5.3）で表される。

$$\dot{m}_{ec} = \frac{HTC \times Area (T - T_{sat})}{h_{lat}} \quad (\text{式 5.3})$$

ここで、HTC×Area は熱伝達係数×熱交換面積 [W/K]である。

境界条件としては、減速材容器は安定状態にあり、内管から流入する液体水素量と外管から流出する水素ガス量の間には質量収支がとれていることとした。また、容器の発熱による壁面からの入熱量は、モンテカルロコード MCNP により算出した。なお、その他の物性値については既知の値を使用した。

(2) 解析結果

減速材容器の発熱開始から安定状態に至るまでの数十秒間における水素ガスの平均体積分率の変化を図 4.1.2 に示す。発熱開始から 8 秒までは、壁温が上昇することにより、水素ガスの体積分率が単調に増加する。10 秒以降で、沸騰を伴う発熱と液体水素の流入による冷却がバランスし、体積分率は約 30%で振動する状態となる。この結果から、原子炉の運転中は、減速材容器の体積の約 30%は水素ガスが占めることになる。

一方、減速材容器内の水素ガスの挙動を可視化した図を図 4.1.3 に示す。容器下部のほうが水素ガスの体積分率が大きく、局所的ではあるが、60%を越える箇所もみられる。また、体積分率が 50%の等値面図（図 4.1.3 (b)）からわかるように、水素ガスは容器側面に集まりやすい傾向が見られた。

この結果、液体水素が流入する容器上部では水素ガスの発生が抑えられるが、液体水素の流入口から離れた容器下部では、壁面温度が高くなり、水素ガスの発生量が多くなることがわかった。さらに、容器下部で発生した水素ガスの気泡は、各々が集合しより大きな気泡となり、容器側面にそって上昇することがわかった。

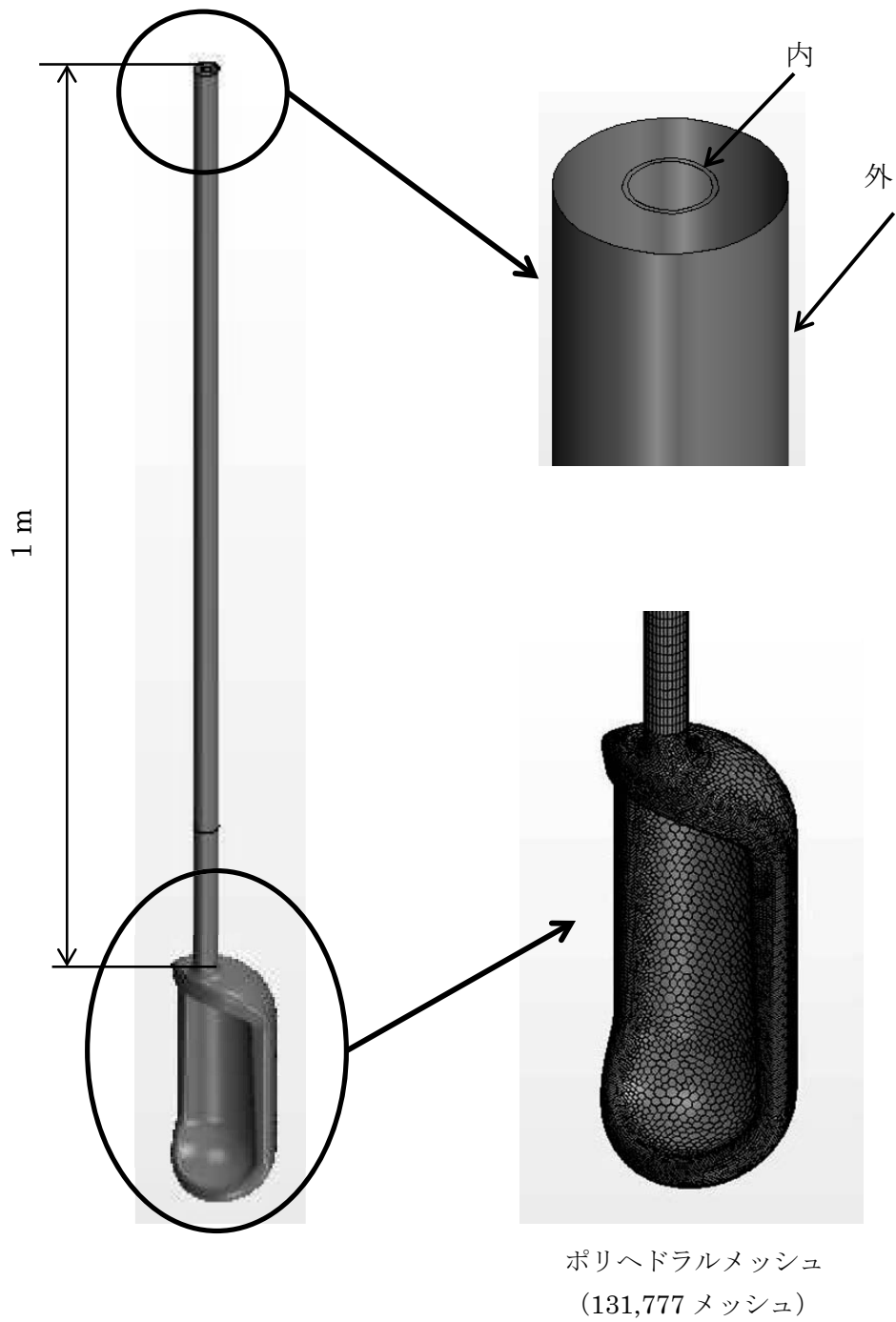


図 4.1.1 高性能減速材容器のモデル図

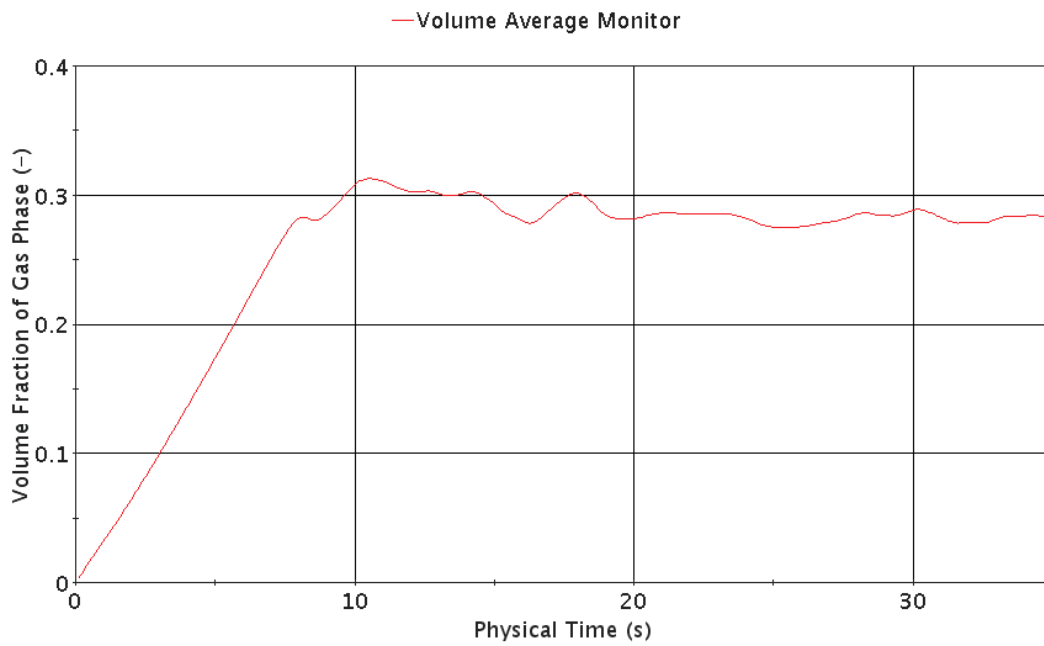
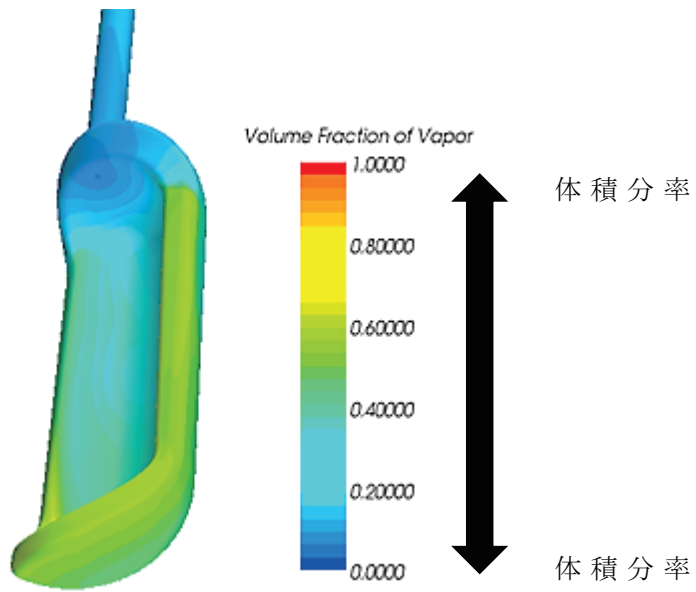


図 4.1.2 高性能減速材容器内の水素ガスの平均体積分率



(a) 水素ガスの体積分率



(b) 体積分率 50%の等値面図

図 4.1.3 可視化処理後のイメージ図

4.1.2 テーパー型中性子鏡管ユニットの計算による評価

CNS から発生した冷中性子を実験装置まで無駄なく輸送するためには、直進する中性子ビームだけでなく中性子ミラーによって反射された発散角度をもつ中性子ビームも輸送することが重要である。

従来の中性子導管の形状を改良した「テーパー型小型中性子導管」をビーム取り出し口となるビームポート直前に設置することで、発散角度を持つ冷中性子ビームを効率よく輸送することが可能となる。本年度は、前年度に製作したテーパー型小型中性子導管試験体の特性評価として、レイトレース法を用いた中性子モンテカルロ輸送コード **McStas**^{[1],[2]}により輸送効率を計算した。

(1) 評価方法

テーパー型小型中性子導管試験体は発散角度を持った冷中性子ビームの集光性を高めた形状をしており、全長 1000mm、導管内部の寸法が、ビーム入口側で 40.00mm (高さ) × 20.00mm (幅)、中間位置 (端から 500mm) で 39.02mm (高さ) × 19.02mm (幅)、出口側で 34.61mm (高さ) × 14.61mm (幅) であり、入口から出口に向かって狭くなっている。

評価の方法として、**JRR-3** 実験利用棟 C2 冷中性子導管に設置されているパルス中性子機器開発装置 **CHOP** 分光器(C2-3-3 ビームポート)のビーム取出し口に当該試験体を設置した場合と設置しない場合における **CHOP** 分光器検出器位置におけるビーム強度を **McStas** により計算し、その結果を比較することとした。計算における中性子発生数は、計算機の性能から 1×10^9 個としている。また、中性子強度(積分強度)はテーパー型小型中性子導管試験体出口から 0.7m 離れた位置で観測し、その断面積は **CHOP** 分光器の検出器の有感サイズに合わせて 10mm(幅) × 80mm(高さ)とした。**McStas** は輸送にかかわるデバイス(中性子鏡管ユニット、スリット、モノクロメーター)等を中性子源から、検出器まで並べて記述することで、中性子輸送の効率を計算することができるコードである。この輸送計算コードは世界中の中性子実験施設でビームラインの設計や分光器の設計に用いられている非常に信頼度の高い輸送コードである。

計算モデルは実態に近いものとするため、CNS から **CHOP** 実験装置に至るまでの実際の中性子鏡管ユニットの配置を再現したモデルを作成した。輸送体系作成においては、長さ 850mm のスーパーミラー中性子鏡管ユニットを並べ、曲導管部では曲率半径 834.3m を満たすように接合角を 3 分 30 秒と記述し、これらのスーパーミラー中性子鏡管ユニットを接続することで中性子導管とした。また、中性子導管内を真空にするために真空封止板と呼ばれるアルミ板を使用しているが、アルミニウムによる中性子の吸収も考慮した。さらに、モノクロメーターによる吸収の影響も計算コードに入力した。

(2) 評価結果

前項の評価方法に従い計算した結果、**CHOP** 分光器の検出器位置でのそれぞれの条件における中性子積分強度の数値を表 4.1.1 に掲載する。積分強度は、当該試験体を設置しない場合における計算結果を基準とし、設置した場合の中性子強度の増強倍率で記載した。**CHOP** 分光器のビーム取り出し口にテーパー型を設置することで、検出器位置におけるビーム強度は約 1.3 倍程度の増強が見込まれることが計算によって明らかになった。

また、波長に対する強度分布の比較もおこなった。計算結果を図 4.1.4 に示す。波長分布で約 4.3 Å 付近に見られる強度の減少は、CHOP 分光器の上流に設置している実験装置のモノクロメーターによる吸収であり、設備固有の現象である。図 4.1.5 は、テーパー型を設置した場合と設置しない場合の波長に対する相対比をプロットした結果である。図から、2 Å 以上ではほぼ一定の割合で利得が得られており、これは期待される結果となった。また、テーパー型小型中性子導管の出口面積を調整することで、ある限定された断面積(今回は CHOP 分光器の検出器位置)の強度が増強できることを確認した。

参考文献

- [1] K. Lefmann and K. Nielsen, Neutron News **10** (1999) 20.
 [2] P. Willendrup, E. Farhi and K. Lefmann, Physica B, **350** (2004) 735.

表 4.1.1 C3 冷中性子導管における輸送効率

CHOP 分光器での計算条件(End_Lmonitor2)	計算結果からの利得	計算結果
テーパー型小型中性子導管試験体を設置する。	1.3	4.0×10^4
テーパー型小型中性子導管試験体を設置しない。	1	3.0×10^4

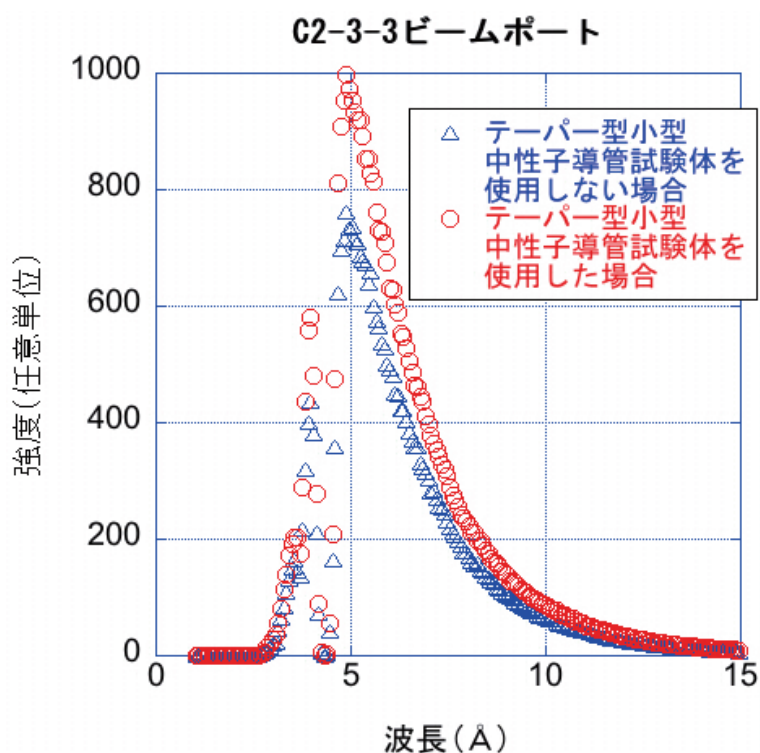


図 4.1.4 テーパー型小型中性子導管試験体を設置した場合と設置しない場合の波長分布

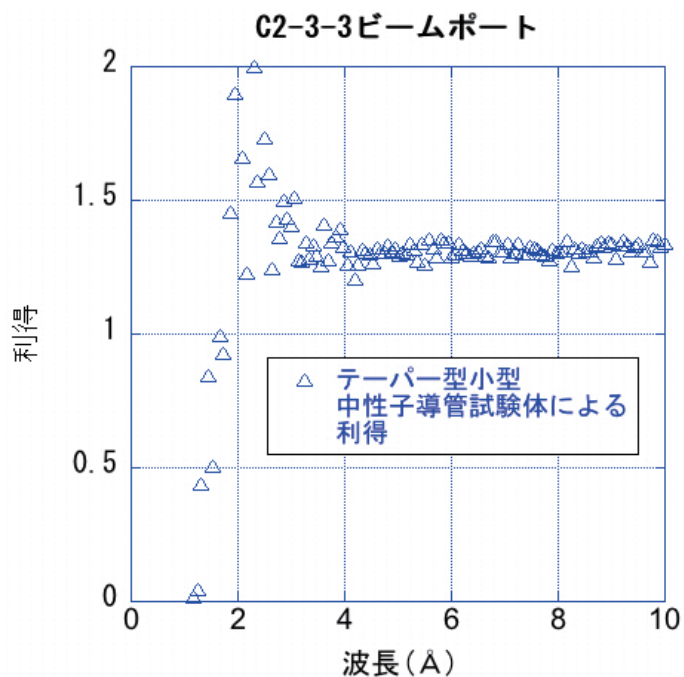


図 4.1.5 テーパー型小型中性子導管試験体を設置した場合と設置しない場合の計算結果から得られた利得

4.2 JRR-3における中性子輸送の高効率化

4.2.1 C3 冷中性子導管の高性能化

(1) 概要

平成 21 年度から平成 24 年度まで研究炉加速器管理部は、量子ビーム応用研究部門及び東京大学物性研究所と共同で文部科学省の競争的外部資金「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」の「研究炉・ホットラボ等活用研究プログラム」受託研究を実施した。研究テーマは、「研究炉 JRR-3 中性子輸送の高効率化が拓く新しい物質・生命科学—機能場における水・プロトンの輸送現象の解明を目指して—」であり、選択的に観測できる中性子を利用してプロトンの伝導現象の研究を実施するものである。

当該委託事業において研究炉加速器管理部は、JRR-3 実験利用棟に設置されている中性子ビーム実験装置 AGNES 及び SANS-J-II へ供給する冷中性子ビーム輸送効率を向上する研究及び技術開発を担当した。本年度は、当該業務計画書に基づいて、「新規冷中性子導管性能の解析的な評価」及び「新規冷中性子導管の中性子束測定」を実施する予定であったが、JRR-3 が運転停止中であったため、計画を変更して、「新規冷中性子導管性能の解析的な評価」及び「新規冷中性子導管を導入した際の、2 つの中性子ビーム実験装置の試料位置における中性子強度の解析的な評価」を実施した。なお、本年度をもって当該受託研究は終了した。

(2) 評価方法

(i) ビームポートにおける計算条件

輸送効率の向上が効果的に現れる中性子導管の曲導管部及び直導管部の中性子鏡管ユニットを、Ni/Ti 多層膜による高性能中性子ミラーを用いたスーパーミラー中性子鏡管ユニットに置き換えることで、冷中性子ビームの輸送効率の向上を図った。高度化の対象とする JRR-3 の C3 冷中性子導管は、上流の長さ 15.28m の曲導管部（18 体）と下流側の 13.61m の直導管部（7 体）から構成される、合計 25 体の中性子鏡管ユニットである。

25 体の中性子鏡管ユニットは、原子力イニシアティブ及び人材育成費(交付金、原子力機構予算)によって、平成 23 年度の据付作業でスーパーミラー中性子鏡管ユニットに置き換えている。図 4.2.1 に範囲を示す。既設の中性子鏡管ユニットを置き換えたのは実線および点線で囲っている部分である。実線で示している範囲は原子力イニシアティブによって置き換えた中性子鏡管ユニットであり、点線で示している範囲は原子力機構内で獲得した人材育成費で置き換えた中性子鏡管ユニットである。

C3 冷中性子導管の中性子輸送効率の計算においては、Ni/Ti 多層膜スーパーミラーへの置換による中性子ミラーの性能向上、ビームの断面積の拡大および実際の据付誤差の効果に注目した中性子輸送計算を McStas^{[1],[2]}を用いて行った。

計算条件として以下の 3 ケースに対して各ビームポートでの強度評価を実施した。

- ① 既設の中性子鏡管ユニットを理想状態に据付けた場合。
- ② 曲導管部 18 体および直導管部 7 体の既設中性子鏡管ユニットをスーパーミラー中性子鏡管ユニットに交換し、かつ、理想状態に据付けた場合。
- ③ 曲導管部 18 体および直導管部 7 体の既設中性子鏡管ユニットをスーパーミラー中性子導管

に交換し、実際の据付位置及び据付誤差の実測値を入力した場合。

③のケースでは、据付時に水準器で測定したスーパーミラー中性子鏡管ユニットの水平度及び垂直度、ダイヤルゲージで測定した隣り合うスーパーミラー中性子鏡管ユニット間の横ズレ及び縦ズレ、並びにオートコリメーターで測定した接合角などの据付実測値を解析モデルに取り入れて計算を実施した。

(ii) 中性子非弾性散乱装置 AGNES の試料位置における計算条件

中性子非弾性散乱実験装置 AGNES はフェルミチョッパーを用いた直接配置飛行時間型の非弾性散乱分光器であり、C3-1 ビームポートに設置している。曲導管部とその下流側の 9.53m の直導管部の末端にビーム取り出しのための空間があり、この空間にモノクロメーター群を入れてほぼ単色のビームを取り出している。

モノクロメーター群は 5 台のモノクロメーターで構成されており、その 5 台のモノクロメーターの角度分布は 1.5 度程度であり、モノクロメーターによる単色化された波長分布は 2~3% である。モノクロメーターによって取り出された中性子ビームが 2 連のチョッパーによりパルス化される。中性子輸送計算コード McStas においては、上記のジオメトリーを再現して AGNES 分光器のモデルを作成した。評価に使用したサンプル位置のサンプルサイズは 50mm×50mm である。

試料位置における強度を (i) と同様の 3 つのケースに対して計算した。

(iii) 中性子小角散乱装置 SANS-J-II 試料位置における強度評価の計算条件

中性子小角散乱実験装置 SANS-J-II は角度分散型の小角散乱装置であり、C3-2 ビームポートに設置している。曲導管部とその下流側の 13.6m の直導管部の末端にビーム取り出しのための空間があり、この空間に速度選別機を設置し小角散乱装置に必要なほぼ単色のビームを取り出している。

SANS-J-II は数度以下の小角に散乱した中性子を測定するため、非常に長い散乱槽(検出器を収めている真空槽)を持っている。ピンホールを用いたコリメーションのため、速度選別機と試料までの距離が 10m 程度ある。この速度選別機と試料との間に、集光レンズ、偏極素子などを備えている。中性子輸送計算コード McStas においては、上記のジオメトリーを忠実に再現して SANS-J-II 小角散乱装置のモデルを作成した。評価に使用したサンプル位置のサンプルサイズは 20mm×20mm である。

試料位置における強度について、各入射波長において、(i) と同様の 3 つのケースに対して評価を実施した。計算を実施した入射波長は、小角散乱装置において一般的に使用される入射波長 6.5Å と、C3 冷中性子導管の特性波長が短波長へシフトすることを考慮した、入射波長 4.5Å である。

(2) 評価結果

(i) ビーム取り出し口における評価結果

C3-1 及び C3-2 ビームポートのそれぞれの条件における中性子強度の利得を図 4.2.2 に示す。中性子強度の利得は、ケース①の既設の Ni ミラーの強度を基準とし、ケース②及びケース③の

中性子強度の増強倍率で記載した。この結果によれば、C3-1 ビームポートおよび C3-2 ビームポートにおいて、曲導管部 18 体+直導管部 7 体をスーパーミラー中性子鏡管ユニットに置き換えることで約 2 倍程度の強度の利得が得られることが明らかになった。

また、スーパーミラーを用いることで冷中性子の波長分布も変化した。図 4.2.3 及び図 4.2.4 に各ケースでの波長分布を示す。曲率半径及び中性子導管の幅を変更していないので、特性波長が短波長側にシフトしている。冷中性子源スペクトルの影響もあり、特性波長が 2.8Å 程度となっている。

各ビームポートの改良後の特性波長 2.8Å における利得の大きさは、C3-1 ビームポートで 9.5 倍、C3-2 ビームポートで 7.3 倍となり、C3-1 ビームポートの方が利得が大きい。このように利得が異なるのは、既設の中性子鏡管ユニットを使用している直導管部の長さが原因と考えられる。既設の Ni ミラー中性子鏡管ユニットを使用している直導管部の長さは C3-1 直導管部の長さが 4.425m であるのに対して、C3-2 直導管部の長さが 7.65m となっており、直導管部を輸送される際に発散角度の大きな中性子ビームが削られてしまうためと考えられる。実際の設置ではズレがあるため、理想状態から 2%程度の強度減少となっている。

(ii) AGNES 及び SANS-J-II における試料位置の結果

AGNES 及び SANS-J-II における試料位置での利得について図 4.2.5 にまとめた。

AGNES においては、入射波長を 4.22Å とした場合、既設の Ni ミラー中性子鏡管ユニット 25 体をスーパーミラー中性子鏡管ユニットに更新するだけで、理想状態で据付した場合には、図 4.2.5 に示すように 2.7 倍の強度増強となっている。スーパーミラー中性子鏡管ユニットの実測値を含めた評価結果でも 2.7 倍となっており、大幅な強度増強が計算結果として得られた。

SANS-J-II においては、入射波長を 6.5Å とした場合、1.04 倍程度の増強しか見込めない。これは、スーパーミラー中性子鏡管ユニットへの置き換えにより発散角度の大きな中性子ビームが輸送可能となったものの、SANS-J-II における中性子ビームのコリメーションが非常に良いため、SANS-J-II のスリットにより、発散角度の大きな中性子ビームのほとんどがカットされてしまうためである。一方、入射波長を 4.5Å とした場合、1.8 倍の増強となっており、2 倍近くの強度増強が得られることが明らかになった。SANS-J-II でも使用できる発散角度の小さな中性子ビームについては有意な結果が得られた。

参考文献

- [1] K. Lefmann and K. Nielsen, Neutron News **10** (1999) 20.
- [2] P. Willendrup, E. Farhi and K. Lefmann, Physica B, **350** (2004) 735.

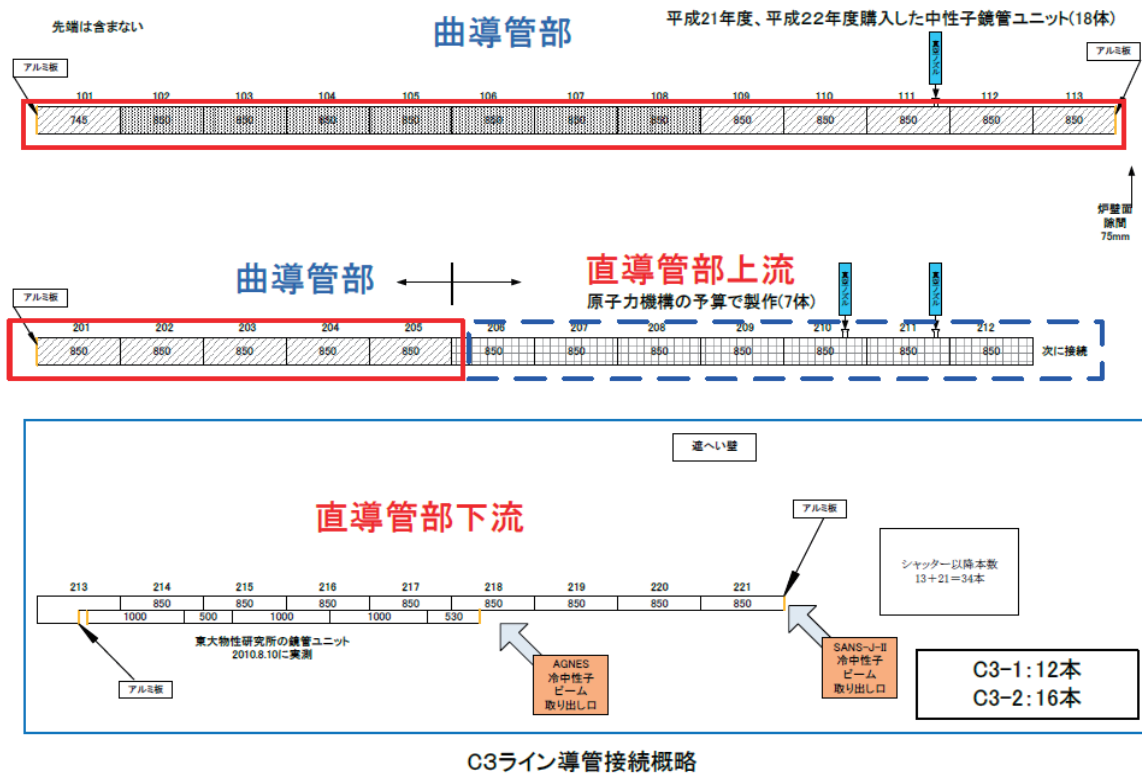
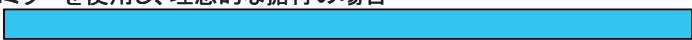

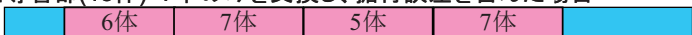


図 4.2.1 JRR-3 の冷中性子導管(C3)における中性子鏡管ユニットの配置図

McStasの計算結果(C3-1ビームポート)

	中性子非弾性散乱装置 (AGNES) 位置	利得 (計算結果)
ケース①	Niミラーを使用し、理想的な据付の場合 	1
ケース②	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、理想的な据付の場合 	2.551
ケース③	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、据付誤差を含んだ場合 	2.516

McStasの計算結果(C3-2 ビームポート)


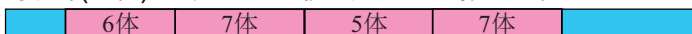
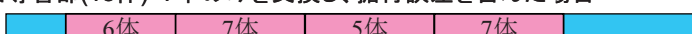
	中性子小角散乱装置 (SANS-J-II) 位置	利得 (計算結果)
ケース①	Niミラーを使用し、理想的な据付の場合 	1
ケース②	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、理想的な据付の場合 	2.034
ケース③	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、据付誤差を含んだ場合 	2.006

図 4.2.2 C3 冷中性子導管ビームポートにおける輸送効率

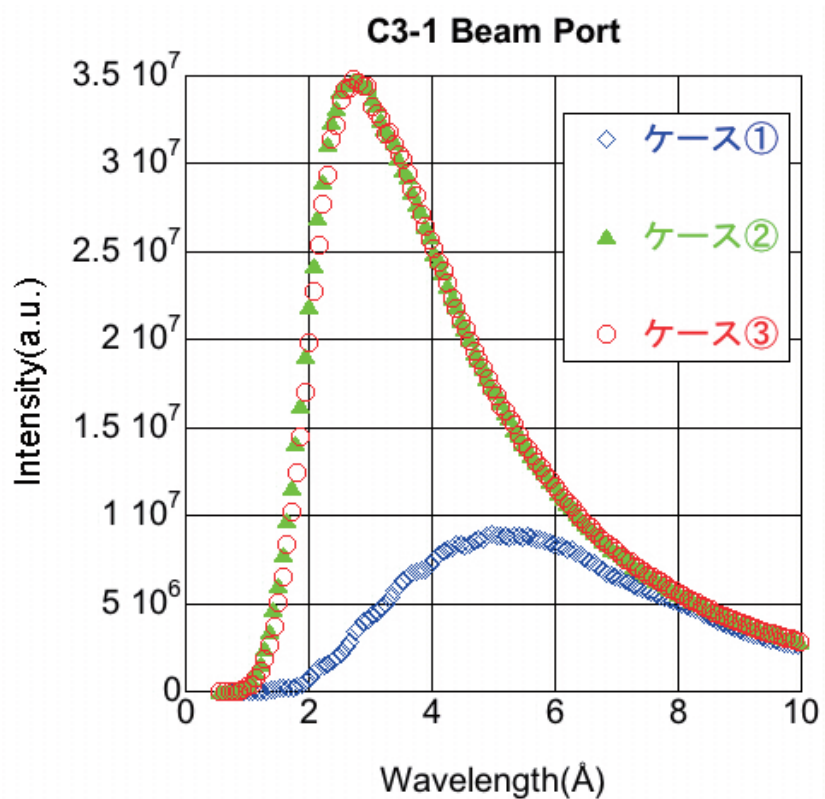


図 4.2.3 C3-1 ビームポートにおける中性子スペクトル

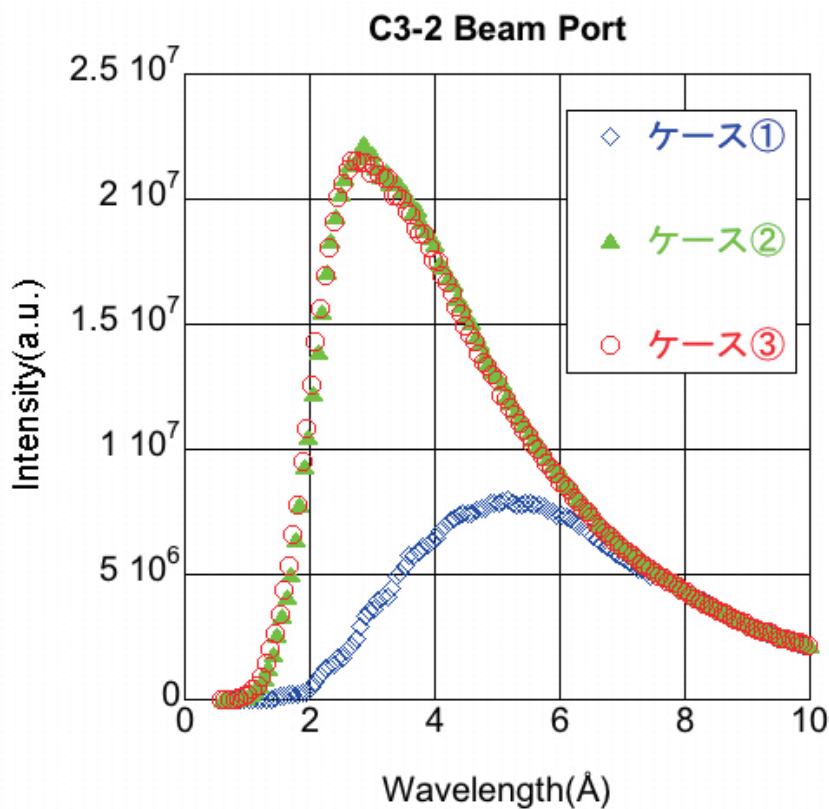

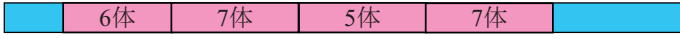
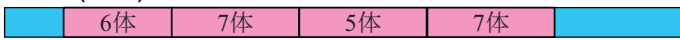





図 4.2.4 C3-2 ビームポートにおける中性子スペクトル

McStasの計算結果(C3-1試料位置、4.22 Å)

	中性子非弾性散乱装置 (AGNES) 試料位置	利得 (計算結果)
ケース①	Niミラーを使用し、理想的な据付の場合 	1
ケース②	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、理想的な据付の場合 	2.74
ケース③	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、据付誤差を含んだ場合 	2.71

McStasの計算結果(C3-2試料位置)6.5 Å

	中性子小角散乱装置 (SANS-J-II) 試料位置	利得 (計算結果)
ケース①	Niミラーを使用し、理想的な据付の場合 	1
ケース②	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、理想的な据付の場合 	1.04
ケース③	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、据付誤差を含んだ場合 	1.04

McStasの計算結果(C3-2試料位置)4.5 Å




	中性子小角散乱装置 (SANS-J-II) 試料位置	利得 (計算結果)
ケース①	Niミラーを使用し、理想的な据付の場合 	1
ケース②	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、理想的な据付の場合 	1.84
ケース③	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、据付誤差を含んだ場合 	1.79

図 4.2.5 中性子ビーム実験装置試料位置での利得

4.2.2 C1 冷中性子導管の高性能化

(1) 概要

C1 冷中性子導管には、東京大学物性研究所・附属中性子科学研究施設の中性子ビーム実験装置が4台設置されている。この4台の実験装置の性能を向上するために、東京大学がC1冷中性子導管を高度化することで中性子輸送効率を向上することとした。

平成23年度は、炉室内導管室に設置している中性子鏡管ユニット13体を改良するため、新規に製作し、据付を実施した。この新規製作の中性子鏡管ユニットは既設の3倍の性能を持つNi/Ti多層膜スーパーミラーを使用した中性子鏡管ユニットとなっている。また、ビーム断面積も124mm×24mmと1.24倍とした。

本年度は、ビームホール導管室からC1-2ビームポートまでの中性子鏡管ユニット20体の製作を行った。

(2) 冷中性子鏡管ユニットの製作

製作するのは曲導管部7体と直導管部13体の計20体である。ビームホール導管室先頭からC1-2ビームポートまでの中性子導管をすべてアップグレードする際に、既存の中性子鏡管ユニット調整機構をそのまま使用すると条件があったので、C3冷中性子導管及び炉室導管室に設置したC1冷中性子導管と同一仕様の中性子鏡管ユニットを製作することとなった。ただし、ガラス基板の材料としてはボロンフロートを採用している。ビームホール導管室に設置する中性子鏡管ユニットは、中性子源より遠く離れており、中性子ビーム実験装置に中性子ビームを供給するため遮蔽性能が高い方が良いとの条件要請に基づいた選択である。

また、ペンタプリズムを用いた測定により、中性子鏡管ユニット内面にある中性子ミラーの平面度を測定することとした。製作された中性子鏡管ユニットにおける内面の平面度の測定結果、平面度は 8.40×10^{-5} rad (RMS)程度で 1.5×10^{-4} rad (RMS)以下となり、仕様を満たしていることが明らかになった。

製作された中性子鏡管ユニットは、平成25年度に設置される計画である。

4.3 乳癌に対する照射技術の開発

第2期中期計画において乳がんに対するホウ素中性子捕捉療法（BNCT）の適用拡大に向けた照射技術の開発を行っている。平成24年度は、前年度に設計した乳がん用コリメータを用いて、乳がん照射における体幹部への被ばく線量の評価を行い、乳がん照射への適用性について検討を行ったところ、十分適用可能であることが分かった。

本解析では、実効線量を算出するための基となる吸収線量（RBE線量）を被ばく線量として評価を行った。乳がんは、臨床医から要望のある再発乳がんを想定し、直径約9cmの腫瘍が体表面に形成されているものと仮定した。体幹部で考慮した臓器は、肺、腎臓、肝臓、胃、食道とした。線量評価シミュレーション体系を図4.3.1に示す。線量評価条件は、現在、乳がんに対する照射プロトコールが定まっていないため、次のように仮定した。

- ① ホウ素濃度：血液中＝24 ppm、正常組織＝24 ppm、腫瘍＝84 ppm
- ② RBE、CBE：窒素線量と水素線量＝2.5、 γ 線線量＝1.0、
ホウ素線量＝1.35（軟組織）、2.5（皮膚）、3.8（腫瘍）
- ③ 照射量：腫瘍最低線量で25 Gy-Eq
- ④ 炉出力：3500 kW
- ⑤ ビームモード：JRR-4の熱外中性子ビーム（ENB）

表4.3.1に腫瘍に付与されたRBE線量の計算結果を示す。なお、比較検討を行うため、既存コリメータ（ ϕ 12cm 延長コリメータ）における計算結果も示す。乳がん用コリメータは、既存コリメータと比べ、腫瘍への付与線量はほぼ同じである。表4.3.2に各臓器の最大RBE線量の計算結果を示す。肺の最大RBE線量は、乳がん用コリメータの方が0.6Gy-Eq小さくなる結果となった。その他の腎臓、肝臓、胃、食道の最大RBE線量も乳がん用コリメータの方が若干小さくなる結果となった。再発乳がんでは、すでに放射線治療歴がある場合が多いため、正常組織である肺への付与線量を可能な限り低減させることが望ましい。図4.3.2に肺及び腫瘍に対する全RBE線量ヒストグラムの計算結果を示す。肺のヒストグラムにおいて、全RBE線量が高い領域は、コリメータ付近での正常組織である肺への付与線量が高いところを示しているが、乳がん用コリメータは既存コリメータと異なりビーム形状の整形を行うことができるため、正常組織である肺への付与線量を既存コリメータよりも低減させることが可能であることが分かる。また、腫瘍の全RBE線量ヒストグラムの計算結果より、腫瘍線量を低減させることなく照射を行うことが可能であることが分かる。図4.3.3に乳がん用コリメータに対する熱中性子束分布及び γ 線線量分布を示す。コリメータからの著しい漏えい中性子及びガンマ線は見られない。以上より、被ばく線量の基となるRBE線量は、既存コリメータよりも乳がん用コリメータの方が小さくなるため、全身に被る付与線量も既存コリメータよりも低減することが可能であると言える。

表 4.3.1 腫瘍に付与された RBE 線量

	RBE線量 (Gy-Eq)		
	平均	最小	最大
乳がん用コリメータ	34.4	25.0	46.9
既存コリメータ	33.9	25.0	46.6

表 4.3.2 各臓器の最大 RBE 線量

	最大RBE線量 (Gy-Eq)				
	肺	腎臓	肝臓	胃	食道
乳がん用コリメータ	8.9	0.2	0.6	0.8	0.8
既存コリメータ	9.5	0.3	1	1.2	1.1

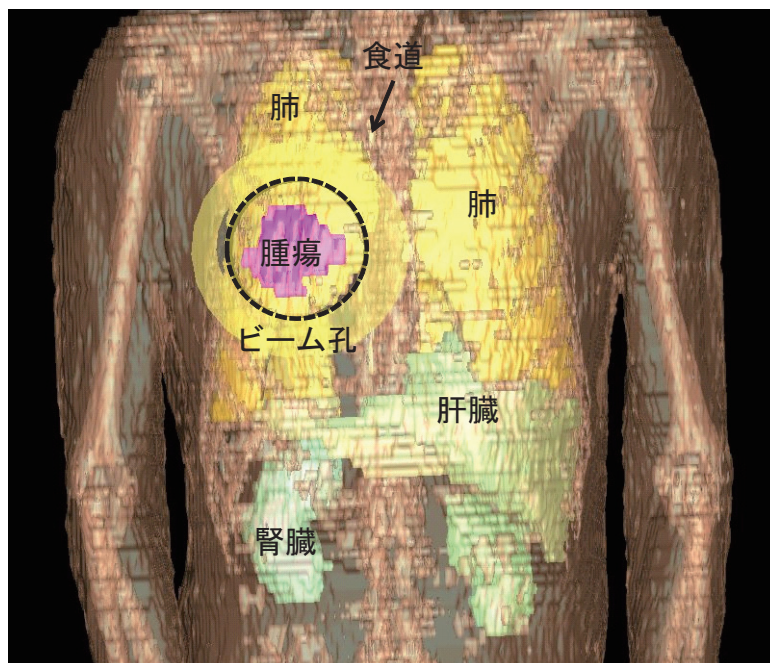


図 4.3.1 線量評価シミュレーション体系

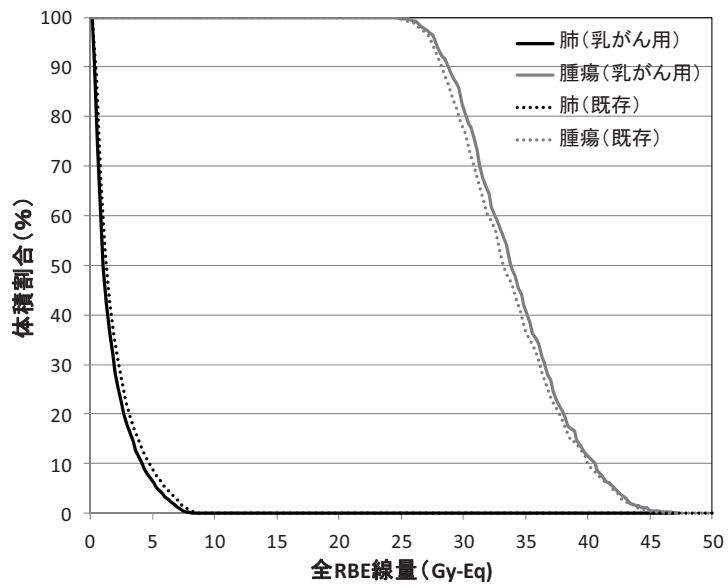
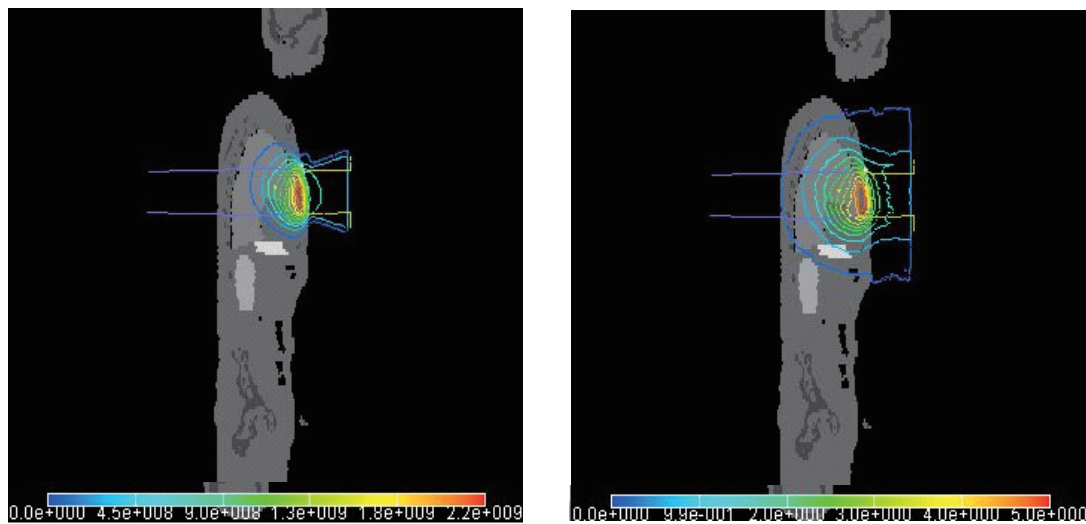


図 4.3.2 全 RBE 線量ヒストグラム



(a)熱中性子束分布($n/cm^2/s$)

(b) γ 線量分布(Gy/h)

図 4.3.3 乳がん用コリメータにおける 2 次元線量分布

4.4 新型シリコン照射ホルダーの開発

プール型研究炉である JRR-3 及び JRR-4 では、照射孔へのシリコン挿入の容易性と照射孔において高い中性子束を有することから、これまでに半導体シリコンの中性子核変換ドーピング (Neutron Transmutation Doping : NTD) と称する生産方式に対しても利用の場を提供し、年間約 4.5 トンの NTD シリコンを生産している。NTD シリコンは、主にパワーデバイスと呼ばれる半導体素子で使用されている。パワーデバイスはエネルギー利用の高効率化に寄与するインバーターに使用されており、近年その需要は高まっていることから、NTD シリコンに対しても期待が高まりつつある。この需要に応えるための生産性向上の方法として、フィルター法の検討を進めている。フィルター法を用いることにより、現行の反転法に比べて大幅な照射効率向上を図ることが可能となる。

今年度、新型シリコン照射ホルダーの開発として取り組んだ内容としては、平成 22 年度に実施された改良前新型ホルダー特性試験を踏まえて、新型ホルダーの設計改良及び製作となる。今回製作した新型ホルダー及び現行ホルダーの写真を図 4.4.1 に示す。新型ホルダー形状に関する解析を行い、最適なフィルター形状を導いた。解析には MVP コードを用いた。フィルター機能無しのホルダーで照射した場合はシリコンインゴット軸方向の中性子束分布が $\pm 17.5\%$ であるのに対して、新型ホルダーでは $\pm 3.3\%$ という均一な分布を得ることができた。これは製品保証値である $\pm 8.5\%$ を十分にクリアするものである。フィルター機能無しのホルダー及び新型ホルダーを用いた場合の解析結果を図 4.4.2 に示す。

改良前新型ホルダーではフィルター部とアルミ部の接合方法としてレーザーブレージングを用いていたのに対して、今回製作した新型ホルダーでは電子ビーム溶接を用いている。新型ホルダーの引張試験の結果、フィルター母材部の破断荷重は約 30 トン、フィルター接合部の破断荷重は約 6 トンという結果を得た。シリコン重量は約 30kg であることから、新型ホルダーは機械強度に関して約 200 倍の安全余裕を有していることが分かった。

現行ホルダーを用いた照射では、1 週間当たり約 6 バッチの照射が可能である。新型ホルダーを用いることにより、1 週間当たり約 10 バッチの照射が見込まれることから、約 1.7 倍の生産量増加が見込まれる。今年度製作した新型ホルダーの特性試験については、JRR-3 再稼働後に実施予定である。

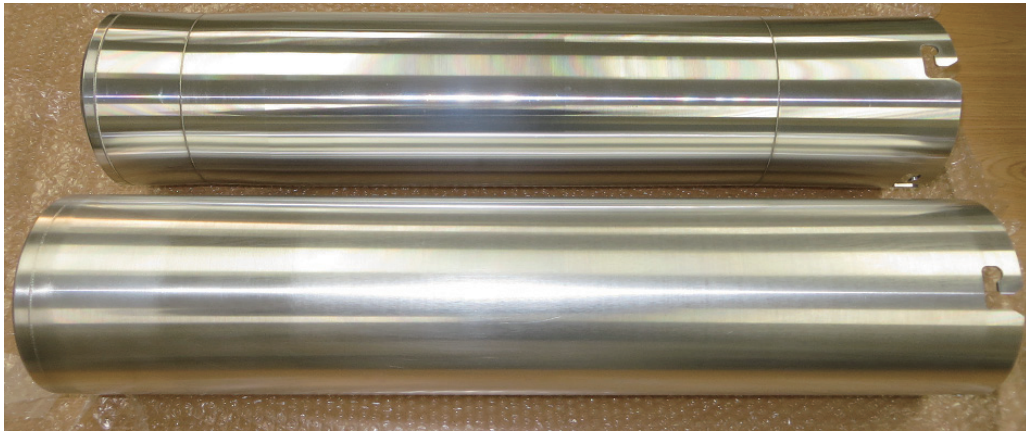


図 4.4.1 新型ホルダー（上）及び現行ホルダー（下）

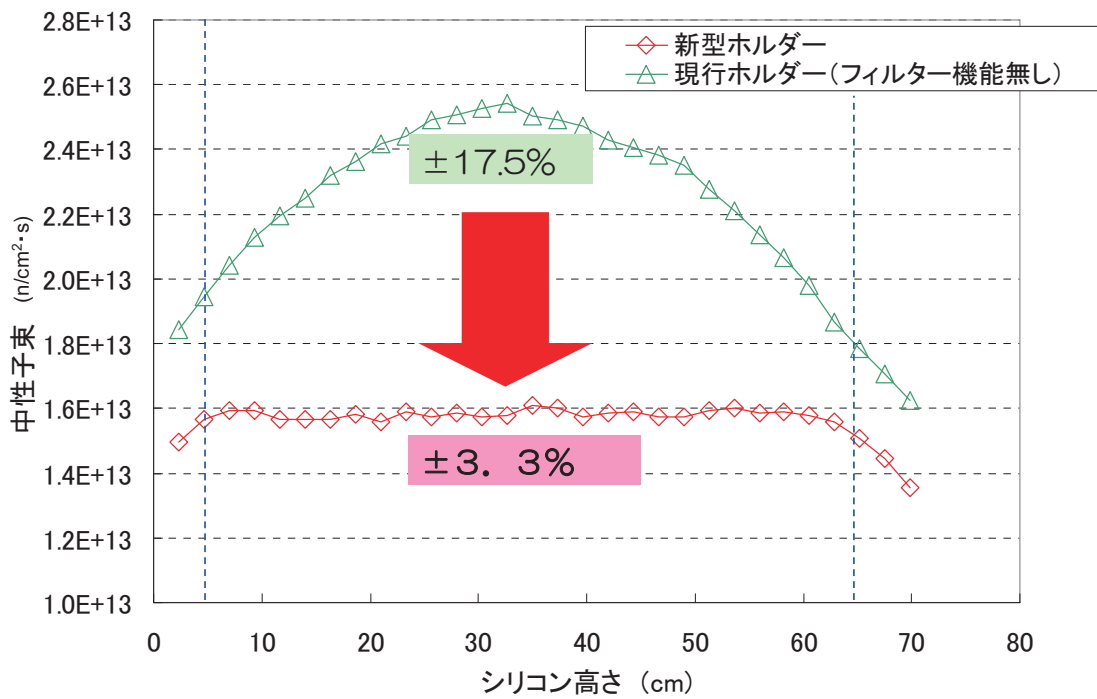


図 4.4.2 新型ホルダーの軸方向中性子束分布計算結果

4.5 デュアルビーム照射システムの開発

1台の大型静電加速器から異なる2種類のイオンビーム（デュアルビーム）を同時に加速し、標的に照射するデュアルビームシステムの開発試験を行っている。加速試験では質量電荷比が同じ $^{132}\text{Xe}^{11+}$ イオンと $^{12}\text{C}^{+}$ イオンを用い、加速電圧15MVでビーム加速を行った。この時、標的位置でXeイオンとCイオンが約2mm分離していることが確認され、その原因は僅かな質量の違いによるものである。加速器の既存の光学系では、ビーム位置を同一にすることは困難であるため、ビームスキャナーでビームを走査し、両イオンが混ざり合った部分を利用することにした。初歩的な実験であるが薄くBiを蒸着した Al_2O_3 上に標的に 165MeV の $^{132}\text{Xe}^{11+}$ イオンと 15MeV の $^{12}\text{C}^{+}$ イオンの同時照射をおこない、Xeイオンによる照射の効果をCイオンをプローブとしたラザフォード後方散乱分析（RBS）測定を行うことに成功した。

一方、同時照射ではないが、2種類のイオンを数分程度のビーム切り替え時間で切り替える交互照射の試験を、 240MeV の $^{136}\text{Xe}^{15+}$ イオンと 16MeV の $^{12}\text{C}^{+}$ イオンを用いて行った。交互にイオン種を変更し、加速パラメータを再調整することを3回ほど繰り返せば、標的上の同一位置を照射できることが確認でき、この手法においても同時照射と同様の試料を用いて、その場RBS測定に成功した[1]。

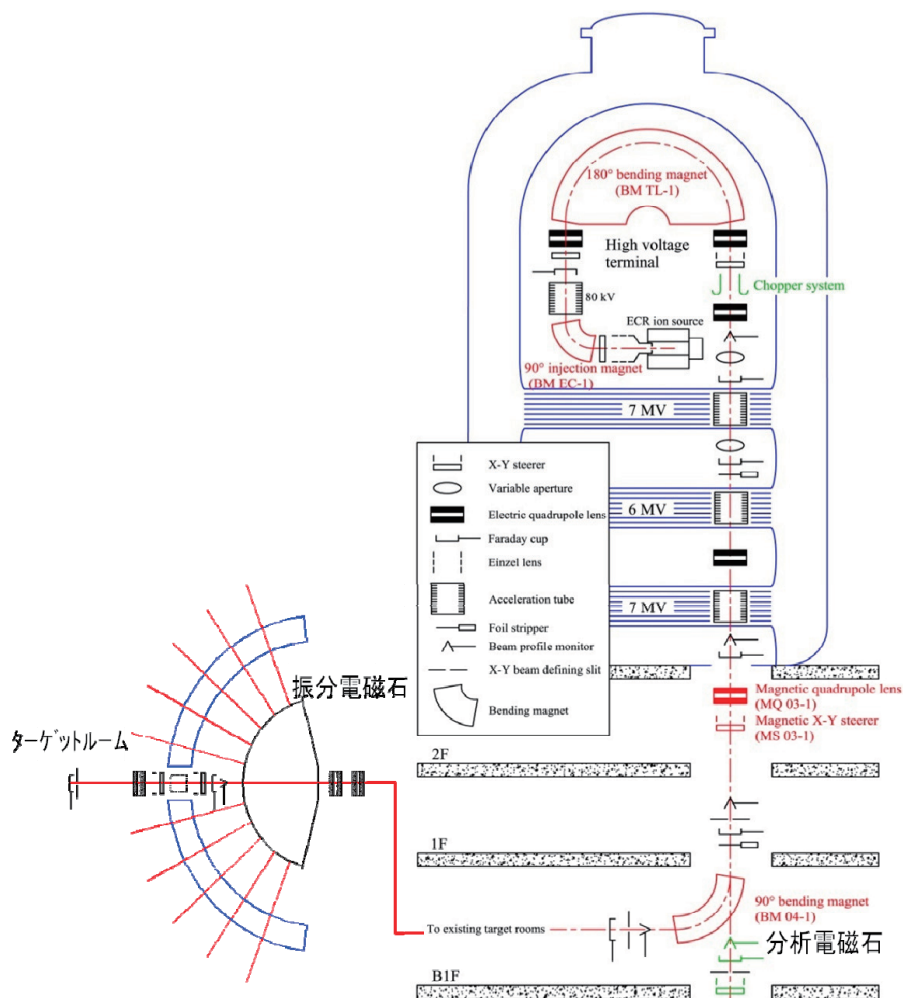


図 4.5.1 タンデム加速器のビーム光学機器の配置（高電圧端子内イオン源からの加速）

(1) デュアルビームの形成

デュアルビームの加速には、高電圧端子に ECR イオン源を搭載した 20MV タンデム加速器を用いる[2]。ECR イオン源は 2 種以上の元素の多価イオンを同時に生成することが可能であるので、その中から質量電荷比 (A/q) の同じイオンを引き出し加速することでデュアルビームの加速を実現する。例えば、 $A/q=12$ の $^{12}\text{C}^+$ と $^{132}\text{Xe}^{11+}$ 、 $A/q=14$ の $^{14}\text{N}^+$ と $^{84}\text{Kr}^{6+}$ 、 $A/q=8$ の $^{16}\text{O}^{2+}$ と $^{40}\text{Ar}^{5+}$ (加えて $^{80}\text{Kr}^{10+}$ 、 $^{136}\text{Xe}^{17+}$) などの組み合わせで同時加速が考えられる。引き出されたイオンビームは静電加速の場合、質量に関係なく同じ軌道を加速される。図 4.5.1 に示すように、高電圧端子内のイオン源からターゲット室の標的までには 4 台の偏向電磁石と 3 台の三連四重極電磁石、3 組の XY 磁気ステアラーを通過する。ここで質量電荷比が同じイオンであればイオンは同一の軌道を輸送されるが、現実には僅かな質量の違いがあり、 $^{12}\text{C}^+$ と $^{132}\text{Xe}^{11+}$ では約 0.07% 異なる。エネルギー分析電磁石 (曲率半径 1.8m) を通過すると、その軌道差は 1mm 程度となるが、この程度であれば、エネルギー分析スリットの開口を拡げることで両イオンをビームライン末端の標的まで導くことが可能と考えられる。

実際に 2 種類のイオンビームをビームライン末端の標的へ照射できるかを確認するために、 $^{12}\text{C}^+$ イオンと $^{132}\text{Xe}^{11+}$ イオンを用い加速試験を行った。加速電圧は 15MV で、それぞれのイオンのエネルギーは 15MeV と 165MeV である。使用ビームラインは L2 ビームライン (振分電磁石の曲率半径 1.63m となる) を用いた。L2 ビームラインの機器構成の概略を図 4.5.2 に示す。3 連磁気四重極レンズ (Q レンズ) の下流 4.5m にコルツによるビームビューワーを配置し、標的はさらに 1.1m 下流に設置した。

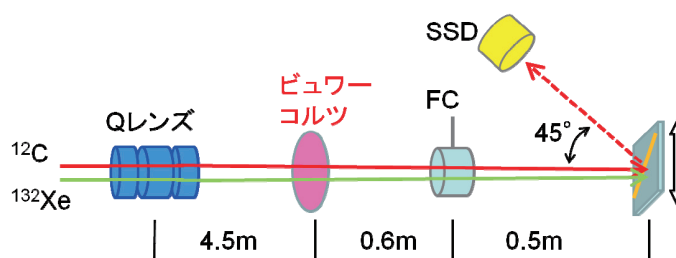


図 4.5.2 L2 ビームラインの機器構成

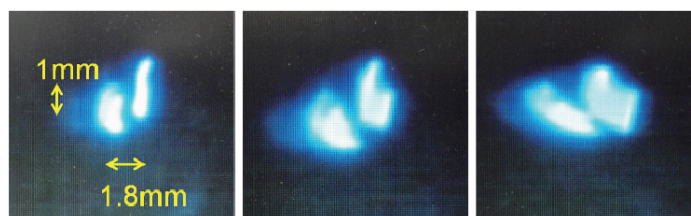


図 4.5.3 ビューワー位置でのビーム像

イオン源から $^{12}\text{C}^+$ と $^{132}\text{Xe}^{11+}$ を同時に生成し、通常の光学系によるビーム加速を行い標的までビーム輸送を行った。この時にビームビューワー (石英結晶) によって確認されたビーム形状を図 4.5.3 に示す。図 4.5.3 の 3 枚の写真は、直上流の Q レンズのパラメータを変化させた時の各々の状態である。ビーム像から 2 種のイオンビームが見事に分離されており、水平方向で約 1.8mm、垂直方向で約 1mm 軌道が異なっていることが分かった。

(2) ビームプロファイルの測定と均一化

次に標的位置での ^{12}C と ^{132}Xe イオンのプロファイルを得るため、Si 上に厚さ 300nm で幅 1mm のストリップ線状に Au 薄膜を蒸着した試料を用い、RBS 法により標的位置でのビームプロファイルを測定した。シリコン検出器 (SSD) の角度はビーム軸に対し 135° に設置した。ストリップ

線の位置と RBS スペクトルから ^{12}C と ^{132}Xe のプロファイルとビーム強度を得ることができる。図 4.5.4 にこの方法で得られた標的位置でのビームプロファイルを示す。水平方向で 2mm、垂直方向で 1.2mm、 ^{12}C イオンと ^{132}Xe イオンの位置が異なることが分かった。この分離は主にエネルギー分析電磁石と振分電磁石によるものである。

我々の加速器の光学系ではビームを同じ位置に照射することは困難であるので、ビームスキャナーを用いて両ビームが均一に混ざる部分を標的に照射することにした。

このセットアップを図 4.5.5 に示す。Q レンズの 1.8m 下流の X、Y 両方向へビームをスキャンできる電磁石を用い、スキャナーの設定は標的位置でビームが X、Y 両方向の振幅で 10mm、スキャン速度は X を 11.3Hz、Y を 90.9Hz に設定した。標的の 0.6m 上流に $\phi 3\text{mm}$ のアパーチャーを設置しこのアパーチャーを抜けたビームのみを標的に照射することにした。このシステムによって得られたデュアルビームのプロファイルを図 4.5.6 に示す。統計が少ないが両ビームの均一化ができていることが分かる。C と Xe で 0.5mm ほどずれているのは、アパーチャーと標的との距離が離れているからであり、近づけることでこの影響は小さくできる。

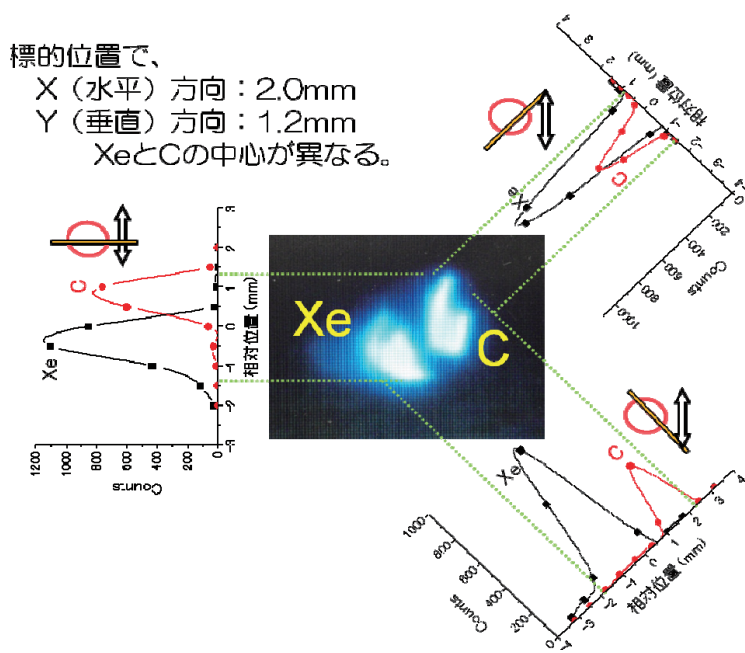


図 4.5.4 標的位置での ^{12}C と ^{132}Xe ビームのプロファイル

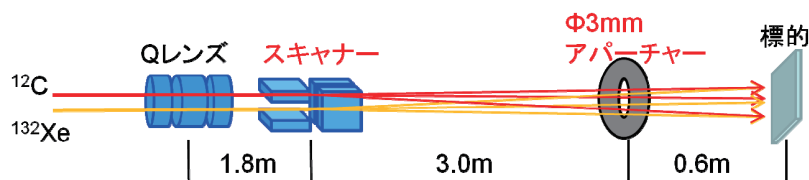


図 4.5.5 ビームスキャナーによるビームの均一化

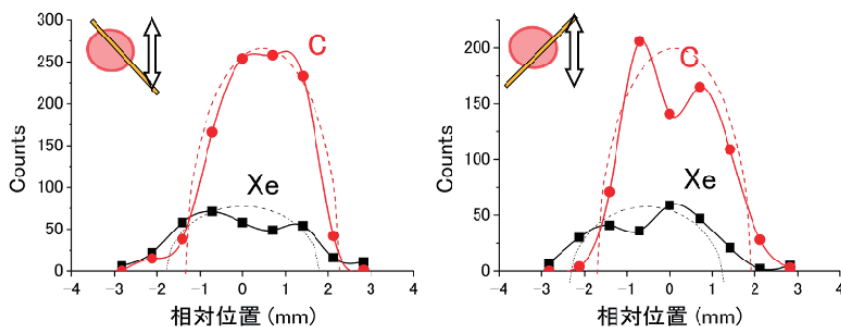


図 4.5.6 スキャナーによる均一化後のビームプロファイル

(3) デュアルビームによる重イオン照射効果のリアルタイム測定

以上のように形成したデュアルビームを用いて、重イオン照射効果のリアルタイム測定の試験を行った。具体的には 165MeV の Xe イオンによる Bi(300nm)-Al₂O₃ 試料の重イオン照射効果を 15MeV の C イオンをプローブとした RBS 分析法によりリアルタイム測定することである。図 4.5.5 の標的として Al₂O₃ 上に 300nm の厚さに Bi を蒸着した試料を取り付け、C と Xe の同時照射を行いながら、C イオンによる RBS 測定を行うものである。この時ビーム電流は C、Xe ともに約 1pnA 程度であり、同時照射を行いながら 10 分ごとに得られた RBS スペクトルを保存した。結果を図 4.5.7 に示す。

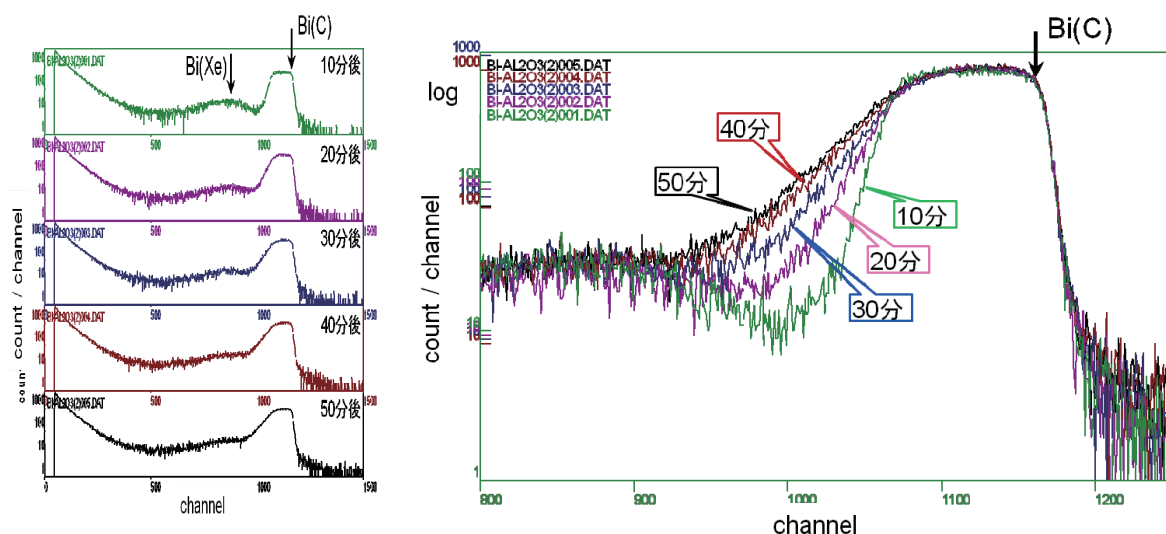


図 4.5.7 デュアルビームによる重イオン照射効果のリアルタイム測定結果
左図はスペクトル全体、右図は Bi ピーク部を拡大したものである。

照射量の増加に伴い RBS スペクトルの Bi ピークの低エネルギー側が広がっていくことから Bi が深さ方向に広がったように見える。この効果は、Bi が Al₂O₃ 内に Xe の照射によってミキシングしたものと考えられ、重イオン照射効果をリアルタイムで計測することに成功した。シリコン検出器 (SSD) への散乱角度が 135 度であるがこの角度を適当に選ぶことで、SSD へ入る散乱された Xe によるバックグラウンドを小さくできる。また、C と Xe の照射量の推定にこの RBS スペクトルを利用することもできる。Bi ピークの広がりには Bi 表面が粗く変化したとも考えられるが、シミュレーションによる解析では Bi 表面の変化だけでは説明できないことが分かっている [3]。

(4) イオンビームの迅速切り替えによる交互照射試験と照射効果のその場測定

一方、同時照射ではないが、2 種類のイオンを数分程度の時間で迅速に切り替え、標的に交互に照射する試験を行った。試験では同じ加速電圧 16MV で 16MeV の ¹²C⁺イオンと、240MeV の ¹³⁶Xe¹⁵⁺イオンを用いた。我々の加速器は計算機制御であり、磁場のヒステリシスの大きな大型偏向電磁石は磁場フィードバック制御となっている。したがって、この 2 種のイオンの加速・輸送

パラメータをイオン種を交互に変えて修正していくことで、迅速切り替えに対応した加速パラメータを見出した。実際は3回ほど再調整を繰り返せば標的でもビームの照射位置は変化しないことが確認された。ただ、大型偏向電磁石では、磁場分布のヒステリシスにより同じ磁場の測定値であってもビーム軌道が変化することに注意が必要である。ビームの切り替え時間は約5分と短時間で可能なことが分かり、主に磁場の安定化に要する時間である。この程度の時間であれば加速電圧の変更も可能である。

この2種イオンの交互照射により、先に述べたデュアルビーム照射と同じくXeによる高エネルギー重イオンの照射効果を低エネルギーのCイオンのRBS測定を行うことで、照射試料のその場測定を実施した。結果を図4.5.8に示す。先の結果と同様にXeの照射量に伴いBiピークが変化しており、照射量に応じてBiが Al_2O_3 内へミキシングしていくことが分かる。

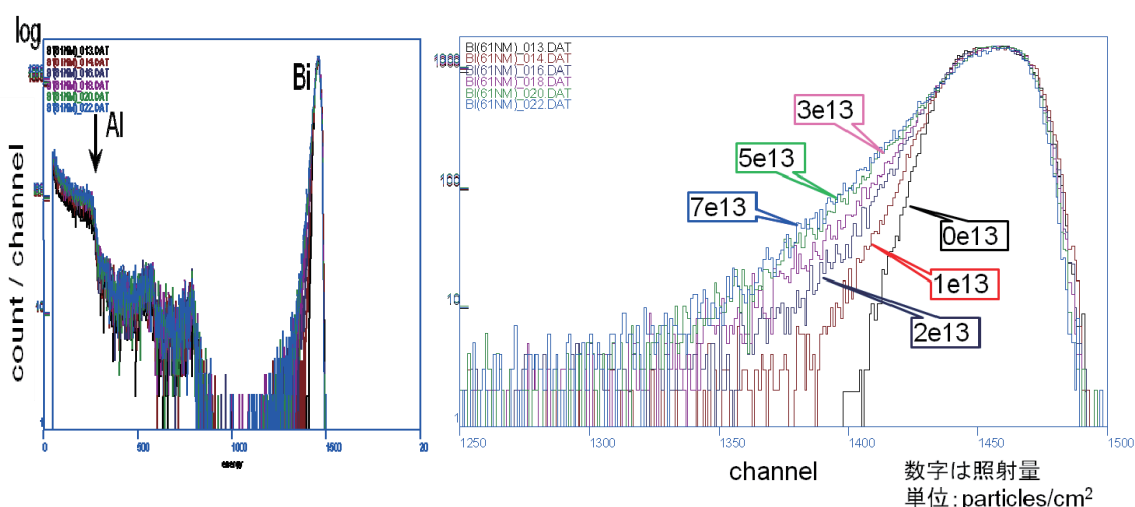


図 4.5.8 イオンビーム迅速切り替え照射による重イオン照射効果のその場測定結果
左図はスペクトル全体、右図はBiピーク部を拡大したものである。

(5) まとめ

タンデム加速器では高電圧端子内の ECR イオン源を利用することで、単一の加速器で異なるイオンを同時に加速するデュアルビーム加速を実現した。ビームスキャナーを用いるために完全な同時ではないが、照射実験等に対しては十分実用的なものであり、重イオンの照射効果をリアルタイムで測定することが可能となった。また、数分程度でイオン種切り替えが実現できるようになり、高エネルギー重イオンによる照射効果を低エネルギーイオンによるその場分析が可能となった。これらの実験は、通常であれば数 100MeV の加速器と数 MeV の加速器の 2 台が必要であるが、ECR イオン源から 1 価から多価までを加速できる東海タンデム加速器ならではの実験である。今後はビームの照射量の測定やビームの安定度を高める開発を行っていくつもりである。

参考文献

[1] M. Matsuda et al., “Development of Dual-Beam System Using an Electrostatic Accelerator for In-situ Observation of Swift Heavy Ion Irradiation Effects on Materials”, Nucl Instrum

Methods Phys Res, B **314** (2013) pp.43-46.

[2] 松田誠, 加速器 Vol.6, No.3 (2009) p.213.

[3] M. Hayashi et al., “In-situ RBS measurements for the effect of swift heavy ion irradiation on metal-insulator interfaces”, Nucl Instrum Methods Phys Res, B **314** (2013) pp.176-179.

This is a blank page.

5. 研究炉加速器管理部の安全管理

Safety Administration for Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

This is a blank page.

研究炉加速器管理部の安全管理は、各課で行う課安全衛生会議のほか、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。また、共同利用建家では、建家安全衛生連絡協議会により、安全管理の調整を図っている。

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こと、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関すること、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関すること、品質保証活動に関する施設の基本的な事項に関すること、保安活動又は品質保証活動に関する重要事項に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、一時管理区域の設定又は解除に伴う作業要領に関すること、その他部長が指示した事項に関すること等について、平成 24 年度において 6 回開催され、16 項目について審査を行った。

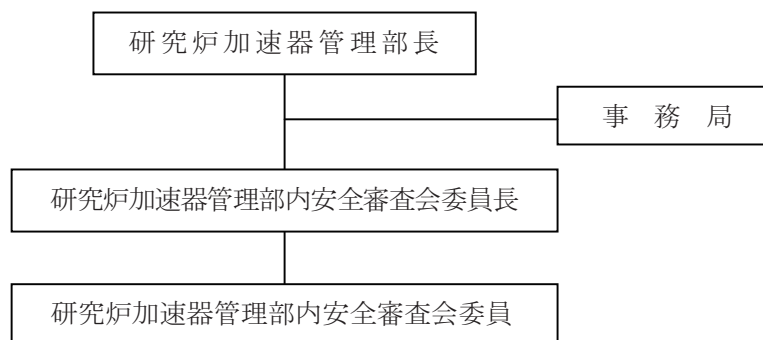
部安全衛生会議では、四半期ごとに実施する部長による部内安全衛生パトロールの結果について周知し、改善等の指示を行うとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

5.1 研究炉加速器管理部の安全管理体制

研究炉加速器管理部の安全管理は、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。

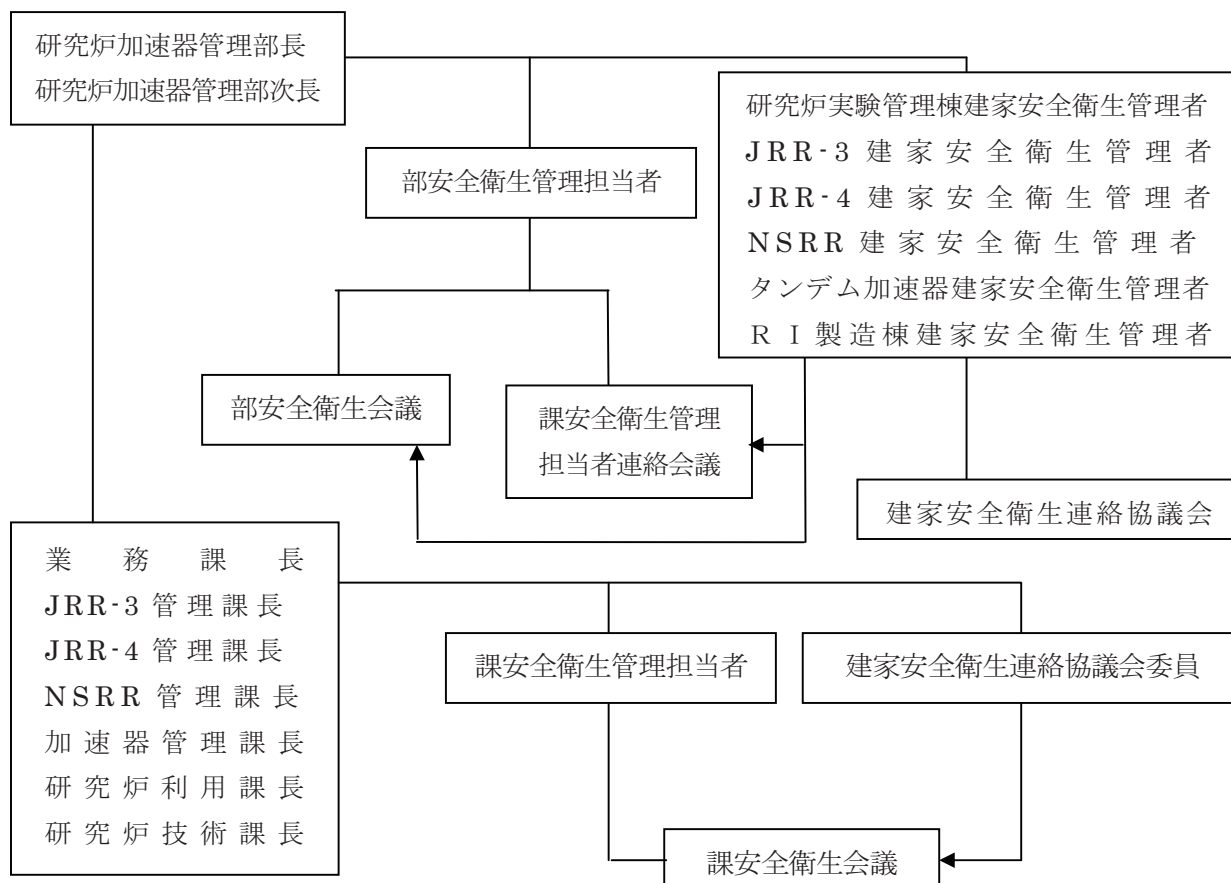
(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

部内安全審査会は、原子力科学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、原子力科学研究所品質保証計画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設置及び変更並びに工事認可に関すること、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関すること、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関すること、品質保証活動に関する施設の基本的な事項に関すること、保安活動又は品質保証活動に関する重要事項に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、一時管理区域の設定又は解除に伴う作業要領に関すること、その他部長が指示した事項に関すること等について安全審査を行う組織である。以下に組織を示す。



(2) 研究炉加速器管理部内安全衛生管理組織

部内安全衛生管理組織は、原子力科学研究所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。



5.2 安全点検状況

(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

平成24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24年4月20日 (第1回)	1. NSRR本体施設運転手引の一部改正について 2. NSRR本体施設使用手引の一部改正について
平成24年6月1日 (第2回)	1. タンデム加速器建家における放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可申請について 2. JRR-3利用施設運転手引の一部改正について 3. JRR-4利用施設運転手引の一部改正について
平成24年6月12日 (第3回)	JRR-3施設の地震影響に対する健全性確認に関する報告
平成24年9月28日 (第4回)	1. JRR-3における核燃料物質の使用の変更許可申請について(高エネルギー分解能三軸型中性子分器のしゃへい体の改造) 2. 業務の計画及び実施に関する要領の一部改正について
平成25年1月15日 (第5回)	第2種管理区域を一時的に第1種管理区域に指定して行う管理要領書(JRR-3共同溝Ⅲ隔離弁のシートパッキン交換作業)
平成25年3月5日 (第6回)	1. JRR-4原子炉施設保全計画の改定について 2. 文書及び記録の管理要領の一部改正について 3. JRR-3施設定期検査対応要領の一部改定について 4. JRR-4施設定期検査対応要領の一部改定について 5. NSRR施設定期検査対応要領の一部改定について 6. 使用前検査対応要領の一部改定について 7. 使用施設等施設検査対応要領の一部改定について

(2) 安全衛生パトロール

平成24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

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、NSRR、タンデム、RI製造棟の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。

5.3 訓練

(1) 研究炉加速器管理部が実施した保安教育訓練

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 10 月 9 日 平成 24 年 10 月 11 日	消火訓練	消火器・消火栓を使用した消火訓練を実施した。	178 名 109 名
平成 25 年 1 月 30 日	研究炉加速器管理部総合訓練	N S R R 原子炉建家において勤務時間内の放射線事故を想定した、研究炉加速器管理部の総合訓練（原子力科学研究所平成 24 年度第 2 回非常事態総合訓練）を実施した。	36 名

(2) 業務課が実施した保安教育訓練

当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 4 月 19 日 平成 24 年 11 月 20 日	通報訓練	研究炉実験管理棟建家関係者を対象に、勤務時間外通報訓練系統図により通報訓練を実施した。	39 名 8 名
平成 24 年 4 月 26 日	新人職員導入教育	新人職員等を対象に、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 導入教育資料	2 名
平成 24 年 7 月 26 日 平成 24 年 7 月 30 日 平成 24 年 10 月 10 日 平成 25 年 1 月 24 日	再保安教育訓練	関係法令及び保安規定、品質保証、施設の構造、放射線管理、核燃料物質及び核燃料物質等により汚染された物の取扱い、非常時の場合に採るべき措置に関することについて教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線業務従事者再教育訓練用テキスト他	1 名 14 名 4 名 2 名
平成 24 年 9 月 6 日	原子力科学研究所自主防災訓練	東海村で震度 6 弱の地震が発生することに併せて茨城県に大津波警報が発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	8 名
上記以外に研究炉加速器管理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) 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、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 5 月 10 日	通報訓練	課員及び JRR-3 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	60 名
平成 24 年 4 月 23 日～ 平成 24 年 5 月 8 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員等を対象に、教育訓練を実施した。	5 名
平成 24 年 4 月 23 日～ 平成 24 年 4 月 27 日		<テキスト> 職場の安全衛生、放射線安全取扱手引等、	1 名
平成 24 年 4 月 25 日～ 平成 24 年 4 月 27 日		平成 24 年度異動職員等研修資料	1 名
平成 24 年 5 月 7 日			1 名
平成 24 年 4 月 20 日 平成 24 年 7 月 26 日 平成 24 年 10 月 10 日 平成 25 年 1 月 24 日	再保安教育訓練	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保安教育訓練(再教育訓練)を実施した。 <テキスト> 安全衛生他	16 名 11 名 10 名 1 名
平成 24 年 9 月 6 日	原子力科学研究所自主防災訓練	東海村で震度 6 弱の地震が発生することに併せて茨城県に大津波警報が発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	34 名
平成 24 年 5 月 15 日	電気従事者教育訓練講座	電気事業法に基づき、電気従事者としての電気の基礎知識、電気保安管理の方法について教育訓練を実施した。 <テキスト> 電気従事者教育訓練講座	1 名
平成 24 年 5 月 30 日 平成 24 年 5 月 31 日 平成 24 年 6 月 1 日	通報連絡基準、コンプライアンス及び計算機の仕組みについて	通報連絡基準、コンプライアンス及び計算機の仕組みについて教育訓練を実施した。 <テキスト> 研究炉加速器管理部通報連絡基準（抜粋）、平成 24 年度コンプライアンス活動推進方針及び推進施策について等	32 名 3 名 2 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 6 月 26 日 平成 24 年 6 月 27 日 平成 24 年 6 月 28 日 平成 24 年 7 月 2 日	リスクアセスメント及び計算機の仕組みについて	リスクアセスメントの適切な実施、リスクの抽出、評価及び低減措置等について教育訓練を実施した。また、計算機の仕組みについて教育訓練を実施した。 <テキスト> リスクアセスメントのワークシート及び実施要領（抜粋）、計算機の仕組みについて	30 名 5 名 1 名 1 名
平成 24 年 7 月 25 日 平成 24 年 7 月 26 日 平成 24 年 7 月 30 日	安全活動の基本方針及び誤記防止について	原子力安全文化の醸成に係る活動方針に基づく活動施策（解説）の改定、他の安全活動の基本方針、また、書類の誤記載を防止する策についての討論を通し教育訓練を実施した。 <テキスト> （業連）平成 24 年度原子力施設における安全文化の醸成に係る活動方針に基づく活動施策（解説）の改定について、誤記の防止について	32 名 4 名 1 名
平成 24 年 11 月 28 日 平成 24 年 11 月 29 日 平成 24 年 11 月 30 日	コンプライアンス、保障措置・計量管理、消防法、停電時の警報及び安全衛生管理規則について	コンプライアンスについては通報の仕組み及び通報事例、保障措置・計量管理については過去のトラブル事例、消防法については消防計画、安全衛生については安全衛生管理規則、停電時に発報する警報については調査結果等をもとに、教育訓練を実施した。 <テキスト> コンプライアンス通報案件に係る審議、検討結果（概要）他	33 名 3 名 1 名
平成 24 年 11 月 13 日 平成 25 年 2 月 7 日	普通救命講習講座（技術者研修講座）	救急隊の到着までに行う救命処置（心肺蘇生法と AED の使用）、気道異物の除去及び止血法の技術の習得のため、教育訓練を実施した。 <テキスト> 応急手当講習テキスト	2 名 1 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 25 年 1 月 29 日 平成 25 年 2 月 26 日	全電源機能喪失時の対応訓練	JRR-3 全電源喪失時の対応要領に基づき、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 全電源喪失時の対応要領	16 名 11 名
平成 25 年 1 月 29 日 平成 25 年 1 月 31 日 平成 25 年 2 月 1 日	医薬用外毒物劇物管理マニュアル、核物質防護の強化及びコンプライアンスについて	医薬用外毒物劇物管理マニュアルに基づき、教育訓練を実施した。また、法令改正に伴い、教育訓練を実施した。さらに、コンプライアンスについて討議、教育訓練を実施した。 <テキスト> 医薬用外毒物劇物管理マニュアル、法令改正に伴う核物質防護の強化について等	31 名 7 名 1 名
平成 25 年 2 月 26 日 平成 25 年 2 月 27 日	安全確保及び核物質防護文化に関する教育	安全に作業をするために、身に付けておきたいことについて、核物質防護について理解をさらに深めるための教育訓練を実施した。 <テキスト> 核セキュリティ文化醸成活動、安全に作業をするために	36 名 3 名
平成 25 年 3 月 21 日 平成 25 年 3 月 22 日 平成 25 年 3 月 26 日	女子の放射線業務従事者の被ばく管理不備に係る再発防止対策	女子の放射線業務従事者の被ばく管理不備に係る再発防止対策について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 女性の放射線業務従事者に対する被ばく管理について	3 名 2 名 34 名
平成 24 年 4 月 26 日 平成 24 年 4 月 27 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉施設、使用施設保安規定、放射線予防規程及び放射線安全取扱手引、工事・作業安全マニュアル、KY・TBM 実施要領及びリスクアセスメント実施要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。また、平成 24 年度品質方針、品質目標、電気工作物の管理に従事する者への教育訓練を実施した。	32 名 5 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p><テキスト></p> <p>(新旧対照表) 放射線障害予防規定、放射線安全取扱手引、リスクアセスメント実施要領、その他</p>	
<p>平成 24 年 8 月 31 日</p> <p>平成 24 年 9 月 3 日</p> <p>平成 24 年 9 月 4 日</p> <p>平成 24 年 9 月 5 日</p>		<p>放射線安全取扱手引及び放射線障害予防規定の一部改正に伴い教育訓練を実施した。また、電離放射線健康診断の未実施に係る再発防止、電気保安作業、コンプライアンス及び自主保全について、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>放射線安全取扱手引の一部改正について等</p>	<p>30 名</p> <p>5 名</p> <p>1 名</p> <p>1 名</p>
<p>平成 24 年 9 月 26 日</p> <p>平成 24 年 9 月 27 日</p>		<p>核燃料物質使用施設等保安規定、原子炉施設保安規定及び放射線予防規定の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。また、再処理施設主排気筒ダクト貫通孔に係る根本原因分析を踏まえた対応、過去の国内研究用原子炉の事故・故障について、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>原子炉施設保安規定の一部変更について(新旧対照表)等</p>	<p>36 名</p> <p>1 名</p>
<p>平成 24 年 10 月 30 日</p> <p>平成 24 年 10 月 31 日</p>		<p>品質保証計画、その他の品質保証規則・要領及びエックス線装置の保安規則の一部変更について、教育訓練を実施した。また、停電時・復電時の点検実施要領及び JRR-3 全電源喪失時対応要領の制定、KY・TBM の適切な実施について、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>業務の計画及び実施に関する要領改正新旧対照表等</p>	<p>36 名</p> <p>1 名</p>

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 25 年 3 月 21 日	規定、手引等改	危険予知訓練、過去のトラブル事例から	3 名
平成 25 年 3 月 22 日	正に伴う教育	の教訓について教育訓練を実施した。ま	2 名
平成 25 年 3 月 26 日	訓練・勉強会等	た、大規模地震発生時の行動要領の改定	34 名
		と品質文書の改定に伴い、教育訓練を実施した。	
		<テキスト>	
		危険予知訓練、教訓集、トラブル事例収集一覧表、文書及び記録の管理要領新旧対照表等	
上記以外に研究炉加速器管理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-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、当部職員等に次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 4 月 26 日	通報訓練	課員及び JRR-4 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	30 名
平成 24 年 5 月 9 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員等を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 平成 24 年度異動職員等研修資料	4 名
平成 24 年 4 月 20 日 平成 24 年 7 月 26 日 平成 24 年 10 月 10 日	再保安教育訓練	課員及び JRR-4 建家関係者を対象に放射線業務従事者に対する保安教育訓練(再教育訓練)を実施した。 <テキスト> 安全衛生他	3 名 8 名 1 名
平成 24 年 9 月 6 日	原子力科学研究所自主防災訓練	東海村で震度 6 弱の地震が発生することに併せて茨城県に大津波警報が発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	10 名
平成 25 年 3 月 25 日	過去に起きたトラブル事象に対する教訓について	過去に起きたトラブル事象に対する教訓について教育訓練を実施した。 <テキスト> 教訓集及びトラブル事例集一覧表	11 名
平成 25 年 3 月 19 日	安全確保に関する教育	安全確保を最重要課題として業務に取り組む。 <テキスト> 安全に作業をするために	10 名
平成 24 年 5 月 28 日 平成 24 年 9 月 18 日 平成 24 年 12 月 10 日 平成 25 年 2 月 21 日	コンプライアンス教育	コンプライアンスについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> コンプライアンス通信 (第 184 号、第 189 号、第 190 号、第 193 号)	13 名 11 名 11 名 11 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 6 月 29 日	課安全衛生管理 担当者への教育	課安全衛生管理担当者に対し教育訓練を 実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所安全衛生管理規則	1 名
平成 24 年 9 月 24 日	電気保全作業に ついて	電気保全作業について、教育訓練を実施し た。 ＜テキスト＞ 電気保全作業について (㈱日立製作所変電 システム訓練校)	11 名
平成 24 年 11 月 20 日	冷凍高圧ガス製 造施設保安教育	高圧ガス保安法に基づき、教育訓練を実施 した。 ＜テキスト＞ 冷凍高圧ガス製造施設応急措置訓練実施 計画書、高圧ガスの取り扱いと最近の事故 事例、冷凍高圧ガス製造施設保安教育訓練 テキスト	9 名
平成 24 年 11 月 22 日	国際規制物質の 計量管理業務に 係る教育	保障措置・計量管理の問題点及び再発防止 対策、計量管理規定等に規定されている核 燃料物質等の手続き、及び計量管理伝票等 記載要領、その他に関する教育訓練を実施 した。 ＜テキスト＞ 原科研における平成 24 年度、保障措置・ 計量管理の問題点及び再発防止対策、計量 管理マニュアル	4 名
平成 24 年 12 月 11 日	施設定期検査要 領及び施設定期 自主検査要領に ついて	施設定期検査要領及び施設定期自主検査 要領について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 施設定期検査要領 (1-801)、JRR-4 原子 炉施設定期自主検査要領 (6.3)	5 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 25 年 3 月 19 日	女子の被ばく管理不備の再発防止対策について	女子の被ばく管理不備の再発防止対策について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 女性の放射線業務従事者に対する被ばく管理について	12 名
平成 25 年 3 月 19 日	原子炉施設の構造、性能及び運転に関すること	原子炉施設の構造、性能及び運転に関することについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-4 概要	11 名
平成 25 年 3 月 25 日	研究炉加速器管理部通報連絡基準に関する教育	研究炉加速器管理部通報連絡基準に関する教育について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 研究炉加速器管理部通報連絡基準	11 名
平成 24 年 4 月 4 日 平成 24 年 8 月 27 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子力科学研究所放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所放射線安全取扱手引新旧対照表	13 名 11 名
平成 24 年 4 月 9 日		国際規制物資等計量管理規則の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所国際規制物資等計量管理規則新旧対照表	13 名
平成 24 年 4 月 9 日		放射性同位元素等による放射線障害の予防に関する法律の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射性同位元素等による放射線障害の予防に関する法律の一部を改正する法律並びに関係法令、省令及び告示の施行について	13 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 7 月 17 日 平成 24 年 7 月 31 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	研究炉加速器管理部防火・防災管理要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 研究炉加速器管理部防火・防災管理要領改正新旧対照表	11 名 11 名
平成 24 年 7 月 27 日 平成 24 年 9 月 24 日 平成 24 年 12 月 20 日 平成 24 年 12 月 21 日		原子力科学研究所放射線障害予防規程の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所放射線障害予防規程新旧対照表	11 名 11 名 9 名 2 名
平成 24 年 8 月 6 日 平成 24 年 8 月 7 日		原子力科学研究所計画外停電対応要領の制定に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所計画外停電対応要領	10 名 1 名
平成 24 年 8 月 6 日 平成 24 年 8 月 7 日 平成 24 年 8 月 31 日 平成 25 年 2 月 20 日		原子力科学研究所エックス線装置保安規則の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所エックス線装置保安規則の一部改正新旧対照表	10 名 1 名 11 名 11 名
平成 24 年 9 月 18 日		原子力科学研究所原子炉施設保安規定の一部変更に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所原子炉施設保安規定の一部変更について新旧対照表	11 名
平成 24 年 9 月 18 日		原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更について新旧対照表	11 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 9 月 21 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p>原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則の一部改正新旧対照表</p>	11 名
平成 24 年 9 月 24 日		<p>原子力科学研究所エネルギー管理標準(共通標準編)の制定に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>原子力科学研究所エネルギー管理標準(共通標準)、建屋エネルギー管理標準作成全体フロー、管理標準作成手順フロー</p>	11 名
平成 24 年 10 月 2 日		<p>原子力科学研究所文書及び記録の管理要領の一部変更に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>原子力科学研究所文書及び記録の管理要領の一部変更について(新旧対照表)</p>	11 名
平成 24 年 10 月 2 日		<p>原子力科学研究所品質保証推進委員会規則の一部変更に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>原子力科学研究所品質保証推進委員会規則の一部変更について(新旧対照表)</p>	11 名
平成 24 年 10 月 2 日		<p>原子力科学研究所内部監査要領の一部変更に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>原子力科学研究所内部監査要領の一部変更について(新旧対照表)</p>	11 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 10 月 2 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子力科学研究所水平展開要領の一部変更に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所水平展開要領の一部変更について（新旧対照表）	11 名
平成 24 年 10 月 4 日		業務の計画及び実施に関する要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 業務の計画及び実施に関する要領改正新旧対照表	11 名
平成 24 年 10 月 2 日		原子力科学研究所品質保証計画の一部改定に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所品質保証計画の一部変更について新旧対照表	11 名
平成 24 年 12 月 7 日		性能の技術上の基準に適合していることを確認する検査要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 規則第 3 条 17 条第 2 号に関する検査要領 (2-301)	10 名
平成 24 年 12 月 20 日 平成 24 年 12 月 21 日		原子炉施設における法令等の遵守に係る活動方針に基づく活動方策の一部改正に伴う、教育訓練を実施した ＜テキスト＞ 平成 24 年度原子炉施設における法令等の遵守に係る活動方針に基づく活動施策の改定について	9 名 2 名
平成 25 年 1 月 15 日		原子力科学研究所事故対策規則の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所事故対策規則の一部改正（新旧対照表）	11 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 25 年 1 月 15 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子力科学研究所地震対応要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 地震対応要領新旧対照表	11 名
平成 25 年 2 月 12 日		保全計画の変更に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 保全計画の変更箇所の説明、新旧対照表 (保全計画)	11 名
上記以外に研究炉加速器管理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) NSRR 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、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 4 月 26 日	通報訓練	課員及び NSRR 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	35 名
平成 24 年 4 月 6 日～ 平成 24 年 4 月 11 日 平成 24 年 4 月 12 日 平成 24 年 10 月 15 日 平成 25 年 2 月 4 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> NSRR 管理課における業務の概要、他	10 名 1 名 5 名 1 名
平成 24 年 4 月 18 日 平成 24 年 4 月 20 日 平成 24 年 6 月 12 日 平成 24 年 7 月 3 日 平成 24 年 7 月 26 日 平成 24 年 10 月 10 日 平成 24 年 11 月 14 日 平成 24 年 11 月 19 日 平成 25 年 3 月 5 日	再保安教育訓練	課員及び NSRR 建家関係者を対象に放射線業務従事者等に対する保安教育訓練(再教育訓練)を実施した。 <テキスト> 安全衛生他	2 名 2 名 1 名 1 名 6 名 5 名 24 名 1 名 3 名
平成 24 年 9 月 6 日	原子力科学研究所自主防災訓練	東海村で震度 6 弱の地震が発生することに併せて茨城県に大津波警報が発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	16 名
平成 24 年 5 月 11 日	特定化学物質等の業務の就業中の再教育	特定化学物質等の業務について教育訓練を実施した。 <テキスト> 特定化学物質等の管理要領他	4 名
平成 24 年 6 月 1 日	原子炉建屋屋根の補修事業者検査要領書について	NSRR 原子炉施設の使用前検査のうち、事業者が行う検査及び NSRR の核燃料物質の使用施設の使用検査のうち、事業者が行う検査を円滑に遂行するため「原子炉建屋屋根の補修」の事業者検査要領書について、教育訓練を実施した。	9 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
		<p><テキスト></p> <p>原子炉建屋屋根の補修 事業者検査要領書</p>	
平成 24 年 8 月 30 日 平成 24 年 9 月 3 日	電離放射線健康診断の未実施に係る再発防止対策について	<p>原子炉廃止措置研究開発センターにおける放射線業務従事者の電離放射線健康診断の未実施について、事象の経緯を再確認し再発防止に対する教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>是正勧告書及び指導票、放射線安全取扱手引の一部改正新旧対照表</p>	18 名 1 名
平成 24 年 10 月 23 日	XII - I 型大気圧水カプセルの製作・第 2 回後期製作分事業者検査要領書について	<p>NSRR 原子炉施設の使用前検査のうち、事業者が行う検査が円滑に遂行するための XII - I 型大気圧水カプセルの製作・第 2 回後期製作分事業者検査要領書について教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>XII - I 型大気圧水カプセルの製作・第 2 回後期製作分事業者検査要領書</p>	11 名
平成 25 年 1 月 8 日	保障措置・計量管理に係る問題点及び原因並びに再発防止対策に関する教育	<p>原科研における平成 24 年度、保障措置・計量管理の問題点及び再発防止対策、原子力科学研究所計量管理マニュアルにより、計量管理規定等に規定されている核燃料物質等の手続、及び計量管理伝票等記載要領、その他に関する教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>原科研における平成 24 年度、保障措置・計量管理の問題点及び再発防止対策、計量管理マニュアル (平成 24 年 9 月改正)</p>	9 名
平成 25 年 3 月 19 日 平成 25 年 3 月 25 日	女子の放射線業務従事者の被ばく管理不備に係る再発防止対策	<p>女子の放射線業務従事者の被ばく管理不備に係る再発防止対策について、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p>	16 名 4 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
	について	女子の放射線業務従事者の被ばく管理 についての教育資料	
平成 25 年 3 月 26 日	品質保証に関する 部内教育	平成 24 年度研究炉加速器管理部の品質 目標である、通報連絡基準並びに過去に 行政庁からの指導があった事象及び法 令報告事象の教訓に関する教育訓練 を実施した。 <テキスト> トラブル事象データ一覧、教訓集、研究 炉加速器管理部通報連絡基準（NSRR 抜粋）、文部科学省への通報・報告の方 法等について	19 名
平成 25 年 3 月 27 日	安全確保に関する 教育	安全確保を最重要課題として業務に取り 組む。 <テキスト> 安全に作業をするために	19 名
平成 24 年 4 月 24 日	NSRR ボルト 据付状況確認作 業について	NSRR ボルト据付状況確認作業に係 る教育を実施した。 <テキスト> NSRR ボルト据付状況確認作業要領	18 名
平成 24 年 4 月 25 日	平成 24 年度原子 力安全に係る品 質方針、研究炉 加速器管理部の 品質目標につい て	平成 24 年度の原子力安全に係る品質方 針（理事長）、平成 24 年度原子力安全に 係る品質方針（所長）及び平成 24 年度 研究炉加速器管理部の品質目標につい て、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力安全に係る品質方針（理事長）、 平成 24 年度 原子力安全に係る品質方 針（所長）、平成 24 年度 研究炉加速器 管理部の品質目標、平成 24 年度 事業 方針	19 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 4 月 6 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p>電気、火災事故及び金属缶発見事象の再発防止対策として要領等の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>改正要旨「安全マニュアル」「KY 及び TBM 実施要領」「リスクアセスメント実施要領」、新旧対照表「安全マニュアル」「KY 及び TBM 実施要領」「リスクアセスメント実施要領」</p>	19 名
平成 24 年 4 月 6 日		<p>原子力科学研究所原子炉施設保安規定及び核燃料物質使用施設等保安規定原子力科学研究所放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>原子力施設保安規定及び核燃料物質使用施設等保安規定新旧対照表、原子力科学研究所放射線安全取扱手引新旧対照表</p>	19 名
平成 24 年 5 月 14 日		<p>NSRR 本体施設運転手引、NSRR 本体施設使用手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>NSRR 本体施設運転手引新旧対照表、NSRR 本体施設使用手引新旧対照表</p>	19 名
平成 24 年 7 月 12 日		<p>輸送容器等の設計、製作、取扱い及び保守管理に係る業務の実施計画書についての要領の制定に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>輸送容器等の設計、製作、取扱い及び保守管理に係る業務の実施計画書</p>	19 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 5 月 25 日 平成 24 年 8 月 1 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	研究炉加速器管理部防火・防災管理要領の一部改定に基づき、教育訓練を実施した。 <テキスト> 研究炉加速器管理部防火・防災管理要領新旧対照表	19 名 19 名
平成 24 年 8 月 10 日		放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引の一部改正新旧対照表	19 名
平成 24 年 9 月 5 日		原子炉施設及び使用施設等保安規定の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設及び使用施設等保安規定の一部改正新旧対照表	19 名
平成 24 年 10 月 2 日 平成 24 年 10 月 23 日		原子力科学研究所品質保証計画、原子力科学研究所文書及び記録の管理要領、原子力科学研究所品質保証推進委員会規則、原子力科学研究所内部監査要領、原子力科学研究所水平展開要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所品質保証計画新旧対照表、原子力科学研究所文書及び記録の管理要領新旧対照表、原子力科学研究所品質保証推進委員会規則新旧対照表、原子力科学研究所内部監査要領新旧対照表、原子力科学研究所水平展開要領新旧対照表	11 名 8 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 10 月 9 日 平成 24 年 10 月 23 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子力科学研究所事故対策規則、原子力科学研究所地震対応要領、原子力科学研究所計画外停電対応要領の一部改正に基づき、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所事故対策規則新旧対照表、原子力科学研究所地震対応要領新旧対照表、原子力科学研究所計画外停電対応要領新旧対照表	11 名 8 名
平成 24 年 11 月 6 日		原子力科学研究所地震対応要領、原子力科学研究所計画外停電対応要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所地震対応要領新旧対照表、原子力科学研究所計画外停電対応要領新旧対照表	19 名
平成 24 年 10 月 4 日		業務の計画及び実施に関する要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 業務の計画及び実施に関する要領新旧対照表	19 名
平成 25 年 3 月 27 日		研究炉加速器管理部文書及び記録の管理要領、使用施設等施設検査対応要領、使用前検査対応要領、NSRR施設定期検査対応要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 研究炉加速器管理部文書及び記録の管理要領新旧対照表、使用施設等施設検査対応要領新旧対照表、使用前検査対応要領新旧対照表、NSRR施設定期検査対応要領新旧対照表	19 名

(6) 加速器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、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 7 月 25 日 平成 25 年 2 月 27 日	通報訓練	課員及びタンDEM加速器棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	45 名 45 名
平成 24 年 4 月 20 日 平成 24 年 4 月 23 日 平成 24 年 7 月 23 日～ 平成 24 年 7 月 24 日 平成 24 年 7 月 26 日 平成 24 年 10 月 10 日 平成 24 年 10 月 22 日～ 平成 24 年 10 月 23 日 平成 25 年 1 月 23 日～ 平成 25 年 1 月 24 日 平成 25 年 1 月 24 日 平成 25 年 3 月 14 日	再保安教育訓練	課員及びタンDEM加速器建家関係者を対象に放射線業務従事者に対する保安教育訓練(再教育訓練)を実施した。 <テキスト> 安全衛生他	3 名 1 名 1 名 2 名 3 名 1 名 2 名 2 名 11 名
平成 24 年 9 月 6 日	原子力科学研究 所自主防災訓練	東海村で震度 6 弱の地震が発生することに併せて茨城県に大津波警報が発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	15 名
平成 24 年 4 月 11 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	安全関係及び電気工作物関係規定類一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 安全関係及び電気工作物関係規定類一部改正関連資料	15 名
平成 24 年 7 月 25 日	高圧ガスの性質、取扱い等について	タンDEM加速器建家で使用している高圧ガスの性質、取扱い等について教育訓練を実施した。また、高圧ガスの漏えい事故を想定した避難訓練を実施した。 <テキスト> 高圧ガスの性質、取扱い等関連資料	31 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 8 月 28 日	労働安全衛生法に基づく教育について	電離健康診断を受けていなかった件を受け、その経緯と再発防止策に対する理解を深めるために教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 業連 12 科保安（業）081602 資料	15 名
平成 25 年 3 月 19 日	女性の放射線業務従事者に対する被ばく管理について	女性の放射線業務従事者の被ばく管理不備について、その経緯および再発防止対策等について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 女性の放射線業務従事者に対する被ばく管理について（線量管理課）	15 名
平成 25 年 3 月 19 日	安全確保に関する教育	安全確保に関する教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 安全教育資料 安全に作業するために	14 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(7) 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、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 4 月 25 日 平成 25 年 2 月 15 日	通報訓練	課員及び JRR-1 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	29 名 25 名
平成 24 年 4 月 12 日 平成 24 年 4 月 16 日～ 平成 24 年 4 月 23 日 平成 24 年 7 月 31 日～ 平成 24 年 8 月 9 日 平成 24 年 11 月 26 日～ 平成 24 年 11 月 29 日 平成 25 年 1 月 7 日～ 平成 25 年 1 月 8 日 平成 25 年 1 月 7 日～ 平成 25 年 1 月 9 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 保安規定、放射線安全取扱手引他	2 名 2 名 1 名 1 名 1 名 1 名
平成 24 年 4 月 20 日 平成 24 年 5 月 30 日 平成 24 年 7 月 26 日 平成 24 年 10 月 10 日 平成 25 年 1 月 24 日	再保安教育訓練	課員及び研究炉利用課関係者を対象に放射線業務従事者等に対する保安教育訓練(再教育訓練)を実施した。 <テキスト> 安全衛生他	19 名 1 名 10 名 3 名 2 名
平成 24 年 7 月 30 日 平成 24 年 8 月 2 日 平成 24 年 8 月 29 日 平成 24 年 8 月 30 日 平成 24 年 11 月 22 日	主要な設備の構造、機能、性能に関する教育訓練	原子炉施設又は使用施設の構造、性能及び運転に関する教育訓練 <テキスト> 冷中性子源装置の概要、他 主要な設備の運転管理及び保守管理 低圧電気取扱特別教育テキスト	25 名 3 名 25 名 3 名 3 名
平成 24 年 9 月 27 日 平成 24 年 9 月 28 日 平成 25 年 1 月 21 日	異常時の措置に関する教育訓練	異常時の措置に関することについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> 異常時の措置他	27 名 1 名 1 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 9 月 6 日	原子力科学研究 所自主防災訓練	東海村で震度 6 弱の地震が発生すること に併せて茨城県に大津波警報が発表さ れることを想定した、自主防災訓練を実 施した。	28 名
平成 25 年 3 月 25 日 平成 25 年 3 月 29 日	安全確保に関す る教育	安全確保を最重要課題として業務に取 り組む。 <テキスト> 安全に作業をするために、通報連絡基準	27 名 2 名
平成 25 年 3 月 25 日 平成 25 年 3 月 29 日	過去に起きたト ラブル事象に対 する教訓につい て	過去に行政庁からの指導のあった事象 及び法令報告事象に基づき、教育訓練を 実施した。 <テキスト> トラブル事象データ一覧、教訓集	27 名 2 名
平成 25 年 3 月 21 日 平成 25 年 3 月 25 日	女子の被ばく管 理不備の再発防 止対策に係る教 育	女子の被ばく管理不備の再発防止対策 について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 女性の放射線業務従事者に対する被ば く管理について	5 名 27 名
平成 25 年 1 月 28 日 平成 25 年 1 月 30 日	消防法、ヒヤリ ハット	消防法に基づく保安教育訓練、ヒヤリハ ット事例と対応策の整理について、教育 訓練を実施した。 <テキスト> 消防法に基づく保安教育訓練、ヒヤリハ ット事例と対応策の整理	22 名 7 名
平成 25 年 2 月 26 日 平成 25 年 3 月 5 日	医薬用外毒物劇 物の管理、地震 対応について	毒物劇物取締法に基づく医薬用外毒物 劇物の管理について、教育訓練を実施し た。また、地震対応について教育訓練を 実施した。 <テキスト> 医薬用外毒物劇物管理マニュアル、地震 対応について	26 名 3 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 4 月 17 日 平成 24 年 4 月 19 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p>高圧ガス保安法に基づく教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>一般ガス製造施設危害予防規程、JRR-3 一般高圧ガス製造施設運転要領及び点検要領抜粋、JRR-3 一般高圧ガス製造施設事故時の通報連絡系統図、JRR-3 一般高圧ガス製造施設保安管理組織図</p>	11 名 4 名
平成 24 年 4 月 25 日 平成 24 年 4 月 26 日 平成 24 年 5 月 7 日		<p>原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定、少量核燃料物質使用施設等保安規定、放射線障害予防規程、放射線安全取扱手引、国際規制物資等計量管理規則、工事・作業安全マニュアル、KY・TBM 実施要領、リスクアセスメントの実施要領の一部改正、電気工作物に関する作業等の保安基準、環境配慮管理規則の制定に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>諸規定変更要旨</p>	24 名 3 名 1 名
平成 24 年 6 月 27 日 平成 24 年 7 月 9 日		<p>JRR-3 利用施設運転手引、JRR-4 利用施設運転手引、国際規制物資等計量管理規則、国際規制物資の計量管理報告等に関する手続等運営要領の一部改正にともない、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>JRR-3 利用施設運転手引新旧対照表、JRR-4 利用施設運転手引新旧対照表、国際規制物資計量管理規則の改正について（業連）等</p>	24 名 4 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 8 月 29 日 平成 24 年 8 月 30 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	研究炉加速器管理部防火・防災管理要領、原子力科学研究所エックス線装置保安規則、原子力科学研究所放射線安全取扱手引の一部改正、原子力科学研究所計画外停電対応要領、原子力科学研究所エネルギー管理標準の制定に基づき、教育訓練を実施した。 <テキスト> 規定類の改正について、放射線安全取扱手引の一部改正について	25 名 3 名
平成 24 年 10 月 29 日 平成 24 年 10 月 30 日		放射線施設に係る教育（その他必要と認める事項）、原子力科学研究所関連規定の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> RI 関連教育訓練資料、要領等の一部改正について	27 名 1 名
平成 24 年 11 月 8 日		高圧ガス保安法に基づき、教育訓練を実施した。 <テキスト> 高圧ガス漏洩に関する保安講習会資料、高圧ガス保安法事故措置マニュアル、「ヒューマンエラーをどう防ぐ」等	14 名
平成 24 年 12 月 25 日 平成 24 年 12 月 26 日		品質保証計画及び品質保証活動に必要な文書等に関すること、原子力科学研究所放射線障害予防規程の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 研究炉利用課教育訓練資料（品質保証）等	26 名 2 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 25 年 1 月 30 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	関係法令、女子の線量限度及び管理期間の変更に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 保安規定等	1 名
上記以外に研究炉加速器管理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。			

(8) 研究炉技術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、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 4 月 27 日	通報訓練	課員及び DSF 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	32 名
平成 24 年 4 月 27 日		課員及び RI 製造棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	41 名
平成 24 年 4 月 10 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。	1 名
平成 24 年 5 月 23 日			2 名
平成 24 年 5 月 30 日		<テキスト>	2 名
平成 24 年 7 月 26 日		関係法令及び保安規定に関すること、	1 名
平成 24 年 10 月 29 日		JRR-3,4,DSF の概要及び出入管理に関すること、等	1 名
平成 25 年 1 月 7 日			1 名
平成 24 年 4 月 20 日	再保安教育訓練	課員の放射線業務従事者に対する再教育訓練を実施した。	5 名
平成 24 年 7 月 26 日			8 名
平成 24 年 10 月 10 日		<テキスト>	1 名
平成 25 年 1 月 24 日		放射線業務従事者訓練テキスト他	1 名
平成 24 年 9 月 6 日	原子力科学研究所自主防災訓練	東海村で震度 6 弱の地震が発生することに併せて茨城県に大津波警報が発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	17 名
平成 24 年 6 月 25 日	電気工作物取扱者及び電気工作物の維持、運用に従事する職員等への教育	電気工作物取扱者及び電気工作物の維持、運用に従事する職員等に対する教育訓練を実施した。 <テキスト> 分電盤以降での電気の安全な使い方	16 名
平成 25 年 3 月 26 日	女子の被ばく管理不備の再発防止対策に係る教育	女子の被ばく管理不備の再発防止対策について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 女性の放射線業務従事者に対する被ばく管理について、教訓集、原子力科学研究所原子力事業者防災事業計画の新旧対照表、原子力科学研究所の健康診断について	22 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 4 月 11 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p>リスクアセスメント実施要領、KY・TBM 実施要領、工事・作業安全マニュアル、電気工作物保安規定、放射線安全取扱手引、国際規制物資計量管理規則、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定、少量核燃料物質使用施設等保安規則の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>改定された要領の新旧対照表等</p>	17 名
平成 24 年 5 月 30 日		<p>原子炉施設（核燃料使用施設）、品質保証活動に必要な文書の改定（H24 部の品質目標）、原子炉施設の構造・運転管理・異常時の措置、放射性同位元素使用施設、当該施設の構造、放射線管理について、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>H24 部の品質目標、RI 製造棟の許可変更について、RI 製造棟の放射線管理について、機械室設備の概要、DSF 設備の構造等</p>	22 名
平成 24 年 8 月 30 日		<p>電磁放射線健康診断の未実施に係る再発防止対策と放射線安全取扱手引（健康診断）、研究炉加速器管理部防火・防災管理要領、RI 製造棟毒物・劇物管理マニュアルの一部改正に伴い、教育訓練を実施した。また、コンプライアンスについて教育を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>改定した手引、要領の抜粋、コンプライアンス通信 185 号から 188 号の概要</p>	17 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 9 月 28 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p>原子炉施設保安規定、核燃料使用施設等保安規定、少量核燃料使用施設保安規定、放射線障害予防規程、エックス線装置保安規則、研究炉技術課技術検討会運営要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト> 保安規定等の新旧対照表</p>	16 名
平成 24 年 10 月 31 日		<p>原子力科学研究所品質保証計画、原子力科学研究所品質文書（二次文書）の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト> 原子力科学研究所品質保証計画（及び新旧対照表）、原子力科学研究所品質文書（原子力科学研究所文書及び記録の管理要領他）</p>	17 名
平成 24 年 11 月 28 日		<p>原子力科学研究所事故対策規則の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。また、コンプライアンスについて教育した。</p> <p><テキスト> 原子力科学研究所事故対策規則の一部改正新旧対照表、コンプライアンス通信 189 号から 191 号の概要</p>	19 名
平成 24 年 12 月 28 日		<p>原子力科学研究所放射線障害予防規程、平成 24 年度原子力施設における法令等の遵守に係る活動方針に基づく活動施策（解説）、原子力科学研究所消防計画の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト> 原子力科学研究所放射線障害予防規程の一部改正、平成 24 年度原子力施設における法令等の遵守に係る活動方針に基づく活動施策（解説）</p>	19 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 25 年 2 月 27 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p>ラジオアイソトープ製造棟の点検保守管理手引、医薬用外毒物劇物管理マニュアル、研究炉技術課内技術検討会の運営要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。また、コンプライアンス、安全確保に関する教育を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>ラジオアイソトープ製造棟の点検保守管理手引き等改正文書、コンプライアンス（平成 24 年度第 4 四半期）、安全に作業をするために</p>	21 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

This is a blank page.

6. 国際協力

International Cooperation

This is a blank page.

6.1 文部科学省原子力研究交流制度等

(1) 文部科学省原子力研究交流制度

文部科学省（MEXT）の平成 24 年度原子力研究交流制度に基づき、NSRR 管理課で研究炉の運転管理を学習するために約 3 ヶ月 1 名を受け入れた。

(2) 国際機関研修制度

今期は受け入れが無かった。

6.2 外国人招へい制度

研究炉加速器管理部では、外国人研究者招へい制度に基づく招へいはなかった。

This is a blank page.

あとがき

Postscript

This is a blank page.

あ と が き

本報告書は、研究炉加速器管理部各課、放射線管理第1課及び放射線管理第2課の関係者が平成24年度の活動について分担執筆し、編集委員会で編集したものです。

関係者の協力を深く感謝します。

平成25年11月 編集委員長

編集委員会メンバー

委員長	村山 洋二（研究炉加速器管理部次長）※1
委員長	丸尾 毅（研究炉加速器管理部長）※2
委員長	石井 哲朗（研究炉加速器管理部次長）※3
副委員長	中村 清（研究炉利用課）

委 員	宇野 裕基（JRR-3 管理課）
	石黒 裕大（JRR-4 管理課）
	川島 和人（NSRR 管理課）
	石崎 暢洋（加速器管理課）
	松村 太伊知（研究炉技術課）
	永堀 和久（研究炉利用課）
	小田内 正治（研究炉業務課）

事務局	中村 清（研究炉利用課）
-----	--------------

※1： 11月1日から委員長交代

※2： 10月1日～10月31日まで委員長

※3： 4月～9月まで委員長

This is a blank page.

付 録

Appendices

This is a blank page.

付録2 JAEA－Research等一覧

著者	標 題	レポ ー ト No.
石井、中村、川又、石黒、川島、株本、中村、田村、川崎、左高	平成23年度研究炉加速器管理部年報（JRR-3,JRR-4,NSRR及びタンデム加速器の運転、利用及び技術開発）	JAEA-Review 2012-052
西尾、小浦、石川、藤、塚田、松田	JAEA-Tokai Tandem Annual Report 2011	JAEA-Review 2013-002

付録3 口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
小林、栗原、松本、 吉岡、松本、熊田、 松村、櫻井、平賀、 鬼柳、中村、中島、 柴田、柱野、菅野、 井上、仙入、田中、 大場	茨城 BNCT 施設用 8MeV、80kW 陽子加速器の建設	第9回日本加速器学会年 会 (H24.8)
阿部、長、石崎、 田山、松田、仲野 谷、株本、中村、 沓掛、乙川、遊津、 月橋、花島、石井	原子力機構 - 東海タンデム加速器の現状	第25回タンデム加速器 及びその周辺技術の研究 会 (H24.7)
西尾、永山、西中、 光岡、牧井、太田、 古高、塚田、浅井、 石井、千葉、若林、 大槻	JAEAにおける代理反応研究の成果・核分裂断面積の測 定	日本原子力学会 2012 年 秋の大会 (H24.9)
林、松田、遊津、 左高、岩瀬	その場重イオン RBS による電子励起ミクシングの評価	日本物理学会 2012 年秋 季大会 (物性) (H24.9)
田村、永堀、新居、 笹島、和田	JRR-3 の C3 冷中性子導管における中性子輸送の高効率 化	日本中性子科学会第12 回年会 (H24.12)
太田、間宮、今井、 柴田、伊藤、左高	Charge state distribution of 1MeV/u tungsten ions after penetration of carbon foils	8 th International Symposium on Swift Heavy Ions in Matter (SHIM 2012) (H24.10)

発 表 者	標 題	発 表 会 議 名
		発 表 月
永堀、田村、堀口、 後藤、関谷	JRR-3 中性子導管設備の現状について	研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会 (H25.3)
大内、川又、田口、 上石、国府田	JRR-3 熱交換器の開放点検	平成 24 年度弥生研究会 「研究炉等の運転・管理 及び改良に関する研究 会」 (H25.3)

付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
松田、遊津、長、 左高、岩瀬	単一加速器によるデュアルビーム照射システムの開発	第25回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会
松田、長、阿部、 石崎、田山、仲 野谷、株本、中 村、沓掛、乙川、 遊津	原子力機構-東海タンデム加速器の現状	第9回日本加速器学会年会
松田、中村、遊 津、左高、岩瀬	Development of One-Accelerator-Dual-Beam System for in-situ Observation of Swift Heavy Ion Irradiation Effects on Materials	8th International Symposium on Swift Heavy Ions in Matter(SHIM 2012)
今井、左高、川 面、高廣、小牧、 柴田、西尾、	Charge state evolution for 2MeV/u Carbon ions passing through carbon foils	25th International Conference on Atomic Collisions in Solids(ICACS-25)
松波、佐久間、 左高、岡安、垣 内田	Electronic sputtering of CuO Films	8th international Symposium on Swift Heavy Ions in Matter(SHIM 2012)
米田、川崎、小 原	A new irradiation method with a neutron filter for silicon neutron transmutation doping at the japan research reactor No.3(JRR-3)	Applied Radiation and Isotopes

付録5 官庁許認可一覧

炉名	件名			設置変更	設工認・RI	使用前検査
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第L21次)の製作	申請	年月日 番 号		—	平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 006
		変更	年月日 番 号		—	平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 011
		変更	年月日 番 号		—	平成 23 年 1 月 19 日 22 原機 (科研) 025
					—	平成 23 年 4 月 22 日 23 原機 (科研) 002
	認可 合格	年月日 番 号		—	平成 24 年 6 月 21 日 24 文科科第 243 号	
	JRR-3 取替用燃料体 (第L22次)の製作	申請	年月日 番 号		—	平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 007
		変更	年月日 番 号		—	平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 012
					—	平成 23 年 10 月 31 日 23 原機 (科研) 028
					—	平成 24 年 3 月 6 日 23 原機 (科研) 044
	認可 合格	年月日 番 号		—	平成 24 年 9 月 11 日 23 原機 (科研) 005	
	制御棒案内管の製作	申請	年月日 番 号		平成 23 年 8 月 19 日 23 原機 (科研) 020	—
		変更	年月日 番 号		—	—
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
	施設定期検査申請書 (JRR-3)	申請	年月日 番 号		—	平成 22 年 10 月 18 日 22 原機 (科研) 019
		変更	年月日 番 号		—	平成 23 年 6 月 1 日 23 原機 (科研) 010
					—	平成 23 年 9 月 27 日 23 原機 (科研) 025
				—	平成 24 年 10 月 18 日 24 原機 (科研) 006	
認可 合格	年月日 番 号		—	—		

炉名	件名			設置変更	設工認・RI	使用前検査
J R R 4	施設定期検査申請書 (JRR-4)	申請	年月日 番 号		—	平成22年12月1日 22原機(科研)021
		変更	年月日 番 号		—	平成23年5月31日 23原機(科研)008
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
N S R R	XII-I型大気圧水 カプセルの製作・第2 回 後期製作分	申請	年月日 番 号		—	平成24年8月3日 24原機(科研)004
		変更	年月日 番 号		—	—
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
	原子炉建家屋根の補 修	申請	年月日 番 号		平成24年3月8日 12原機(科研)045	平成24年5月14日 24原機(科研)002
		変更	年月日 番 号		—	—
		認可 合格	年月日 番 号		平成24年5月1日 23受文科科第8116号	平成24年7月9日 24受文科科第1569号
	施設定期検査申請書 (NSRR)	申請	年月日 番 号		—	平成23年7月25日 23原機(科研)016
		変更	年月日 番 号		—	平成23年11月25日 23原機(科研)031 平成24年7月10日 24原機(科研)003
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
タ ン デ ム 加 速 器	許可使用に係る変更 許可申請(RI)	申請	年月日 番 号		平成24年10月16日 24原機(科保)065	—
		許可	年月日 番 号		平成25年2月12日 24水原第399号	—
研 究 炉 技 術 課	許可使用に係る変更 許可申請(RI)	申請	年月日 番 号		平成24年7月30日 24原機(科保)041	—
		許可	年月日 番 号		平成24年9月4日 24水原第190号	—

付録6 福島支援の派遣人数

月		福島			文科省
		オフサイトセンター	一時帰宅	コミュニケーション	EOC※1
4月	人数		2		
	延べ人数		8		
5月	人数	1	2		
	延べ人数	5	8		
6月	人数		6		
	延べ人数		22		
7月	人数		3		
	延べ人数		11		
8月	人数		1		
	延べ人数		4		
9月	人数	1	4		1
	延べ人数	5	14		6
10月	人数		2		
	延べ人数		7		
11月	人数	1	3	1	
	延べ人数	5	12	1	
12月	人数		3		
	延べ人数		10		
1月	人数				
	延べ人数				
2月	人数		3		
	延べ人数		11		
3月	人数	1	3		
	延べ人数	5	10		
人数年度累計		4	32	1	1
延べ人日年度累計		20	117	1	6

※1 EOC:文部科学省非常災害対策センター

付録7 平成24年度実施計画とその実施結果

重要課題	実施項目	当該年度の達成目標	中期期間を通じた進め方、目標	達成度	実施結果	備考	担当課室
(1)施設、設備の安定な運転・保守	JRR-3 ・東日本大震災の影響のため、前年度の引き継ぎ平成24年度も運転を取り止めて、施設の復旧及び設備の保守・整備を実施 ・福島支援	・施設定期自主検査期間を延長して、被災した施設の復旧及び運転再開に向けての設備の保守・整備を進める。 ・福島支援本部等からの要請にお応え、支援活動を行う。	中期期間を通じた進め方、目標	達成	・被災した施設の復旧及び運転再開に向けての保守・整備を行った。 ・派遣要請を受けて一時帰宅等の支援活動を行った。		JRR-3課(主) 技術課
	JRR-4 ・東日本大震災の影響のため、前年度の引き継ぎ平成24年度も運転を取り止めて、施設の復旧及び設備の保守・整備を実施 ・福島支援	・施設定期自主検査期間を延長して、被災した施設の復旧及び運転再開に向けての設備の保守・整備を進める。 ・福島支援本部等からの要請にお応え、支援活動を行う。		達成	・被災した施設の復旧及び運転再開に向けての保守・整備を行った。 ・派遣要請を受けて一時帰宅等の支援活動を行った。		JRR-4課(主) 利用課
	NSRR ・東日本大震災の影響のため、前年度の引き継ぎ平成24年度も運転を取り止めて、施設の復旧及び設備の保守・整備を実施 ・福島支援	・施設定期自主検査期間を延長して、被災した施設の復旧及び運転再開に向けての設備の保守・整備を進める。 ・福島支援本部等からの要請にお応え、支援活動を行う。		達成	・被災した施設の復旧及び運転再開に向けての保守・整備を行った。 ・派遣要請を受けて一時帰宅等の支援活動を行った。		NSRR課
	タンデム加速器 ・タンデム加速器の実施 ・福島支援	・タンデム加速器使用計画に基づき運転を遂行する。 ・福島支援本部等からの要請にお応え、支援活動を行う。		達成	・タンデム加速器使用計画に基づき113日の運転を遂行した。 ・派遣要請を受けて一時帰宅等の支援活動を行った。		加速器課
(2)利用ニーズに対応した技術開発と整備	JRR-3 ①冷中性子ビームの高強度化	前年度製作したターバー型小型中性子導管試験体の特性評価について解析を実施する。	J-PARCで実現不可能な運動冷中性子ビームを研究ニーズに応じて高強度化する。	達成	・CHO分光源のビーム取り出し口にターバー型小型中性子導管を設置することで、検出器位置におけるビーム強度は約1.3倍程度の増強が見込まれることが明らかになった。		技術課 利用課
		・CGIに新設計冷中性子導管を導入することにより中性子強度が増強されることが明らかになった。		達成			放射線 利用課
		・高純度濃縮管線における液体水素の蒸発動についてシミュレーション解析を実施する。	液体水素を貯留する濃縮管線容器の高性能化を図り、冷中性子ビームを高強度化する。	達成	液体水素が流入する容器上部では水蒸気が抑えられ、液体水素の流入口から離れた容器下部では、壁面温度が高くなり、水素ガスの発生量が多くなることで解析の結果、明らかになった。		放射線 利用課
	JRR-4 ①ホウ素中性子捕捉療法の実施	乳がん用コリメータを適用した場合の吸収線量(RBE線量)を評価する。	ホウ素中性子捕捉療法の実施への適用拡大に貢献する照射技術の開発を行う。	達成	乳がん用コリメータは、既存コリメータに対して腫瘍に寄与する線量を低減させることなく体幹部の正常組織への被ばく線量を低減させる結果が得られ、有用性が確認できた。		技術課 利用課

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	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
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立法メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)
周波数	ヘルツ ^(d)	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
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	Vs
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 ^(e)	°C	K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)
放射線量	グレイ	Gy	J/kg
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg
酸素活性化	カタール	kat	s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s
表面張力	ニュートンメートル	N m
角速度	ニュートン毎メートル	N/m
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電表面電荷	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電束密度, 電気変位	ジュール毎立方メートル	J/m ³
誘電率	ジュール毎立方メートル	J/m ³
透磁率	ジュール毎立方メートル	J/m ³
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎キログラム	J/kg
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エル	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π) A m ⁻¹

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

