



JAEA-Review
2012-052

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)

Annual Report of Department of Research Reactor
and Tandem Accelerator, JFY2011
(Operation, Utilization and Technical Development
of JRR-3, JRR-4, NSRR and Tandem Accelerator)

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 2013

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, 2013

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)

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

(2012 年 12 月 17 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) の研究炉ならびにタンデム加速器を運転管理し、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 2011 年 4 月 1 日から 2012 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 6 項目に分類した。

- (1) 東日本大震災からの復旧
- (2) 研究炉及び加速器の運転管理
- (3) 研究炉及び加速器の利用
- (4) 研究炉及び加速器利用技術の高度化
- (5) 研究炉及び加速器の安全管理
- (6) 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、表彰及び業務の実施結果一覧を掲載した。

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2011
(Operation, Utilization and Technical Development
of JRR-3, JRR-4, NSRR and Tandem Accelerator)

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 December 17, 2012)

The Department of Research Reactors 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) and Tandem Accelerator.

This annual report describes a summary of activities of services and technical developments carried out in the period between April 1, 2011 and March 31, 2012. The activities were categorized into six service/development fields:

- (1) Recovery from the Great East Japan Earthquake
- (2) Operation and maintenance of research reactors and tandem accelerator
- (3) Utilization of research reactors and tandem accelerator
- (4) Upgrading of utilization techniques of research reactors and tandem accelerator
- (5) Safety administration for research reactors and tandem accelerator
- (6) 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, commendation, 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.) Tetsuro ISHII, Kiyoshi NAKAMURA, Satoshi KAWAMATA, Yasuhiro ISHIKURO, Kazuhito KAWASHIMA, Hiroshi KABUMOTO, Takemi NAKAMURA, Itaru TAMURA, Sayuri KAWASAKI, Masao SATAKA

目 次

まえがき	1
1. 概要	3
2. 東日本大震災からの復旧	7
2.1 JRR-3の復旧	9
2.1.1 概要	9
2.1.2 建物・構造物等の補修	10
2.1.3 建家周辺の地盤沈下補修	11
2.1.4 設備機器の復旧	12
2.1.5 利用設備の復旧	12
2.2 JRR-4の復旧	16
2.2.1 概要	16
2.2.2 建物の補修	17
2.2.3 建家周辺の地盤補修	18
2.2.4 設備機器の復旧	18
2.3 NSRRの復旧	19
2.3.1 概要	19
2.3.2 原子炉棟・制御棟及び居室棟等のクラック補修	19
2.3.3 原子炉建家周辺の地盤補修	20
2.3.4 機械棟排風機室の床の補修	20
2.3.5 その他の設備・機器の補修と復旧	21
2.4 タンデム加速器の復旧	21
2.4.1 概要	21
2.4.2 加速器建家の補修	23
2.4.3 設備機器の復旧	25
2.4.4 高圧ガス製造施設の点検	27
2.4.5 加速器の復旧	28
2.5 RI製造棟の復旧	32
2.5.1 概要	32
2.5.2 RI製造棟建家の補修及び利用設備の復旧	32
2.5.3 RI製造棟建家周りの地盤補修	35
2.6 DSFの復旧	36
2.6.1 概要	36
2.6.2 DSF建家の補修	37
2.6.3 DSF建家周りの地盤補修	38

3. 研究炉及び加速器の運転管理	41
3.1 JRR-3 の運転管理	43
3.1.1 運転	43
3.1.2 保守・整備	43
3.1.3 燃料・炉心管理	50
3.1.4 放射線管理	51
3.1.5 水・ガス管理	53
3.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	54
3.2 JRR-4 の運転管理	56
3.2.1 運転	56
3.2.2 保守・整備	56
3.2.3 燃料・炉心管理	57
3.2.4 放射線管理	59
3.2.5 水・ガス管理	59
3.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	59
3.3 NSRR の運転管理	61
3.3.1 運転	61
3.3.2 保守・整備	61
3.3.3 燃料・炉心管理	66
3.3.4 放射線管理	66
3.4 タンデム加速器の運転管理	68
3.4.1 運転	68
3.4.2 保守・整備	70
3.4.3 高圧ガス製造施設	75
3.4.4 放射線管理	76
3.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理	77
3.5.1 施設の管理	77
3.5.2 放射線管理	77
3.6 主要な技術的事項	80
3.6.1 JRR-3 CRDM コイル電源制御盤試作試験	80
3.6.2 回転シャフト軸受機構の改良	89
4. 研究炉及び加速器の利用	91
4.1 利用状況	93
4.2 実験利用	99
4.2.1 タンデム加速器における実験	99
4.3 保守・整備	102
4.3.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備	102

4.3.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	102
4.3.3	NSRR 照射設備等の保守・整備	103
4.4	施設供用	105
4.4.1	中性子ビーム利用専門部会	105
4.4.2	炉内中性子照射等専門部会	106
4.4.3	研究炉医療照射専門部会	106
4.4.4	タンデム加速器専門部会	106
4.5	JRR-3 ユーザーズオフィス	109
5.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	111
5.1	JRR-3 の高度化の技術開発	113
5.1.1	CNS 低温流路管異材接合部の強度評価	113
5.1.2	テーパー型中性子鏡管ユニットの設計及び製作	119
5.2	JRR-3 における中性子輸送の高効率化	124
5.2.1	中性子鏡管ユニットの据付	124
5.2.2	冷中性子導管の計算による中性子ビーム強度評価	131
5.2.3	C1 冷中性子導管の高性能化	135
5.3	乳癌に対する照射技術の開発	139
5.4	新型シリコン照射ホルダーの開発	142
6.	研究炉及び加速器の安全管理	145
6.1	研究炉加速器管理部の安全管理体制	147
6.2	安全点検状況	149
6.3	訓練	151
7.	国際協力	173
7.1	文部科学省原子力研究交流制度等	175
7.2	外国人招へい制度	175
8.	あとがき	177
付 録		181
付録 1	研究炉加速器管理部の組織と業務	183
付録 2	JAEA-Research 等一覧	184
付録 3	口頭発表一覧	185
付録 4	外部投稿論文一覧	187
付録 5	官庁許認可一覧	188
付録 6	福島支援の派遣人数	190
付録 7	表彰、特許	191
付録 8	平成 23 年度実施計画とその実施結果	192

3.1.6	Management of Spent Fuel Storage Facility	54
3.2	Operation and Maintenance of JRR-4	56
3.2.1	Operation	56
3.2.2	Maintenance	56
3.2.3	Reactor Core Management	57
3.2.4	Radiation Monitoring	59
3.2.5	Water and Gas Management	59
3.2.6	Management of Spent Fuel Storage Facility	59
3.3	Operation and Maintenance of NSRR	61
3.3.1	Operation	61
3.3.2	Maintenance	61
3.3.3	Reactor Core Management	66
3.3.4	Radiation Monitoring	66
3.4	Operation and Maintenance of Tandem Accelerator	68
3.4.1	Operation	68
3.4.2	Maintenance	70
3.4.3	High-pressure Gas Handling System	75
3.4.4	Radiation Monitoring	76
3.5	Operation and Maintenance of RI Production Facility	77
3.5.1	Management of Facility	77
3.5.2	Radiation Monitoring	77
3.6	Major topics of Technical Development	80
3.6.1	Trial test of the control rod drive mechanism power supply	80
3.6.2	Improve of Bearing units for generator's shafts at a tandem accelerator	89
4.	Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	91
4.1	Status of Utilization	93
4.2	Experiments	99
4.2.1	Experiments in the Tandem Accelerator Facility	99
4.3	Maintenance	102
4.3.1	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	102
4.3.2	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	102
4.3.3	Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	103
4.4	Specialist Committee for Common Utilization of JAEA's Research Facilities	105
4.4.1	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	105
4.4.2	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	106
4.4.3	The Specialist Committee for Medical Irradiations at Research Reactor	106
4.4.4	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	106
4.5	JRR-3 Users Office	109
5.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	111
5.1	Development for Upgrading of JRR-3 Cold Neutron Beam Utility	113
5.1.1	Strength Evaluation of Different-material-bonding for Concentric Tube Transports the Liquid Hydrogen in CNV Vessel	113
5.1.2	Design and Fabrication of a Tapered Neutron guide tube	119

5.2	Upgrading of the Neutron Transport Efficiency at JRR-3	124
5.2.1	Installation on the Neutron Guide Tubes in the C3 Beam Line at JRR-3	124
5.2.2	Calculation of Neutron Beam Intensity for using simulation code at the C3 Beam port of Cold Neutron Beam line	131
5.2.3	Upgrading of C1 cold neutron guides I	135
5.3	Development of irradiation technique for breast cancers	139
5.4	Development of a new-type holder for irradiating silicon	142
6.	Safety Administration for Research Reactors and Tandem Accelerator	145
6.1	Organization of Safety Administration	147
6.2	Present Status of Safety Inspection	149
6.3	Training	151
7.	International Cooperation	173
7.1	MEXT Scientist Exchange Program	175
7.2	Foreign Specialist Invitation	175
8.	Postscript	177
	Appendices	181
	Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	183
	Appendix 2 List of JAEA-Research Reports	184
	Appendix 3 List of Papers Presented at Meetings	185
	Appendix 4 List of Published Papers	187
	Appendix 5 List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	188
	Appendix 6 Number of Staff Members Dispatched to Fukushima for the Technical Assistance	190
	Appendix 7 Commendation, Applied Patents	191
	Appendix 8 Plans and Outcomes in Services and Technical Developments	192

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 及びタンデム加速器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°C 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°C の研究炉である。これらの研究炉は、原子力の研究・開発と利用のための大型研究施設として、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 23 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 23 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。今年度も東日本大震災による研究炉加速器管理部の所轄する施設の被害状況およびその復旧について新たに章をおこした。各項目の概要は以下の通りである。そのほか、国際協力についても記した。

(1) 東日本大震災からの復旧

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災において JRR-3、JRR-4、NSRR（各原子炉施設は停止中）、タンデム加速器、RI 製造施設、使用済燃料貯蔵施設（DSF）は、建家、設備、機器等に被害を受けたが安全上深刻な被害はなかった。これらの各施設での地震発生時の様子とその対応、その後の復旧作業と状況について記した。

(2) 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 23 年度は、原子炉施設（JRR-3、JRR-4、NSRR）及び RI 製造施設では、平成 23 年 3 月 11 日に発生した地震の影響により多くの設備が被災したため運転を取り止め、復旧作業を優先した。タンデム加速器では、8 月末までに加速器及び設備をほぼ復旧させ 106 日の実験利用運転を行った。主な技術的事項としては、各施設で行ったトラブル対応、設備の改善事項についてまとめた。

(3) 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平成 23 年度の運転は取り止めた。このため施設利用はなかった。タンデム加速器では、106 日の利用があった。

(4) 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行った、高性能減速材容器の開発、中性子導管の形状を変更した「テーパー型中性子鏡管ユニット」の設計・製作についてまとめた。中性子輸送の効率化では、平成 21～22 年度に製作した高性能中性子鏡管ユニット 25 体を C3 ラインの既設の中性子鏡管ユニットと置き換え、基準内に収まる精度で据付けた。そして、その据付け精度を含めた高性能中性子鏡管ユニットに置き換えた場合の中性子輸送効率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、計算解析による乳癌用ビーム孔の設計についてまとめた。シリコン照射技術の開発では、JRR-3 において実施しているフィルター機能付き新型照射ホルダーの開発と大口径シリコン（12 インチ径）照射技術の開発について記した。

(5) 研究炉及び加速器の安全管理

安全管理では、各課で行う課安全衛生会議、各建家で行う建家安全衛生連絡協議会のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議の実績をまとめた。

This is a blank page.

2. 東日本大震災からの復旧

Recovery from the Great East Japan Earthquake

This is a blank page.

2.1 JRR-3の復旧

2.1.1 概要

(1) 地震発生時の様子

地震発生当時は、JRR-3 原子炉施設は施設定期検査期間（平成 22 年 11 月 20 日から平成 23 年 7 月 1 日までの予定）のため停止状態であり、炉心に装荷されていた燃料及び使用済燃料は十分に冷却された状態であった。

JRR-3 原子炉施設が設置されている原子力科学研究所では、地震の発生とほぼ同時に、外部からの商用電源を喪失し、その後 3 月 14 日までの間、商用電源が受けられなかった。

(2) 被害と復旧の概要

JRR-3 原子炉施設では受電・送電設備の点検等のため、各設備に商用電源を給電したのは 3 月 30 日であった。その間、JRR-3 原子炉施設では、炉心及び使用済燃料の冷却等の安全対策に電源は必要なかったため、非常用電源設備を起動することはなかった。また、この間は、計装設備等が使用できなかったため、可搬型測定器等による状態監視に努めた。

原子炉プール等について水面揺動が発生し、プール水の一部が溢れた。使用済燃料プールについては、蒸発による水位低下も含めて通常管理水位から 5 cm 程度低下したが、炉心燃料及び使用済燃料の冷却に影響を与えるものではなかった。溢れたプール水の一部が計測設備のプロセス計装設備の制御盤にかかったが、当該計装設備は二重化されているため、監視機能は維持されていた。

炉室をはじめとする管理区域の換気空調は、地震直後から停電の影響により停止した。換気空調を再開するために、空調に必要な設備・配管の点検を実施した上で、5 月 12 日より換気空調設備の運転を再開し、詳細な点検及び必要な補修を開始した。換気空調が再開するまでの間は、管理区域内作業を制限し、点検等で管理区域に入域する際は半面マスクを着用し、被ばく管理を行った。

給排水については、事業所内の給排水配管が損傷したため、JRR-3 原子炉施設への浄水、工業用水、純水の供給が遮断されたが、施設の安全を確保するために必要な冷却水等は、施設内のプール及び貯槽に十分蓄えられていた。液体廃棄物については、施設外の一般排水系の経路に損傷があったため、およそ 3 ヶ月間、施設からの排水ができなかったが、管理区域での水の使用を制限することで廃液の発生量を抑え、廃液貯槽などの容量を超えないように管理した。建家周りの地盤の不等沈下により建家間に段差が生じたが、エキスパンションジョイント等が機能し、配管やケーブル等の断裂等はなかった。

原子炉建家等のコンクリート部にひび割れが生じたが、緊急の処置を要するひび割れは発生しなかった。共同溝に発生したひび割れの一部から、地下水が流入するようになったため、補修までの間は定期的に管理排水した。

原子炉プール上部に設置してある上部遮へい体の駆動部が損傷し、電動による開閉が困難になったため、補修までの間は手動開閉により点検等を実施した。

2 次冷却塔の変圧器が変形し、2 次冷却設備等への給電が不能となったが、原子炉は停止中であり冷却設備の運転の必要がないため、施設の安全の維持には影響を及ぼさなかった。

その他、燃料管理施設のシャッターの脱落や原子炉建家等の天井材の落下などがあったが、けが人等の発生はなかった。

これらの地震及び停電等の影響では、炉心燃料及び使用済燃料の健全性が損なわれることはなく、放射性物質等の異常な放出などの環境への影響はなかった。

2.1.2 建物・構造物等の補修

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、使用済燃料貯蔵施設 (DSF)、冷却塔並びに共同溝について、以下の補修を実施した。

① 鉄筋コンクリート

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。(第2.1.1図) 調査の結果、局所的に幅が1 mmを超えるひび割れを確認したものの、大部分が1 mm以下であり、剥離・剥落も生じていなかった。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。(第2.1.2図)



第2.1.1図 原子炉建家、排気塔及び冷却塔の補修（足場組立）



第2.1.2図 原子炉建家内のクラック調査及びエポキシ樹脂注入

② 屋根の鉄骨部材

原子炉建家、実験利用棟及び使用済燃料貯槽室の屋根の鉄骨部材について調査した結果、原子炉の安全性に影響のある変形等は確認されなかった。

③ 天井材

原子炉建家及び制御棟の天井材の一部が剥がれ落ちたため、剥がれた部分について、天井材の張替えを行った。

④ クレーン

原子炉建家、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、使用済燃料貯蔵施設に設置してあるクレーンについて点検を実施した結果、損傷は確認されなかった。

⑤ エキスパンションジョイント

建家間のエキスパンションジョイントについて点検を実施した結果、原子炉建家に対する隣接する建家からの影響はないことを確認した。

⑥ 共同溝

床及び内壁にひびが入り、地下水が浸水したため、止水工事を行い復旧した。

2.1.3 建家周辺の地盤沈下補修

建家と地面において不等沈下が発生し、JRR-3周辺の埋設配管及び柵に破損を確認したため、地盤補修を行うとともに埋設配管及び柵の復旧を行った。（第2.1.3図）



第2.1.3図 原子炉建家と実験利用棟の間の地盤沈下（補修前後）

2.1.4 設備機器の復旧

設備機器について、外観による点検を行い、損傷等の有無を確認した。点検において異常を確認し、補修等を実施した主な設備機器を以下に示す。外観による点検の後、所定の性能を有していることを確認した。

① 2次冷却系設備

冷却塔外部に設置してある配管の変位を確認したため、配管にかかるテンションを解放した。

配管伸縮継手が、地盤の不等沈下等で生じた配管の変位を吸収したため、残留応力を考慮して配管伸縮継手を交換した。

2次冷却塔ポンドの防水塗膜にひび割れを確認したため、防水塗膜を塗り替えた。

② 非常用排気設備

非常用排気系のダクトの空気浄化装置と排気筒を接続する伸縮継手部に変位が確認されたため、当該伸縮継手を交換するとともに、配管サポートを調整して配管にかかるテンション等を逃がした。

③ 計測制御系統施設

地震の揺れにより使用済燃料プール水に水面揺動が発生し、プール水の一部が炉室地階に設置してあるプロセス制御計算機システムの制御盤にかかり、内部機器が損傷したため、モジュールを交換した。

④ 電気設備

冷却塔の500 kVA三相変圧器が変形し、巻き線間が密着したため、変圧器を更新した。

⑤ 遮へい設備

上部遮へい体の駆動部軸受けの損傷を確認したため、軸及び軸受けを交換した。

2.1.5 利用設備の復旧

(1) 均一照射設備の復旧

均一照射設備は、Si インゴット全体に対し均一に中性子照射を行うための設備で、重水タンク内の照射筒内で Si インゴットを回転させることで半径方向の中性子照射量を均一にすることができ、上下反転することにより垂直方向の均一度も向上できる設備である。均一照射設備は、原子炉頂部に設置した操作盤、制御盤、装荷用キャスク、原子炉プール内の案内管及び重水タンク内の照射筒により構成される。

操作盤、制御盤、装荷用キャスク等について、外観点検、作動検査及び警報検査を行った結果、装荷用キャスク内にある Si 試料重量を計測表示するロードセルが損傷していたため、装荷用キャスクの分解点検を行うとともにロードセルの交換を実施した。その他部品等に関しては損傷等がなく所定の性能を有していることを確認した。性能検査においては、作動検査を実施した結果、設備に異常はなく、装置として所定の性能を有していることを確認した。

(2) 液化窒素貯槽の復旧

高圧ガス製造施設である液化窒素貯槽 (CE5) は、JRR-3 原子炉建家屋外に設置しており、

原子炉建家内及び実験利用棟ビームホール内の各実験装置及び半導体検出器等の冷却のために使用する。

液化窒素は、移動式製造設備により液化窒素貯槽に約 4,482 l を充填し、0.785 MPa の常用圧力で、圧力差を利用し、原子炉建家内及び実験利用棟ビームホール内の液化窒素供給口へ円滑かつ安全に供給する。

東日本大震災の影響による不同沈下に伴い液化窒素貯槽が約 3.2 % 傾斜したため、震災直後速やかに液化窒素を放出し貯槽内を空にした。

復旧工事に先立ち平成 23 年 11 月 24 日、茨城県知事宛に高圧ガス保安法による高圧ガス製造施設等変更許可申請を行った。

復旧工事は、液化窒素貯槽を基礎から一時的に撤去した後、最新耐震基準に基づく基礎工事を行い、液化窒素貯槽の復旧作業を行った。復旧工事終了後に一般高圧ガス製造施設完成検査を受検し、平成 24 年 1 月 25 日付、産技第 1376 号の高圧ガス製造（施設等変更）許可に伴う完成検査証の交付を受けた。その後、移動式製造設備により液体窒素貯槽に液化窒素を充填し、液化窒素の供給を開始した。復旧前後の様子を第 2.1.4 図に示す。

(3) 中性子導管設備の復旧

中性子導管設備は、矩形状の中性子鏡管ユニット（以下、「ミラー」という。）を複数接続することで形成されており、水平実験孔から分岐された中性子ビームを効率よく輸送するように設置されている。また、炉心からの上流部（曲導管部）においては特性波長を変えるため所定の曲率に湾曲して設置されている。さらに、原子炉建家とビームホール間は分離された構造となっているため高精度の設置となっている。そのため、ごくわずかなズレが生じることで、実験装置へ輸送される中性子ビームの強度が低下するおそれがある。

震災後において、原子炉建家とビームホールの建家間における中性子導管の設置状態を測定したところ、最大で約 5 mm の横ズレが発生していることが確認された。各導管の測定結果を第 2.1.1 表に示す。

建家間での横ズレは中性子ビームの輸送効率の低下や必要な特性波長が出なくなるおそれがあるため、本来の設置状態に戻すための復旧作業を実施した。なお、C3 導管及び C1 導管上流部についてはスーパーミラー化への更新作業がほぼ同時期に行われたため、その作業に合わせて復旧作業を行った。

今回の復旧作業は、既存状態での調整のため、設計仕様どおりの完全復旧は困難であることの想定も考慮して実施した。建家間に設置されている導管は、曲導管部であるため、曲率を維持しつつ、かつ、建家間の横ズレが最小限に収まるように調整を行う必要があった。

横ズレの修正は、ミラーの接合角を設置精度の誤差範囲内で、曲率を少しずつ「ゆるく」若しくは「きつく」なる方向に調整することで建家間でのズレを是正することができる。調整は、炉室側 13 体のミラーとビームホール側の約 5 体のミラーで行い、炉室は上流側から下流側へと調整し、ビームホールは下流側から上流側へと調整を行った。この調整は、建家間の接合角が基準値内に入り、横ズレが最小限に収まるまで繰り返し行った。

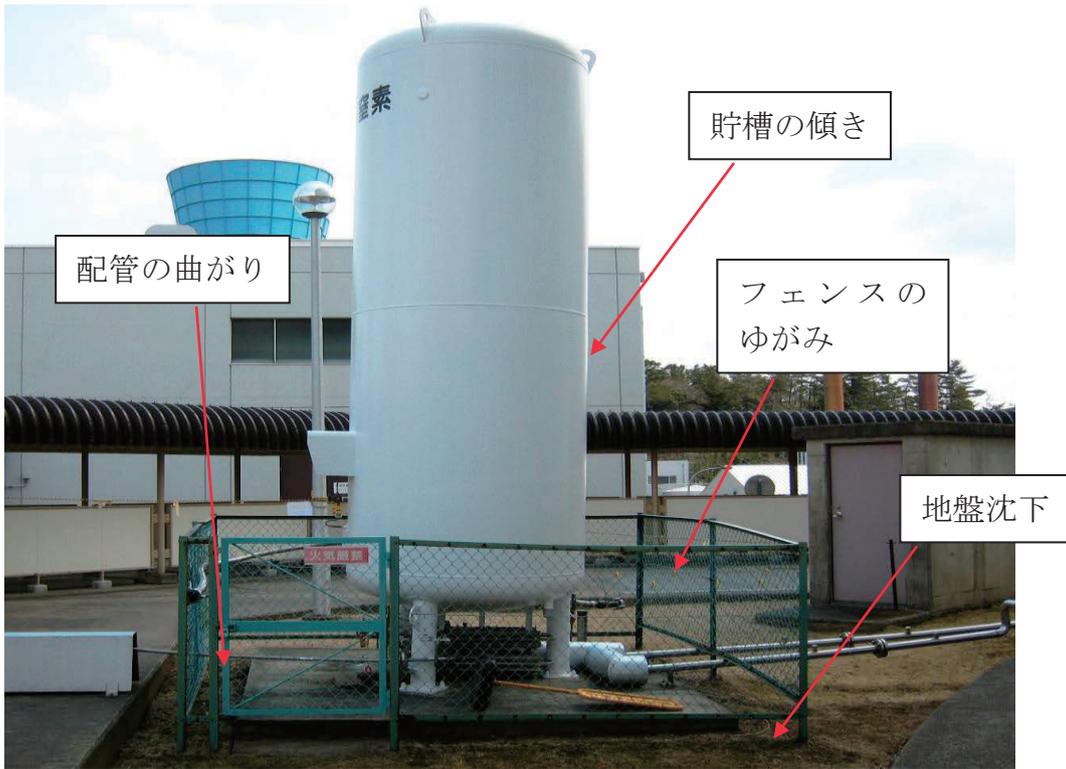
しかし、炉室とビームホールの建家間におけるそれぞれのミラーの接合角に合わせて調整を

行くと横ズレが吸収できないため、装置責任者及び大学関係者に今後の復旧作業の方針を提案し、協議した。提案した調整方針は、①特性波長が多少変わっても、より多く中性子ビームを取り込むように建家間の横ズレをなくす調整、②中性子ビームの取り込みが多少減っても特性波長を変えずに調整する、の2案である。協議の結果、T1とC2については、①の調整方法で、T2については②の調整方法で作業することとなった。その方法での調整の結果、T1、C2については横ズレを吸収することができたが、T2については横ズレを吸収することができなかった。最終の調整結果を第2.1.1表に示す。

今後、原子炉再起動後に各導管における特性試験等を実施し、中性子ビーム強度の確認を実施する予定である。さらに、今回復旧できなかった箇所については、調整方法等の検討を行う予定である。

第2.1.1表 中性子導管建家間ズレ測定結果

測定項目		導管 No.				
		C1 導管	C2 導管	C3 導管	T1 導管	T2 導管
横ズレ (mm)	基準値	0±0.05				
	調整 前	-1.97	-4.98	-2.84	-2.75	-2.51
	調整 後	0.19	0.09	-0.07	-0.25	-3.00
接合角 (秒)	基準値	-210±15	210±15	-473±15	53±15	-53±15
	調整 前	-215.4	204.0	-354.3	42.6	-35.0
	調整 後	-197	210	-482	52	-40.0



JRR-3 液化窒素製造施設（復旧前）



第 2.1.4 図 JRR-3 液化窒素製造施設（復旧後）

2.2 JRR-4の復旧

2.2.1 概要

(1) 地震発生時の様子

① 地震発生前の状況

地震の発生時、JRR-4は定期自主検査期間中で、原子炉は停止状態であった。炉室内で請負業者による中性子計測設備の点検作業、屋外で請負業者による熱交換器化学洗浄作業の廃液中和作業を行っていた。また、制御棒駆動装置分解点検の工場立合検査のため、2名の職員が出張中であった。

JRR-4では、炉室内(制御室)に職員1名、請負業者2名、附属建家に職員9名(2名は巡視点検中)、屋外に職員1名、請負業者3名の計16名が就業中であった。

② 地震発生時の状況と対応

地震により建物が大きく揺れ、炉室内ではNo.1プール水がスロッシングにより溢水し、2階フロア及び制御室に流入した。また、地震と同時に停電が発生し非常用ディーゼル発電機が自動起動した。

職員及び請負業者はJRR-4玄関前に集合し人員掌握を行った。全員怪我もなく無事であることを確認した(出張者については携帯電話で無事を確認)。余震の続く中ではあったが、地震後点検を行い、No.1プール水のスロッシングによる溢流、炉室天井パネルの落下、ローディングドックBの不等沈下、患者搬出口付近の液状化、純水製造装置の基礎圧壊、実験準備室の窓ガラス損傷、敷地各所での地盤沈下、屋外浄水・工水配管の破断に出水等の発生が確認されたが、1次冷却系、液体廃棄設備については損傷、漏えいはなかった。

電話等の電氣的な連絡手段が使えなくなったため、人員掌握、被害状況等に係る部内及び現地対策本部との連絡は自転車を使って行われた。また、可搬型発電機によりテレビに通電したところ、近郊に大津波警報が発令されていることを確認した。

今後の対応として以下の項目を決め、保安活動を行った。

- a. 停電がいつまで続くか分からないことから、非常用ディーゼル発電機の燃料を温存するためEGを停止し、可搬型発電機を使用する。
- b. 電源がなくなるため、火災報知設備、安全警報設備及びPP設備が機能しなくなることから、職員2名を常駐し3交代で監視及び巡視点検を行う。
- c. 余震が続いているため、被害が拡大したときのみ保安管理部へ報告する。

(2) 被害と復旧の概要

3/14に変電所からの電源供給が再開したものの、余震が頻繁に発生していたため、3交代の監視を3/17まで継続した。その後、3/21までは土日を含め1日1回の点検を行い、3/22からは通常勤務となった。この間、福島第1原子力発電所の事故により、モニタリングポストの指示値が上昇したため、建家内汚染防止の観点から給排気設備の運転禁止の措置が取られた。

その後の詳細な被害調査から、JRR-4の多く建物、地盤、設備機器に多くの被害が確認されたため、復旧に係る工事・作業を行った。

2.2.2 建物の補修

(1) 炉室(ローディングドック A 含む)

炉室については、内壁等に亀裂が多数発生したため、エポキシ充填による補修及び塗装を施した。

ローディングドック A については、炉室とローディングドック A とのエキスパンション部が破損したため補修を施した。また、ローディングドック A 床部の地盤に沈下のないことを確認した。

(2) 散乱実験室(ローディングドック B 含む)

散乱実験室については、内壁等に亀裂が多数発生したため、エポキシ充填による補修及び塗装を施した。

ローディングドック B については、周辺の地盤沈下の影響で、ローディングドック B が不等沈下により傾いたため、散乱実験室とのエキスパンション部にひびが生じた。また、傾いたことにより、ローディングドック B に設置されているホイストが使用不能となった。このため、エキスパンション部については、防水塩化ビニルシートによる補修を施した。(第 2.2.1 図)



第 2.2.1 図 エキスパンション部

(3) 付属建家

RI 貯蔵庫、ホット実験室、居室及び機械室の内壁等に亀裂が多数発生した。RI 貯蔵庫については内壁等の亀裂に加え、入口扉の開閉に支障をきたした。このため、内壁等についてはエポキシ充填による補修及び塗装を施し、RI 貯蔵庫の入口扉については、建付けを調整した。

(4) 排風機室

排風機室建家支柱の基礎コンクリートにひびが生じ、ブレースに緩みが生じた。また、側壁の石膏ボードにひび及び剥離落下が生じるとともに地盤沈下により排風機室非常口のポーチが下がり、一部ひびが生じたため、これらを補修した。

(5) 排気筒

排気筒に数本のひびが発生したため、エポキシ充填による補修及び塗装を施し、その後追加補修として連続繊維(カーボン)シートによる補修を実施した。(第 2.2.2 図) 排気筒と排気風洞をつなぐエキスパンション部についても、ひびが発生したため、防水塩化ビニルシートによる補修を施した。



第 2.2.2 図 排気筒

(6) 廃液貯槽室

廃液貯槽室の石膏ボード及び隣接する純水製造装置室との壁側コンクリートにひびが生じたため、エポキシ充填による補修を施した。

2.2.3 建家周辺の地盤補修

駐車場、排風機室前道路、患者搬出口等が地盤沈下により破損したため、これらを撤去しアスファルト補修を施した。

付属建家、炉室及び散乱実験室の犬走りが破損したためエポキシ充填あるいは新規にコンクリートを打設して補修した。

2.2.4 設備機器の復旧

(1) 散乱実験室(ローディングドック B 含む)

散乱実験室にある利用設備については、中性子ビーム設備の照射室内にある簡易遮へい体が、約 2 cm 水平移動したことから、下爪が走行レールに噛んだ状態となり走行不可能となった。このため、修理を実施し、正常に作動することを確認した。

ローディングドック B 脇に設置された屋上点検用階段については、地盤沈下のため屋上点検用階段と基礎に隙間が生じたため使用不可とし、新たに散乱実験室西側に屋上点検用階段を新設した。

(第 2.2.3 図)



第 2.2.3 図 新設した屋上点検用階段

(2) 冷却塔

周辺の地盤沈下の影響により、2次冷却配管の基礎が沈降したため、配管と基礎との間に隙間が生じるとともに、冷却塔南側に設置されたトランスの土台が沈降し2次冷却塔壁との間にひびが生じた。このため、配管と基礎との間にコンクリートを打設し、隙間を埋めるとともに、土台については、モルタル補修を施した。また、震災後ポンド水位の低下が継続していたが、ポンド壁を調査したところ給水管の貫通部に亀裂が発生していたため、エポキシ充填による補修を行った。

(3) 純水製造装置室

純水製造装置のイオン交換樹脂塔及び圧送タンクの基礎のコンクリートに圧壊が発生したため、基礎を更新した。また、屋外薬液タンクの排水目皿及び計量タンクの防液堤の排水配管が損傷したため、これらを更新した。

(4) 廃液中和装置

地盤沈下により埋設配管が沈降したため、薬液送水管が変形し配水管等が損壊した。同様の理由により計量タンク上部が一部損壊したため、配管類を更新するとともに計量タンクを補修した。また、中和槽内部ライニングに亀裂等のないことを確認した。

(5) 屋外敷地内

埋設配管等（2次冷却系配管、薬液配管、浄水ろ過水管、一般排水配管、純水供給配管、埋設電線）の被災調査と復旧のための設計を行うにあたり地盤掘削を実施した。その結果、一般排水配管、薬液配管の破断・破損及び排水枡の沈下、下部損壊等があったため、補修を施した。また、2次冷却水配管については、通水試験で漏洩のないことを確認した。また、その他の埋設配管等についても、外観点検で異常のないことを確認した。

2.3 NSRR の復旧

2.3.1 概要

(1) 地震発生時の様子

東日本大震災の発生時、NSRR は共用運転期間中ではあったが原子炉は停止中で、各建屋の換気空調については通常どおり稼働していた。また、原子炉棟及び燃料棟の管理区域において作業が行われていた。地震発生時、各建屋は大きく揺れ、NSRR 敷地周辺においては地盤沈下が起きた。また、地震による停電により非常用ディーゼル発電機が起動した。地震の揺れが収まるのを待ち管理区域内に居た者の避難及び建家内に在居していた職員及びその他業者を玄関前に集合させ、人員掌握及び状況の確認を行い、異常のないことを確認した。その後、NSRR においては地震発生後に津波警報が発令されたことを確認したため、施設の安全を確保したうえで津波の襲来を考慮し高台となる場所へ避難した。

施設の点検については、津波警報の情報に注意しながら安全を確保したうえで確認が出来る場所を優先に行っていた。その後、原子炉建家等の管理区域についても必要な防護装備を準備し、点検箇所及び確認方法を検討し点検を行った。点検の結果、施設や機器について緊急を要するような損傷及び異常はなかった。

2.3.2 原子炉棟・制御棟及び居室棟等のクラック補修

原子炉棟の外壁に損傷はなかったが、内壁には微小なクラックが生じていたため、クラック箇所の長さ、幅等についてマッピング記録を作成し、クラックの程度に応じてエポキシ樹脂注入等の補修を行っている。平成 23 年度は原子炉棟地下 2 階の一部及び地下 3 階部分を実施した。今後は残りの箇所についてもすべて補修を行う予定としている。制御棟についてもすべてのクラックについて調査を行い同様の補修を実施した。その他の居室棟等についてもクラック調査及び補修を行った。

2.3.3 原子炉建家周辺の地盤補修

地震により NSRR の各建物周辺において地盤沈下が発生した。沈下は原子炉建家のほぼ全周において確認された。原子炉建家の犬走りと地面の間に生じた隙間は最大で約 40 cm であった。第 2.3.1 図に原子炉建家周辺における地盤沈下の様子を示す。

地盤沈下の補修については、原子炉建家屋根の防水処理工事を優先的に行うため、建家全周に足場材を設置するための必要範囲についてのみ、盛り土を行って応急復旧とした。第 2.3.2 図に原子炉建家周辺における地盤沈下の応急復旧状況を示す。



第 2.3.1 図 原子炉建家周辺における地盤沈下の様子



第 2.3.2 図 原子炉建家周辺における地盤沈下の応急復旧状況

2.3.4 機械棟排風機室の床の補修

機械棟排風機室床面及びフィルタユニット土台にウレタン塗装のひび割れ及びコンクリートのクラックが生じた。コンクリートのクラックについてはエポキシ樹脂を注入する補修工事を行った。また、表面のウレタン塗装については、ひび割れの生じている部分を剥離し、再度ウレタン塗装を施した。第 2.3.3 図に機械棟排風機室床面の損傷及び復旧状況を示す。



第 2.3.3 図 機械棟排風機室床面の損傷及び復旧状況

2.3.5 その他の設備・機器の補修と復旧

機械棟排風機室シャッター前のスロープにおいて、地震及び地盤沈下の影響によりスロープに亀裂が入り破損した。破損したスロープについては、新たにスロープの打設工事を行い復旧した。また、風除け室の床コンクリートについても、地盤沈下により原子炉棟側との床面に若干の段差が生じてしまったため、床コンクリート部分の打設工事を行い段差の生じた部分を補修した。同様に制御棟の渡り廊下及び居室棟の玄関廻りについても建物や床部分の一部、亀裂や破損が生じたため、補修工事を行った。

2.4 タンデム加速器の復旧

2.4.1 概要

(1) 地震発生時の様子

東日本大震災の発生時、タンデム加速器は 16.1 MV で運転中であり、実験にビームを供していた。地震発生と同時に、地震計のインターロックによりペレットチェーンが停止し、加速器は自動停止した。さらに加速管の真空劣化に伴い、圧力タンク直下のガス・コンテイメントバルブ（加速管等が破損した場合に、タンク外の真空ラインに六フッ化硫黄ガス（SF₆）が流入することを防ぐための耐圧用ゲートバルブ）が閉まった。タンデム加速器で最も心配される事故は、加速器圧力タンク内の SF₆ 絶縁ガスの漏えいによる酸欠事故である。容積 1200 m³ の加速器タンク内には、5.5 気圧に加圧された約 40 トンの SF₆ ガスが詰められている。SF₆ ガスは空気よりも重いため、漏えいした場合には、地階のターゲット室等が酸欠になる危険性がある。そのため、地震時には速やかに屋外退避し、建家内に取り残された人がいないことを確認した。

地震発生と同時に停電となったが、非常用ディーゼル発電機が起動し、放射線管理区域内の給排気系や酸素濃度計、非常灯など、安全系に関わる装置には電力が供給された。なお、超伝導ブースター用のヘリウム冷凍機は停止中であったため、He ガスの漏えいはなかった。冷凍機の運転中であれば、停電により He ガスの放出は避けられなかったであろう。

本震では SF₆ ガスの漏えいが発生しなかったものの、余震が続いていたことから安全のために

は貯蔵タンクに早急に SF₆ ガスを回収する必要があった。また加速器タンク内部を点検するためにも、ガスの回収は必要であった。しかし、研究所構内の水や電気等のインフラは大きく損傷し、復旧に 1~2 週間を要した。また、SF₆ 高圧ガス施設関連の配管類や圧縮機等の健全性を確認する必要もあったため、SF₆ ガスを回収し、加速器タンク内部の確認が開始できたのは、4 月 8 日となった。

(2) 被害と復旧の概要

地震によりタンデム加速器建家及び建家周辺で多数の被害が発生した。多くの居室、実験室の壁でひび割れが発生し、特に 2 階の壁の被害が最も大きかった。建家壁のひび割れの補修については、平成 24 年度に実施する予定となっている。また建家周辺の地盤については、玄関前で約 15 cm の沈下が確認された。地盤沈下によって玄関が破損したが、9 月には補修が完了した。玄関前のコンクリート路面については地盤のレーダー探査を行い、玄関周辺で空洞が確認されたためしばらく駐車禁止の措置を取った。路面の補修についても平成 24 年度に実施する予定となっている。

タンデム加速器建家と超伝導ブースター建家の接合部では、ブースター建家側に約 1 cm の沈下が発生した。沈下によってブースター加速器全体の再アライメントが必要となったが、10 月には加速器の再アライメントを完了してビームの通過（ブースター加速なし）を確認した。ブースター建家も被害を受け、特にブースター加速器室クレーン受け梁には多数のひび割れが発生した。その他には屋外のスロープ擁壁の継ぎ目、SF₆ ガス操作室脇の階段などに損傷があった。ブースター建家や屋外設備の補修については、平成 24 年度に実施する予定となっている。

加速器にも多数の被害が発生した。整備用タンク内ゴンドラのカウンターウェイト(4 トン)が揺さぶられてガイドレールが破損したが、加速器復旧に必要であったため 4 月には補修を完了した。また、加速器本体では絶縁カラムの支持柱であるカラムポストに多数のひび割れなどが発生した。カラムポストは総数 240 本のうち 33 本にひび割れが確認されたが、平成 23 年度中に 20 本までの交換が完了した。静電加速器は、高電圧端子部をセラミック製の絶縁支柱（カラム）で支える構造となっているため、地震に対しては基本的に弱い。施設が震度 6 弱の揺れに襲われ、その後も震度 3~5 級の余震を立て続けに被ったが、加速器タンク内の機器に深刻な損傷がなかったのは、絶縁カラムを支える基礎部分が免震構造となっていたことが倒壊を免れた要因であると考えている。絶縁カラム基礎の免震機構については、地震で動作したことによりベアリングが標準位置より移動してしまったが、加速器全体をジャッキで持ち上げての復旧作業を行い、ベアリング位置のズレを修正した。また、加速器ターミナル部では加速管内へ SF₆ ガスのリークが発生したが、ターミナルイオン源の加速管を交換して復旧を行った。

加速器タンク外のビームラインについては、大型の振分電磁石（35 トン）やブースターの偏向電磁石（21 トンと 14 トン）が床のアンカーボルトを破壊するなどして移動したが、それぞれアンカーボルトを打ち直すなどした後元位置へ戻した。それらの復旧を順次行ったことにより、タンデム加速器については 9 月、ブースター加速器については 11 月より運転を再開することができた。

2.4.2 加速器建家の補修

(1) 建家の被災状況

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災後、専門業者による被災調査が実施された。その調査結果を以下に示す。詳細については、「東北地方太平洋沖地震に伴う被災度判定等調査業務」の記録を参照のこと。

タンデム加速器建家については、傾斜角を算定した結果、基礎は「無被害」と判定された。上部構造については多数の被害を受け、最も被害が激しいのは壁の薄い 2 階の居室部分であると判定された。各部屋の損傷度の詳細については調査記録を参照のこと。タンデム加速器建家の玄関については、建家の耐震構造とは関係ないが、玄関前の地盤沈下により二重の自動ドア間で段差が発生してタイルが破損し、入口側の自動扉は宙に浮いてしまった。施設保安（施錠）の観点から早めに補修作業を始めるよう施設保全課等に依頼し、9 月には補修が完了した。（第 2.4.1 図）

ブースター建家については上部構造の損傷度が「小破」と判定された。ブースター室のクレーン受け梁に多数のひび割れがあり、さらには第 1 重イオンターゲット室とのエクステンションジョイント部で沈下が確認された。リニアック準備室、冷凍機制御室、回路室、トイレ周辺、ヘリウム機械室については上部構造の損傷度が「軽微」と判定された。

その他に損傷を受けた箇所としては、RNB 加速実験室拡張部（地下 1 階、1 階）について地下 1 階の上部構造の損傷度が「軽微」と判定された。附属電源建家については、上部構造が「小破」と判定されたが、構造計算書から余裕度があるため補修は行わないと判断された。



第 2.4.1 図 左：地盤沈下によりタイルが破損して玄関自動ドアが浮いている
右：建家側の高さに合わせて玄関を補修した

(2) 建家周辺の被災状況

・建家前の地盤沈下

玄関前のコンクリート路面が南北約 50 m にわたり約 15 cm 沈下した。また、玄関前コンクリート路面の一部に亀裂が発生し、建家付近のコンクリート路面の下には約 2 m の空洞が確認された。（第 2.4.2 図）

・スロープの擁壁

地下1階へのスロープに設置されているコンクリート製擁壁については、倒壊または大きく傾斜しているような危険な箇所はなかった。しかし、擁壁の継ぎ目部分の破損が発生し、北側ではタンDEM建家との継ぎ目付近、南側ではスロープ中段でV字型になっている先端付近の損傷が激しかった。ひび割れの崩せる部分はあらかじめ手作業で取り除き、破片等が落下しないようにして安全を確保した。(第2.4.3図左)

・建家外階段

SF₆ガス操作室南側の外階段(コンクリート製)の損傷が激しかったため、解体復旧が終了するまで使用禁止とした。(第2.4.3図右)



第2.4.2図 左：建家に対して玄関前コンクリート路面が約15 cm沈下した
右：(拡大図) 建家とコンクリート路面の継ぎ目



第2.4.3図 左：擁壁の継ぎ目部分のひび割れたコンクリート片を取り崩した
右：SF₆ガス操作室南側の外階段の継ぎ目でひび割れが発生した

(3) 建家の補修工事

被災調査の結果に基づき、建家及びその周辺の補修工事を実施することになるが、平成 23 年度は予算の確保が困難であったため補修工事を実施することができなかった。ただし、玄関の補修工事については、施設保安のため施設保全課等と協議し平成 23 年 8 月に実施した。また、建家前の地盤沈下については、陥没等の危険があるため建家西側全域の非破壊検査（レーダー探査）を実施した。その結果として、玄関周辺及び西側道路の一部に空洞と考えられる箇所が見つかったため、玄関周辺について重車両の駐車を禁止する措置をとった。

平成 24 年度については、補正予算を執行し、建家、建家周辺及び地盤沈下の補修工事について年度内の補修工事完了を目指して手続きを進める予定となっている。

2.4.3 設備機器の復旧

(1) 電気設備の点検と復電作業

地震発生と同時に建家が停電となったが、非常用ディーゼル発電機が起動し、放射線管理区域内の給排気系や酸素濃度計、非常灯など、非常時の安全に関わる装置には電力が供給された。酸素濃度計の指示値より、加速器タンク、貯蔵タンクからの大量の SF₆ ガス漏えいが無いことを確認し、建家内で酸欠の恐れがないことが判明した。

3 月 14 日より建家内分電盤の点検を開始し、非常系、一般照明、コンセント等の復電を優先して行った。3 月 25 日までには建家内の分電盤の一次側まで全系統の通電を完了した。その後、建家内の電気機器類の点検を実施し、健全性が確認できたものから随時、復電した。

点検によりイオン源室の照明とブースター RF 室の照明が地絡していることが判明したが、平成 23 年度中に補修を完了した。

(2) 無停電電源装置の故障

制御室に設置されている無停電電源装置（UPS、第 2.4.4 図）が地震により移動し、UPS の入出力電線管に乗り上げ、入出力電線管を押し潰して電線管を破損した。また、UPS 本体も地震により故障した。UPS 本体内部を点検したが異常箇所を特定することができなかったため、UPS をバイパスするように、分電盤（PP-16）内でケーブルを再配線して使用することにした。



第 2.4.4 図 左：UPS 外観



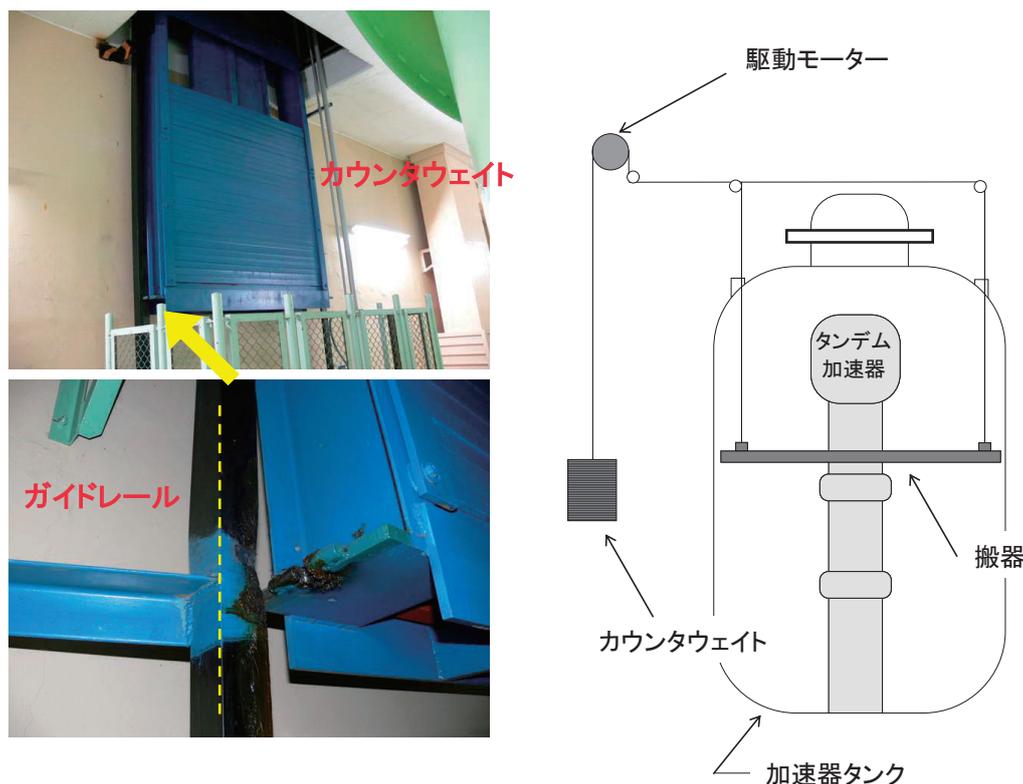
右：押し潰された UPS の入出力電線管

(3) タワー部 放射線遮蔽扉のロック機構の補修

タンデム加速器建家 3～8 階のタワー内部への入口には鉄製の遮蔽扉が設置されている（3、4 階部 横 110 cm×縦 210 cm×厚さ 43 cm、重量 8 トン、5～8 階部 横 110 cm×縦 210 cm×厚さ 37cm、重量 6.8 トン、）。地震により、3、6 階の遮蔽扉のロック機構が破損した。これらのロック機構は扉枠側にラッチボルト（ステンレス製 $\phi 30$ mm）とレバーハンドルがあり、扉側にラッチボルト用の受座が設置されている。ラッチボルトは厚さ 5 mm の鉄製のベースプレートを紹介して扉枠に固定されている。地震発生時、加速器は運転中であったため、これらの遮蔽扉は閉じられ、ロックされた状態であった。地震の揺れにより、ロック状態のままラッチボルトに扉開方向の応力が加わったため、ベースプレートは大きく歪曲し、ベースプレートを扉枠に固定している 4 本のボルト（M10）も引き抜かれてしまった。幸い、ラッチボルトに損傷は無かったので、同型のベースプレートを製作し、ボルトと共に交換した。

(4) ゴンドラカウンタウエイトのガイドレールの補修

タンデム加速器には加速器タンク内に整備用ゴンドラが設置されている。このゴンドラはデッキ型電動バランス式であり、第 2.4.5 図に示す様に搬器に対して約 4 トンのカウンタウエイトでバランスさせている。カウンタウエイトの両脇には振れ防止のガイドレールが設置されている。地震発生時、カウンタウエイトは搬器と切り離され、最上部の位置で吊られた状態で保持されていた。地震によりカウンタウエイトが大きく揺さぶられ、ガイドレールに衝突を繰り返したため、左右両方のガイドレールに大きな歪みが生じた。また、ガイドレールの天井及び床固定部のアンカーボルトも破損した。ゴンドラは加速器の整備に不可欠であるため、加速器タンク開放後には優先して修理を行った。破損箇所の前約 3.6 m を切断し、同サイズのレールと交換した。



第 2.4.5 図 左：地震によりカウンタウエイトのガイドレールが破損
右：タンデム加速器整備用ゴンドラの概略図

2.4.4 高圧ガス製造施設の点検

(1) 六フッ化硫黄ガス施設

東日本大震災の発生時には、加速器タンク内には絶縁ガスとして使用している六フッ化硫黄 (SF₆) ガスが 0.44 MPa 程度充填されている状態であった。地震後点検の結果、高圧ガス施設についてはガスの漏えい、機器・配管類の損傷等は確認されなかった。その後の余震発生を考えると不安であったため、高圧ガス設備の自主検査(気密検査、動作試験等)を実施し健全性が確認された 4 月 5 日からガス回収を行った。また、高圧ガス貯槽の健全性を確認するために貯槽の傾斜、不同沈下測定を実施し、問題のないことを確認した。

(2) 液体窒素貯槽

震災による被害はなかったが、頻発する余震によるガス漏えいの事前保全措置として、平成 23 年 4 月に貯槽内の液体窒素を全て排出し、液体窒素の供給を停止した。平成 23 年 10 月に定期自主検査に係る各種検査作業を実施し、合格したことを機会に液体窒素を充填して供給を開始した。

(3) ヘリウム冷凍機

震災の発生時、ヘリウム冷凍機は運転停止中であった。冷凍機のガス系気密圧力の確認、バッファタンクの不同沈下の確認及び関連設備の点検を実施したが、特に異常は見られなかった。平

成 23 年 10 月より運転を開始し、問題なく冷却ができることを確認した。

2.4.5 加速器の復旧

(1) カラム免震機構のベアリングのずれの補修

タンデム加速器の絶縁カラムは加速器タンクの底部に設置されたカラムベースと呼ばれる基礎部分によって支えられている。そのベースの 6 本の柱は、ベアリングの上に設置されており、横揺れに対する免震機構となっている。そのベース部はバネとオイルダンパーを備えた



第 2.4.6 図 タンデム加速器の免震機構。絶縁カラムはベアリングの上に設置されバネとオイルダンパーを備えた横からの支柱で揺れを抑える。右写真は地震により中心からずれたベアリング。

6 本の支柱により横から保持することで、振動を吸収する構造となっている（第 2.4.6 図）。この横支柱には、約 ± 4 cm の移動跡が確認された。免震機構になっていなければ、加速器が倒壊していた可能性は高い。免震機構は横揺れを抑えてくれたものの、ベアリングは、柱の中心からずれたままで止まっていたため、柱の中心位置に戻す作業を 8 月 9 日から 3 日間をかけ実施した。カラムベースに 6 台の油圧ジャッキを 2 台ずつの 3 系統で独立に持ち上げ量を制御できるように設置した。制御できる最小の移動量は 1 mm である。カラムベースの持ち上げに対し、カラムが大きく傾いたり移動したりすることのないように作業中は高電圧端子およびベース部に設けた基準点を監視しながら作業を行った。ジャッキで 1 mm 持ち上げるだけでベアリングを中心に戻すことができた。

このカラムベース部は免震機構でゆるく固定されているため、地震により移動（特に回転）した可能性があるが、建設時のカラム位置を示すデータがない為にそれを確認することができていない。ベアリングを挟むベース部の台座の位置関係から推定すると上から見下ろした場合に約 0.3° 時計方向に回転しているように見えた。この値はビームライン上での変位に換算すると 2 mm 程度である。この変位量は加速器タンクの内と外をつなぐビームラインにおいて、2 台のビーム偏向器を使用してビーム軌道を平行移動させることで十分補正できると考えられ、ビーム偏向器は入口側で 2 台、出口側で 1 台設置されている。ベアリング位置を復旧した後のビーム試験の結果は良好であり、特に新たな対策を講じる必要はないことを確認した。

(2) カラムポストの破断とひび割れの修理

タンデム加速器は、1MVのユニットが20段積み重なって構成されている。1MVのユニットは、12本のカラムポスト（絶縁支柱）で重量を支える（第2.4.7図）。カラムポストは長さ489mmで、セラミックとチタン電極が交互に接着されている。地震後の調査で、総数240本のカラム



第2.4.7図 カラムポストの交換作業

左：カラムポスト交換のためのフープ取り外し、右：フープを外した状態、1MVユニットは12本のカラムポストで支えられている。

ムポストのうち、33本にひび割れが確認された。5本のカラムポストにひび割れがある段もあり、この状態での整備作業は危険であると考え、カラムポストの交換を最優先で実施することにした。予備品及び筑波大学、東京大学の協力を得て、20本のカラムポストを準備することができたため、交換を行った。中には完全に破断しているものが4本あった。ひびの入ったものの中には、放電痕を伴ったものもあり、地震以前からひびが入っていたと推測されるものもあった。取り外したひび割れカラムポストのうち、外観上で比較的、ひびが小さいものは強度（剪断力）試験を実施し、メーカーの基準値を満たしたものは、ひびの状態の悪いカラムポストと交換し、再利用した。ひび割れのあるカラムポストがまだ13本残っているが、各段で1本以下になるように交換した。軽度なひび割れは、それほど深刻なものではないと考えている。当面は、この状態で運転を行うことにした。作業期間は目視点検、カラムフープの取り外し作業なども含めると4月中旬から約2ヶ月を要した。新たなカラムポストを入手次第、今後の定期整備時に順次交換していく予定である。

(3) タンク内ビームラインの真空リーク修理

ターミナルイオン源（TIS）はビームの初段加速を行うため、80kV高電圧デッキに設置されている。このため、高電圧デッキと接続する部分の真空ダクトには、セラミックを使用した加速管（第2.4.8図）を用いている。このセラミック部分が振動により損傷し、リークが発生していたと考えられる。ECRイオン源付近には加速管は計3本用いられており、90度分析マグネット（BM EC-1）の上下にビームダクトとして9ギャップのものが2本、イオンポンプ（IP TI-1）の上部に接続ダクトとして8ギャップのものが1本、それぞれ設置されている。リークが存在した箇所は、BM EC-1上部の9ギャップ加速管とIP TI-1上部の8ギャップ加速管であり、前者はフランジ付近のセラミックが砕けており、



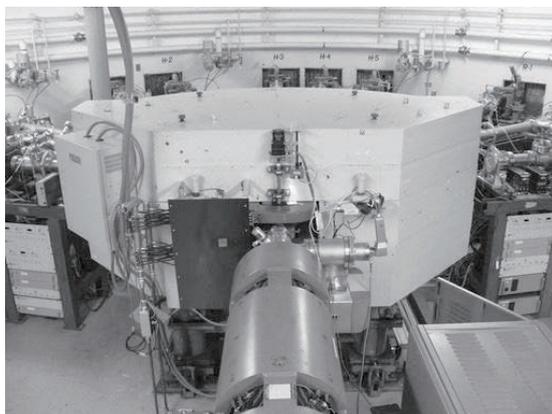
第2.4.8図 9ギャップ加速管（BM EC-1上部）

後者は目視では異常が見られなかったが、四重極形質量分析計を用いた He リークテストによりリークの存在を確認した。BM EC-1 上部の加速管は予備品と交換し、IP TI-1 上部の加速管については同型のものがなかったため、7 ギャップの加速管を代用品として交換した。加速管の交換後には、四重極形質量分析計を用いて 1.0×10^{-5} Pa 程度の真空度においてリークが無いことを確認した。

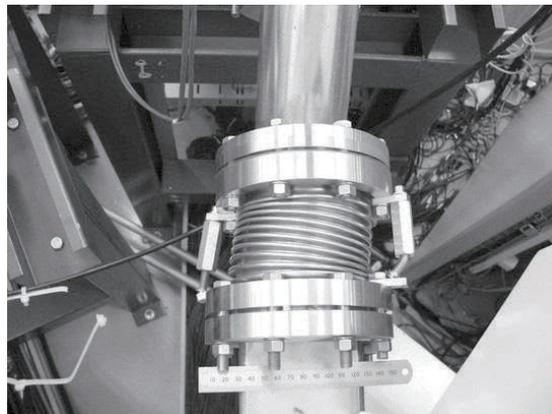
(4) 大型偏向電磁石の移動

タンデム加速器のビームを各ターゲット室に振り分けるための振分電磁石（第 2.4.9 図、BM 04-2、重量 35 トン）が地震により約 15 mm 移動した。架台の位置調整ボルトのすれ痕をみると瞬間的には 30～40 mm 移動したものと考えられる。真空チェンバーは電磁石に固定されていないため、移動によりビームラインを破損することはなかった。また、架台についても床にアンカーボルト等で固定されていないため、アンカーボルトや架台の破損もなかった。この電磁石については、そのまま基準位置へ戻した。

超伝導ブースターのエネルギー分析電磁石 (BM B4-1、重量 14 トン) と振分電磁石 (BM B4-2、重量 21 トン) は、地震によって架台固定用のアンカーボルトを一部、引き抜いて 30～40 mm 移動した。そのため、架台の周辺にアンカーボルトを打ち直し、抑え金具を製作して床への固定を行った。ブースターラインの電磁石では真空チェンバーも共に移動したため、電磁石前後のベローズが押し潰され、そのうち 1 つが破損して真空リークを起こしていた（第 2.4.10 図）。これは予備のベローズと交換を行った。また、振分電磁石については、電磁石の位置調整機構のシャフトが引きちぎられて破損したため、一旦、電磁石より取り外して修理を行った。その後にエネルギー分析電磁石、振分電磁石とも基準位置へ戻した。



第 2.4.9 図 ビームライン振分電磁石



第 2.4.10 図 押し潰されたベローズ

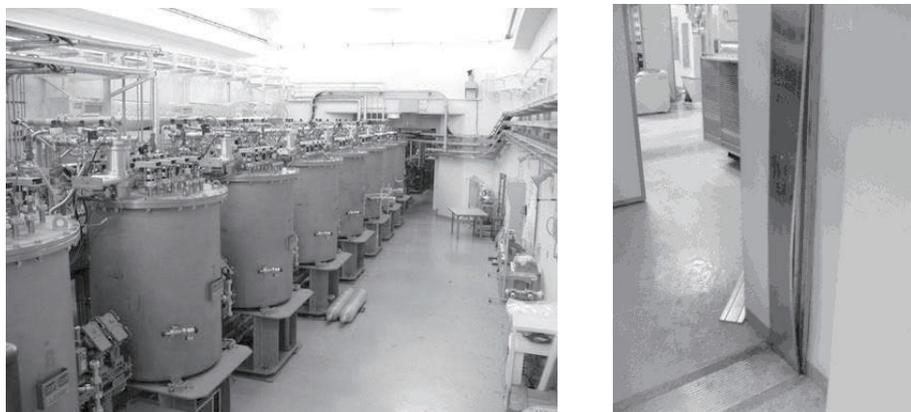
(5) 超伝導ブースターの再アライメント

超伝導ブースター建家は増築建家であり、地震によりタンデム建家との接合部でブースター側が約 10 mm 沈下し段差が生じた。平成 22 年 (2010 年) にブースタービームラインの位置計測を実施しており、ブースター建家がタンデム加速器建家との接続部分に向かって沈降する傾向があることは把握していた。今回の地震で、この傾向が増長したようである。このままではビーム

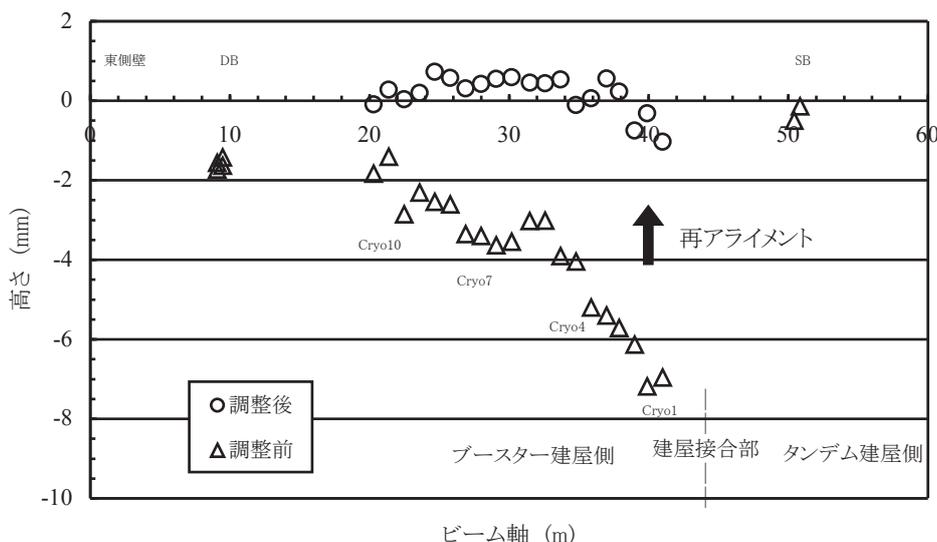
加速が困難であるので、ブースターの再アライメント（位置調整）を実施した。

ブースターの加速空洞はクライオスタット（第 2.4.11 図 真空冷凍容器、重さ 2 トン、10 台設置）に収められているため、クライオスタットごとジャッキで持ち上げて基準高さまで調整した。持ち上げた量はクライオ No.1 で約 8 mm、クライオ No.10 で約 3 mm であった（第 2.4.12 図）。横方向についてはクライオスタットのビームラインフランジに取り付けた治具の位置を元に、トランシットを用いて調整を行った。

また、クライオスタット上部の液体ヘリウム移送配管及び冷凍機バルブボックスについても高さ調整を実施した。その他のビームライン機器（四重極電磁石、ステアリング電磁石、ビームプロファイルモニター、アパーチャー等）についても順次、アライメントを行い、10 月にはビームの通過（ブースター加速なし）を確認し、11 月にはブースター加速による実験を再開した。特に問題はなく実験ができていることから、結果は良好であると判断している。



第 2.4.11 図 左：クライオスタット 写真奥がタンデム建家との接合部
右：建家接合部で段差が生じて化粧板が曲がった



第 2.4.12 図 調整前後のクライオスタットの高さ

(6) 負イオン源 高圧デッキ絶縁支柱の破損

負イオン源の高圧デッキには -240 kVの高電圧が印加されるため、セラミック製の絶縁支柱により支えられている。この高圧デッキは2台あり、1stデッキで48本、2ndデッキでは26本の絶縁支柱が使用されている。地震後の点検により、2ndデッキの絶縁支柱1本に亀裂が見つかったため交換を実施した。亀裂があった絶縁支柱を取り外すと完全に二つに破断した状態であった。

2.5 RI 製造棟の復旧

2.5.1 概要

(1) 地震発生時の様子

地震発生時、RI 製造棟は通常の運転中であった。地震発生とともに外部電源が切断され、これに伴い給排気設備及び放射線測定装置等の設備が停止した。

(2) 被害と復旧の概要

建家内におけるRI 製造棟の地震による被害の主な復旧作業は、建家と建家を接続するエキスパンション部のき裂、地下部の廃液配管及び排風機室の補修等であった。また、機器及び設備においては、セル扉破損、天井クレーン破損及びフード排気ダクト外れ等の補修等を行った。

建家外におけるRI 製造棟の地震による被害の主な復旧作業は、建家東側を中心とした地盤沈下及び汚水配管の破損等の補修である。

平成23年12月までに建家内の主要な機器設備の補修工事を完了し、平成24年1月下旬から原子力研修センターの講習を再開した。また、全ての補修工事について3月までに完了した。

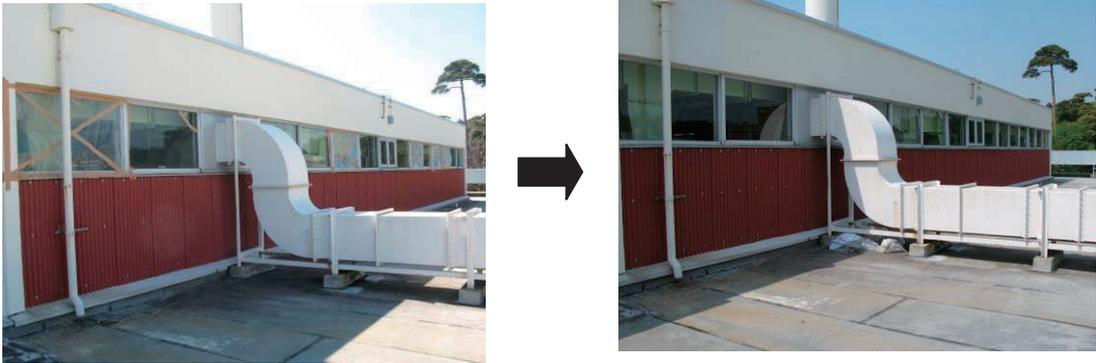
2.5.2 RI 製造棟建家の補修及び利用設備の復旧

RI 建家関係の補修は、工務技術部施設保全課への9件の工事依頼及び研究炉技術課として5件の工事発注により実施した。最も被害が大きかった2階排風機室は、建設部が実施した被災度判定で大破と診断されたため、余震により崩壊しないように最初に支柱仮補強の工事を行い、その後、躯体補修の本補修工事を行った。

東日本大震災により生じた建家、機器等の被害に対する補修項目及びその対策を以下に示す。

① RI 製造棟排風機室窓ガラスの補修

2階排風機室の窓ガラスが破損したため、ビニールシート等により応急的な措置を行った。その後、ガラスの交換を行った。(第2.5.1図)



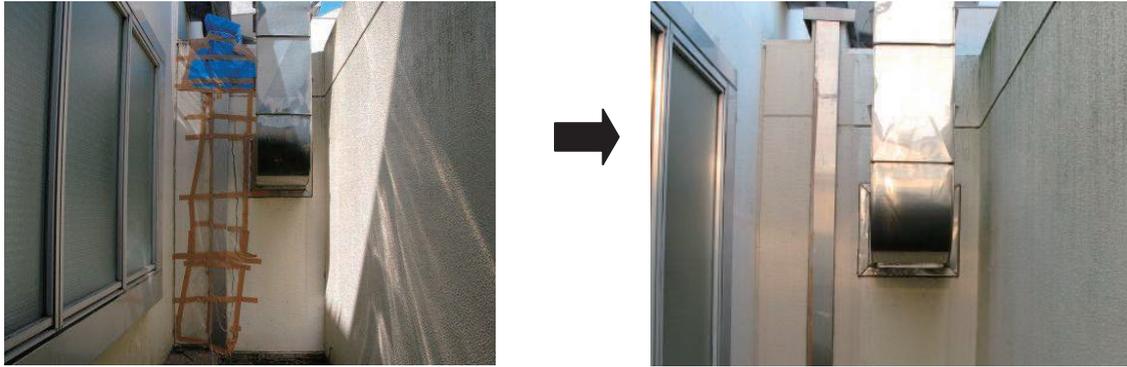
第 2.5.1 図 排風機室の応急処置状況と補修後の状況

- ② RI 製造棟 001 室他実験盤系統幹線等補修工事
建家内の電源ラインが断線したため、新たに電源を引き直した。
- ③ RI 製造棟排風機室仮補強工事
2 階排風機室の支柱等が破損したため、仮補強工事を行った。
- ④ RI 製造棟排風機室躯体補修工事
2 階排風機室支柱のき裂部を樹脂等により補修した。(第 2.5.2 図)



第 2.5.2 図 2 階排風機室支柱の破損状況と補修後の状況

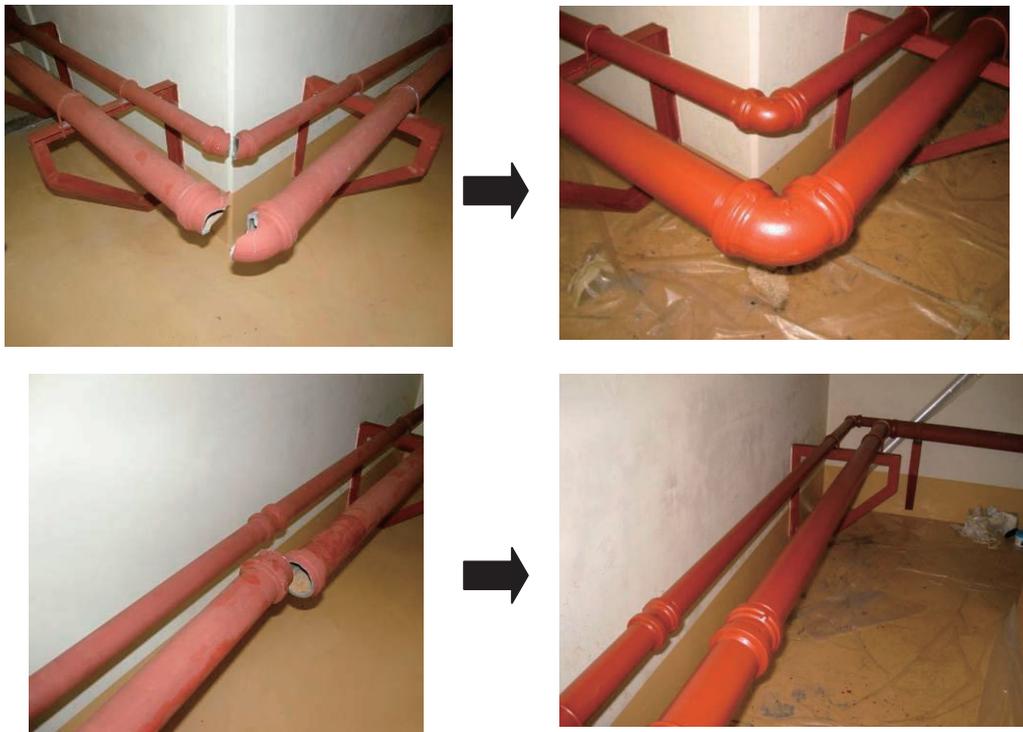
- ⑤ RI 製造棟フィルターチャンバー他基礎補修工事
第 1RI 製造棟排風機室及び第 2RI 製造棟排風機室のフィルターチャンバー基礎部にき裂が発生したため、樹脂等により補修した。
- ⑥ RI 製造棟建家エキスパンション部補修工事
300 番台建家と 600 番台建家を接続するエキスパンション部にき裂が発生したため、モルタル等で補修した。(第 2.5.3 図)



第 2.5.3 図 エキスパンション部の破損状況と補修後の状況

⑦ RI 製造棟 600 エリア廃液配管他補修工事

廃液配管が破損したため、破損配管を交換、補修した。(第 2.5.4 図)



第 2.5.4 図 600 エリア廃液配管の破損状況と補修後の状況

⑧ RI 製造棟 2F 機械室の補修

第 2 RI 製造棟機械室の壁、床にき裂が発生したため、エポキシ樹脂及び塗装等により補修した。

⑨ RI 製造棟中央通路天井クレーンレール固定部補修作業

中央廊下クレーン固定部ボルト等が外れたため、再度アンカーボルトを打ち直し補修した。

- ⑩ RI 製造棟セル扉ロック部補修作業
404 号室セル扉のロック機構が破損したため、ロック機構を溶接等により補修した。
- ⑪ RI 製造棟フード排気ダクト補修作業
405 号室排気ダクトが損傷したため、再接続後、テーピング等により接着して補修した。
- ⑫ RI 製造棟セル扉ソレイドロック部修理
304 号室セル扉ソレノイドロック機構破損のため、ソレノイド機構を製作し交換した。
- ⑬ RI 製造棟冷凍機設備の補修工事
振動により、RI 製造棟冷凍設備の内部スクリューの噛み合わせがずれたため、分解、調整を行い補修した。
- ⑭ RI 製造棟管理区域内壁床等の亀裂補修工事
建家内管理区域の壁、床にき裂等が発生したため、エポキシ樹脂及び塗装等により補修した。

2.5.3 RI 製造棟建家周りの地盤補修

RI 建家周りの地盤補修は工務技術部施設保全課に 3 件の工事を依頼し、研究炉技術課では 1 件の工事発注により実施した。東日本大震災により生じた建家周りの地盤補修及び対策を以下に示す。

① RI 製造棟建家周辺地盤沈下下部補修工事

RI 製造棟建家東側の地盤沈下により破損したアスファルトを取り除き、新たなアスファルトを敷きつめた。(第 2.5.5 図)



第 2.5.5 図 RI 製造棟周辺地盤沈下の状況と補修後の状況

- ② RI 製造棟建家シャッター開閉部床及び犬走り等補修工事
荷物等搬出口のシャッター床部分等が破損したため、モルタルにより補修を行った。
- ③ RI 製造施設倉庫シャッターの補修作業
フォークリフト用車庫シャッターが破損したため、破損したシャッターを撤去し新規シャッターを設置した。

④ RI 製造棟建家污水配管等補修工事

污水配管が破損したため、地盤を掘り起こし破損部を更新した。

2.6 DSF の復旧

2.6.1 概要

(1) 地震発生時の様子

東日本大震災の発生時、DSF の運転状況は、保管孔の循環系運転はしておらず、空調設備のみ自動運転中で、施設内に在居者はなく無人の状態であった。

課内の人員掌握の後に施設点検に向かったが、経路である国道 245 号の渋滞が激しく、地震後 40 分以上経過して北地区警備詰所に到着できたが、車載ラジオにて 10 m 以上の津波警報を受信したため一時避難した。約 2 時間後の 17 時頃、研究所内の海岸地区においても津波の浸水が確認されなかったため、再度点検に向かったが国道の渋滞は全く動かない状況のため、北通り（タンデム加速器～原電正門通り）の門扉の鍵を借用して原電正門通りまで車両で移動し、そこから徒歩にて施設に向かった。

施設建屋の外観に大きな損傷は見られず、建家周囲の地盤が多少沈下しているくらいであったが、施設の唯一の出入口である機械室建家の出入口扉枠が歪みドアの開閉が不能であった。強引にドアを開けて施設の閉鎖が困難となった場合、その後の核物質防護上の措置が困難と判断して、機材が調達できるまでは、建家外観の点検と周囲の線量サーベイの実施にとどめた。また、震災当日の夜間については、緊急時の連絡や出動に困難が予想されるため、監視要員を JRR-3 に待機して緊急時に備えた。

3 月 14 日に出入口扉をこじ開け施設内部の点検を実施したが、保管棟建家内部の壁面にひび割れが認められたが機器等には外観上損傷は見られず、卓上の書籍と筆記用具が散乱している程度であった。鉄骨造りの機械室建家内部については、筋交い及び空調ダクトの変形、床面のひび割れを確認した。施設に被害はあったが、主要部分については健全性が確保されており、安全に核燃料物質が保管されている状態であった。

(2) 被害と復旧の概要

JRR-3 使用済燃料の貯蔵施設である DSF は、保管棟建家と機械室建家から成る。保管棟建家は約 35 m×約 20 m、高さ約 14 m の地下 1 階、地上 1 階建鉄筋コンクリート造りの建物で、機械室建家は約 15 m×約 20 m、高さ約 5 m の地上 1 階建鉄骨造りの建物である。建家の被災程度調査の判定結果は、鉄筋コンクリートづくりの保管棟建家は建家壁部にひび割れが発生し、小破と診断された。鉄骨造りの機械室建家は、基礎部分と床面の一部にひび割れと、筋交いの変形、出入り口扉の変形が発生し、こちらも小破と診断された。

主要設備である使用済燃料及び核燃料物質の貯蔵設備、循環系設備、電源系統には被害はなかった。また、空調設備については一部ダクトに歪みとクラックが発生したが、補修により問題なく稼働している。

その他の設備の被害としては、出入口扉枠の歪み、トラックドアキャッチの勘合不良、浄化槽排気管サポートの脱落などが発生した。また、建屋周辺の地盤沈下は、建設時に埋め戻されたと思われる建家の周囲約 2 m 幅で発生し、犬走りの下には最大で約 20 cm の空間が発生していた。約 5 ヶ月位経過した後、排気筒付近の芝生部分及びトラックドア前の舗装部分の陥没や、機械室建家の雨漏りのなど、被災から数ヶ月経過後に明らかになる被害もあった。

2.6.2 DSF 建家の補修

DSF 建家関係の補修は工務技術部施設保全課に 5 件の工事依頼書により行ったが、DSF は主要部分については健全性が確保されていたため工事優先順位が下位に位置づけられたため、ほとんどの工事が年度末に集中することになった。5 件の工事依頼の件名を下記に示す。

- ・ DSF 建家壁床の亀裂及びひび割れ補修工事（保管棟建家）
- ・ DSF 機械室出入口扉補修工事（機械室建家）
- ・ DSF 機械室建家壁床の亀裂及びひび割れ補修工事（機械室建家）
- ・ DSF 建家の雨漏れ補修工事（機械室建家）
- ・ DSF 浄化槽排気管サポート補修工事（その他）

保管棟建家については壁面のひび割れ補修工事を実施したが、平成 23 年度中の工期が十分に確保できなかったため、建屋内 1 階の約 7 m 以下の壁面のひび割れに対してエポキシ樹脂注入による補修のみを実施した。

機械室建家関係では、床面の亀裂及びひび割れ補修はエポキシ樹脂注入および無収縮モルタルによる補修、変形した筋交い（鉄骨）については 3 ヶ所を交換（第 2.6.1 図）、出入口扉については変形したドア枠ごと交換を実施した（第 2.6.2 図）。さらに、梅雨時期に頻発した雨漏りに対処するため機械室建家の既存屋根全体を覆う形で新たに屋根を葺く工法で補修した。

浄化槽排気管サポートの補修では既存排気管は保管棟建家上部（約 14 m）まで達していたが、必要最低限の長さ（約 2.5 m）として補修を行った。



第 2.6.1 図 機械室建家の変形した筋交い（鉄骨）の補修前後の状況



扉と枠上部の隙間が無い。

第 2.6.2 図 機械室建家の出入り口扉の補修前後の状況

2.6.3 DSF 建家周りの地盤補修

建屋周辺地盤の沈下の補修は、工務技術部施設保全課に 2 件の工事依頼書により行ったが、震災から 5 月位経過した後、排気筒付近の芝生部分及びトラックドア前の舗装部分に約 60 cm 位の深さの陥没が発生したため、急遽 2 か所の試掘調査を行い、補修工事を実施した。2 件の工事依頼の件名を下記に示す。

- ・ DSF 機械室及び周辺地盤沈下補修工事
- ・ DSF トラック出入口段差及びドアキャッチ補修工事

地盤沈下の補修は周囲の芝生を剥がし、犬走り下には山砂を充填し周囲に盛り土を行い、雨水の集中による地階部分への雨水の滲出を防止した。(第 2.6.3 及び第 2.6.4 図)

トラックドア前のアスファルト舗装部分については、約 7×7 m の範囲について既存のアスファルト舗装を剥がし、碎石を敷き固めたあとアスファルト舗装を実施し陥没と段差を解消した。(第 2.6.5 図) またトラックドアキャッチについては沈降した基礎部分にコンクリートを増し打ちして補修した。



第 2.6.3 図 建家周り地盤沈下の補修前後の状況



第 2.6.4 図 排気筒付近の陥没と試掘調査の状況



第 2.6.5 図 トラック出入口の段差とその後の陥没及び補修後の状況

This is a blank page.

3. 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.

3.1 JRR-3の運転管理

3.1.1 運転

平成23年度の施設共用運転は、東日本大震災の影響によりJRR-3設備機器の健全性確認を実施している状況であるため、運転実績はなかった。

本年度の積算運転時間と出力量累計を第3.1.1表に示す。

第3.1.1表 JRR-3 運転実績表

サイクル No.	運転期間	運転時間 (hr : min)	出力量 (MWh)	出力量累計 (MWh)	計画外停止
年度当初	—	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	—

3.1.2 保守・整備

(1) 概況

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各設備の健全性を確認している状況である。東日本大震災で破損した機器類の復旧作業も含めて、以下の主な保守・整備を実施した。

(2) 主な保守整備

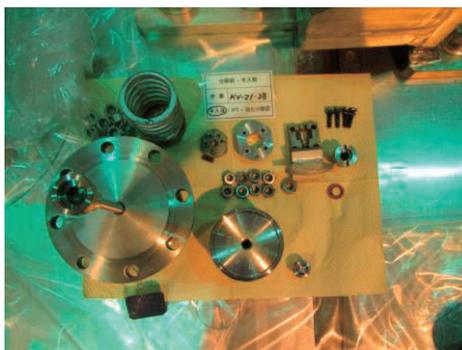
1) サイフォンブレイク弁の分解点検

サイフォンブレイク弁（第3.1.1図）は、原子炉プールの冠水維持設備の一つであり、炉心出口配管に2基設置されている。

サイフォンブレイク弁の分解点検は、JRR-3原子炉施設保全計画に基づき、その健全性を確認するために約10年に1回の頻度で実施しており、JRR-3の改造以降、平成9年度に第1回目、平成12年度に第2回目の分解点検を行い、今回が第3回目となる。分解点検は、以下の手順により実施し、健全性が維持されていることを確認した。

① 分解点検

ソレノイドコイル装着状態でヨークのフランジから取り外した後、弁棒、弁体、パイロット弁体を一体として、取り外した。その後、手入れ及び当たり面の摺合せを行い、液体浸透探傷検査にて有害な傷がないことを確認した。



第3.1.1図 サイフォンブレーク弁の部品手入れ

② リミットスイッチ交換

サイフォンブレーク弁の開閉信号及びスクラム作動信号のリミットスイッチを交換し、調整を行った。

③ 復旧

弁棒、弁体及びヨークの組立を行った。組立に当っては弁フランジのガスケットを交換した。

④ ソレノイドコイルの健全性確認

コイルの巻線抵抗及び絶縁抵抗を測定し、基準値内であることを確認した。

⑤ 作動検査

サイフォンブレーク弁の開閉操作を実施し、異音がなく、円滑に作動することを確認した。

2) 1次冷却材熱交換器No.1の開放点検

1次冷却材熱交換器は、原子炉運転中に炉心から発生した熱を2次冷却設備に伝えるための設備であり、2基設置されている。第3.1.2図に1次冷却材熱交換器の概略図を示す。

1次冷却材熱交換器の開放点検は、JRR-3原子炉施設保全計画に基づき、その健全性を確認するため約10年に1回の頻度で実施している。1次冷却材熱交換器No.1については、JRR-3の改造以降、平成12年度に第1回目の開放点検を実施して以来、今回が2回目となる。

開放点検では、熱交換器の2次側である前水室及び後平板を取り外し、水室、管板、伝熱管内部の清掃を行った後、水室、管板の溶接線及びフランジシート面の浸透探傷検査並びに伝熱管の渦流探傷検査を実施した。また、平成21年度に実施した1次冷却材熱交換器No.2開放点検において開放点検に用いるポンプ室天井の吊り金具の1箇所曲がり確認されたこと及び吊り金具が少なく作業性に影響があることが確認されたことから、曲がりのある吊り金具の補修を行うとともに、後平板側の天井の4箇所に吊り金具を増設する作業を実施した。これにより、重量物である後平板を移送する際の安全性をさらに高めることができた。

開放点検の結果として、熱交換器の内部において有害な傷及び著しい変形は見られなかった。熱交換器復旧後の漏えい検査においても異常はなく、1次冷却材熱交換器No.1の健全性が維持されていることを確認した。浸透探傷検査及び渦流探傷検査の結果について以下に示す。

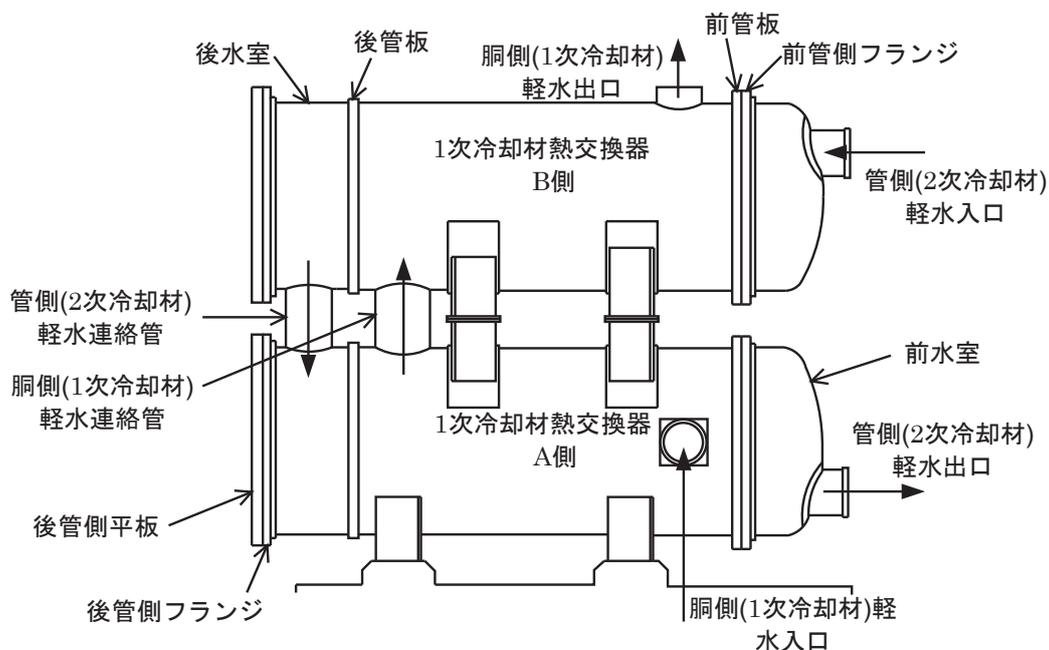
① 浸透探傷検査

水室及び後平板の溶接部の数箇所に腐食痕、孔食等が確認されたが、今後の使用に支障はないと判断される。

② 渦流探傷検査

伝熱管全数(5496本)について渦流探傷検査を実施した結果、内面傷7箇所、打痕12箇所が

検出されたが、健全性が損なわれるようなものではない。また、伝熱管の推定減肉率については、30 %を超えるものが2箇所(最大31 %)確認されたが、前回の検査から減肉率の進行は認められない。なお、伝熱管の耐圧計算から減肉率50 %(0.5 mm相当の減肉)を目安としており、健全性は維持されていると判断される。



第3.1.2図 1次冷却材熱交換器概略図

3) ポンプの分解点検

今回は、1次冷却材ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、原子炉プール水浄化ポンプ、廃樹脂移送水ポンプについて分解点検を実施した。第3.1.2表 に各ポンプの仕様を、以下にそれぞれの詳細を示す。

3)-1 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプは、炉心及び炉心構造物で発生する熱を除去する目的で、主ポンプ2基及び補助ポンプ2基の合計4基のポンプが原子建家地下1次区画に設置されている。1次冷却材ポンプの保守管理として、施設定期自主検査毎に分解点検を実施し、健全性を確認するとともに消耗品の交換を実施している。今回の分解点検は外観検査、液体浸透探傷検査、センターリング測定、漏えい検査、性能・機能検査の点検内容の他に補助ポンプ電動機2基の更新を行った。補助ポンプ電動機は前回の更新から約11年が経過するため、絶縁材の劣化及び軸受けの劣化を考慮し、予防保全の観点から補助ポンプ電動機の更新を行った。また、以下の検査により性能が維持されていることを確認した。

① 外観検査

ケーシング内部、シャフト両端、シャフトスリーブ、カップリング、ベアリングブラケ

ット、シールカバー、各ボルトについて目視により異常のないことを確認した。

② 液体浸透探傷検査

シャフト両端、キー、インペラ、ケーシングウェアリングについて、液体浸透探傷検査を行い、前回点検と同箇所に傷が見られたが、進展はなく機能上問題ないことを確認した。

③ 1次冷却材補助ポンプ電動機の更新

1次冷却材補助ポンプ電動機を2基更新した。ポンプと接続する前に無負荷試験を行い、電流、温度、振動の測定、回転方向を確認し、製作メーカーの基準値内であることを確認した。

④ センターリング測定

ポンプ組立後において、ポンプ本体と電動機のセンターリング測定を行い、測定値が製作メーカーの基準値内となるように調整を行った。

⑤ 漏えい検査

分解点検終了後、ポンプの水張り時及び運転時に継手部等からの漏えいがないことを確認した。

⑥ 性能・機能検査

性能検査は各ポンプを単体で作動し、ポンプの性能を確認する性能検査を実施した。性能検査では絶縁抵抗測定、各ポンプの温度、振動、騒音、揚程等を測定した。

機能検査では1次冷却材ポンプを「高設定」（主ポンプ及び補助ポンプの並列運転）及び「低設定」（補助ポンプのみの運転）で運転し、ポンプ及び1次冷却系統の各流量、圧力が所定の性能を満足すること及び異常な振動、異音がないことを確認した。また熱交換器2基の流量バランスを確認するとともに、熱交換器の1次冷却系入口圧力と2次冷却系出口圧力の値を比較し、2次冷却系出口圧力が高いことを確認した。

3)-2 原子炉プール水浄化ポンプ

JRR-3には原子炉プール水の水質を維持するため原子炉プール水浄化系設備が設置されており、浄化ポンプ、イオン交換樹脂塔、前置フィルタ、後置フィルタ、弁（電気作動弁を含む）、配管等で構成されている。

原子炉プール水浄化ポンプは、設置以来約22年が経過しており、当該ポンプの性能を維持するために点検・整備を行い、消耗部品等の交換を実施した。以下にポンプ仕様及び分解点検の手順を示す。

① ポンプ分解点検

ポンプを分解し、インペラ、ロータスリーブ等各部品に異常がないことを確認するとともに手入れを行い、液体浸透探傷検査にて有害な傷がないことを確認した。その後、各部品について寸法測定を行い、判定基準を満足していることを確認した。

② ステータの更新

当該ポンプは、設置以来約22年が経過することから、予防保全としてステータ（電動機に相当）を更新した。更新に当たっては、絶縁抵抗及び巻線抵抗の測定、サーモスタットの導通確認を行い、異常のないことを確認した。

③ ポンプ組立

ポンプ組立時にシャフトスリーブ、ベアリング、ガスケット等の部品を交換し復旧した。

④ 漏えい検査

静圧及び動圧状態での漏えい検査を実施し、フランジ部及び継手部から漏えいがないことを確認した。

⑤ 作動検査

ポンプを運転し、異音、振動等がなく円滑に作動していることを確認するとともに、流量、揚程、温度等の測定を行い、判定基準を満足していることを確認した。

3)-3 廃樹脂移送水ポンプ

JRR-3 には原子炉プール水浄化系等で使用したイオン交換樹脂（廃樹脂）を一時保管するため廃樹脂貯留設備が設置されており、移送水ポンプ、廃樹脂貯留タンク、移送水タンク、弁、配管等で構成されている。

廃樹脂移送水ポンプについて、平成9年に第1回目の分解点検を実施し、今回が第2回目の分解点検となる。分解点検は、以下の手順により実施し、健全性が維持されていることを確認した。

① ポンプ分解点検

ポンプを分解し、インペラ、シャフト等各部品に異常がないことを確認するとともに手入れを行い、液体浸透探傷検査にて有害な傷がないことを確認した。

② ポンプ組立

ポンプ組立時に、メカニカルシール、ベアリング、ガスケット等の消耗部品等を交換しセンターリング調整を行い復旧した。

③ 漏えい検査

静圧及び動圧状態での漏えい検査を実施し、フランジ部及び継手部から漏えいがないことを確認した。

④ 作動検査

ポンプを運転し、異音、振動等がなく円滑に作動していることを確認するとともに、流量、揚程、温度等の測定を行い、判定基準を満足していることを確認した。

4) 原子炉プール水浄化系主要弁駆動部の分解点検

原子炉プール水浄化系設備の構成機器の1つである電気作動弁の駆動部は、KV26-01が平成10年に実施した第1回目の点検から約12年、KV26-12が設置以来約22年が経過しており、当該機器の性能を維持するために、分解点検・整備を行い、消耗部品等の交換を実施した。以下に分解点検の手順を示す。

① 駆動部分解点検

原子炉プール水浄化系電動弁（KV26-01,KV26-12）より駆動部を取り外し、受注業者の工場へ持出し分解点検（C級点検）を実施した。分解点検は、駆動部外観、電気室内の点検を実施し、ギア、シャフト、モータ等の点検及び手入れを行い、各ベアリング、リミットスイッチ等の消耗部品を交換した。

② 復旧

工場にてグリース、ガスケット、Oリング等の消耗部品の交換及び組立を実施した後、炉室内へ搬入し、原子炉プール水浄化系電動弁（KV26-01,KV26-12）へ取付け復旧した。

③ 作動検査

弁の開閉を行い、異音、振動等がなく円滑に作動していることを確認するとともに、絶縁抵抗、モータ巻線抵抗、電流等の測定を行い、判定基準を満足していることを確認した。

5) 燃料管理施設シャッターの更新

JRR-3燃料管理施設には、炉室等への大型機器搬入のためのシャッターが設置されている。当該シャッターは設置以来約25年が経過しているため、安全を確保するとともに性能の維持を図ることを目的に全面改修工事を行い当該シャッターを更新した。

① 作業前準備

シャッターの全面改修工事に伴い、管理区域（第1種）を一時的に解除する必要があるため作業区域に仮間仕切りを設置し、線量当量率、表面密度、空气中濃度の測定を行い、解除基準を満足することを確認した後、原子力科学研究所原子炉施設保安規定第2編第12条第4項及び原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定第2編第11条第4項に基づき、管理区域の一時解除（原子力科学研究所放射線障害予防規定第54条に基づき管理区域遵守事項を適用除外）を実施した。

② 撤去作業

ガイドレール、床見切りアングル周囲のコンクリートにカッター入れ、モルタルのはつり及び撤去を行い、その後ガイドレール、床見切りアングル、スラット、ケース、駆動部の順に既設シャッターを撤去した。

③ 更新作業

駆動部、ステンレスガイドレール、床見切りアングル、ステンレススラット、ケースの順に新たなシャッターを取り付け、モルタル充填及びシーリングを行った。また、外壁及びケースの塗装を行うとともに、シャッターには管理区域等の標識を取り付けた。

④ 復旧

原子力科学研究所原子炉施設保安規定第2編第12条第4項及び原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定第2編第11条第4項に基づき、管理区域の一時解除（原子力科学研究所放射線障害予防規定第54条に基づき管理区域遵守事項の適用除外）を終了し、仮間仕切りの解体を行うとともに、作業区域周辺の床面及び内壁の塗装を行い復旧した。

⑤ 作動検査

シャッターを電動により開閉させ異音、振動なく円滑に作動することを確認した。

6) 管理区域入退室管理装置の更新

管理区域入退室管理装置は主に管理用PC、ガラスバッジ着用管理装置（入退室時に通過するゲート）及びシリアル(RS-232C)ボード、光通信ケーブルインフラ類で構成されている。これらはすべて設置後20年が経過し、過去に小さいトラブルを繰り返しており、全面更新が望まれている。今回はその一部として管理用PCを更新し、入退室者管理ソフトウェアを汎用性の高いマイクロソフトエクセルを用いて作成した。また、実験利用棟出入管理室にはフリーソフトとして使用可能

なUltra VNCを用いて入室者を表示させた。以上の2点から、更新及び今後の保守に係る費用及び労力を大幅に削減できた。平成23年6月頃から運用を開始し、大小のアップデートを重ねつつ、ほぼ確実に動作している。今後は、より確実な動作のための改良、入室者表示形式の改善を検討していく予定である。

7) 2次冷却系伸縮継手の交換

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、共同溝と建家が不等沈下した。そのため、2次冷却系伸縮継手が許容できる伸縮量を超えてしまい、原子炉運転中の圧力及び配管の温度変化による伸縮を吸収できない可能性があるため、2次冷却塔ポンプ室周辺に敷設してある伸縮継手7式を交換した。(第3.1.3図)

① 伸縮継手の面間の測定

伸縮継手を製作するため、現状の伸縮継手が取り付けである面間、偏心及び捻じれについて各4か所ずつ測定を実施し、測定値に基づいて伸縮継手を製作した。

② 伸縮継手の交換

既設の伸縮継手を取り外し、フランジ面の手入れを行ったあとに、シールペーストを塗布し新たに製作した伸縮継手を取り付けた。

③ 漏えい検査

すべての伸縮継手の交換が終了した後に、2次冷却系配管に水張りをを行い、静水圧での漏えい試験を実施し、漏水が無いことを確認した。また、2次冷却系を運転し、運転圧での漏えい試験を実施し、漏水及び異常が無いことを確認した。



第3.1.3図 2次冷却系伸縮継手

8) 炉心点検

本点検の主な内容は、制御棒案内管の間隔測定、標準燃料要素点検、フォロア型燃料要素点検、制御棒管内駆動部点検、照射筒及び照射プラグ点検、炉心構造物点検である。耐放射線水中カメラにて炉心を調査した結果、地震の影響は見られなかった。以下に作業内容を示す。

① 制御棒案内管の間隔測定

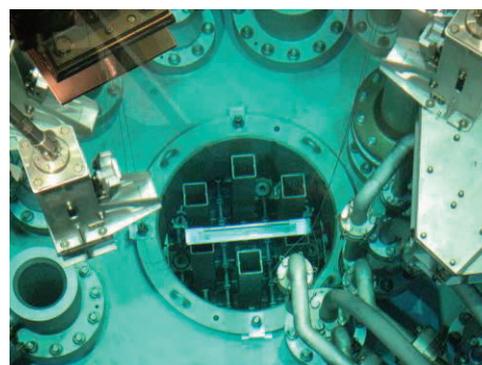
燃料要素が炉心に入っている状態で、制御棒案内管の間隔測定を実施した。測定はS-1とS-2、S-1とR-1、R-1とR-2、R-2とS-2、Sa-1とSa-2の間隔を測定した。測定の結果、ほぼ設計と同じ値であった。

② 燃料要素等の取出し・外観点検

東日本大震災後の炉心構造物の健全性を確認するため、まず標準燃料要素、照射筒及び照射プラグ、フォロア型燃料要素、中性子吸収体、管内駆動部を炉心から取り出した。その際に、双眼鏡や耐放射線水中カメラを使い点検を行った。なお、照射プラグの取扱は研究炉利用課に依頼し実施した。点検の結果、異常は見られなかった。

③ 炉心構造物の外観点検

炉心構造物は炉心構造体（格子板、格子板支持胴、プレナム、制御棒案内管、制御棒案内管受座、ベースプレート）、重水タンク、照射筒、ベリリウム反射体から構成されている。地震の影響により破損している箇所がないことを確認するため炉心に耐放射線水中カメラを入れて撮影し記録した。点検の結果、異常は見られなかった。



第 3.1.4 図 制御棒案内管の間隔測定

④ 復旧作業

耐放射線水中カメラにて炉心の健全性を確認した後、燃料要素等の復旧作業を行った。

⑤ 制御棒案内管の間隔測定

炉心を復旧したあとに制御棒案内管の間隔にずれが生じてないか確認するため、間隔測定を実施した。作業手順は第①項と同様である。測定の結果、第①項とほぼ同じ値であった。

第 3.1.2 表 各ポンプの仕様

	1次冷却材 主ポンプ	1次冷却材 補助ポンプ	原子炉プール 浄化ポンプ	廃樹脂移送水 ポンプ
出力 (kW)	250	5.5	5.5	7.5
回転数 (rpm)	1500	1000	2870	2900
揚程 (m)	46	4	35	60
最高使用圧力 (MPa)	8.00	8.00	0.78	0.78
流量 (m ³ /h)	1200/基	270/基	25	10

3.1.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

平成24年3月に第L21次取替用燃料体20体（標準型燃料体14体、フォローワ型燃料体6体）の受入を行った。また受入検査は次年度4月に実施した。

(2) 燃料交換

平成 23 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23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）の受入れはなかったが、炉心点検により、炉心内の標準型燃料について全数（26体）使用済燃料プールへ一時仮置きし、点検終了後に炉心へ戻した。

また、研究炉使用済燃料の対米輸送等による搬出はなかった。従って、在庫量増減はなかった。なお、貯槽No.1で貯蔵中の旧JRR-3の使用済燃料である二酸化ウラン燃料体、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無いことを確認した。各貯蔵設備の放射能濃度は、年度を通じて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 $3.19 \times 10^{-1} \sim 3.30 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

使用済燃料貯槽 No.1 : 検出限界以下（検出限界 $8.07 \times 10^{-1} \sim 5.03 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

使用済燃料貯槽 No.2 : 検出限界以下（検出限界 $5.23 \times 10^{-1} \sim 4.82 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

保管孔(DSF) : $8.35 \times 10^{-3} \sim 1.01 \times 10^{-2}$ Bq/ml

3.1.4 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、中性子導管更新作業、1次冷却材主要弁及びサイフォンブレイク弁の分解点検、1次冷却材主ポンプ等の点検作業、重水ポンプ分解点検、原子炉建家他補修工事等であった。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。また、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により、物品搬入時に汚染検査を実施し、持出物品に係る表面密度を超えたものを持ち込まないよう適切に管理した。

(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第 3.1.3 表に示す。なお、使用済燃料貯蔵施設における放射性廃液（廃液量：4.2 m³）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。放出気体状放射性物質の ⁴¹Ar の放出はなく、³H の年間放出量はそれぞれ 1.2×10^{11} Bq であり、放出管理目標値の 1.6 %であった。

(3) 実効線量

JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量を第 3.1.4 表に示す。

第 3.1.3 表 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	
年間放出量 (Bq/y)	0	1.2×10 ¹¹	0	3.6×10 ⁵ *	5.4×10 ⁸	1.1×10 ⁶	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	<1.6×10 ⁻³	<1.7×10 ⁻³	<3.5×10 ⁻⁹	<2.0×10 ⁻⁸	3.2×10 ⁰	6.5×10 ⁻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

第 3.1.4 表 JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
従事者数 (人)	857	701	739	544	950
総線量 (人・mSv)	0.0	0.2	1.0	0.1	1.3
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.2	0.4	0.1	0.4

(個人線量計：ガラスバッジ)

3.1.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

前年度の JRR-3 における装荷重水量は 7,362.08 kg である。補給重水量として 2.40kg の変動があり、今年度末の装荷重水量は 7,364.48 kg である。

前年度の JRR-3 における未使用重水量は 148.88 kg である。重水タンクへ 2.40 kg 補給、重水の棚卸しに伴う計量調整としての変動がなかったため、未使用重水の在庫量は 146.48 kg となる。前年度の JRR-3 における回収重水量は 0.00 kg である。変動がなかったため、年度末の回収重水量は 16,048kg である。

前年度の JRR-4 における装荷重水量は 368.45 kg であった。変動がなかったため、年度末の装荷重水量は 368.45 kg である。

重水の管理状況を第 3.1.5 表～第 3.1.7 表に示す。

(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第 3.1.8 表に示す。分析結果に異常はなく、水・ガスは適切に管理している。

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 5.68～6.18 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 0.94～1.54 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。

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 5.61～6.21 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、樹脂の劣化が認められなかったため、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、原子炉運転がなく、行わなかった。

第 3.1.5 表 JRR-3 および JRR-4 の装荷重水量

	平成 22 年度末	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	平成 23 年度末
	装荷重水量(kg)				装荷重水量(kg)
JRR-3	7,362.08	2.40	0.00	0.00	7364.48
JRR-4	368.45	0.00	0.00	0.00	368.45
合計(kg)	7,730.53	2.40	0.00	0.00	7732.93

第 3.1.6 表 JRR-3 未使用重水保管量

平成 22 年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成 23 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)
148.88	0.00	0.00	2.40	0.00	146.48

第 3.1.7 表 JRR-3 の回収重水量

平成 22 年度末	受入れ(kg)			払出し(kg)			平成 23 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

第 3.1.8 表 JRR-3 水・ガス測定結果

系 統	項 目		管理基準値	測 定 結 果
1 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.68 ~ 6.18
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.94 ~ 1.54
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³)		—	9.87×10 ² ~ 9.95×10 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	5.61 ~ 6.21
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	1.08 ~ 2.21
反射体重水	トリチウム濃度 (Bq/cm ³) *1)		—	1.67×10 ⁸

*1) 平成 24 年 1 月 13 日現在の値

3.1.6 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、適切な水質管理を行った。平成23年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を第3.1.9表に示す。

震災後約2ヶ月間にわたる各設備の点検や管理区域内への立入制限措置等のため、この間の貯槽水の精製運転を停止して水位の管理のみの実施であったが、各貯槽においては、水素イオン濃度指数 (pH)、導電率等に大きな変動はなかった。ただし、トリチウム濃度については約2ヶ月間で5~6倍位上昇した。これは、この間の換気停止による空気中のトリチウム濃度上昇の影響と思われる。

2) 使用済燃料貯蔵施設 (DSF) 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、プロセス放射線モニタ等) に対して、空気作動弁及び除湿機の分解点検を行い、機能及び性能を維持し

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。

第3.1.9表 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	5.3～6.2	5.5～6.1
導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	10.0 以下	0.10	0.09～0.10
トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	5.6～6.6	2.5～3.0
温度 ($^{\circ}\text{C}$)	—	15.0～23.0	13.0～23.0

3.2 JRR-4の運転管理

3.2.1 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週の施設共用運転を実施している。平成23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、JRR-4の多くの施設が被災したため、運転を取り止めこれらの復旧作業を行った。

平成23年度におけるJRR-4運転実績表を第3.2.1表に示す。

第3.2.1表 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	—
2011 .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
2012 .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24年3月31日現在

3.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成23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、非常用排気設備の遮断弁の分解点検及びプールライニング健全性確認作業である。

(2) 主な保守整備

1) 非常用排気設備の遮断弁の分解点検

自主保安に係る点検として非常用排気設備の遮断弁について、部品交換及び分解点検を実施した。弁体組み立て後、漏えい試験及び作動試験を行い、正常に機能することを確認した。

2) プールライニング健全性確認作業

予防保全のため、No.1 プールライニングについて非破壊検査を実施した。

3.2.3 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、燃料の移動に伴う核燃料物質所内移動票の起票を行った。平成 23 年 10 月及び平成 23 年 12 月に実在庫検査を行い、文部科学省（核物質管理センター）の検認を受けた。

(2) 燃料交換

本年度は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災を受けて被災した設備の復旧及び健全性確認を行うため、施設定期自主検査期間を延長した。そのため、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。

その他の燃料取り扱いとしては、地震後の炉心及び燃料要素の点検のため、平成 23 年 5 月 30 日に炉心燃料全数を炉心外に取り出した。炉心点検完了後、平成 23 年 6 月 6 日～6 月 9 日にかけて、燃料要素の炉心への再装荷作業を実施した。

(3) 反応度管理

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災のため、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% $\Delta k/k$ のままであった。

第 3.2.1 図に JRR-4 炉心過剰反応度の推移を示す。

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

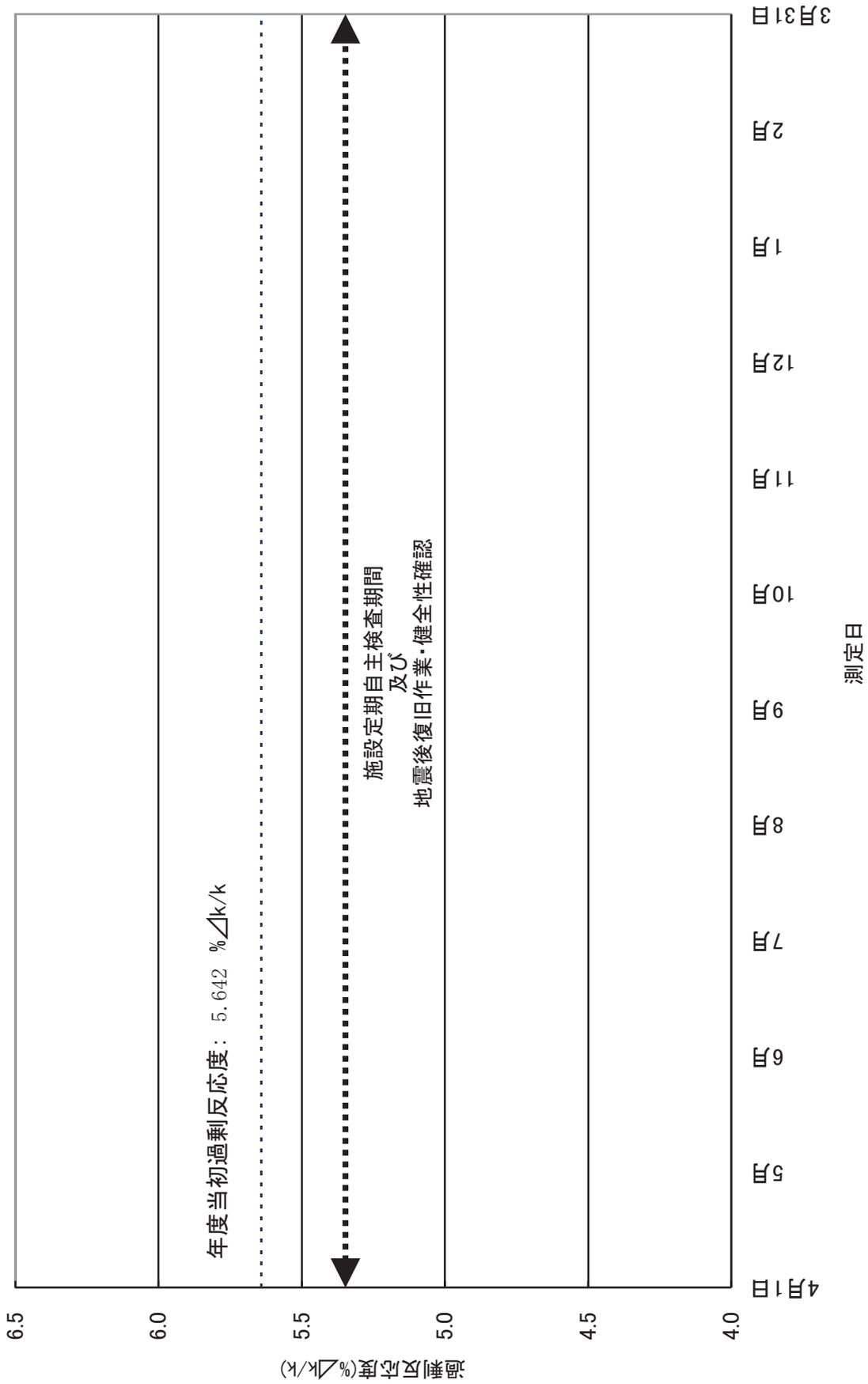
平成23年度において、使用済燃料の在庫量は増加していない。

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。

No1 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.79 \times 10^{-1} \sim 1.89 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

No2 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.79 \times 10^{-1} \sim 1.89 \times 10^{-1}$ Bq/ml)



第3.2.1 図 JRR-4 炉心過剩反応度推移

3.2.4 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、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災の影響による原子炉施設の復旧作業であった。この主な作業は、廃液送水管の補修作業、排風機室壁面補修作業、プールライニング健全性確認作業、炉室等クラック補修工事、炉室天井補修作業、使用済燃料貯蔵器の健全性確認作業及びローディングドック B 接続部補修作業であった。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第 3.2.2 表に示す。本年度は、原子炉の運転がなかったため、 ^{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第 3.2.3 表に示す。

3.2.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

平成 23 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、368.45kg であった。

(2) 水・ガス管理

3,500kW 定常運転時の水質分析は、運転が無かったため行わなかった。

3.2.6 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。

第 3.2.2 表 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	^{134}Cs	^{137}Cs	^3H
年間放出量 (Bq/y)	0	0	1.8×10^4 *	—	2.6×10^5 *	2.8×10^5 *	2.2×10^7
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.8 \times 10^{-9}$	$<1.2 \times 10^{-8}$	$<3.2 \times 10^{-3}$	$<4.2 \times 10^{-3}$	$<4.8 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-1}$

*: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

第 3.2.3 表 JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
従事者数 (人)	76	64	100	91	170
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
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)

3.3 NSRRの運転管理

3.3.1 運転

(1) 概況

平成 23 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。プール水測定結果を第 3.3.1 表に示す。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 6.02～6.91 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 0.16～0.36 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 6.25～6.70 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 0.15～0.58 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値 (1.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下) の範囲であった。

3.3.2 保守・整備

(1) 概況

平成 23 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 日より第 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ている。また、特定化学設備の定期自主検査を実施した。その他、高経年化対策として原子炉建家屋根の防水処理を実施している。

(2) 本年度において主に実施した保守整備

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と 2 年に 1 回の実施が義務付けられている純水製造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は、塩酸貯槽の開放点検を含めた、配管、弁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

①防水処理工事計画

NSRR の原子炉建家は設置後 30 年以上を経過しており、これまで主要な部分については定期的な確認及び補修等を行ってきた。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を施した構造となっている。第 3.3.1 図に NSRR 原子炉建家屋根・天井

断面図を示す。アルミ瓦棒は昭和 57 年に葺き替えを行っているが、表面に塩害等による腐食が散見されるようになっていた。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、既設アルミ瓦棒葺の上にステンレス製の保護板を被せて防水処理を施すこととした。これは先ず、支持金物（台座付きボルト）を屋根ライニングに溶接で取り付け、その上に保護板を止めるものである。第 3.3.2 図に保護板設置概略図を示す。平成 23 年 10 月 31 日に作業を開始したが、12 月 20 日、支持金物取付けのための溶接作業で火災が発生したため、作業を中断した。

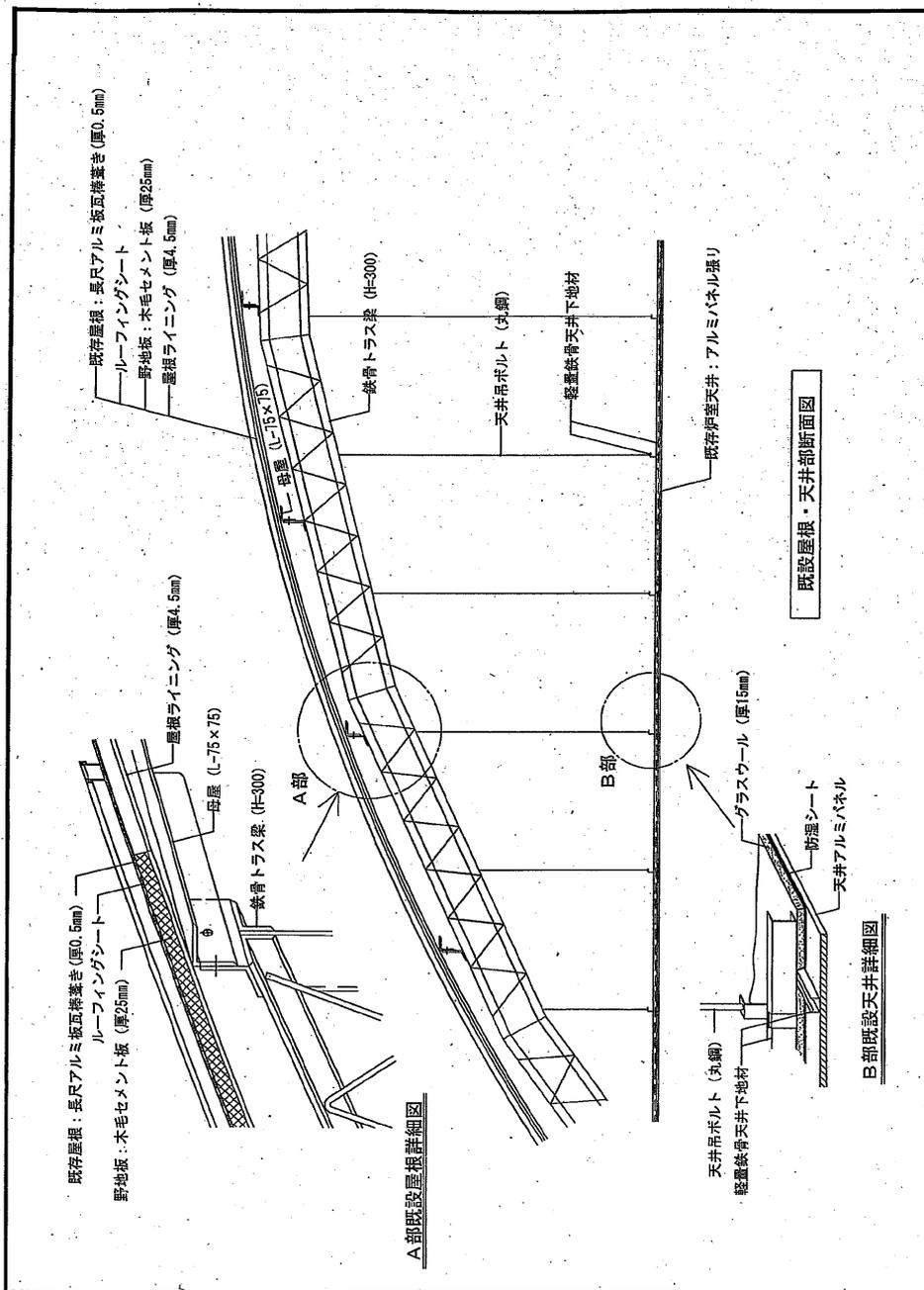
②溶接作業で生じた火災とその対応

補修工事は平成 23 年 10 月 31 日から開始し平成 24 年度にかけて実施しており、平成 23 年 12 月 15 日から保護板を屋根に固定するための支持金物（台座付きボルト）約 1100 個を屋根ライニング（下地プレート：厚さ 4.5 mm の鉄板）に溶接する作業を行っていた。平成 23 年 12 月 20 日その溶接作業において、作業員が溶接中にライニングに穴の開いたことに気付き作業を中断したが、屋根上では煙や匂い等は確認できなかった。しかし、原子炉建家内に入室した職員により異臭があるとの連絡を受け、火災の発生を確認した。これは、溶接の熱により屋根ライニングが溶け、溶融物が原子炉建家天井裏に落下し可燃性の防湿シート材に延焼し火災が発生したものである。第 3.3.3 図に延焼した防湿シートの一部を示す。

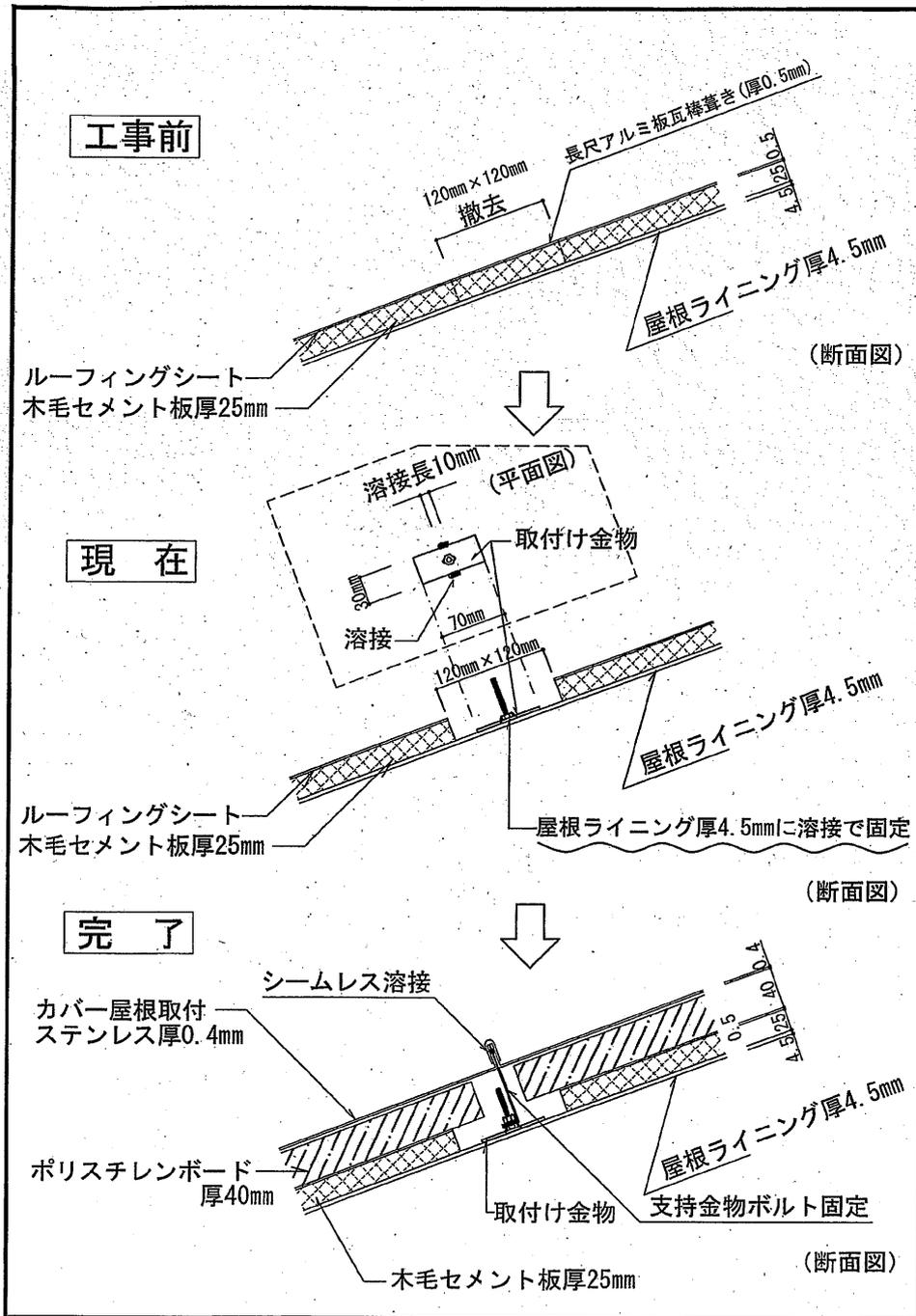
施設の影響としては、火災により落下物等が原子炉プール内に落下した形跡はなく異常も認められなかった。また、火災の際の炉室排気系統のフィルタの目詰まりもなく、排気設備にも異常はなかった。環境への影響も、負圧が維持されていたことから放射性物質の漏えいはなく、排気モニタ及びモニタリングポストのデータも異常は見られなかった。また、火災発生に伴う職員等の放射線被ばくや人的被害もなかった。

原因については、原子力科学研究所内に「NSRR 火災に係る原因調査委員会」を設置し、火災の発生について分析を行い、溶接作業での加熱時間の超過が直接的な原因であるとされた。溶接面の観察から鏽等による溶接面の不陸により屋根ライニングと支持金物との間に隙間があり加熱に通常以上の時間がかかったため、加熱超過で溶融に至ったこと。また、これまでの経験上同様の作業において穴があくことはないということを前提にしていたため、防火養生を施していなかったことが要因であると判断された。

本工事において屋根ライニングの穴のあいた箇所については、設計及び工事の方法の認可手続きを行い穴の補修を行うこととなった。また、再発防止対策として溶接を行う作業においては施工前に十分な検討を行い、詳細な要領書を作成し施工管理を強化すること。また、実際の溶接作業では現場の状況に応じて安全確認を行い、防火対策を徹底することとなった。また、所内で共用している要領書及びマニュアルについて、「リスクアセスメントの実施要領」及び「工事・作業安全マニュアル」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て行うこととした。



第 3.3.1 図に NSRR 原子炉建家屋根・天井断面図



第 3.3.2 図に保護板設置概略図



第 3.3.3 図に延焼した防湿シートの一部

第 3.3.1 表 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	6.02~6.91
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.16~0.36
燃料貯留プール水pH	5.5 ~ 7.5	6.25~6.70
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.15~0.58
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

3.3.3 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 23 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) NSRR の実験用燃料の管理

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 23 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 2 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 23 年 6 月に行っている。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。

3.3.4 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、照射済燃料実験カプセルの組立作業、未照射燃料実験カプセルの解体作業及び未照射燃料実験の照射後試験等であった。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第 3.3.2 表に示す。放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は 0 Bq であり、放出管理目標値(4.4×10^{13} Bq)以下であった。

(3) 実効線量

NSRR における放射線業務従事者の実効線量を第 3.3.3 表に示す。

第 3.3.2 表 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	1.5×10 ⁵
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	<3.6×10 ⁻³	<9.1×10 ⁻⁹	<1.4×10 ⁻⁷	<7.8×10 ⁻¹⁰	2.6×10 ⁻³

第 3.3.3 表 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)	44	69	69	73	130
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)

3.4 タンデム加速器の運転管理

3.4.1 運転

(1) 概況

平成 23 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、上期を 9 月 15 日から 12 月 14 日まで実施した。下期は平成 24 年 2 月 13 日から 6 月 27 日まで行う予定である。

上期については、平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災によってタンデム加速器でも多数の被害を受けたが、設備及び加速器の復旧作業を実施し、8 月末には震災前の状況までほぼ復旧することができた。9 月 1 日には加速器タンクに SF₆ ガスを充填しコンディショニング運転を 9 月 14 日までの 2 週間にわたって行った。加速管の状態に問題はなく順調にコンディショニングを行うことができ、機器類の健全性も確認できたため 9 月 15 日から上期のマシンタイムを開始することができた。

下期のマシンタイム期間は年度をまたいで平成 24 年度まで入っているが、これは震災の影響によって当初予定していた実験ができなかったことにより、下期の実験申込み日数が増加したためである。また、下期マシンタイム途中でターミナルイオン源を使用時に時折、ビームが不安定となり、一部の実験者から希望するような安定度で実験ができなかったとの意見が寄せられた。そのため、高いビーム安定度が必要な実験者に対し、一度、加速器タンク内の機器類を整備し改めて実験が行えるようマシンタイムの期間を延長することとした。

故障修理などについては、上期マシンタイム中の 10 月にターミナルイオン源の引出電圧が印加できなくなったため、加速器タンクを開けて修理を行った。下期マシンタイムはターミナルイオン源の不安定を除けば順調に運転できている。

平成 23 年度（平成 23 年 4 月 1 日～平成 24 年 3 月 31 日）のタンデム加速器の運転日数、定期整備日数、中止日数等を第 3.4.1 表に、タンデム加速器を使用したマシンタイムの利用形態を第 3.4.2 表に、マシンタイムにおける利用分野の日数を第 3.4.3 表に示す。利用形態及び利用分野とも例年とほぼ同じ割合であった。

第 3.4.1 表 平成 23 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	106 日(29.0 %)
その内 ブースター利用日数	9 日(8.5 %)
定期整備・保守日数	41 日(11.2 %)
コンディショニング日数	19 日(5.2 %)
故障修理日数	4 日(1.1 %)
実験中止日数	0 日(0 %)
震災による復旧作業日数	104 日(28.4 %)
休日(年末年始を含む)	92 日(25.1 %)

() 内の数字は、項目別の年間割合を示す。

第 3.4.2 表 平成 23 年度タンデム加速器の利用形態

利用形態	日数
共同研究	43 日(40.6 %)
所内・機構内単独利用	40 日(37.7 %)
その内 加速器開発	15 日(14.1 %)
施設供用	3 日(2.8 %)
JST 課題 (受託研究)	20 日(18.9 %)

() 内の数字は、利用形態別の割合を示す。

第 3.4.3 表 平成 23 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	38 日(35.8 %)
核化学	31 日(29.2 %)
原子・固体物理・照射効果	22 日(20.8 %)
産業利用	0 日(0 %)
加速器開発	15 日(14.2 %)

() 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

① 平成 23 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第 3.4.4 表に示す。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。

第 3.4.4 表 平成 23 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	3.2
17-18	14.3
16-17	18.3
15-16	13.5
14-15	19.0
13-14	7.1
12-13	8.7
11-12	1.6
10-11	2.4
9-10	3.2
8-9	0
7-8	2.4
6-7	2.4
5-6	0
4-5	0
3-4	3.9
2-3	0

② マシンタ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第 3.4.5 表に示す。イオンの供給は希ガスの要望が多くなっている。

第 3.4.5 表 平成 23 年度加速イオン種

加速イオン種		
^1H	^{19}F	^{128}Xe
^7Li	^{22}Ne	^{130}Xe
^{11}B	^{36}Ar	^{136}Xe
^{12}C	^{40}Ar	^{197}Au
^{15}N	^{56}Ni	
^{16}O	^{58}Ni	
^{18}O	^{82}Kr	

3.4.2 保守・整備

(1) 震災復旧作業

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災は、マシンタイム中に発生したが施設に大きな事故やトラブル

もなく、作業者すべての安全が確認できた。震災以降、建家設備の復旧を工務技術部と協力しながら行った。また、被災した加速器設備の復旧作業も併せて行い、9月からのマシンタイム開始できた。

- ・ 加速器設備に係る主な復旧作業
 - ① ゴンドラ ASP レール補修作業
 - ② カラムポスト交換作業
 - ③ 免震機構の復旧作業
 - ④ リークチェック、機器アライメント作業

(2) 定期整備

平成 23 年度に行った定期整備は 1 回である。この定期整備期間中（平成 23 年 12 月 15 日～平成 24 年 2 月 12 日）には、ローターティングシャフト RS-2 のターミナル発電機の交換を実施した。その他にはローターティングシャフト、チャージングチェーンの通常整備等を行った。昨年度の報告では、加速器タンク内部でチェーンのテンション調整が悪くキャストに大量の粉体を発見したことを記載したが、加速器タンク開放時に確認したところ何ら異常はなかった。また、カラムポストの目視点検も実施し健全であることを確認した。

- ・ 定期整備の主な整備項目
 - ① RS-2 ターミナル発電機の交換
 - ② ローターティングシャフト整備
 - ③ チャージングチェーン整備
 - ④ 負イオン源、ISOL イオン源、ターミナルイオン源の保守・整備
 - ⑤ 制御系の保守・開発

(3) 故障と修理

マシンタイム中に発生した加速器タンク内の機器故障により、加速器タンク開放修理を行ったときの修理内容を以下に記す。記事前の日付は、加速器タンクを開けるために絶縁ガスの回収を開始した作業日を示すもので、事象が発生した日付を示すものではない。

（上期マシンタイム中）

- ① 平成 23 年 10 月 4 日 ターミナルイオン源の引出電圧(EXT 20 kV)が印加できなくなったため、修理を行った。

平成 23 年 10 月 11 日 加速器タンクへのガス充填を行い、翌日からマシンタイムを再開した。

（下期マシンタイム）

- ① 平成 24 年 5 月 29 日 ビームが不安定になる事象を解消するため、ターミナルイオン源系、タンク内機器の点検整備を行った。

(4) RS ギアボックス整備

タンデム加速器では、高電圧端子にある電磁石や静電四重極レンズなどの機器へ電力供給するために 2 本の回転シャフト（RS1、RS2）を設置しており、それぞれ 3 kVA と 15 kVA および 5 kVA と 10 kVA の発電機を動作させている。回転シャフトは、長さ約 1 m のアクリル製シャフトと軸受ユニ

ット等から構成されており、これらを連結して、高さ約 20 m の高電圧端子まで電動機の動力を伝達している。軸受ユニットは全部で 28 台使用している。

加速器運転中、回転シャフトは常時動いている為、軸受ユニットの消耗が激しく、加速器タンク開放毎に点検整備を行っている。今年度、2 回点検整備を行い軸受ユニット 12 個の交換を行った。また、RS1 電動機（40 HP）と RS2 ターミナル発電機（10 kVA）、RS2 ギアボックスの分解整備を行い、アクリルシャフト 3 本と鉄製シャフト 1 本の交換を行った。

RS1 電動機は、軸受から経年劣化と考えられる異音が発生していたため、専門業者に分解点検を依頼し整備を行った。分解点検の結果、内部部品の消耗は、経年使用の範囲にとどまっており、特別な異常は見受けられなかった。軸受交換及びコイル洗浄とワニス処理、外観塗装を施して復旧を行った。

RS2 ターミナル発電機は、加速器最上部のターミナル部に設置されており、軸受から経年劣化と考えられる異音が発生したため専門業者に依頼し分解整備を行った。しかし、分解時にハウジングと軸の寸法を確認したところ、はめ合い寸法（寸法許容差）が基準値に達しておらず軸受がしっかりと固定できないことが判明した。そのため、急きよ、予備の発電機を分解点検して設置を行った。不良であった発電機については、ハウジングと軸に溶射加工を施し、予備機として使用できる状態で保管している。

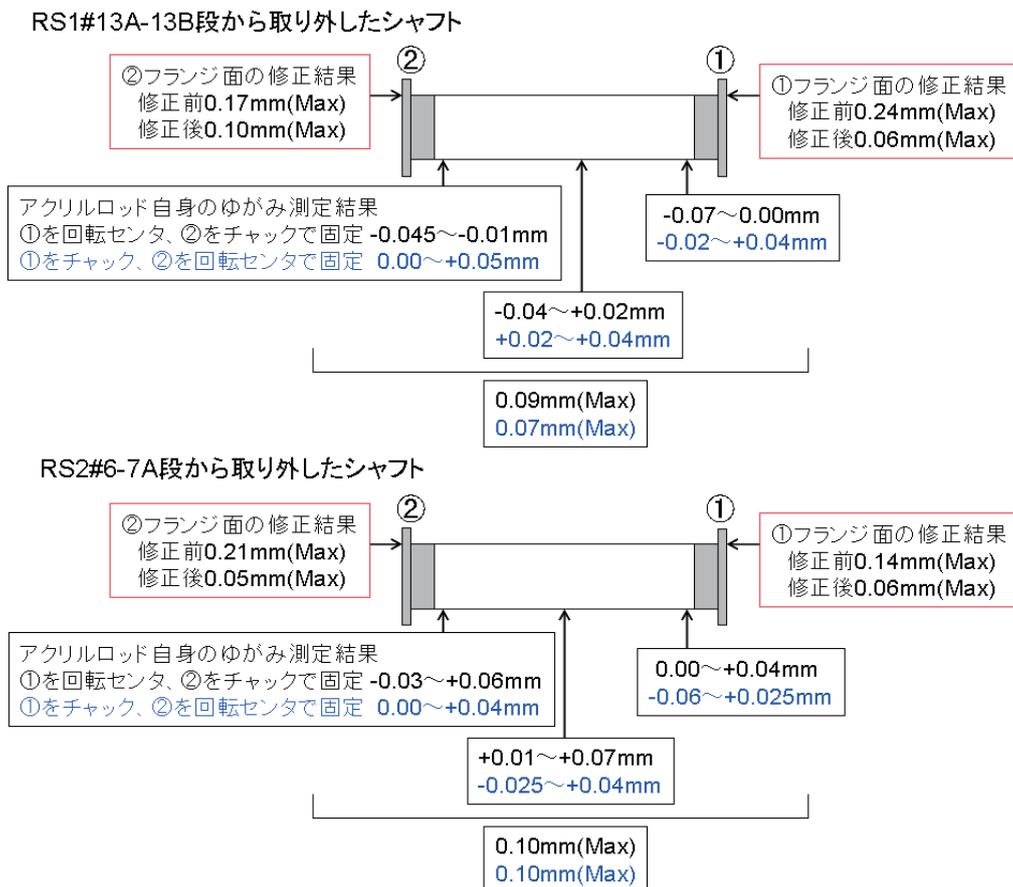
RS2 ギアボックスは、ターミナル部に設置されており、シャフトの回転数を増速して RS2 ターミナル発電機へ動力伝達を行っている。RS2 ギアボックスの下面にあるオイルシールからギアの潤滑オイルが漏れていることが確認されたため分解整備を行った。オイルシールの交換以外に軸と軸受、ダストシールも不良であったため併せて交換し復旧した。

RS1 の#13A - 13B 段（ショート型）と#13B - 15 段（ロング型）、RS2 の#6 - 7A 段（ショート型）に設置していたアクリルシャフトのアライメントが困難であったことから、新品のアクリルシャフトに交換を行った。取り外したショート型アクリルシャフトについては、軸部分とフランジ部分の歪みをダイヤルゲージで測定し、傾いているフランジ面の調整を行った。フランジ傾き調整作業の様子と取り外したアクリルシャフトの写真を第 3.4.1 図に示し、アクリルシャフトフランジ面の傾き調整の結果を第 3.4.2 図に示す。

RS2 の#7A-7B 段（D1）に設置していた鉄シャフトの下側フランジ面の溶接部に亀裂が確認されたため、工作技術課を通じて新規にシャフト（材質 SUS304）を製作し設置した。



第 3.4.1 図 アクリルシャフトフランジ面の傾き調整作業の様子と取り外したアクリルシャフトの写真



第 3.4.2 図 アクリルシャフトフランジ面の傾き調整の結果

(5) チャージングチェーンの整備

タンデム加速器では、電圧発生のためのチャージングシステムに米国 National Electrostatics Corp.

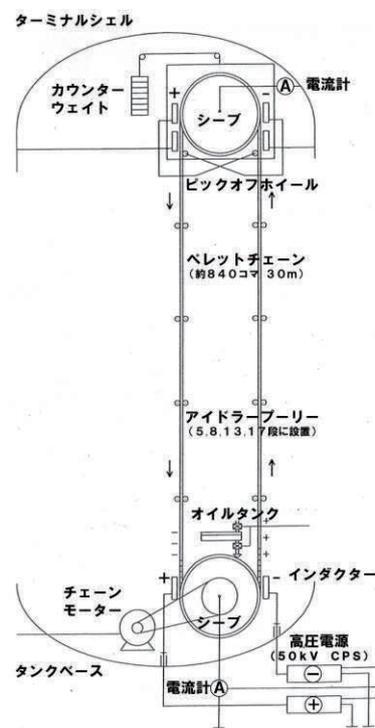
のペレットチェーン(約 840 コマ、長さ 30 m)を 2 本 (A 系、B 系) 使用しており、最大で 200 μ A の電流を高電圧ターミナルに送ることができるになっている。(第 3.4.3 図)

①コンタクトバンドの交換

タンク下 A 系シーブ (滑車輪) のコンタクトバンドとペレットチェーンとの電氣的接触が悪化していた。これはシーブからペレットチェーンへ電荷を送るため、シーブ外周に取り付けられている金属板で、接触が悪いとチャージング電流が不安定になってしまう。ペレットチェーンとの摩擦により擦り減っていたコンタクトバンド 3 枚は交換し、その他の 3 枚については位置調整を行って接触を回復させた。

②カウンターウェイトの整備

ターミナルにはカウンターウェイトとスライド機構が設置されている。これはペレットチェーンにテンションをかけるためのもので、チェーンが伸びても対応できるような構造になっている。今回、スライド柱に汚れがたまって滑りが悪くなっていることが分かったためクリーニングを行った。その後、チェーン回転テストを行ったところ、ペレットチェーンが伸びてカウンターウェイト下のすき間 (チェーンの伸びに対する動作シロ) が大きく減ってしまっていた。カウンターウェイトが床面に着地してしまうと、チェーンがゆるんでシーブが空回りをしてしまうことが考えられるため、チェーンの長さ調整 (コマ詰め A 系 3 個、B 系 4 個) を行って対応した。



第 3.4.3 図 チャージングシステム

(6) 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 (ECR) 方式によるターミナル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。イオン源には希ガスの排気と高真空維持のためにターボ分子ポンプを備えているが、このターボ分子ポンプの排気側に取り付けてあるソレノイドバルブに動作不良があり、バルブが開動作していない状態であることが判明したため、バルブの制御基板の交換を行った。また、10 月にはターミナルイオン源の引出電圧 (EXT 20 kV) が印加できなくなる現象が発生し、実験を中止して加速器タンク開放修理となった。調査により高圧電源の故障であることが分かり、電源を交換して対応した。

(7) 負イオン源の整備

平成 23 年度の整備として、3 台ある負イオン源全てのセシウムタンクを取外し、内部のセシウムの状態を確認した。地震後、長期間にわたり真空排気がなされていなかったためか、3 台ともセシウムの残量はほとんど無く、黒く酸化した状態であった。このため、セシウムタンク内部に残っていたセシウムを除去し、クリーニングした後、新品のセシウム 5g をそれぞれに充填した。また、3 台の負イ

オン源から入射マグネットまでのビームラインアライメントの確認を行った。結果、地震によるアライメントの狂いは無かった。

3.4.3 高圧ガス製造施設

(1) 六フッ化硫黄ガス施設

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。本施設は第一種高圧ガス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23年7～8月には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。開放検査は、コンプレッサー2基、アフタークーラー2基、プリファイヤー1基について実施した。これらの検査で特異な異常等は無かった。保安検査は平成23年8月26日に行われ合格した。

平成23年8月には第一種圧力容器（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23年8月2日に実施され合格した。

(2) 液体窒素貯槽

本施設は、タンデム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、7,366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23年10月11日に実施し合格した。

(3) ヘリウム冷凍機

本装置は超伝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空洞を液体ヘリウム温度近傍の4.5 Kまで冷却する。ブースター加速器を使用した実験の再開に合わせ平成23年10月24日からヘリウム冷凍機の運転を開始した。運転時間を第3.4.6表に示す。

第3.4.6表 平成23年度ヘリウム冷凍機運転時間

	10/24 ～ 12/5	3/5 ～ 3/31	年度合計 (試運転含む)
前段部	1,002	637	1,656
後段部	1,002	614	1,634

本装置は第1種高圧ガス製造施設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が義務付けられている。10月に実施した定期自主検査においては以下の整備を実施し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。

(安全弁・圧力計・温度計の試験、バッファタンクの不同沈下測定、潤滑油性状・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、油分離度測定、制御盤点検、起動器盤内点検、サクシヨンストレーナ開放点検、オイルフィルタ開放点検、軸芯確認調整、試験運転等)

3.4.4 放射線管理

(1) 概況

平成23年度に実施された主な放射線作業は4～8月及び12～2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無く、放射線管理上特に問題は無かった。

(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第3.4.7表に示す。放射性廃液の総排出量は13m³であった。廃液中の⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Npの放出率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⁶⁰Co、²³⁷Npに関しては例年とほぼ同じであったが、¹³⁷Csはわずかであるが上昇した。これは福島第一原子力発電所の事故により環境中に放出された¹³⁷Csにより検出器のバックグラウンドが増加したためと考えられる。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の量はいずれも検出限度未満であった。

第3.4.7表 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)	3.5×10 ⁴	6.4×10 ⁴	2.2×10 ³	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	2.7×10 ⁻³	4.9×10 ⁻³	1.7×10 ⁻⁴	0	<4.6×10 ⁻¹⁰	<2.8×10 ⁻¹⁰

3.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理

3.5.1 施設の管理

平成 23 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 RI 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、異常な被ばく及び汚染の発生もなく、問題なく実施された。また、法令で定めるところの定期確認及び定期検査を受検し、合格した。

3.5.2 放射線管理

ラジオアイソトープ製造棟における平成 23 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第 3.5.1 表及び第 3.5.2 表に、放射性廃液の年間放出量及び年間廃液量を第 3.5.3 表に示す。また、放射線業務従事者の実効線量を第 3.5.4 表に示す。ラジオアイソトープ製造棟では、平成 23 年度放射線管理上特に問題なかった。

第 3.5.1 表 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 番		300 番		400 番		600 番	
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)						
<4.6×10 ⁻¹⁰	0	<3.8×10 ⁻¹⁰	0	<3.8×10 ⁻¹⁰	0	<3.8×10 ⁻¹⁰	0

第 3.5.2 表 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 番		300 番		400 番		600 番	
³ H (HTO+HT)		³ H (HTO+HT)		³ H (HTO+HT)		⁴¹ Ar	
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)
<2.1×10 ⁻⁴	0	<2.1×10 ⁻⁴	0	<2.1×10 ⁻⁴	0	—	—

「 — 」 不検出

第3.5.3表 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	放射 性 廃 液				廃液量 (m ³)
	放 出 量 (Bq)				
	³ H	⁶⁰ Co	²¹⁰ Po	¹³⁷ Cs *	
23	—	—	—	5.9×10 ⁴	9.0×10 ⁰

「—」:不検出

* 東京電力福島第1原子力発電所の事故による影響

第3.5.4表 ラジオアイソトープ製造棟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(実員) (人)	35	47	52	171	215
集団実効線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均実効線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大実効線量 (mSv)	—	—	—	—	—

3.6 主要な技術的事項

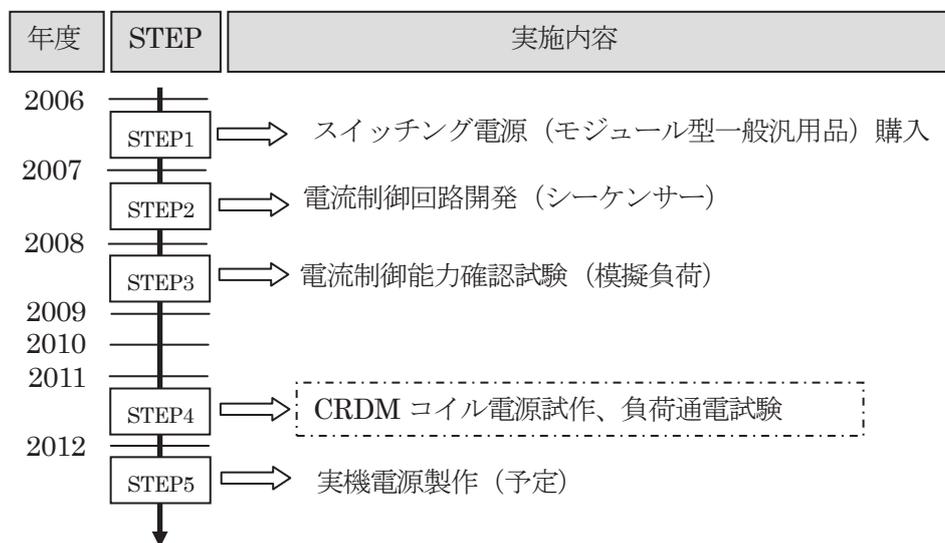
3.6.1 JRR-3 CRDM コイル電源制御盤試作試験

(1) 概要

CRDM（制御棒駆動装置）コイル電源制御盤は、制御棒の電磁コイル（可動コイル）へ励磁電流を供給する盤である。本電源盤は、設置から 20 年以上が経過し、使用しているトランジスタ等多くの電子部品が生産を終了しており、盤の修理対応が困難な状況にあるため更新を計画している。本盤は、電源方式にシリーズレギュレータ方式（以下、シリーズ方式）を採用しているが、電力変換効率が悪いいため発熱が多く、放熱に多量の冷却ファンが必要となっている。そのため、盤が設置される制御室では、排熱（電源盤裏排熱口 6 箇所、各 40 度以上）による室温上昇と冷却ファンの騒音（約 60 db：制御室中央付近での騒音レベル。CRDM コイル電源盤は騒音の主要源）の低減化対策を行うことが課題となっていた。

試作は、更新にあたり問題の解消を図るため、高い電力変換効率で消費電力量が小さく発熱が少ない電源として、スイッチングレギュレータ方式（以下、スイッチング方式）を採用することにした。本方式を採用するにあたり、2006 年度（平成 18 年度）より既設電源と同等の仕様で製作できるかの検証を段階的に行い、その結果を基に本試作を行った。CRDM コイル電源制御盤更新ステップを第 3.6.1 図に示す。

本試作は実機製作前の最終ステップ（STEP4）であり、実機と同設計、同寸法で製作を行い、電磁コイル（実負荷）へ通電して出力特性等を試験し性能の確認を行う。

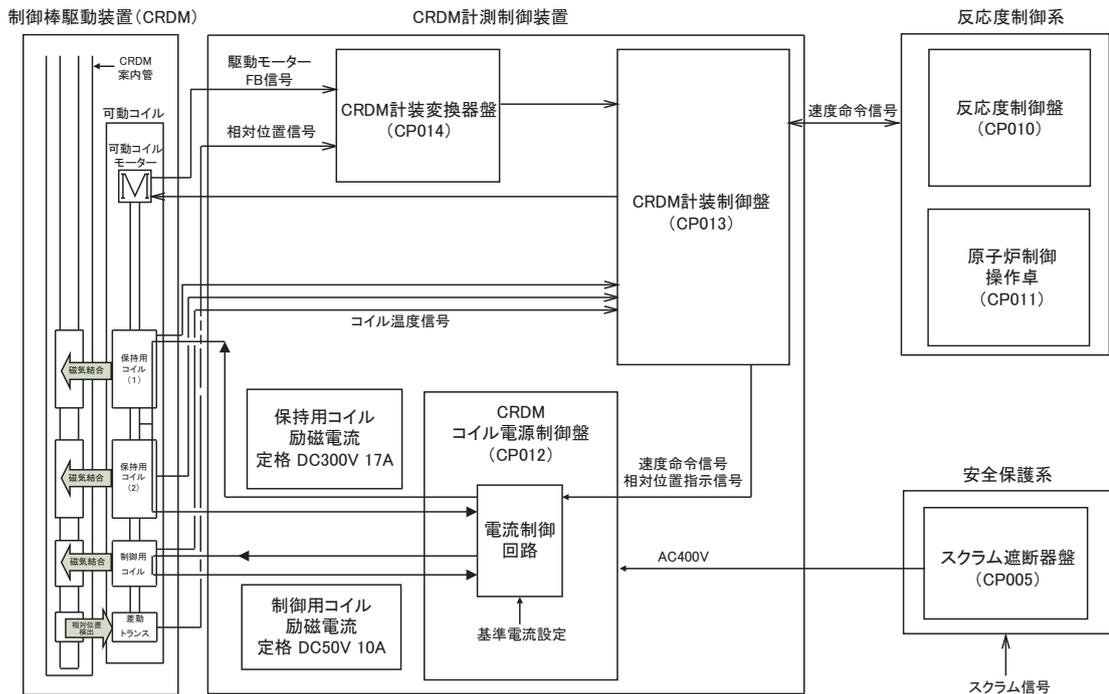


第 3.6.1 図 CRDM コイル電源制御盤更新ステップ

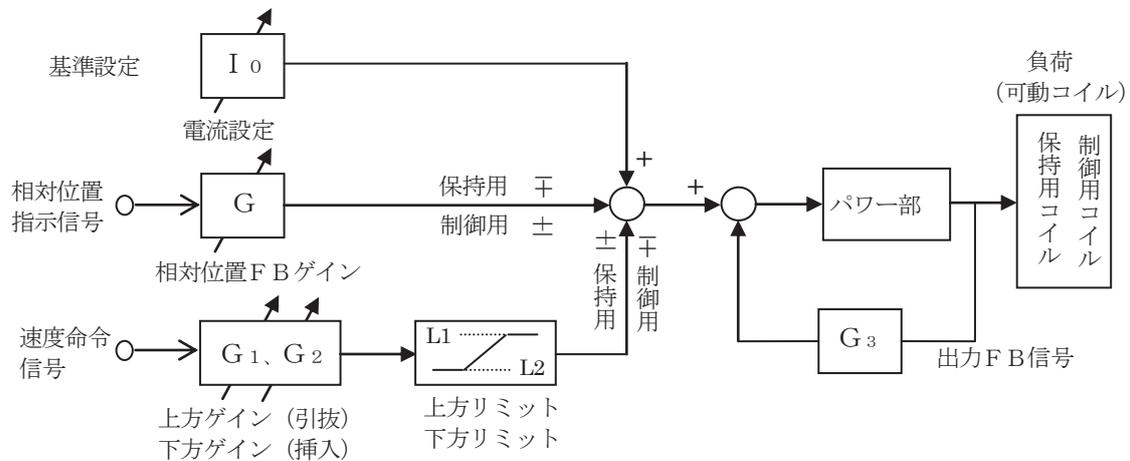
(2) CRDM コイル電源制御盤について

JRR-3 の制御棒は、プール底部に制御棒駆動装置（CRDM）を設置し、制御棒の引抜き、挿入を行っている。また、プール底部からの漏水を防ぐため、CRDM は軸封が不要な方式を採用しており、ステンレス製の CRDM 案内管を介し磁気により内部の駆動部と非接触結合させて駆動させている。制御棒を非接触で駆動させるには、電磁コイル（ボールスクリュによって上

下駆動する可動型：可動コイル）に CRDM コイル電源制御盤より励磁電流を供給し、発生する電磁力を利用する。その際、電流の制御パラメータとして原子炉の反応度制御系からの制御棒の上下駆動に合わせた速度命令信号及び、磁気結合した内部の制御棒との偏差である相対位置信号をフィードバックし、基準となる電流設定値を増減させることで内部駆動部とのズレを最小に抑える制御を行っている。電源方式にはシリーズ方式（トランジスタ制御）を採用し、一次電力源である 3 相 AC400V を整流回路にて直流に変換したのち、定格 DC300V 17A（保持用コイル定格。制御用コイルは DC50V 10A）の一定電流を出力する定電流電源である。CRDM コイル電源制御盤の概要図を第 3.6.2 図に、電流制御ブロック図を第 3.6.3 図に示す。



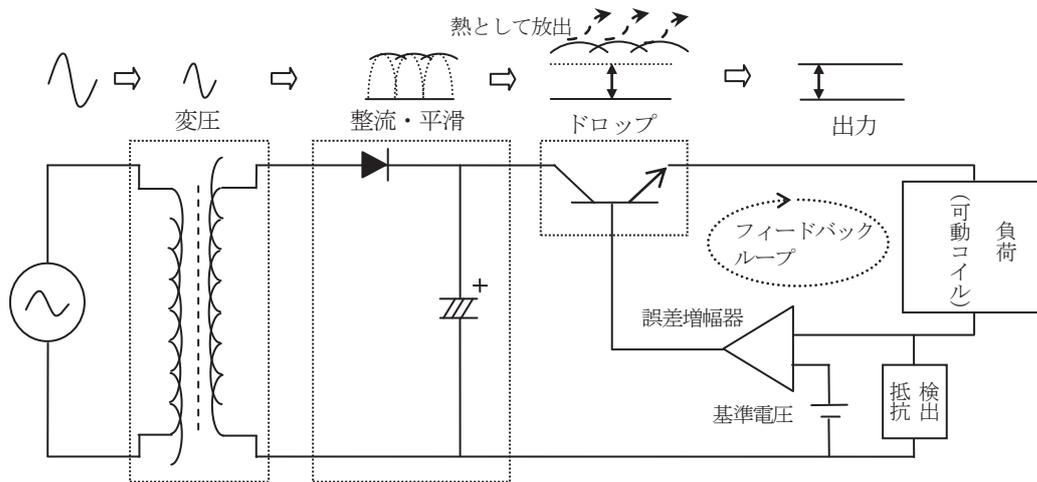
第 3.6.2 図 CRDM コイル電源制御盤概要図



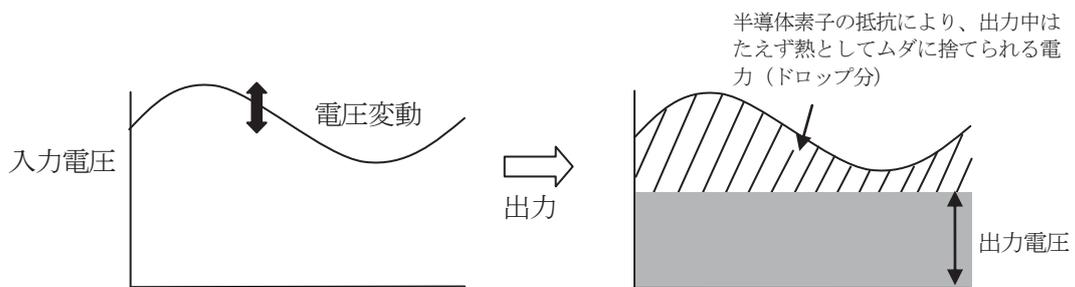
第 3.6.3 図 電流制御ブロック図

(3) シリーズ方式とスイッチング方式の性能比較

シリーズ方式は、定格出力より大きな電圧を半導体素子を利用し必要な電圧まで下げて一定出力を得る。電力制御素子にバイポーラトランジスタを使った場合、その素子自体に定電流特性があるため、入力電圧の変動の影響が小さく、リップル、ノイズが少ない安定した電源を容易に作れる。一方で、制御により発生する不要な電力は、全て熱として放出されるため、本電源のような大きな電流を使用する場合、消費電力量が多く、発熱による素子の寿命低下、また放熱に多量の冷却ファンが必要となるなどの問題がある。シリーズ方式の説明図及び出力のイメージ図を第 3.6.4 図、第 3.6.5 図に示す。

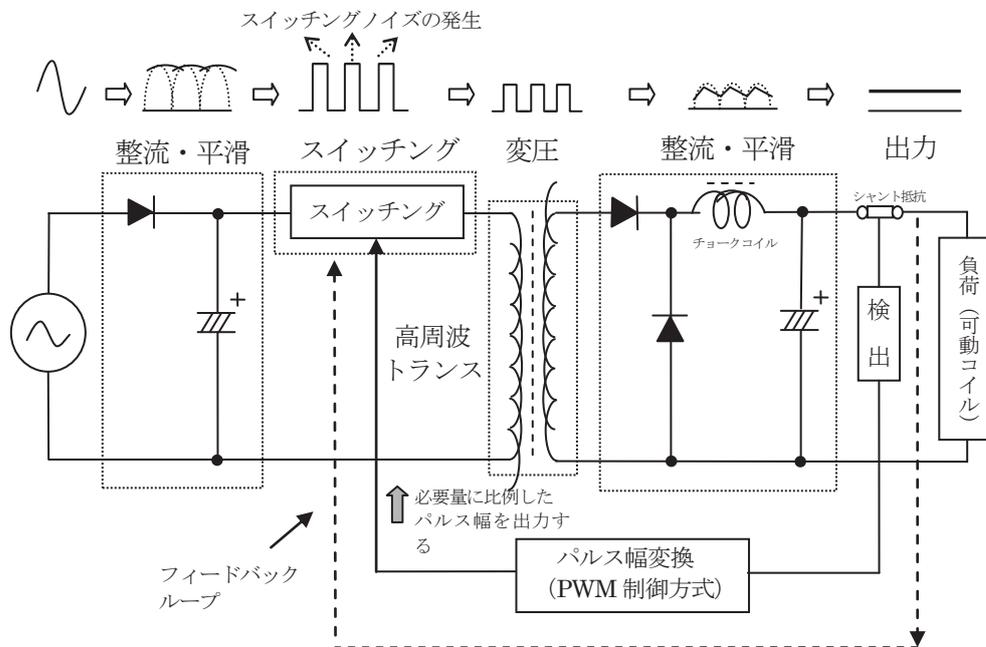


第 3.6.4 図 シリーズ方式 説明図

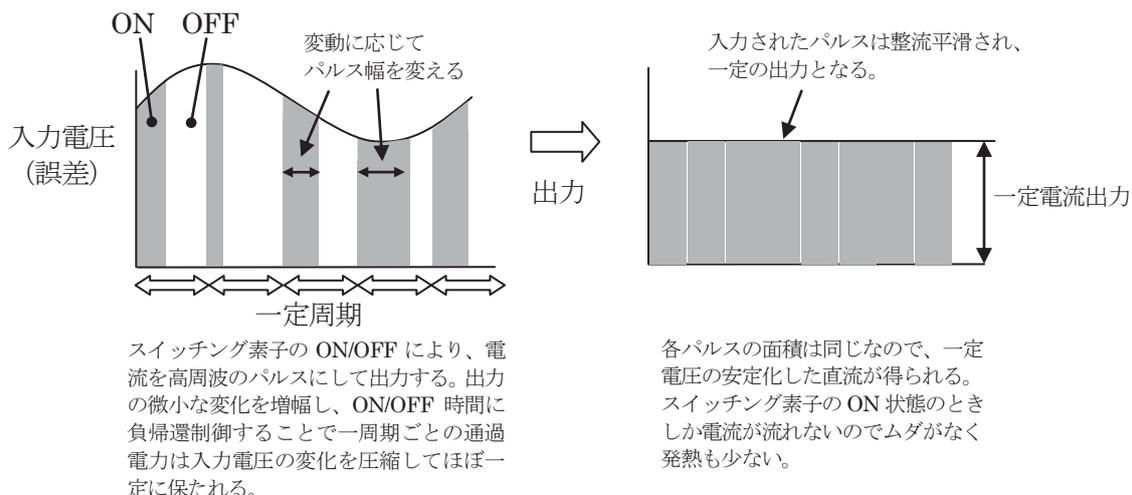


第 3.6.5 図 シリーズ式電源 出力イメージ

スイッチング方式は、交流入力を整流、平滑して直流に変換し、スイッチング素子により高周波のパルスに細分してトランスで変圧後、再度整流、平滑させ、直流出力とする方式である。大きな特徴として、電力制御素子はほとんどの時間ON又はOFFのどちらかの状態におかれ、出力の制御は、ON、OFFの時間を変えて行う。パルス幅変換回路（PWM制御方式）にて、必要な分の出力に比例したパルスをフィードバックすることにより制御する。シリーズ式と比べ無駄な電力を発生することがなく、高い電力変換効率、発熱の抑制、騒音の低減化に優れていることが特徴である。ただし、シリーズ式と比較して使用する素子が多くなり回路が複雑になること、スイッチング周波数による応答速度の低下、また、スイッチング素子にて高速で出力のON/OFFを繰り返すことによって発生する高周波のスイッチングノイズによる他機器への影響が懸念される。スイッチング方式の説明図及び出力イメージを、第3.6.6図、第3.6.7図に示す。また、シリーズ方式とスイッチング方式の比較表を第3.6.1表に示す。



第 3.6.6 図 スイッチング方式説明図



第 3.6.7 図 スイッチング式電源 (PWM 方式) 出力イメージ

第 3.6.1 表 シリーズ方式とスイッチング方式の性能比較表

	スイッチング方式	シリーズ方式
効率	高い(約 70~90%)	低い(40~60%)
重さ	軽い	重い
大きさ	小さい(シリーズ式に比べ 1/4~1/10)	大きい
回路	複雑(但し、現在は IC 化が進み基板上に大きなスペースは取らない)	簡単
入力電圧	広い	広くすると効率低下
ノイズ	大きい	小さい
応答速度	標準	速い
安定度	高い	高い
価格	安価(一般汎用品利用可能)	高価(汎用品がなく新設計必要)

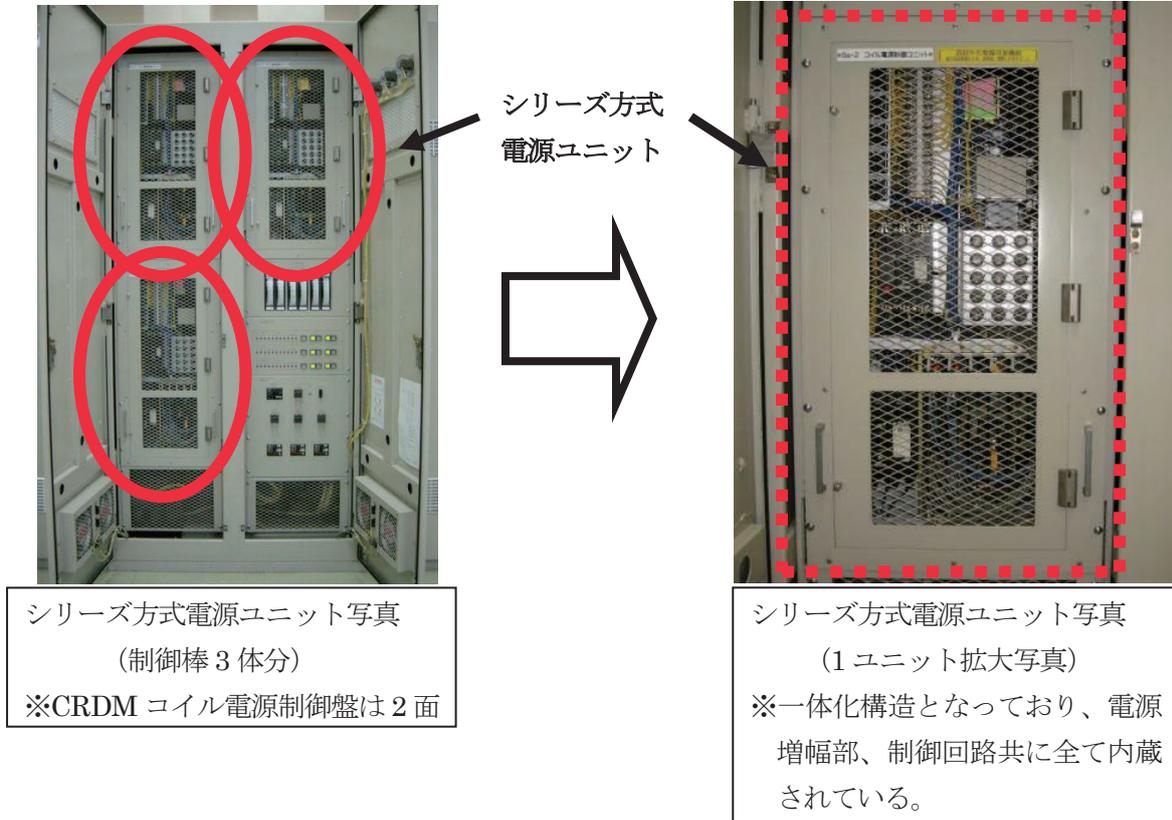
(4) 試作内容

過去 STEP では、一般汎用品化されたスイッチング電源購入、シーケンサーによる電流制御回路の開発など、各部位ごとにスイッチング方式が制御棒駆動装置へ利用できるかどうかの試作を行ってきた。本試作では、過去の試作から得た測定結果を基に考慮し製作を行った。

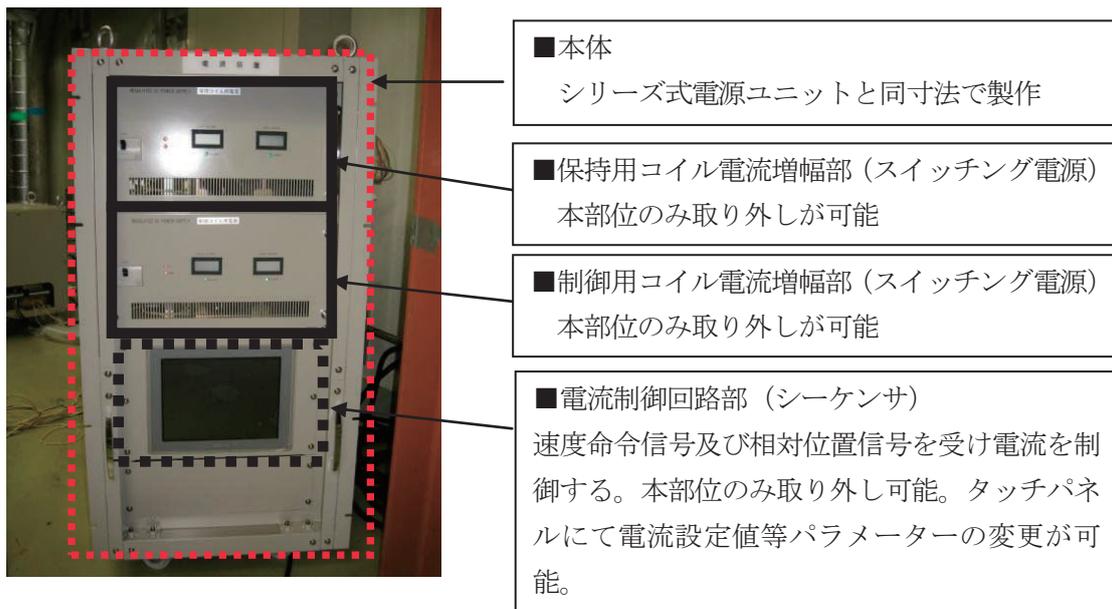
1) 本体構造

CRDM コイル電源制御盤の更新では、スイッチング方式を採用し、高周波でスイッチングさせることにより、トランス等を小型化して電源本体の軽量化を図れる利点を生かす。耐震の計算がされた盤筐体をそのまま利用して、電源ユニット部のみを更新することを予定している。そのため、本体の構造は、既設電源ユニット部と同寸法のケースに、全ての部位が収まるよう製作し、電源の冷却方式についても、スイッチング方式では既設シリーズ方式より発熱量が大幅に軽減できることから、現設計の空冷方式をそのまま利用する形で製作した。また、既設シリーズ方式では、電源増幅部、制御回路等がユニット内に内蔵

された一体型構造となっていたが、本構造では、各部位ごとに交換ができる分割構造とし、故障発生時には各部位単位での交換が容易に行えるように製作した。シリーズ方式電源ユニット写真を第 3.6.8 図に、試作電源ユニット写真を第 3.6.9 図に示す。



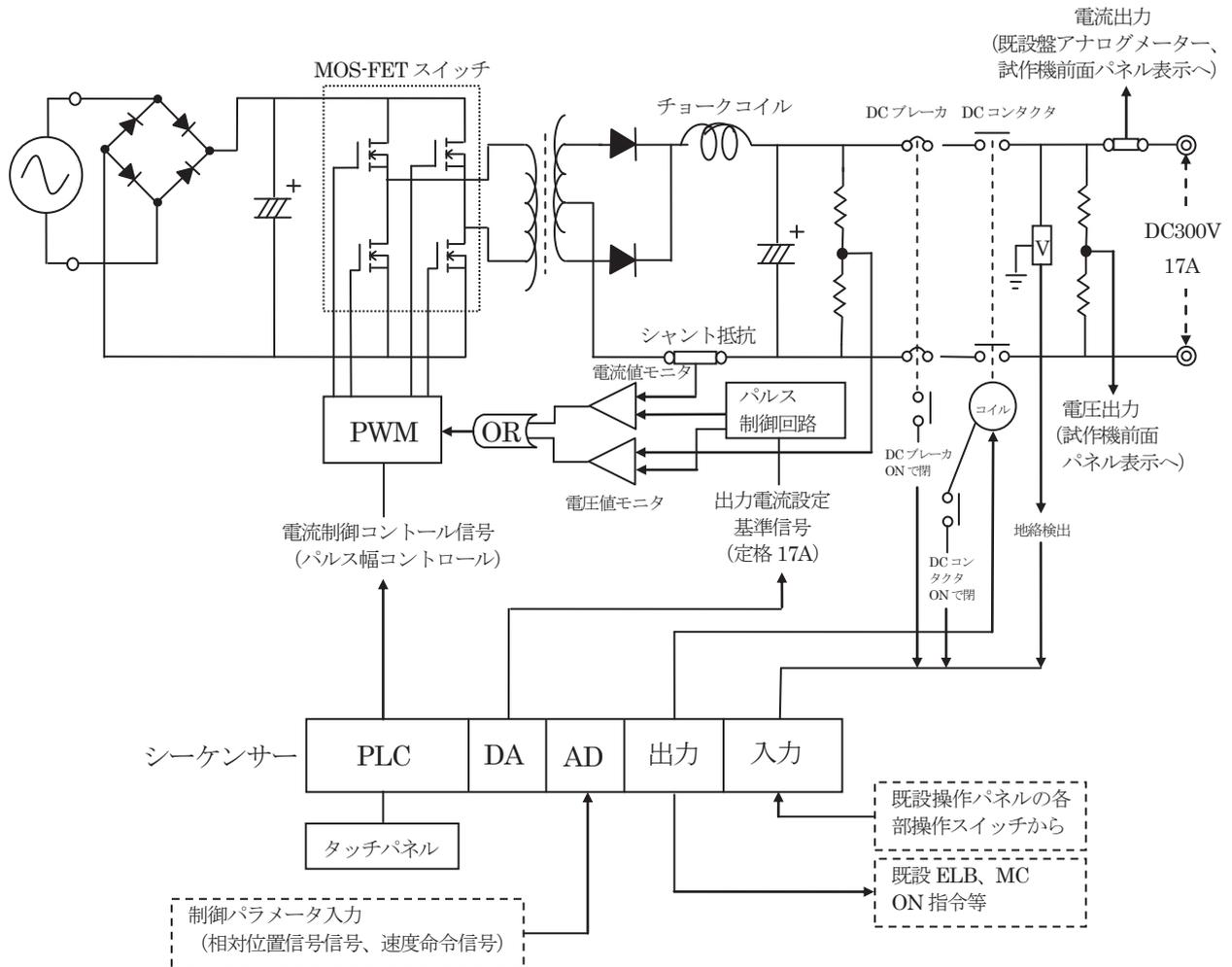
第 3.6.8 図 シリーズ方式電源ユニット写真



第 3.6.9 図 試作電源ユニット写真 (1 ユニット拡大写真)

2) 発熱量の低減化

試作では、一定電流出力を維持するため設定値と出力値を比較し、PWM (Pulse Width Modulation) 変換回路にて、発生した誤差分に比例したパルス幅を、一定周期で MOS-FET にてスイッチング動作 (ON/OFF) させ一定電流を出力する。スイッチング動作は、スイッチの ON 時間が長いほど出力電圧は上がり、OFF 時間が長いほど出力電圧は下がるので、ON/OFF の時間 (デューティ比) を制御することで、誤差に比例した分の出力だけ得ることができる。そのため、必要量以上の出力からドロップさせるだけのシリーズ式と比較し、スイッチング式は構造的に高い電力変換効率に優れているため、本試作ではスイッチング式へ方式変更を行うことで、シリーズ式の効率約 50% から、約 83% まで効率が上昇し、発熱量としては、1 ユニットあたりシリーズ式の 4000W から 700W へ、約 1/6 の電力量の低減化を図れた。シリーズ方式及びスイッチング方式の出力イメージと本試作の概要図を第 3.6.10 図に示す。



第 3.6.10 図 スイッチング方式試作概要図

※保持用コイル電源のみ (制御用コイルも構造は同様)

3) 騒音の低減化

JRR-3 制御室での騒音は、CRDM コイル電源制御盤を停止した場合、盤の正面で平均 58 db 程度であり、騒音の感覚度は少しうるさい程度に位置付けられ、CRDM コイル電源制御盤を ON した際の騒音は、盤正面で最高約 64db となり、騒音の感覚度としてはかなりうるさい程度に位置付けられる。本シリーズ式電源は、電圧のドロップ時に発生する熱が 1 電源ユニットあたり約 4000 W あるため、空冷による除去を、約 80 個（1 ユニット 13 個×6 ユニット：定格 15 W）の冷却ファンにより放熱を行っている為、冷却時に発生する騒音は必然的に大きくなってしまう。一方で、試作機スイッチング式は、方式の特徴から発生する熱が 1 台あたり約 700 W に抑えられ、放熱に必要なファンは少量（3 個）で済む。そのため、制御室の 6 台をすべてスイッチング方式の電源へ交換した場合の騒音は、他設備のファンの騒音レベルの方が高いため、盤停止時の 58db 程度になると予想され、スイッチング方式を選択することにより騒音の低減化を図れることがわかった。

4) 応答速度測定

本試作に用いた電源のカタログスペックでは、電源立ち上がり時の応答速度は約 50 ms であったが、現地実負荷試験にてコンデンサ等フィルタ回路の調整を行った結果、要求仕様の 40 ms 以内を満足することができた。また、立下り時間については、調整を行わない状態で 40 ms 以内であったため、調整は必要なかった。本結果を以て、シリーズ式と比較しスイッチング式の応答速度が遅いという潜在的な欠点は、設計によって解消できることが判った。

(5) 実負荷試験検査

炉外試験装置へ実負荷を組立て、以下の試験を行い電源の特性を確認した。全ての試験において、電流値、可動コイルの温度を連続監視し、スイッチング方式からの励磁電流が正常であることの確認を行った。

※炉外試験装置とは、実負荷に組込む前に模擬炉心にて性能を確認できる装置である。本試験装置での試験結果は、実負荷で性能を確認することと同じであるため、本試験装置での試験結果は電源の性能を満足していることになる。

1) 入出力特性試験

現状のシリーズ式のアナログ制御から、シーケンサによるデジタル制御に変更したことによる励磁電流制御の性能確認を行った。制御パラメータである相対位置信号及び速度命令信号を入力し、入力信号の変動に伴い設定された電流値に対して、出力電流が許容誤差範囲内（±1 %FS 以内）であることを確認した。結果は全て良好だった。

2) 応答時間測定試験

電源の ON/OFF 時の出力電流の立ち上がり及び立下りを、オシロスコープにて波形及び時間の測定を行った。結果は、立ち上がりが 40 ms（出力 5~95 %間）、立下りが 40 ms（出力 95~5%間）とともに判定基準値の 40 ms 以内であった。

3) リップルノイズ測定試験

オシロスコープにて、出力電流のリップル波形の測定を行った。判定基準である

200 mVp-p 以下（目標値）に対して、測定した値は保持用コイル電源で 55 mVp-p、制御用コイル電源で 39 mVp-p となり、判定基準値の範囲内であった。

4) 制御棒保持力特性試験

実負荷に通電した状態で、可動コイルの上昇及び下降動作を行い、その際の相対位置指示値を測定して、励磁電流連続供給による制御棒の保持特性の確認を行った。その結果、制御棒フルストローク（0~800 mm）駆動に対して、相対位置は約 0.1 mm の偏差に止まり、現状のシリーズ式と比較して相対位置制御に問題のないことが確認できた。

5) エージング試験

実負荷へ通電した状態で、最大 168 時間の連続通電を行い、出力電流値を測定した。本試験は、炉外試験装置が JRR-3 原子炉建屋内にある都合から、昼夜通電ができなかったため、炉外試験装置では 2.5 時間の連続通電試験を行った。その後、製作メーカーの工場にて模擬負荷を使用し、1 ヶ月（28 日）連続通電試験を行った。その結果、どちらの測定結果からも異常な出力電流及び温度上昇は見られず、試作機が JRR-3 の連続運転に耐える性能を備えた電源であることが確認できた。

6) スクラム特性測定試験

実負荷でスクラム動作を行い、制御棒の切り離し時間（相対位置±3mm 発生時間、制御棒落下の初動を確認するもの）及びスクラム時間を測定し、制御棒の落下状態に著しい不連続が無いこと、また電源が正常にしゃ断されることを確認した。その結果、切り離し時間が 0.08 秒（シリーズ式：約 0.07 秒）、スクラム時間は平均 0.6 秒（シリーズ式：約 0.6 秒）で、判定基準値の 1 秒以下（切り離し時間は参考値）を満足し、スイッチング電源のしゃ断性能が制御棒のスクラム動作へ影響を与えないことが確認できた。

(6) 今後の予定

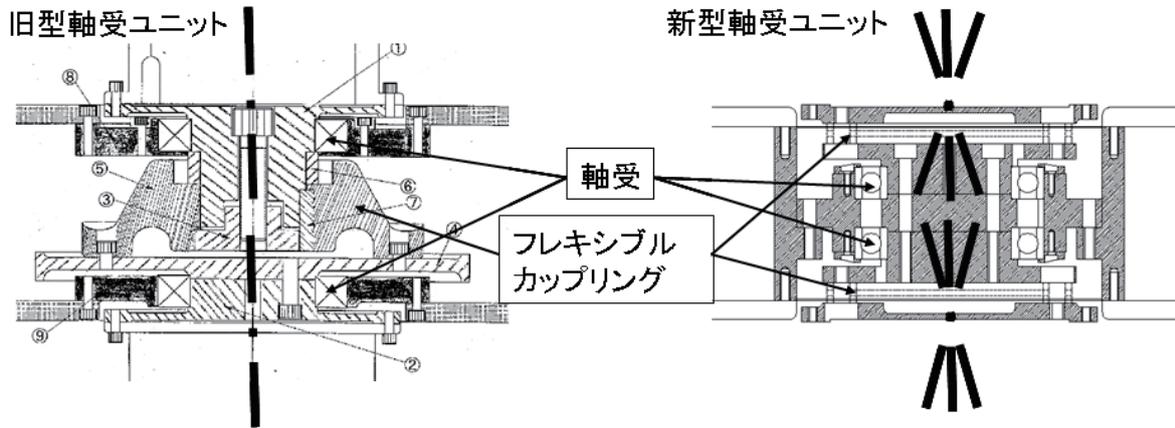
本試作では、電源方式をスイッチング式へ変更するにあたり、既設電源で問題となっていた騒音、発熱量の低減などについて改良を行い、実負荷へ通電し検証した結果、予定していた改良を実証できた。今後は、電源設置場所である制御室にて、スイッチングノイズによる中性子計装設備など微小電流使用機器への影響を、実機製作とともに確認し、盤の更新を行う予定である。

3.6.2 回転シャフト軸受機構の改良

タンデム加速器では、高電圧端子上にある電磁石や静電四重極レンズなどの機器へ電力供給するために2本の回転シャフト（RS1、RS2）を設置しており、それぞれ3kVAと15kVAおよび5kVAと10kVAの発電機を動作させている。回転シャフトは、長さ約1mの亚克力製シャフトと軸受ユニット等から構成されており、これらを連結して、高さ約20mの高電圧端子まで電動機の動力を伝達している。軸受ユニットは全部で28台使用している。

これまで使用していた軸受ユニットは、偏角に対して自由度のないものであった。そのため、偏角に自由度をもたせた新型の軸受機構を開発し、軸受の長寿命化を図ることにした。旧型軸受ユニットと新型軸受ユニットの概略図を第3.6.11図に示す。

新型軸受ユニットを平成19年度（2007年）から実機に取り付けて使用を開始したが、発熱によって軸受内のグリスが短時間で溶け出してしまった。発熱の主な原因は、軸受ハウジングのはめ合いが緩い為に軸受自体が回ってしまい、軸受ハウジング面との摩擦で発熱したためと考えられる。そのため、軸受ハウジングのはめ合い（寸法許容差）をきつくすることにした。加えて、材質をステンレスから炭素鋼にかえて熱伝導を良くした。そして、軸の構造を3分割であったものを一体構造にすることで組立による軸の偏心をなくした。また、新型軸受ユニットの重量が約33kgと大変重く設置に苦勞するため、構造を見直し約20kgの重量になるよう軽量化を図った。新型軸受ユニットの改良前と改良後の概略図を第3.6.12図に示す。今年度、試験機の製作まで完了しており、来年度には回転試験を実施する予定である。



旧型軸受ユニット
偏角方向に自由度がない

新型軸受ユニット
偏角方向に自由度をもたせる

旧型軸受ユニット：

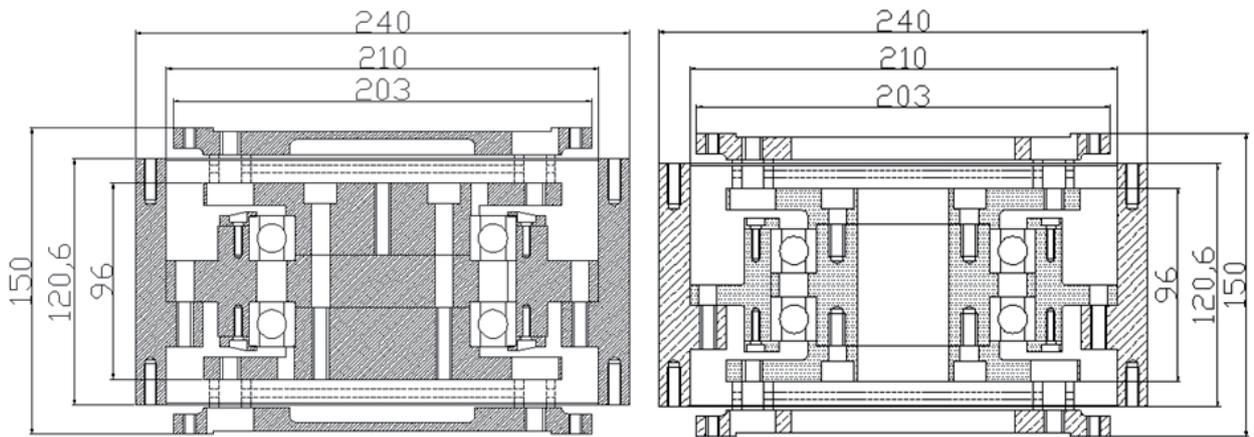
軸の寸法許容差 +0.01mm / +0.005mm、

ハウジングの寸法許容差 +0.005mm / 0mm

第 3.6.11 図 旧型軸受ユニットと新型軸受けユニットの概略図

改良前

改良後



■ ステンレス (SUS304)

■ 炭素鋼 (S45C調質材) ■ アルミ (A2017-T4)

新型軸受ユニット (改良前)：

軸の寸法許容差 +0.025 mm / +0.003 mm (k6)

ハウジングの寸法許容差 +0.10 mm / +0.05 mm

新型軸受ユニット：

軸の寸法許容差 +0.025 mm / +0.003 mm (k6)

ハウジングの寸法許容差 +0.012 mm / -0.028 mm (K7)

第 3.6.12 図 新型軸受ユニットの改良前と改良後の概略図

4. 研究炉及び加速器の利用

Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator

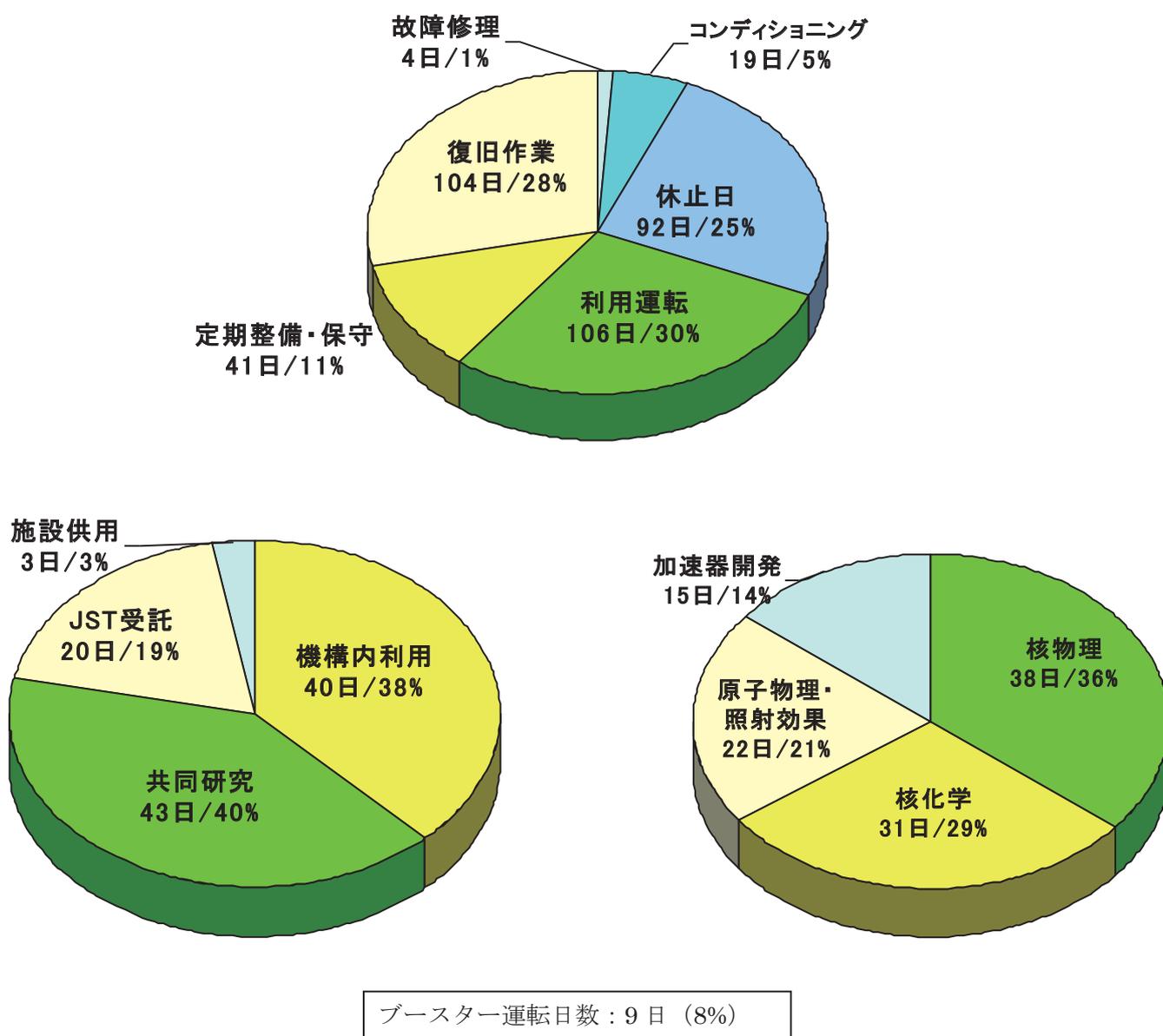
This is a blank page.

4.1 利用状況

平成 23 年度の研究炉の施設供用運転について、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により被災した施設、設備を復旧するために、JRR-3、JRR-4、NSRR の運転をすべて取り止めた。これに伴い、今年度の照射、実験、実験室の利用は行われていない。

平成 23 年度のタンデム加速器の運転状況および利用分野別の日数を第 4.1.1 図に示す。平成 23 年度のタンデム加速器の実験利用運転では 2 回のマシンタイムを実施した。上期のマシンタイムは 9 月 15 日から 12 月 14 日、下期のマシンタイムは平成 24 年 2 月 13 日から 3 月 31 日まで行った。(4 月 1 日以降も 5 月 28 日まで継続して平成 23 年度運転を実施した。)

タンデム加速器は、8 月末に東日本大震災から復旧をしたことから平成 23 年度は、106 日の運転を実施することができた。



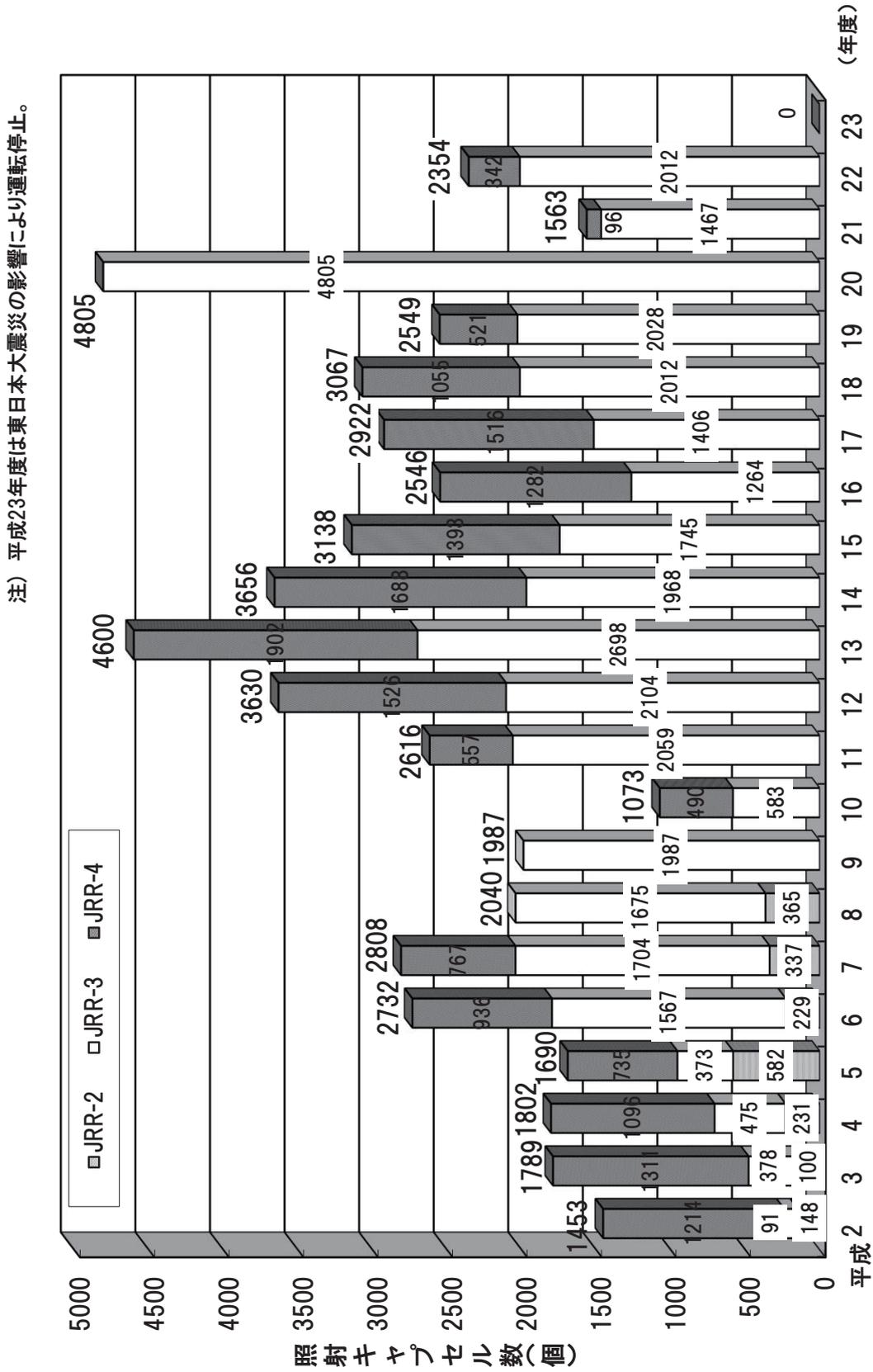
第 4.1.1 図 タンデム加速器の運転状況

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第 4.1.2 図に示す。

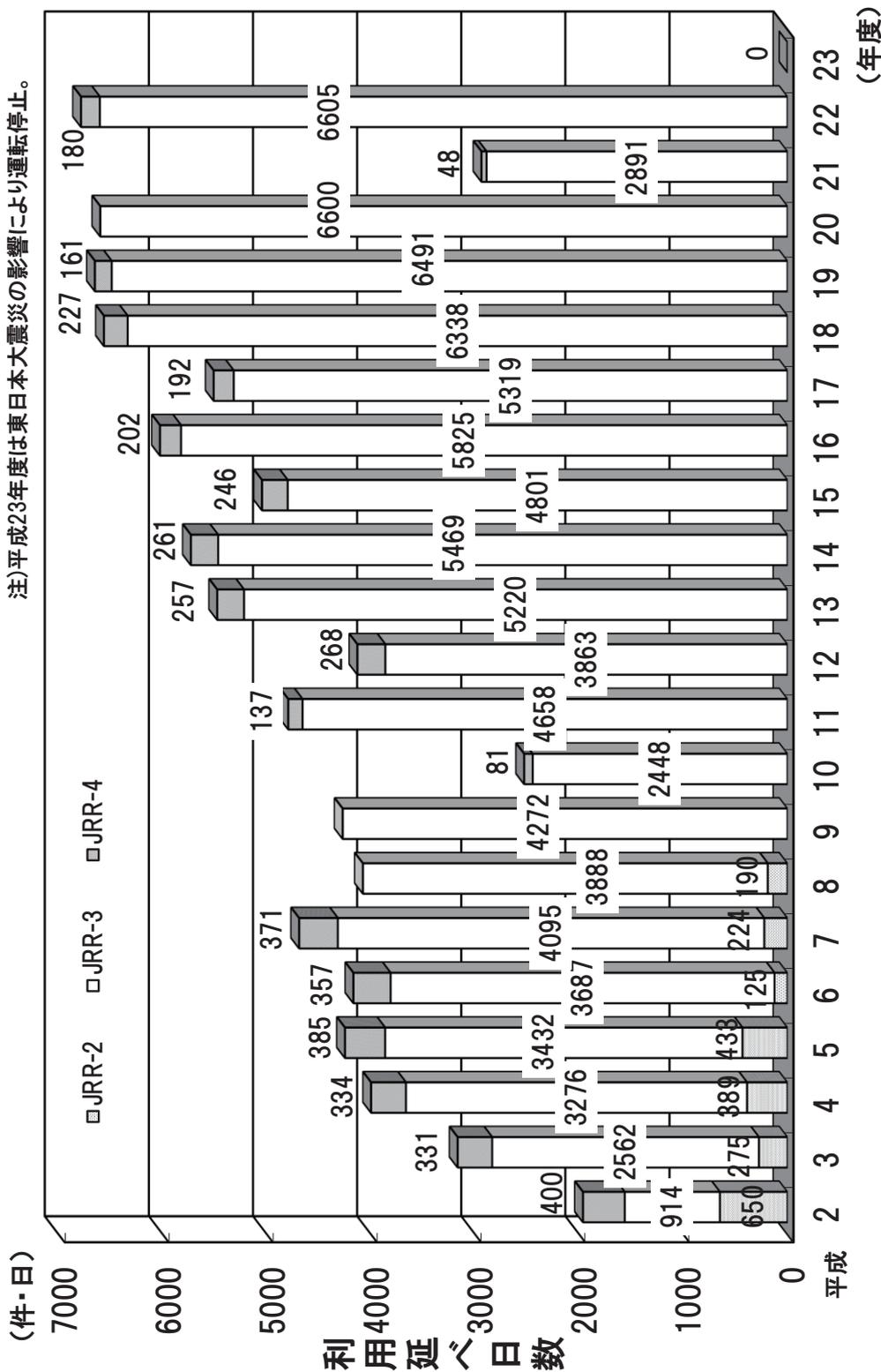
平成 2 年度からの研究炉における実験利用状況の推移を第 4.1.3 図に示す。

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第 4.1.4 図に示す。

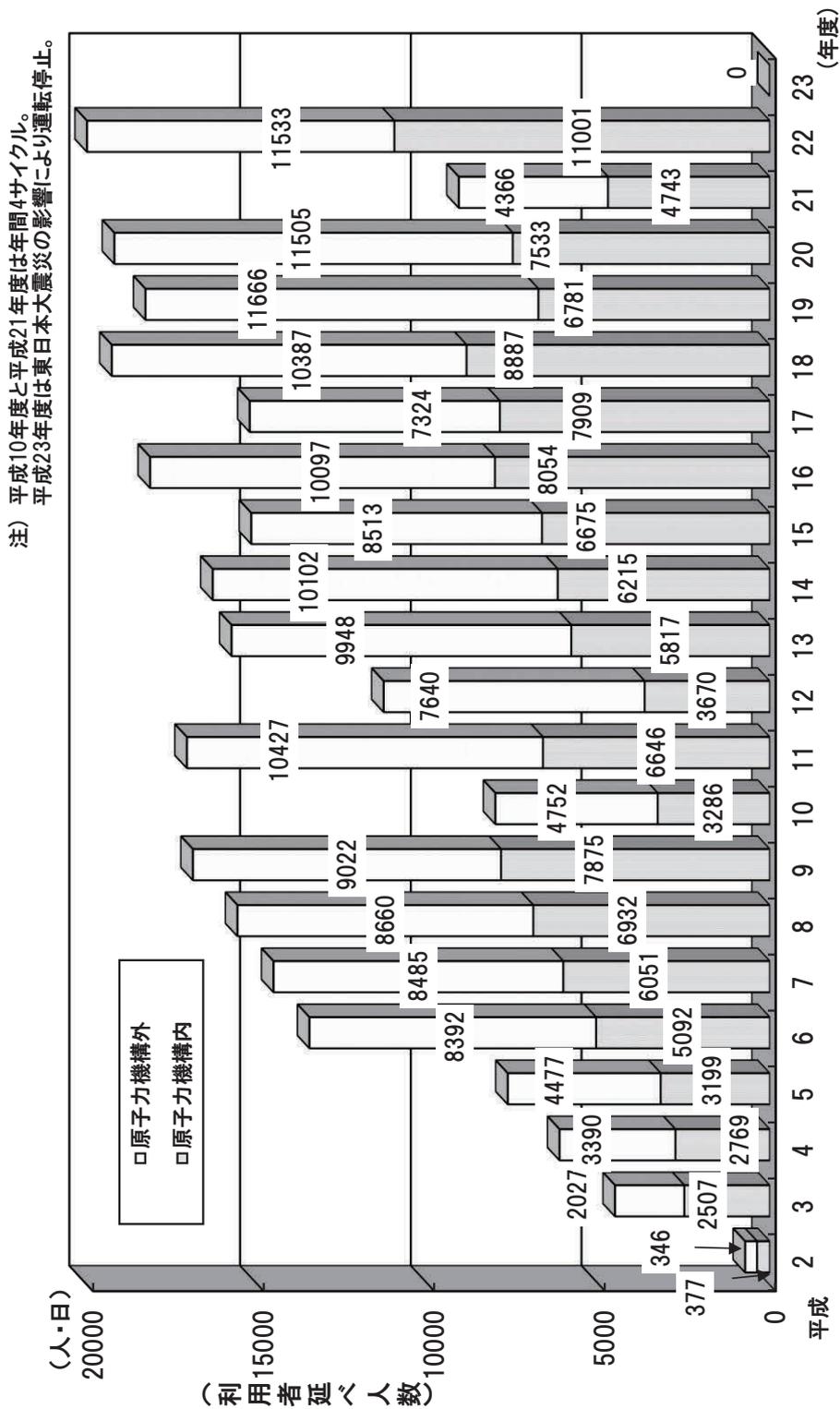
平成 10 年度からの JRR-4 実験利用者の推移を第 4.1.5 図に示す。



第 4.1.2 図 研究炉における照射キャプセル数の推移

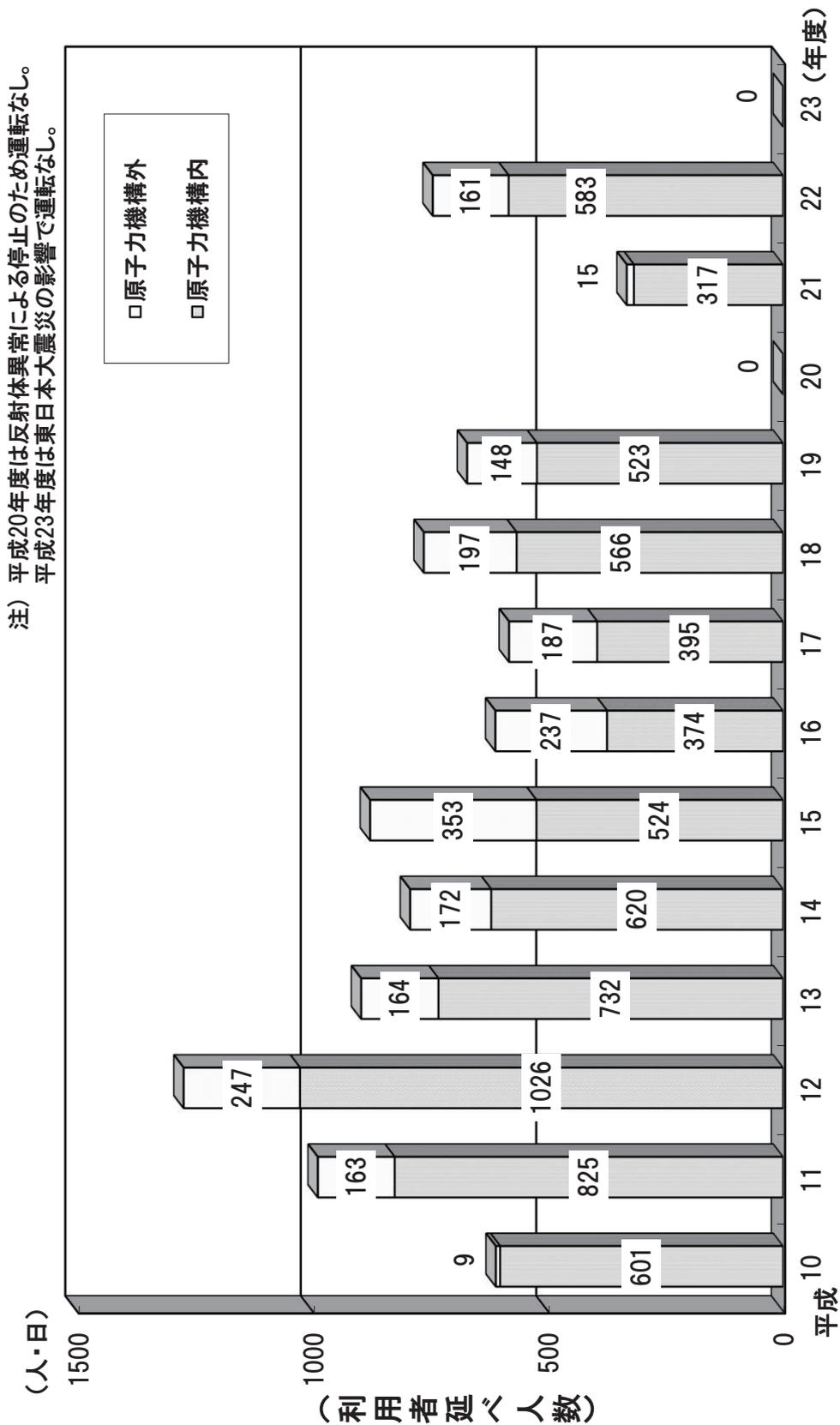


第 4.1.3 図 研究炉における実験利用状況の推移



第4.1.3図 JRR-3中性子ビーム実験利用者数の推移

第4.1.4図 JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移



第 4.1.5 図 JRR-4 実験利用者数の推移

4.2 実験利用

JRR-3、JRR-4、NSRR は、東日本大震災により被災した施設、設備を復旧するために、運転を取り止めた。従って、平成 23 年度の照射及び実験の利用は行われなかった。

タンデム加速器は、8 月末に東日本大震災から復旧したことから平成 23 年度は、106 日の運転が実施され実験が行われた。

4.2.1 タンデム加速器における実験

(1) 利用概況

平成 23 年度のタンデム加速器の全体的な利用申込状況は第 4.2.1 表の通りである。研究分野別および利用形態別の利用実施状況を第 4.2.2 表、第 4.2.3 表に示す。

第 4.2.1 表 平成 23 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	3
共同研究・施設共用	17
実験課題申込件数	33
所外・機構外利用者延べ人数	60
所内・機構内利用者延べ人数	131
利用機関の数	24

注] 実験課題申込件数とは、マシンタ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、その年度内合計である。

第 4.2.2 表 分野別利用実施状況

研究分野	利用日数 [日]	利用率 [%]
核物理・核データ	38	35.8
核化学	31	29.2
原子・固体物理・照射効果	22	20.8
産業利用	0	0.0
加速器開発	15	14.2
合計	106	100

第 4.2.3 表 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	3	2.8
共同研究	43	40.6
所内・機構内単独利用	40	37.7
JST 課題 (受託研究)	20	18.9

(2) 研究分野別発表件数

研究分野別の発表件数を第 4.2.4 表に示す。

第 4.2.4 表 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	7	0	10
核化学	4	0	16
固体物理・原子物理・材料の照射効果	14	2	8
加速器の運転・開発	2	0	2
合計	27	9	36

(3) 研究分野別主な実験成果

1) 核物理研究

- ・ 重イオンビームによる核子移行反応を用いた中性子入射核分裂断面積導出の代理反応研究において $^{18}\text{O} + ^{235,238}\text{U}$ の実験結果から $n + ^{239}\text{U}$ の核分裂断面積を決定するデータを取得した。
- ・ 重イオンビームによる核子移行反応を用いた中性子入射核分裂断面積導出の代理反応研究において $^{18}\text{O} + ^{155,157}\text{Gd}$ 反応で生成する複合核の γ 線放出確立から中性子捕獲断面積を導出し、代理反応の成立性を検証した。

2) 核化学研究

- ・ ラザホージウム(Rf)の陽イオン交換挙動を硫酸/硝酸混合溶液で調べた。同族の Zr,Hf との比較して、硫酸塩の形成傾向が弱いことを明らかにした。
- ・ ^{255}No の α/γ 壊変分光を行い、 ^{251}Fm 励起準位から核構造を明らかにした。

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ 従来イオントラックの重複により発生すると考えられていた SiO_2 中に埋め込まれた金属ナノ粒子の伸長を、低フルエンスの高速重イオン照射において観測した。
- ・ 10 MeV Ni と 120 MeV Xe の核的阻止能が等しく電子的阻止能が異なるイオンビームを CeO_2 膜に照射・比較することにより、高密度電子励起による照射効果を観測した。

4) 加速器開発

- ・ 施設供用課題等で要望のあった、広範囲への均一照射や微小電流照射を実現するため、ビーム調整方法ならびにビーム測定機器を整備・開発した。

(4) 参考資料 [実験装置一覧]

第 4.2.5 表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。

第 4.2.5 表 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	代理反応測定装置	固体材料への均一照射(大口径試料照射可能) 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	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)	
		NRA チェンバー	材料中の水素分析など NRA 分析装置	
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	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-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	核反応で生成される原子核からの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	

4.3 保守・整備

4.3.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成 23 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、水平実験孔設備、回転照射設備、垂直照射設備、炉室詰替セル設備及び実験利用棟詰替セル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、本体設備については、校正検査、耐圧検査、漏えい検査及び機器作動検査を実施し、ヘリウム冷凍設備については、漏えい検査及び機器作動検査を実施し、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。

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。

2) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（以下「CNS」という。）は、東日本大震災による健全性確認点検作業により、運転は行われなかった。

CNS 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を実施し、ヘリウム冷凍設備については、安全弁、高圧盤・低圧盤、オイルクーラー、アフタークーラー、遠隔操作弁、冷却水配管及び冷却水ポンプの分解点検等を実施した。各々の設備点検後、単体での作動検査を実施し、各機器が正常に作動することを確認し、その後、総合機能試験を実施し、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

中性子導管設備は、健全性確認による運転及び C1 導管及び C3 導管の更新後における真空漏えい検査のための運転を実施した。中性子導管設備の保守・整備は、中性子導管用真空装置に経年劣化等による腐食が見つかったことから、真空ポンプ及びオイルミストトラップの更新を全数実施した。

4.3.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

JRR-4 利用施設の施設定期自主検査及び自主検査は、平成 22 年 12 月 27 日から平成 23 年 6 月 17 日までの期間を予定していたが、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災による平成 23 年度運転計画の見直しにより、期間終了を「未定」とした計画変更が行われた。このため、施設定期自主検査及び自主検査の作業は一時中断し、各利用設備の被害状況の調査作業及び復旧作業を優先的に実施した。調査の結果、保安上特に重要である設備については、優先的に修理を実施した。該当設備の状況は次のとおりである。

- ① 中性子ビーム設備の照射室内にある簡易遮へい体の位置ズレが生じたため、走行不可能となった。修理後、作動検査（前進、後進動作）を実施し、正常に作動することを確認した。
- ② 簡易照射筒制御盤ベース板のアンカーボルトが抜け、再度、大きな揺れが発生した場合に自立不可能な状態であった。修理後、外観、接触、打音検査を行い、異常のないことを確認した。

健全性確認作業に該当する性能検査に関連する軽微な事象については、次年度以降に修理を実施することとなった。主な該当設備の状況は次のとおりである。

- ① 即発ガンマ線分析装置の旋回軸固定板の振れ止め落下
- ② 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の湾曲

4.3.3 NSRR 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

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) セミホットケーブル上部台座

鉛シャッターについて外観検査、作動検査、インターロック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) セミホットケーブル

ケーブル内の除染作業を行った後、しゃへい体について目視により外観検査を行い、負圧計、インセルモニターについては校正検査及びインターロック作動確認を、制御盤については絶縁抵抗検査を行いそれぞれ異常のないことを確認した。

3) セミホットセル

セル内の除染作業を行った後、しゃへい体について目視により外観検査を行い、負圧計、インセルモニターについては校正検査及びインターロック作動確認を、制御盤については絶縁抵抗検査を行いそれぞれ異常のないことを確認した。

4) 貯留タンク設備

貯留タンク本体についてろ過水の水頭圧による漏えい検査を行い、配管等についてはポンプの循環運転による漏えい検査及び目視による外観検査を、液面指示計(1)、(2)については校正検査を、制御盤については絶縁抵抗検査を行いそれぞれ異常のないことを確認した。

5) グローブボックス

グローブボックス本体及びグローブについて目視により外観検査を、機器、装置については作動検査を、制御盤については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。

6) フード

H-1（原子炉棟地下 1 階）、H-2（制御棟分析室）について目視による外観検査を行い異常のないことを確認した。

H-3（カプセル解体用フード；原子炉棟地下 1 階）の本体及びグローブについて目視によ

る外観検査を、負圧計については校正検査を、操作盤については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) マニプレータの点検整備

セミホットセル及びセミホットケーブルのマニプレータの健全性の確認及び性能を維持するため、セミホットケーブル用 2 台及びセミホットセル用 4 台の点検整備作業を施設定期自主検査中に実施した。主な点検整備内容は、マニプレータの分解点検、単体機器の点検、消耗品の交換であり、マニプレータの健全性及び性能に問題が無いことを確認した。

2) セミホットセル・ケーブルの除染作業

照射済燃料実験のカプセル組立及び解体作業の回数を重ねることによりセミホットセル及びセミホットケーブル内部の放射能汚染レベルが高くなるため、内部の除染作業を行った。除染後にスミヤ法による汚染検査を行い、バックグラウンドのレベルまで除染されていることを確認した。

3) 圧縮空気用減圧弁の更新

高経年化に対する予防保全の一環として、セミホットケーブル内の実験カプセル組立・解体装置に使用されている、原子炉建家地下 1 階の 7 キロ圧縮空気（一般用）系統に設置された減圧弁を更新した。更新後に漏えい試験及び装置の作動試験を実施し健全性及び性能に問題が無いことを確認した。

4.4 施設供用

4.4.1 中性子ビーム利用専門部会

研究用原子炉 JRR-3 は東日本大震災により被災し、平成 23 年度全期間にわたり運転停止を余儀なくされた。これにより、本専門部会の所掌範囲である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）の平成 23 年度利用課題（平成 22 年度中に課題採択済み）は、残念ながらすべて実施不可能となった。また、来年度の JRR-3 運転再開の時期が確定していないことから、平成 24 年度第 1 回の定期募集及び本年度の専門部会の開催を見送った。

(1) 平成 23 年度の活動状況

i) 平成 23 年度（下期）施設供用利用課題（成果公開分）の審査

震災に伴う、JRR-3 の運転停止により、平成 23 年度利用課題の実施は無かった。

ii) 平成 24 年度施設供用利用課題の（成果公開分）の審査

JRR-3 運転再開の時期が確定していないことから、平成 23 年度 11 月に実施予定であった平成 24 年度の第 1 回の定期募集を見合わせた。

施設供用課題定期募集応募の状況

		平成 23 年度 全期利用 (22 年 11 月募集)	平成 23 年度 下期利用 (23 年 5 月募集)	平成 24 年度 全期利用 (23 年 11 月募集)
成果公開課題	応募	63	未募集	未募集**
	採択	63（うち補欠採択 10*）	—	—

* マシンタイムに空きが生じた場合に実施。

** JRR-3 再開時期の見通しが立った段階で公募を行う。

iii) その他の重要な事項について

JRR-3 の運転停止に伴い、国内外の中性子利用施設から JRR-3 採択課題への振替実施等の支援の申し入れがあった。JRR-3 ユーザーズオフィスを窓口として振替実施支援者への案内や先方施設窓口への取り次ぎなどを行い、海外中性子施設（7 件）及び SPring-8(2 件)において振替実施が認められた。

また、被災した中性子実験装置や周辺施設の復旧状況について、逐次 JRR-3 ユーザーズオフィスホームページにおいて積極的な情報発信を行うとともに、JRR-3 の成果検索データベースシステムを新たに構築・公開し、過去の論文・報告書類を外部から容易に検索できるようにした。

(2) 平成 24 年度の計画

平成 24 年度の再開時期の見通しが立った段階で第 1 回の公募を行う。平成 24 年度の研究課題の実施状況の把握、ならびに平成 24 年度第 2 回公募（第 1 回公募の実施時期によっては実

施しない可能性もある)及び平成 25 年度の施設供用利用課題(成果公開分)として応募される利用課題についての審査などを行うため、年 2 回の専門部会を開催する。また、随時枠に応募される利用課題については、その都度適切に審査を実施する。

4.4.2 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、燃料材料試験部燃料技術管理課(大洗研究開発センター)及びホット試験施設管理部ホット試験技術課が担当し、その取り纏めは研究炉加速器管理部が行うことになっている。

今年度は、各施設とも東日本大震災により被災した施設の復旧作業から始め、「常陽」(照射後試験)と「燃料試験施設」のみは上期中の復旧を果たすことができたが、「JRR-3」及び「JRR-4」については年度内の復旧が叶わず、年度末時点でも運転再開についての確たる時期が示せず、「JRR-3」が平成 24 年秋口の運転再開を目標とする一方、「JRR-4」においては平成 24 年度中の供用を見送るという現状であった。

以上のような施設状況であるため、今年度の 2 回(平成 23 年度下期分の募集、平成 24 年度分の募集)の定期募集においては、「JRR-3」及び「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、各原子炉が停止していることも影響し 2 回とも課題の応募はなかった。このため、今年度の部会活動は特に実施しなかった。

4.4.3 研究炉医療照射専門部会

本専門部会は、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 23 年度は、東日本大震災による施設被災復旧により JRR-4 の運転を停止し、平成 24 年度は、供用を見送るという現状であった。このため、今年度の部会活動は、特に実施しなかった。

4.4.4 タンデム加速器専門部会

(1) 第 13 回タンデム加速器専門部会

平成 23 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、1 件の応募があった。内訳は第 4.4.1 表の通りである。第 13 回タンデム加速器専門部会は平成 23 年 7 月 22 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 1 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。

(2) 第 14 回タンデム加速器専門部会

平成 24 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、5 件の応募があった。内訳は第 4.4.2 表の通りである。第 14 回タンデム加速器専門部会は平成 24 年 1 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 5 課題について口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果、5 課題が採択された。

(3) 施設供用以外の課題審査について〔共同研究と機構内単独利用〕

平成 23 年度下期追加申し込みならびに 24 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 23 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 2 課題の審査を行った。内訳は第 4.4.3 表の通りである。審議の結果、6 課題が採択された。

平成 24 年度募集については共同研究 9 課題及び自己使用枠 1 課題の審査を行った。内訳は第 4.4.4 表の通りである。審議の結果、10 課題が採択された。

第 4.4.1 表 平成 23 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
2011BD01	末吉哲郎	熊本大学	重イオン照射した高温超伝導薄膜の臨界電流密度に対するアシストピン導入効果	H1 照射チェンバー

第 4.4.2 表 平成 24 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
2011BD02	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（緊急課題）	H1 照射チェンバー
2012AD01	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	H1 照射チェンバー
2012AD02	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 照射チェンバー
2012AD03	亀田敏弘	筑波大学	宇宙応用を目指した FRAM マイコンならびに民生用通信機の耐放射線性評価	H1 照射チェンバー
2012AD04	富田成夫	筑波大学	クラスター入射 0 度電子分光	H2 照射チェンバー

第 4.4.3 表 平成 23 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
2011NC04	渡辺裕	高エネルギー加速器機構	クーロン障壁近傍のエネルギー領域における $^{136}\text{Xe}+^{198}\text{Pt}$ のかすり角の測定
2011NC05	佐藤望	先端基礎研究センター	表面電離イオン源を用いた Lr のイオン化電位測定
2011NC06	西尾勝久	先端基礎研究センター	陽子過剰な水銀原子核の核分裂
2011NC07	小泉光生	原子力基礎工学研究部門	質量数 30~40 領域原子核での巨大変形状態の探索
2011NP03	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
2011NP04	初川雄一	原子力基礎工学研究部門	加速器による医療用 RI 生成

第 4.4.4 表 平成 24 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
2012SC01	石川法人	原子力基礎工学研究部門	高照射量領域でのウラン酸化物の微細組織形成の研究
2012SC02	岩瀬彰宏	大阪府立大学	高速重イオンによる高密度電子励起を利用した重元素酸化物の電子・磁気物性制御
2012SC03	松波紀明	名古屋大学	高速重イオンによるセラミックスの電子励起効果及び物質改質・物性制御
2012SC04	今井誠	京都大学	高速重イオンの固体標的照射による電離状態変化と気体標的電荷変換
2012SC05	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
2012SP01	大久保成彰	原子力基礎工学研究部門	セラミックス材料の高エネルギー照射による電気伝導及び微細構造の変化
2012NC01	Andreyev	西スコットランド大学	陽子過剰な水銀領域の核分裂(2)
2012NC02	西尾勝久	先端基礎研究センター	新元素合成のための核融合反応における入射核依存性
2012NC03	若林泰生	先端基礎研究センター	中性子魔法数 126 近傍である新同位体 216U の合成
2012NC04	飯村秀紀	原子力基礎工学研究部門	オンライン・ガスセルを用いたタングステン同位体のレーザー核分光法の開発

4.5 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の施設供用に関わ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。

震災により、平成23年度全期間にわたりJRR-3運転停止を余儀なくされ、平成23年度利用課題（平成22年度中に課題採択済み）は、残念ながら全て実施不可能となった。ユーザーズオフィスでは、平成23年度採択課題の他研究施設への振替実施支援、JRR-3の震災復旧に係る情報発信及び利用の拡大を目指したアウトリーチ等を中心とした活動した。以下に当年度のJRR-3ユーザーズオフィスの活動を3項目にまとめる。

(1) JRR-3 復旧活動の組織間の調整と情報発信

被災した中性子実験装置や周辺施設の復旧においては、量子ビーム応用研究部門及び東大物性研等の関係組織間の調整を行った。また、その復旧状況について、日本中性子科学会発行の学会誌（波紋）、JRR-3ユーザーズオフィス・ホームページ等において逐次、情報を発信した。

(2) 研究施設への振替実施支援活動

震災によりJRR-3での実施が困難になった状況を受け、国内外の量子ビーム施設から、中性子ビーム利用課題の一部について、振替実施の協力提案を頂いたことから、研究施設への振替実施支援活動を行った。これらの量子ビーム施設との綿密な連絡・連携の下、この振替実施が円滑に行えるよう、本事業において、課題採択者への情報発信、振替希望調査、課題申請補助等の利用者支援を行った。JRR-3課題の振替実施の協力を表明いただいた研究機関は以下のとおりである。

- 1) 米国 オークリッジ国立研究所 高中性子束同位体生産炉（HFIR）
- 2) 韓国 原子力研究所 新型研究炉（HANARO）
- 3) オーストラリア 原子力科学技術機構 研究用原子炉（OPAL）
- 4) フランス ラウエ・ランジュバン研究所（ILL）
- 5) 日本 大型放射光施設（SPring-8）

このうち、海外中性子施設（HANARO 4件（うち1件産業利用）、ILL 3件）及びSPring-8(2件)において振替実施が認められ、課題が実施された。

(3) 利用の拡大を目指した広報及びアウトリーチ活動

共用促進事業に基づき利用の拡大を目指した広報活動及びアウトリーチ活動等を行った。11月20日からつくば国際会議場で開催された第一回アジア・オセアニア中性子散乱国際会議

(1stAOCNS)におけるブース展示をはじめ展示会、学会等において6件のブース展示を通じてJRR-3の中性子利用の広報活動を行い、JRR-3を紹介する利用促進ビデオを新たに製作するとともに、実験利用の際に使用する中性子散乱用試料環境装置を紹介するパンフレットを作成した。第4.5.1図は、第一回アジア・オセアニア中性子散乱国際会議のテクニカルツアーの一環として実施されたJRR-3 ビームホール見学会の様子である。

また、ホームページを随時更新し、JRR-3の震災に伴う影響及び復旧状況について逐次ホームページ等において情報を公開とともに、前年度整備した照射による誘導放射能(Bq単位)計算プログラムに放射線量($\mu\text{Sv/h}$ 単位)の概算値を表示できる機能を追加し、これをホームページ上で利用できるよう整備した。

平成22年度に実施された課題のうち、平成22年2月発行の成果報告書に掲載できなかった課題について、利用成果報告書を取りまとめるとともに、JRR-3の利用成果データベースを構築し、ホームページに公開した。



第4.5.1図 第一回アジア・オセアニア中性子散乱国際会議(1stAOCNS)におけるビームホール見学会の様子

5. 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.

5.1 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 20 K)に通して減速し、波長約 5 Å 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主幹開発項目として進めている。

5.1.1 CNS 低温流路管異材接合部の強度評価

既存の CNS 設備の配管及び減速材容器はステンレスで製作されており、液体水素が流れる低温流路管の継ぎ手にはケノール継ぎ手を使用している。現在開発を進めている高性能減速材容器はアルミニウム合金製であり、ステンレス配管と接合するためには、異材接合部の強度を十分に確保しなければならない。本年度は、摩擦圧接により接合した試験片を用いて、引張強度確認試験及び衝撃特性確認試験を実施した。

(1) 引張強度確認試験

アルミニウム合金とステンレスを摩擦圧接にて接合した実機と同仕様の配管から引張強度確認試験用の試験片を切り出した。試験片の形状及び寸法は JIS Z2241 の 14B 号試験片に準ずる。(第 5.1.1 図参照) なお、接合部には工業用純アルミ (A1070) を中間材として使用している。

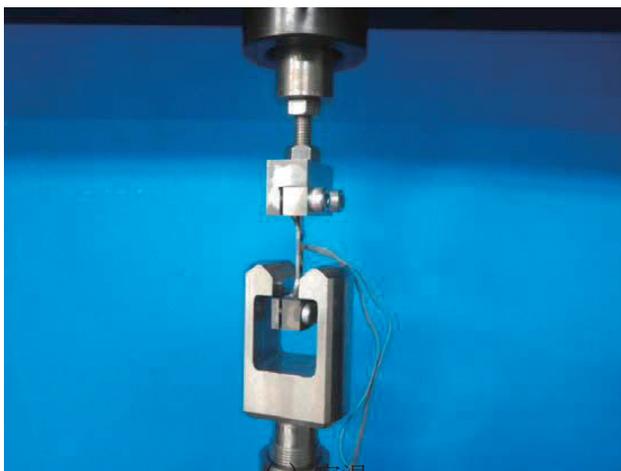
試験温度は CNS 設備の使用温度を考慮し、室温及び 20 K 以下の低温の 2 点とした。低温の試験については、試験片をクライオスタット中の液体ヘリウムに浸漬して冷却して実施した。温度管理は液面計を用いて試験片全体が液体ヘリウムに浸漬していることを確認した。試験の実施状況を第 5.1.2 図に示す。

第 5.1.3 図に引張試験結果を示す。室温においては、負荷応力が 0.2 %耐力を超えて塑性域へ入った後に破断した。この 0.2 %耐力は、約 50 MPa であり、継手において最も強度が低い A1070 部分の材料成績書に記載のある 117 MPa よりも大幅に低い。しかし、この素材は冷間加工で硬化したものであるため、摩擦圧接時の局所的な加熱により冷間加工の回復が生じ、焼鈍材の強度(約 30MPa)に近づいたものと考えられる。破断面は A1070/SUS304L の接合界面であり、機械加工によるツールマークが明瞭に観察され、SUS304L 側破面の辺縁部の一部には A1070 が若干残存していた。低温においては、室温と比較し強度が増しているが、一方で、0.2 %耐力が現れる前の弾性域で破断した。アルミニウムの場合、温度の低下に伴い引張強さ、耐力及び伸びのいずれも増大することが知られているが、今回の結果は伸びが著しく低下していた。破断面は室温の場合と同様に A1070/SUS304L の接合界面であり、機械加工によるツールマークが明瞭に観察されたが、A1070 の残存はほとんど認められなかった。これは、金属間化合物形成による延性低下が原因と考えられる。

アルミニウム合金とオーステナイト系ステンレス鋼の摩擦圧接継手の場合、引張試験では界面での破断が生じることが報告されており[1,2]、今回評価した摩擦圧接継手が界面で破断したことについては、特異な事象ではないと考えられる。しかし、継手効率が 50 %を下回っていることから、改善が必要とされる。



第 5.1.1 図 引張強度試験用試験片の外観

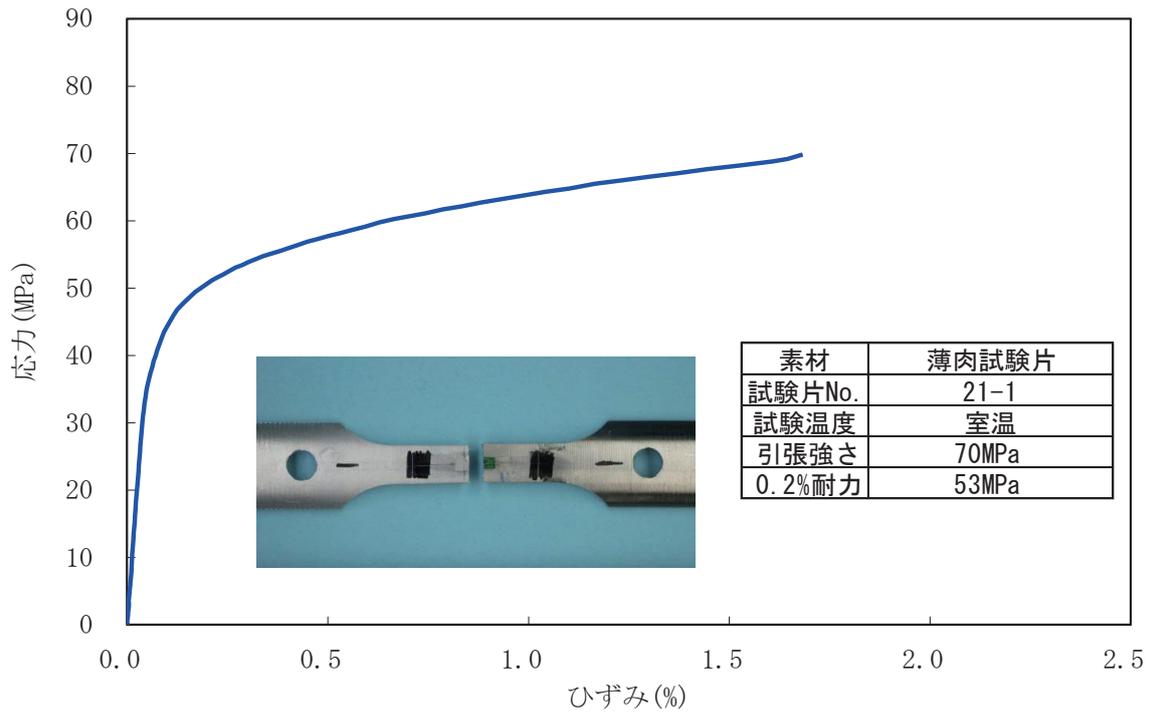


(a) 室温

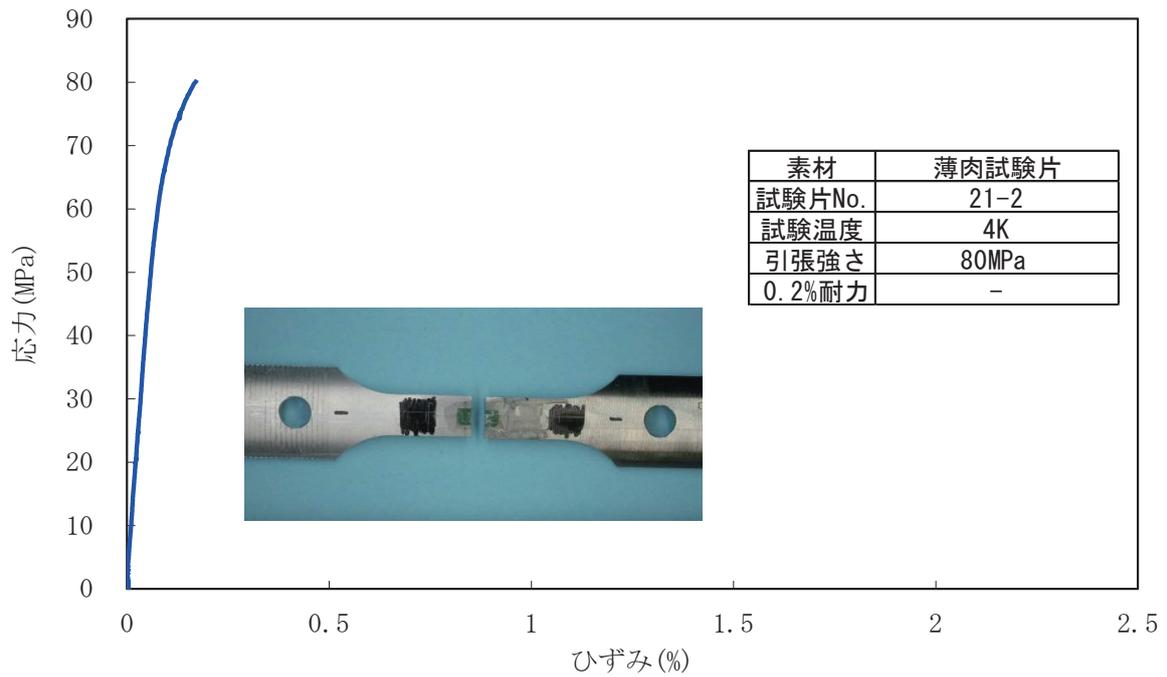


(b) 低温 (約 4K)

第 5.1.2 図 引張強度試験の概要



(a) 室温における応力-ひずみ線図



(b) 低温における応力-ひずみ線図

第 5.1.3 図 引張強度確認試験の結果

(2) 衝撃特性確認試験

引張強度確認試験と同様にアルミニウム合金とステンレスを摩擦圧接した試験体からVノッチシャルピー衝撃試験片を切り出した。試験片の形状及び寸法はJIS Z2202に準ずる。(第5.1.4図)ノッチ部は金属間化合物形成による延性低下が最も大きいと推定されるステンレスとA1070の摩擦圧接箇所(界面位置a)とし、確認のためにA1070とアルミニウム合金の摩擦圧接箇所(界面位置b)をノッチ部とした試験も実施する。実際に想定される破壊は配管内部の圧力上昇による破断であるため、その場合の衝撃特性を確認することができるように、ノッチは外面から導入することとする。

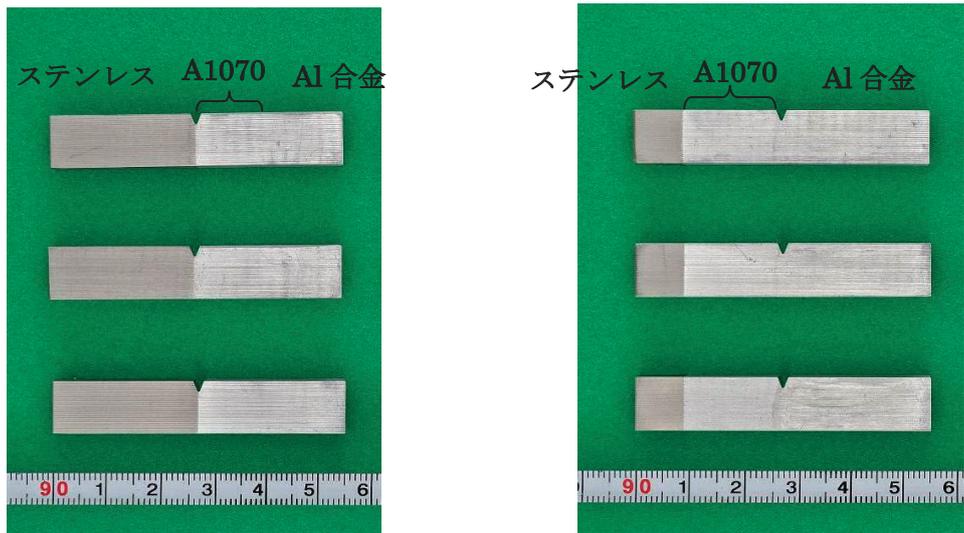
衝撃特性確認試験の概要を第5.1.5図に示す。試験の方法はJIS Z3128及びZ2242に準ずる。試験温度は引張強度確認試験と同様に室温及び低温(20 K以下)とした。低温の試験については、試験片を保冷カプセルに入れた状態で打撃を行った。保冷カプセルは幅48 mm、長さ200 mm、厚さ3 mmの発泡ポリエチレンの板の内面に液体ヘリウムの流路を確保するために溝を設けたものである。これを用いて試験片を包装して筒状の保冷カプセルとして試験機に取り付け、第5.1.5図に示すようにその端部から液体ヘリウムを流入させた。なお、液体ヘリウムの圧力で試験片の位置にずれが生じないように、保冷カプセルと試験片は接着剤で接合した。測定された吸収エネルギーから保冷カプセルの吸収エネルギーを差し引いた。

室温と低温における衝撃特性確認試験結果を第5.1.6図に示す。室温においてノッチ部がA1070/ステンレスの場合、試験片は摩擦圧接界面で破断が生じた。破面には機械加工によるツールマークが明瞭に観察された。吸収エネルギーは約1.5 Jであった。ノッチ部がアルミニウム合金/A1070の場合、試験片は破断せず屈曲した。A1070部分の延性が非常に大きいためと考えられる。吸収エネルギーは約50 Jであった。低温においてノッチ部がA1070/ステンレスの場合、試験片は室温と同様に摩擦圧接界面で破断が生じた。ノッチ部がアルミニウム合金/A1070の場合、直接打撃していないA1070/ステンレス界面で破断が生じる結果であった。低温における吸収エネルギーは、ノッチ部関係なくいずれも1.0~2.0 Jの低い値であった。

本結果から、アルミニウム合金とステンレスを摩擦圧接した界面に金属間化合物の膜が形成されるため、界面に平行に衝撃が加わった場合に、衝撃エネルギーを吸収できずに界面で剥離するものと推測される。金属間化合物の形成は、摩擦圧接時の回転数や圧接時間等の条件で抑えることが可能である。また、アルミニウム合金とステンレスの間にチタンやニッケルを中間材として使用することで、圧接強度の改善が見込まれる。

参考文献

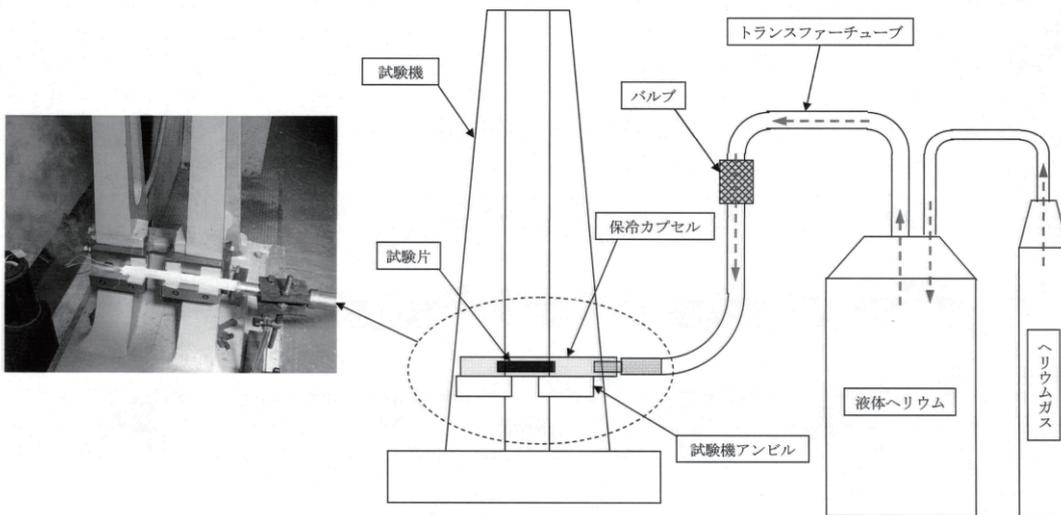
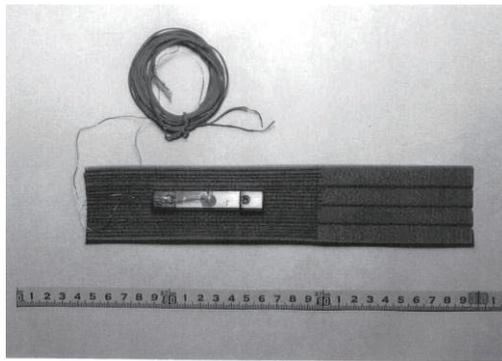
- [1] 川井 五作ほか、各種アルミニウム合金管とSUS304ステンレス鋼管の摩擦圧接、
軽金属、Vol.49, No.2, (1999) pp83-88.
- [2] 横山隆ほか、6061アルミニウム合金/SUS304ステンレス鋼摩擦圧接継手の衝撃引張特性、溶接学会論文集、Vol.20, No.3, (2002) pp415-424.



界面位置 a ステンレス/A1070

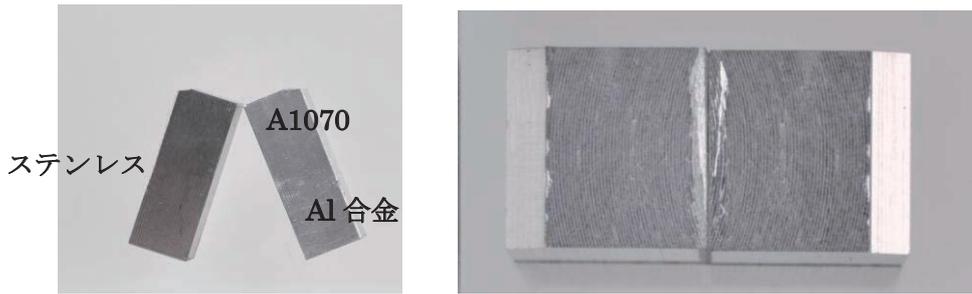
界面位置 b A1070/アルミニウム合金

第 5.1.4 図 シャルピー衝撃試験片

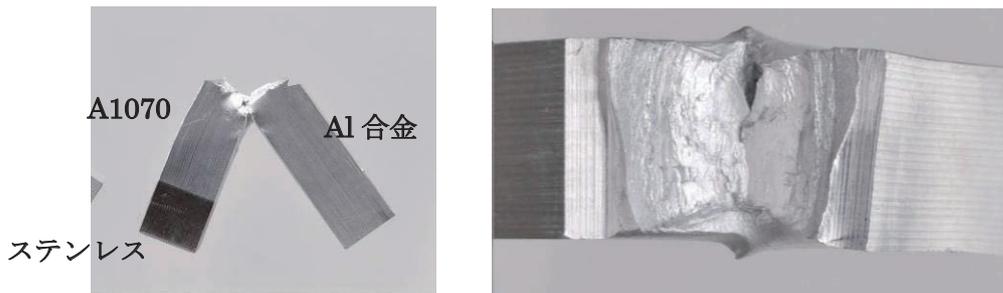


冷却方法
 液体ヘリウムタンクにヘリウムガスを注入して圧力を上げることで、液体ヘリウムをタンクより押し出す。トランスファーチューブに付いているバルブの開閉により液体ヘリウムが噴出し、試験片をセットしている梱包材を通して試験片を冷却する。

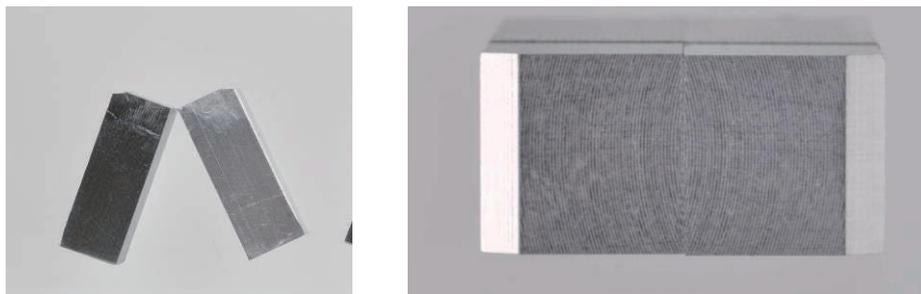
第 5.1.5 図 衝撃特性確認試験の概要（低温）



(a) 界面位置 ステンレス/A1070 (室温)



(b) 界面位置 A1070/アルミニウム合金 (室温)



(c) 界面位置 ステンレス/A1070 (低温)



(d) 界面位置 A1070/アルミニウム合金 (低温)

第 5.1.6 図 衝撃特性確認試験の結果

5.1.2 テーパー型中性子鏡管ユニットの設計及び製作

(1) 序論

液体水素によって減速された冷中性子を高効率で輸送する事により、冷中性子ビームを利用した実験装置に従来と比較して多くの中性子ビームを提供することができる。冷中性子ビームを利用した実験装置への高効率輸送とは、冷中性子源からそれぞれのビームポートに設置している結晶モノクロメーター等に多くの冷中性子を輸送することに他ならない。このため、冷中性子源から発生する数多くの冷中性子を輸送するためには、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てジグザグに進む中性子ビームも輸送することが重要である。

定常中性子源に設置される中性子ビーム実験装置のほとんどは、輸送される白色中性子ビームを単色化して実験に使用する。単色化装置でよく使用されているのは結晶モノクロメーター(以降は「モノクロメーター」とする)である。これは結晶のブラッグ反射を利用して、白色中性子ビームから単色中性子ビームを取り出す装置である。

モノクロメーターは基本的に直進する中性子ビームを入射ビームとするが、結晶のモザイク性よりジグザグに進む(発散角度を持つ)中性子ビームも入射中性子ビームとしてある程度利用可能である。そのため、モノクロメーターに有効利用できる発散角度を持つ冷中性子ビームもビームポートに設置しているモノクロメーターに供給することが出来れば、実験装置に提供する冷中性子ビーム強度を増強することができる。

そこで、モノクロメーターに有効に利用できる発散角度を持つ冷中性子ビームを十分に供給できるような中性子ビーム輸送体系を設計することが必要となる。設計において、中性子鏡管ユニットに採用する中性子ミラーの高性能化だけでなく中性子導管の形状を変更することで、モノクロメーターに有効利用できる発散角度を持つ冷中性子ビームを輸送することとした。さらに、設計する中性子導管は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として設計した。設計した中性子導管を構成する中性子鏡管ユニットを形状から「テーパー型小型中性子導管試験体」と呼ぶこととする。平成 22 年度の輸送計算の結果から、テーパー型小型中性子導管試験体の製作を実施した。

(2) テーパー型中性子鏡管ユニットの設計指針

テーパーガイドの設計において必要なのは、ターゲットにどのような発散角度の中性子を集光するかである。ターゲットであるモノクロメーターには pyrolytic graphite(熱分解黒鉛、略称 PG)の結晶を用いたモノクロメーターを使用することとした。この PG モノクロメーターは、冷中性子ビームを使用する中性子ビーム実験装置の単色化装置として数多く使用されている。

有効利用できる入射中性子ビームの発散角度はモノクロメーターに使用する結晶のモザイクの大きさと同程度である。PG モノクロメーターの結晶のモザイクは 0.5° 程度であるため、輸送する中性子ビームの発散角を $\pm 0.45^\circ$ 以内と設定した。

C3 冷中性子導管において、曲導管部を 3Qc の中性子ミラーに置換することで特性波長は 6 \AA から 2.7 \AA へと大きく変わる。また、C1 冷中性子導管においては曲導管部を 3Qc の中性子ミラーに置換することで特性波長は 4 \AA から 2.5 \AA へと大きく変わる。特性波長の変更を考慮すると、集光を可能とすべき中性子波長を 2 \AA とすれば、JRR-3 に設置している冷中性子導管から輸送さ

れてくるほぼすべての中性子を集光することとなり、ほとんどの中性子ビーム実験装置がこの集光装置が利用可能となる。

上記の発散角度及び波長の条件から、発散角度を $\pm 0.45^\circ$ 以内の 2 \AA の中性子ビームをターゲットとなっているモノクロメーターへ輸送するとし、さらにこのテーパー型中性子鏡管ユニットの特性測定を実施するビームポートとして、C2-3-3 ビームポートに設置している CHOP 分光器での実験を想定して設計した。

これらをまとめると製作方針は

1. ターゲット設置位置の水平及び垂直方向の中性子発散角は 2 \AA で $\pm 0.45^\circ$ 以内。
2. 中性子導管出口とターゲット間の距離を 50 mm とする。
3. テーパー型鏡管ユニット長さは 500 mm とし、2 体並べることを考える。
4. 特性測定に使用する実験装置の制約のため、導管の断面は幅 20 mm 、高さ 40 mm とする。

となる。以上の 4 つの条件の元で、テーパー型中性子導管試験体を設計すると第 5.1.7 図となる。 2 \AA の中性子が 1Qc の中性子ミラーで全反射するためには、設置誤差を含めて 0.197° で 1Qc の中性子ミラーに入射する必要があることから、1Qc の中性子ミラーのセッティングは、第 5.1.7 図に示すようにターゲット端から $\pm 0.45^\circ$ の直線に対して、 0.197° 傾けて設置できれば良い。このように中性子ビームの下流から設置すると、長さ 500 mm の中性子ミラーを使用すれば、2 枚ほどで向かい合っているミラーが平行に出来る。

テーパー型中性子導管に使用するミラーをすべて 1Qc もしくは 3Qc にした場合について平成 22 年度に計算を実施し、中性子ビーム強度、スペクトル及びモノクロメーターによる単色化を行った中性子ビームの集光効果の検討結果から[1]、すべてが 3Qc の中性子ミラーを使用することとした。その特性としては、特性波長も含めて特性波長よりも長波長側の強度が増強する。

(3) テーパー型中性子導管ユニットの設計・製作

3Qc で 80%の反射率をもつ中性子ミラーを使用し、2 種類の勾配をもつテーパー型中性子鏡管ユニットの仕様を策定し、製作することとした。

当初、計算結果から、全長 500 mm で勾配の異なる 2 体の中性子鏡管ユニットを高精度で並べることでテーパー型中性子導管試験体の特性測定を実施する予定であったが、高精度で並べるためにはセオドライト、オートコリメーター等並べるための道具が必要なのに加えて実験準備に非常に時間がかかるため、作業効率の向上を目指し 2 体の中性子鏡管ユニットを接続し、2 種類の勾配をもつテーパー型小型中性子導管試験体を製作することとした。

製作したテーパー型中性子導管試験体の形状は第 5.1.8 図に示すように、内寸法の高さ $40 \text{ mm} \times$ 幅 20 mm の矩形の断面を持つ。高さ及び幅の両方で、2 つの勾配をもつ。具体的には、全長 1000 mm の導管において、上流側入り口位置、中間位置(端から 500 mm)及び下流出口位置における内寸法の高さがそれぞれ $40.00 \text{ mm} \pm 0.02 \text{ mm}$ 、 $39.02 \text{ mm} \pm 0.02 \text{ mm}$ 及び $34.61 \text{ mm} \pm 0.02 \text{ mm}$ とし、同じくそれぞれの位置における内寸法の幅が $20.00 \text{ mm} \pm 0.02 \text{ mm}$ 、 $19.02 \text{ mm} \pm 0.02 \text{ mm}$ 及び $14.61 \text{ mm} \pm 0.02 \text{ mm}$ とした。また、中性子の輸送経路における真空引きであるが、調整架台に真空チャンバーを用意しているため、導管自体では真空に保つ必要はない。

仕様に基づいて製作され納入された中性子鏡管ユニットの写真を第 5.1.9 図に掲載する。

(4) テーパー型中性子導管ユニット架台の設計・製作

テーパー型小型中性子鏡管ユニット試験体の外形もテーパー型となるため、マイクロメータとスプリングプランジヤによって点で固定する既存の中性子鏡管ユニット調整機構は使用できない。性能評価の実験のため、テーパー型小型中性子鏡管ユニット試験体を固定し、かつ微調整のできる機構でなくてはならない。さらに中性子の透過率を上げるために、中性子の輸送経路については真空引きを実施する必要がある。

以上の要請から、テーパー型小型中性子導管試験体内部を真空に保ちつつ、光学調整が可能な架台を製作することとした。真空チャンバーは全長 1 m のテーパー中性子導管を入れてかつ大気圧に耐えるため、1.1 m 程度の長さで直径 180 mm 程度の円筒とした。この真空チャンバーを上流下流の 2 箇所を 6 点で支えることにより、上下、左右並びに回転の動作が実施可能となる。

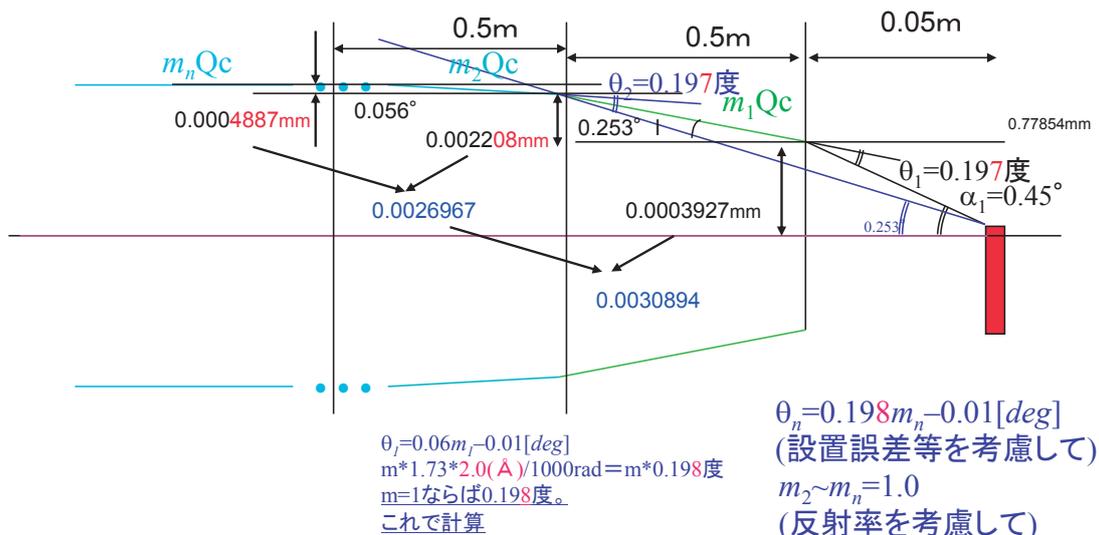
第 5.1.10 図にテーパー型小型中性子導管試験体特性測定用真空チャンバー付き架台の参考図を、仕様に基づいて製作され納入された中性子鏡管ユニットの写真を第 5.1.11 図に掲載した。

参考文献

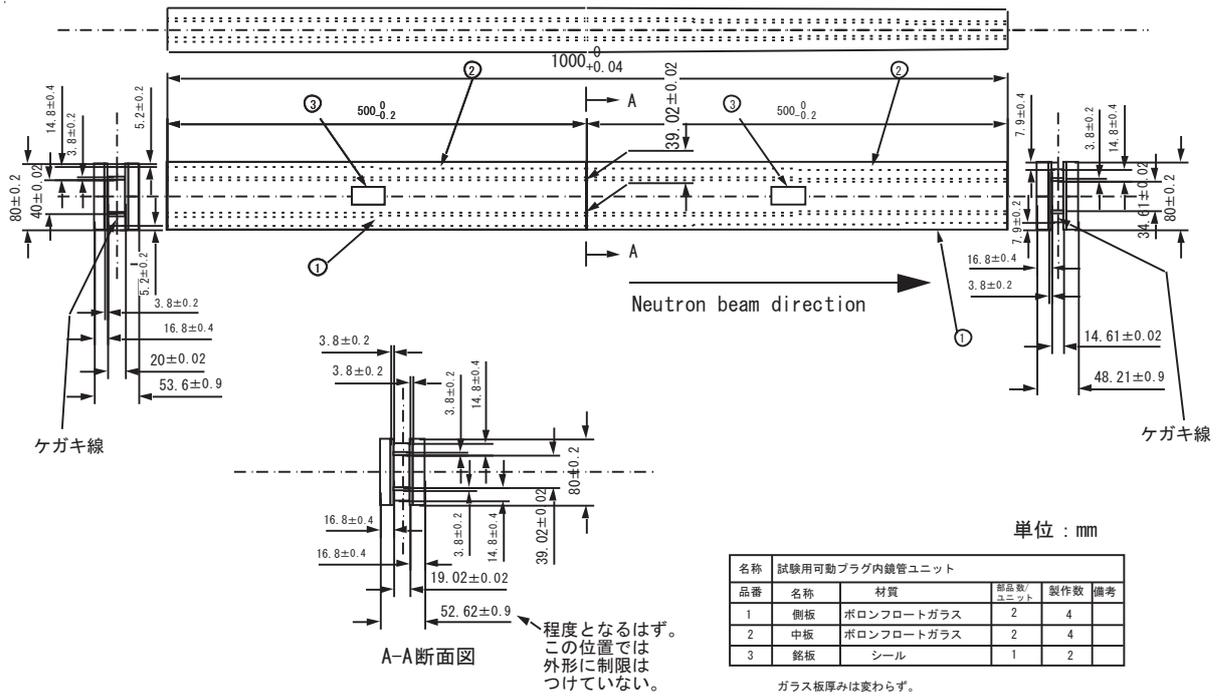
- [1] 研究炉加速器管理部、平成 22 年度研究炉加速器管理部年報; JRR-3, JRR-4, NSRR 及びタンデム加速器の運転,利用及び技術開発、JAEA-Review 2011-053,(2012) 123.

テパードガイドデザインの手順(上流は3Qc)

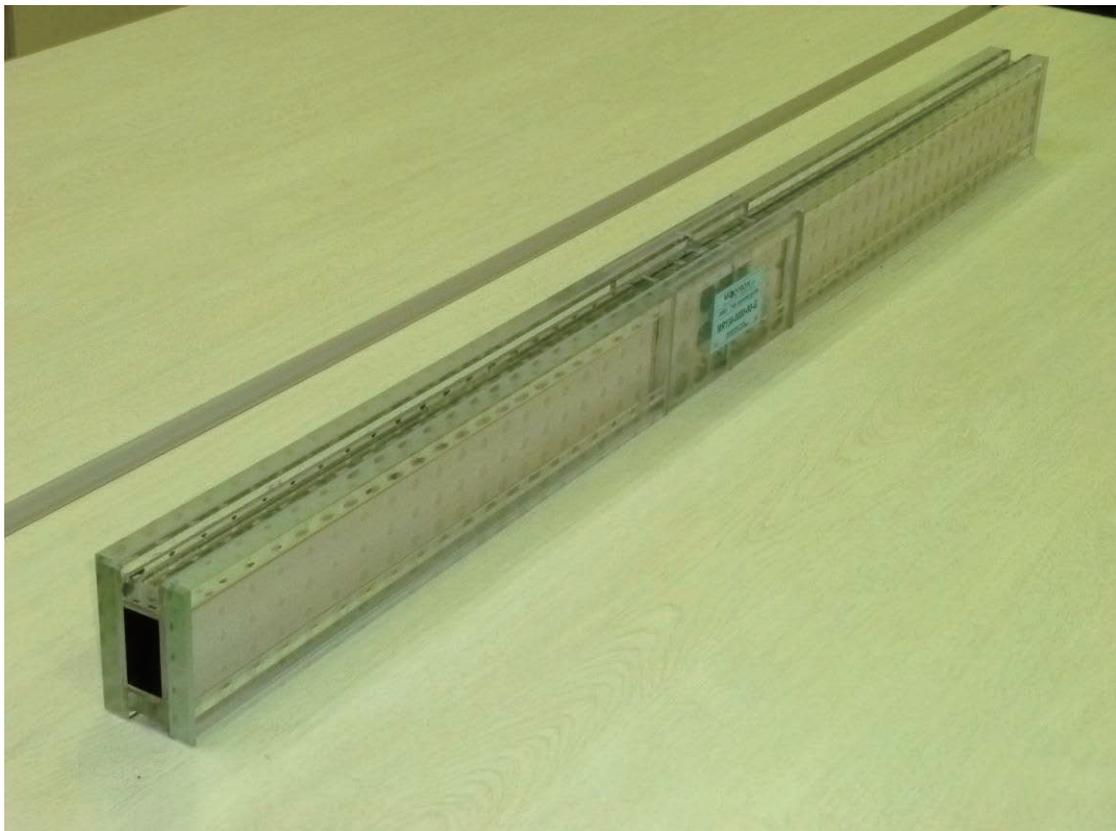
試料位置での水平及び垂直方向の中性子発散角を $\pm 0.45^\circ$
 ガイド出口～試料間の距離を 0.05m と決める
 2.0Å の中性子の発散角がマッチングするようにビームライン下流側からガイドを置いていく。
 鏡管ユニット長さは 0.5m にする。



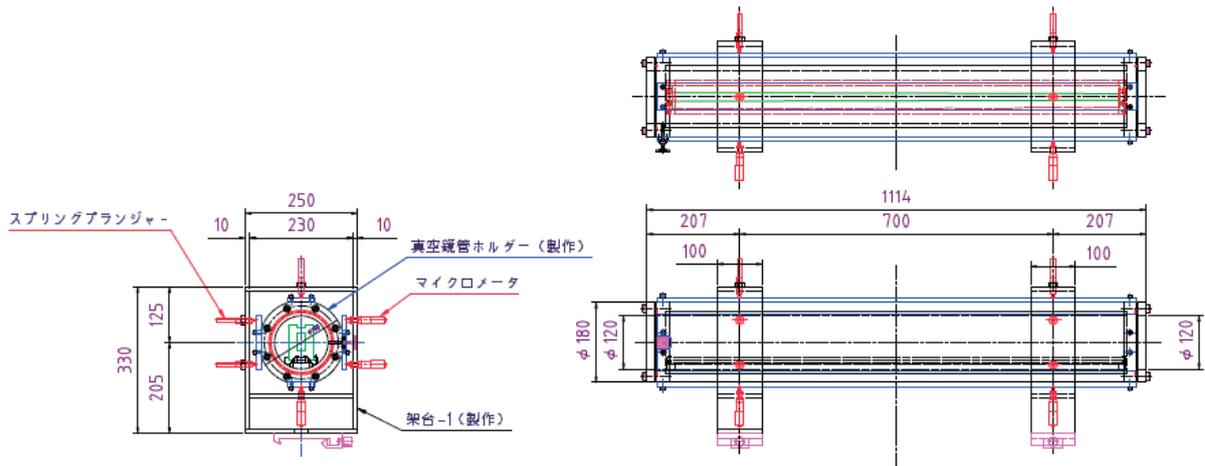
第 5.1.7 図 テーパー型小型中性子導管試験体の設計



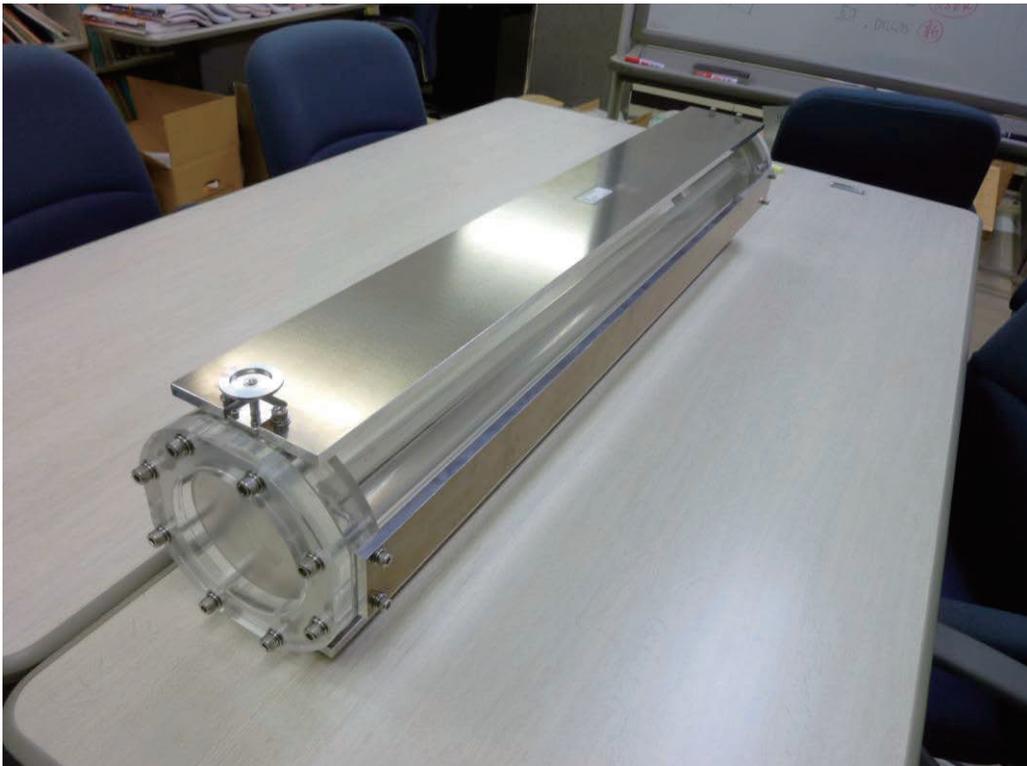
第 5.1.8 図 テーパー型小型中性子導管試験体の参考図



第 5.1.9 図 製作したテーパー型小型中性子導管試験体



第 5.1.10 図 テーパー型小型中性子導管試験体特性測定用真空チャンバー付き架台の参考図



第 5.1.11 図 製作したテーパー型小型中性子導管試験体特性測定用真空チャンバー付き架台

5.2 JRR-3における中性子輸送の高効率化

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」受託研究を実施している。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している。

本事業で使用され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強度が増強すれば、「機能場における水・プロトンの輸送現象の解明」の研究の推進に大きく貢献するため、「中性子散乱実験装置」への中性子ビーム輸送効率を向上する研究及び技術開発を受託研究で実施することとなっている。また、中性子ビーム実験装置と一体化して中性子ビーム輸送効率を向上することを目指して、高度化を実施している。

本受託研究において平成 23 年度は、業務計画書に記載されている「中性子鏡管ユニットの据付」、「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」を研究計画に基づいて実施する予定であったが、東日本大震災の影響で JRR-3 が稼働しなかったため中性子束の測定はできなかった。

そのため、「中性子鏡管ユニットの据付」及び「新規冷中性子導管性能の解析的な評価」についてのみ報告する。また、C1 冷中性子導管についても、東京大学による中性子導管交換があったので記載する。

5.2.1 中性子鏡管ユニットの据付

(1) 概要

平成 23 年度は冷中性子導管で輸送される冷中性子ビーム強度の増強を実現するために、平成 22 年度までに製作した中性子鏡管ユニットを、平成 22 年度に立案した「冷中性子鏡管ユニットの据付計画」に基づいて「冷中性子導管」を構成する冷中性子鏡管ユニットの据付を実施した。なお、据付には平成 22 年度に製作した冶具等を使用した。

また、平成 22 年度は日本原子力研究開発機構内で獲得した人材育成費(交付金、日本原子力研究開発機構予算)から、原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブで交換する中性子鏡管ユニット部分から下流の中性子鏡管ユニット 10 体の製作費(予備品 3 体を含む)及び据付費を確保したので、中性子鏡管ユニット 10 体(予備品 3 体を含む)を平成 23 年 6 月に製作終了し、「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」の外部資金で中性子鏡管ユニットの据付終了後、人材育成費で製作した中性子鏡管ユニットの据付を実施した。

本据付により、C3 冷中性子導管の中性子源側に設置している曲導管 18 体と曲導管部の下流に位置する直導管 7 体の計 25 体を高性能中性子鏡管ユニットに置き換えた。第 5.2.1 図に範囲を示す。既設の中性子鏡管ユニットを置き換えたのは第 5.2.1 図で実線の枠および点線の枠で囲っている部分である。実線の枠で示している範囲は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」によって置き換えた中性子鏡管ユニットであり、点線の枠で示している範囲は日本原子力研究開発機構内で獲得した人材育成費(交付金、日本原子力研究開発機構予算)で置き換えた中性子鏡管ユニットである。

(2) 据付方法について

据付方法は、平成 22 年度立案した据付方法を新規に制作した中性子鏡管ユニット据付に適用した。ただし、実際の据付の際に生じた問題により、立案した据付方法に軽微な変更を加えて対処を行っている。立案における据付では、冷中性子鏡管ユニットの据付方法の原理は以下のようになる。

1. 冷中性子ビームの通る中性子鏡管ユニットの内面の空間座標と、中性子鏡管ユニットの外形の空間座標とを関連付けする。中性子鏡管ユニットの外形の設置位置から、中性子鏡管ユニットの内部の座標を計算で算出する。
2. 内部座標が設置精度を遵守するように、中性子鏡管ユニットの外形を設置する。
3. 曲率半径を出すために、曲導管部では基板側から見える中性子ミラーを光学測定装置で計測することで、隣り合う中性子鏡管ユニットの相対位置を明らかにしつつ据付を行う。
4. 既存の中性子鏡管ユニット調整機構を使用する。
5. C3 冷中性子導管の曲率半径は既設と同じ 370.8 m とした。合わせて冷中性子導管ビームシッター及び中性子ビーム実験装置位置を変更しない。

第 5.2.1 図から分かるように、中性子導管は原子炉建家及びビームホールの 2 つの建家間で途切れている。そのため、各建家で独立して中性子導管を並べた後鏡管接続用具を仮接続して粗調整し、さらに微調整の実施後ナフトサームで接着した。2 つの建家間で区切れているところは、炉室換気をハーフ運転の状態では気密を封じるに使用している AI 窓を取り外して、調整を行った。

(3) 各鏡管ユニット毎の据付精度の許容値について

各鏡管ユニット毎の据付精度の許容値は以下の通りとした。

1. 水平面からの誤差 ±50 秒以内
2. 垂直面からの誤差 ±50 秒以内
3. 接合部の隙間誤差 ±0.1 mm 以内
4. 接合部縦方向誤差 ±0.05 mm 以内
5. 接合部横方向誤差 ±0.05 mm 以内
6. 接合角度誤差 ±15 秒以内

許容値の最大値を取った場合、輸送する中性子ビーム強度の減弱が 1 割程度となる。

(4) 中性子鏡管ユニットの据付前準備について

中性子鏡管ユニットの外形及びガラス厚みを測定することで内部の座標位置を得ているため、据付前に再度中性子鏡管ユニットの測定を実施した。

鏡管ユニット調整機構は、鏡管架台に搭載して中性子鏡管ユニットを支持し、かつ精密に調整するために用いられる。構造としてはスプリングとマイクロメータヘッドの組み合わせで、中性子鏡管ユニットの上流側を 6 点、下流側を 6 点支えている。本年度の中性子鏡管ユニット交換においてこの既設の鏡管ユニット調整機構をそのまま使用することとした。新規に制作された中性子導管は既設の中性子鏡管ユニットとほぼ同じ外寸法を有する。そのため、中性子鏡管ユニット調整機構においては特に変更する点はなかった。

中性子鏡管ユニット調整機構におけるダイヤルの指示値を記録し、既設の鏡管ユニットの据付位置を高性能中性子鏡管ユニットの据付における参照値とした。記録終了後、ナフトサームによる接着をカッター等で取り外した後、既設の中性子鏡管ユニット調整機構においてマイクロメーターを全開に緩め、1組の中性子鏡管ユニット調整機構(鏡管ユニット1体分)を取り外すことで、その場所から既設の中性子鏡管ユニットを取り出した。その後、中性子鏡管ユニット調整機構が外れた位置へ既設の中性子鏡管ユニットを送り、順次取り外した。高性能中性子鏡管ユニットを並べる際には、その場所から高性能中性子鏡管ユニットを入れて、順次上流側に押し込んでいく方法で、鏡管ユニットを挿入した。炉室導管室内ではシャッター以降 12 体目の中性子鏡管ユニット調整機構 1 組を取り外し、ビームホール内導管室では、最上流の中性子鏡管ユニット調整機構 1 組を取り外した。

(5) 中性子鏡管ユニットの据付作業および調整について

鏡管ユニットが全数設置された段階で、各々の鏡管ユニットを、計算で算出した座標位置に設置する粗調整を実施した。この粗調整では、鏡管ユニットの外側面を目標の値に合わせることで、鏡管ユニットが支持調整機構の中心線に設置されているかどうかを確認する。この後、鏡管ユニットの微調整を上流側から開始した。原子炉建家の壁が圧力バウンダリになるため、壁面で 1 区切りする必要がある。また、中性子ビーム実験装置へのビーム供給を行うビームポートについても真空が区切れることとなる。

詳細調整方法は次の通りである。個別の鏡管ユニットのデータから、鏡管ユニット内部寸法が所定の調整値となる外形の設置位置を算出する。この算出した数値になるように鏡管ユニットを調整する。水平度および垂直度以外の横ズレ、縦ズレ、接合角の調整に関しては、1 つ上流側のすでに調整が完了している鏡管ユニットの調査結果を基準に、下流の調整すべき中性子鏡管ユニットを順次調整していく。

1 ブロック(真空に引いている範囲)の調整終了後、全体の調整後の測定結果から、曲導管部のズレを修正するようにさらに微調整を行う。曲導管部の修正においては、曲率半径が大きく変化しないように、中性子鏡管ユニットが滑らかにつながるように接合角を決定し、微調整を実施した。その際、2 体の中性子鏡管ユニット間の水平および垂直方向のズレはダイヤルゲージにて測定して、ズレが要求精度内に収まるように調整し、2 体の中性子鏡管ユニット間の水平方向の接合角はオートコリメーターにて測定して接合角度が要求精度内の計算値に収まるように調整した。第 5.2.2 図は既設中性子鏡管ユニットが取り付けられている状況である。この中性子鏡管ユニットを取り外し、高性能中性子鏡管ユニットを据え付け調整しているが第 5.2.3 図である。高性能中性子鏡管ユニットを並べて中性子導管としている写真は、第 5.2.4 図及び第 5.2.5 図となる。それぞれ炉室内導管室及びビームホール内導管室で据え付けている写真である。

(6) 中性子鏡管ユニットの接続について

中性子鏡管ユニット内部の真空保持は、既設の中性子鏡管ユニットと同様に高性能中性子鏡管ユニットそれぞれ自身で持たせる構造としている。これは既設の中性子鏡管ユニット調整機構を使用すること及び既設の中性子鏡管ユニットに接続することからそのような構造に決定した。また、

既存の真空配管をそのまま使用できるように同じような真空引きの口を有する中性子鏡管ユニットを製作した。真空配管および真空ポンプは既存の設備を使用した。

従来と同じ様に鏡管ユニットの間に 0.5 mm のゴム緩衝材を挟み、EPDM(エチレンプロピレンゴム)をシール材であるナフトサームで固める方法を用いた接続とした。

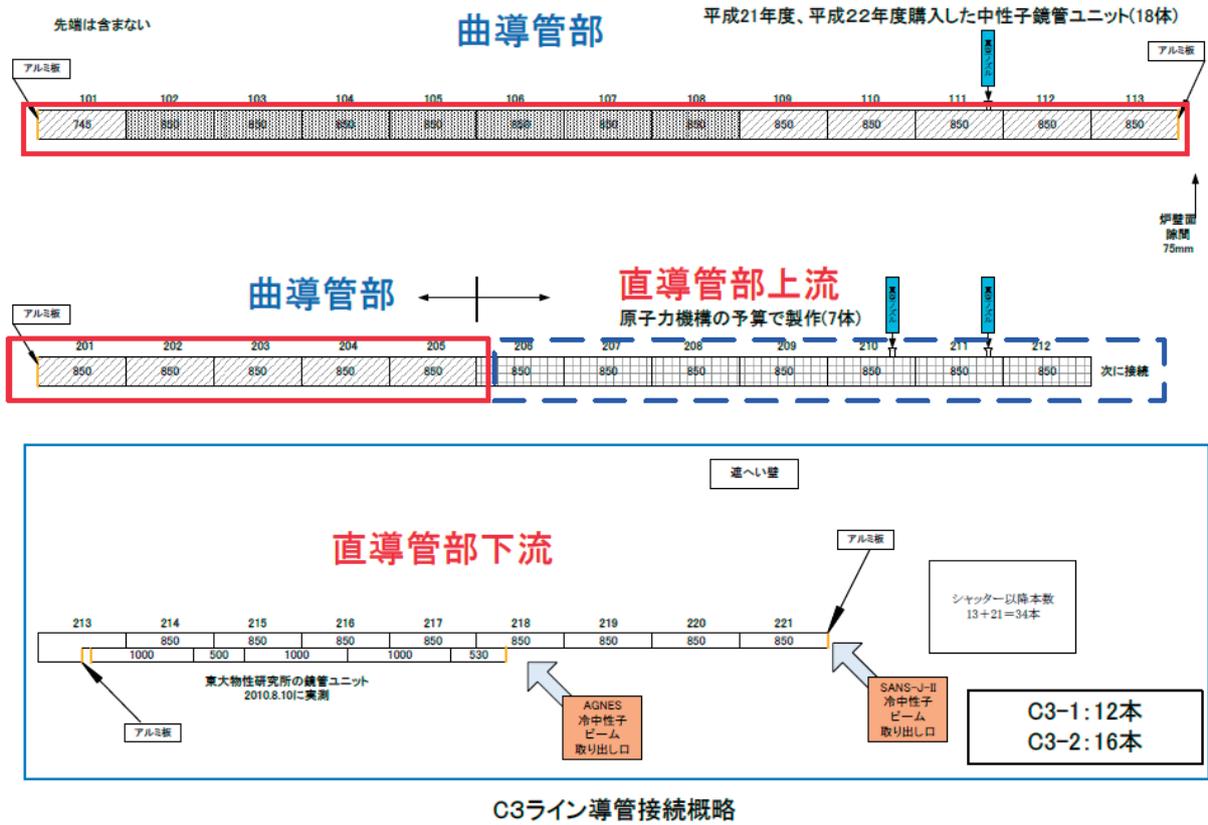
(7) 中性子鏡管ユニット据付調整における問題点とその解決方法

オートコリメーターを用いて、上流下流の中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーを測定することで接合角を観測していたが、2 体の中性子鏡管ユニットの接合角が正確に測定できないことが分かった。これは、サンドイッチ構造をもつ中性子鏡管ユニット(第 5.2.6 図)の外側からレーザー光を当てて、内面の中性子ミラーを測定したことも原因と考えられている。光が通る媒質(ガラス、空気及び接着剤)の違いで屈折が起こるが、その光路が特定しづらいためである。そこで、接合角を測定するための中性子鏡管ユニット上の測定点を選び出すことで、接合角の測定をし、据付調整を進めた。

中性子ビームの通る中性子導管の内部は 13.3 Pa 以下(0.1 Torr 以下)の真空中に保持する。このため、中性子鏡管ユニット相互の接続は機密を保てる必要がある。(5)で説明したように EPDM をナフトサームで固める方法を用いた接続としたが、ガラスとナフトサームの接着の相性は良いのだが、中性子鏡管ユニットを組み立てるに使用しているスリーボンド TB1215 とナフトサームの接着の相性が悪いため密着せず、真空度がなかなか下がらなかった。そこで、アルミ板を 2 種類の接着剤の境界に置き、TB1215 とアルミ板、アルミ板とナフトサームを接着することで、2 種類の接着剤の相性の悪さを解決した。以上の対策を採ることで、据付精度の許容値を満たすことができた。

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.



第 5.2.1 図 JRR-3 の冷中性子鏡管(C3)における中性子鏡管ユニットの配置図



第 5.2.2 図 既設中性子鏡管ユニット(C3 冷中性子導管)



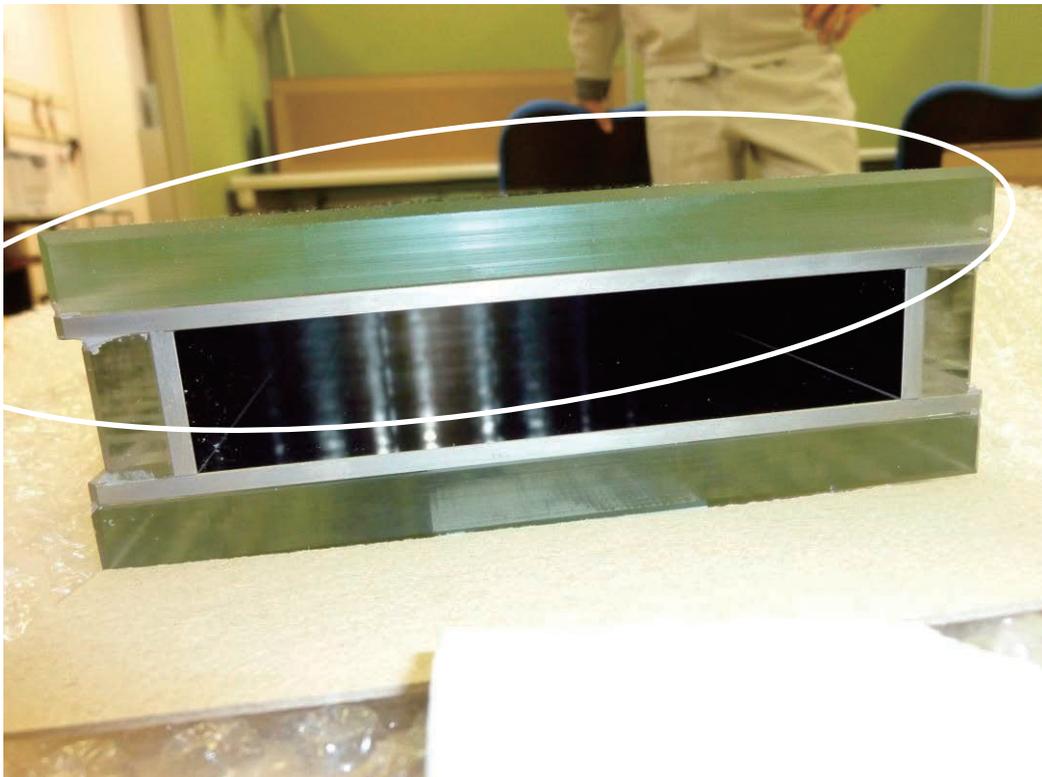
第 5.2.3 図 新規製作した高性能中性子鏡管ユニット(C3 冷中性子導管)



第 5.2.4 図 新規製作した高性能中性子鏡管ユニットの据付(炉室内導管室)



第 5.2.5 図 新規製作した高性能中性子鏡管ユニット(ビームホール内導管室)



第 5.2.6 図 成膜した薄いガラスを厚いガラスで支えるサンドイッチ構造を持つ、新規製作した高性能中性子鏡管ユニット

5.2.2 冷中性子導管の計算による中性子ビーム強度評価

(1) 概要

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」委託事業は、研究炉 JRR-3 の C3 冷中性子導管と、中性子導管により中性子ビームを供給される 2 つの中性子ビーム実験装置の高度化による中性子ビーム利用研究の推進が目的である。また、人材育成費での目的は、研究炉 JRR-3 の C3 冷中性子導管の高度化である。

ここで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 15.28 m の曲導管部(18 体で構成される)と下流側の 13.61 m の直導管部(18 体で構成される)から構成されている。本事業の「冷中性子鏡管ユニットの設計・製作」の実施では、輸送効率の向上が効率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中性子鏡管ユニット(以後、高性能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することとした。

平成 23 年度は C3 冷中性子導管において、高性能中性子鏡管ユニットの据付を実施し基準内に収まる精度で据付を実施した。据え付け精度を含めた高性能中性子導管に置き換えた場合の中性子輸送効率について、中性子モンテカルロ輸送コードによる中性子輸送計算に評価を実施した。

(2) 中性子鏡管ユニット評価のための中性子ビーム輸送計算条件

既存の中性子鏡管ユニットを高性能中性子鏡管ユニットに置換することで冷中性子ビームの輸送性能の向上を実施している。中性子輸送効率の計算においては、Ni/Ti 多層膜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据付精度の効果に注目した中性子輸送計算を実施した。計算に使用したソフトウェアは、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) である。[1,2] この輸送コード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。

中性子ビーム輸送効率の計算モデルでは、中性子源位置から中性子分光器のビーム取り出し位置までの実際の実験設備の配置を再現したモデルを作成した。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、中性子強度は、実際の C3-1 ビームポート及び C3-2 ビームポートにおける中性子導管の断面サイズにおける中性子積分強度として評価した。

Ni 膜の臨界角を示すミラーの反射性能を「1Qc」と表現し、中性子ミラーの反射性能の基準とすることが多い。ミラーの性能評価にはこの単位を使用する。すると JRR-3 の既設の冷中性子導管(C3)における中性子ミラーは Ni ミラーのため、「1Qc」の性能を有する。また、この中性子鏡管ユニットが輸送する冷中性子ビームの断面は、高さ 120 mm、幅 20 mm の長方形である。

一方、製作した高性能中性子鏡管ユニットの中性子ミラーは Ni/Ti 多層膜スーパーミラーを用いており、その反射能力は「3Qc」のミラーを使用している。この高性能中性子鏡管ユニットが輸送する冷中性子ビームの断面は、高さ 124 mm×幅 24 mm となっている。

C3 冷中性子導管においては、各ビームポートにおいて、以下の 4 種の計算条件でシミュレーションを実施した。

1. 既設の中性子鏡管ユニット(1Qc、1Qc の位置で反射率 100 %)が理想状態に据付けた場合
 2. 曲導管部 18 体のみ高性能中性子導管(3Qc、3Qc の位置で反射率 80%)に交換し、交換した中性子鏡管ユニットが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高性能中性子導管(3Qc、3Qc の位置で反射率 80 %)に交換し、交換した中性子鏡管ユニットが理想状態に据付けた場合
 4. 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高性能中性子導管(3Qc、(3Qc の位置で反射率 80 %)に交換し、交換した中性子鏡管ユニットに据付誤差を入力した場合
4. の計算に関しては、中性子鏡管ユニット据付時に水準器で測定した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精度を示すパラメーターがあるので、この測定値を計算コードに入力して計算を実施した。

(3) 中性子鏡管ユニット評価のための中性子ビーム輸送計算結果

前項の 4 つの条件における計算結果から、両ポートのそれぞれの条件における中性子積分強度の数値を第 5.2.7 図に掲載した。なお、積分強度は C3-1 ビームポート及び C3-2 ビームポートにおける Ni ミラー(1Qc)の積分強度の計算結果を基準とし、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 ビームポート及び、C3-2 ビームポートにおいて、今回の改良で約 2 倍程度の強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。

当初の計画では曲導管部 18 体のみを高性能中性子鏡管ユニットに改良するだけであったため、2. の計算条件で示した強度ならびに第 5.2.8 図及び第 5.2.9 図に示すスペクトルが得られる計算結果がでた。人材育成費によりさらに 7 体追加で交換ができることにより、4. になるようにビーム強度が得られ、また、第 5.2.8 図及び第 5.2.9 図に示すスペクトルが得られる計算結果となった。これにより、C3-1 ビームポートにおける 3 Å 程度の中性子ビーム強度が大幅に増強することが明らかになった。

C3-2 ビームポートにおけるビーム強度並びにスペクトルが C3-1 と異なるのは、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 直導管部の長さは 4.425 m であるのに対して、C3-2 直導管部の長さは 7.65 m となっており、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。

理想状態と比較して、実際の設置においては、ずれがあるため 2 %程度の強度減少となっている。ただし、この計算評価は、シャッターから 25 体までの中性子鏡管ユニットの据付パラメーターしか入力しておらず 26 体目からのズレは考慮されていないため、実際の輸送効率はこの数値より下がることが考えられる。

本計算の結果、中性子鏡管ユニット 25 体を高性能中性子鏡管ユニットに交換することで、約 2 倍の積分強度が得られることが、計算上で明らかになった。今後は JRR-3 が稼働次第、金の放射化法による中性子束の測定を実施する予定である。

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.

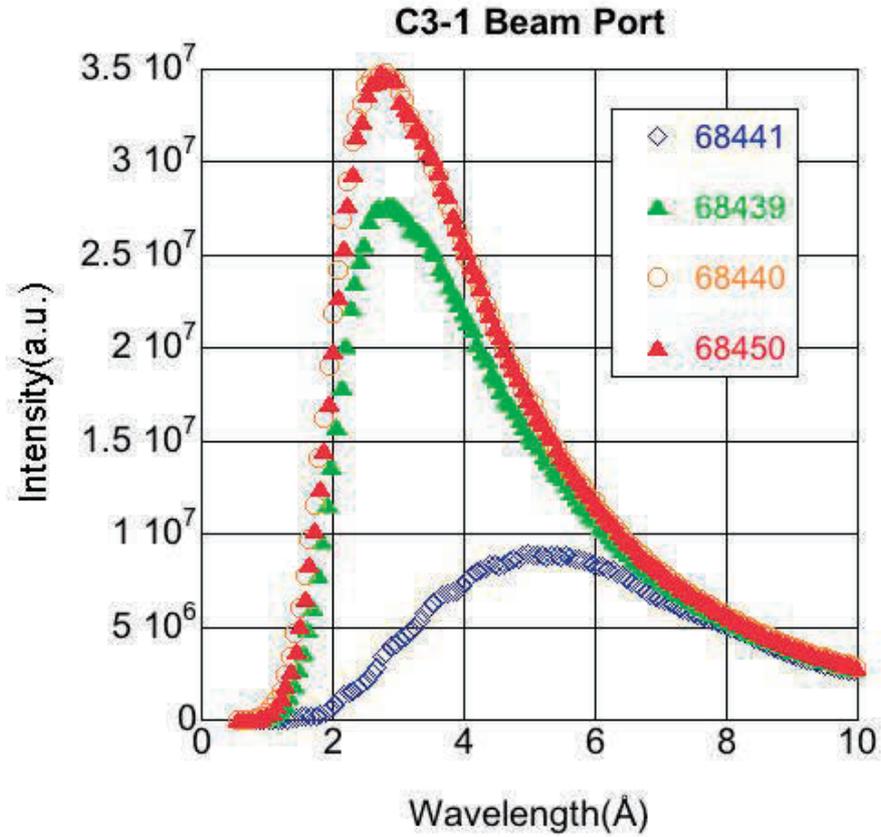
McStasの計算結果(C3-1ビームポート)

	中性子非弾性散乱装置 (AGNES) 位置	計算された強度(a.u.)	期待される利得
68441	Niミラーを使用し、理想的な据付の場合 	7.378(5)e8	1
68439	曲導管部(18体)のみを交換し、理想的な据付の場合 	1.600(1)e9	2.169
68440	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、理想的な据付の場合 	1.882(1)e9	2.551
68450	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、据付誤差を含んだ場合 	1.856(1)e9	2.516

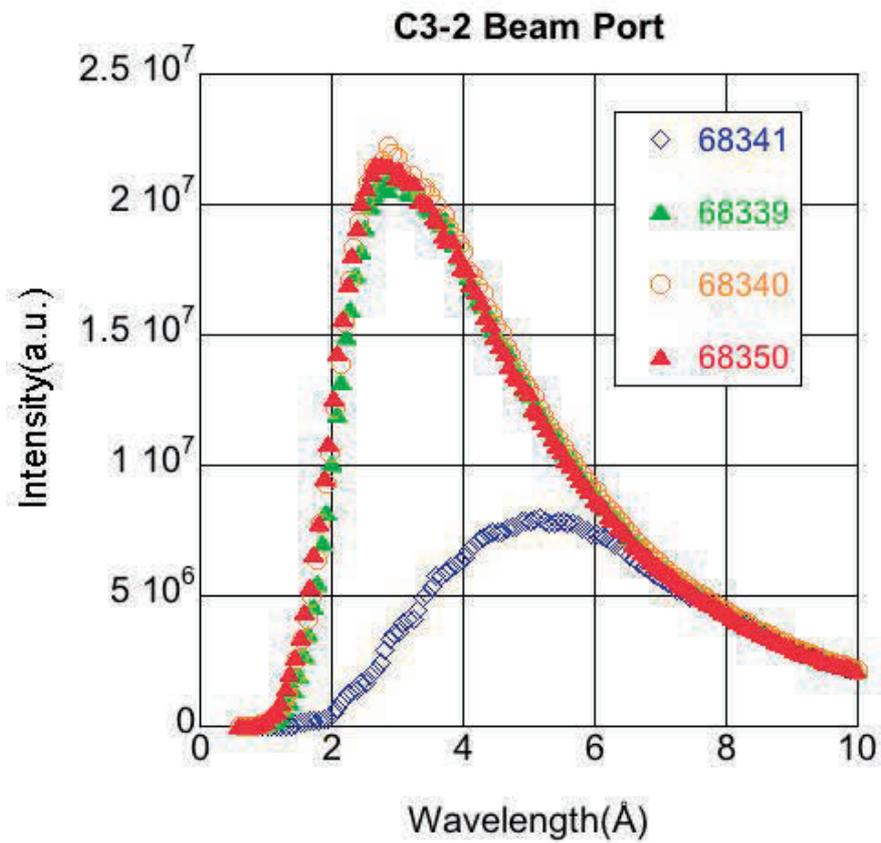
McStasの計算結果(C3-2ビームポート)

	中性子小角散乱装置 (SANS-J-II) 位置	計算された強度(a.u.)	期待される利得
68341	Niミラーを使用し、理想的な据付の場合 	6.366(5)e8	1
68339	曲導管部(18体)のみを交換し、理想的な据付の場合 	1.259(1)e9	1.9776
68340	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、理想的な据付の場合 	1.295(1)e9	2.034
68350	曲導管部(18体)+7本のみを交換し、据付誤差を含んだ場合 	1.278(1)e9	2.006

第 5.2.7 図 C3 冷中性子導管における輸送効率



第 5.2.8 図 C3-1 ビームポートにおける中性子スペクトル



第 5.2.9 図 C3-2 ビームポートにおける中性子スペクトル

5.2.3 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、東京大学が実験装置に中性子ビームを供給している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。予算上の制限から、中性子鏡管ユニットの交換位置を変えることによる輸送効率への影響を調べる計算を実施した。計算結果に基づき交換および据付作業する中性子鏡管ユニットを決定し、東京大学が必要な中性子鏡管ユニットを製作し、据付を実施した。

(2) 中性子鏡管ユニット設計のための中性子ビーム輸送計算

既存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使用した鏡管ユニットに置換することで冷中性子ビームの輸送性能の向上を計画した。計算の条件としては約10数体程度の中性子鏡管ユニットの交換による輸送効率を計算し、交換位置に対する輸送効率を各ビームポートについて計算した結果を報告する。

約10数体程度の中性子鏡管ユニットの交換で性能向上する交換位置を選択するために、Ni/Ti多層膜ミラーへの置換による中性子ミラーの性能向上の効果を浮き上がらせることに焦点を絞る中性子輸送計算を実施した。計算に使用したソフトウェアは、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])である。中性子ビーム輸送効率の計算モデルでは、中性子源位置から中性子分光器のビーム取り出し位置までの実際の実験設備の配置を再現したモデルを作成した。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、中性子強度は、実際のC1-1ビームポート及びC1-2ビームポートにおける中性子導管の断面サイズにおける中性子積分強度として評価した。JRR-3の既設の冷中性子導管(C1)における冷中性子ビームの断面は、高さ120 mm、幅20 mmの長方形である。Ni/Ti多層膜ミラーを採用する中性子鏡管ユニットを設置する位置として、以下の4種の計算条件でシミュレーションを実施した。

1. 既設の中性子鏡管ユニット(1Qc、1Qcの位置で反射率100%)が理想状態に据付けた場合
2. 曲導管部13体(炉室内導管室)のみ高性能中性子導管(3Qc、3Qcの位置で反射率80%)に交換し、交換した中性子鏡管ユニットが理想状態に据付けた場合
3. 曲導管部7体(ビームホール内導管室)および直導管部11体の既設中性子鏡管ユニットを高性能中性子導管(3Qc、3Qcの位置で反射率80%)に交換し、交換した中性子鏡管ユニットが理想状態に据付けた場合
4. 直導管部11体の既設中性子鏡管ユニットを高性能中性子導管(3Qc、(3Qcの位置で反射率80%)に交換し、交換した中性子鏡管ユニットに据付誤差を入力した場合

(3) 中性子鏡管ユニット評価のための中性子ビーム輸送計算結果

前項の4つの条件における計算結果から、両ポートの各々の条件における中性子積分強度の数値を第5.2.10図に掲載した。なお、積分強度はC1-1ビームポート及びC1-2ビームポートにおけるNiミラー(1Qc)の積分強度の計算結果を基準とし、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 ビームポート及び、C3-2 ビームポートにおいて、今回の改良で約 1.2 倍程度の強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。

各々のビームポートにおける、各計算条件でのスペクトルを第 5.2.11 図及び第 5.2.12 図に示す。曲導管部の中性子鏡管ユニットを高性能中性子鏡管ユニットに置き換える場合は、いずれも特性波長の 4 \AA より短い波長に利得があることを計算で明らかにした。

(4) 冷中性子鏡管ユニットの設計・製作

上述の計算結果に基づいて、3Qc で 80%の反射率をもつ中性子ミラーを使用した中性子鏡管ユニットの仕様を策定し、東京大学が製作・購入を実施することとした。中性子鏡管ユニット調整機構は既存の設備を使用することとして、C3 冷中性子導管と同じ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、ボロフロートではなく耐放射線性の高いソーダ石灰ガラスを採用している。

(5) 冷中性子鏡管ユニットの据付

製作した中性子鏡管ユニットは、5.2.1 で報告した C3 冷中性子鏡管ユニットを据付けた方法と同じ手法で、C1 冷中性子導管の据付を実施し、炉室内導管室の据付を終了している。

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.

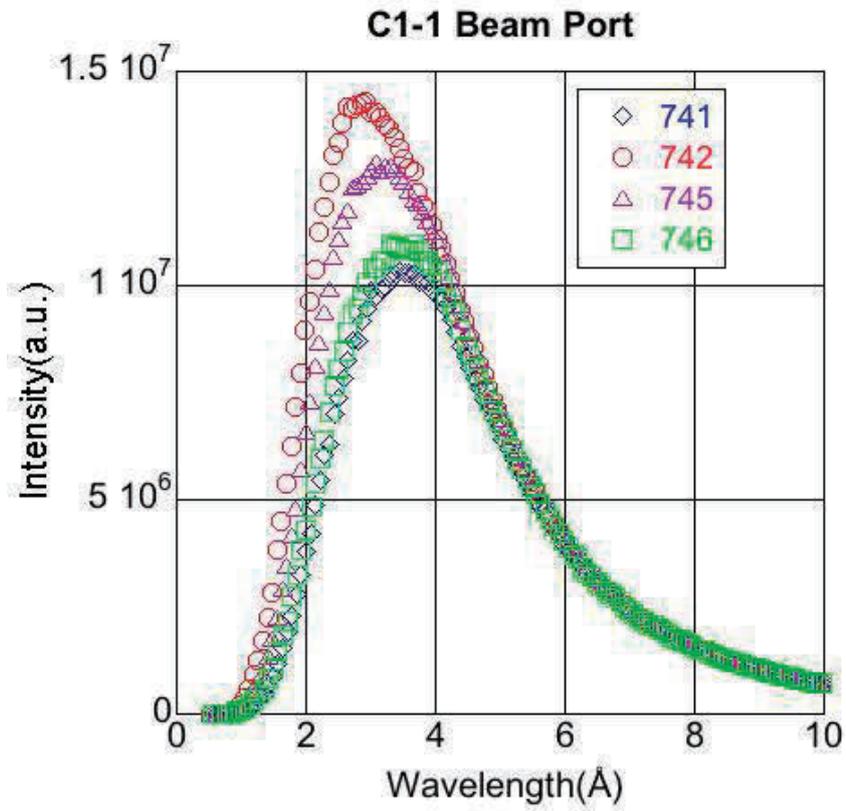
McStasの計算結果C1-1ビームポート

	高エネルギー分解能3軸型分光器HER(C1-1)位置	輸送効率	計算結果
741	現在の場合 	1	5.610(4) × 10 ⁸
742	炉室導管室内(13体)のみを交換した場合 	1.294	7.260(6) × 10 ⁸
745	曲導管部(7体)+直導管部(13体)のみを交換した場合 	1.200	6.730(5) × 10 ⁸
746	直導管部(11体)を交換した場合 	1.049	5.883(5) × 10 ⁸

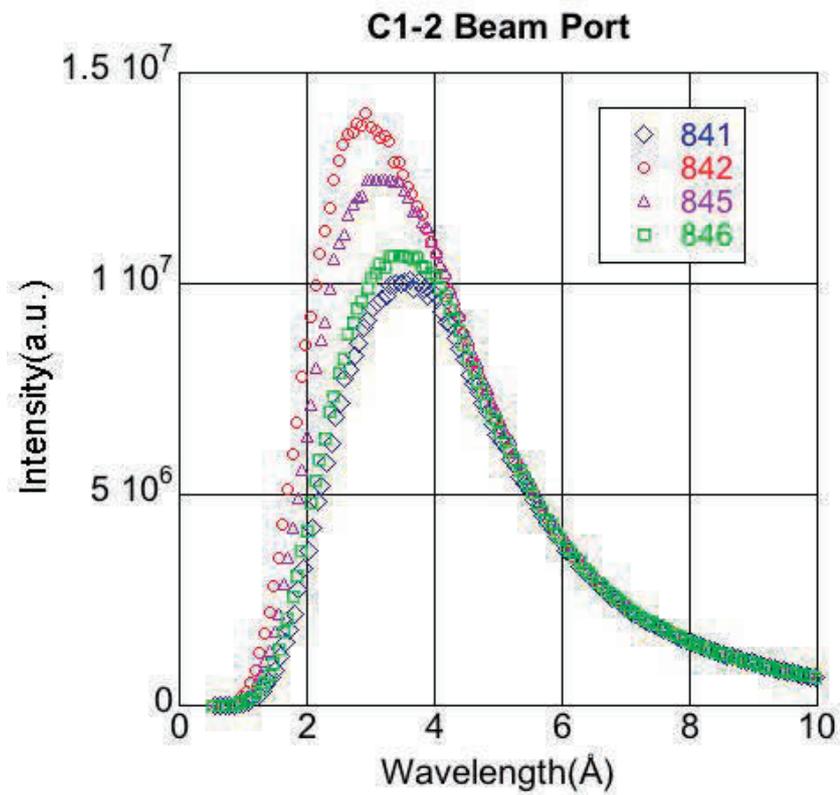
McStasの計算結果C1-2ビームポート

	二次元位置測定小角散乱装置SANS-U(C1-2)位置	輸送効率	計算結果
841	現在の場合 	1	5.456(4) × 10 ⁸
842	炉室導管室内(13体)のみを交換した場合 	1.283	7.000(6) × 10 ⁸
845	曲導管部(7体)+直導管部(13体)のみを交換した場合 	1.205	6.573(5) × 10 ⁸
846	直導管部(13体)を交換した場合 	1.054	5.748(5) × 10 ⁸

第 5.2.10 図 C1 冷中性子導管における輸送効率



第 5.2.11 図 C1-1 ビームポートにおける中性子スペクトル



第 5.2.12 図 C1-2 ビームポートにおける中性子スペクトル

5.3 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癌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23年度は、JRR-4が震災に伴い運転を停止していたため、計算解析による乳癌用ビーム孔の設計を行った。

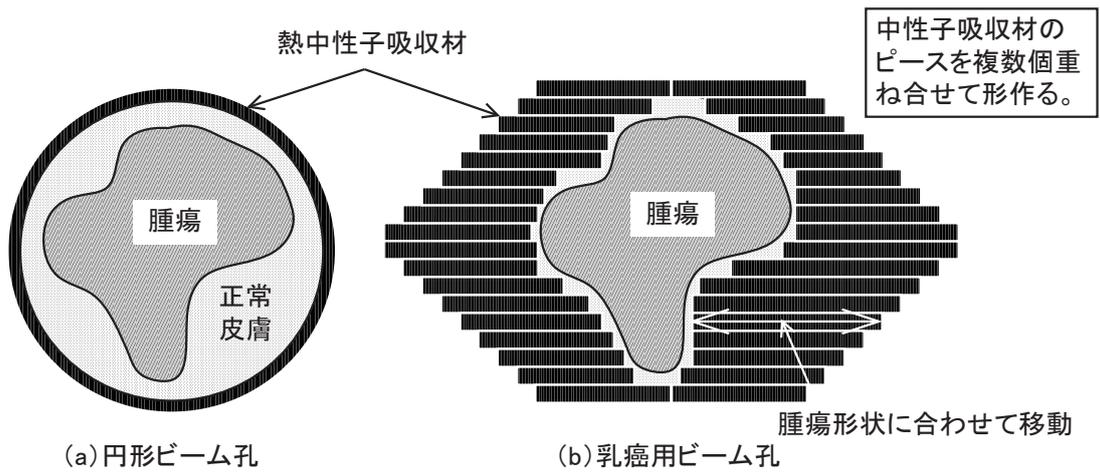
乳癌用コリメータに対する有効性の確認及び設計検討の結果を示す。体表面に腫瘍が露出している乳房切除術を施した場合は、ビーム形状を腫瘍形状に合わせることで、腫瘍周辺の正常組織の線量を低く抑えることができる。しかし、単純に遮へいを施すだけでは、計算モデルを正確に作成することはできない。そこで、腫瘍の形状に合わせて定量的にビーム孔形状を調整するための手法が必要になる。第5.3.1図に乳癌用ビーム孔の模式図を示す。正常な皮膚を遮蔽するように中性子吸収材（ピース）の位置を調整し、腫瘍形状に合ったビーム孔を形作ることができる。ピースの幅が小さい程、より正確に腫瘍形状を再現することができるが、材料強度及び操作性を考慮すると5 mm~10 mmのピース幅が適している。本解析では5 mm幅のピースを使用した。熱中性子吸収材には、熱中性子吸収断面積が大きく、 γ 線発生が少ないリチウム

(${}^6\text{Li}$: $\sigma_a=945$ barn、存在比=7.42%)を含むフッ化リチウム(45 wt%)とポリエチレン(55 wt%)の混合材料を使用した。第5.3.2図に線量評価計算に用いた胸部ファントムを示す。腫瘍は、ファントムの左側の表面に配置し、正方形の4分の1が欠けた形状とした。線量計算は、円形コリメータと乳癌用コリメータを使用した場合について行った。第5.3.3図にJRR-4の熱中性子ビーム(TNB1)を用いて照射した場合の胸部ファントム表面における熱中性子束分布を示す。乳癌用ビーム孔を使用することにより、腫瘍形状に一致した熱中性子束分布が得られた。第5.3.4図に乳癌用ビーム孔を用いた場合の正常組織(皮膚、肺)、腫瘍の線量評価結果を示す。胸部に対する照射プロトコルが定まっていないため、線量評価の条件を次のように仮定した。

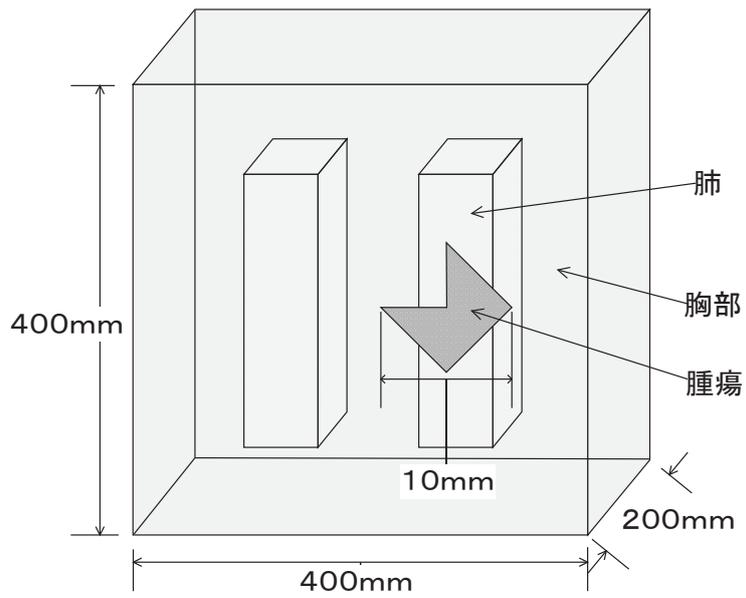
- ①ホウ素濃度：血液中=24 ppm、正常組織=24 ppm、腫瘍=72 ppm
- ②RBE、CBE：窒素線量と水素線量=2.5、 γ 線線量=1.0、
ホウ素線量=1.35（軟組織）、2.5（皮膚）、3.8（腫瘍）
- ③照射量：皮膚線量で10 Gy-Eq以下
- ④炉出力：3500 kW
- ⑤ビームモード：JRR-4の熱中性子ビーム（TNB1）

乳癌用ビーム孔を使用することにより、腫瘍線量が大幅に増大する結果が得られた。照射時間は、乳癌用ビーム孔の使用により、2倍以上に延長するが、これまで実施されてきたBNCTと比べても問題となるような時間ではない。以上より、特定の腫瘍形状については、乳癌用ビーム孔の有効性を確認することができた。

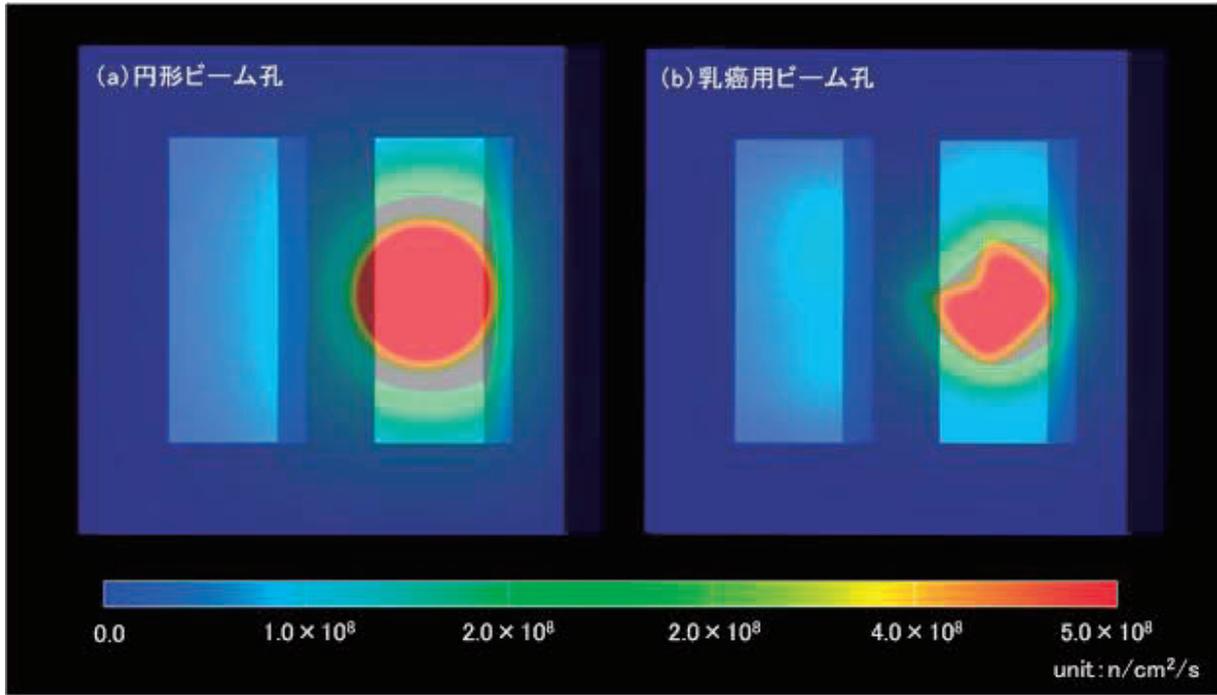
今後は、乳癌に対するBNCTの適用拡大に向けて、線量評価精度の改善に向けた検討及び胸部照射における全身被ばくの評価等を進めていく予定である。



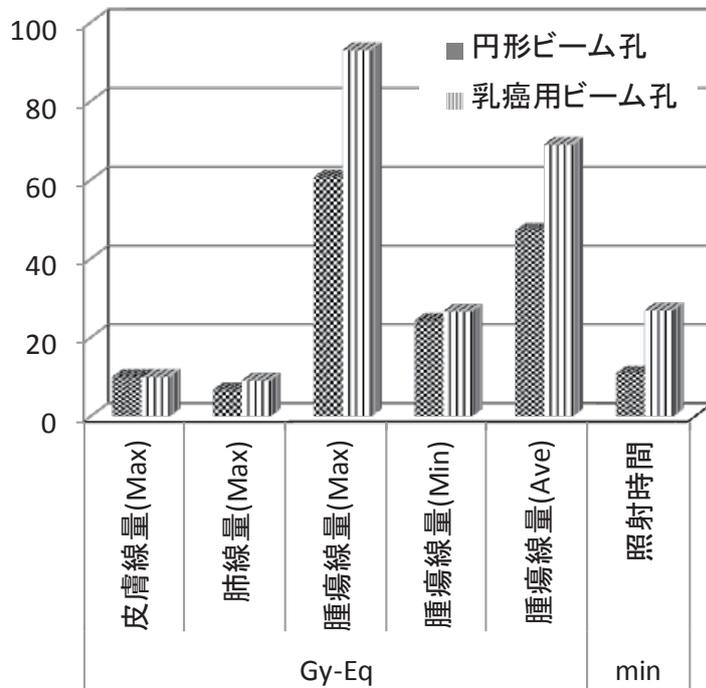
第 5.3.1 図 乳癌用ビーム孔の模式図



第 5.3.2 図 解析用胸部ファントム



第 5.3.3 図 胸部ファントム表面の熱中性子束分布



第 5.3.4 図 胸部ファントムに対する線量評価結果

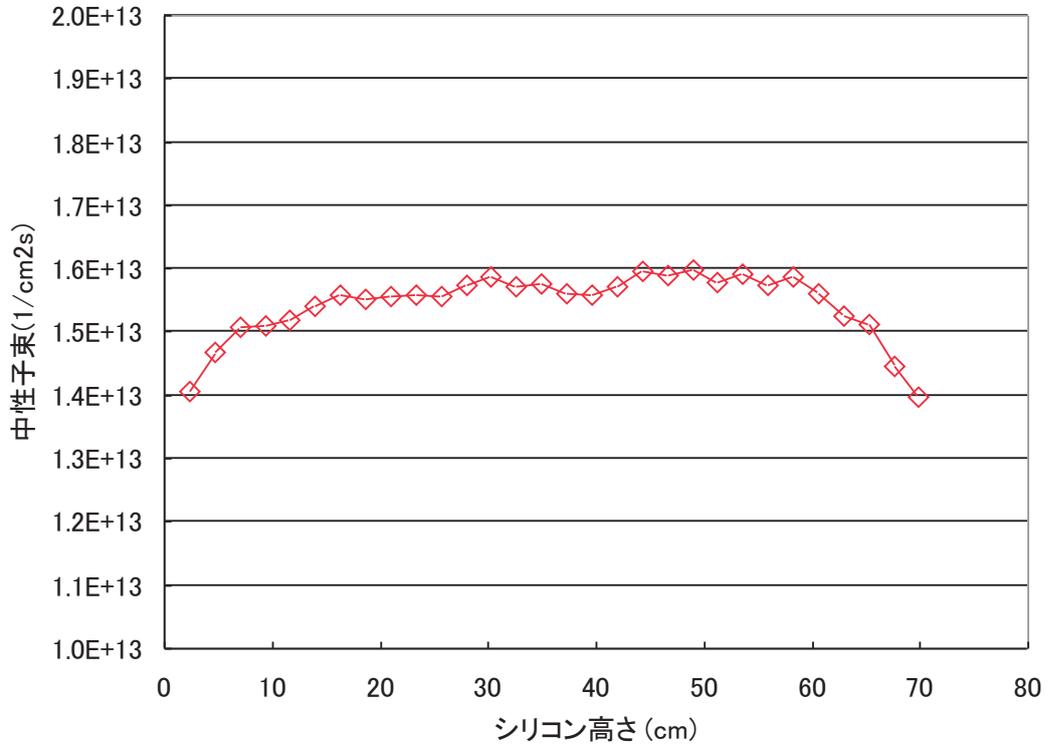
5.4 新型シリコン照射ホルダーの開発

原子炉における半導体製造方法は中性子核変換ドーピング（Neutron Transmutation Doping: NTD）法と呼ばれており、この方法は天然シリコン中の ^{30}Si （天然存在比：3.05%）に中性子を照射することにより、 ^{30}Si をリン（ ^{31}P ）に核変換し、シリコン中にリンを均一に添加（ドーピング）するものである。NTD法は他のドーピング法（ガスドーピング等）に比べて均一なドーピングが可能であるという特徴を有する。ドーピングが均一であると耐圧特性に優れるため、NTD法でドーピングされたシリコンは主に高耐圧用パワーデバイスとして使用される。パワーデバイスは省エネ機器には不可欠なものであり、近年の省エネ機器の普及に伴い、パワーデバイス用半導体であるNTDシリコンへの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の一つとして、現行の反転法からワンスルーで照射が可能なフィルター法を用いた照射効率の向上化が有望視されている。フィルター法とは、中性子フィルター機能付き照射ホルダー（新型シリコン照射ホルダー）を用いることにより、シリコン内の軸方向の中性子束分布の均一化を図る方法である。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、中性子フィルター機能付き照射ホルダーの開発として取り組んだ内容は、ホルダー設計の見直しである。昨年度（平成22年度）の実施内容としては、平成20年度に製作したフィルター機能付き照射ホルダーを用いた特性実験を実施した。その結果、解析コードを用いたホルダー設計手法の妥当性を確認することができ、更にフィルター機能付き照射ホルダーを用いてのワンスルー照射への実現見通しを得た。しかし、平成20年度に製作したフィルター機能付き照射ホルダーではフィルター部とアルミ部の接合手法としてレーザーブレイジングを採用していた。フィルター機能を有さない現行ホルダーで用いている電子ビーム溶接に比べて、レーザーブレイジングはあくまで金属表面でのロウ付けによる接合であるため、長期使用の際の強度安定性に懸念が生じる。平成20年度に製作したホルダーにおいてレーザーブレイジングを採用した理由は、メーカーが電子ビームを用いるのに以下の懸念を持っていたためである。①フィルター物質（ B_4C 混入アルミニウム）とアルミニウムという異なる材料同士となること。②テーパー形状同士の溶接となること。③接合部のフィルター部厚さが1mmと非常に薄くなること。

今年度、製作メーカーが電子ビーム溶接についての検証を行い、上記①～③について解決できる見通しを得た。そのため、今年度において電子ビーム溶接を用いたホルダー設計について解析により検討を行った。レーザーブレイジングから電子ビーム溶接に変更することに伴う、主な設計変更点は、レーザーブレイジングではフィルター部とアルミ部が重なる領域があったが、電子ビーム溶接では両者は突き合わせとなるため、重なる領域はなくなる。レーザーブレイジングではフィルター部とアルミの接合部の最薄値は1mmであったが、この厚みで電子ビーム溶接を行うと機械強度上懸念が生じるため、解析においてはできるだけ厚くなるように検討を行った。MVPコードを用いたフィルター機能付き照射ホルダーの解析結果を第5.4.1図に示す。グラフはシリコンインゴット中央部における軸方向の中性子束分布を示している。この場合の溶接部の最薄部の厚みは1.4mmである。シリコンインゴットの高さは70cmであり、上下それぞれ5cm分を除外した60cm分における軸方向の中性子束分布は±3%以内となっている。これはJRR-3の基準値である±8.5%以下を十分に満足する。以上より、電子ビーム溶接を用いたフィルター機能付

き照射ホルダーを用いても均一照射が可能である見通しを得た。



第 5.4.1 図 シリコン軸方向の中性子束分布

This is a blank page.

6. 研究炉及び加速器の安全管理

Safety Administration for Research Reactors 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 23 年度において 15 回開催され、33 項目について審査を行った。

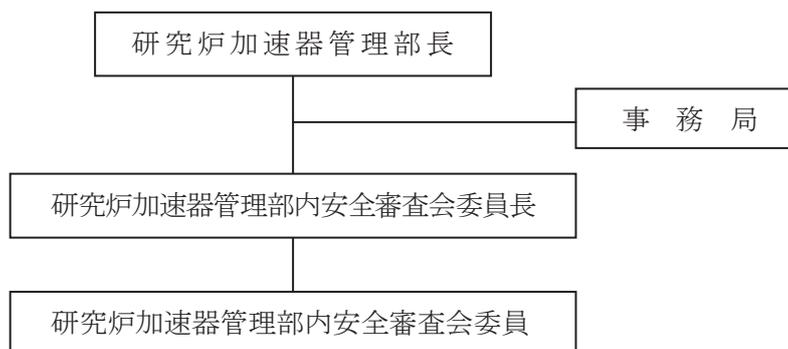
部安全衛生会議では、四半期ごとに実施する部長による部内安全衛生パトロールの結果について周知し、改善等の指示を行うとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

6.1 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。

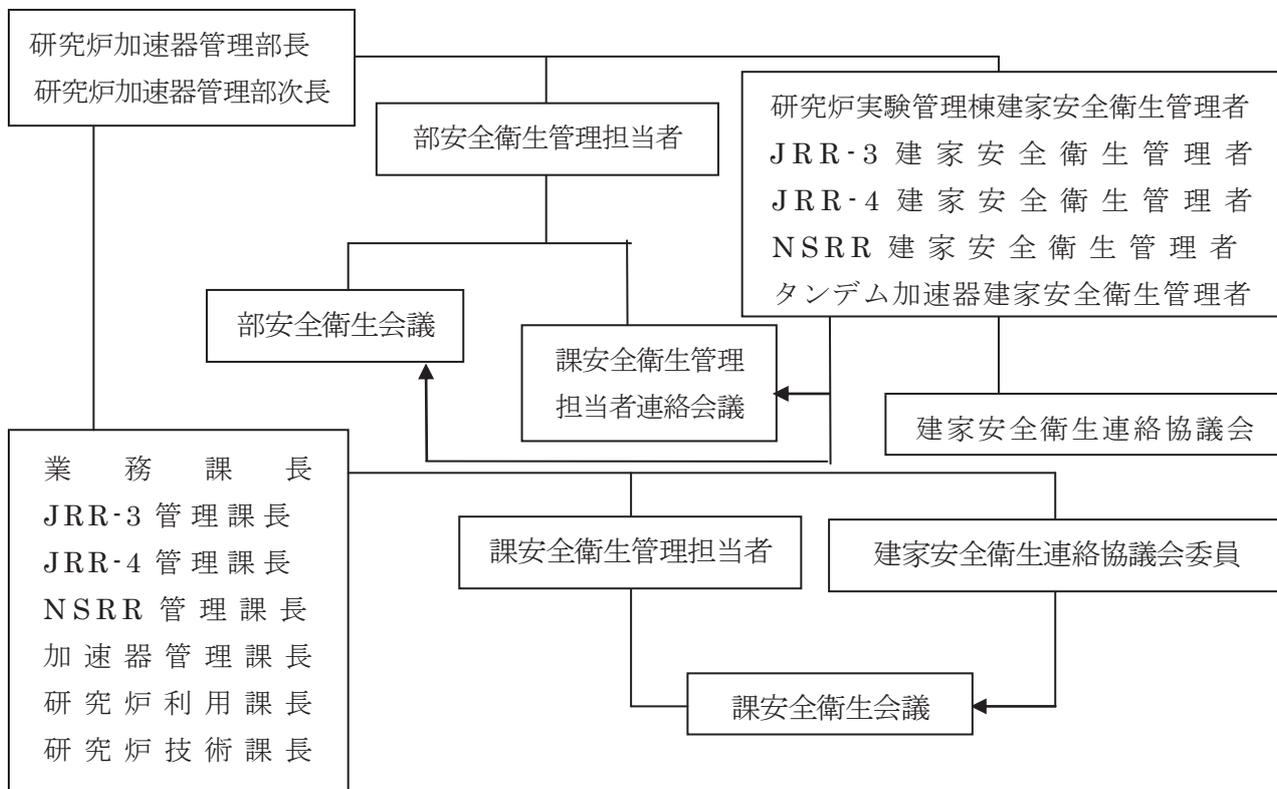
(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

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。



6.2 安全点検状況

(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

平成23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23年5月10日 (第1回)	1. XII-I型大気圧水カプセルの製作・第2回について 2. JRR-4 廃液配管の健全性確認作業要領書
平成23年5月31日 (第2回)	JRR-3 本体施設運転手引の一部改正
平成23年6月16日 (第3回)	JRC-80Y-20T 型輸送容器設計変更について
平成23年7月7日 (第4回)	制御棒案内管の製作
平成23年7月27日 (第5回)	JRR-3 共同構内 SF 排水系フレキシブルチューブ交換作業に係る一時管理区域の指定及び解除に伴う管理要領書
平成23年9月7日 (第6回)	1. タンデム加速器建家における放射性同位元素の許可使用に係る変更の届出に伴う放射性作業について 2. 加速器運転に係る安全管理手引きの改訂について 3. JRR-3 地震影響に対する設備機器健全性確認計画
平成23年9月21日 (第7回)	NSRR 地震影響に対する設備機器健全性確認計画
平成23年10月18日 (第8回)	JRR-4 廃液配管の補修作業に係る一時管理区域の指定及び解除に伴う作業要領書について
平成23年11月8日 (第9回)	JRR-4 地震影響に対する設備機器健全性確認計画
平成23年11月14日 (第10回)	RI 製造棟許可使用に係る変更許可申請について
平成23年11月24日 (第11回)	使用済燃料貯蔵施設 (DSF) の放射線監視盤の締付ボルトの緩みについて
平成23年12月13日 (第12回)	1. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について 2. JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について 3. JRR-4 運転手引の一部改正について 4. JRR-4 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について

開催日	審査事項
	5. NSRR 地震対応手引の一部改正について 6. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について 7. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について 8. NSRR 施設防護活動手引の一部改正について 9. タンデム加速器施設防護活動手引の一部改正について 10. JRR-1 施設防護活動手引の一部改正について 11. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 12. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 13. JRR-3 一般高圧ガス製造施設点検要領の一部改正について 14. DSF 施設防護活動手引の一部改正について 15. RI 製造棟施設防護活動手引の一部改正について
平成 24 年 1 月 18 日 (第 13 回)	許可申請に係る変更許可申請 (アイソトープ製造棟施設) について
平成 24 年 2 月 15 日 (第 14 回)	JRR-4 排気ダクト一部更新に係る一時管理区域の指定及び解除に係る要領
平成 24 年 2 月 24 日 (第 15 回)	1. 施設修理・改造実施計画書 (NSRR 本体施設) について 2. 原子炉建家屋根の補修について

(2) 安全衛生パトロール

平成 23 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。

6.3 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 23 年 12 月 5 日	消火訓練	消火器を使用した消火訓練を実施した。	161 名
平成 23 年 12 月 6 日			105 名
平成 24 年 3 月 29 日	研究炉加速器管理部総合訓練	JRR-4 原子炉建家において勤務時間内の火災を想定した、研究炉加速器管理部の総合訓練を実施した。	35 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 23 年 5 月 10 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。	35 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 7 月 28 日 平成 23 年 8 月 2 日 平成 23 年 10 月 13 日 平成 24 年 1 月 26 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 1 名 16 名 1 名 3 名
平成 23 年 11 月 21 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は発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	7 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 23 年 5 月 13 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。	58 名
平成 23 年 4 月 8 日 平成 23 年 4 月 21 日～ 平成 23 年 4 月 27 日 平成 23 年 4 月 20 日～ 平成 23 年 4 月 28 日 平成 23 年 4 月 21 日～ 平成 23 年 4 月 20 日 平成 23 年 5 月 9 日～ 平成 23 年 5 月 9 日 平成 23 年 5 月 25 日 平成 23 年 11 月 11 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> 職場の安全衛生、放射線安全取扱手引等、平成 23 年度異動職員等研修資料	1 名 2 名 4 名 1 名 2 名 1 名 2 名 1 名 1 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 7 月 29 日 平成 23 年 10 月 4 日 平成 23 年 10 月 13 日 平成 24 年 1 月 26 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	18 名 21 名 1 名 6 名 2 名
平成 23 年 4 月 25 日 平成 23 年 4 月 26 日 平成 23 年 5 月 9 日	原子力安全に係る品質方針について	原子力安全に係る品質方針等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他	33 名 3 名 2 名
平成 24 年 3 月 26 日 平成 24 年 3 月 27 日 平成 24 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> 安全と安心	32 名 4 名 1 名
平成 23 年 7 月 29 日 平成 23 年 8 月 1 日 平成 23 年 8 月 2 日 平成 23 年 8 月 4 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> TMI 事故	26 名 9 名 2 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 23 年 9 月 28 日 平成 23 年 9 月 29 日 平成 23 年 9 月 30 日 平成 23 年 10 月 3 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> 美浜発電所 2 号機事故	31 名 4 名 1 名 1 名
平成 23 年 10 月 27 日 平成 23 年 10 月 28 日 平成 23 年 10 月 31 日		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> 上部遮へい体駆動部修理について、セン タム F C S 損傷修理について	28 名 8 名 1 名
平成 23 年 11 月 29 日 平成 23 年 11 月 30 日 平成 23 年 12 月 2 日 平成 23 年 12 月 5 日		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> 2 次冷ポンプ修理について	25 名 5 名 4 名 3 名
平成 24 年 2 月 28 日 平成 24 年 3 月 1 日		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> 水平展開指示書 (D S F 施設の放射線監 視盤の締付ボルトの緩みについて)、水平 展開情報及び過去のトラブル事例	35 名 2 名
平成 24 年 3 月 26 日 平成 24 年 3 月 27 日 平成 24 年 3 月 29 日		過去に起きたトラブル事象に対する教訓 について教育訓練を実施した。 <テキスト> 教訓集	32 名 4 名 1 名
平成 24 年 1 月 24 日 平成 24 年 1 月 24 日 平成 24 年 1 月 31 日 平成 24 年 2 月 3 日	クレーン作業 の注意事項の 教育について	クレーン作業時の注意事項を抽出した教 育訓練を実施した。 <テキスト> クレーン作業時の注意事項	28 名 4 名 3 名 2 名
平成 23 年 9 月 22 日	全電源機能喪 失を想定した 給水訓練につ いて	JRR-3 において長期間全電源機能喪失し た場合の給水活動訓練を実施した。	36 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 23 年 11 月 21 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は発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	30 名
平成 23 年 4 月 25 日 平成 23 年 4 月 26 日 平成 23 年 5 月 9 日 平成 23 年 12 月 5 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	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新旧対照表	33 名 3 名 2 名 3 名
平成 23 年 5 月 27 日 平成 23 年 5 月 30 日 平成 23 年 6 月 1 日		原子力科学研究所品質保証計画等文書の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 品質保証計画書新旧対照表、文書及び記録の管理要領新旧対照表、品質保証推進委員会規則新旧対照表、マネジメントレビュー要領新旧対照表、調達管理要領新旧対照表、内部監査要領新旧対照表、不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領新旧対照表	35 名 1 名 1 名
平成 23 年 6 月 27 日 平成 23 年 6 月 28 日 平成 23 年 6 月 30 日 平成 23 年 7 月 1 日 平成 23 年 12 月 28 日 平成 24 年 1 月 4 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	JRR-3 本体施設運転手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ JRR-3 本体施設運転手引新旧対照表	33 名 1 名 1 名 3 名 35 名 2 名
平成 23 年 11 月 29 日 平成 23 年 11 月 30 日 平成 23 年 12 月 2 日 平成 23 年 12 月 5 日		放射線障害予防規程、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＞ 放射線障害予防規程新旧対照表、地震対応要領新旧対照表	25 名 5 名 4 名 3 名
平成 24 年 3 月 26 日 平成 24 年 3 月 27 日 平成 24 年 3 月 29 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故障発生時の通報連絡基準の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞	32 名 4 名 1 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
		原子力科学研究所事故故障発生時の通報 連絡基準新旧対照表	
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、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 23 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 23 年 5 月 9 日 平成 23 年 5 月 9 日～ 平成 23 年 5 月 10 日 平成 23 年 5 月 9 日～ 平成 23 年 5 月 27 日 平成 23 年 5 月 9 日～ 平成 23 年 6 月 10 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 23 年度異動職員等研修資料	1 名 1 名 4 名 4 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 7 月 28 日 平成 24 年 1 月 26 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	4 名 9 名 1 名
平成 23 年 11 月 21 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は発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	13 名
平成 24 年 3 月 26 日 平成 24 年 3 月 27 日 平成 24 年 3 月 30 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 2 名 1 名
平成 24 年 3 月 26 日 平成 24 年 3 月 27 日 平成 24 年 3 月 30 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＞ 安全と安心	11 名 2 名 1 名
平成 23 年 4 月 8 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	文書管理規程の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 文書管理規程新旧対照表	14 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 23 年 4 月 12 日 平成 23 年 11 月 1 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	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新旧対照表	14 名
平成 23 年 5 月 12 日		原子力科学研究所品質保証計画の一部改正に伴い、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	14 名
平成 23 年 6 月 1 日		核燃料物質輸送管理規定の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 核燃料物質輸送管理規定新旧対照表	14 名
平成 23 年 8 月 11 日 平成 24 年 1 月 26 日		原子力科学研究所安全衛生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＞ 原子力科学研究所安全衛生管理規則新旧対照表	14 名 14 名
平成 23 年 11 月 11 日 平成 24 年 3 月 30 日		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＞ 放射線障害予防規程新旧対照表	14 名 14 名
平成 23 年 11 月 11 日 平成 24 年 3 月 30 日		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。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則新旧対照表	14 名 14 名
平成 23 年 11 月 11 日		原子力科学研究所安全警報設備管理手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所安全警報設備管理手引新旧対照表	14 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 23 年 11 月 14 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> 原子力科学研究所地震対応要領新旧対照表	14 名
平成 24 年 1 月 16 日 平成 24 年 1 月 17 日		JRR-4 運転手引及び JRR-4 使用施設等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。 <テキスト> JRR-4 運転手引新旧対照表、JRR-4 使用施設等本体施設使用手引新旧対照表	14 名 2 名
平成 23 年 11 月 21 日		冷凍高压ガス製造施設の保安について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 冷凍高压ガス危害予防規程、JRR-4 冷凍高压ガス製造施設運転要領他	11 名
平成 23 年 11 月 27 日		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。 <テキスト> 原子力科学研究所消防計画新旧対照表	14 名
平成 24 年 3 月 26 日 平成 24 年 3 月 27 日 平成 24 年 3 月 30 日		原子力科学研究所事故故障発生時の通報連絡基準の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所事故故障発生時の通報連絡基準新旧対照表	11 名 2 名 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。			

(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 23 年 5 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。	40 名
平成 23 年 4 月 11 日～ 平成 23 年 4 月 12 日 平成 23 年 11 月 7 日 平成 24 年 3 月 7 日～ 平成 24 年 3 月 16 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> 原子炉等規制法他	7 名 1 名 1 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 4 月 26 日 平成 23 年 6 月 15 日 平成 23 年 7 月 5 日 平成 23 年 7 月 28 日 平成 23 年 10 月 13 日 平成 23 年 12 月 6 日 平成 24 年 1 月 26 日 平成 24 年 2 月 15 日～ 平成 24 年 2 月 16 日 平成 24 年 2 月 17 日 平成 24 年 2 月 20 日 平成 24 年 3 月 6 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 7 名 4 名 2 名 4 名 30 名 2 名 2 名 3 名
平成 23 年 6 月 8 日 平成 23 年 7 月 6 日	原子力安全に係る品質方針について	原子力安全に係る品質方針等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他	21 名 21 名
平成 23 年 4 月 15 日	原子炉プール清掃作業に関する教育	原子炉プール清掃作業に関する教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉プール清掃要領書	7 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 23 年 8 月 31 日	施設定期自主検査及び自主検査に関する教育 (核燃料物質使用施設等)	施設定期自主検査及び自主検査を実施するにあたり、各要領書の変更箇所及び作業内容について再教育訓練を実施した。 <テキスト> 核燃料物質使用施設等施設定期自主検査要領書、核燃料物質使用施設等自主検査要領書	16 名
平成 23 年 8 月 31 日 平成 23 年 9 月 1 日 平成 23 年 11 月 2 日	施設定期自主検査及び自主検査に関する教育 (原子炉施設)	施設定期自主検査及び自主検査を実施するにあたり、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設施設定期自主検査要領書、原子炉施設自主検査要領書	3 名 4 名 1 名
平成 23 年 11 月 2 日	施設定期自主検査及び自主検査に関する教育 (使用施設等)	施設定期自主検査及び自主検査を実施するにあたり、教育訓練を実施した。 <テキスト> 使用施設等施設定期自主検査要領書、使用施設等自主検査要領書	1 名
平成 23 年 4 月 1 日～ 平成 23 年 8 月 31 日 平成 23 年 4 月 18 日～ 平成 23 年 8 月 31 日	運転要員になるための教育訓練	運転要員になるための教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定他	1 名 1 名
平成 23 年 11 月 17 日	原子炉棟屋根改修作業に伴う教育訓練	原子炉棟屋根改修作業における教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定、NSRR 本体施設運転手引、NSRR 本体施設使用手引	20 名
平成 22 年 4 月 1 日 平成 22 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 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 23 年 9 月 1 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は発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	21 名
平成 23 年 10 月 11 日	B-I 型高圧水 カプセルの製作 事業者検査要領 書についてに関 する教育	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 B-I 型高圧水カプセルの製作事業者検査要領書について教育訓練を実施した。	13 名
平成 23 年 11 月 7 日	XII-I 型大気 圧水カプセルの 製作・第 2 回前 期製作分事業者 検査要領書につ いてに関する教 育	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 回前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。	13 名
平成 23 年 11 月 10 日	B-I 型高圧水 カプセルの製 作・第 3 回後期 製作分事業者 検査要領書につ いてに関する教 育	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 B-I 型高圧水カプセルの製作・第 3 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。	1 名
平成 24 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> 安全と安心	21 名
平成 24 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> トラブル事象データ一覧、教訓集	21 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 23 年 4 月 4 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	N S R R 図面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＞ N S R R 図面管理要領新旧対照表	21 名
平成 23 年 4 月 7 日 平成 24 年 1 月 27 日		原子力科学研究所安全衛生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＞ 原子力科学研究所安全衛生管理規則新旧対照表	22 名 21 名
平成 23 年 4 月 8 日		平成 23 年度安全関係の各方針及び施策について、以下の施策等の教育を実施した。 ＜テキスト＞ 平成 23 年度安全衛生管理基本方針及び活動施策、平成 23 年度原子力安全に係る品質方針、平成 23 年度原子力施設における法令等遵守に係る活動方針及び活動施策、平成 23 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及び活動施策、平成 23 年度環境基本方針について、法令等の遵守及び安全文化の醸成活動に係る理事長レビュー結果	14 名
平成 23 年 4 月 12 日 平成 23 年 11 月 2 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新旧対照表	21 名 21 名
平成 23 年 6 月 8 日 平成 23 年 6 月 1 日		原子力科学研究所品質保証計画の一部改正に伴い、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	20 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 23 年 11 月 10 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	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＞ 放射線障害予防規程新旧対照表	21 名
平成 23 年 11 月 17 日		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＞ 原子力科学研究所地震対応要領新旧対照表	21 名
平成 24 年 1 月 16 日		NSRR 本体施設運転手引、NSRR 本体使用施設等本体施設使用手引、NSRR 施設防護活動手引及びNSRR 地震対応手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ NSRR 本体施設運転手引新旧対照表、NSRR 本体使用施設等本体施設使用手引新旧対照表、NSRR 施設防護活動手引新旧対照表、NSRR 地震対応手引新旧対照表	21 名
平成 24 年 1 月 27 日		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。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所消防計画新旧対照表	21 名
平成 24 年 3 月 29 日		原子力科学研究所事故故障発生時の通報連絡基準の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所事故故障発生時の通報連絡基準新旧対照表	21 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 3 月 29 日		<p>「文書及び記録の管理要領」（研究炉加速器管理部品証文書）及び品質目標管理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></p> <p>「文章及び記録の管理要領」（研究炉加速器管理部品証文書）新旧対照表、品質目標管理要領新旧対照表</p>	21 名
<p>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。</p>			

(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 23 年 7 月 6 日 平成 24 年 3 月 26 日	通報訓練	課員及びタンデム加速器棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	60 名 52 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 4 月 21 日～ 平成 23 年 4 月 22 日 平成 23 年 6 月 8 日 平成 23 年 6 月 8 日～ 平成 23 年 6 月 9 日 平成 23 年 9 月 15 日 平成 23 年 10 月 14 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 1 名 1 名 1 名 4 名 4 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 4 月 26 日 平成 23 年 7 月 20 日 平成 23 年 7 月 28 日 平成 23 年 10 月 13 日 平成 23 年 10 月 18 日 平成 23 年 10 月 18 日～ 平成 23 年 10 月 19 日 平成 23 年 11 月 7 日～ 平成 23 年 11 月 8 日 平成 24 年 2 月 7 日 平成 24 年 2 月 23 日	再保安教育訓練	課員及びタンデム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 6 名 3 名 2 名 1 名 2 名 1 名 13 名 6 名
平成 23 年 11 月 21 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は発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	21 名
平成 23 年 4 月 27 日	東日本大震災に伴うタンデム加速器の現況についての教育	東日本大震災に伴うタンデム加速器、ブースター加速器の現状及び利用者が担当する作業事項等について教育訓練を実施した。	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 23 年 10 月 20 日	タンデム加速器	タンデム加速器の運転に携わる従事者	2 名
平成 24 年 2 月 3 日	の運転に係る教育	に対し、加速器機器の運転操作及び注意	4 名
		点検等について教育訓練を実施した。 <テキスト> タンデム加速器運転計画	
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 23 年 4 月 27 日	通報訓練	課員及び JRR-1 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	38 名
平成 23 年 4 月 7 日～ 平成 23 年 4 月 15 日 平成 23 年 5 月 31 日～ 平成 23 年 6 月 6 日 平成 23 年 12 月 5 日～ 平成 23 年 12 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 1 名 1 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 7 月 28 日 平成 23 年 11 月 25 日 平成 24 年 1 月 26 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	21 名 13 名 29 名 1 名
平成 23 年 7 月 29 日 平成 23 年 8 月 27 日 平成 23 年 8 月 29 日 平成 23 年 8 月 30 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> JRR-4 の利用設備についての説明資料、JRR-3 利用施設の主要な設備の運転管理及び保守	33 名 1 名 30 名 3 名
平成 23 年 10 月 26 日 平成 23 年 11 月 10 日 平成 23 年 11 月 11 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	26 名 6 名 1 名
平成 23 年 11 月 21 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は発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	30 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 3 月 30 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＞ 安全と安心	33 名
平成 24 年 3 月 30 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	35 名
平成 23 年 4 月 26 日 平成 23 年 5 月 2 日 平成 23 年 6 月 8 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子力科学研究所安全衛生管理規則、文書管理規程、国際規制物資等計量管理規則、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＞ 原子力科学研究所品質保証計画新旧対照表、文書管理規程新旧対照表、国際規制物資等計量管理規則新旧対照表、放射線安全取扱手引新旧対照表	31 名 3 名 6 名
平成 23 年 5 月 30 日		原子力科学研究所品質保証計画等文書の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 品質保証計画書新旧対照表、文書及び記録の管理要領新旧対照表、品質保証推進委員会規則新旧対照表、マネジメントレビュー要領新旧対照表、調達管理要領新旧対照表、内部監査要領新旧対照表、不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領新旧対照表	28 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
<p>平成 23 年 9 月 26 日 平成 23 年 10 月 3 日</p>	<p>規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等</p>	<p>原子力科学研究所安全衛生管理規則、放射性同位元素等車両運搬規則関係取扱要領及び核燃料物質等車両運搬規則関係取扱要領、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>原子力科学研究所安全衛生管理規則新旧対照表、放射性同位元素等車両運搬規則関係取扱要領及び核燃料物質等車両運搬規則関係取扱要領新旧対照表、原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則新旧対照表</p>	<p>30 名 3 名</p>
<p>平成 23 年 11 月 25 日 平成 23 年 12 月 1 日</p>		<p>放射線障害予防規程、原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則、地震対応要領、放射線安全取措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>放射線障害予防規程新旧対照表、原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則新旧対照表、地震対応要領新旧対照表、放射線安全取措手引新旧対照表</p>	<p>29 名 5 名</p>
<p>平成 24 年 1 月 17 日</p>		<p>JRR-1 施設防護活動手引、JRR-3 利用施設運転手引、JRR-4 利用施設運転手引、JRR-3 一般高圧ガス製造施設点検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></p> <p>JRR-1 施設防護活動手引新旧対照表、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、JRR-3 一般高圧ガス製造施設点検要領新旧対照表</p>	<p>33 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 24 年 3 月 30 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故障発生時の通報連絡基準の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所事故故障発生時の通報連絡基準新旧対照表	33 名
平成 24 年 3 月 30 日		「文書及び記録の管理要領」（研究炉加速器管理部品証文書）及び品質目標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> 「文章及び記録の管理要領」（研究炉加速器管理部品証文書）新旧対照表、品質目標管理要領新旧対照表	33 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 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 11 月 11 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。	27 名 34 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 11 月 11 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。	35 名 42 名
平成 23 年 4 月 15 日 平成 22 年 10 月 7 日	配属時保安教育訓練	異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ RI 製造棟の概要と保守管理、安全衛生	3 名 1 名
平成 23 年 4 月 21 日 平成 23 年 7 月 28 日 平成 23 年 10 月 13 日 平成 23 年 11 月 7 日～ 平成 23 年 11 月 8 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。 ＜テキスト＞ 放射線業務従事者訓練テキスト他	3 名 8 名 5 名 1 名
平成 23 年 11 月 21 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は発表されることを想定した、自主防災訓練を実施した。	21 名
平成 23 年 5 月 27 日	RI 製造棟及び使用済燃料関連施設に係る施設固有の保安教育	RI 製造棟及び使用済燃料関連施設に係る施設固有の保安教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ RI 製造施設管理系の放射線管理について他	22 名
平成 23 年 11 月 30 日	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の教育訓練	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＞ 水平展開指示書（DSF 施設の放射線監視盤の締付ボルトの緩みについて）、水平展開情報及び過去のトラブル事例	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 23 年 5 月 30 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。 <テキスト> 原子力科学研究所品質保証計画新旧対照表、原子力科学研究所品質文書（二次文書）新旧対照表	16 名
平成 23 年 8 月 31 日		原子力科学研究所安全衛生管理規則、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。 <テキスト> 原子力科学研究所安全衛生管理規則新旧対照表、原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則新旧対照表	17 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. 国際協力

International Cooperation

This is a blank page.

7.1 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

今期は受け入れが無かった。

(2) 国際機関研修制度

今期は受け入れが無かった。

7.2 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.

8. 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23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24年12月 編集委員長

平成24年度研究炉加速器管理部年報編集委員会

委員長 石井 哲朗（研究炉加速器管理部次長）

副委員長 中村 清（研究炉利用課）

委員 川又 諭（JRR-3管理課）

石黒 裕大（JRR-4管理課）

川島 和人（NSRR管理課）

遊津 拓洋（加速器管理課）

中村 剛実（研究炉利用課）

田村 格良（研究炉技術課）

川崎 小百合（研究炉業務課）

事務局 左高 正雄（研究炉加速器管理部）

This is a blank page.

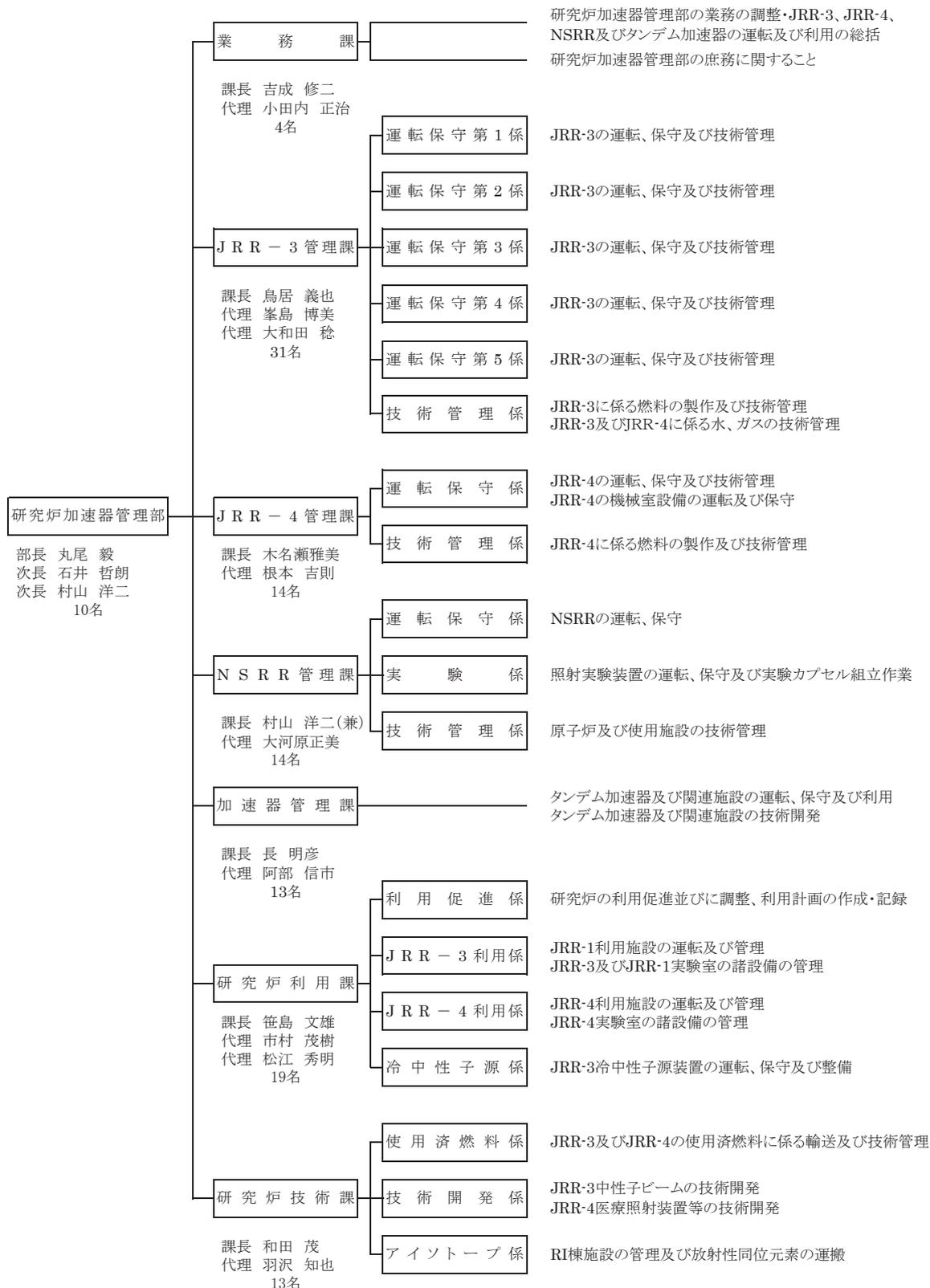
付 録

Appendices

This is a blank page.

付録1 研究炉加速器管理部の組織と業務

平成24年3月31日現在



付録2 JAEA－Research等一覧

著者	標 題	レポート No.
松田、石川、光岡、塚田、竹内、ほか(編)	JAEA-Tokai Tandem Annual Report 2010	JAEA- Review 2011-040
大内、諏訪、井坂、池亀、ほか	JRR-3 データ処理計算機システムの開発	JAEA- Testing 2011-006
堀口、中村、本橋、樫村、市村、笹島	JRR-4t 中性子ビーム設備の特性測定—反射体変更後のBNCT線量解析精度の評価—	JAEA- Technology 2012-003
諏訪、井坂、大内、池亀、ほか	JRR-3 プロセス制御計算機システムの更新	JAEA- Technology 2011-041
石井、中村、川又、山田、川島、遊津、中村、新居、吉成、左高(編)	平成22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 2011-053

付録 3 口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
仲野谷、長、阿部、 石崎、田山、松田、 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24回タンデム加速器 及びその周辺技術の研究 会 (H23.7)
松田、長、阿部、 石崎、田山、仲野 谷、株本、中村、 沓掛、乙川、遊津、 月橋、花島	東日本大震災による原子力機構-東海タンデム加速器の被災状況	第24回タンデム加速器 及びその周辺技術の研究 会 (H23.7)
松波、左高、ほか	CuO のイオン照射効果	日本物理学会 2011 年秋 季大会 (物性) (H23.9)
田村、新居、村山	Study on a neutron guides for neutron beam transport in the straight section of C3 cold neutron beam line at JRR-3	1st Asia-Oceania Conference on Neutron Scattering (1st AOCNS) (H23.11)
新居、田村、和田	Development of JRR-3 high-performance moderator vessel for cold neutron beam	IAEA Technical Meeting on Advanced Moderators to Enhance Cold Neutron Beam Production for Materials Research and Applications (H23.11)
小林、荒木、大場、 鳥居、ほか	Review on the seismic safety of JRR-3 according to the revised regulatory code on seismic design for nuclear reactors	4th International Symposium on Material Testing Reactors (H23.12)

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
米田	大口径NTD-Si半導体の均一照射技術に関する研究	NEDO省エネルギー技術フォーラム2011 (H23.12)
松波、左高、ほか	窒化タンゲテスンのイオン照射効果	日本物理学会第67回年次大会 (H24.3)
新居、村山、和田	Current status of JRR-3 -After 3.11 Earthquake in Japan-	2012 JAEA/KAERI Joint Seminar on Advanced Irradiation and PIE Technologies (H24.3)
新居、丸尾、村山	Current status of JRR-3 -After 3.11 Earthquake in Japan-	European Research Reactor Conference / International Group Operating Research Reactors 2012 (H24.3)

付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
松田、仲野谷、 花島、竹内	Development of intense high-energy noble gas ion beams from in-terminal ion injector of tandem accelerator using an ECR ion source.	Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., A654 (2011) 45.
中村、ほか	中性子捕捉療法を目指した再発・進行乳癌における ^{18}F -BPA PET 診断	Isotope News No.691 (2011) pp2-6.

付録5 官庁許認可一覧

炉名	件名			設置変更	設工認	使用前検査
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第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		—	—	
	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) 045
	認可 合格	年月日 番 号		—	—	
	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	
認可 合格	年月日 番 号		—	—		
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	B-I 型高圧水カプセル の製作・第3回 (前期分)	申請	年月日 番 号		平成22年6月15日 22 原機 (科研) 005	平成22年9月8日 22 原機 (科研) 016
		変更	年月日 番 号		—	平成23年4月28日 23 原機 (科研) 003
		認可 合格	年月日 番 号		平成 22 年 8 月 10 日 22 受文科科第 2963 号	平成 23 年 6 月 24 日 22 受文科科第 5242 号
	B-I 型高圧水カプセル の製作・第3回 (後期分)	申請	年月日 番 号		—	平成23年8月9日 23 原機 (科研) 017
		変更	年月日 番 号		—	—
		認可 合格	年月日 番 号		—	平成 24 年 3 月 21 日 23 諸文科科第 3683 号
	XII-I 型大気圧水カプ セルの製作・第2回	申請	年月日 番 号		平成23年7月25日 23 原機 (科研) 014	平成23年9月6日 23 原機 (科研) 019
		変更	年月日 番 号		—	—
		認可 合格	年月日 番 号		平成 23 年 8 月 26 日 23 諸文科科第 3283 号	平成 24 年 3 月 29 日 23 諸文科科第 4190 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	—
		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 (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
		認可 合格	年月日 番 号		—	—

付録 6 福島支援の派遣人数

月	福島										原子力緊急時支援・研修センター (NEAT)	文科省 EOC*1		
	放射線班	学校サマーキャンプ	オフサイトセンター	一時帰宅	OSTPセンター	フール水除染	伊達民家除染	文科省Eメール	除染前測定	除染後測定			コミュニケーション	健康相談
4月	人数 6	1	2									11	1	1
	延べ人数	1	11									30	5	11
5月	人数 8	5										6	1	1
	延べ人数	5										17	7	1
6月	人数 10	7		6	1									1
	延べ人数	7		23	7									4
7月	人数 10	5		11		1								2
	延べ人数	5		43		4								13
8月	人数 10	4		7										1
	延べ人数	4		29										5
9月	人数 10	4		5										1
	延べ人数	4		15										1
10月	人数 12			4										
	延べ人数			14										
11月	人数 12			4										
	延べ人数			2										
12月	人数 42			19										
	延べ人数			2										
1月	人数 6			2										
	延べ人数			9										
2月	人数 28													
	延べ人数													
3月	人数 84													
	延べ人数													
人数年度累計	84	22	7	47	1	1	1	1	1	1	15	17	4	7
延べ人数年度累計	355	22	36	186	7	4	4	2	3	3	17	47	22	45

*1EOC: 文部科学省非常災害対策センター

付録7 表彰、特許

[表 彰]

- 平成 23 年度原子力科学研究所長表彰

創意工夫功労賞

「単極性静電ステアラーが引き起すレンズ効果とその軽減対策」

受賞者 加速器管理課 沓掛 健一

加速器管理課 遊津 拓洋

加速器管理課 松田 誠

受賞年月日 平成 24 年 3 月 26 日

業務品質改善賞

「タンデム加速器高圧ガス製造施設における六フッ化硫黄ガス漏洩対策と安全対策」

受賞者 加速器管理課 仲野谷孝充

加速器管理課 田山 豪一

加速器管理課 乙川 義憲

加速器管理課 月川 芳廣

受賞年月日 平成 24 年 3 月 26 日

[特 許]

な し

付録8 平成23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 ・東日本大震災により施設が被災したため運転を取り止めて、施設の復旧を優先して実施 ・福島支援	・JRR-3施設を適切に保守管理し、被災した施設の復旧を行う。 ・福島支援本部、文科省等からの要請に応え、福島支援活動を行う。		達成	・計画どおり施設の復旧作業を行った。 ・派遣要請を受けて環境放射線モニタリング等の支援活動を実施した。		JRR-3課(主)利用課技術課
	JRR-4 ・東日本大震災により施設が被災したため運転を取り止めて、施設の復旧を優先して実施 ・福島支援	・JRR-4施設を適切に保守管理し、被災した施設の復旧を行う。 ・福島支援本部、文科省等からの要請に応え、福島支援活動を行う。		達成	・計画どおり施設の復旧作業を行った。 ・派遣要請を受けて環境放射線モニタリング等の支援活動を実施した。		JRR-4課(主)利用課
	NSRR ・東日本大震災により施設が被災したため運転を取り止めて、施設の復旧を優先して実施 ・福島支援	・NSRR施設を適切に保守管理し、被災した施設の復旧を行う。 ・福島支援本部、文科省等からの要請に応え、福島支援活動を行う。		達成	・計画どおり施設の復旧作業を行った。 ・派遣要請を受けて環境放射線モニタリング等の支援活動を実施した。		NSRR課
	タンデム加速器 ・東日本大震災により施設が被災したため運転を取り止めて、施設の復旧を優先して実施 ・福島支援	・タンデム加速器施設を適切に保守管理し、被災した施設の復旧を行う。 ・福島支援本部、文科省等からの要請に応え、福島支援活動を行う。		達成	・計画どおり施設の復旧作業を行った。 ・8月末に施設が復旧したことから平成23年度は106日の加速器の運転を実施した。 ・派遣要請を受けて環境放射線モニタリング等の支援活動を実施した。		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	・ターバー型中性子鏡管を製作する。 ・C3中性子導管を高性能中性子導管ユニットに置き換える。	J-PARCで実現不可能な連続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	・30℃で80%の反射率をもつ中性子ミラーを使用した2種類の勾配をもつターバー型中空中性子鏡管ユニット製作した。また、中性子鏡管試験体内部を真空に保ちつつ、光学調整が可能な機構を有する特性測定用真空チャンバー付架台も製作した。 C3冷中性子導管の曲導管18体と直導管7体の計25体を高性能中性子鏡管ユニットに置き換えた。		技術課利用課
		・高性能減速容器の低温流路管異種接合部の強度評価を実施する。	液体水素を貯留する減速材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	異種接合部(Alミ合金とステンレス)を摩擦圧接により接合した試験片を用いて引張強度試験、衝撃特性確認試験を実施し、これらのデータを収集した。		技術課利用課
		・計算解析による乳癌用ビームの拡大設計を行う。	ホウ素中性子捕捉療法法の乳がんへの適用拡大に貢献する照射技術の開発を行う。	達成	・乳癌用ビーム孔を使用することで腫瘍線量が大幅に増大する結果が得られ、乳癌用ビーム孔の有用性が確認できた。		技術課利用課
	JRR-4 ①ホウ素中性子捕捉療法法の適用拡大			達成			技術課利用課

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	モル	mol
光	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	立方メートル	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	数メートル	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	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	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	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz	1	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	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
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	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
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	m ² s ⁻²
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	m ² s ⁻²
酸素活性	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に使用される。
 (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 (CF-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	SI基本単位による表し方
粘着力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エントロピー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電表面積電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
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)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ³ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
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)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

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	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1L=11=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=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	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=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=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	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
エルグ	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 =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
ストルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm ² =10 ⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≡ (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=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 f=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	1cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

