



JAEA-Review

2010-077

JAEA
Review

平成21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, JFY2009

(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

June 2011

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

平成 21 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

(2010 年 12 月 20 日受理)

研究炉加速器管理部は、JRR-3(Japan Research Reactor – 3), JRR-4(Japan Research Reactor – 4), NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) の研究炉並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 2009 年 4 月 1 日から 2010 年 3 月 31 日までの研究炉加速器管理部において実施した業務活動をまとめたものである。

業務内容について以下の 5 項目に分類した。

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

さらに、論文、口頭発表一覧、官庁許認可、表彰及び業務の実施結果一覧を掲載した。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

編集者：石井 哲朗、小山 芳己、吉成 修二、大内 諭、佐々木 勉、阿波 靖晃、
遊津 拓洋、高澤 宏充、新居 昌至、鈴木 真裕、左高 正雄

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2009
(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 20, 2010)

The Department of Research Reactors and Tandem Accelerator is in charge of the operation, utilization and technical development of JRR-3(Japan Research Reactor-3), JRR-4(Japan Research Reactor-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, 2009 and March 31, 2010. The activities were categorized into five service/development fields:

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

Also contained are lists of publications, meetings, granted permissions on laws and regulations concerning atomic energy, 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, Yoshimi KOYAMA, Shuji YOSHINARI, Satoshi OUCHI,
Tsutomu SASAKI, Yasuaki AWA, Takuhiro ASOZU, Hiromitsu TAKAZAWA,
Masaji ARAI, Mayu SUZUKI, Masao SATAKA

目 次

まえがき	1
1. 概要	3
2. 研究炉及び加速器の運転管理	7
2.1 JRR-3 の運転管理	9
2.1.1 運転	9
2.1.2 保守・整備	13
2.1.3 燃料・炉心管理	14
2.1.4 放射線管理	17
2.1.5 水・ガス管理	19
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	22
2.2 JRR-4 の運転管理	24
2.2.1 運転	24
2.2.2 保守・整備	25
2.2.3 燃料・炉心管理	25
2.2.4 放射線管理	26
2.2.5 水・ガス管理	27
2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	27
2.3 NSRR の運転管理	30
2.3.1 運転	30
2.3.2 保守・整備	30
2.3.3 燃料・炉心管理	35
2.3.4 放射線管理	35
2.4 タンデム加速器の運転管理	37
2.4.1 運転	37
2.4.2 保守・整備	39
2.4.3 高圧ガス製造施設	43
2.4.4 放射線管理	44
2.5 主な技術的事項	46
2.5.1 炉心構造物(重水タンク及び水平実験孔)の供用期間中検査	46
2.5.2 ヘリウム圧縮機のVリング装置部の一部改良	51
2.5.3 JRR-3 中性子計装系線形増幅器の自動レンジ切替回路の誤作動	56
2.5.4 JRR-3 原子炉施設の施設定期自主検査期間中における制御棒(S-1)挿入事象	58
2.5.5 JRR-3 原子炉施設の施設定期自主検査期間中における	
制御棒(R-1)挿入事象の発生	64
2.5.6 SF ₆ ガス漏れ対策	73

3.	研究炉及び加速器の利用	75
3.1	利用状況	77
3.2	照射利用	81
3.2.1	JRR-3 における照射	81
3.2.2	JRR-4 における照射	83
3.3	実験利用	89
3.3.1	JRR-3 における実験	89
3.3.2	JRR-4 における実験	89
3.3.3	NSRR における実験	97
3.3.4	タンデム加速器における実験	97
3.3.5	実験室の利用状況	100
3.3.6	医療照射	101
3.3.7	動物実験	101
3.3.8	人材育成	101
3.4	保守・整備	102
3.4.1	JRR-3 照射設備等の保守・整備	102
3.4.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	103
3.4.3	NSRR 照射設備等の保守・整備	107
3.5	施設共用	108
3.5.1	炉内中性子照射等専門部会	108
3.5.2	研究炉医療照射専門部会	108
3.5.3	タンデム加速器専門部会	109
4.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	111
4.1	JRR-3 の高度化の技術開発	113
4.1.1	CNS 高性能減速材容器の開発	113
4.1.2	CNS 低温流路管に係る異材接合方法の検討	117
4.1.3	耐放射線ミラーの開発	118
4.1.4	長尺アルミケーシングの開発	121
4.2	JRR-3 における中性子輸送の高効率化	124
4.2.1	中性子鏡管ユニットの製作及び輸送効率測定	124
4.2.2	冷中性子導管の中性子束測定	128
4.2.3	冷中性子導管直導管部の中性子導管設計	128
4.3	大口径 NTD-Si 半導体の均一照射技術に関する研究	130
4.3.1	12 インチ NTD-Si 照射実験装置の特性測定	131
4.3.2	大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計	134
4.4	タンデム加速器系の開発	139
4.4.1	RBS 質量分析試験	139
4.4.2	ISOL イオン源の開発	141

4.4.3 大強度ホウ素ビームの加速試験	144
4.4.4 クラスター ビーム 加速の検討	146
5. 研究炉及び加速器の安全管理	149
5.1 研究炉加速器管理部の安全管理体制	151
5.2 安全点検状況	153
5.3 訓練	156
6. 国際協力	173
6.1 文部科学省原子力研究交流制度等	175
6.2 外国人招へい制度	175
あとがき	177
付 錄	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	190
付録 5 官庁許認可一覧	192
付録 6 平成 21 年度招へい・受入者一覧	193
付録 7 表彰、特許	194
付録 8 平成 21 年度実施計画とその実施結果	196
付録 9 平成 21 年度実施結果のまとめ	197

Contents

Preface	1
1. Overview	3
2. Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator	7
2.1 Operation and Maintenance of JRR-3	9
2.1.1 Operation	9
2.1.2 Maintenance	13
2.1.3 Reactor Core Management	14
2.1.4 Radiation Monitoring	17
2.1.5 Water and Gas Managements	19
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	22
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4	24
2.2.1 Operation	24
2.2.2 Maintenance	25
2.2.3 Reactor Core Management	25
2.2.4 Radiation Monitoring	26
2.2.5 Water and Gas Management	27
2.2.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	27
2.3 Operation and Maintenance of NSRR	30
2.3.1 Operation	30
2.3.2 Maintenance	30
2.3.3 Reactor Core Management	35
2.3.4 Radiation Monitoring	35
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator	37
2.4.1 Operation	37
2.4.2 Maintenance	39
2.4.3 High-pressure Gas Handling System	43
2.4.4 Control of Radiation	44
2.5 Major topics of Technical Development	46
2.5.1 In-service Inspection of JRR-3 Core Components(Heavy Water Tank and Horizontal Beam Tubes)	46
2.5.2 Improvement of V-Ring Seals for JRR-3 Helium Compressor	51
2.5.3 Malfunction of Gain-Range-Switcher-Circuit for JRR-3 Neutron Instrumentation system	56
2.5.4 Accidental Insertion of Control Rod(S-1) in JRR-3 Periodical Inspection ..	58
2.5.5 Accidental Insertion of Control Rod(R-1) in JRR-3 Periodical Inspection ..	64
2.5.6 Reduction of a SF ₆ -Gas Leak	73
3. Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	75
3.1 Status of Utilization	77
3.2 Irradiation	81
3.2.1 Irradiation in JRR-3	81
3.2.2 Irradiation in JRR-4	83

3.3 Experiments	89
3.3.1 Experiments in JRR-3	89
3.3.2 Experiments in JRR-4	89
3.3.3 Experiments in NSRR	97
3.3.4 Experiments in the Tandem Accelerator Facility	97
3.3.5 Status of Utilization in Laboratories	100
3.3.6 Medical Irradiation	101
3.3.7 Experiments with Mouse	101
3.3.8 Human Resource Development	101
3.4 Maintenance	102
3.4.1 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	102
3.4.2 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	103
3.4.3 Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	107
3.5 Specialist Committee for Common utilization of JAEA's Research Facilities	108
3.5.1 The Specialist Committee for Neutron Irradiation	108
3.5.2 The Specialist Committee for Medical Irradiations at Research Reactor	108
3.5.3 The Specialist Committee for Tandem Accelerator	109
4. Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	111
4.1 Development for Upgrading of JRR-3 Cold Neutron Beam Utility	113
4.1.1 Development for Upgrading of CNS(Cold Neutron Source)	113
4.1.2 Study of Different-material-bonding for Concentric Tube for Transports the Liquid Hydrogen in Cold Neutron Source Vessel	117
4.1.3 Development of a Radiation Resistant Mirror	118
4.1.4 Development of Long Length Aluminum Casing which puts the neutron Guide tubes in	121
4.2 Upgrading of the Neutron Transport Efficiency at JRR-3	124
4.2.1 Production of Neutron Mirror Tubes and measurement of the transportation efficiency	124
4.2.2 Neutron Flux Measurements at the End of Neutron Guide Tubes	128
4.2.3 Neutron Guide Tube Design in the Straight Section of Cold Neutron Guide Tubes	128
4.3 Study of Uniform Irradiation Technique for Large-Diameter NTD-Si	130
4.3.1 Performance Measurement of the Irradiation Experimental Equipment for 12-inch NTD-Si	131
4.3.2 Conceptual Design of a Research Reactor for Irradiating Large Diameter silicon	134
4.4 Accelerator Development	139
4.4.1 Development of Heavy-Ion-RBS Spectrometry	139
4.4.2 Development of Ion-Source for JAEA-ISOL	141
4.4.3 Development of High-Intensity Boron Beam	144
4.4.4 Planning for Cluster-Beam Acceleration	146

5.	Safety Administration for Research Reactors and Tandem Accelerator	149
5.1	Organization of Safety Administration	151
5.2	Present Status of Safety Inspection	153
5.3	Training	156
6.	International Cooperation	173
6.1	MEXT Scientist Exchange Program	175
6.2	Foreign Specialist Invitation	175
	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	190
	Appendix 5 List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	192
	Appendix 6 List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research reactors and Tandem Accelerator	193
	Appendix 7 Commendation, Applied Patents	194
	Appendix 8 Plans and Outcomes in Services and Technical Developments	196
	Appendix 9 Summary of Outcomes in Services and Technical Developments	197

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、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otope 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、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、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に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 21 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 21 年度の運転、利用、技術開発を主として 4 項目に分類してまとめた各項目の概要は以下の通りである。

(1) 研究炉及び加速器の運転管理

運転管理では、JRR-3、JRR-4、NSRR、タンデム加速器の各施設の運転、保守・整備状況等をまとめた。平成 21 年度は、JRR-3 では、4 サイクルで 82 日間の運転を、JRR-4 では 24 日間の運転を、NSRR では 2 回のパルス照射実験運転と 1 回の未照射燃料実験、及び 9 回の燃料を用いない評価試験ための運転を行った。タンデム加速器では 181 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。

(2) 研究炉及び加速器の利用

施設の利用では、各施設の利用状況、利用設備及び実験室の保守・整備状況、専門部会の開催についてまとめた。JRR-3 にて、照射件数 241 件、キャプセル総数 1,563 個、実験利用では延べ利用日数 2,939 件・日の利用実績があった。JRR-4 は、運転を行わなかったため、平成 20 年度の利用はなかった。NSRR では、12 回の実験利用と、延べ日数 45 日のセミホットセル・ケーブル及びカプセル解体フード等の利用があった。タンデム加速器では、181 日の利用があった。

(3) 研究炉及び加速器利用技術の高度化

利用技術の高度化では、JRR-3 の冷中性子ビーム強度増強のために、高性能減速材容器の開発、耐放射線高性能スーパーミラー中性子導管の開発についてまとめた。また、新たに製作した中性子鏡管鏡ユニットとその輸送効率測定について記した。シリコン照射技術の開発では、JRR-4 に設置した 12 インチ NTD-Si 照射実験装置の特性測定結果と、その照射が可能な研究炉の概念設計をまとめた。タンデム加速器ではイオン源の開発とクラスター ビーム 加速計画について記した。

(4) 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. 研究炉及び加速器の運転管理

Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

2.1 JRR-3 の運転管理

平成 21 年度当初の運転・管理計画を第 2.1.1 図に、運転・管理計画の変更となった運転・管理計画及び実績の総括を第 2.1.2 図に示す。

2.1.1 運転

平成 21 年度の運転は、平成 21 年度研究炉運転・管理計画に基づき R3-21-01 サイクルから R3-21-06 サイクルまでの合計 6 サイクルで 156 日間の運転（26 日間 × 6 サイクル）及び 3 日間の高出力試験運転を予定していたが、中性子計装設備安全系線形増幅器の自動レンジ切替回路不具合により、「安全系中性子束高」スクランム信号が発生し、原子炉が自動停止したため、R3-21-03 サイクルの運転が 19 日削減された。また、施設定期自主検査期間中に発生した制御棒挿入事象等の影響により、施設定期検査期間を延長した。施設定期検査期間を延長したことにより、変更となった運転・管理計画の総括を第 2.1.2 図に示す。その結果、82 日間の運転（26 日間 × 2 サイクル + 23 日間 × 1 サイクル + 7 日間 × 1 サイクル）及び 3 日間の高出力試験運転となった。本年度中における計画外停止は以下のとおりである。

(1) 安全系中性子束高(A 系)スクランム信号の発生による自動停止

平成 21 年 6 月 8 日 12 時 14 分、原子炉出力上昇中において「安全系中性子束高（A 系）」によるスクランム信号が出力され、原子炉が自動停止した。

調査の結果、スクランム信号の発生は、安全系の線形増幅器のうち、自動レンジ切替回路の比較器に使用されている IC の出力波形の異常に起因する誤作動によるものであり、IC の経年変化が発生原因であると特定した。そのため、当該 IC を交換し、自動レンジ切替回路が正常に作動することを確認し、平成 21 年 6 月 27 日 11 時 00 分に原子炉を再起動した。

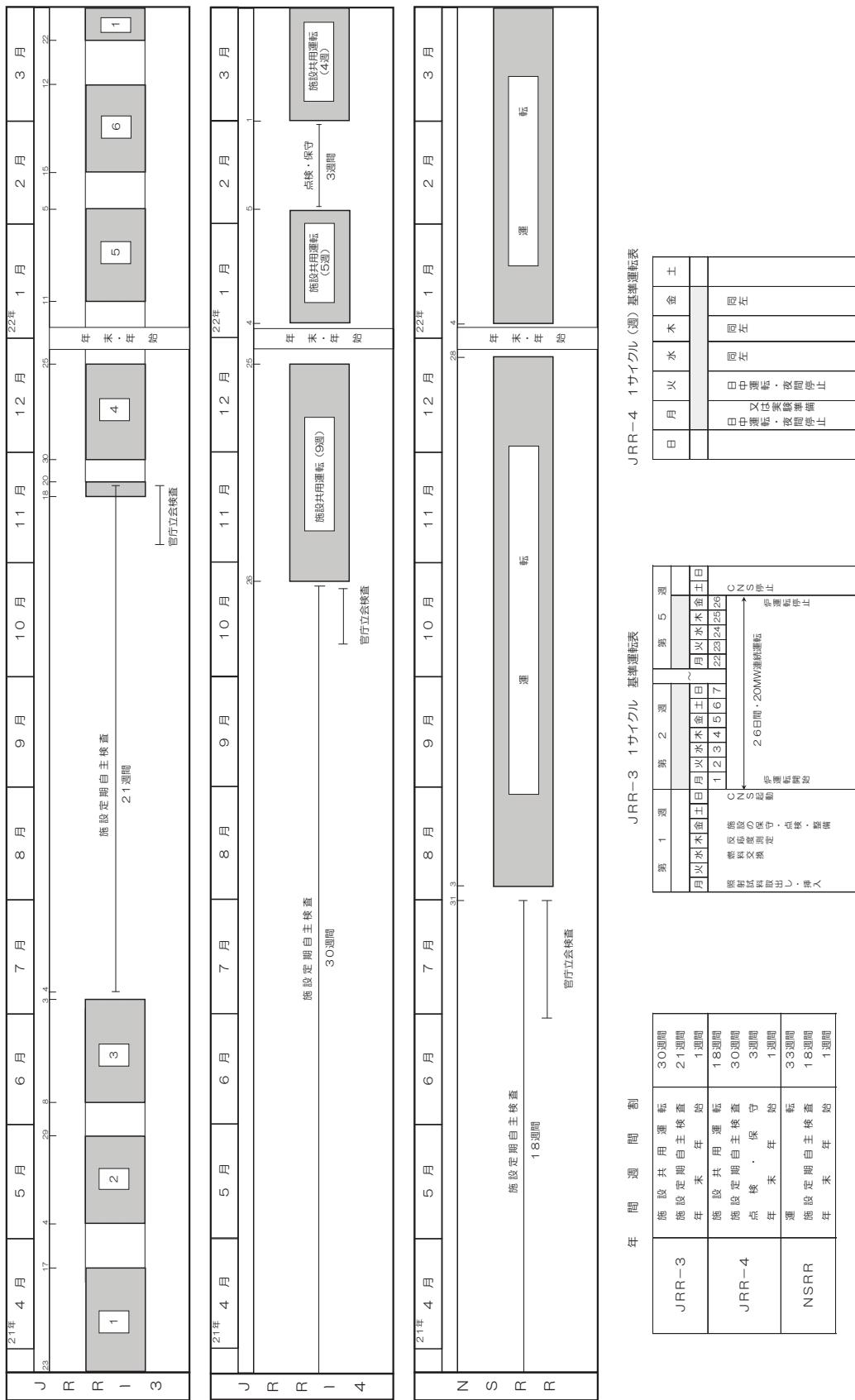
本年度の運転実績を第 2.1.1 表に、計画外停止を第 2.1.2 表に示す。

第 2.1.1 表 JRR-3 運転実績表

サイクル No.	運転期間	運転時間 (hr:min)	出力量 (MWh)	出力量累計 (MWh)	計画外停止
年度当初	—	74,712 : 50	—	1,412,427.6	—
21-01	3/16～4/19	606 : 49	11,582.5	1,424,010.1	0
点検・ 保守	4/20～4/26	1 : 19	0	1,424,010.1	0
02	4/27～5/31	605 : 30	11,641.0	1,435,651.1	0
03	6/1～7/5	152 : 29	2,826.5	1,438,477.6	1
施設定期 自主検査	7/6～2/7	0 : 00	0	1,438,477.6	0
21-88	2/8～2/21	69 : 28	983.1	1,439,460.7	0
06	2/22～3/21	535 : 09	10201.2	1,449,661.9	0
年度累計	—	1,970 : 44	—	—	1
累計	—	76,683 : 34	—	1,449,661.9	—

第 2.1.2 表 JRR-3 計画外停止

日付	計画外停止の原因
6/8	安全系線形増幅器の自動レンジ切替回路不具合



第2.1.1 図 平成21年度 研究炉運転・管理計画（年度当初）

JRR-3 1サイクル 基準運転表												JRR-4 1サイクル (3週) 基準運転表																				
年間運間割			第1週			第2週			第5週			日			月			火			水			木			金			土		
JRR-3	施設定期自主検査	1.4週間	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土						
年	末	始	1週間	3週間	1週間	6週間	1週間	6週間	1週間	3週間	1週間	6週間	1週間	6週間	1週間	3週間	1週間	6週間	1週間	6週間	1週間	3週間	1週間	6週間	1週間	6週間	1週間					
JRR-4	施設定期自主検査	4.5週間	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土						
年	末	始	1週間	3週間	1週間	6週間	1週間	6週間	1週間	3週間	1週間	6週間	1週間	6週間	1週間	3週間	1週間	6週間	1週間	6週間	1週間	3週間	1週間	6週間	1週間	6週間	1週間					
NSRR	施設定期自主検査	18週間	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土						
R	官行立会検査	1週間	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土	月	火	水	木	金	土						

2.1.2 保守・整備

(1) 概況

平成21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平成21年7月6日から平成22年2月7日まで実施した。主なものとしては1次冷却材熱交換器No.2の開放点検である。

(2) 主な保守整備

1) 1次冷却材熱交換器No.2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。

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.2については、JRR-3の改造以降、平成10年度に第1回目の開放点検を行い、今回が2回目となる。

開放点検は、熱交換器の前水室及び後平板を取り外し、水室、管板、伝熱管の清掃を行った後、水室及び管板の溶接線及びフランジシート面の浸透探傷検査、伝熱管の渦流探傷検査を実施した。その結果、熱交換器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でも異常はなく、1次冷却材熱交換器No.2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は以下に示す。

① 浸透探傷検査

水室及び管板の溶接部の数箇所に腐食痕、孔食及びブローホールが確認されたが、今後の使用に支障はないと判断される。また、前回の開放点検において、B側後水室フランジと胴板円周隅肉溶接部に線状指示模様(100mm)が認められたが、今回の検査で指示模様が認められなかった。これは、検査前の探傷面の手入れの仕方の相違によるもので、前回は黒皮状の付着物を残存したまま検査を行ったことにより疑似模様が認められたものと判断した。

② 渦流探傷検査

伝熱管3,114本(全5,496本中)について渦流探傷検査を実施した結果、内面傷16箇所、外面傷1箇所、打痕3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34%)確認されたが、前回の検査から減肉率の進行はほとんど認められない。なお、伝熱管の耐圧計算から減肉率50%(0.5mm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できる。

2.1.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) JRR-3の燃料製作

第L19次取替用燃料体20体及び第L20次取替用燃料体20体（各々標準型燃料体16体、フォロワ型燃料体4体）については、仏国CERCA社で平成20年1月から製作を開始し、平成20年9月にブリスタ検査、平成20年12月に燃料板検査、平成21年7月に燃料要素検査及び発送前検査を計画通りに実施し、平成21年9月にJRR-3へ納入された。その後、平成21年12月16日～18日に使用前検査を受検し、全数合格した。

第L21次～第L23次取替用燃料体各20体（第L21次は標準型燃料体14体、フォロワ型燃料体6体、第L22次及び第L23次は各々標準型燃料体16体、フォロワ型燃料体4体）については、3次分一括の契約で製作することとした。平成22年度以降製作を開始し、燃料板検査、燃料要素検査及び発送前検査を経て、JRR-3へ納入される予定である。

2) JRR-3の計量管理

燃料交換に伴い、計量管理として、核燃料物質所内移動票等を起票した。平成21年9月に実在庫検査（棚卸し）を行うとともに、文部科学省（核物質管理センター）及びIAEAの実在庫検認を受けた。

3) 新燃料輸送容器の保守点検

新燃料の輸送時に使用する未使用燃料輸送容器（JRF-90Y-950K型）8基の定期自主検査を核燃料輸送物設計承認書に基づき平成21年4月に行い、輸送に使用している輸送容器、固縛装置が全て健全であることを確認した。また同時に、輸送容器を収納するコンテナについても、船舶安全法に基づき点検保守を行い健全であることを確認した。

(2) 燃料交換

R3-21-02、R3-21-03 及びR3-21-88 サイクルにおいて、燃焼度管理方式により、標準型燃料要素7体、フォロワ型燃料要素2体、計9体の燃料交換を実施した。また、燃料交換時、必要に応じてシャフリングを実施し、最大核的熱水路係数（ピーキングファクタ）の低減を図った。炉心から取り出した燃料の最大燃焼度は、57.2%（設置許可書上の燃焼度の制限値 60%）であった。

(3) 反応度管理

燃料交換を実施することで過剰反応度を確保できる。第2.1.3図にR3-21-01サイクルからR3-21-06サイクルまでの過剰反応度の推移を示す。

過剰反応度が最大となったのは、R3-21-88サイクル初期で、試料無状態換算で、 $8.86\%\Delta k/k$ （設置許可書上の最大過剰反応度の制限値 $21\%\Delta k/k$ 以下）であり、その時の反応度停止余裕は、 $10.34\%\Delta k/k$ （設置許可上の反応度停止余裕の制限値 $1\%\Delta k/k$ 以上）であった。

試料反応度を考慮した過剰反応度の推移において、毒物飽和時の過剰反応度は、年間を通して $1\sim6\%\Delta k/k$ の間で推移し、安定した運転を行うことができた。

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成21年度（R3-21-01～R3-21-06サイクルまでの累計）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）の受入れは標準型7体、フォロワ型2体である。また、第9回研究炉使用済燃料の対米輸送で、フォロワ型40体を米国エネルギー省に向け搬出した。従って、在庫量は29体の減である。なお、貯槽No.1で貯蔵中の旧JRR-3の使用済燃料である二酸化ウラン燃料体、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 $1.73 \times 10^{-1} \sim 1.82 \times 10^{-1}$ Bq/m ℓ ）

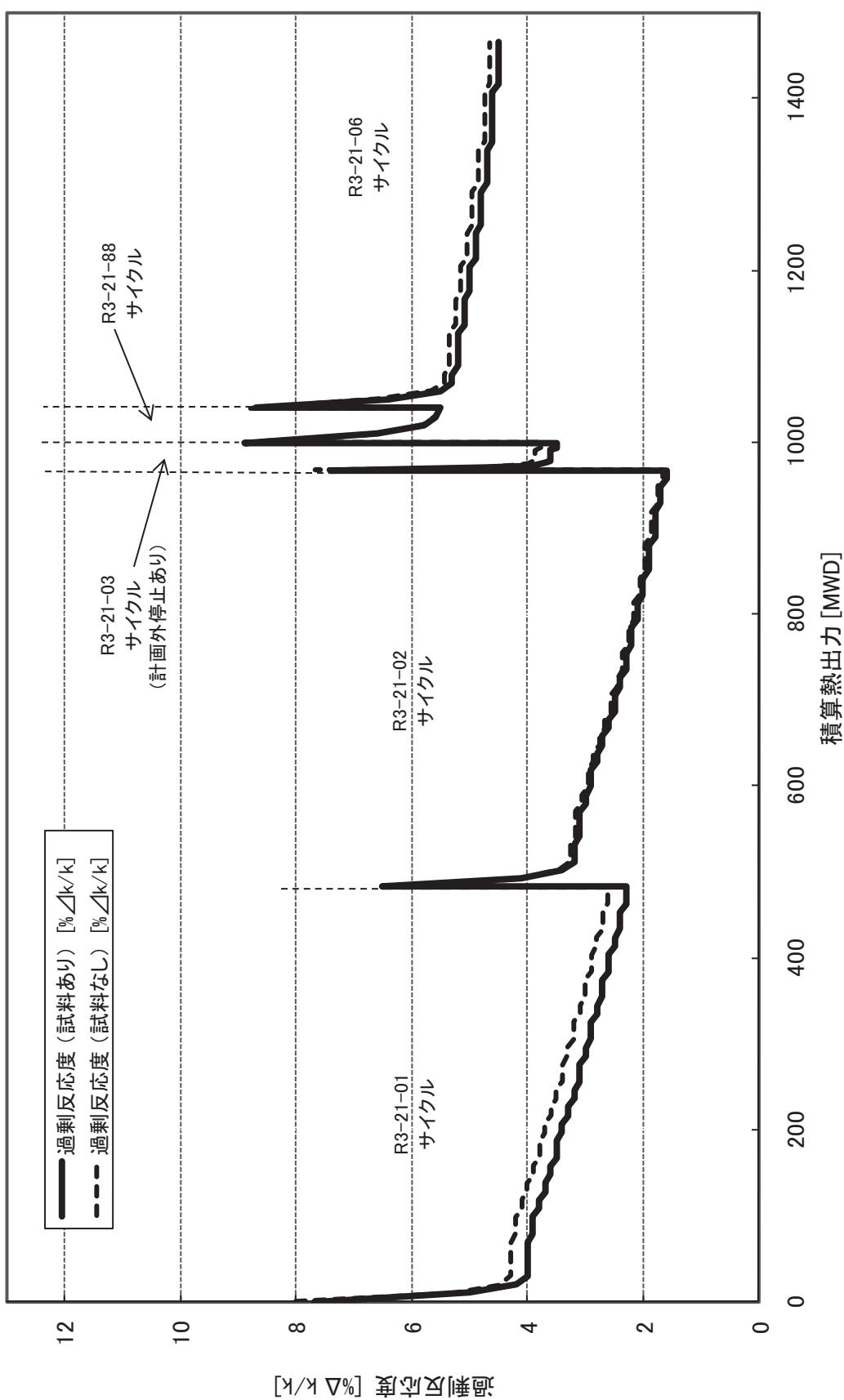
使用済燃料貯槽No.1：検出限界以下（検出限界 $4.92 \times 10^{-1} \sim 5.39 \times 10^{-1}$ Bq/m ℓ ）

使用済燃料貯槽No.2：検出限界以下（検出限界 $4.88 \times 10^{-1} \sim 5.33 \times 10^{-1}$ Bq/m ℓ ）

保管孔（DSF）： $8.35 \times 10^{-3} \sim 1.09 \times 10^{-2}$ Bq/m ℓ

3) 第9回研究炉使用済燃料の対米輸送

米国の「外国研究炉の使用済核燃料引き受け政策」に基づく第9回目となる研究炉使用済燃料の対米輸送を実施し、JRR-3使用済燃料（板状燃料／フォロワ型）40体を米国エネルギー省に向け搬出した。当初、船積みを、10月初旬で計画していたが、輸送船が米国から日本へ向けた航海途中において荒天に度々遭遇したことなどにより、到着が大幅に遅れたため、使用済燃料受入れ先及び船積み港と再調整を行い、11月中旬に船積み・出港となった。この日程変更に伴い、輸送物の検査の再検査、輸送に関連する申請の再申請又は変更申請をおこなった。また、日程変更に伴う輸送船の拘束（待機）料金、および、海外輸送契約の納期等の変更が生じた。そのほか新たに、パナマ運河通過時にセキュリティ措置に係る費用を請求され支払いを余儀なくされた。



第 2.1.3 図 JRR-3 の過剰反応度推移

2.1.4 放射線管理

(1) 概況

本年度に実施された主な放射線作業は、ヘリウム圧縮機分解点検作業、制御棒駆動装置分解点検作業、均一照射設備 SPND 交換作業、中性子ラジオグラフィ装置遮へい体交換作業及びヘリウム系ガス置換作業等であった。これらの作業はいずれも適切な放射線防護処置を行ったため、作業者の異常な被ばく及び汚染はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質

JRR-3 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を第 2.1.3 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： 4.4m^3 ）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。放出気体状放射性物質の ^{41}Ar 及び ^{3}H の年間放出量はそれぞれ $1.1 \times 10^8\text{Bq}$ 及び $6.3 \times 10^{10}\text{Bq}$ であり、それぞれの放出管理目標値の 0.00018% 及び 0.85% であった。

(3) 実効線量

JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量を第 2.1.4 表に示す。

第 2.1.3 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		放射性溶液		
	⁴¹ Ar	³ H	⁶⁰ Co	¹³¹ I	³ H	⁶⁰ Co	⁶⁵ Zn
年間放出量 (Bq/y)	1.1×10^8	6.3×10^{10}	0	0	7.9×10^8	6.2×10^6	7.2×10^4
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.6 \times 10^{-3}$	5.3×10^{-5}	$<3.9 \times 10^{-10}$	$<9.9 \times 10^{-10}$	5.3×10^0	4.1×10^{-2}	4.8×10^{-4}

第 2.1.4 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)	834	936	848	875	1143
総線量 (人・mSv)	1.8	0.0	0.0	1.5	3.3
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.3	0.0	0.0	0.3	0.3

(個人線量計：ガラスバッジ)

2.1.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

前年度末の JRR-3 における装荷重水量は 7,279.25kg であった。重水計装機器の点検校正において 2.40kg 補給したため、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 7,281.65kg であった。

前年度末の JRR-3 における未使用重水量は 231.81kg であった。重水タンクへ 2.40kg 補給、重水の棚卸しに伴い計量調整として 0.10kg の変動があったため、未使用重水の在庫量は 229.31kg となった。

前年度の JRR-3 における回収重水量は 16,048kg であった。変動がなかったため、年度末の回収重水量は 16,048kg であった。

重水の管理状況を第 2.1.5 表～第 2.1.7 表に示す。

(2) 水・ガス管理

4 サイクルの施設共用運転に伴う水・ガス分析を行った。これらの主な分析結果を第 2.1.8 表に示す。分析結果に異常は見られず、水・ガスは適切に管理されている。

1) 1 次冷却水

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 5.76～6.53、1 次冷却水浄化系出口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 6.02～6.62 で、それぞれ管理基準値 (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 0.19～1.04 μ S/cm、浄化系出口の導電率は 0.07～0.08 μ S/cm であり、それぞれ管理基準値 (5.0μ 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 5.70～6.18、使用済燃料プール水浄化系出口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 6.14～6.64 で、それぞれ管理基準値 (5.0～7.5) の範囲であった。

3) ヘリウムガス

反射体重水のカバーガスのヘリウムガス濃度の測定結果は 97.40 ～ 97.63vol% で、管理基準値 (90vol%以上) の範囲であった。再結合器入口の重水素ガス濃度は 0.63～0.77vol% で、管理基準値 (4.0vol%以下) の範囲であった。

4) 反射体重水

反射体重水の重水濃度の測定結果は 99.53～99.57mol% であり、濃度低下は認められなかつた。また、水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.79～6.07 で、管理基準値 (5.0～8.0) の範囲であった。導電率の測定結果は浄化系入口で 0.14～0.29 μ S/cm、浄化系出口で 0.03～0.04 μ S/cm であり、それぞれ管理基準値 (2.0μ S/cm 以下) の範囲であった。

5) 2 次冷却水

2 次冷却水の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 7.90～8.60 で、管理基準値 (6～9) の範囲であった。防食剤を連続注入するとともに、補給水 (原水) の水量を調整して、2 次冷却水の導電率による管理を、約 280～約 877 μ S/cm で濃縮倍数が 7 以上を超えないように管理

することにより、2次冷却系の防食の最適化に努めた。また、スライム防止剤を間欠注入してスライムの発生を防止し、熱交換器の熱貫流率の低下を抑制した。

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

6) 原子炉プールイオン交換樹脂

No.2イオン交換樹脂塔は、R3-20-04サイクルからR3-21-01サイクルまで4サイクル使用し、導電率の上昇傾向が見られたのでNo.1イオン交換樹脂塔への切り替えをした。積算精製量は71,871m³であった。前回の積算精製量は60,943m³であり、今回も同等の積算精製量であった。

R3-21-02サイクルから使用しているNo.1イオン交換樹脂塔は正常に機能している。

7) 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。原子炉運転終了時の積算精製量は23,605m³であった。

8) 冷中性子源装置（CNS）系

CNSのヘリウムガスの不純物分析を、原子炉運転前及び運転中毎週1回の頻度で行い、酸素濃度は0.5ppm以下、窒素濃度は2.21ppm以下で管理でき、管理基準値（酸素ガス及び窒素ガスの合計10ppm）以下であった。

第 2.1.5 表 JRR-3 および JRR-4 の装荷重水量

	平成 20 年度末	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	平成 21 年度末
	装荷重水量(kg)				装荷重水量(kg)
JRR-3	7,279.25	2.40	0	0	7,281.65
JRR-4	368.45	0	0	0	368.45
合計(kg)	7,647.70	2.40	0	0	7,650.10

第 2.1.6 表 JRR-3 未使用重水保管量

平成 20 年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成 21 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)
231.81	0	0	2.40	0.10	229.31

第 2.1.7 表 JRR-3 の回収重水量

平成 20 年度末	受入れ(kg)			払出し(kg)			平成 21 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	0	0	0	0	0	16,048

第 2.1.8 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 5.0 ~ 7.5	5.76 ~ 6.53
		浄化系出口		6.02 ~ 6.62
	導電率 ($\mu \text{S}/\text{cm}$)	浄化系入口	5.0 以下 5.0 以下	0.19 ~ 1.04
		浄化系出口		0.07 ~ 0.08
	全 β 放射能濃度 *1) (Bq/cm^3)	浄化系入口	—	$8.26 \times 10^2 \sim 1.00 \times 10^3$
		浄化系出口	—	< 1.22
SF プール水	全 γ 放射能濃度 *2) (Bq/cm^3)	浄化系入口	—	$8.76 \times 10^2 \sim 1.00 \times 10^3$
		浄化系出口	—	$1.00 \sim 5.11 \times 10^1$
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	—	$6.24 \times 10^2 \sim 1.35 \times 10^3$
ヘリウム ガス	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5 5.0 ~ 7.5	5.70 ~ 6.18
		浄化系出口		6.14 ~ 6.64
反射体重水	ヘリウムガス濃度 (vol%)	90.0 以上	97.40 ~ 97.63	
	再結合器入口 重水素ガス濃度 (vol%)	4.0 以下	0.63 ~ 0.77	
	重水濃度 (mol%)	高濃度に維持	99.53 ~ 99.57	
	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0 ~ 8.0	5.79 ~ 6.07	
2 次冷却水	トリチウム濃度 (Bq/cm^3) *3)	—	1.57×10^8	
	導電率 ($\mu \text{S}/\text{cm}$)	浄化系入口	2.0 以下 2.0 以下	0.14 ~ 0.29
		浄化系出口		0.03 ~ 0.04
	水素イオン濃度指数 (pH)	原 水	—	6.30 ~ 7.80
		2 次冷却水	6.0 ~ 9.0	7.90 ~ 8.60
導電率 ($\mu \text{S}/\text{cm}$)	原 水	—	147.9 ~ 759.2	
	2 次冷却水	原水の 7 倍以下	280.0 ~ 877.0	

*1) トリチウムを除く。原子炉定格出力におけるサンプリングから 1 時間後の値

*2) 原子炉定格出力におけるサンプリングから 1 時間後の値

*3) 平成 22 年 3 月 11 日現在の値

2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

使用済燃料貯蔵施設の運転・保守を行うとともに、施設定期自主検査を実施した。

(1) 貯蔵設備の管理

1) 貯槽の水質管理

JRR-3における貯槽の水質は、年度を通じて維持管理基準値以内に管理した。平成21年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を第2.1.9表に示す。各貯槽においては、水素イオン濃度指数（pH）、導電率、トリチウム濃度等に大きな変動はなく、適切な水質管理がなされた。

2) 循環系設備の管理

使用済燃料貯蔵施設（DSF）内に設置されている循環系設備機器類（循環プロア、プロセス放射線モニタ等）に対して、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。

3) イオン交換樹脂筒の交換

JRR-3使用済燃料貯槽（No.1及びNo.2）水の浄化設備である純水精製装置の一部であるイオン交換樹脂筒No.2を交換した。交換した樹脂塔は、放射性廃棄物管理第1課に引取りを依頼した。なお、イオン交換樹脂筒の表面線量当量率は、 $65(\mu\text{Sv}/\text{h})$ であった。

(2) 無停電電源設備の更新

使用済燃料貯蔵施設（DSF）の無停電電源設備は、平成20年にインバーター盤内の基盤が故障し、保守メーカーのメンテナンス基盤を借用し運用してきたが、設置後約27年が経過し部品の供給も途絶えていることから、蓄電池を除くインバーター盤及び整流器盤を更新した。

インバーターの容量は同一であるが給電の切換が無瞬断になったことから、給電切換時の負荷への影響（負荷機器からのアラーム発生など）が無くなった。また、負荷NFBを正面に移設するなど操作性の向上を図った。

(3) 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2.1.9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	5.2～6.0	5.2～6.1
導電率 (μ S/cm)	10.0 以下	0.69～1.16	0.58～1.17
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	0.95～1.38	0.56～1.23
温度 (°C)	—	10.0～22.5	10.0～22.5

2.2 JRR-4 の運転管理

平成 21 年度の研究炉運転・管理実績の総括を第 2.1.2 図に示す。

2.2.1 運転

JRR-4 は、原則として週 4 日間、1 日 7 時間の運転を行い、年間約 40 週の施設共用運転を実施している。平成 21 年度については、研究炉運転・管理計画に基づき 6 サイクルの施設共用運転を実施した。

原子炉の計画外停止は発生しなかった。ただし、平成 21 年 10 月 21 日の原子炉起動前点検時に無停電電源装置の異常が発生した。原因調査の結果、制御室内盤の、ブレーカの遮断／再投入時の絶縁トランジスタによる励磁突入電流により無停電電源装置の過電流が動作したもので、機器の故障によるものではないことが判明し、対策としてブレーカの交換及びブレーカの遮断／再投入の方法について改善を行った。また、平成 21 年 10 月 28 日の原子炉停止後の線形出力系の指示値に異常が見られた。原因調査の結果、中性子検出器の劣化によるものであると判断し、中性子検出器の交換を行った。

平成 21 年度における JRR-4 運転実績を第 2.2.1 表に示す。

平成 21 年度の運転日数は 31 日であったが、そのうち施設共用運転は 24 日であり、施設定期自主検査等のために 8 日運転を行った。

第 2.2.1 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	—	37963:37	—	77,773,563	—
2009 .4	0	0	0	77,773,563	0
.5	0	0	0	77,773,563	0
.6	0	0	0	77,773,563	0
.7	0	0	0	77,773,563	0
.8	0	0	0	77,773,563	0
.9	0	0	0	77,773,563	0
.10	4	25:01	28,035	77,801,598	0
.11	0	0	0	77,801,598	0
.12	0	0	0	77,801,598	0
2010 .1	0	0	0	77,801,598	0
.2	8	45:37	80,217	77,881,815	0
.3	19	97:03	146,567	78,028,382	0
本年度計	31	167:41	254,819	—	0
本年度末積算値	—	38215:20	—	78,028,382	—

平成 22 年 3 月 31 日現在

2.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成 21 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、2 次冷却系循環ポンプの分解点検である。その他として、12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置の据付作業、無停電電源装置の一部更新、排気ダクト更新を行った。

(2) 主な保守整備

1) 2 次冷却系循環ポンプの分解点検

JRR-4 原子炉施設保全計画に基づき、2 次冷却系循環ポンプ 2 台について分解点検を実施した。シャフト、ランナ、ケーシング等を点検し、健全性を確認するとともにメカニカルシールやベアリングなどの消耗部品を交換した。

分解点検作業終了後、性能検査及び作動検査を実施し、所定の性能が維持されていることを確認した。

2) 12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置の据付作業

「エネルギー使用合理化技術戦略的開発／エネルギー有効利用基盤技術先導研究開発／大口径 NTD-Si 半導体の均一照射技術に関する研究」(受託研究)において計画している JRR-4 原子炉施設で実施する中性子核変換ドーピング (NTD) 法を用いた 12 インチ径シリコン (Si) の照射技術開発のための 12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置の据付作業を行った。

3) 無停電電源装置の一部更新

無停電電源装置の一部について経年変化に対する予防保全の観点から無停電電源装置を構成する、無停電 CVCF、蓄電池盤及び出力直送盤のうち、蓄電池盤の更新及び無停電 CVCF、蓄電池盤、出力直送盤の基礎枠について更新を行った。なお、更新においては設工認申請及び施設検査申請を行い、平成 21 年 9 月 1 日に合格した。

4) 排気ダクト更新

もんじゅ建家外排気ダクトの腐食孔の確認に係る水平展開に伴い、JRR-4 排気ダクトの確認を実施していたところ、平成 21 年 3 月 16 日及び 4 月 7 日に排気第 2 系統ダクトの屋外設置部分 (排気ファンの上流側) について、腐食孔を発見したため、排気ダクトの一部更新を行った。

5) 排気第 2、第 3 系統 HEPA フィルタ交換作業

通常排気設備の排気第 2、第 3 系統の HEPA フィルタ (排気第 2 系統は 3 枚、排気第 3 系統は 12 枚) の差圧が管理値 (500Pa) に近づいたため、HEPA フィルタの交換作業を実施した。交換作業後、フィルタ差圧が回復したことを確認した。

2.2.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) JRR-4 の燃料製作

本年度、新燃料の製作はなかった。

2) JRR-4 の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

JRR-4 の計量管理においては、燃料交換に伴う核燃料物質所内移動票の起票を行った。平成 21 年 10 月及び平成 21 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、燃料の取扱いのみで、燃料交換の実績はない。

平成 19 年 12 月 28 日に発見された反射体要素の割れ事象に係る取り替え用反射体要素の製作に伴い、炉心燃料は年度当初より炉心外に取り出していた。取り替え用反射体要素の完成後、炉心装荷及び炉心構成のため、保管中であった燃料要素 20 体を平成 21 年 9 月 10 日に再装荷した。

(3) 反応度管理

本年度は年度当初より、平成 19 年 12 月 28 日に発見された反射体要素の割れ事象に係る取り替え用反射体要素の製作に伴い、原子炉運転は実施しておらず、前年度より継続して施設定期自主検査期間中であった。その後、取り替え用反射体要素が完成したため、炉心構成後、定期検査を受検し、年度中ごろから運転を再開しており、原子炉積算出力は約 11MWD。過剰反応度は年度当初が $5.95\%\Delta k/k$ 、新設計の反射体に交換後 $5.60\%\Delta k/k$ 、年度末が $5.42\%\Delta k/k$ であった。反射体交換後の 1MWD 当たりの年間平均反応度減少率は $-0.016\%\Delta k/k$ であった。

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成 21 年度は使用済燃料の受入れはなく、在庫量に変動はなかった。なお、反射体要素の完成に伴い、一時的に受け入れていた使用中の燃料要素 20 体を炉心へ再装荷した。

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、プール水の放射能濃度を定期的に監視して異常の無いことを確認した。各プールの放射能濃度は年度を通じて次のとおりであった。

No.1 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.72 \times 10^{-1} \sim 1.89 \times 10^{-1}$ Bq/mℓ)

No.2 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.72 \times 10^{-1} \sim 1.89 \times 10^{-1}$ Bq/mℓ)

2.2.4 放射線管理

(1) 概要

本年度に実施された主な放射線作業は、平成 19 年 12 月に発生した反射体要素の溶接部割れに伴う復旧作業及び 12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置の据付けに伴う作業、そして施設定期自主検査に伴う作業であった。反射体要素の溶接部割れに伴う復旧作業に係る主な作業は、反射体要素の製作完了に伴う取り替え作業であった。12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置の据付けに伴う主な作業は、12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置を No.1 プールに据え付ける作業及び特性測定であった。施設定期自主検査に伴う主な作業は、炉心タンク内点検及び気送管照射設備

の漏洩警報作動検査であった。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 2.2.2 表に示す。本年度は、放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は $9.7 \times 10^7 \text{ Bq}$ であり、放出管理目標値 ($9.6 \times 10^{11} \text{ Bq}$) の 0.01 % であった。

(3) 実効線量

JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量を第 2.2.3 表に示す。

2.2.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

平成 21 年度の JRR-4 における重水の移動等は無かった。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

JRR-4 の 3,500kW 定常運転時に水分析を行った。分析結果を第 2.2.4 表に示す。

1) 1 次冷却水

1 次冷却水精製系入口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定値は 5.93～6.25、1 次冷却水精製系出口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定値は 6.25～6.39 の範囲であり、それぞれ管理基準値 (5.5～7.0) の範囲であった。1 次冷却水精製系入口の導電率の測定結果は $0.37 \sim 0.51 \mu \text{S/cm}$ 、1 次冷却水精製系出口の導電率は $0.07 \sim 0.08 \mu \text{S/cm}$ であり、管理基準値 ($10 \mu \text{S/cm}$ 以下) の範囲であった。全 β 放射能濃度結果は、 $4.70 \times 10^1 \sim 5.20 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ 範囲であり、全 γ 放射能濃度は、 $1.40 \times 10^2 \sim 1.91 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^3$ 範囲であった。

2) 2 次冷却水

2 次冷却水は、補給水（原水）の水量を調整して、冷却水の導電率が補給水（原水）の導電率の 3 倍を超えないよう管理した。また、水素イオン濃度指数 (pH) の測定値は 7.93～8.04 で、管理基準値 (6.0～9.0) の範囲であった。

2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

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

第 2.2.2 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		放射性液体	
	^{41}Ar	^{60}Co	^{131}I	^{60}Co	^{137}Cs	^{3}H
年間放出量 (Bq/y)	9.7×10^7	0	0	—	—	5.7×10^6
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-9}$	$< 6.4 \times 10^{-9}$	$< 3.9 \times 10^{-3}$	$< 2.4 \times 10^{-3}$	1.5×10^{-1}

第 2.2.3 表 JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
従事者数 (人)	45	67	49	63	112
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)

第 2.2.4 表 JRR-4 沸却水測定結果

系 統	項 目	管 理 基 準 値	測 定 結 果
水素イオン濃度指数 (pH) *1)	精製系入口	5.5~7.0	5.93~6.25
	精製系出口		6.25~6.39
導電率 ($\mu \text{S}/\text{cm}$)	精製系入口	10.0 $\mu \text{S}/\text{cm}$ 以下	0.37~0.51
	精製系出口		0.07~0.08
全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3) *2)		—	$4.70 \times 10^1 \sim 5.20 \times 10^1$
全 γ 放射能濃度 (Bq/cm^3) *3)		—	$1.40 \times 10^2 \sim 1.91 \times 10^2$
水素イオン濃度指数 (pH) *1)	原水	—	7.54~7.61
	2 次沸却水	6.0~9.0	7.93~8.04
導電率 ($\mu \text{S}/\text{cm}$)	原水	—	147.2~167.0
	2 次沸却水	原水の 3 倍以下	192.4~221.0
No.1 プール水	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	$7.60 \times 10^{-1} \sim 9.90 \times 10^{-1}$
No.2 プール水	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	$7.50 \times 10^{-1} \sim 9.00 \times 10^{-1}$

*1) 試料サンプリング後卓上型 pH 計での測定

*2) トリチウムを除く。原子炉出力 3,500kW サンプリング後 1 時間後の値

*3) 原子炉出力 3,500kW サンプリング後 1 時間後の値

2.3 NSRR の運転管理

2.3.1 運転

(1) 概況

平成 21 年度の運転は、安全研究センター燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく単一パルス運転を 12 回実施した。また、平成 21 年度に原子炉の計画外停止は発生していない。平成 21 年度の運転実績を第 2.3.1 表に示す。

(2) 水の管理

NSRR のプール水精製系設備は、適宜、原子炉プールまたは燃料貯留プールに切替えて運転し、水質を管理している。月例点検の結果を第 2.3.2 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 5.89～6.73 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 0.11～0.39 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 0.07～0.12 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 6.04～6.27 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 0.26～0.38 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（1.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。

2.3.2 保守・整備

(1) 概況

平成 21 年度年間運転計画に基づき点検・保守を実施した。また、平成 21 年 3 月 16 日～7 月 31 日の期間で第 32 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。

本年度においては、特に、補給水系配管の一部更新、サブパイル室及び NRG 室の壁面塗装を高経年化対策として実施している。また、純水製造装置の定期自主検査を実施している。

(2) 本年度において特に実施した保守整備

1) 補給水系配管の一部更新

機械棟に設置された原子炉プール水の補給水設備配管の一部を高経年化対策として更新した。残りの配管についても適宜更新を実施していくこととする。

2) サブパイル室及び NRG 室の壁面塗装

炉心の冠水維持設備であるサブパイル室及び NRG 室の壁面塗装に高経年化による剥離、ひび割れが散見された。これらの部屋は、第 1 種管理区域であり、万一の汚染に備えて壁面は平滑である必要があるため、塗装を剥離した上で再塗装を行った。

3) 純水製造装置の定期自主検査

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が、本年度は特に 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ている。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ている。

第2.3.1(1)表 NSRR 運転実績表

(1 / 2)

実験	運転日 (月/日)	運転時間 (時間:分)	運転時間累計 (時間:分)	出力量 (kW·h)	出力量累計 (kW·h)	計画外停止	備考
	6/29	2:41	5606:20	0.1	147504.9	0	定出力運転
	6/30	3:34	5609:54	0.2	147505.1	0	定出力運転
7/ 2	3:30	5613:24	0.0	147505.1	0	定出力運転	
7/ 3	3:09	5616:33	0.0	147505.1	0	定出力運転	
7/ 6	4:05	5620:38	0.1	147505.2	0	定出力運転	
7/ 7	3:47	5624:25	0.0	147505.2	0	定出力運転	
7/ 8	3:48	5628:13	0.0	147505.2	0	定出力運転	
7/ 9	1:16	5629:29	0.0	147505.2	0	定出力運転	
7/10	3:02	5632:31	0.1	147505.3	0	定出力運転	
7/14	1:01	5633:32	27.5	147532.8	0	定出力運転	
7/15	4:01	5637:33	892.1	148424.9	0	定出力運転	
定期検査 (特性試験)	1:05	5639:45	34.7	148459.6	0	単一バス運転	
	1:07	5642:31	44.3	148503.9	0	単一バス運転	
7/21	1:12	5644:49	46.1	148550.0	0	台形バス運転	
	1:34						
7/22	1:25	5644:49	46.1	148550.0	0	台形バス運転	
	0:53						
7/23	1:58	5647:47	35.9	148585.9	0	合成バス運転	
	1:00						
7/24	1:56	5649:43	26.9	148612.8	0	合成バス運転	
	1:54				0	台形バス運転	
7/30	0:50	5653:28	84.8	148697.6	0	合成バス運転	
	1:01			0	0	単一バス運転	

第2.3.1(2)表 NSRR 運転実績表

(2/2)

実験	運転日 (月/日)	運転時間 (時間:分)	運転時間累計 (時間:分)	出力量 (kW)	出力量累計 (kW)	計画外停止	備考
BWR 照射材燃料実験 (LS-3)	9/ 4	3:25	5656:53	30.0	148727.6	0	単一パルス運転
原子炉炉内研修	9/29	4:28	5661:21	0.1	148727.7	0	定出力運転
特性試験	10/ 7	3:35	5664:56	0.0	148727.7	0	定出力運転
トリガ燃料実験(509-11)	10/16	1:48	5666:44	14.0	148741.7	0	単一パルス運転
ガンマ発熱測定実験 (971-1)	11/12	3:16	5670:00	14.9	148756.6	0	単一パルス運転
11/13	1:14	5671:14	20.6	148777.2	0	単一パルス運転	
ガーネット熱測定実験 (971-2)	11/26	1:51	5673:05	15.1	148792.3	0	単一パルス運転
11/27	1:12	5674:17	20.4	148812.7	0	単一パルス運転	
音響センサ特性試験 (970-3)	1/ 8	1:57	5676:14	19.7	148832.4	0	単一パルス運転
BWR 照射材燃料実験 (FK-13)	2/19	2:14	5678:28	31.1	148863.5	0	単一パルス運転
ガーネット熱測定実験 (971-3)	3/11	1:42	5680:10	14.4	148877.9	0	単一パルス運転
3/12	1:11	5681:21	20.0	148897.9	0	単一パルス運転	
ガンマ発熱測定実験 (971-4)	3/25	1:44	5683:05	14.7	148912.6	0	単一パルス運転
3/26	1:08	5684:13	20.4	148933.0	0	単一パルス運転	

* : 平成22年3月31日 現在

第 2.3.2 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	5.89~6.73
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.11~0.39
燃料貯留プール水pH	5.5 ~ 7.5	6.04~6.27
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.26~0.38
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	0.07~0.12

2.3.3 燃料・炉心管理

(1) NSRR の燃料製作

本年度は、新燃料の製作を行わなかった。

(2) NSRR の燃料の交換

本年度は、燃料交換を実施しなかった。

(3) NSRR の燃料貯蔵量及び計量管理

NSRR 炉心用燃料の計量管理においては、原子炉プール内ラック及び燃料貯留プールで貯蔵中の使用済燃料要素の在庫変動はなかった。また、平成 21 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) 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）の定期自主検査を核燃料輸送物設計承認書に基づき平成 21 年 6 月に行い、輸送容器及び附属部品が全て健全であることを確認した。また、核燃料輸送物設計承認有効期間の更新申請及び承認容器使用期間の更新申請を行い、核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書が更新された。いずれも有効期限は平成 26 年 10 月 5 日である。

2) 事業所内運搬容器の定期自主検査

原子力科学研究所周辺監視区域内運搬規則第 15 条に基づき事業所内運搬容器（II型）3 基の定期自主検査（外観検査、寸法検査、吊り上げ検査、遮へい検査）を平成 22 年 2 月に実施し、設計条件を満足していることを確認した。

2.3.4 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 2.3.4 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 $2.6 \times 10^9 \text{Bq}$ であり、放出管理目標値($4.4 \times 10^{13} \text{Bq}$)の 0.01%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 2.3.5 表に示す。

第 2.3.4 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
		原子炉棟		燃料棟	
	⁴¹ Ar	⁶⁰ Co	¹³¹ I	⁶⁰ Co	
年間放出量 (Bq/y)		2.6×10^9	0	0	0
年間平均濃度 (Bq/cm ³)		$<5.9 \times 10^{-3}$	$<8.6 \times 10^{-10}$	$<9.0 \times 10^{-9}$	$<7.5 \times 10^{-10}$
					1.7×10^5
					2.7×10^{-3}

第 2.3.5 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)	75	48	55	76	123
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

(個人線量計：ガラスバッジ)

2.4 タンデム加速器の運転管理

2.4.1 運転

(1) 概況

平成 21 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 7 月 14 日から 10 月 20 日まで、下期を 12 月 16 日から平成 22 年 5 月 7 日まで行った。下期は前半分として 3 月中旬までとし、マシンタイム途中に再度実験計画を受け付け下期後半分として 5 月上旬までマシンタイムを継続して実施した。年度分の運転内訳日数及び運転休止日数等を第 2.4.1 表に示す。

上期のマシンタイム途中、ターミナルイオン源用高圧電源の故障、ターミナルステアラー(ES TH-1)の故障により加速器タンクを開けて修理することとなり、故障修理日数が多くなった。加速器タンクを閉めた後マシンタイムを再開したが、10 月下旬にショーティングロッドが引き抜き操作中に加速器タンク内で破断したため 11 月 1 日までの運転予定だったマシンタイムを中止とし、加速器整備期間に入った。

下期のマシンタイム途中、ターミナルイオン源用ターボポンプ及びイオンポンプの故障により加速器タンクを開けることになった。原子力科学研究所内全域停電が延期されたこと及び年末年始前後の安全確保作業のため保守日が上期に比べ多くなっている。

第 2.4.1 表 平成 21 年度タンデム加速器マシンタイム期間内の内訳日数

区分	上期マシンタイム (H21.7.14～ H21.10.20)	下期マシンタイム (H21.12.16～ H22.5.7)	年間合計
実験利用運転日数	57	115	172
その内ブースター利用日数	10	21	31
保守日日数	2	11	13
故障修理日数	22	9	31
実験中止日数	6	1	7
運転休止日数	5	5	55
加速器開発運転日数	7	5	12

(2) タンデム加速器の運転

平成 21 年度におけるタンデム加速器のマシンタイム中の加速電圧の分布を第 2.4.2 表に示す。運転日数は、1 日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 1 日として積算している。

前年度 8 月頃から絶縁劣化により高エネルギー側加速管#12 の加速管抵抗を $10.5\text{G}\Omega$ から $7.9\text{G}\Omega$ に下げて使用していたが、交換するための加速管の準備ができたため 5 月に交換を行った。結果、中段 6 段で 6.05MV の電圧を確認した。

マシンタイム中に実験で使用した加速イオン種を第 2.4.3 表に示す。

第 2.4.2 表 平成 21 年度タンデム加速器の加速電圧分布

加速電圧 (MV)	運転日数
17-18	15
16-17	22
15-16	66
14-15	30
13-14	11
12-13	8
11-12	13
10-11	1
9-10	9
8-9	3
7-8	4
6-7	3
5-6	0

第 2.4.3 表 平成 21 年度加速イオン種

加速イオン種		
¹ H	²² Ne	⁸² Kr
³ He	²⁸ Si	⁹⁰ Zr
⁷ Li	³⁴ S	¹³⁶ Xe
¹¹ B	³⁶ S	¹⁸⁴ W
¹² C	^{36,40} Ar	¹⁹⁷ Au
^{14,15} N	⁵⁶ Fe	CO ₂
^{16,18} O	^{58,64} Ni	
¹⁹ F	⁶⁸ Zn	

2.4.2 保守・整備

・定期整備

平成 21 年度の定期整備は 2 回実施した。上期（5 月 8 日～6 月 17 日）の定期整備では、絶縁劣化が生じている高エネルギー側加速管 #12 の交換を実施した。5 月に建家停電が発生した。工務第 1 課の調査で、タンデム棟一次側ケーブルの絶縁不良によるものと判明した。これにより、漏電を起こし高圧分岐遮断器（F61 分岐盤）がトリップした。下期（10 月 20 日～12 月 15 日）の定期整備では、ターミナル部にビームプロファイルモニタ（BPM）の設置、照射室に設置されている CAMAC ラックのスイッチングマグネット室への移設等を実施した。

上期の主な整備項目

- ① 加速管交換 (#12)。
- ② ローテーティングシャフト整備。
- ③ CSP ケーブルの修理。
- ④ 負イオン源、ISOL イオン源、ターミナルイオン源の保守。
- ⑤ 制御系保守・開発。
- ⑥ 高圧ガス設備（SF6）定期自主検査。
- ⑦ ゴンドラ（ASP、CSP）整備・検査。
- ⑧ クレーン性能検査。

下期の主な整備項目

- ① ターミナルイオン源の真空リーク修理。
- ② ビームモニタ（BPM TI-1）の設置。
- ③ 照射室 CAMAC ラックのスイッチングマグネット室への移設。
- ④ ローテーティングシャフト整備。
- ⑤ 負イオン源、ISOL イオン源、ターミナルイオン源の保守。
- ⑥ 制御系保守・開発。
- ⑦ ヘリウム冷凍機定期自主検査。

・故障と修理

マシンタイム前後の加速器調整運転時及び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、加速器タンクを開けたときの修理内容を以下に記す。記事前の日付は、修理のためにタンクを開けるために絶縁ガスの回収を始め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。

（上期マシンタイム前）

- ① 平成 21 年 6 月 22 日 加速器調整運転中に高エネルギー側加速管の真空リーク発生。加速管 フランジの増し締め作業でリークは止まった。他にリーク箇所は確認できなかった。

（上期マシンタイム中）

- ① 平成 21 年 8 月 3 日 チェーン系統の不具合（ターミナル電圧が一定以上にならない。）及

びターミナルイオン源用初段加速電源（HVS TI-1）の故障。

- ・チェーン系統の不具合については、チェーンシープ部の部品交換及び周辺の清掃により安定した。HVS TI-1については、電源本体の修理を行った。

②平成 21 年 9 月 1 日 ターミナルステアラー（ES TH-1）電源の故障。電源本体の交換。

③平成 21 年 10 月 20 日 ショーティングロッドの破断。

- ・このショーティングロッドの破断により、カラム内にショーティングロッドが残ってしまった加速器の運転に支障があるため 11 月 1 日までの予定だったマシンタイムを取りやめ、定期整備に入ることとした。

(下期マシンタイム前)

①平成 21 年 12 月 8 日 ガス充填中に加速管内真空が 10^{-3} Pa 台まで急激に悪化。

- ・イオンポンプ（IP TH-2）粗引きバルブ用ミニフランジと 1/4 インチ管の溶接箇所からのリークがあった。粗引きバルブを撤去し、仕切りフランジを取り付けた。

(下期マシンタイム中)

①平成 21 年 12 月 28 日 振分け電磁石（BM 04-2）コイルからの水漏れ。

- ・水漏れにより上部コイルに絶縁不良が発生しているため使用を中止し、下部コイルのみで運転する。マシンタイムを中止するほどのことはないが、振分け電磁石を使用する場合は仕様性能の約半分までと制約されることとなった。平成 22 年度に振分け電磁石用上部コイルを製作設置する予定。

②平成 22 年 2 月 3 日 ターミナルイオン源用ターボポンプ電源及びイオンポンプ（IP TI-1）電源故障。電源本体の交換。

(1) 回転シャフト保守整備作業

本作業は、タンデム加速器本体の動力伝達装置の一部である回転シャフトを安定に駆動させるために行う作業であり、マシンタイム終了ごとに点検し不良箇所についてベアリングや関連する不良部品を交換している。

今年度の整備では、9 箇所の回転シャフト接続用マウント（全て旧型）についてベアリングの異音やグリス漏れ等の不具合が発生したため整備作業を行った。不具合のあった回転シャフト接続用マウントのうち 2 箇所は新型マウントに更新し、その他はベアリング、部品交換を行った。

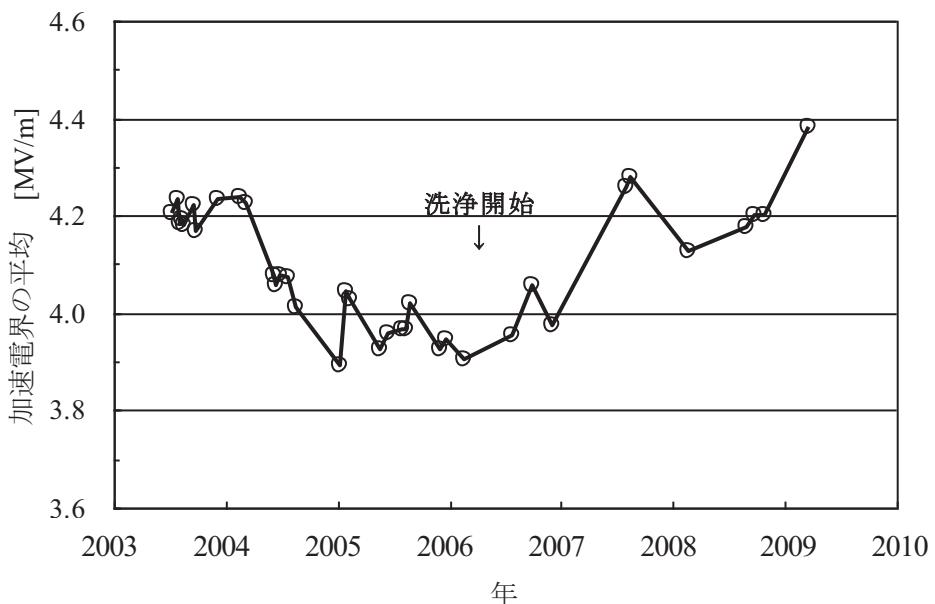
また、3 箇所の新型マウントについて使用状況を確認するため取り外し分解調査を行った。

(2) 高圧純水洗浄による超伝導ブースターの性能回復

超伝導ブースターでは、平成 18 年度より高圧純水洗浄による加速空洞の性能回復を進めている。高圧純水洗浄とはニオブ表面に水を高い圧力で吹き付け、付着した金属粉やチリなどを取り除くことで空洞表面を洗浄する技術である。超伝導加速空洞ではニオブ表面の清浄度が非常に重要であり、金属粉やチリなどが付着すると電子の電界放出現象（フィールドエミッション）が起こり、加速電界が著しく低下する。超伝導ブースターは建設から 10 年以上が経過し、表面にチリなどが蓄積することによって性能が低下してきたと考えられ、高圧純水洗浄による性

能回復を進めている。

2009 年度にはクライオスタッフ No. 6、7、8 の 12 空洞に対して高圧純水洗浄を行った。洗浄処理を開始してから、これまでに No. 3、5、6、7、8、9、10 の 7 台のクライオスタッフ、28 個の加速空洞に対して高圧純水洗浄を完了している。第 2.4.1 図は洗浄の前後における超伝導ブースターの平均加速電界の推移（40 空洞、RF パワーで 4W 入力時）である。洗浄を開始する前の 2004～2005 年ごろには加速電界が低下傾向にあり、平均加速電界は約 3.9V/m であった。洗浄を開始した 2006 年から徐々に加速電界が回復し、2009 年度には 4.4MV/m まで到達した。



第 2.4.1 図 超伝導ブースターの加速電界の推移(RF4W 入力時)

(3) 加速器制御系の整備

- ES TH-1 ～の中間電圧制御機能付加

静電型ステアラーでのレンズ効果を低減するために、ステアラー電源の中間電圧制御機能を付加した。静電型ステアラー電源への電圧コントロール信号 (MF) を追加し、電圧コントロール信号と MF 信号とを演算することで、高電圧出力の中間電圧を制御できるようにした。本改造により、ビームトランスマッショングが向上した。

- CAMAC モジュールの高分解能化

加速器压力容器内 Dead Section #1 に設置されている CAMAC DAC モジュールの高分解能化 (12 ビット → 16 ビット) を実施し、加速器の操作性を向上させた。

- RS インバータ負荷電流モニター付加

RS 負荷電流モニターを設置し、RS ベアリング不具合やインバータ故障などによるトラブルの未然防止を行った。

- インターロック警報機能付加

インターロックの sense 信号 (周期 62.5ms) を監視するミスパルス検出回路を製作した。

通信エラーにより sense 信号が停止すると警報が鳴るように加速器インターロック制御装置を改造した。

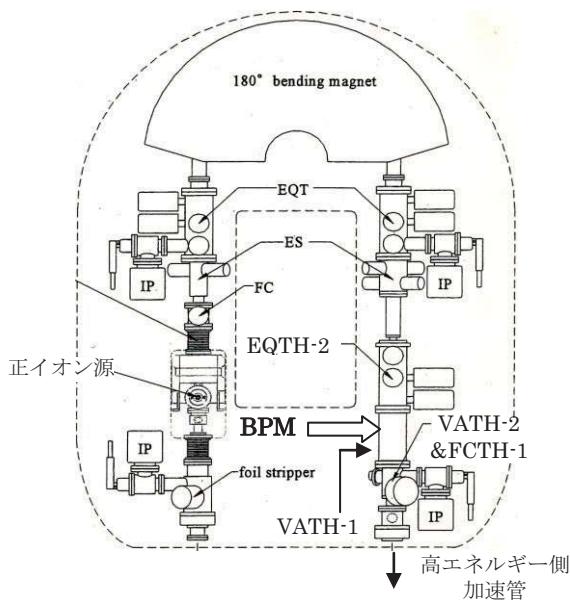
- MS TL-1 の製作

高電圧端子内 MS の開発を進め、電磁石コイル本体とステアリング電源の製作を完了した。

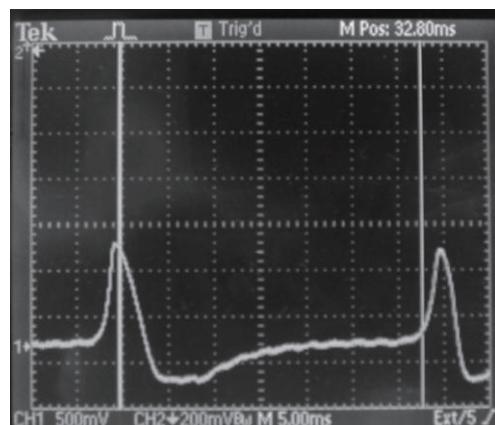
(4) ターミナル内への BPM の設置

ビームの断面の形状及び位置をリアルタイムに取得する装置であるビームプロファイルモニター(BPM)を高電圧ターミナル内へ設置した。

高電圧ターミナルは地上と絶縁されているため、BPM は専用のコントローラーを備えている。コントローラーはアナログ信号用光変換送信モジュールを搭載しており、高い周波数成分をもつ BPM 信号をリアルタイムに送信することが可能である。またターミナルを通過するビームは、イオン種、加速電圧ともに多様であり、電流量は数 nA~数 μ A と幅が広い。このためコントローラーはゲインを段階的に調整する機能を持ち、CAMAC を通じた遠隔操作でこれを変更することが可能である。ターミナル内における BPM の設置場所はビームが集束するファラデーカップ付近とし、高エネルギー側加速管の上流にある静電四重極レンズ(EQTH-2)と可変アパチャ(VATH-1)の間とした(第 2.4.2 図)。BPM の設置後、実際に BPM 波形を計測することに成功しており、ターミナル内におけるビーム形状及び位置の基礎データとして集積中である。また、正イオン源から加速されるビームの安定度のモニタとしても利用している。計測した BPM 信号の波形の例を第 2.4.3 図に示す。



第 2.4.2 図 BPM の設置位置



第 2.4.3 図 BPM 波形
(イオン種 $^{18}\text{O}^{6+}$ 、ターミナル電圧 15.4MV)

2.4.3 高圧ガス製造施設

(1) タンデム加速器高圧ガス製造施設

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 21 年 7~8 月

定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚測定、貯槽の不同沈下測定、温度計の校正、圧力比較検査、安全弁作動検査、液面計止め弁作動検査、高圧リミットスイッチの作動試験）を実施した。開放検査は、貯槽（B,C）2 基について実施した。同時に、貯槽（B,C）の元弁 V-203,V-204,V-205,V-206 の認定品弁 4 個を更新し、高圧ガス製造施設軽微変更届を茨城県

に提出した。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 21 年 8 月 27 日に行われ合格した。

平成 21 年 9 月

第一種圧力容器（ベーパライザー）の定期自主検査を実施した。性能検査は平成 21 年 9 月 15 日に実施され合格した。

平成 21 年 11 月～12 月

経年劣化対策として、コンプレッサーNo.1、No.2 の吐出部において、配管の一部及び認定品弁 4 個の更新工事を行った。工事の着工前、平成 21 年 11 月 5 日に高圧ガス製造施設等変更許可を得て、工事の竣工後、完成検査を平成 21 年 12 月 3 日に受検し合格した。

(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、7,126 リットルであった。

平成 20 年度の定期自主検査で発見した不具合（送液配管の 1 箇所から微量な漏れ）の措置のため、平成 21 年 10 月まで当施設は運転を停止し、貯槽内は窒素ガスにより大気圧状態で保持した。平成 21 年 10 月に送液配管のリーク箇所の修理及び三方弁及び接続配管の更新の補修工事を行った。気密検査、耐圧検査を実施し、すべて技術上の基準に適合していることを確認してから、運転を再開した。補修工事の完了後、高圧ガス製造施設軽微変更届を茨城県へ提出した。

定期自主検査実施日

平成 22 年 2 月 4 日

(3) ヘリウム冷凍機

1) 概況

平成 21 年度のタンデム加速器ブースター用ヘリウム冷凍機は、4 月 24 日まで前年度からの継続運転をした。その後、ブースター加速の実験を集中して効率的な運転が行えるよう計画し、第 2.4.4 表に示すとおり、第 1 回と第 2 回マシンタイムと合わせ、前段部・後段部とも年度合計 2,829 時間の運転であった。

制御系機器の一部を更新し、より安定かつ安全な運転を確保した。

第 2.4.4 表 平成 21 年度ヘリウム冷凍機運転時間

	第 1 回マシンタイム (8/17 - 9/29)	第 2 回マシンタイム (2/1 - 3/24)	年度合計
前段部	1,031	1,228	2,829
後段部	1,032	1,228	2,829

2) 定期自主検査

高压ガス保安法により義務づけられている年 1 回の定期自主検査を加速器整備期間中である 10 月から 11 月にかけての約 2 週間に実施した。通常の整備として安全弁・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、起動器盤内点検、試験運転等を行った。その他、軸心確認調整、水熱交換器の水側開放点検、制御盤内点検、オイルフィルタ開放点検、サクションストレーナ開放点検を行い異常のないことを確認した。

12 月に高压ガス保安協会の施設検査を受検し合格した。

2.4.4 放射線管理

(1) 概況

21 年度に実施された主な放射線作業は 5~7 月及び 11~12 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。また、加速器管理課管轄の放射線エリアモニタは例年どおり年 1 回の点検を 11 月に実施した。

(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 2.4.5 表に示す。放射性廃液の総排出量 44 m³ であった。廃液中の ⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Np の放出率、平均濃度とともに例年とほぼ同じで通常の範囲内であった。また上記以外の核種の検出は無かった。放出された放射性塵埃の量はいずれも検出限度未満であった。

第 2.4.5 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
年間放出率 (Bq/y)	1.2×10^5	1.1×10^5	1.3×10^4	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	2.7×10^{-3}	2.5×10^{-3}	3.0×10^{-4}	0	$< 1.1 \times 10^{-10}$	$< 9.0 \times 10^{-11}$

2.5 主な技術的事項

2.5.1 炉心構造物(重水タンク及び水平実験孔)の供用期間中検査

(1) 目的

JRR-3 の炉心構造物のうち重水タンク及び照射設備のうち水平実験孔は、十分な延性を有するアルミニウム合金(A5052)によって製作され、低温、低圧の条件下で使用されているが、使用環境の高速中性子束が高いことから供用期間中の高速中性子照射によってアルミニウム合金の延性が低下し、構造物の強度に影響を及ぼすおそれがある。このため、照射によるアルミニウム合金の機械的性質の変化並びに構造物の健全性を確認する必要があり、供用期間中において定期的に照射試験片を用いた監視試験を実施する。

(2) 経緯

昭和 59 年原子炉設置変更許可に係る行政庁審査（原子炉安全顧問会）において、我が国におけるアルミニウム合金(A5052)の炉心構造物としての使用実績がないことから、重水タンクの供用期間中検査の実施方法及び水平実験孔の照射健全性の確認方法について原子力安全委員会に報告することとなった。その後、これについて昭和 61 年 6 月 6 日に「61 原研 19 第 14 号（日本原子力研究所の原子炉の設置変更(JRR-3 原子炉施設の変更)許可に係る確認事項の報告について）」として当時の科学技術庁に提出している。

本検査はアルミニウム合金を炉心内で照射し、定期的に取り出し、健全性の確認に必要なデータを得て、間接的に重水タンク及び水平実験孔の健全性を評価するものである。

照射試験片は平成 3 年 10 月に炉心へ装荷し、全 5 回計画されている照射試験のうち、第 1 回目は平成 5 年 12 月に試験片を取り出して平成 7 年 8 月に試験を実施、第 2 回目は平成 10 年 12 月に試験片を取り出して平成 11 年 3 月に試験を実施、第 3 回は平成 20 年 1 月に試験片を取り出し平成 21 年 2 月に試験を実施した。

なお、試験片の取り出し時期は、上で述べた重水タンクの供用期間中検査及び水平実験孔の照射健全性の確認方法における中性子予定照射量を基準とし、おおよその照射量に達した時点で炉心から取り出して試験し、分析及び評価する。

(3) 検査の概要

1) 監視試験の種類

監視試験は、照射前試験と照射後試験に大別し、それぞれ監視対象部材（母材及び溶接材）について引張試験を実施する。

2) 供試材

監視試験片を採用する供試材は、重水タンク内胴板の板取り時に同一材料から採取するものとする。なお、同一材料から採取できない場合には、同一溶解から供試材を作るものとする。

3) 監視試験片の形状及び員数

監視試験片は、母材部及び溶接部より採取するものとし、その形状は引張試験片（JIS10 号試験片）とする。

引張試験片の員数は下記とする。

- ・照射前試験片：母材及び溶接部のそれぞれについて 4 本
- ・照射後試験片：各高速中性子照射量に対して母材及び溶接部のそれぞれについて 4 本

4) 照射条件及び監視試験片の取り出し時期

監視試験片は重水タンク内胴板に比べて 1.5 倍の高速中性子束が得られるベリリウム反射体の照射孔で照射する。

監視試験片の取り出し時期は、供用期間中における機械的性質の変化を評価するため、5段階に分けて取り出し、試験を行う。

試験回数	試験片数 (本)	予定中性子照射量 (n/cm ²)	予定照射 年数	予定取出時期
第 1 回	8 (母材 : 4 溶接部 : 4)	2.2×10^{21}	1.5	H5.04
第 2 回	8 (母材 : 4 溶接部 : 4)	4.4×10^{21}	3	H6.10
第 3 回	8 (母材 : 4 溶接部 : 4)	8.8×10^{21}	6	H9.10
第 4 回	8 (母材 : 4 溶接部 : 4)	2.2×10^{22}	12	H15.10
第 5 回	8 (母材 : 4 溶接部 : 4)	4.4×10^{22}	23	H26.10

5) 評価の方法

照射前試験及び照射後試験のデータを比較することにより、機械的性質の変化を評価し、供用期間中の高速中性子照射後においても重水タンク材料（母材及び溶接部）は、十分な構造強度を有していることを確認する。

(3) 検査結果

当初、監視試験は、原子炉出力 20MW で年 9 サイクル、1 サイクルを 28 日と仮定して予定中性子照射量の到達時期を計画したが、実際の運転は 20MW で年 7~8 サイクル、1 サイクル 26 日運転であり、また、アルミナイト燃料からシリサイド燃料への移行時の特性試験のための運転（低出力運転）、トラブルによる一定期間の停止等があったため、中性子照射量の到達が予定より遅れた。R3-19-08 サイクル終了時点における試験片の高速中性子照射量が第 3 回の予定中性子照射量に達したため試験片を取り出し、平成 21 年 2 月 4 日～5 日に実用燃料試験課において試験を実施した。なお、第 1 回及び第 2 回はホットラボにおいて実施している。第 1 回から第 3 回までの引張試験結果を第 2.5.1 表、第 2.5.1 図及び第 2.5.2 図に示す。また、未照射試験片の引張試験は第 1 回試験時に行った。

炉心構造物は耐震重要度分類 As クラスであり、基準地震動 S1 及び S2 による地震力と運転時の荷重との組合せを考慮し評価する。炉心構造物の耐震強度計算によると通常運転時の圧力荷重及び熱荷重、さらに地震荷重（S2）を考慮した場合の重水タンク内胴板中央部に発生する応力は 1.1kgf/mm^2 である（設工認申請書 JRR-3 の改造（その 3）、V-7 重水タンクの耐震強度計算書）。第 2.5.1 図の示すとおり、アルミニウム合金（A5052）の 0.2% 耐力は発生応力に対して大きく、また高速中性子照射に伴い増加している。一方、伸びに関しては第 2.5.2 図に示すとおり、照射

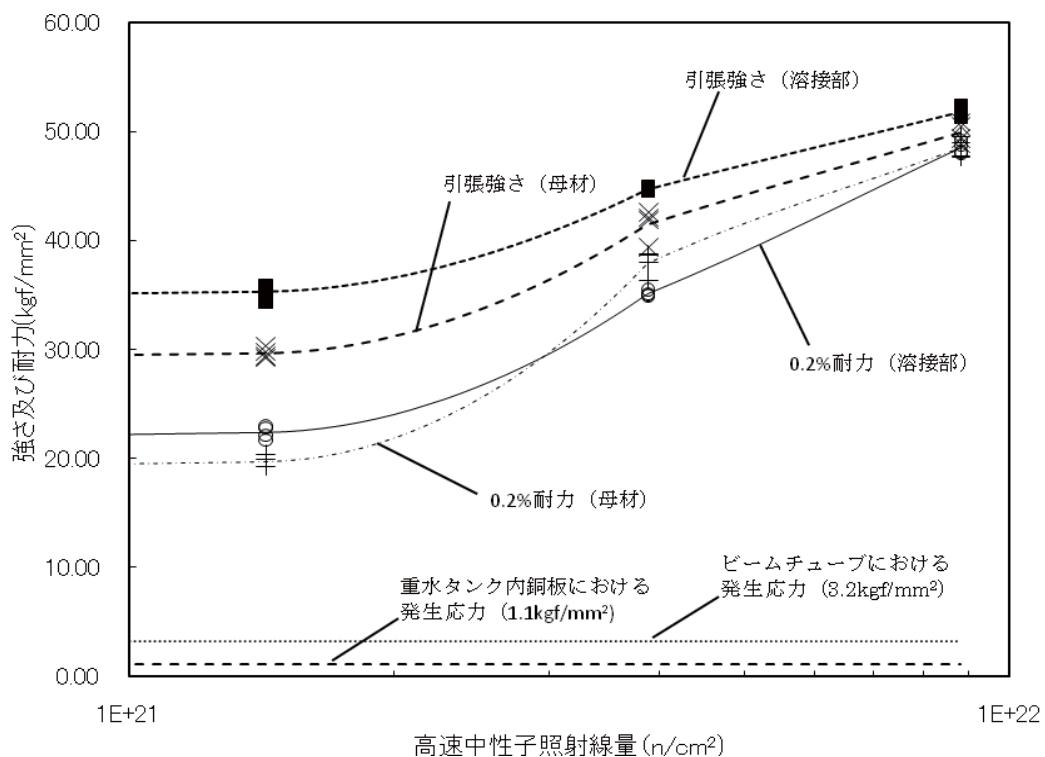
量の増加に伴い減少しており、延性低下の傾向にあることが分かる。しかしながら、設工認申請書（JRR-3 の改造(その3)、III-1 耐放射線強度計算書）の記載にもあるとおり、材料の弾性範囲内での使用であることから、特に問題はない。

水平実験孔のビームチューブについては、照射量が重水タンクの 1/5 程度であり、また発生する応力は最大で 3.2kgf/mm^2 であり、重水タンク内胴板と同様に 0.2%耐力に比べ十分に小さい。伸びについても重水タンク内胴板と同様に問題はない。

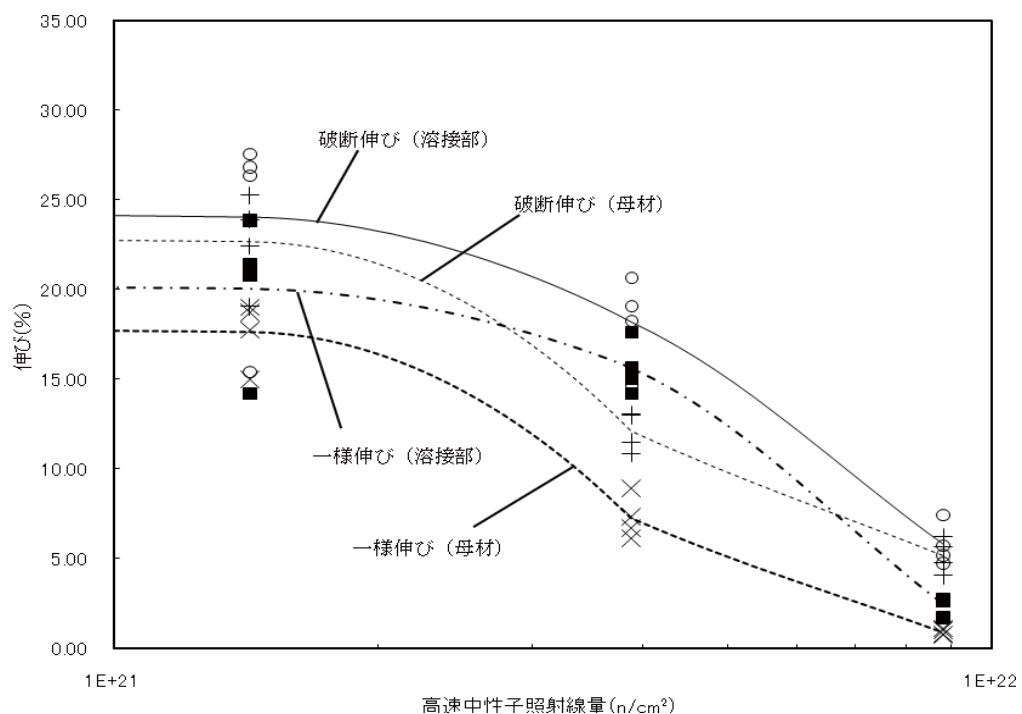
以上の結果から、重水タンク及び水平実験孔の健全性は確保されていると判断した。

第2.5.1表 サーベラノス試験結果

	未照射				第1回				第2回				第3回					
	母材		溶接材		母材		溶接材		母材		溶接材		母材		溶接材			
試験片取り出し時期	—		平成5年12月		平成10年12月		平成11年1月		平成20年1月		平成21年2月4日～5日		平成21年2月4日～5日		平成21年2月4日～5日			
試験日	平成7年8月17日～28日		平成7年8月17日～28日		平成11年3月11日～12日		平成11年3月11日～12日		平成20年1月		平成21年2月4日～5日		平成21年2月4日～5日		平成21年2月4日～5日			
高速中性子照射量(n/cm ²)	0				1.43E+21				3.89E+21				8.81E+21					
試験片番号	B21	B22	B23	W21	W22	W23	B01	B02	B03	B04	W01	W02	W03	W04	B05	B06	B07	
試験温度(°C)	28.6	28.7	28.7	28.6	28.4	28.3	27.5	27.6	28.0	29.0	19.9	21.2	21.2	20.4	19.7	22.0	20.8	22.7
最大荷重(kgf)	256	252	250	295	283	374	285	371	381	369	443	448	451	432	526	495	535	563
引張強さ(kgf/mm ²)	20.38	20.06	19.90	23.49	22.53	22.69	29.78	30.33	29.38	29.22	35.67	35.91	34.39	41.86	39.39	42.10	42.57	44.80
0.2%荷重(kgf)	124	125	121	120	121	250	256	242	242	272	286	288	278	478	457	487	440	441
0.2%耐力(kgf/mm ²)	9.87	9.95	9.63	9.55	9.55	9.63	19.90	20.38	19.27	19.27	21.66	22.77	22.93	22.13	38.04	36.37	38.60	37.85
一様伸び(%)	17.28	18.72	17.72	27.20	26.68	25.24	17.72	14.96	18.72	19.00	21.36	20.76	23.84	14.20	7.32	6.12	8.88	6.68
破断伸び(%)	22.00	22.44	23.64	30.28	31.08	31.64	22.40	19.04	25.24	23.88	26.30	27.52	15.40	12.96	10.84	13.04	11.48	14.64



第 2.5.1 図 サーベランス試験結果（引張強さ及び 0.2%耐力）



第 2.5.2 図 サーベランス試験結果（一様伸び及び破断伸び）

2.5.2 ヘリウム圧縮機のVリング装置部の一部改良

(1) 概要

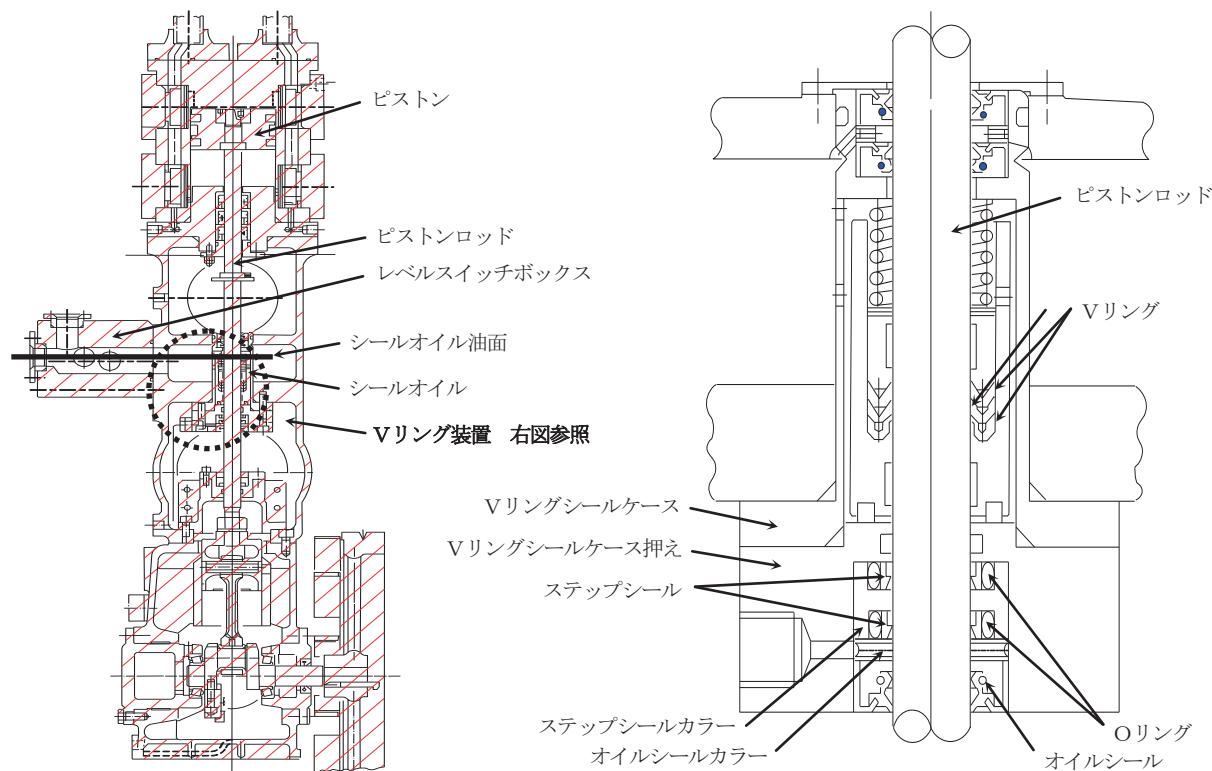
JRR-3 施設定期自主検査期間中にヘリウム圧縮機の分解点検を実施した後、シールオイル（以下「オイル」という）レベルが低下する事象が発生した。原因調査の結果、V リング装置の部品の取り付け不良により内部部品が上下に微動したこと及び微小に変形した部品によりオイルをシールする機能が劣化し、オイルのレベル低下が発生したことがわかった。対策として V リング装置の一部をよりシール性の高い部品に変更したこと及び取り付けを確実にするための部品を追加した。

(2) ヘリウム圧縮機について

JRR-3 には、炉心で発生する中性子を効率良く実験に用いるようにするために、炉心の周りに重水タンクが設けられており、重水タンクで発生する熱を 2 次冷却系に伝えるため重水冷却系設備が設置されている。

重水冷却設備は、重水系及びヘリウム系で構成されている。ヘリウム系は、重水のカバーガスとして用いられている系統で、重水の放射線分解により生じる分解ガスを重水に戻して回収するために、ヘリウム圧縮機、凝縮器、再結合器、ヘリウムタンク、配管及び弁類等で構成している。

ヘリウム圧縮機（第 2.5.3 図）は、重水のカバーガスであるヘリウムを系統内に循環させる機器であり、ピストンの上下運動によりヘリウムガスを吸入圧縮し、吐出している。ヘリウム圧縮機の中間部分には V リング装置を装備してオイルを充填し、ヘリウムガスの漏えいを防いでいる。V リング装置（第 2.5.4 図）の役割は、オイルの漏えいを防ぐことであり、V リングやステップシール、オイルシール等の構成部品によってヘリウム圧縮機本体下部へ漏えいするのを防いでいる。



第 2.5.3 図 ヘリウム圧縮機本体構造図

第 2.5.4 図 V リング装置詳細図

(3) 発生の状況

JRR-3 は、平成 21 年 7 月 6 日から施設定期自主検査を実施しており、原子炉は停止状態にあった。その間に二回のオイルレベル低下事象が発生した。

一回目の事象は、10 月 23 日に制御棒駆動機構のスクラム検査を実施した際、スクラム検査に必要な冷却設備として、重水冷却設備ヘリウム系設備のヘリウム圧縮機の運転中、オイルを供給して 10 時 00 分にオイルレベルを「N」(ノーマル) レベルとしたが、14 時 30 分にこの位置より約 2mm 低下を確認した。

二回目の事象は、一回目の漏えいの対策を施したのち、試験運転を 11 月 5 日から開始した際、約 20 時間の運転後の 11 月 11 日 12 時 45 分に、オイルレベルが「N」(ノーマル) レベルより 1mm 低下していることを確認した。

二回の事象とも減少した分のオイルは、ヘリウム圧縮機外部への漏えいではなく、本体下部の空間部分に溜まっていることを確認した。

(4) 原因調査

1) 一回目の事象

原因として二つの要因が考えられ、機械的な要因である部品要因と人的な要因である取付要因の調査を実施した。

① 部品要因についての調査

部品要因としてステップシールの偏磨耗及び著しい損傷、またはピストンロッドの損傷及び曲がりが考えられるため、以下の調査を行った。

- ステップシール

ステップシールに偏磨耗または著しい損傷が生じた場合、シール機能が損失し、オイルはピストンロッドを伝わって漏えいする。そのためステップシールの外観確認及び寸法測定を実施した。その結果、ステップシールに偏磨耗及び損傷はないことを確認した。

- ピストンロッド

ピストンロッドに損傷及び曲がりが生じた場合も、シール機能が損失し、オイルはピストンロッドを伝わって漏えいする。そのためピストンロッドの外観確認及び曲がり測定を実施した。その結果、ピストンロッドの損傷及び曲がりがないことを確認した。

② 取付要因についての調査

取付要因としてステップシールの誤った取り付け、ピストンロッドの偏芯、ステップシール及びピストンロッドの間隙への異物混入、V リング装置部品の取り付け不良及び損傷が考えられるため、以下の調査を行った。

- ステップシールの誤った取り付け

ステップシールには取り付けに方向性があり、逆方向に取り付けた場合はシール機能が働かないため、オイルはピストンロッドを伝わって漏えいする。そのためステップシールの取り付け方向を確認した。その結果、ステップシールは正常な方向に取り付けられていることを確認した。

- ピストンロッドの偏芯

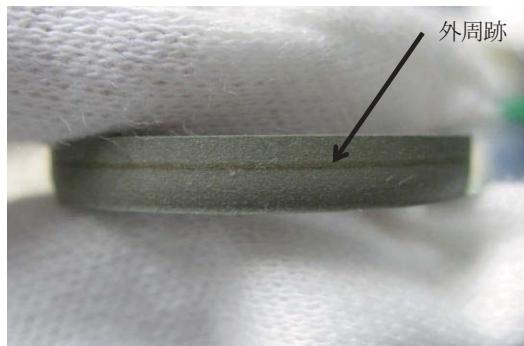
取り付けた際にピストンロッドが偏芯していた場合、ピストンロッドとの摺動によりステップシールが偏磨耗を引き起こす。偏磨耗することによりシール機能が損失し、オイルはピストンロッドを伝わって漏えいする。そのためピストンロッドの偏芯測定を行った。その結果、ピストンロッドに偏芯がないことを確認した。

- ステップシール及びピストンロッドの間隙への異物混入

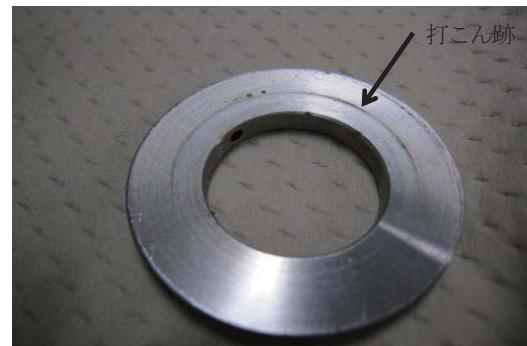
ステップシール及びピストンロッドを取り付けた際に異物が混入した場合、その異物がステップシール及びピストンロッドの間隙に入りこみ、磨耗や損傷を引き起こし、オイルはピストンロッドを伝わって漏えいする。そのため異物が混入しているのかどうか確認した。その結果、ステップシール及びピストンロッドの間隙への異物混入がないことを確認した。

- V リング装置部品の取り付け不良及び損傷

V リング装置には、V リング、ステップシール、オイルシール、ステップシールカラー及びオイルシールカラー等の部品が密着して取り付けられ、最下部のオイルシールはゴムハンマーにより打ち込んで取り付けられている。取り付け不良の場合、ピストンロッドの摺動により間隙が生じオイルは漏えいする。そのため V リング、ステップシール、オイルシール、ステップシールカラー及びオイルシールカラーの取り付け状態及び損傷を確認した。その結果、V リング、オイルシール、ステップシールカラーは正常な状態で取り付けられており、損傷はなかったが、ステップシールの外周跡（第 2.5.5 図）及びオイルシールカラーの表面に半円状の打こん跡（第 2.5.6 図）があることを確認した。ステップシールの外周跡は、ステップシール外側に装着されている O リングが微動した跡であると考えられ、またオイルシールカラーの打こん跡は、ステップシールカラーが上下運動によりオイルシールカラーと衝突した跡であると考えられる。以上の二つの跡により、V リングシールケース押えに組み込む際、一番下部にあるオイルシールの取り付けが不良であったため、ピストンロッドと摺動することで各部品が上下に微動し、微小な隙間からオイルが漏えいしたと考えられる。



第 2.5.5 図
ステップシールの外周跡



第 2.5.6 図
オイルシールカラー打こん跡

2) 二回目の事象

原因としては、組み込み時に、取り付け前の外観検査、確実な取り付けを行っていることから、人

的要因である取付要因は考えにくく、機械的な要因である部品要因の調査を実施した。各部品の寸法検査及び外観検査を行った結果、寸法検査では有意な差がみられず、外観検査でも一回目の事象で発生した打こん跡等の微小な傷以外異常は見られなかった。このことから、一回目の事象で各部品が上下に微動し部品間で衝突を繰り返したことで微小な変形、傷が発生し、性能不良となった部品を再利用したこと、部品間の密着が不十分となりオイルが漏えいしたと考えられる。

(5) 原因

一回目の事象の原因は、V リング装置部品のオイルシール取り付け不良により隙間が生じ、ピストンロッドとの摺動に伴ってステップシール、オイルシールカラー及びステップシールカラーが上下に微動し、微小な隙間からオイルが漏えいしたと考えられる。

また、二回目の事象の原因は、一回目の事象の際、目視により外観上は問題がないと判断し再利用した部品の微小な変形、傷(第 2.5.7 図)による部品の性能不良により、部品間での密着が不十分となり、微小な隙間からオイルが漏えいしたと考えられる。



第 2.5.7 図
V リングシールケース押えの内面

(6) 対策

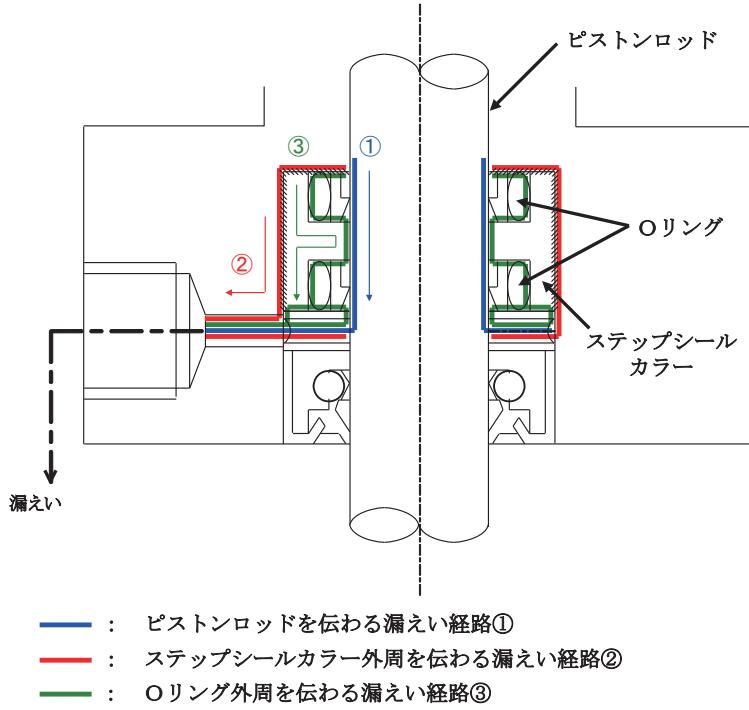
一回目の漏えいの対策として、V リング装置の消耗部品の交換及びオイルシールの確実な取り付けを行った。しかし、部品の微小な変形、傷による性能不良により二回目の漏えいが生じたことから、以下の対策を行った。

- ・V リング装置の消耗部品及び微小に変形、傷ついた部品、影響を及ぼす可能性のある部品 (V リング、ステップシール、ステップシールカラー、オイルシール、O リング、V リングシールケース押え) を全て新品と交換した。

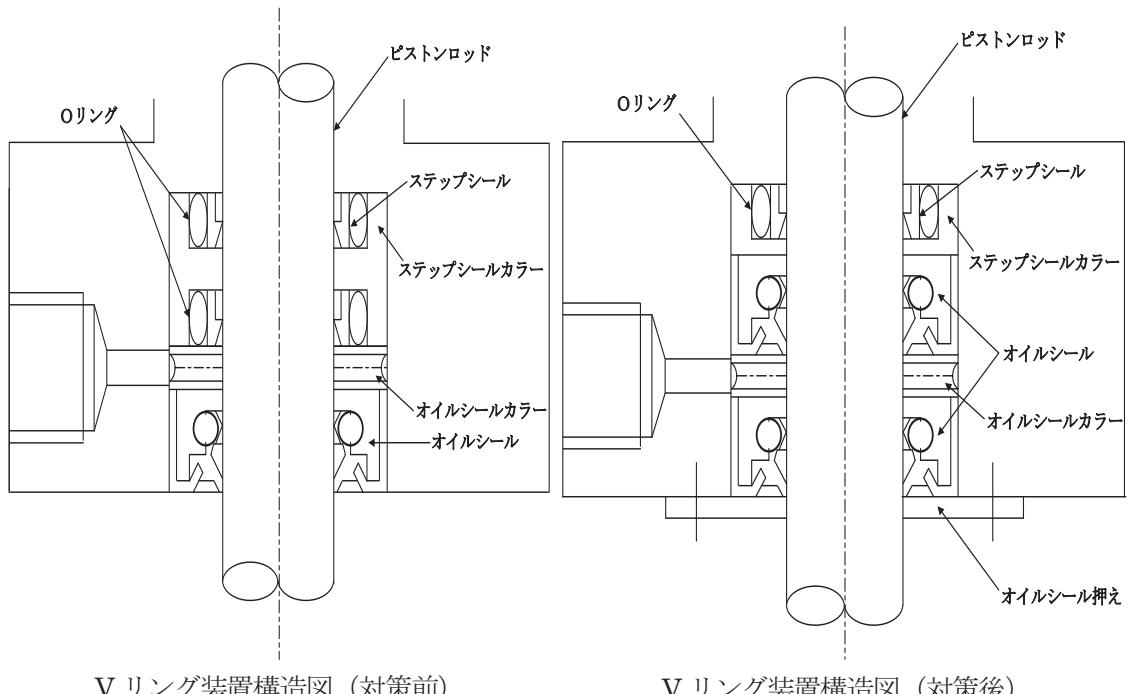
オイルが漏えいする経路 (第 2.5.8 図) は、ピストンロッドを伝わる経路 (経路①)、ステップシールカラーの外周を伝わる経路 (経路②) 及びステップシールの外側に取り付けてある O リング外側を伝わっていく経路 (経路③) の 3 つが考えられる。これらの経路からの漏えいを防ぐため、V リング装置の部品の一部を以下のように改良した。(第 2.5.9 図)

- ・ステップシール 2 個のうち下側のステップシールを、低圧状態でもシール性の高いオイルシールに変更した。この変更に伴い、ステップシールカラーの形状も変更した。
- ・オイルシール及びステップシールの取り付けを確実にするために、オイルシールの下部にオイルシール押えを新たに取り付けた。オイルシール押えを取り付けることによって、最下部のオイルシールの取り付け不良が解消され、ピストンロッドとの摺動によりステップシール、オイルシール、オイルシールカラー及びステップシールカラーが同時に上下に微動し、オイル漏えいが発生するのを防止する。

組み立て後、ヘリウム圧縮機の試験運転を実施し、オイルレベルが低下しないことを確認した。



第 2.5.8 図 オイル漏えい経路図



第 2.5.9 図 V リング装置構造図 (対策前後)

2.5.3 JRR-3 中性子計装系線形増幅器自動レンジ切替回路の誤作動

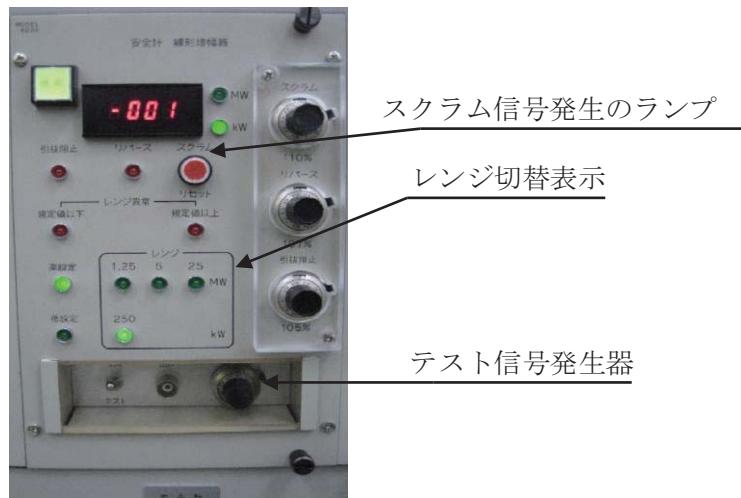
(1) 概要

平成 21 年 6 月 8 日 11 時に原子炉を起動。12 時 13 分に 2MW から 10MW に向けての出力上昇を開始した 12 時 14 分頃、2 系統ある中性子計装設備安全系のうち A 系の「安全系中性子束高」のスクラム信号が発生し、原子炉が自動停止した。なお、原子炉出力は約 3.3MW（対数出力計の指示値）であった。

(2) スクラム信号発生原因の調査

原子炉出力が「安全系中性子束高」スクラム発生の作動条件である 22MW に達していないこと及び安全系の B 系にはスクラム信号の発生がなかったことから、安全系の A 系に不具合があると判断した。当該 A 系について、テスト信号発生器を用いた模擬入力により 2MW からの出力上昇を再現したところ、本来 3.2MW 付近で作動すべき安全系線形増幅器の自動レンジ切替回路が正常に作動せず、出力に合ったレンジではない下のレンジに切り替わる場合があり、切り替わった先のレンジの 110% を超える信号が入力され「安全系中性子束高」のスクラム信号が発生する事を確認した。

スクラム信号が発生しなかった B 系についても同様の試験を行ったところ、発生頻度は低いものの同じ事象が発生することを確認した。



第 2.5.10 図 安全系線形増幅器

(3) 自動レンジ切替回路誤動作原因の調査

自動レンジ切替回路が正常に作動しない原因について調査を進めた結果、安全系自動レンジ切替回路の比較器（80%出力検知用）に使用されている IC の出力波形の異常に起因して自動レンジ切り替えが誤動作することが判った。

自動レンジ切替回路の比較器に使用されている IC を新品に取り替え比較器の特性を確認したところ、出力される信号の波形が正常に戻った為、当該 IC の経年変化が原因であると特定した。

(4) 対策

本事象の原因となった安全系 A 系の当該 IC(80%出力検知用比較器)及び、B 系に使われている同 IC の交換を行った。また、自動レンジ切替回路と同様の出力検知用比較器として使われている IC の有無について調査を行い、該当する原子炉保護設備の作動に影響を与える回路の IC(80% 出力検知用比較器の他には 15%出力検知用比較器)についても予防保全の観点から交換を行った。

今後、これらの IC の経年変化を把握するため、施設定期自主検査の期間毎に比較器の出力波形を確認し、その健全性を確保していくこととした。

2.5.4 JRR-3 原子炉施設の施設定期自主検査期間中における制御棒（S-1）挿入事象

(1) 発生事象の概要

JRR-3 施設定期自主検査において、制御棒駆動装置の作動検査の一環として、制御棒駆動機構スクランム試験^(※)（以下、「スクランム試験」という）を9月24日～9月30日の予定で実施していた。9月28日、スクランム試験において、S-1 制御棒の引き抜き中、全引き抜き 800mm に対して 750mm まで引き抜いたところ、18時57分に、制御棒を保持する可動コイルに流れる電流（以下、「保持用コイル電流」という）の過電流表示が点灯し、S-1 制御棒が炉心に全挿入された。

（※）各制御棒を全引き抜き状態とし、スクランム信号を入力し、挿入時間が基準値内であることを確認する検査

(2) 制御棒駆動機構について

制御棒駆動機構は第 2.5.11 図に示すように、可動コイルへ電流を流すことにより電磁力が発生し、プランジャー内の磁性体と非接触で接着し制御棒を上下させる構造である。また、可動コイルとプランジャーのズレ（相対位置）を最小にするよう、制御棒の駆動速度及び相対位置信号をフィードバックさせ制御している。

(3) 原因調査

1) 再現試験

制御棒挿入事象発生原因を調査するため、S-1 制御棒を引き抜き、事象が再現するかどうか確認を行った。再現試験は計 5 回実施したが、制御棒挿入事象は再現しなかった。再現試験実施時の可動コイルに流れる電流のピーク値を第 2.5.2 表及び第 2.5.12 図に示す。いずれの試験においても、可動コイルに流れる電流は過電流表示が点灯する 21A に達することはなかった。また、電流のピーク値は再現試験を重ねるとともに低下する傾向が認められた。

2) 原因調査の方法及び結果

制御棒挿入事象の発生要因の検討を行った。検討の結果、発生要因は第 2.5.13 図に示すように、可動コイル等の電気的要因及び制御棒案内管等の機械的要因であることが判ったため、第 2.5.13 図に従い原因調査を行った。

① 電気的要因についての調査

電気的要因としては、保持用過電流設定値の誤設定、相対位置（可動コイルを基準としたプランジャー内磁性体との差）指示値の異常又は過電流検出器の異常が考えられるため、以下の調査を行った。

①-1 保持用過電流設定値の誤設定

保持用コイルの保護のために、保持用コイル電流値が 21A に達すると、電流を遮断して制御棒が挿入されるように設定されている。本設定が誤っている場合、通常の電流値において制御棒が挿入される可能性がある。そこで、保持用コイル電流値の過電流の設定値の確認を行った。その結果、設定値が適切であることを確認した。

①-2 相対位置指示値の異常

相対位置指示値が異常となり見かけ上の相対位置が増加した場合、これを解消するために保持用コイル電流が増加し、過電流を発生させる可能性がある。そこで、校正された直尺等により相対位置が正しく計測されていることの確認を行った。その結果、相対位置指示値に異常がないことを確認した。

①-3 過電流検出器の異常

過電流検出器に異常が発生し、保持用コイル電流を過大に検出した場合、通常の電流値であっても制御棒挿入事象が発生する可能性がある。過電流検出器については、本年度の定期点検（8月19日～20日）を実施済であり、異常がないことを確認した。

② 機械的要因についての調査

機械的要因としては、異物の混入、機器の異常及び流水負荷の上昇が考えられるため、S-1 制御棒を分解（管内駆動部を制御棒駆動機構案内管から取り出し、フォロワ型燃料要素及び中性子吸收体を制御棒案内管から取り出した）し、以下の調査を行った。

②-1 異物の混入

制御棒案内管へ異物が混入すると、制御棒の動作に抵抗が生じ、相対位置が増加する。これを解消するために保持用コイル電流が増加し、過電流を発生させる可能性がある。そこで、制御棒及び管内駆動部を引き抜き、制御棒案内管の内面を水中カメラにより観察した。その結果、制御棒案内管の内面に傷等の異常はなく、異物の付着も確認されなかった。また、制御棒駆動機構案内管の水を抜き取り、この水中の異物の確認を実施した。その結果、放射化したスラッジ（水垢、錆等）を確認した。

②-2 機器の異常

制御棒、管内駆動部又は制御棒案内管の外観に有意な変形や傷等が発生した場合、制御棒の動作に抵抗が生じ、相対位置が増加する。そこで、制御棒、管内駆動部又は制御棒案内管の外観を水中カメラ及び目視により観察した。その結果、異常がないことを確認した。

②-3 流水負荷の上昇

1次冷却材流量が増加し、流水負荷が上昇した場合、制御棒の動作に抵抗が生じ、相対位置が増加する。そこで事象発生時の1次冷却材流量の変化をプロセス計算機のグラフにより確認した。その結果、1次冷却材流量に異常な増加がないことを確認した。

(4) その他の制御棒に関する調査

S-1以外の制御棒（Sa-1、Sa-2、S-2、R-1及びR-2）についても制御棒を引き抜いて保持用コイル電流値の確認を実施したが、制御棒挿入事象は発生せず、電流のピーク値も約17A程度であった。また、S-1以外の制御棒について、制御棒を着座させた状態で、制御棒案内管の内面の異物混入について水中カメラにより観察し、制御棒案内管の内面に傷等の異常はなく、異物も確認されなかった。さらに、S-1以外の制御棒の制御棒案内管の外観を水中カメラ及び目視により観察し、異常がないことを確認した。

(5) 原因

調査の結果、電気的な要因及び機械的な要因とともにスラッジの存在以外、本事象に結びつくような要因は認められなかつたため、スラッジが本事象の要因として考えられる。

前述のとおり、制御棒駆動機構案内管の内部の水からスラッジが確認された。このスラッジは放射化していることが確認されたため、炉心部で存在したものである。したがつて、炉心部に設置されている制御棒案内管及び中性子吸收体にもスラッジが付着しているものと考えられる。

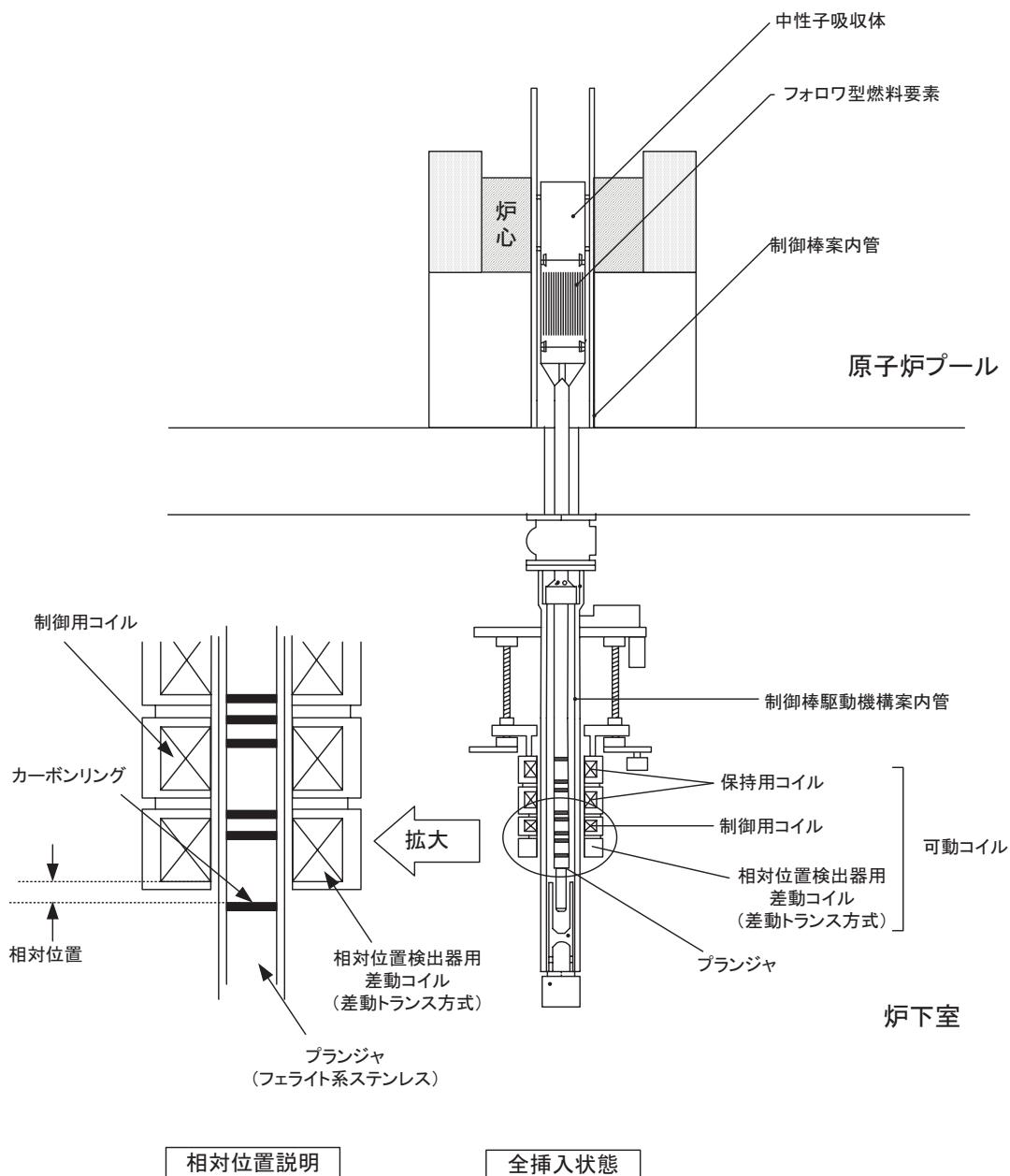
また、本事象が発生した S-1 は、前回の施設定期自主検査中の平成 20 年以来約 15 ヶ月間にわたり上限までの引き抜き操作を実施していない。また、この間の原子炉運転においては、S-1 は最大で約 470mm まで引き抜き操作を実施しているが、それ以上の引き抜き操作を実施していない (Sa-1 及び Sa-2 については約 750mm、S-2 及び R-2 については約 470mm、R-1 については約 450mm まで引き抜き操作を実施している。

制御棒案内管の内面は、中性子吸收体のガイドローラと接触しているため、約 470mm までの領域ではスラッジの付着は起こりにくい。一方、本事象の発生時においては、約 470mm より上の領域でスラッジが付着した状態であったと考えられ、今回のスクラン試験において中性子吸收体のガイドローラが通過する際、付着したスラッジの分だけガイドローラに発生する抵抗が大きくなつたものと推定できる。また、第 2.5.12 図に示すとおり、制御棒の引き抜きを繰り返すごとに徐々に可動コイル電流の最大値が低下していることは、制御棒の引き抜きによって付着していたスラッジが徐々に取り除かれ、負荷が小さくなつたものと考える。

以上のことから、制御棒案内管の内面にスラッジが付着し、その状態で制御棒を引き抜いた結果、ガイドローラに発生する抵抗が大きくなり、相対位置の増加とともに保持用コイル電流値が 21A に達し、過電流によって可動コイルへの通電が遮断されたため、制御棒が挿入したものと判断した。

(6) 対策

制御棒案内管及び中性子吸收体に付着しているスラッジを定期的に除去するために、各サイクルの運転準備週に 6 本の制御棒のうち 2 本ずつローテーションして上限まで引き抜きを実施し、相対位置及び保持用コイルの電流値に異常の無いことを確認することとした。

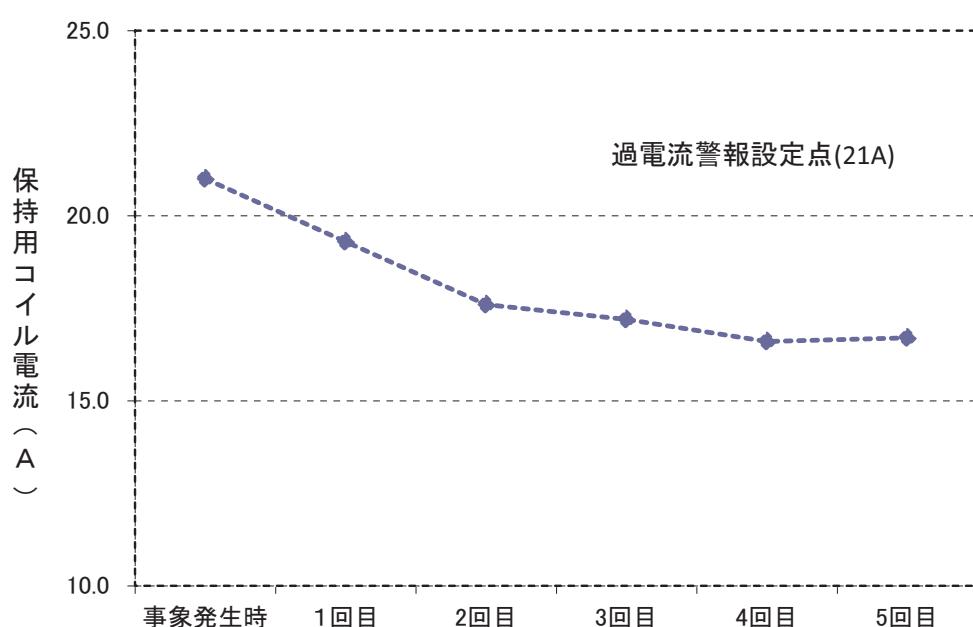


第 2.5.11 図 制御棒駆動機構概略図

第 2.5.2 表 制御棒挿入事象再現試験結果

項目	日時	S-1 保持電流(A)	相対位置 (mm)	過電流 表示の 点灯	制御棒 挿入の 有無
事象発生時	9月28日 18:57	21.0 *	-2.5	有	有
再現試験1回目	9月29日 15:47	19.3	-1.5	無	無
再現試験2回目	9月29日 16:31	17.6	-1.2	無	無
再現試験3回目	9月29日 20:51	17.2	-1.1	無	無
再現試験4回目	9月29日 21:12	16.6	-0.9	無	無
再現試験5回目	9月29日 21:33	16.7	-0.9	無	無

* : 過電流警報の設定値から21Aとした



第 2.5.12 図 再現試験における保持用コイル電流のピーク値の変化



第2.5.13図 制御棒挿入事象発生調査フロー

2.5.5 JRR-3 原子炉施設の施設定期自主検査期間中における制御棒（R-1）挿入事象の発生

(1) 発生事象の概要

JRR-3 施設定期自主検査において、制御棒駆動装置の作動検査の一環として、制御棒駆動機構スクラン試験^(※)（以下、「スクラン試験」という）を実施した。スクラン検査は正常に終了したが、R-1 制御棒の引き抜き時において、制御棒を保持しているコイルの電流値に変動が確認されたため、全制御棒のスクラン検査終了後に、再度 R-1 制御棒の連続引き抜きによる確認調査を実施中、763mm 付近まで引き抜いた時点（15 時 18 分）で、制御棒を動かす可動コイルとプランジャの位置の差である相対位置（可動コイルを基準としたプランジャ内磁性体との差）が設定値を超え、自動的に可動コイルの電源が遮断され、R-1 制御棒が炉心に挿入された。また、このとき保持用コイル電流値が可動コイルの電源が遮断される設定値（21A）に達していることを確認した。

^(※) 各制御棒を全引き抜き状態とし、スクラン信号を入力し、挿入時間が基準値内であることを確認する検査

(2) 電気的要因及び機械的要因の調査

制御棒駆動機構は、可動コイルとプランジャ間の電磁力により非接触で保持した制御棒を上下させる構造であるため、原因調査は先ず、制御棒挿入事象発生の原因を電気的要因及び機械的要因の 2 つに分け、「R-1 制御棒挿入事象発生原因の調査フロー」（第 2.5.14 図）にしたがって調査を実施した。

1) 電気的要因についての調査

電気的要因としては、可動コイル電源断設定値の誤設定、相対位置指示値の異常及び可動コイルの保持力の低下が考えられるため、以下の調査を行った。

① 可動コイル電源断設定値の誤設定

R-1 制御棒が落下した事象は、制御棒を駆動する可動コイルとプランジャの位置の差である相対位置が設定値を超えたことにより、自動的に可動コイルの電源が遮断されたことで発生している。本設定が本来の設定値より小さい値に設定されていた場合、通常範囲内の相対位置において制御棒が挿入される可能性がある。そこで、可動コイル電源断設定値の確認を行った。その結果、設定値が適切であることを確認した。

② 相対位置指示値の異常

相対位置指示値が異常となり見かけ上の相対位置が増加した場合、自動的に可動コイルの電源が遮断される。そこで、校正された直尺等にて相対位置が正しく計測されていることの確認を行った。その結果、相対位置指示値に異常がないことを確認した。

③ 保持力の低下

コイル性能の劣化により可動コイルの保持力が低下することによって相対位置が増加し設定値を超えた場合、自動的に制御棒が挿入される可能性がある。

コイルの性能は巻線抵抗及び絶縁抵抗を測定することで、その健全性を確認することができる。コイル巻線抵抗及び絶縁抵抗を測定した結果、異常はなく、動作時の電流値も正常であることから、コイルは健全であり保持力に異常がないことを確認した。

2) 機械的要因についての調査

機械的要因としては、異物混入、機器の異常及び流水負荷の上昇が考えられるため、R-1 制御棒を分解（管内駆動部を制御棒駆動機構案内管から取り出し、フォロワ型燃料要素及び中性子吸收体を制御棒案内管から取り出す）し、以下の調査を行った。

① 異物混入

制御棒案内管へ異物が混入すると、制御棒の動作に抵抗が生じ、相対位置が増加する。そこで、制御棒及び管内駆動部を引き抜き、制御棒案内管内への異物混入及び内面への付着物の調査を行った。

①-1 制御棒案内管

制御棒案内管内面を拭取った結果、有害な付着物は見られなかった。また、水中カメラにて制御棒案内管内部を観察した結果、異物は見られなかった。

①-2 制御棒駆動機構案内管

制御棒駆動機構案内管内の水を全量排水し、その中に異物が混入していないことを確認した。

② 機器の異常

制御棒、管内駆動部又は制御棒案内管に有意な変形や傷等が発生した場合、制御棒の動作に抵抗が生じ、相対位置が増加する。そこで、制御棒、管内駆動部及び制御棒案内管の外観を水中カメラ及び目視により観察した。

②-1 制御棒

制御棒の外観点検として中性子吸收体及びフォロワ型燃料要素の外観を水中カメラと目視にて観察した。その結果、有意な変形や傷等は見られなかった。

②-2 管内駆動部

管内駆動部を目視にて観察した結果、有意な変形や傷等は見られなかった。

②-3 制御棒案内管

制御棒案内管の内面を水中カメラにて観察した結果、有意な変形や傷等は見られなかった。

③ 流水負荷の上昇

1次冷却材流量が増加し、流水負荷が上昇した場合、制御棒の動作に抵抗が生じ、相対位置が増加する。そこで、事象発生時の1次冷却材流量の変化を運転データにより確認し、異常な増加がないことを確認した。

(3) 手動スクラム発生後の相対位置及び保持用コイル電流値の変化についての調査

調査フロー（第 2.5.14 図）に基づく調査では原因特定に至らなかったため、事象の発生要因に関する追加調査を実施することとした。追加調査では、事象発生までの相対位置及び保持用コイルの電流値に異常が無いかを調査するため過去データの確認を行ったところ、定期自主検査等で実施した手動スクラム発生後に変化が生じていることがわかったため、手動スクラム後の相対位置及び保持用コイル電流値の変化について着目し調査を行った。

R-1 制御棒について、分解点検終了後（平成 21 年 9 月 9 日）から制御棒挿入事象発生当日（平成 21 年 10 月 23 日）までの期間で、手動スクラムと相対位置及び保持用コイル電流値との関係を調査したところ、手動スクラムを繰り返すごとに相対位置及び保持用コイル電流値が増加し、最終的に制御棒挿入事象が発生していた。保持用コイル電流値の推移を第 2.5.15 図に示す。

手動スクラム発生と相対位置及び保持用コイル電流値増加に因果関係があることが判ったため、R-1 制御棒について、「手動スクラム後駆動特性試験」^(※)を実施した。その結果、第 2.5.16 図に示すように手動スクラムを繰り返すごとに、保持用コイル電流値及び相対位置が増加することが判明した。また、R-1 制御棒以外の制御棒についても、手動スクラム後駆動特性試験を行ったが、手動スクラムを繰り返しても、相対位置及び保持用コイル電流値の増加がみられなかった。よって、手動スクラム作動が制御棒駆動機構へ影響を及ぼすのは、R-1 制御棒にのみ認められる事象である。

以上のように、手動スクラム作動が事象発生要因であることが判ったため、手動スクラム作動と相対位置及び保持用コイル電流値の変化について調査を実施した。

(※) 制御棒を全引き抜き状態から手動スクラムさせた後、制御棒の引き抜き操作を実施し、その時の保持用コイル電流値及び相対位置の変動を調査する。これらの操作を複数回（手動スクラムを 5 回）実施する。

(4) 手動スクラムが相対位置及び保持用コイル電流値の変化をもたらす原因に関する調査

1) 制御棒接合部のズレ

手動スクラム後駆動特性試験を実施し、相対位置及び保持用コイル電流値が増加する状態を作った後、制御棒の分解点検を実施した。その結果、中性子吸收体とフォロワ型燃料要素の接合部、及びフォロワ型燃料要素と連結桿の接合部の両方について、回転方向のズレが生じていることを確認した。（第 2.5.17 図参照）

次に、回転方向のズレを修正した上で再度組込を行い、制御棒駆動試験を実施した。その結果、接合部の回転方向のズレを修正することにより、第 2.5.16 図に示すように相対位置及び保持用コイル電流値が正常値に復帰することを確認した。

2) フォロワ型燃料要素の制御棒案内管との接触

制御棒構成要素の接合部のズレが生じることにより、相対位置及び保持用コイル電流値が増加するのは、制御棒構成要素のいずれかが制御棒案内管の内面に接触し摩擦抵抗が生じていると推測した。（第 2.5.18 図参照）そこで、制御棒案内管の内面にカメラを挿入し観察した。その結果、フォロワ型燃料要素との接触跡を確認したため、フォロワ型燃料要素と制御棒案内管が接触し、摩擦抵抗が生じていると判断した。

(5) 制御棒接合部のズレの発生要因に関する調査

ズレの発生要因には、中性子吸收体とフォロワ型燃料要素の接合部及びフォロワ型燃料要素と連結桿の接合部のズレが考えられる。事象発生の原因がフォロワ型燃料要素の回転方向のズレであることが確認できたため、事象を引き起こす要因と推測されるフォロワ型燃料要素を交換した。手動スクラム後駆動特性試験を実施した結果、フォロワ型燃料要素を交換しても、手動スクラムを繰り

返すこととの相対位置及び保持用コイル電流値の増加を解消することはできなかった。フォロワ型燃料要素交換後の特性試験結果を第 2.5.19 図に示す。

その後、フォロワ型燃料要素の回転方向のズレを引き起こすもう一つの要因と推測される連結桿を交換した。手動スクラム後駆動特性試験を実施した結果、連結桿を交換すると手動スクラムを繰り返すこととの相対位置及び保持用コイル電流値の増加は発生しなくなることを確認した。連結桿交換後の特性試験結果を第 2.5.20 図に示す。

(6) 原因

連結桿とフォロワ型燃料要素の接合部は、連結桿のばね状のツメをフォロワ型燃料要素の穴にはめ込む構造である。また、穴の片側はテーパー状になっており、連結桿に対してフォロワ型燃料要素を回転することにより取り外せる構造になっている。連結桿に対するフォロワ型燃料要素のズレは、主に双方が接触する接触面の摩擦抵抗によって抑制されている。

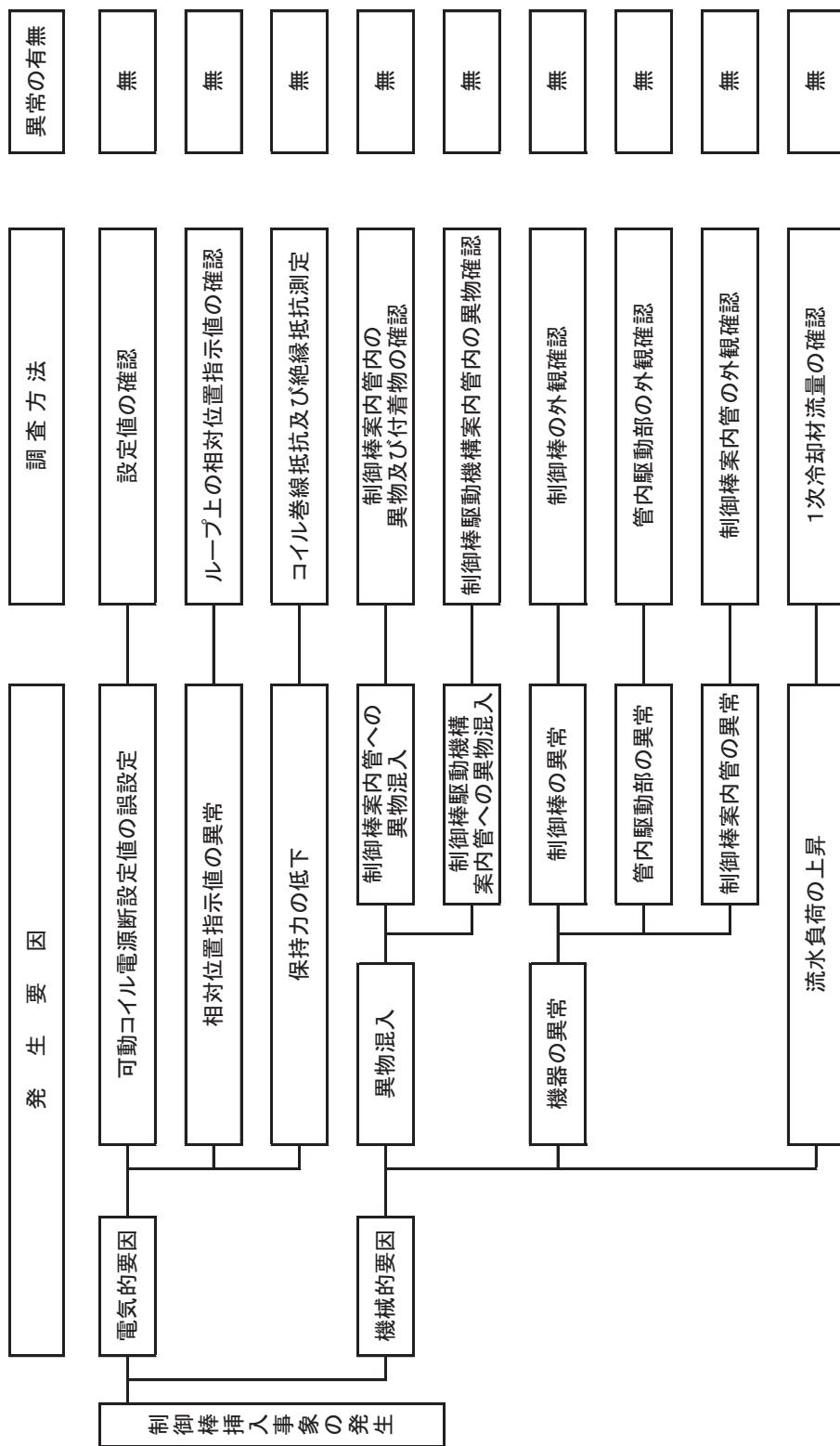
施設定期自主検査における分解点検では、フォロワ型燃料と連結桿との取外し及び取り付けを実施している。R-1 制御棒は自動制御に使用しており作動頻度が高いことから、その分解点検を施設定期自主検査ごとに実施し、他の制御棒については 5 回の施設定期自主検査に 1 回の頻度で実施している。したがって、R-1 制御棒については他の制御棒に比べて、連結桿とフォロワ型燃料要素との接合部の取り外し回数が多いことから、接触面の摩耗等が進行し易い。この摩耗等により、スクラム作動時にフォロワ型燃料要素の回転方向のズレを生じやすい状態となっているものと推定される。

以上から、R-1 制御棒のフォロワ型燃料要素に回転方向のズレが生じやすい状態となり、手動スクラム作動がこのズレを生じさせ、ズレを生じたフォロワ型燃料要素が制御棒案内管内面と接触することにより摩擦抵抗が生じ、相対位置及び保持用コイル電流値が増加した。その結果、相対位置が設定値を超えると自動的に可動コイルの電源が遮断され R-1 制御棒が炉心に挿入されたものと判断した。

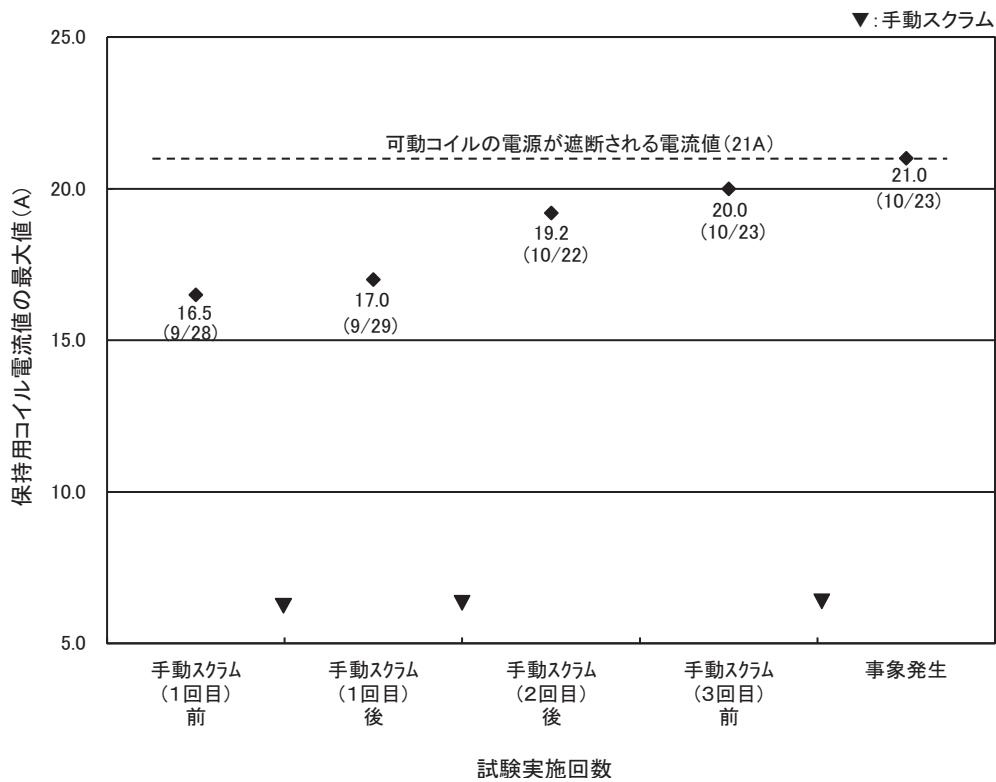
(7) 対策

R-1 制御棒の連結桿を交換した。

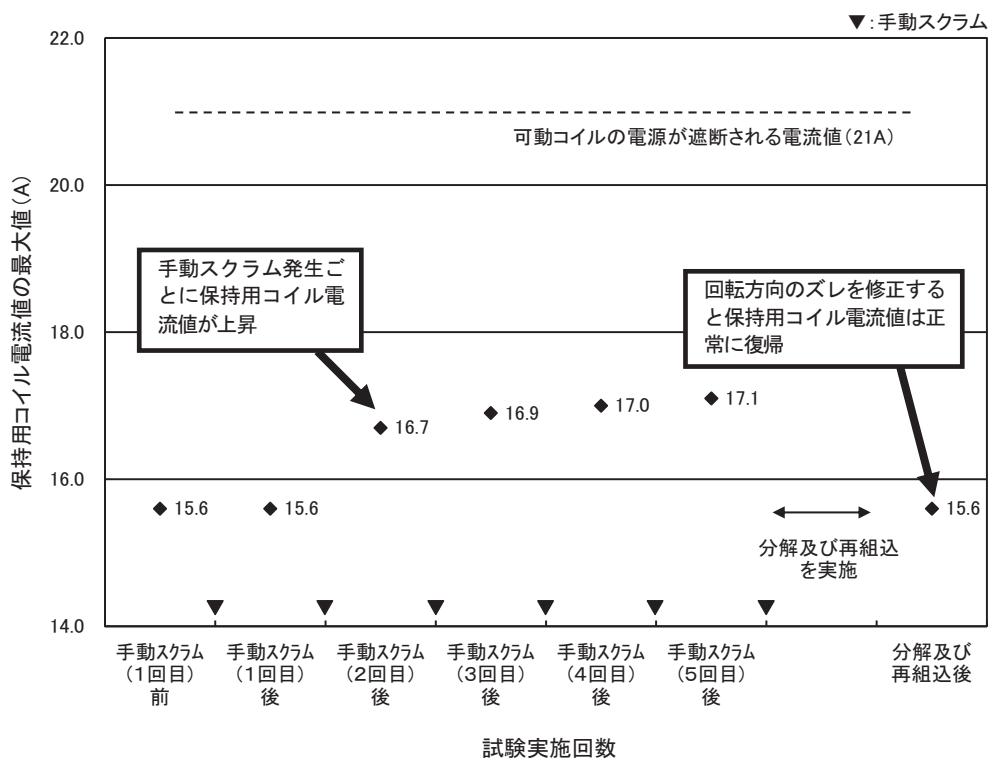
今後、全ての制御棒について、制御棒操作時に相対位置及び保持用コイル電流値が設定値に近い値を指示したときは、制御棒駆動特性試験を行い相対位置及び保持用コイル電流値の確認を行う。その際、相対位置及び保持用コイル電流値の低下が確認されず、連結桿の接合部の摩耗等の兆候と認めた場合は、適宜連結桿の交換を実施することにする。



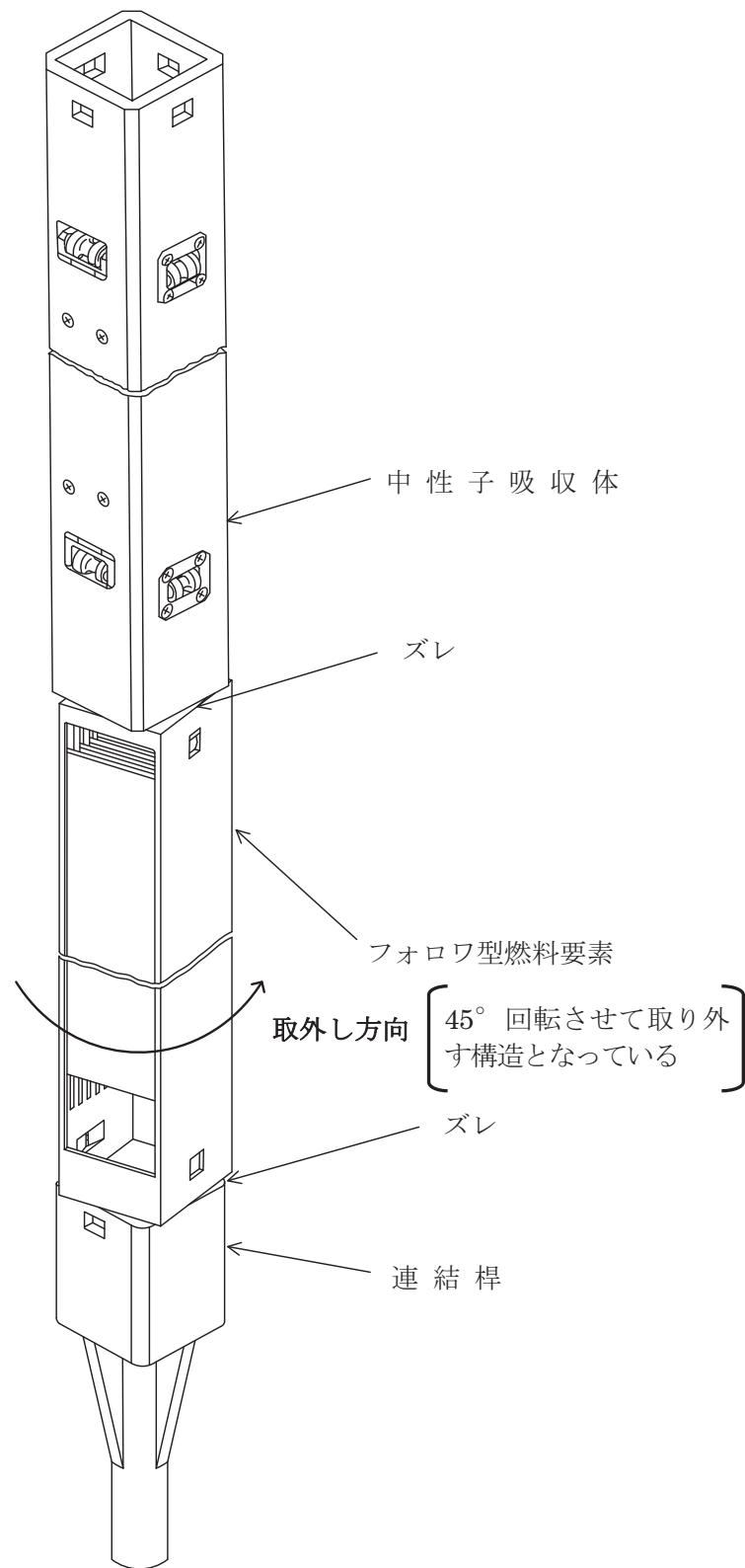
第2.5.14図 R-1制御棒挿入事象発生原因の調査フロー



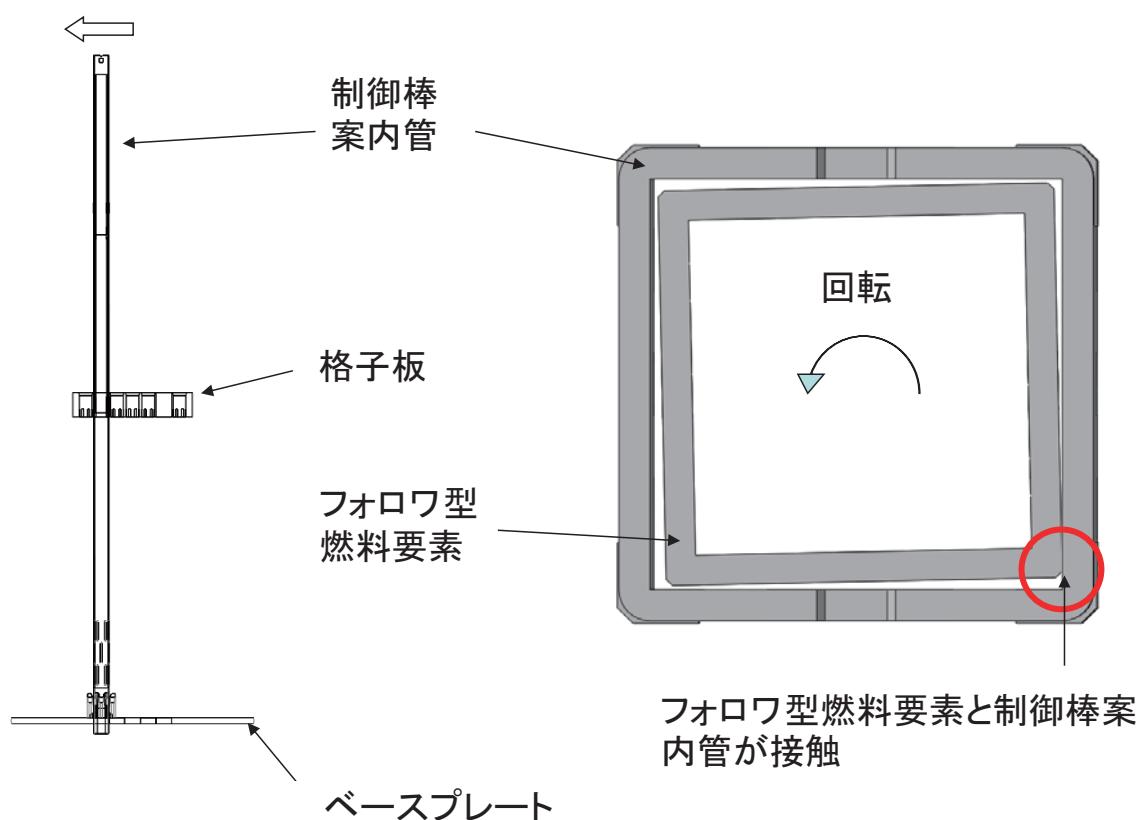
第 2.5.15 図 分解点検実施後から制御棒挿入事象発生までの期間の経緯



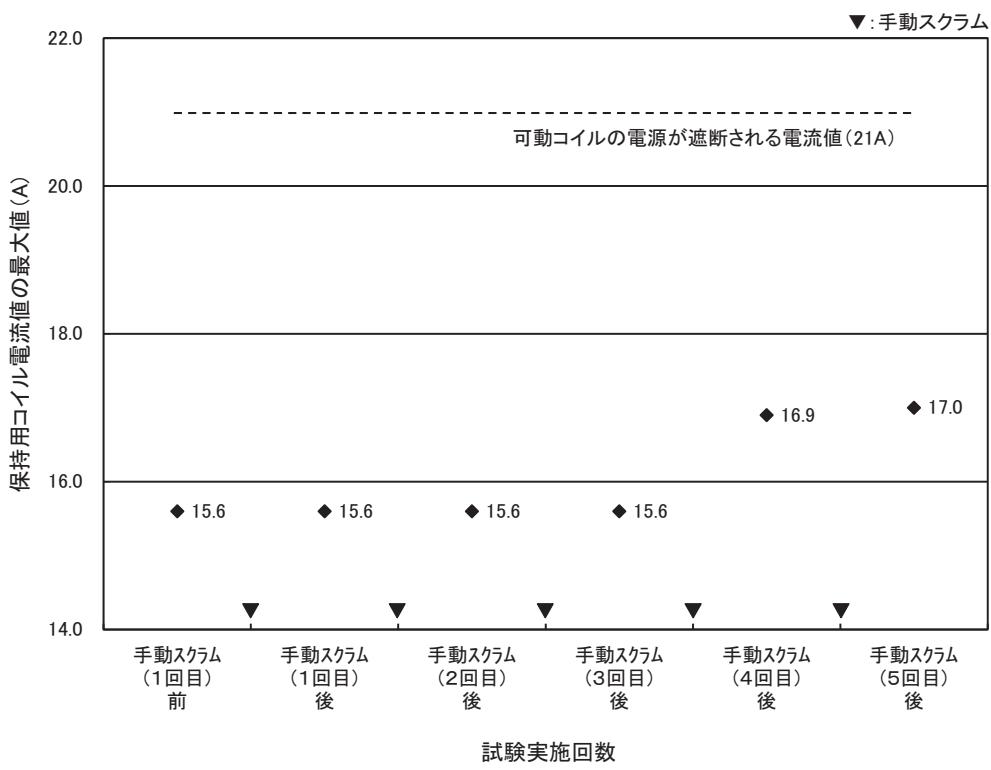
第 2.5.16 図 手動スクラム後駆動特性試験結果



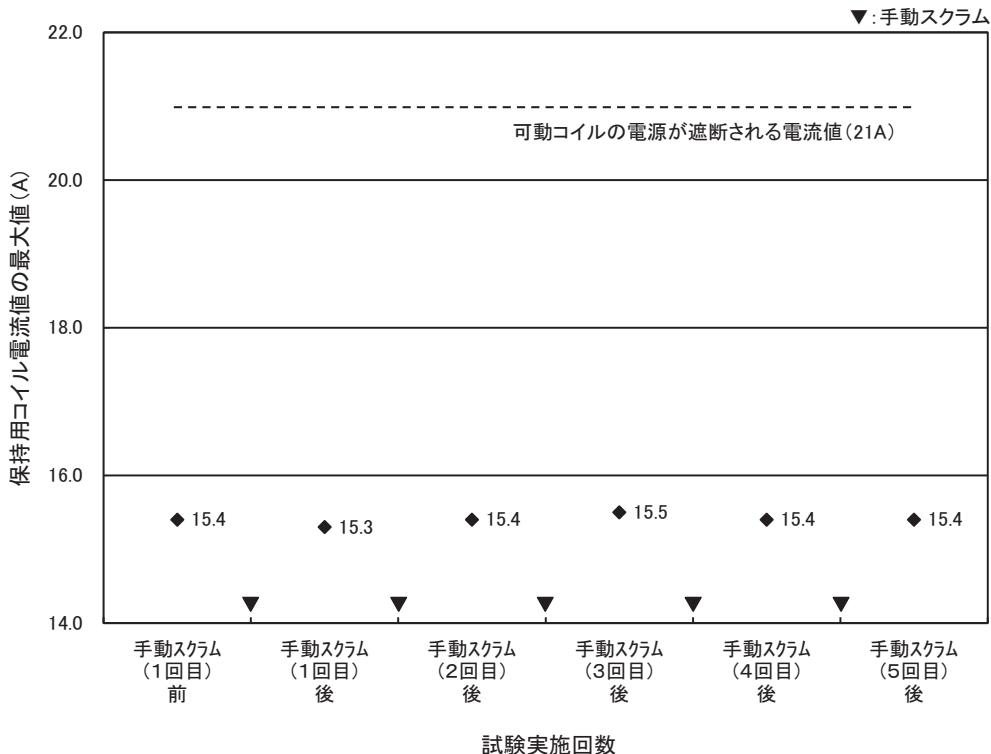
第 2.5.17 図 制御棒構成要素の接合部のズレ (概念図)



第 2.5.18 図 フォロワ型燃料要素と制御棒案内管との接触



第 2.5.19 図 手動スクラム後駆動特性試験結果
(フォロワ型燃料要素交換後)



第 2.5.20 図 手動スクラム後駆動特性試験結果
(連結桿交換後)

2.5.6 SF₆ガス漏れ対策

(1) 概要

タンデム加速器高圧ガス製造施設(以下、「施設」という。)は、加速器の絶縁ガスとして使用する約 40t の六フッ化硫黄(以下、「SF₆」といふ)ガスを回収、充填、循環するための施設である。第 2.5.21 図に施設の SF₆ガス移送系統図を示す。加速器の運転期間中の SF₆ガスは、除湿と冷却のためにガス循環系を循環する。加速器の整備時は、ガス回収系によりガスを液化回収し、整備終了後にガス充填系によりガスを充填する。SF₆ガスは、地球温暖化対策の推進に関する法律で温室効果ガスとして指定され、排出量の削減を厳しく求められている。平成 21 年(1 月から 12 月)の SF₆ガスの排出量の調査を行ったところ、約 4t の SF₆ガスが当施設から排出されたことを確認した。これを受け、平成 22 年 1 月に、施設の SF₆ガス漏れ調査の検討を行った。

(2) SF₆ガス排出の主な要因

1) 固定の排出量

施設全般から年間を通して約 0.5t の固定の排出がある。その内訳は、施設の定期自主検査時に、設備等(コンプレッサー、貯槽、配管等)の開放検査のため排出する残ガス及び施設全般の微少リークである。

2) 加速器の整備に伴う排出量

加速器の整備時に、加速器タンク内の SF₆ガスを回収・充填の行程を 1 サイクル行う。SF₆ガスを回収する際は、加速器タンクを 0.93kPa まで真空引きを行い、その時回収しきれない約 80kg を大気へ排出する。また、ガス回収・充填時にガス回収系及びガス充填系から約 220kg の排出があると考えられる。よって、加速器の整備 1 回当たりの定常的な排出量は約 0.3t と考えられる。

(3) SF₆ガスの排出状況と原因の推定

平成 21 年の SF₆ガス排出量の内訳を第 2.5.3 表に示す。平成 21 年の施設の排出量の合計は 4t であった。固定の排出量は 0.5t。加速器の整備は 7 回行われたため、加速器の整備に伴う定常的な排出量は $0.3t \times 7 = 2.1t$ となる。以下の式より α が 1.4t となる。整備 1 回当たりの回収率は 98.8% であった。これは、他に大きな排出の原因があると推測できるため、施設の SF₆ガス漏れ調査を実施することとした。

$$\text{施設の総排出量} = \text{固定の排出量} + \text{加速器の整備に伴う定常的な排出量} + \alpha$$

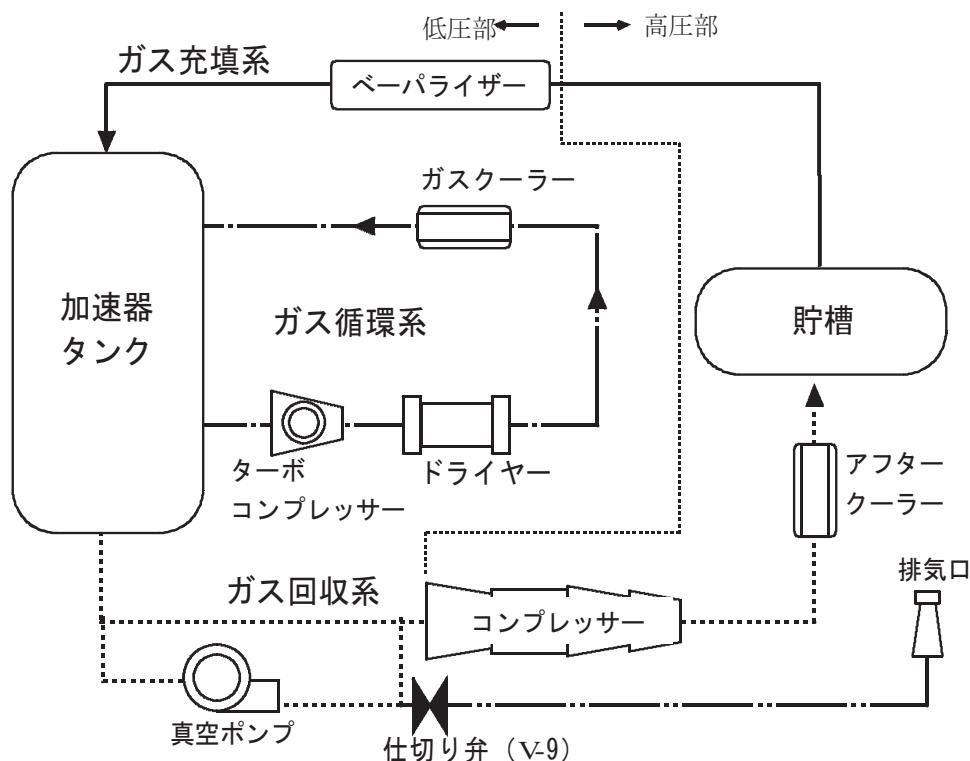
(4) SF₆ガス漏れ調査の結果と排出抑制対策

平成 22 年 1 月に SF₆ガス漏れ調査の方法、範囲について検討を行った。第 2.5.21 の高圧部は、法令に基づき実施する定期自主検査の気密検査において、ガスの漏れがないことは実証している。これまで加速器タンク、ガス循環系の機器は、ガス漏れ調査を実施し対策を施してきた。このため、未調査の低圧部に範囲を絞って徹底的に漏れ調査を実施した。その結果、配管継ぎ手の 3 箇所から微少リーク、仕切り弁(V-9)の不具合により、ガス回収時に大量の SF₆ガスが排気口より放出されていたことを特定した。

その量は、整備 1 回当たり数百 kg の損失と推定した。

(5) まとめ

SF_6 ガス漏れ調査を実施し、漏れ箇所を特定することができた。配管継手や不具合のあった仕切り弁の交換の対策を講じることにより、 SF_6 ガスの排出量を抑えることができると考えられる。今後、整備 1 回当たりの回収率を 99.5% に維持するように、定期的に SF_6 ガス漏れ調査を実施して、 SF_6 ガスの排出抑制対策を継続的に実施していく。



第 2.5.21 図 施設の SF_6 ガス移送系統図

第 2.5.3 表 平成 21 年の SF_6 ガス排出量の内訳

固定の排出量	加速器の整備に伴う排出量			排出量 合計
	定常的な排出量 $0.3 \text{ t}/\text{1 回}$	α	整備 1 回あたりの 回収率	
0.5 t	$7 \text{ 回} \times 0.3 \text{ t} = 2.1 \text{ t}$	1.4 t 仕切り弁 V-9 の不具合 により排気口から排出	98.8 %	4 t

3. 研究炉及び加速器の利用

Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

3.1 利用状況

平成 21 年度の研究炉の施設共用運転について、JRR-3 は R3-21-3 サイクル(6 月 8 日～7 月 3 日)の 6 月 8 日、定格出力に向けて出力上昇中、安全系中性子束高により原子炉が自動停止した。原因究明、文部科学大臣への報告を行い、6 月 27 日に再起動、7 月 3 日まで第 3 サイクルの施設共用を行った。

また、施設定期検査期間中に制御棒駆動時の挿入事象、ヘリウム圧縮機のオイルレベル低下、プールゲートの開閉装置耐圧ホースからの漏水事象などの原因究明、対策により、R3-21-4 サイクル(11 月 30 日～12 月 25 日)、R3-21-5 サイクル(1 月 11 日～2 月 5 日)を中止した。

JRR-3 は年間 6 サイクルの運転予定のところを、4 サイクルの運転であった。

JRR-4 は平成 19 年末に発見された、反射体要素異常に伴う原因の究明、対策を行い、平成 21 年 2 月 22 日から運転を開始し、年間 6 サイクルの運転を行った。

ここでは、利用設備の利用可能な能力（設備利用能力）に対する利用実績（利用率）の状況について述べる。

JRR-3 利用設備利用能力を第 3.1.1 図に示す。照射に係る設備利用能力は 27,189 時間・照射孔であった。このうち、気送照射設備による短時間照射は 71%、水力照射設備による長時間照射 22%、垂直照射設備によるサイクル照射 12%、均一照射装置によるシリコン照射利用は 100% の利用率であった。

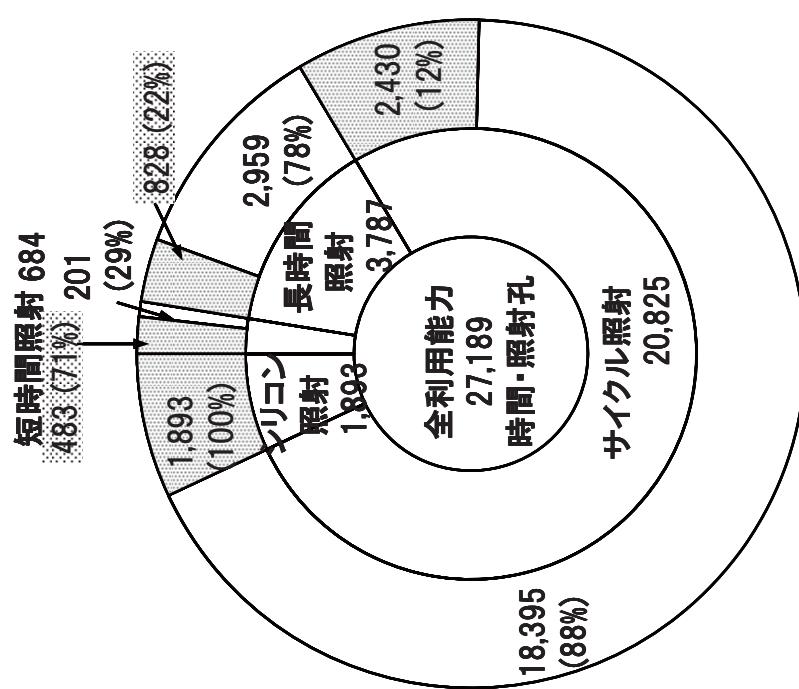
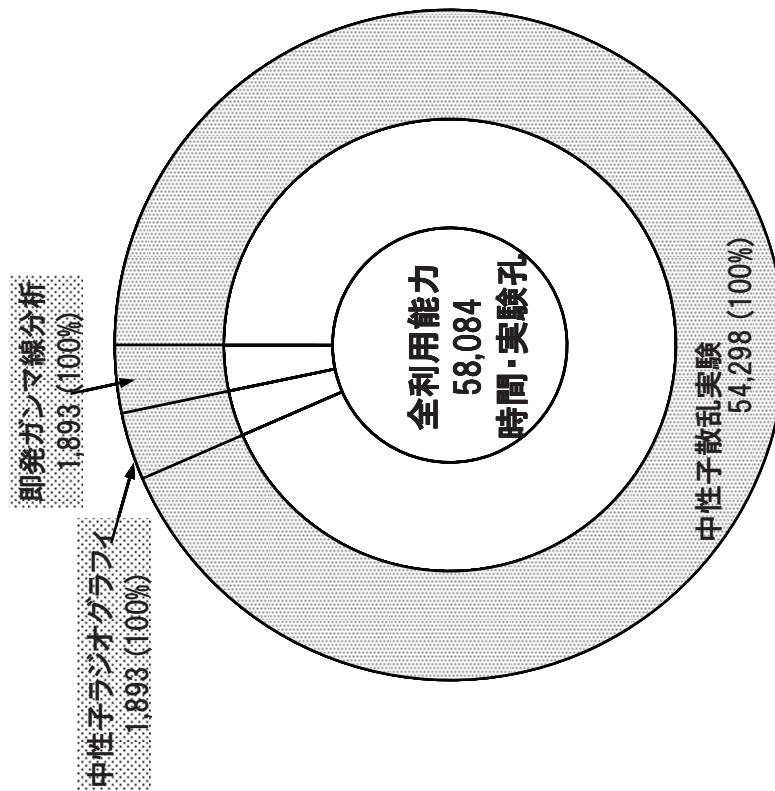
また、実験に係る設備利用能力は 58,084 時間・実験孔で、利用率は全ての設備において 100% の利用率であった。

JRR-4 利用設備利用能力を第 3.1.2 図に示す。照射に係る設備利用能力は 630 時間・照射孔であった。このうち気送管、T パイプによる短時間照射 11%、S, D パイプによる長時間照射 14%、N パイプによるシリコン照射が 2% の利用率であった。実験に係る設備利用能力は 576 時間・実験孔で、中性子ビーム設備や即発ガンマ線分析装置の利用率が 50% 以上となった。

NSRR における実験（試験）回数を第 3.1.3 表に示す。安全研究センター燃料安全評価研究グループの NSRR 実験計画に基づくパルス照射実験及び試験が合計で 12 回行われた。

第 3.1.3 表 NSRR における実験（試験）回数

	回 数
照射済酸化ウラン燃料実験	2 回
未照射燃料実験	1 回
燃料を用いない評価試験	9 回
合 計	12 回

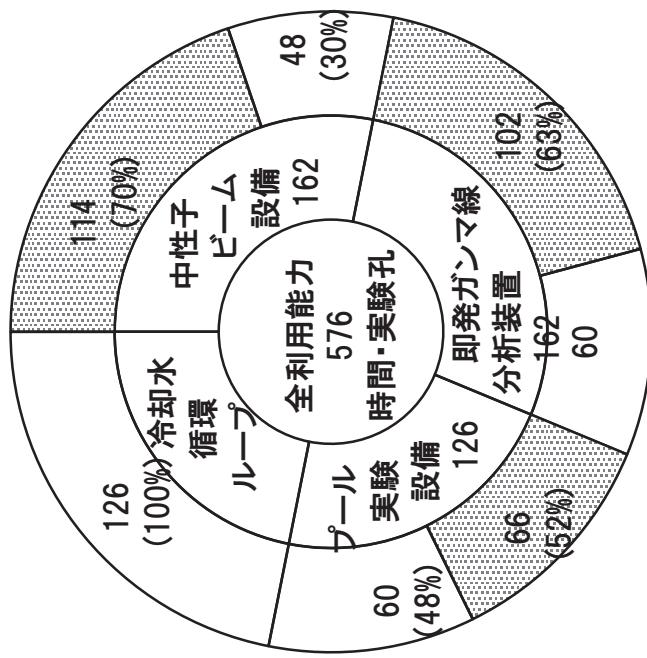
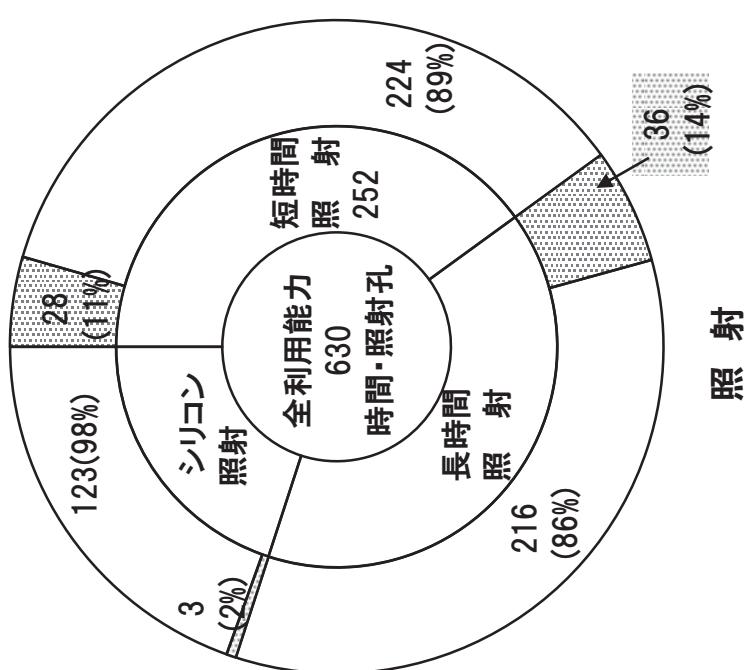
**照 射****実 験**

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

第3.1.1図 JRR-3利用設備利用能力

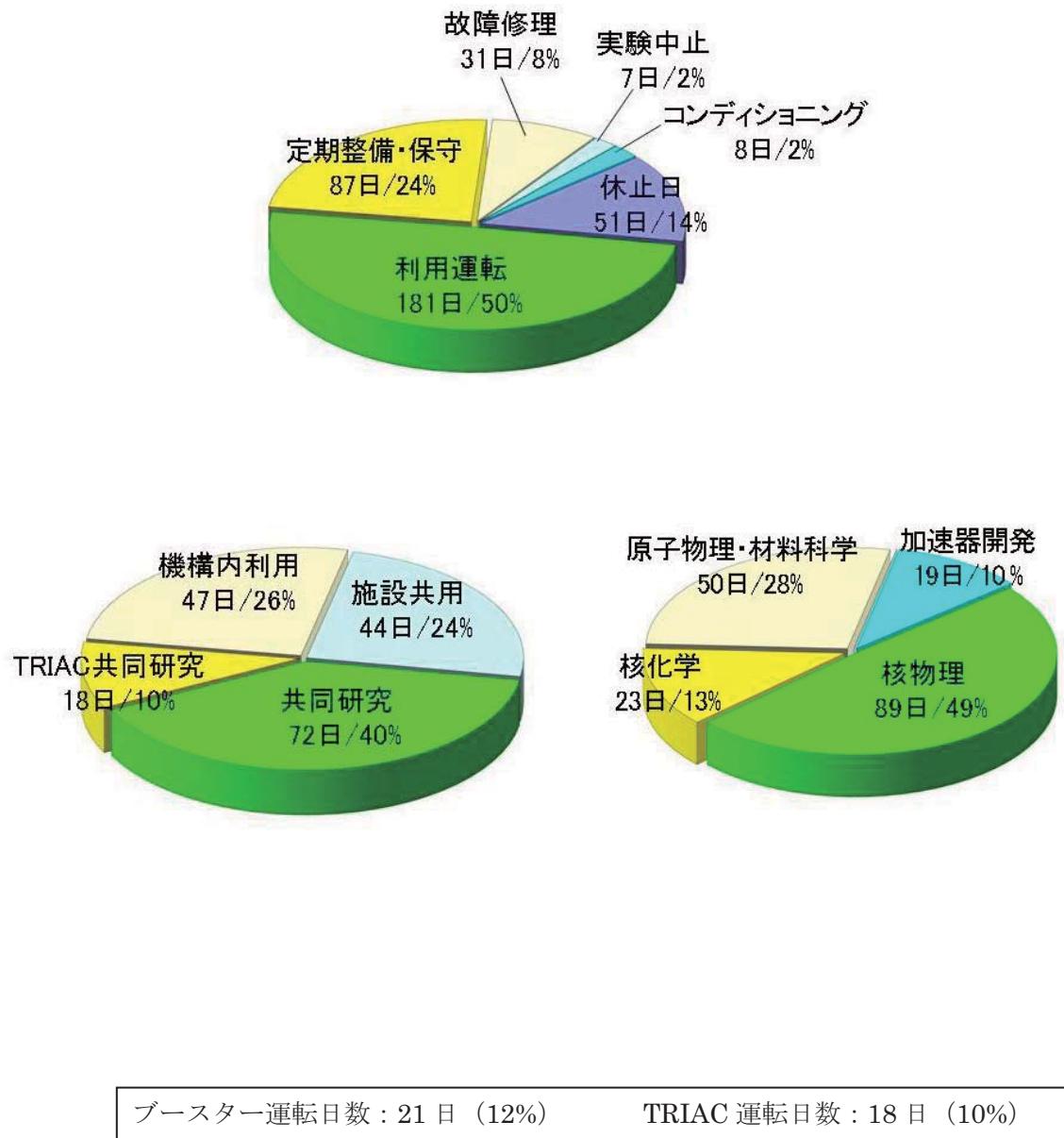
実験

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



第3.1.2図 JRR-4利用設備利用能力

第 3.1.3 図にタンデム加速器の運転状況および利用分野別の日数を示す。平成 21 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。第 1 回のマシンタイム 7 月 11 日から 10 月 20 日、第 2 回のマシンタイムは、年度をまたがり 5 月 10 日までの予定で、12 月 10 日より開始した。平成 21 年度は、高圧ガスタンクを開放しての加速器修理の回数が多かったために、利用運転日数は例年より約 20 日少ない 181 日であった。



第 3.1.3 図 タンデム加速器の運転状況

3.2 照射利用

今年度の照射利用は、JRR-3 及び JRR-4 を合わせると利用件数 241 件、キャップセル個数 1,563 個（シリコン照射を含む）の照射実績であった。研究炉における照射利用実績を第 3.2.1 表に示す。JRR-3 の照射における利用件数及び照射キャップセル個数は、原子力機構内利用 32 件 103 個、原子力機構外利用 173 件 1,364 個で合計 205 件 1,467 個の実績であった。JRR-4 においては、原子力機構内利用 18 件 34 個、原子力機構外利用 18 件 62 個で合計 36 件 96 個の照射が行われた。

研究炉における照射キャップセル数の推移を第 3.2.1 図に示す。平成 21 年度の実績は 3.1 の上記理由などから、平成 20 年度を下回る結果となった。

研究炉における照射利用状況を第 3.2.2 図に示す。例年どおり放射化分析の占める割合が大きく（84%）なっている。

第 3.2.1 表 研究炉における照射利用実績

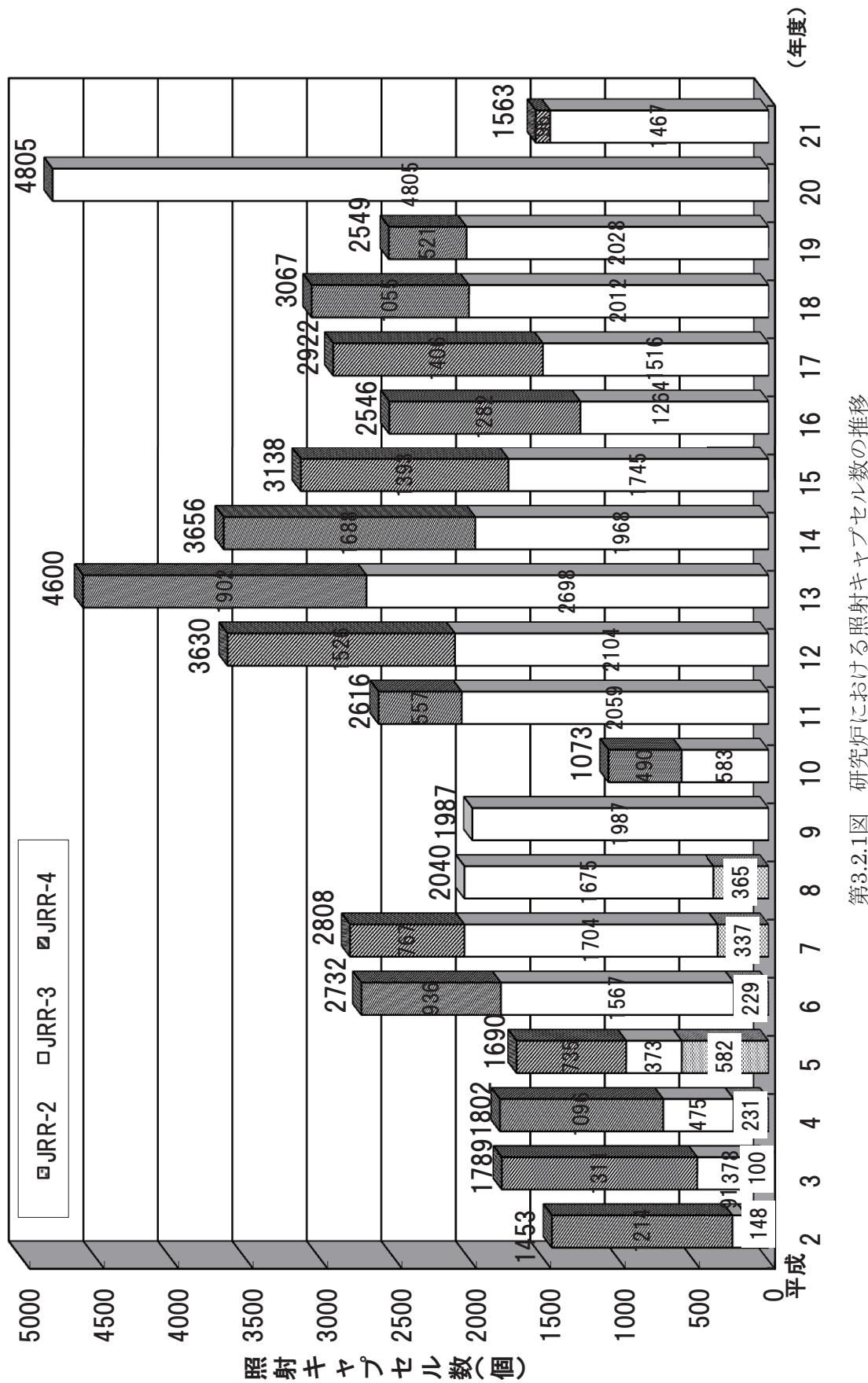
原 子 炉		原 子 力 機 構 内	原 子 力 機 構 外	合 計
JRR-3	件 数	32	173	205
	個 数	103	1,364	1,467
JRR-4	件 数	18	18	36
	個 数	34	62	96
合 計	件 数	50	191	241
	個 数	137	1,426	1,563

3.2.1 JRR-3 における照射

JRR-3 では 4 サイクルの施設共用運転が行われた。JRR-3 における照射実績を第 3.2.2 表に示す。炉心領域の垂直照射設備（VT-1, RG-1～4, BR-1～4）及び重水タンク領域の垂直・回転照射設備（SH-1, DR-1）では継続を含め合計 7 本のキャップセルが照射された。平成 21 年度 JRR-3 炉心領域キャップセル照射概要を第 3.2.3 表に、平成 21 年度 JRR-3 炉心領域キャップセル照射一覧を第 3.2.4 表に示す。

また、水力照射設備（HR-1, 2）では 64 個、気送照射設備（PN-1, 2）が 189 個、放射化分析用照射設備（PN-3）で 1136 個のキャップセルが照射された。

照射目的別利用実績は第 3.2.3 図に示すとおり放射化分析、シリコン照射、RI 製造、照射損傷等の分野で利用された。なお、平成 21 年度に実施されたシリコン照射の本数（重量）は 69 本（1,429.2kg）となった。シリコン照射実績を第 3.2.5 表に示す。



第 3.2.2 表 JRR-3 における照射実績（平成 21 年度）

照射孔 サイクル	原子力機構内の利用										原子力機構外の利用										サイ クル別 合計
	V T 1	R G 1~4	B R 1~4	S H 1	D R 1	H R 1,2	P N 1,2	P N 3	S 1	V T 1	R G 1~4	B R 1~4	D R 1	H R 1,2	P N 1,2	P N 3	S 1				
1サイクル (3/23~4/17)	件数	1				3		3		1					6	9	11	1	35		
	個数	1				3		53		2					6	13	415	24	517		
	継続																			(0)	
2サイクル (5/4~5/29)	件数	1				2	5								13	17	5	1	44		
	個数	1				2	12								13	31	144	24	227		
	継続																			(0)	
3サイクル (6/8~7/3)	件数	1				2	4		1						10	21	3	1	43		
	個数	1				2	6		1						12	36	61	6	125		
	継続																			(0)	
4サイクル (11/30~12/25)	件数																			0	
	個数																			0	
	継続																			(0)	
5サイクル (1/11~2/5)	件数																			0	
	個数																			0	
	継続																			(0)	
6サイクル (2/25~3/19)	件数	1	1			4	2		1						17	39	17	1	83		
	個数	1	1			6	12		1						20	79	463	15	598		
	継続																			(0)	
サイクル合計	件数	3	2	0	0	0	11	11	3	2	1	0	0	0	46	86	36	4	205		
	個数	3	2	0	0	0	13	30	53	2	2	0	0	0	51	159	1083	69	1467		
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	

3.2.2 JRR-4 における照射

JRR-4 では 6 サイクルの施設共用運転が行われた。JRR-4 における照射実績を第 3.2.6 表に示す。

短時間照射を目的とする水力照射設備 (T パイプ) での照射キャップセル数が 22 個、気送管照射設備 (PN) が 48 個であった。

長時間照射用設備の利用では、S パイプ 12 個、D パイプ 8 個、N パイプ 5 個、このうち N パイプにおけるシリコンの照射は 1 本 (11.3 kg) であった。

照射目的別利用実績を第 3.2.3 図に示す。放射化分析の占める割合が 60%、反射体交換による照射設備の特性測定などのその他が約 40% となっている。

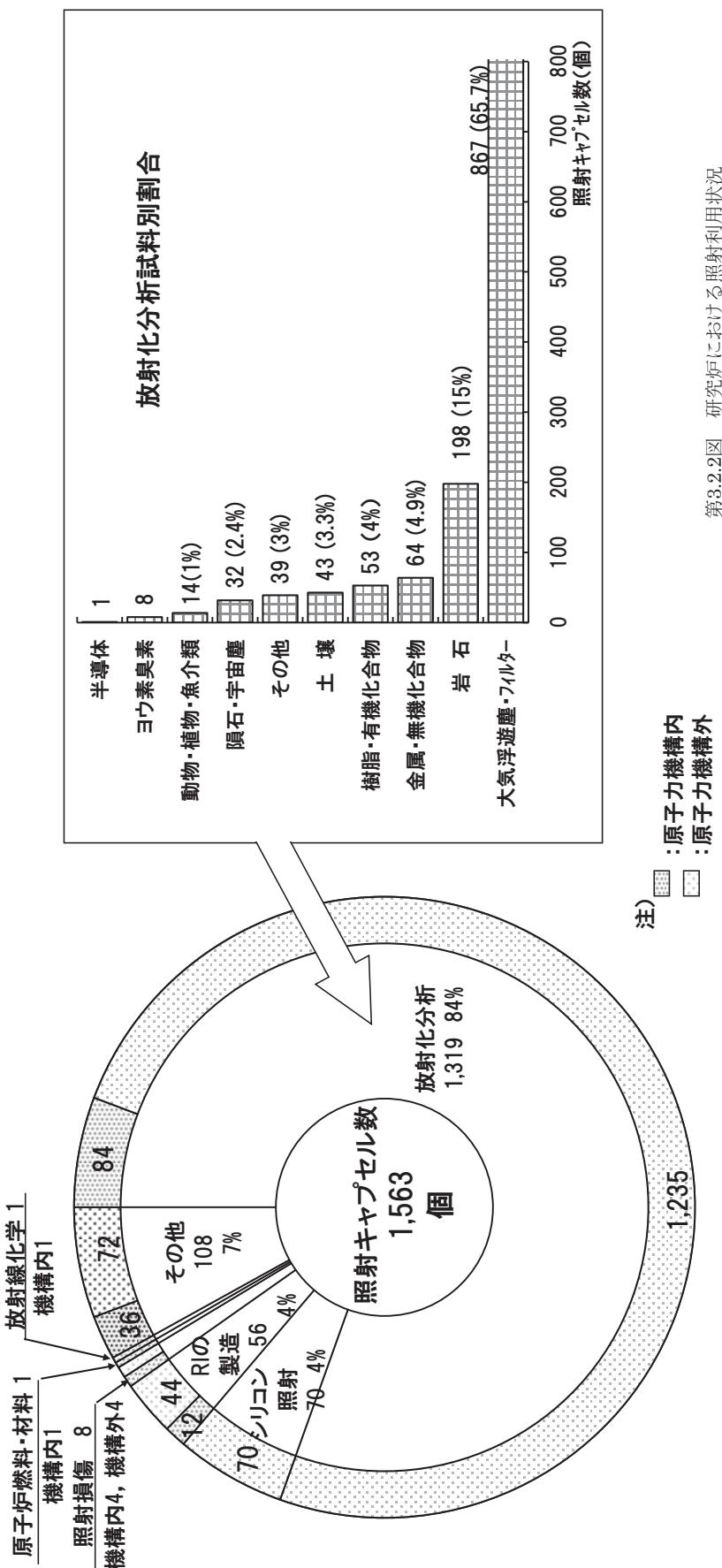
第3.2.3表 平成21年度 JRR-3炉心領域キャップセル照射概要

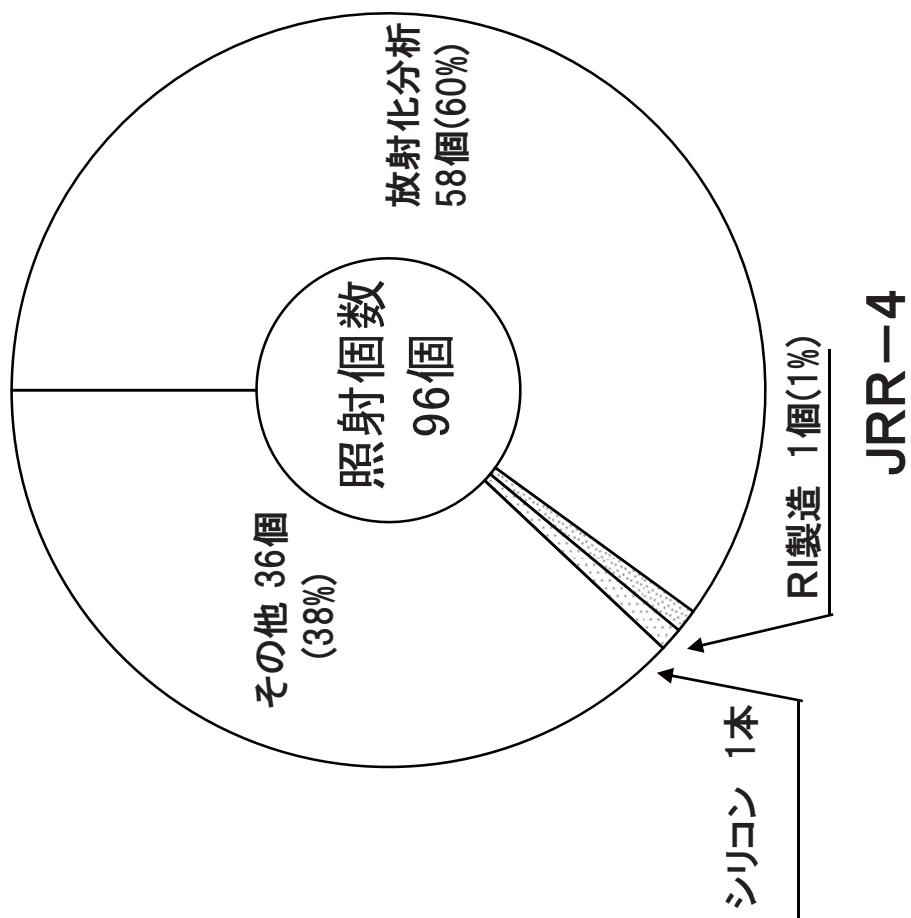
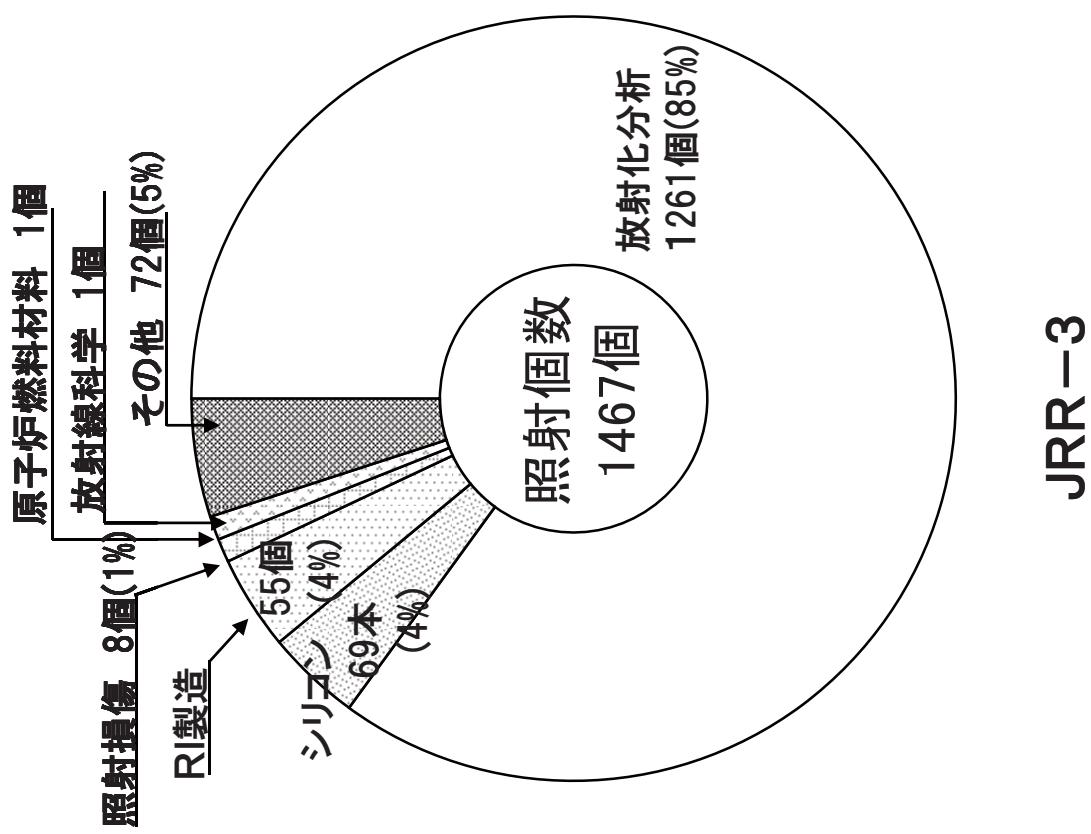
サイクルNo. (R3-21-***) (定格出力運転時間)	0 1 3/23~4/17 (601. 5h)	0 2 5/4~5/29 (601. 5h)	0 3 6/27~7/3 (145. 5h)	0 4 中止	0 5 中止	0 6 2/25~3/19 (529. 5h)
R G - 1	量子生命フジテック研究 RGR-102 W03 ※	◎			機器・構造信頼性評価研究Gr RGM-98H A533B-1(G) (H) ◎	↑
R G - 2						
R G - 3						
R G - 4						
射 孔	BR - 1					
	BR - 2					
	BR - 3					
	BR - 4					
V T - 1	量子生命フジテック研究 VTR-158 Ir VTR-160 Ir	◎	↑	量子生命フジテック研究 RGR-105 W03 ※	◎	↑
S H - 1						
D R - 1						
備 考	◎: 同時挿入反応度評価(% Δk/k) キャップセル反応度合計(% Δk/k)	-0.31 -0.31	— —	-0.07 -0.07	— —	-0.16 -0.16
		：無計装照射キャップセル (※標準キャップセル) ：計装付照射キャップセル				

第3.2.4表 平成21年度 JRR-3炉心領域キヤプセル照射一覧

キヤプセル名称	照 射 依 賴 元	照 射 試 料	キヤプセル構造	計 装 温 度 制 御	照 射 孔	照 射 量 (μcm^2)	照 射 期 間	キヤブセル反応度 (%) $\Delta k/k$
R GR-102 量子生 命フロントイド 研究炉特 定ニット	WO ₃	1重気密	—	RG-1	4.33×10 ²⁰	2.1-0.1	(1サイクル)	—
VTR-158 ㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	VT-1	2.17×10 ²⁰	2.1-0.1	(1サイクル)	-0.31
VTR-160 ㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	VT-1	4.33×10 ²⁰	2.1-0.1	(1サイクル)	—
VTR-159 量子生 命フロントイド 研究炉特 定ニット	WO ₃	1重気密	—	VT-1	6.50×10 ²⁰	2.1-0.1	(1サイクル)	—
R GR-103 量子生 命フロントイド 研究炉特 定ニット	WO ₃	1重気密	—	VT-1	4.33×10 ²⁰	2.1-0.1	(1サイクル)	—
R GM-98H 機器・構造信頼性 評価研究グループ	A533B-1	1重気密	K T/C ヒータ制御 8本	混合ガス制御 RG-2	6.50×10 ²⁰	2.1-0.2	(1サイクル)	-0.07
R GR-105 量子生 命フロントイド 研究炉特 定ニット	WO ₃	1重気密	—	VT-1	4.33×10 ²⁰	2.1-0.3	(1サイクル)	-0.07
					1.05×10 ²⁰	2.1-0.3	(1サイクル)	—
					1.57×10 ²⁰	2.1-0.6	(1サイクル)	—
					3.81×10 ²⁰	2.1-0.6	(1サイクル)	288
					1.91×10 ²⁰	2.1-0.6	(1サイクル)	—
					5.72×10 ²⁰	2.1-0.6	(1サイクル)	-0.16
					3.81×10 ²⁰	2.1-0.6	(1サイクル)	—

※上段：熱中性子照射量
下段：高速中性子(>1 MeV) 照射量





第3.2.3図 照射目的別利用実績

第 3.2.5 表 シリコン照射実績

サイクル	JRR-3(SI-1)		月	JRR-4(Nパイプ)	
	本数	重量(kg)		本数	重量(kg)
1	24	494.1	3	1	11.3
2	24	498.9	小計	1	11.3
3	6	117.1			
4					
5					
6	15	319.1			
小計	69	1,429.2			
JRR-3,4合計		70 本			
		1,440.5 kg			

第 3.2.6 表 JRR-4 における照射実績

月	照射孔	原 子 力 機 構 内 の 利 用					原 子 力 機 構 外 の 利 用					月別合計
		Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	
2	件数	2	1	1	1	1						6
	個数	2	1	1	1	1						6
	継続											(0)
3	件数	4	2	2	2	2	7	4	2	2	3	30
	個数	10	5	5	3	5	11	6	2	1	42	90
	継続											(0)
全月合計	件数	6	3	3	3	3	7	4	2	2	3	36
	個数	12	6	6	4	6	11	6	2	1	42	96
	継続	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	(0)

3.3 実験利用

JRR-3においては、中性子ビーム実験装置を用いた中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ実験、即発 γ 線分析等が実施された。利用件数及び利用延べ日数は、原子力機構内利用 221 件(1,328 件・日)、原子力機構外利用 340 件(1,563 件・日)で合計 561 件(2,891 件・日)であった。

JRR-4においては、プール実験設備、中性子ビーム設備を利用して実験が行われた。利用件数及び利用延べ日数は、原子力機構内利用 37 件(43 件・日)、原子力機構外利用 4 件(5 件・日)で合計 41 件(48 件・日)であった。

研究炉における実験利用状況を第 3.3.1 図示す。JRR-3 と JRR-4 を合わせた利用延べ日数は 2,939 件・日であった。

3.3.1 JRR-3における実験

中性子散乱実験では、中性子回折装置や中性子分光器を用いてナノ材料の構造・機能の解明、電池材料等エネルギー関連材料、磁性材料、超伝導材料、高分子材料及びタンパク質等生体物質の機能や構造解明のため実験が行われた。また、民間企業による残留応力測定や工業製品の結晶構造解析なども実施された。

中性子散乱実験分野別利用状況（I）（II）を第 3.3.2 図に示す。この図は、中性子散乱の実験目的を分類し、利用日数、テーマ数、利用者延べ日数をグラフ化したものである。これを見ると磁性の研究が最も多く、次いで物質の構造研究、装置開発、超伝導研究、装置開発の研究等の順になり相変わらず磁性の研究が活発である。グラフ中のその他は機器調整や実験準備である。

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

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

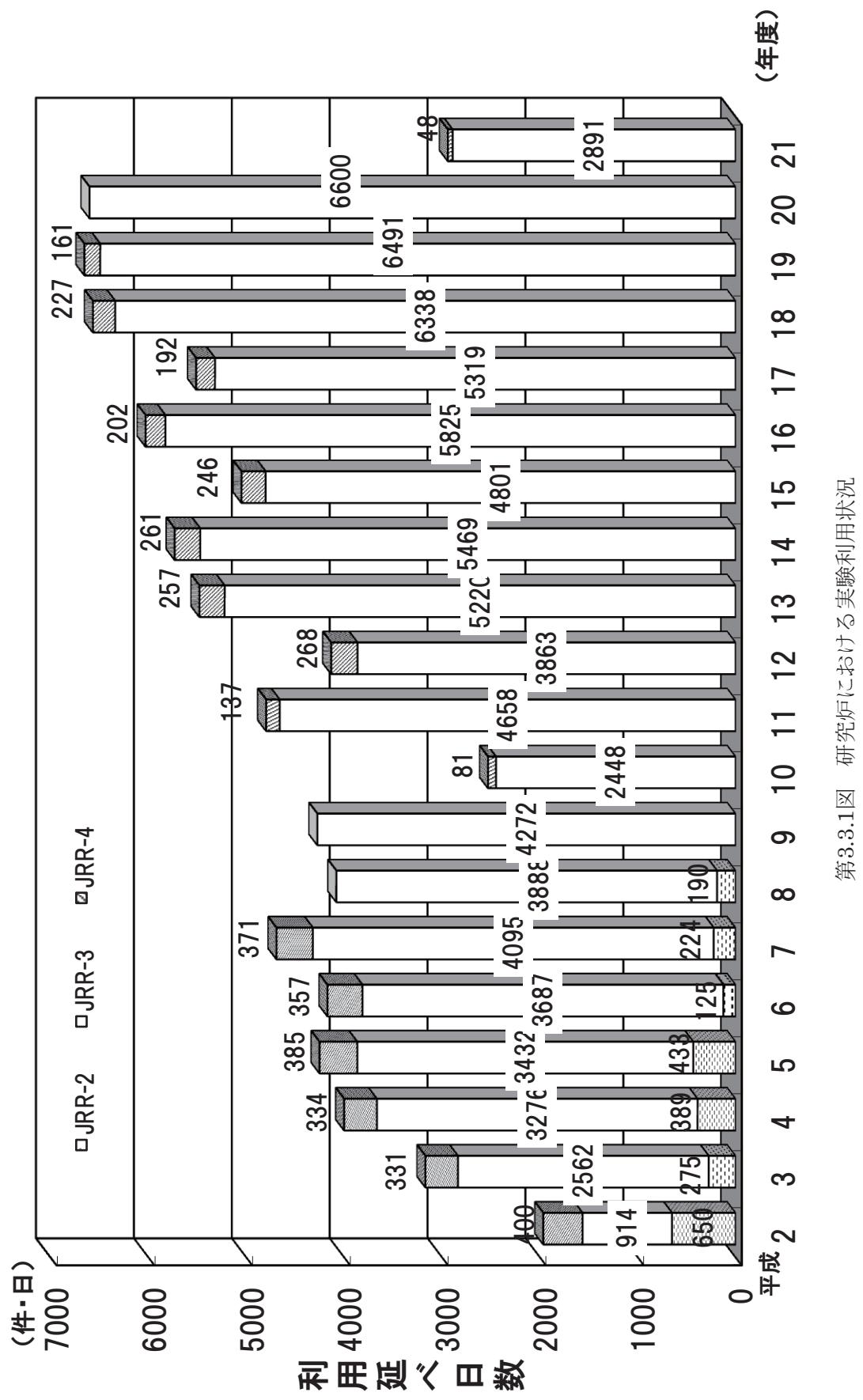
平成 21 年度の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、原子力機構内 4,743 人・日、原子力機構外（ほとんどが大学関係）4,366 人・日で合計 9,109 人・日の実績であった。JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移を第 3.3.3 図に示す。

3.3.2 JRR-4における実験

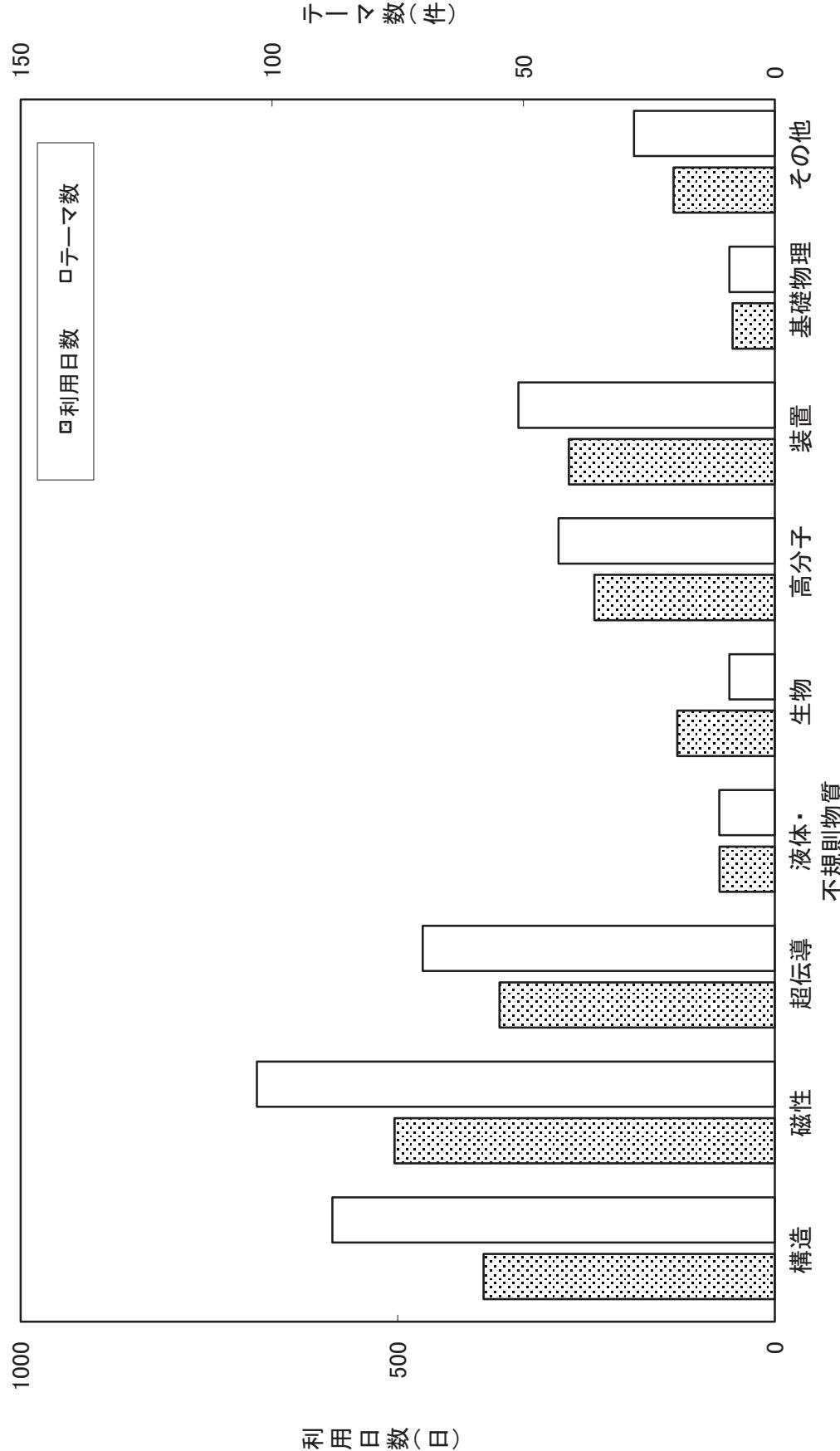
プール実験設備では、反射体交換による設備の特性測定、12 インチシリコン照射設備特性試験等が実施された。即発 γ 線分析装置を用いた実験としては、血液中のボロン濃度測定、CPU ボードへの中性子照射試験等が実施された。

中性子ビーム設備においては、設備の特性測定、 α 線トラックによる各種鉄鋼材料中微量ボロンの観察、中性子捕捉療法（医療照射）等の実験が行われた。

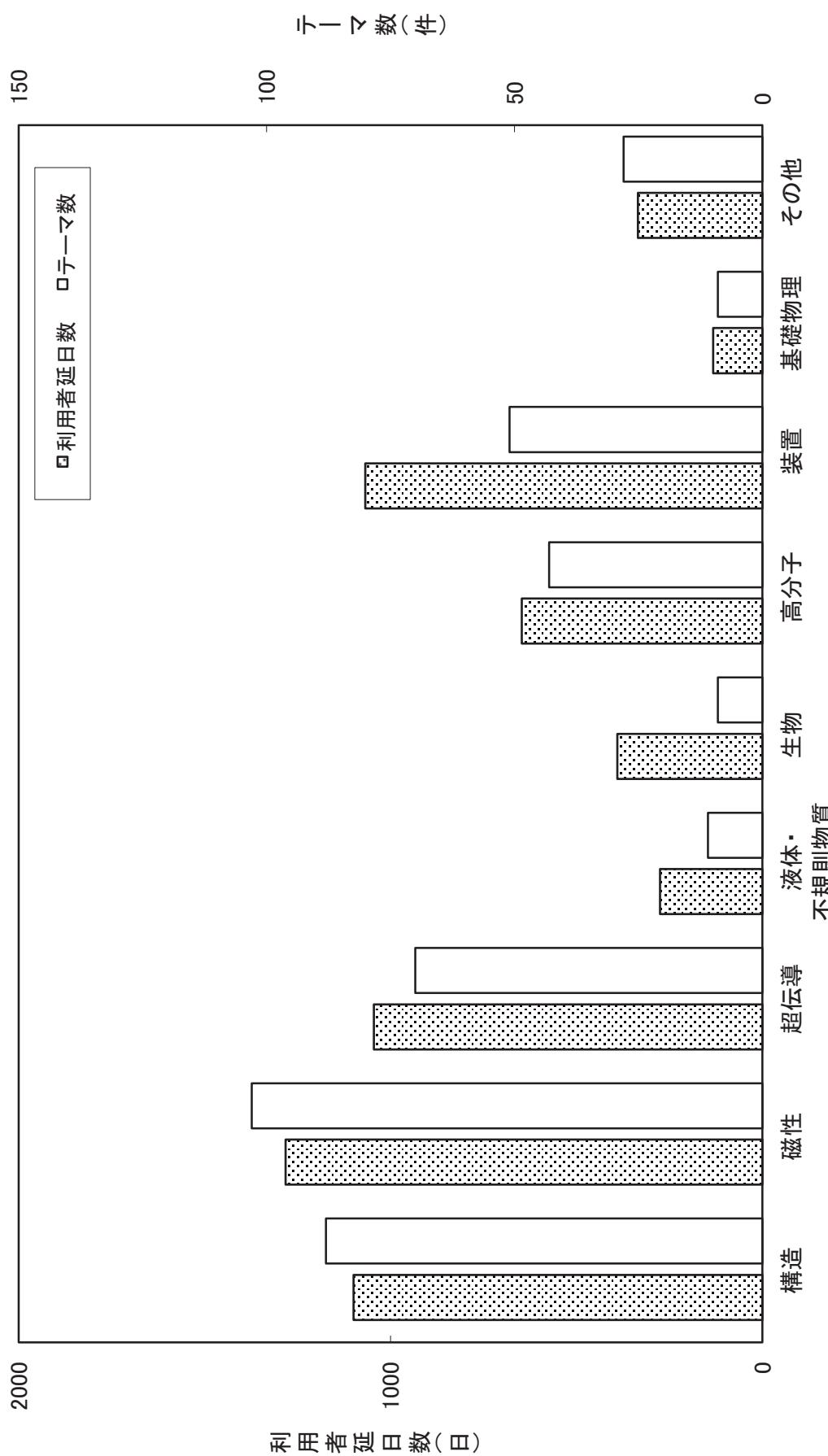
JRR-4 の実験における利用者延べ人数は、原子力機構内 317 人・日、原子力機構外 15 人・日で合計 332 人・日の実績であった。JRR-4 実験利用者の推移を第 3.3.4 図に示す。



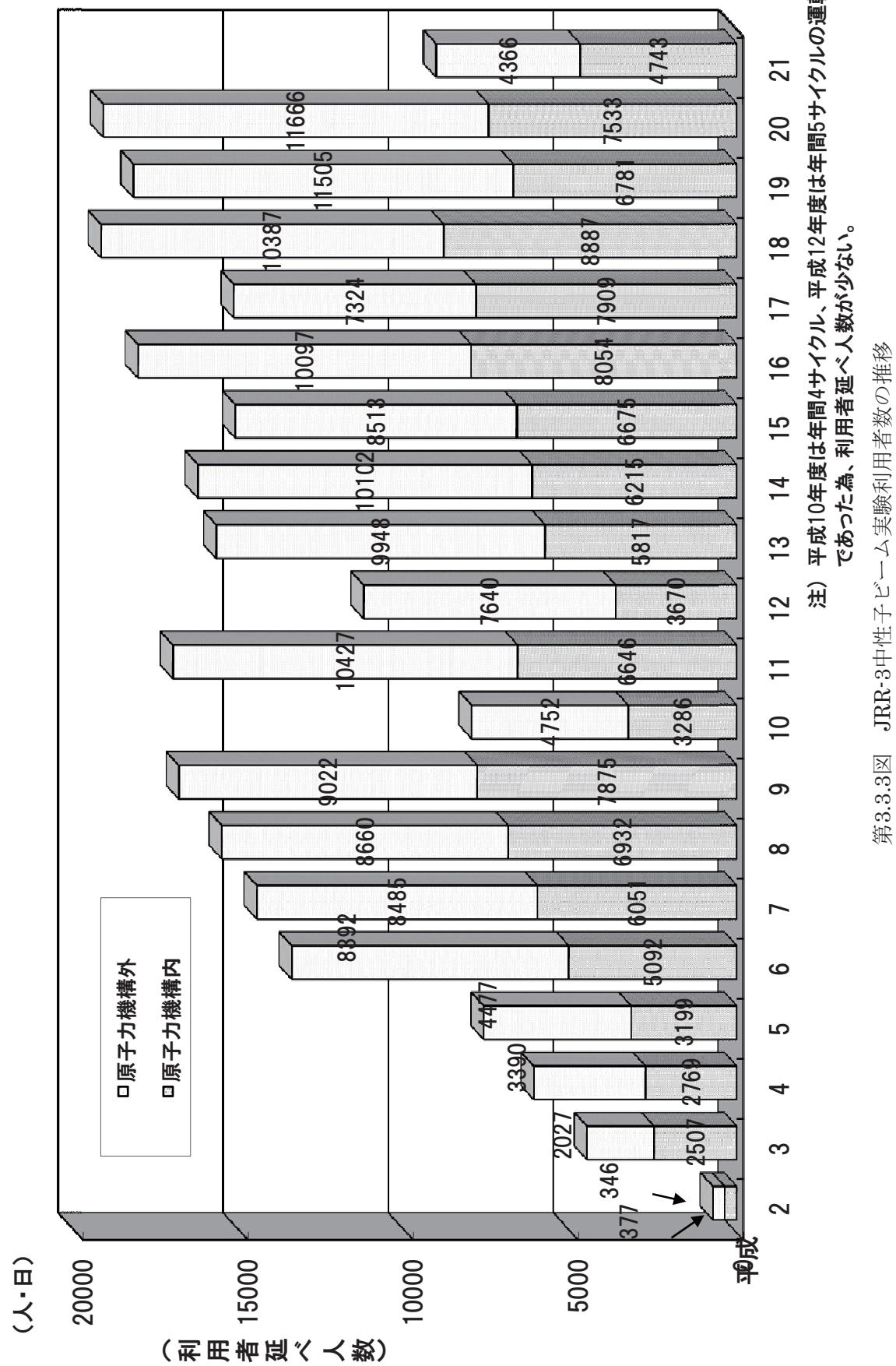
第3.3.1図 研究炉における実験利用状況

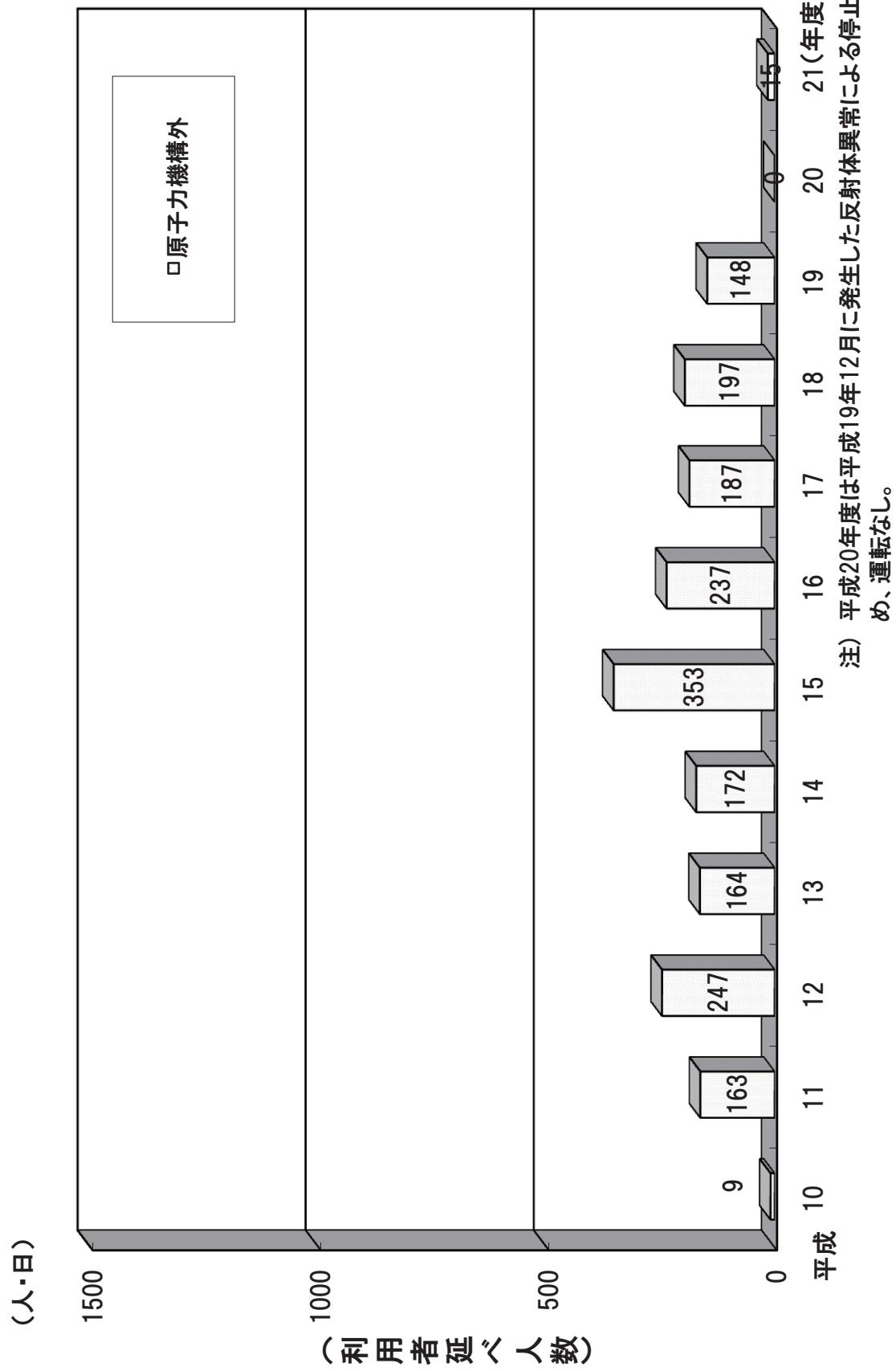


第3.3.22図 中性子散乱実験分野別利用状況 (I)

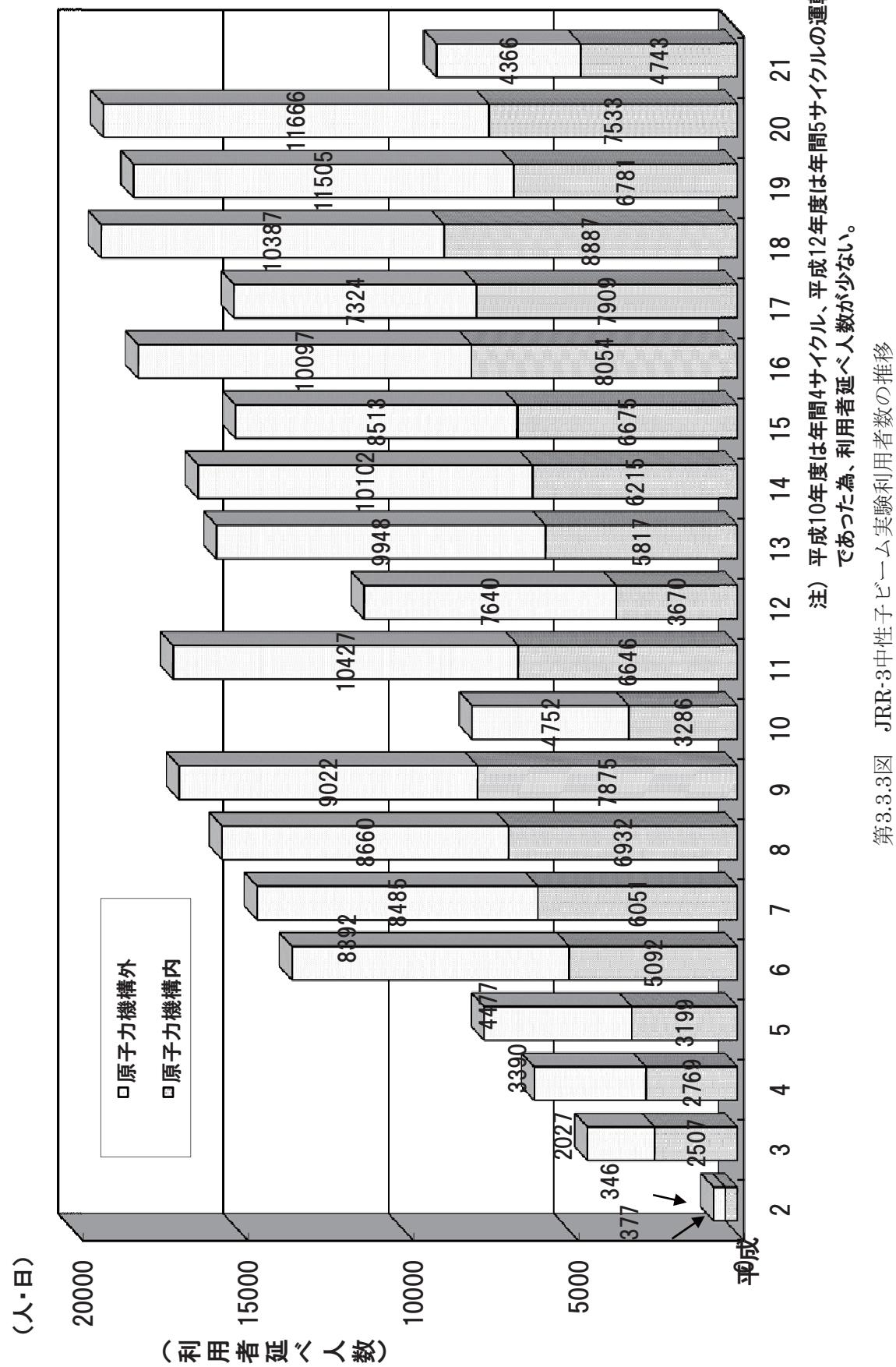


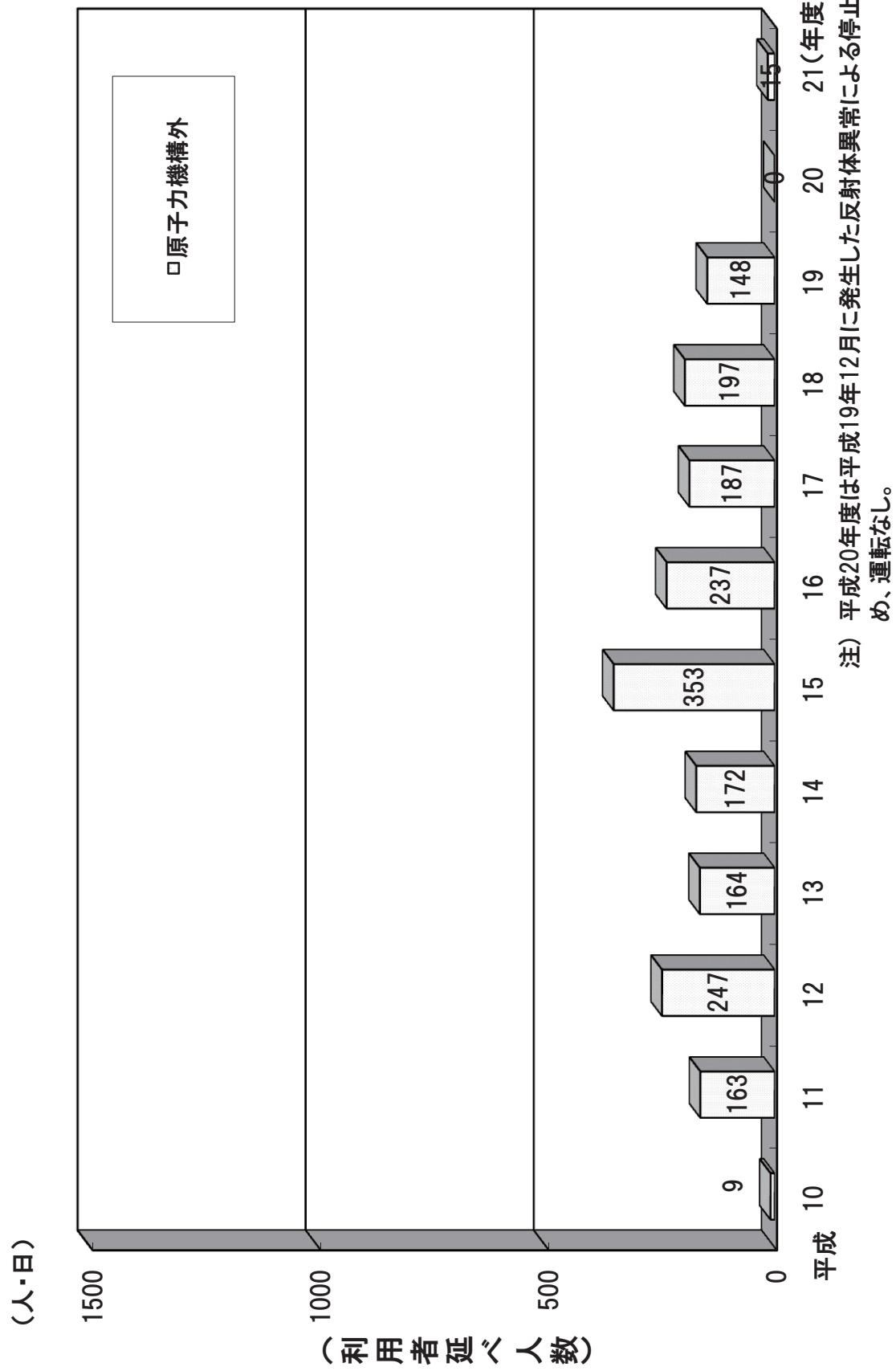
第3.3.2図 中性子散乱実験分野別利用状況(II)





第3.3.4図 JRR-4実験利用者数の推移





第3.3.4図 JRR-4実験利用者数の推移

3.3.3 NSRRにおける実験

(1) 実験利用概況

照射済燃料実験は、照射済プルトニウム－ウラン混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）及び照射済酸化ウラン燃料を対象とした安全性研究実験として燃料安全評価研究グループによって行われている。今年度は、高燃焼度の照射済酸化ウラン燃料のパルス照射実験を大気圧水カプセル及び高圧水カプセルを用いて実施した。このうち高圧水カプセルを用いた実験は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業である「燃料等安全高度化対策事業」の一環として行われた。

未照射燃料実験は、ウラン水素化ジルコニウム燃料（トリガ燃料）の反応度投入事象における挙動を解明し、安全評価に必要なデータを得るためのパルス照射実験を実施した。

その他に燃料を用いないパルス照射試験として、パルス照射時のカプセル内構造物及び熱電対のガンマ発熱量評価試験及び照射済燃料用大気圧カプセルにおける小型音響センサ（マイクロフォン）の有効性を確認するための音響センサ特性試験を行った。

また、NSRR のセミホットセル・ケーブ及びカプセル解体フード等で照射済燃料実験用カプセルの組立、未照射燃料実験用カプセルの組立、解体及び照射後試験などを行った。平成 21 年度におけるセミホットセル・ケーブ及びカプセル解体フード等の利用延べ日数は 45 日である。

(2) 実験用燃料の管理

1) 計量管理

NSRR 実験用燃料についてパルス照射試験、照射後試験及び所内輸送に伴う核燃料物質の計量管理を行った。また、平成 21 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) 高燃焼度燃料の輸送

照射済燃料実験用の高燃焼度酸化ウラン燃料 1 体を燃料試験施設から搬入した。また、パルス照射試験に供した高燃焼度酸化ウラン燃料 2 体を照射後試験のため燃料試験施設に搬出した。

3) 事業所内運搬容器の定期自主検査

原子力科学研究所周辺監視区域内運搬規則第 15 条に基づき事業所内運搬容器（I 型）1 基の定期自主検査（外観検査、寸法検査、吊り上げ検査、遮へい検査）を平成 22 年 2 月に実施し、設計条件を満足していることを確認した。

3.3.4 タンデム加速器における実験

(1) 利用概況

平成 21 年度のタンデム加速器の全体的な利用申込状況は第 3.3.1 表の通りで、ほぼ近年の状況と同じである。研究分野別および利用形態別の利用実施状況を第 3.3.2 表、第 3.3.3 表に示す。

第 3.3.1 表 平成 21 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	7
共同研究・施設共用	14
実験課題申込件数	92
所外・機構外利用者延べ人数	355
所内・機構内利用者延べ人数	432
利用機関の数	40

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。

第 3.3.2 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	89	49.2
核化学	23	12.7
原子・固体物理・照射効果	50	27.6
産業利用	0	0.0
加速器開発	19	10.5
合計	181	100

第 3.3.3 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 [%]
施設共用	44	24.3
共同研究	72	39.8
共同研究 (TRIAC)	18	9.9
所内・機構内単独利用	47	26.0

(2) 研究分野別発表件数

研究分野別の発表件数を第 3.3.4 表 に示す。

第 3.3.4 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	8	7	21
核化学	3	0	15
固体物理・原子物理・材料の照射効果	8	0	16
加速器の運転・開発	4	11	15
合計	23	18	67

(3) 研究分野別主な実験成果

1) 核物理研究

- ・ 直接測定が困難な短寿命核 ^{239}U の中性子捕獲反応に対して、同じ複合核を作る代理反応 $^{238}\text{U}(\text{O}^{18},\text{O}^{16})^{240}\text{U}^*$ 反応において、複合核 $^{240}\text{U}^*$ の核分裂特性を初めて測定した。
- ・ Cf 標的を用いたインビーム γ 線実験に初めて成功し、 $^{248,250,252}\text{Cf}$ の高スピン状態を決定した。
- ・ 多重ガンマ線検出装置(GEMINI-II)を用いた実験で、 ^{40}Ar に超変形バンドを発見した。陽子数よりも中性子数が大きな原子核において、初めての超変形バンドの発見であり、新聞発表も行った。
- ・ 高分解能 α 線微細構造測定により Cm , Cf , Fm 等のアクチノイド偶偶核の第一励起準位エネルギーを精度良く決定し、それらの系統性を明らかにした。また、 $^{240,241}\text{Cf}$ の α 線エネルギー、半減期を再決定するとともに、未知核種 ^{236}Cm の α 線の観測に成功した。

2) 核化学研究

- ・ 104 番元素ラザホージウムの(Rf)の硫酸錯体形成が、フッ化物錯体形成と同様に、周期表同族元素のジルコニウム (Zr) およびハフニウム (Hf) と大きく異なることを明らかにした。
- ・ $^{248}\text{Cm}(^{11}\text{B},4\text{n})^{255}\text{Md}$ 反応で合成された 101 番元素メンデレビウムのシングルアトムレベルでの還元に成功した。

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ TRIAC からの放射性イオン ^{8}Li ($T_{1/2}=0.84\text{sec}$) のビームを用いた直接測定法により、超イオン電導体 $\beta\text{-LiIn}$ 中の Li 原子空孔の規則-不規則転移点(207 K)で、Li イオンの拡散係数の温度依存性に急激な不連続が生じることを、初めて観測した。
- ・ エネルギー 2 MeV/u の S イオンが炭素薄膜を通過した後の電荷の分布測定を完了した。用いた薄膜の厚さは 0.9 から $200 \mu\text{g/cm}^2$ まで、入射イオン電荷は 6+ から 16+ までの測定である。得られた非平衡分布の系統的測定は初めてであり、電荷平衡に達する厚さは電子損失と電子捕獲では異なるなどの知見を得た。現在、理論的解析を行っている。
- ・ 酸化物に高エネルギーイオンを照射してイオントラック (イオンの軌跡に沿って形成される連続的な欠陥集合体) が形成される際のイオントラック占有率 (イオントラックが酸化物試料中に占める割合) を記述する関数系を提案し、その妥当性を実験的に証明した。
- ・ 軽水炉燃料中の可燃毒添加が燃焼中の照射損傷に与える影響をシミュレーションする目的で高エネルギーイオン照射実験を行い、可燃毒の一つである Er_2O_3 を萤石型酸化物に添加した場合、無添加の場合に比べて照射損傷が顕著に現れることを明らかにした。

4) 加速器開発

加速器開発の実験成果については 4.6.3 及び 4.6.4 で述べる。

(4) 参考資料 [実験装置一覧]

第 3.3.5 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 3.3.5 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	照射チェンバー	固体材料への均一照射（大口径試料照射可能）
	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°Cまで試料温度まで可変)
	L-3	重イオンスペクトロメーター(ENMA)	重イオン核反応生成粒子を高分解能で検出できる角分布測定装置
	L-4	照射チェンバー	固体材料への均一照射（極高真空装置）
第 2 重イオンターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-1	低温照射チェンバー、 照射チェンバー	固体材料への均一照射 (極低温から数 100 度°Cまで試料温度可変)
	H-2	重イオンビーム荷電変換 測定装置	入射イオンビームからの電子分光用 0 度電子 分光装置で原子物理用
ブースターターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-3 BA	照射チェンバー、 核分光測定装置	高エネルギーイオン単純照射、 核分光研究用ガンマ線測定装置
	H-3 BB	反跳生成核分離装置 (RMS)	核反応で 0 度方向付近に放出される生成粒子 の高性能質量分離装置
	H-3 BC	多重ガンマ線検出装置	ビームによる核反応で生成される多重ガンマ 線を測定する核分光実験装置、
第 1 重イオンターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-4	現在使用していない	
	H-5	レーザー核分光装置	レーザーによる核構造研究装置
照射室 〔第 1 種管理区域〕	R-1	オンライン質量分析装置	核反応で生成した放射性核種をイオン化し高 分解能で質量分析する装置、TRIAC の放射性 核種イオンビーム源としても利用している。
	R-2	照射チェンバー	主に核化学研究で使用
RNB 加速実験室 〔第 1 種管理区域〕	TRIAC	放射性イオン加速実験裝置	放射性核種のイオンを加速する KEK の加速器 及び実験装置

3.3.5 実験室の利用状況

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

(1) JRR-1 実験室

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

も活用された。

平成 21 年度に実施された実験項目は 15 件、実験延べ日数は 97 日であった。

(2) JRR-3 実験室

JRR-3 実験室では、気送管照射設備で照射した土壤、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、半導体材料、サンゴ骨格中のハロゲン元素分析等幅広い分野における試料の放射化分析が実施された。放射化分析以外では、鉱物のフィッショング・トラック年代測定用試料の作製が行われた。その他としては実験や照射設備特性測定の際に用いたブラックスモニターの開封・測定が実施された。

平成 21 年度に実施された実験項目は 27 件、実験延べ日数は 95 日であった。

(3) JRR-4 実験室

JRR-4 実験室では、気送管や水力照射設備で照射した土壤、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質等幅広い分野における試料の放射化分析が実施された。その他としては実験や照射設備特性測定の際に用いたブラックスモニター等の開封・測定が実施された。

平成 21 年度に実施された実験項目は 3 件、実験延べ日数は 23 日であった。

3.3.6 医療照射

平成 21 年度の医療照射は、JRR-4 において 3 回実施された。脳腫瘍治療の照射であった。これらの照射はいずれも順調に終了した。JRR-4 医療照射実績を第 3.3.6 表に示す。

3.3.7 動物実験

本年度の利用はなかった。

3.3.8 人材育成

本年度の利用はなかった。

第 3.3.6 表 JRR-4 医療照射実績

実施		患者	病名
回	年月日		
1	22.3.24	女・日本	脳腫瘍
2	22.3.24	女・日本	脳腫瘍
3	22.3.31	男・日本	脳腫瘍

3.4 保守・整備

3.4.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

JRR-3 利用施設の施設定期自主検査は、平成 21 年 7 月 4 日から平成 22 年 2 月 19 日まで実施された。

平成 21 年度の JRR-3 利用施設の施設定期自主検査で、保全計画に基づいて実施すべき点検項目の該当は無く、水力・気送照射設備等の照射設備及び詰替セルに係る定常的な 7 項目について点検を実施し、異常の無いことを確認した。点検項目は次の通りである。

- ①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校正
- ②照射利用設備放射線モニタ点検
- ③逃がし弁及び安全弁の点検
- ④マニプレータの点検
- ⑤実験利用棟詰替セル負圧維持装置点検
- ⑥均一照射設備点検（分解点検含む）
- ⑦放射化分析装置の定期点検

(2) 保守・整備

平成 21 年度の JRR-3 照射設備においては、均一照射設備の自己出力型中性子検出器(SPND)の交換等、以下の保守・整備を実施した。計画停電の電源復旧時に発生する照射利用設備の機器故障対応の増加が特徴的である。

1) 均一照射設備用 SPND の交換

本設備は、シリコン単結晶の照射を目的として設置された設備であり、半導体の材料となるシリコン照射の均一化を図るために中性子量管理に使用する SPND により照射位置を決定し、シリコン試料を回転させて照射を行っている。

本整備は、均一照射設備が設置された平成 2 年から長年の使用による SPND の検出効率の低下が懸念されたため、平成 18 年度にダミー検出器を製作しモックアップによって得た MI ケーブルの径を $\phi 1.0$ から $\phi 1.6$ とする結果を反映させ整備を実施した。3 本の SPND のうち比較的検出状態の良好な 1 本を残し、2 本について交換を予定したが、1 本の SPND が引き抜き時にガイド管に引っ掛かるトラブルが発生したため、SPND の交換は 1 本のみ実施した。

2) 放射化分析用照射設備 (PN-3) データ処理装置の交換

JRR-3 炉室内に設置されている PN-3 は、機構内外の利用者に向けた設備として使用頻度が高い。PN-3 と連動して放射化分析のデータを処理・収納するデータ処理装置も順調に稼働してきたが、長期の連続使用で経年劣化による故障が想定されるため、保守的に新規処理装置への交換を行い同設備の性能維持と安定運転を図る整備を実施した。

3) 計画停電後の照射設備電源復旧時に発生した故障対応

- ① 垂直設備用制御装置 (YEWpac MK II) の修理
- ② 気送照射設備用放射線モニタ DRM の修理
- ③ 水力・気送照射設備用プロセス計算機のアラームの調査・処置

4) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（以下「CNS」という。）の運転は、原子炉の運転に合わせて 4 サイクル実施した。各サイクルにおける運転は安定したものであった。

CNS の保守・整備は、本体設備については安全弁、遠隔操作弁、サブプール水位計等の分解点検を実施した。ヘリウム冷凍設備については、冷却塔本体の更新及びオイルポンプ、冷却水ポンプ等の分解点検を実施した。また、2 台の圧縮機のうち、No.1 圧縮機について工場に持ち込んで分解点検を実施した。No.2 圧縮機は前年度に分解点検を実施済みである。各々の設備点検終了後総合機能試験を実施し、各機器が正常に作動することを確認した。

5) 中性子導管設備の運転及び保守・整備

中性子導管設備の運転は、原子炉の運転と合わせて 4 サイクル実施した。中性子導管の保守・整備は、中性子導管用真空装置について全数オイル交換等を実施し、予防保全に努めた。

6) その他

その他に実施した保守・整備項目は次の通りである。また、キャップセル等の通常準備品を製作し照射設備及び実験設備の利用者への対応を図った。

- ① JRR-3 液体室素貯槽定期点検（前・後期）（なお、H22 年度で使用停止とする。）
- ② PN-3 使用開始前点検において発生した CPU メモリ異常の復旧
- ③ 水力・気送照射設備ストレーナ漉し網交換
- ④ 実利棟実験室サンプルチェンジャーの測定位置計測部の修理
- ⑤ 水力・気送照射設備 (HR-2) 電動弁 (KV6205) の修理
- ⑥ 水力・気送照射設備 (PN-2) 電動弁 (KV6505) の修理
- ⑦ 通過検出器 (PN-1 及び PN-3) の修理
 - ・ JRR-3 均一照射設備照射ホルダー及び接続アダプター ・ チェーン及びスプロケット
 - ・ 圧接ネジ型水力キャップセル ・ 垂直用 VT 孔用無計装バスケット

3.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

JRR-4 は、平成 19 年度に発生した反射体要素の不具合による反射体要素全数の製作及び交換作業のため、平成 20 年 10 月 14 日から平成 22 年 2 月 22 日まで施設定期自主検査及び自主検査期間となった。

平成 21 年度に実施した照射設備等の主な保守・整備は以下の内容である。

(1) 照射設備等の施設定期自主検査及び自主検査

1) 簡易照射筒照射設備 T パイプ（水力照射設備）

T パイプ及び制御盤の外観検査の内、平成 20 年度に実施できなかった照射筒について点検を行い正常であることを確認した。

2) 簡易照射筒照射設備 S,D,N パイプ

S,D,N パイプ及び制御盤の外観検査の内、平成 20 年度に実施できなかった照射筒について点検を行い正常であることを確認した。

3) 気送管照射設備

気送管及び制御盤の外観検査の内、平成 20 年度に実施できなかった照射筒について点検を行い正常であることを確認した。また、気送管のカドミフィルタについて作動検査、気送管漏えい検出器の漏えい警報作動試験を行い正常であることを確認した。

4) 中性子ビーム設備

簡易遮へい体制御盤の絶縁抵抗測定、重水管理系統の作動検査を行い正常であることを確認した。

5) 冷却水循環ループ

冷却水循環ポンプ、配管、操作盤の外観検査、作動検査、絶縁抵抗測定、漏えい検査を行い正常であることを確認した。

(2) 照射設備等の保守・点検

1) プール（実験設備）

医療照射を行う際、血液中のホウ素濃度測定に使用する即発ガンマ線分析装置の放射化分析装置の定期点検を実施した。主な点検内容は、高圧電源、アンプ、アナログデジタルコンバータ (ADC)、多重波高分析器 (MCA) 等測定系の点検調整及び各検出器の分解能・相対効率測定等である。Co-60 分解能測定検査で、標準線源 Co-60 における 1332.5keV ピークの分解能の測定を行った。判定基準 1.9keV 以下に対して測定値が 1.916keV と判定基準を満たしていないが、メーカー（キャンベラジャパン）では問題ない範囲であるとの回答のため、今後、経過観察とする。

2) 医療照射設備

施療室の準備室側及び散乱実験室側自動ドアの開閉動作に不具合があり、駆動部のモーター側ドライブプーリー、従動プーリー、タイミングベルトの交換、補助センサーの交換及び補助センサー基盤の新設を行った。部品交換後に作動検査を行い、正常に作動することを確認した。

(3) 実験室の保守整備

1) 放射化分析装置の点検

実験室に設置されている放射化分析装置の 3 台の定期自主点検を実施した。主な点検内容

は、高圧電源、アンプ、アナログデジタルコンバータ（ADC）、多重波高分析器（MCA）等測定系の点検調整及び各検出器の分解能・相対効率測定等である。

直接測定用のGe検出器について、規定の高圧電源である3,500Vをかけて測定したところ、波形が出なかったため、1,500Vまで下げて測定したところ、波形が観察された。原因として、検出器の真空が劣化しているか、検出器自体の結晶が損傷している可能性が考えられる。

2) 電子天秤の点検

放射化分析等を行う際に分析試料などの重量の測定に用いる電子天秤の点検を行い正常に作動することを確認した。

(4) JRR-4 照射設備等の特性測定

1) 概要

JRR-4は反射体要素全数の更新を行い平成22年2月に施設共用運転を再開した。これに伴い、平成22年2月22日から3月5日までの2週間で照射設備等の特性測定を実施した。特性測定は、炉心内照射設備であるSパイプ、Dパイプ、Nパイプ、Tパイプ、気送管照射設備、実験設備である即発ガンマ線分析装置、プール（実験設備）の簡易照射筒並びに中性子ビーム設備を対象として実施した。

2) 測定方法

測定は、炉心内照射設備（Sパイプ、Dパイプ、Tパイプ、Nパイプ、気送管）について熱中性子束、カドミウム比、高速中性子束の分布測定を実施した。実験設備については、即発ガンマ線分析装置の熱中性子束の測定、ガンマ線量の測定を実施した。

熱中性子束の測定は、金線、金箔を用いた箔放射化法で行った。また、カドミウム比は裸の金線及び金箔とカドミウム・カバーで覆った金線及び金箔の放射化量の比から求めた。照射した金線及び金箔等の測定は、 $\beta - \gamma$ 同時計数装置及びGe半導体検出器を用いた。

3) 測定結果

① 照射設備

炉心内照射設備のSパイプ、Dパイプ、Tパイプ、Nパイプ、気送管照射設備の熱中性子束、高速中性子束及びカドミウム比の測定結果を第3.4.1表に示す。また、参考として反射体交換前に実施した特性測定データも合わせて記載する。反射体交換前後のデータを比較した結果、各炉心内照射設備ともほぼ同等の性能であることが分かった。

② 即発ガンマ線分析装置

即発ガンマ線分析装置の熱中性子束及びガンマ線線量率の測定結果を第3.4.2表に示す。今回の測定は特性測定の日程上、ビスマス遮へい体が無い状態の測定のみ実施した。ガンマ線量率は、反射体交換前より高いものの、熱中性子束の値はほぼ同等の値となった。

第 3.4.1 表 JRR-4 照射設備等の特性一覧

照射設備	熱中性子束(最大) (n/cm ² ·s)		速中性子束(最大) (n/cm ² ·s)		カドミウム比				
	反射体交換前	反射体交換後	反射体交換前	反射体交換後					
簡易照射筒	T八行° (水力)	A系 B系	5.3E+13 4.3E+13	5.7E+13 4.5E+13	1.3E+13 5.6E+12	1.1E+13 4.4E+12	3.8 4.6	3.8 4.6	4.2 5.6
	Sパイプ		4.0E+13	4.2E+13	5.9E+12	6.4E+12	4.5	4.5	5.2
	Dパイプ		4.3E+13	4.1E+13	5.2E+12	6.0E+12	4.8	4.8	5.6
	Nパイプ		1.5E+13	1.5E+13	9.6E+11	1.0E+12	8.1	8.1	7.9
	気送管		3.2E+13	3.4E+13	7.8E+12	5.7E+12	3.6	3.6	4.0
	プール設備(0cm)		2.4E+12	4.9E+11	—	—	20	20	19
	プール設備(15cm)		9.2E+10	2.8E+10	—	—	15	15	12

第 3.4.2 表 即発ガンマ線分析装置の特性

照射設備	熱中性子束(n/cm ² ·s)		ガンマ線線量率	
	反射体交換前	反射体交換後	反射体交換前	反射体交換後
即発ガンマ線分析装置 (Bi厚さ: 0cm)	9.6E+06	1.1E+07	8.4	16.6

③ プール（実験設備）簡易照射筒

プール（実験設備）簡易照射筒の測定結果を第3.4.1表に示す。プール（実験設備）簡易照射筒は、平成21年度に12インチNTD-Si照射装置が設置されたことにより、炉心から離れた位置に変更となった。このため、反射体交換前後のデータを比較すると0cm位置及び15cm位置共に反射体交換後の熱中性子束が減少した。

④ 中性子ビーム設備

医療照射(BNCT)の再開に向けて、炉心の反射体変更に伴う中性子ビーム設備の特性変化について評価を実施した。本年度は、最も使用頻度が高い熱外中性子ビーム(ENB)について特性測定実験を行い、その結果を第1回研究炉医療照射専門部会で審議した後、3症例のBNCT(脳腫瘍、大阪医科大学)を行った。熱外中性子ビームの特性測定実験では、以下の項目について評価を実施し、反射体変更に伴う中性子ビーム設備の特性変化を把握した。

- フリービーム条件での熱中性子束及びカドミ比
- 金線モニタの反応率と水円筒ファントム内の最大熱中性子束の相関
- 熱中性子束及びガンマ線量について、円筒水ファントム内の最大値と表面の値の比
- 原子炉出力を基準とする金線モニタの反応率の換算値
- 円筒水ファントム内の最大熱中性子束に対する実験値と計算のC/E値

3.4.3 NSRR照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成21年度においては、平成21年3月16日～平成21年7月31日の期間で実施する第19回NSRR本体施設設定期自主検査及びNSRR本体施設自主検査の一部を以下のとおり実施し、各機器について異常のないことを確認した。

1) カプセル装荷装置A型

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

2) カプセル装荷装置B型

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

① 大気圧水カプセル用

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

② 高圧水カプセル用

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

3) セミホットケーブ上部台座

γ ゲート用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確認及び絶縁抵抗測定検査を行い、異常のないことを確認した。

4) 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。

5) 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、消耗品の交換である。

2) ヘリウムリークデテクタの点検校正

原子炉建家地下2階及び燃料棟で実験カプセルの組立作業に使用しているヘリウムリークデテクタの2台の点検校正作業を実施した。主な点検校正内容は、ヘリウムリークデテクタ分解点検、消耗品交換及び校正リークの交換を実施した。点検終了後、感度確認及び漏えい試験を実施し、健全性及び性能に問題が無いことを確認した。

3) 热電対溶接装置の修理

热電対溶接装置のカプセル回転機構の回転動作に不具合があったため、修理を行った。カプセル回転機構に使用しているサーボモータの交換を実施した。交換後、作動確認を実施し、問題なく作動することを確認した。

4) セミホットセル・ケーブの除染作業

照射済燃料実験のカプセル組立及び解体作業に伴いセミホットセル及びセミホットケーブ内部の除染作業を実施し、汚染レベルの低下に努めた。

3.5 施設共用

3.5.1 炉内中性子照射等専門部会

当専門部会が対象とする共用施設は、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である。専門部会の事務局は研究炉加速器管理部、技術開発部照射利用開発課（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で担当し、その取り纏めは研究炉加速器管理部が行った。

今年度の活動は、平成21年度（下期）分の施設共用研究課題募集への応募が無かったため、平成22年度の課題審査のため1回の専門部会を平成22年2月9日（火）に東京の航空会館で開催した。

専門部会では、①課題の審査②共用施設における利用状況と計画③平成22年度の施設共用制度の変更について④炉内中性子照射等専門部会研究課題審査要領の一部改正について⑤JRR-3の共用促進事業について⑥その他、が審議又は報告された。

課題の審査においては、平成22年度分の成果公開課題1件（利用する施設：JRR-4）についての審査を行い、採択とした。なお、成果非公開による応募は0件であった。

また、主な報告事項として平成21年度における文部科学省の研究開発施設共用等促進費補助金（先端研究施設促進事業）に「研究用原子炉JRR-3の中性子利用による施設共用促進」を申請し、採択されたことが報告された。本事業に供する装置には中性子ビーム利用実験装置17台の他、当部会に係る放射化分析用照射設備（PN-3）も含まれるが、今後は本事業との兼合いからPN-3に係るも課題も中性子ビーム利用専門部会で審査することになる、との報告がなされた。

3.5.2 研究炉医療照射専門部会

JRR-4において行われている医療照射、動物実験及び細胞実験に関する研究課題の審議は、施設利用協議会の1つである中性子ビーム利用専門部会の中で研究炉医療照射委員会が行ってきた。この審議結果に基づき、中性子ビーム利用専門部会にて研究課題の採択が行われてきた。しかし、昨今の照射及び実験件数の増加、実験の多様化及びより高度な技術的・専門的研究課題の審議件数の増加に伴い、迅速かつ効率的な研究課題の審議及び採択を行う必要が生じてきた。このような状況を踏まえ、本委員会は中性子ビーム利用専門部会に属する委員会から、施設利用協議会の1つとして、医療照射、動物実験及び細胞実験の研究課題を諮問する専門部会に変更を行った。

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おり、平成21年度の活動は、1回の専門部会を東京事務所第1会議室にて平成22年3月5日に開催した。主な議題は、①平成22年度の研究課題の審査について、②JRR-4反射体交換後の医療照射設備の特性について、③平成22年度の施設共用制度の変更について、であった。

平成 22 年度研究課題の審査においては、JRR-4 における医療照射 4 件、細胞実験 1 件に対して、すべて採択することとした。

3.5.3 タンデム加速器専門部会

(1) 第 9 回タンデム加速器専門部会

平成 21 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、4 件の応募があった。内訳は第 3.5.1 表の通りである。第 8 回タンデム加速器専門部会は平成 21 年 6 月 12 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 4 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 件が条件付き採択とされ、3 課題が採択された。

(2) 第 10 回タンデム加速器専門部会

平成 22 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 3.5.2 表の通りである。第 9 回タンデム加速器専門部会は平成 21 年 12 月 9 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、1 件が条件付き採択とされ、4 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 21 年度下期追加申し込みならびに平成 22 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を行った。

平成 21 年度下期募集については共同研究 2 課題及び自己使用枠 2 課題の審査を行った。内訳は第 3.5.3 表の通りである。審議の結果、4 課題が採択された。

平成 22 年度募集については共同研究 3 課題及び自己使用枠 5 課題の審査を行った。内訳は第 3.5.4 表の通りである。審議の結果、1 件が保留とされ、7 課題が採択された。

第 3.5.1 表 平成 21 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
2009B-D01	雨倉宏	物質・材料研究機構	高速重イオン照射による Zn 系ナノ粒子の形状・物性制御	H-1 照射チャンバー
2009B-D02	末吉哲朗	熊本大学	重イオン照射による高温超伝導薄膜へのナノ結晶欠陥のデザインと高臨界電流密度化	H-1 照射チャンバー
2009B-D03	山田良透	京都大学	民生品 FPGA Virtex 5 と外部メモリ用 SDRAM の放射線耐性評価	H-3-BA 照射チャンバー
2009B-D04 *1	今井伸明	高エネルギー加速器研究機構	炭素標的由来の高エネルギー He 粒子の起源の解明	H-3-BA

*1 条件付き採択

第 3.5.2 表 平成 22 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
2010A-D01	雨倉宏	物質・材料研究機構	高速重イオン照射による Zn 系ナノ粒子の形状・物性制御	H-1 照射チャンバー
2010A-D02	岩瀬彰宏	大阪府立大学	高速重イオンによる原子力関連酸化物材料の微視的特性変化の研究	H-1 照射チャンバー
2010A-D03	松村晶	九州大学	高速重イオン照射に伴う金属ナノ粒子の形状変化	L-2 高温試料ホルダ ー
2010A-D04 ^{*2}	後藤真一	新潟大学	Zr, Hf および Rf 塩化物の気相化学研究	R-2 ガスジェット搬送用 照射チャンバー
2009B-D05	成沢忠	高知工科大学	高エネルギー重イオン注入による光導波路の試作	L-2

*2 条件付き採択

第 3.5.3 表 平成 21 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
2009NC03	豊嶋厚史	先端基礎研究センター	電気化学的手法によるメンデレビウムの還元電位測定
2009NC04	Li Zijie	先端基礎研究センター	Sulfate complexation of rutherfordium in $\text{H}_2\text{SO}_4/\text{HNO}_3$ mixed solution
2009NP05	佐藤望	先端基礎研究センター	Lr のイオン化電位測定に向けたイオン源開発
2009NP06	西尾勝久	先端基礎研究センター	核子移行反応で生成される高励起原子核の核分裂崩壊への分岐比測定

第 3.5.4 表 平成 22 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
2010SC01	石川法人	先端基礎研究センター	高エネルギー核分裂片照射場でのウラン酸化物の損傷形成モデルの検証
2010NC01	飯村秀紀	原子力基礎工学研究部門	タンゲステン不安定核の核半径測定のためのガスセル・レーザー分光法の開発
2010NC02	浅井雅人	先端基礎研究センター	α 線微細構造測定による超重核の一粒子軌道配位の同定
2010NP01	塙田和明	先端基礎研究センター	シーボーギウムを模擬した 6 族元素の溶液化学的研究
2010NP02	J. Khuyagbaatar	GSI ドイツ重イオン研究所	硫黄と鉛の反応における核分裂片質量数分布の測定
2010NP03 ^{*3}	Yan Shengquan	先端基礎研究センター	代理反応による中性子捕獲断面積決定のためのベンチマーク実験
2010NP04	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 ^{218}U 領域の原子核の研究
2010NP05	牧井宏之	先端基礎研究センター	インビーム γ 線核分光による中性子補角断面積導出法の開発

*3 保留

4. 研究炉及び加速器利用技術の高度化

Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and
Tandem Accelerator

This is a blank page.

4.1 JRR-3 の高度化の技術開発

物質・生命科学分野に対して欠くことのできない中性子ビームを利用する先端的基礎研究及び産業応用研究を支援するため、研究炉の高度化の技術開発として、当部では研究炉技術課を中心に JRR-3 冷中性子ビームの強度を高めるための検討を行っている。JRR-3 の高性能減速材容器の開発、中性子輸送の高効率化、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。

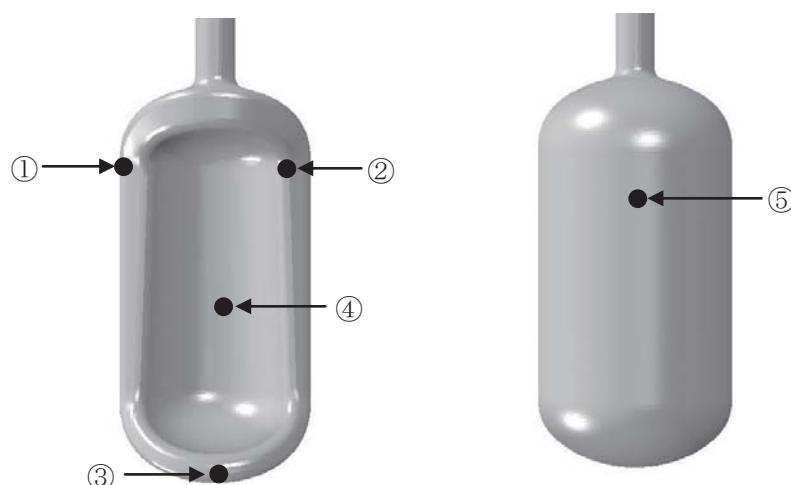
高性能減速材容器の開発では、従来のステンレス製の容器からアルミニウム製の船底形容器に変更する。本年度は、高性能減速材容器の模擬容器を使用した強度試験及び可視化流動試験を行った。また、冷中性子源装置の冷却異常時における減速材容器の温度のふるまいについて評価した。さらに、既存の設備への設置方法について調査した。

耐放射線高性能スーパーミラー中性子導管の開発では、生体遮へい位置での冷中性子ビームを輸送する導管部分の高い耐放射線性を確保することで、冷中性子ビーム設備の長寿命化及び中性子輸送の高効率化を図る。本年度は、昨年度照射した試験片を用いた剥離試験を行った。また、中性子鏡管ユニットを設置するためのアルミケーシングを製作した。

4.1.1 CNS 高性能減速材容器の開発

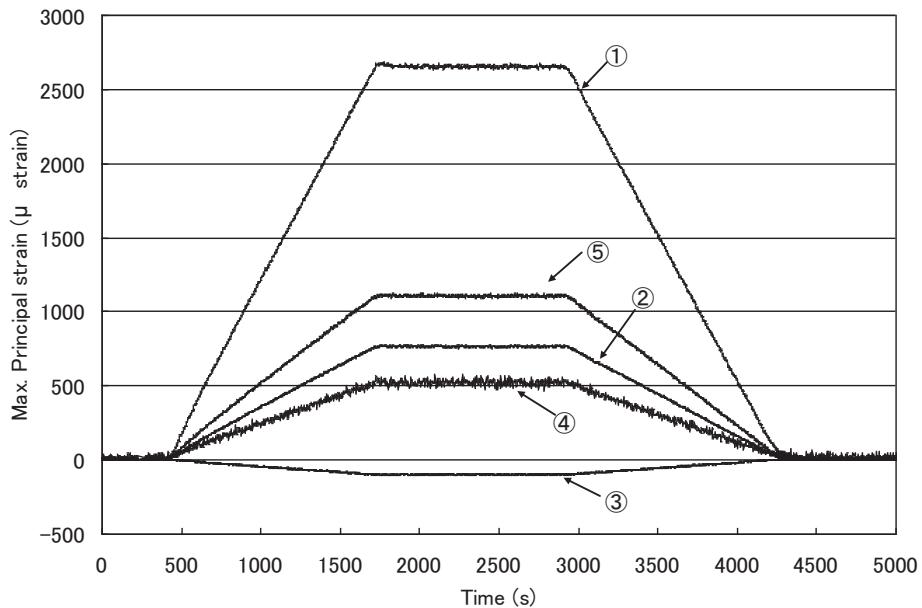
(1) 高性能減速材容器の強度試験

高性能減速材容器は中性子吸収特性の低いアルミニウム合金（A6061-T6、厚さ 2mm）を採用することにしており、中性子利得を大きくするためにビーム導出側を窪ませた船底形の形状となっている。既に応力解析等の解析評価から、最高使用圧力（内圧 0.45MPa、外圧 0.2MPa）に対する発生応力が設計上の判断基準を満足することを確認している。本年度は、最高使用圧下での安全使用を確認するため、模擬容器を使用した強度試験を実施した。強度試験は、内圧を 0.45MPa、外圧を 0.20MPa までそれぞれ負荷し、三軸タイプ（X 方向、45° 方向、Y 方向）のひずみゲージを第 4.1.1 図に示す 5箇所の計測対象部に取り付け、加圧によって生じるひずみをデータロガーで連続して計測した。

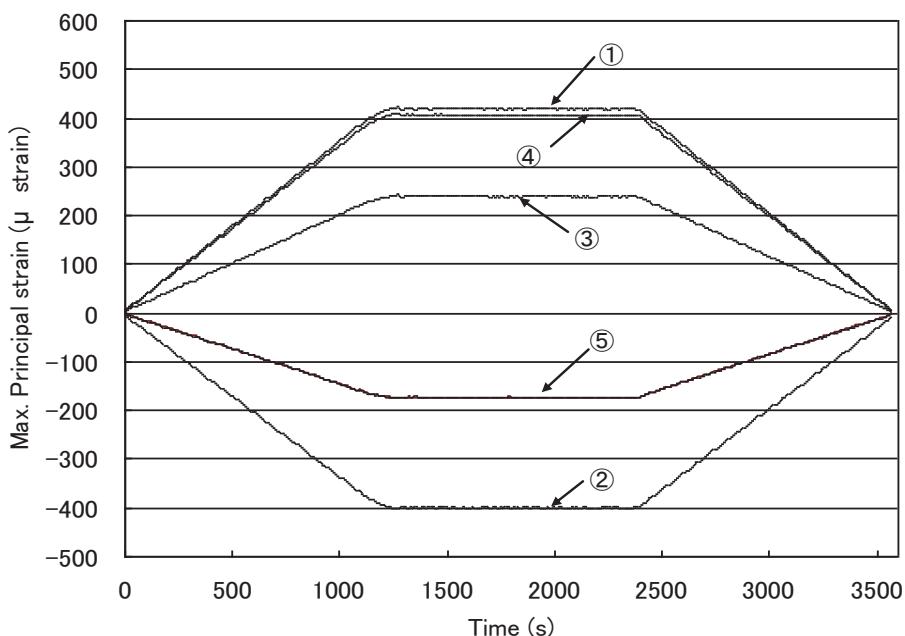


第 4.1.1 図 ひずみの計測点

第 4.1.2 図、第 4.1.3 図に最大主ひずみの値を示す。内圧及び外圧とともに容器正面外周の上部外側①で最も大きく伸びひずみが生じた。この位置におけるひずみの値から応力を計算した結果、発生応力は 147MPa であり、A6061-T6 材の降伏点（245MPa）より小さい値であった。また、圧力解放後にひずみが初期値に戻っていることからも、弾性範囲内での変形であることがわかる。まお、模擬容器に漏れ、クラックの発生及び異常な変形は認められなかった。



第 4.1.2 図 内圧条件下の最大主ひずみの挙動



第 4.1.3 図 外圧条件下の最大主ひずみの挙動

(2) 高性能減速材容器の可視化流動実験

CNS 本体設備のクライオスタット及びコンデンサ間におけるサーモサイフォンによる安定な流動状況を把握し、熱輸送限界を知る上で実験を行う必要がある。本年度は気液二相の流動状況の観察把握及びフラッティング現象の確認をするため、コンデンサの冷却に水を使用し、ガルデン（沸点約 55°C）をサーモサイフォンの作動流体とした室温での模擬実験を行った。なお、内部の流動状態を視認できるように装置は全てガラス製とした。

実験はガルデン液を減速材容器に入れ、ポンプで系内の空気を排出しガルデンガスで置換した後に、徐々にヒーターにより加熱した。ガルデン液が沸点に達する 5°C ぐらい低い温度から、サーモサイフォン現象が観察された。ヒーターの入力が小さい時は、気体は流路管外管を上昇してコンデンサに達し、コンデンサで冷却された液体は流路管内管壁を糸を引くように伝わって減速材容器内に流下した。ヒーターの入力増加とともに内管中を気体が上昇するようになり、内管を伝わる液膜面が波立ち始めた。さらにヒーターの入力を増加すると、上昇気体の流速が増加し気体と液体の流動が不連続となり、さらには上昇する気体によって流下液が吹き上げられるフラッティングが観測された（第 4.1.4 図）。この吹き上げられた液がコンデンサ下部に達して滞留し、滞留液量が増加すると急速に流下する。フラッティング開始以降、この液体の吹き上がり、コンデンサ下部での滞留、急速流下の減少が繰り返された。また、フラッティング時には系内の圧力は約 5kPa 変動した。



(a) 高性能減速材容器内の沸騰状態



(b) 流路管内のフラッティング

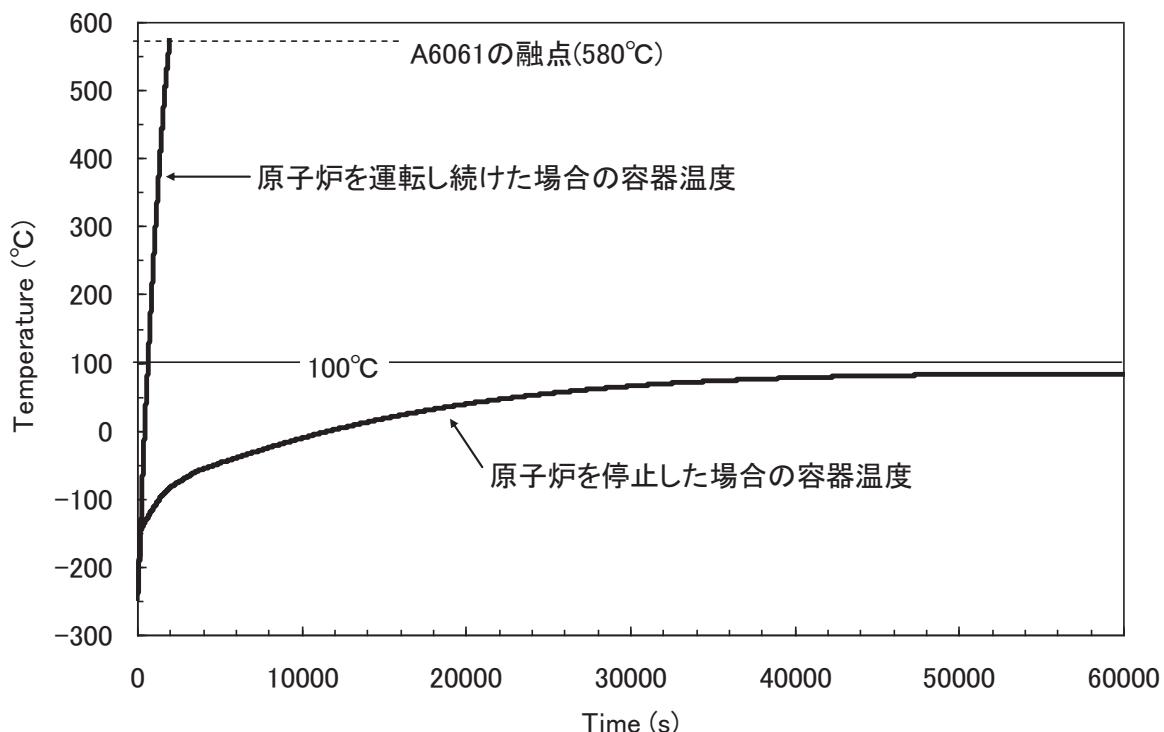
第 4.1.4 図 可視化流動実験で観測されたフラッティング現象

(3) 冷却異常過渡解析

CNS の過渡現象としては、ヘリウム冷凍機の異常停止によるコンデンサの冷却能力の喪失が考えられる。冷却能力が失われると、減速材容器への液体水素の供給が停止し、核発熱等により加熱された容器の温度は上昇を開始する。高性能減速材容器の材料であるアルミニウム合金は、100°C以上 の温度領域で機械的強度が急激に低下するため、最高使用温度が 100°Cを超えないよう管理する必要がある。本年度は、ヘリウム冷凍機停止後の減速材容器の温度の時間変化を計算し、容器の健全性について評価した。

計算には二相流が取り扱える原子炉異常事象解析コード RELAP5/MOD3 を用いた。コードに附属の水素蒸気表の読み込みを可能とし、液体水素の粘性係数、表面張力等のデータ及び相関式群の追加を行い、液体水素に対応できるように解析コードを整備した。また、減速材容器及び液体水素の核発熱量は、モンテカルロ計算コード MCNP の結果を用いた。

CNS ヘリウム冷凍機停止後の減速材容器温度の計算結果を第 4.1.5 図に示す。ヘリウム冷凍機の停止により冷却能力が失われると、減速材容器に貯留されている液体水素は約 200 秒後に全量が気化する。減速材容器温度は液体水素の全量が気化するまでは一定であり、その後上昇を開始する。その状態で原子炉の運転を継続すると、減速材容器の温度は約 700 秒後に 100°C を超え、約 2000 秒後に融点 (580°C) に達する。一方、液体水素蒸発完了時に原子炉を停止した場合、減速材容器の温度は崩壊熱等により緩やかに上昇を続けた後、熱平衡に達し 80°C で飽和する。本結果より、ヘリウム冷凍機の停止により冷却能力が失われた場合、液体水素の蒸発が完了する前に原子炉を停止することで、容器の最高温度は 100°C より低くなり、健全性が確保できることを確認した。



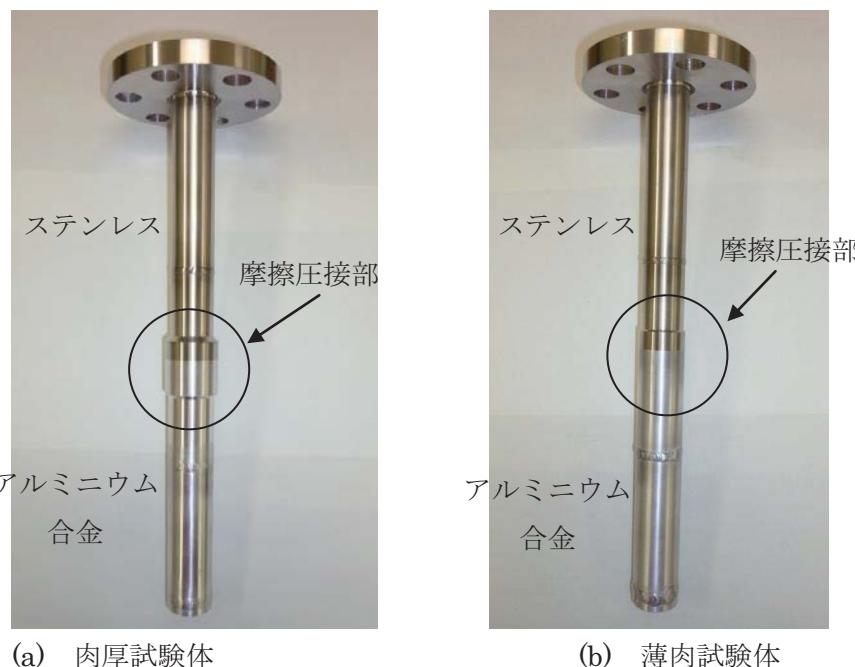
第 4.1.5 図 ヘリウム冷凍機停止後の高性能減速材容器の温度変化

4.1.2 CSN 低温流路管に係る異材接合方法の検討

重水タンク内に設置されている減速材容器は中性子照射損傷による脆化のため、定期的な交換が必要となり、クライオスタットの一部は低温流路管である三重管の途中で取外しが可能となっている。また、現状の全ての配管及び減速材容器はステンレスで製作されており、三重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とするため、アルミニウム合金とステンレスをつなげることで液体水素を減速材容器まで送り込むこととなる。そのため、異材接続の方法について検討した。

案 1 としては、交換可能なクライオスタットの一部を全てアルミニウム合金製として、継ぎ手自身をアルミニウム合金とステンレスの異材継ぎ手に変更することが考えられる。しかし、現状のケノール継ぎ手も含め一般に市販されている継ぎ手では、温度変化によるシール力の低下のため、アルミニウム合金とステンレスの異材継ぎ手は存在しない。温度変化に強いヘリコフレックス等のスプリング付シール材を用いてシール力低下を防ぐ方法も理論的には考えられるが、アルミニウム合金の表面硬度等を考えると信頼性の点で厳しい。

案 2 としては、ケノール継ぎ手の手前でアルミニウム合金とステンレスを接合する方法が考えられる。接合には低温での実績が多く、線量は低いが中性子照射の実績もある摩擦圧接法が有効である。ただし、アルミニウム合金はステンレスに比べ熱収縮量が 3 割程度大きく、ヤング率が 1/2 程度となるため変形が大きくなり、異材接合界面に熱応力が発生する。また、摩擦圧接の接合部には純アルミを中間材と使用しており、強度上の健全性を評価する必要もある。そのため、摩擦圧接部の機械的強度試験及び熱サイクル疲労特性試験に供する模擬試験体を製作した。第 4.1.6 図に製作した模擬試験体を示す。低温流路管と高性能減速材容器の厚みは 1~2mm であるが、圧接効率の問題から接合部の厚みは 3mm 以上が望まれる。そのため、接合部を 3mm に肉厚化したものと、肉厚化しない 2 種類を製作した。今後、引張強度試験等を行い実用化について評価する。



第 4.1.6 図 CSN 低温流路管異材接合部の模擬試験体

4.1.3 耐放射線ミラーの開発

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出来る。

現在、冷中性子ビーム供給における中性子鏡管ユニットは生体遮へい内に約 1.8m にわたり設置されており、ソーダガラスのフロートガラス基板に Ni 単層膜を成膜した鏡管である。一方、生体遮へい体外に設置している中性子導管はホウ珪酸ガラス製の基板に Ni 単層膜を成膜した鏡管である。これらの中性子鏡管ユニットは放射線に対する耐久性について懸念されており、中性子導管にはより高い耐放射線性が求められている。

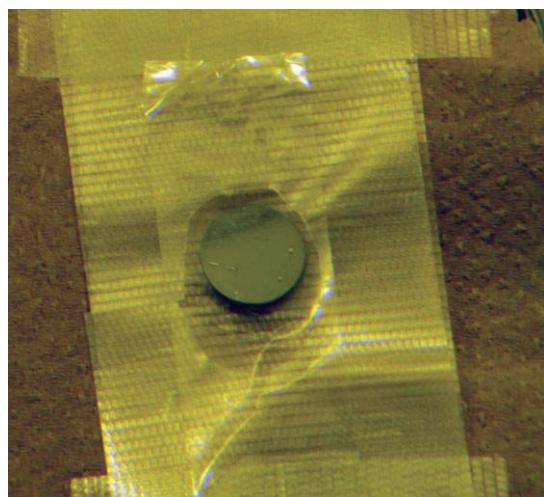
本研究の目的は耐放射線性に優れ、Ni/Ti 多層膜が成膜できる表面粗さ($\text{rms}, \text{Ra} < 10 \text{ \AA}$)が得られる材料と加工法を探査し、実際に使用できる中性子導管を製作することである。

本年度は JRR-3 垂直実験孔での照射を終了した試料について、照射による成膜への影響を調査するため、付着試験を実施した。

照射量が低く早期に RG1 孔で照射した試料について中性子照射による影響を観測するため、その照射試料の付着試験を実施した。照射は、ソーダガラスのフロートガラス基板に Ni/Ti スーパーミラー(3Qc)を成膜した試料を 3 個、Ni ミラー(1Qc)を製膜した試料を 3 個、フロートガラス基板そのままを 3 個準備し、1 つのキャップセルに納めて照射試験を行っている。また、研磨したグラスカーボン基板に Ni/Ti スーパーミラー(3Qc)を成膜した試料を 3 個、Ni ミラー(1Qc)を成膜した試料を 3 個、グラスカーボン基板をそのまま 3 個準備し、1 つのキャップセルに納めて照射試験を実施している。この 2 つのキャップセルを同時に垂直孔に入れて照射している。

試料はすでにキャップセルから取り出されており、保存されていた試料をホットセル内でトングを用いて付着試験を実施した。使用したセルは、RI 製造棟の 300 エリアの 11 セルである。

照射試料は片面のみに成膜しているので、第 4.1.7 図に示すように照射試料の非成膜面を粘着力の強いポリエチレンテープに取り付けた後、成膜面にセロハンテープを取り付けて、双方のテープをトングでつかみ、はがすことで付着試験を実施した。



第 4.1.7 図 付着試験のためにセロハンテープを接着した状態

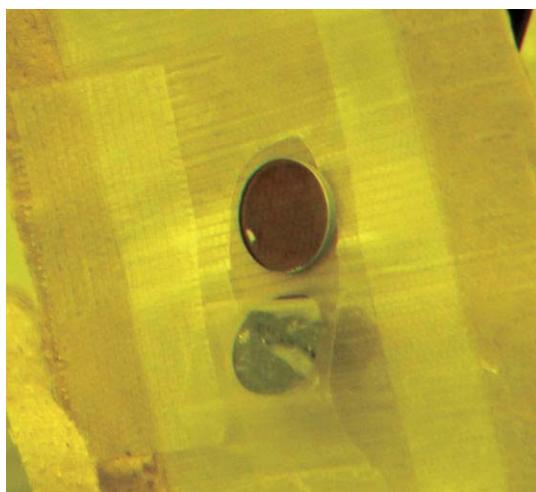
ただし、実施した付着試験は JIS 規格の検査ではない。JIS におけるセロテープを用いた付着試験においては、調査対象となる膜にカッター等で各方向に 6 個のクロスカットを作成し、調査対象となる膜にセロテープを貼り付けてはがし、クロスカットした膜がどの様にはがれているかで、分類を行うこととしている。また、はがすときの角度も 60 度と決まっている。

クロスカットを施すには直接試料を手に触れる必要があり、照射試料による被曝の恐れがあつた点、さらに付着試験前後にて剥離した膜が飛散する可能性が大きい点を考慮して、JIS の試験は実施していない。

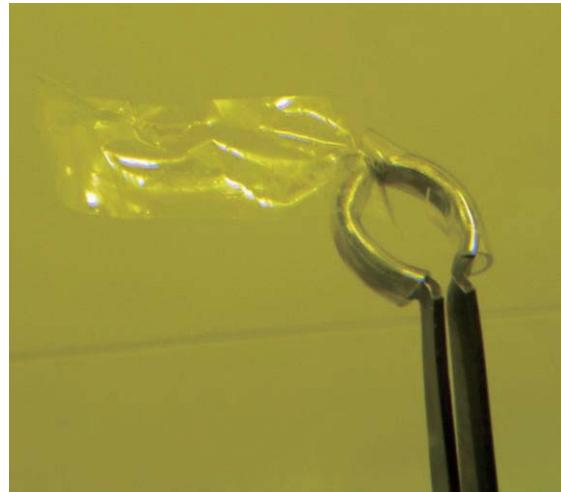
付着試験は、目視で成膜面が残っているソーダガラスのフロートガラス基板の Ni ミラー、グラスカーボン及びソーダガラスのフロートガラス基板の Ni/Ti 多層膜スーパーミラーについて実施した。

付着試験の結果、ソーダガラスのフロートガラス基板の Ni ミラーは剥離した(第 4.1.8 図)。また、Ni/Ti 多層膜スーパーミラーについては、全てのグラスカーボン基板は剥離せず(第 4.1.9 図)、3 つのソーダガラスのフロートガラス基板のうち、1 枚は剥離、1 枚は部分剥離、1 枚は剥離せずとなった(第 4.1.10 図、第 4.1.11 図)。付着試験結果をまとめたものを表 4.1.1 示す。

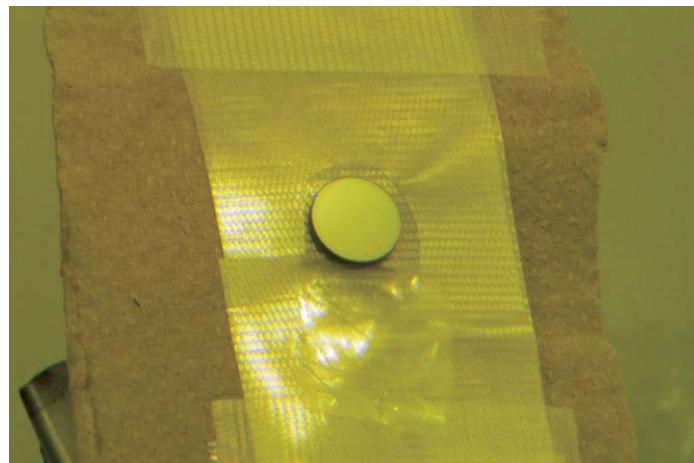
昨年度実施した反射率の測定結果と合わせると、グラスカーボン基板を用いるよりもソーダガラスのフロートガラス基板を使用した方が、反射率が高くかつ健全性が保たれることができることが明らかになり、耐放射線中性子ミラーの開発において、一定の方針を掲げることができたと考えている。



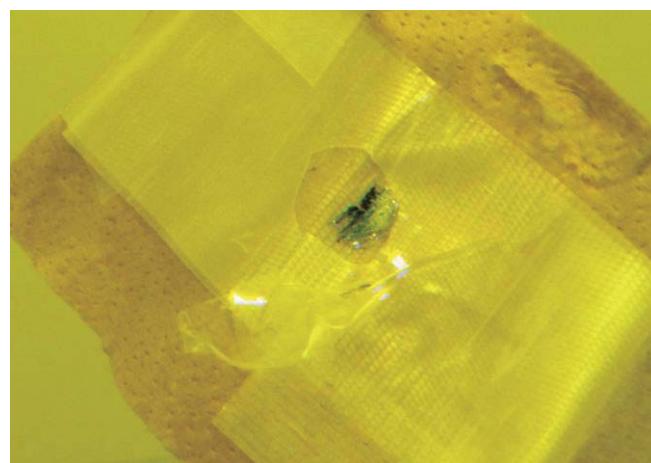
第 4.1.8 図 Ni を成膜したソーダガラスのフロートガラス基板の照射後試料の付着試験結果。Ni の成膜面が剥離するのが観測された。



第 4.1.9 図 Ni/Ti 多層膜スーパーミラーを成膜したグラスカーボン基板の照射後試料の付着試験結果。Ni/Ti 多層膜が剥離していないことが観測された。



第 4.1.10 図 キャプセルから取り出した Ni を成膜したソーダガラスのフロートガラス基板の
照射後試料の付着試験結果。Ni/Ti 多層膜が剥離していないことが観測された。



第 4.1.11 図 キャプセルから取り出した Ni を成膜したソーダガラスのフロートガラス基板の
照射後試料の付着試験結果。Ni/Ti 多層膜がポリエチレンテープに付着することで
剥離することが観測された。

表 4.1.1 照射後試料の成膜面についての付着試験結果

	成膜の種類	ソーダガラス	ガラス状カーボン
試料 1	Ni/Ti	剥離なし	剥離なし
試料 2	Ni/Ti	一部剥離	剥離なし
試料 3	Ni/Ti	剥離した	実施せず
試料 4	Ni	剥離	実施せず(既に剥離)
試料 5	Ni	剥離	実施せず(既に剥離)

4.1.4 長尺アルミケーシングの開発

現在、冷中性子源から発生した冷中性子ビームを下流の中性子ビーム実験装置に供給するためには、水平実験孔 9C の生体遮へい内に設置している固定プラグ内及びシャッターパートに設置される可動プラグ内に、中性子鏡管ユニットが設置されている。この固定プラグ内には中性子鏡管ユニットが 3 体設置されており、可動プラグ内には中性子鏡管ユニットが 1 体設置されている。これらの固定プラグ内及び可動プラグ内中性子鏡管ユニットの中性子ビーム輸送性能への寄与は大きいため、冷中性子の輸送効率を上げるために、固定プラグ内及び可動プラグ内に設置されている既存の鏡管ユニットを高性能中性子ミラーの鏡管ユニットに交換する必要がある。

固定プラグ内及び可動プラグ内に設置している既存の鏡管ユニットから高性能中性子ミラーの鏡管ユニットへの交換作業は、高線量率下の作業となる。併せて、水平実験孔 9C 内の固定プラグ内に設置する鏡管ユニットは 3 体あるため、鏡管ユニットを 1 つずつ固定プラグ内に精度良く設置作業を実施しなければならず、交換作業は長時間となり人件費が膨大になる。そのため、中性子鏡管ユニットを可能な限りの短時間で交換を行う必要がある。

これらの諸問題に対処するため、アルミケーシングを使用した中性子鏡管ユニットの設置を実施してきた。初めに中性子鏡管ユニットをアルミケーシング内に精度良く設置し、次にアルミケーシングを水平実験孔 9C の固定プラグ内及び可動プラグ内に設置することで、高線量率下での作業時間を大幅に減少させてきた。

この設置方法で使用される約 1.8m の長尺となるアルミケーシングは、今まで切削加工法により製作してきた。しかし、このように細長い管の加工においては、壁を薄肉にする際の加工履歴による管のねじれの発生が加工の工程を飛躍的に増大していた。

そこで、製作方法を切削加工ではなく、押出加工によるアルミケーシングの試作を昨年度実施し、アルミケーシングにおいては押し出し法で製作可能であることが明らかになったことを受けて、本年度は、昨年度確立した長尺アルミケーシングの製造方法を利用して C2 及び C3 冷中性子導管用アルミケーシングを製作した。

アルミケーシングの設計においては、試作機と同様に以下の 3 点を考慮する必要があった。

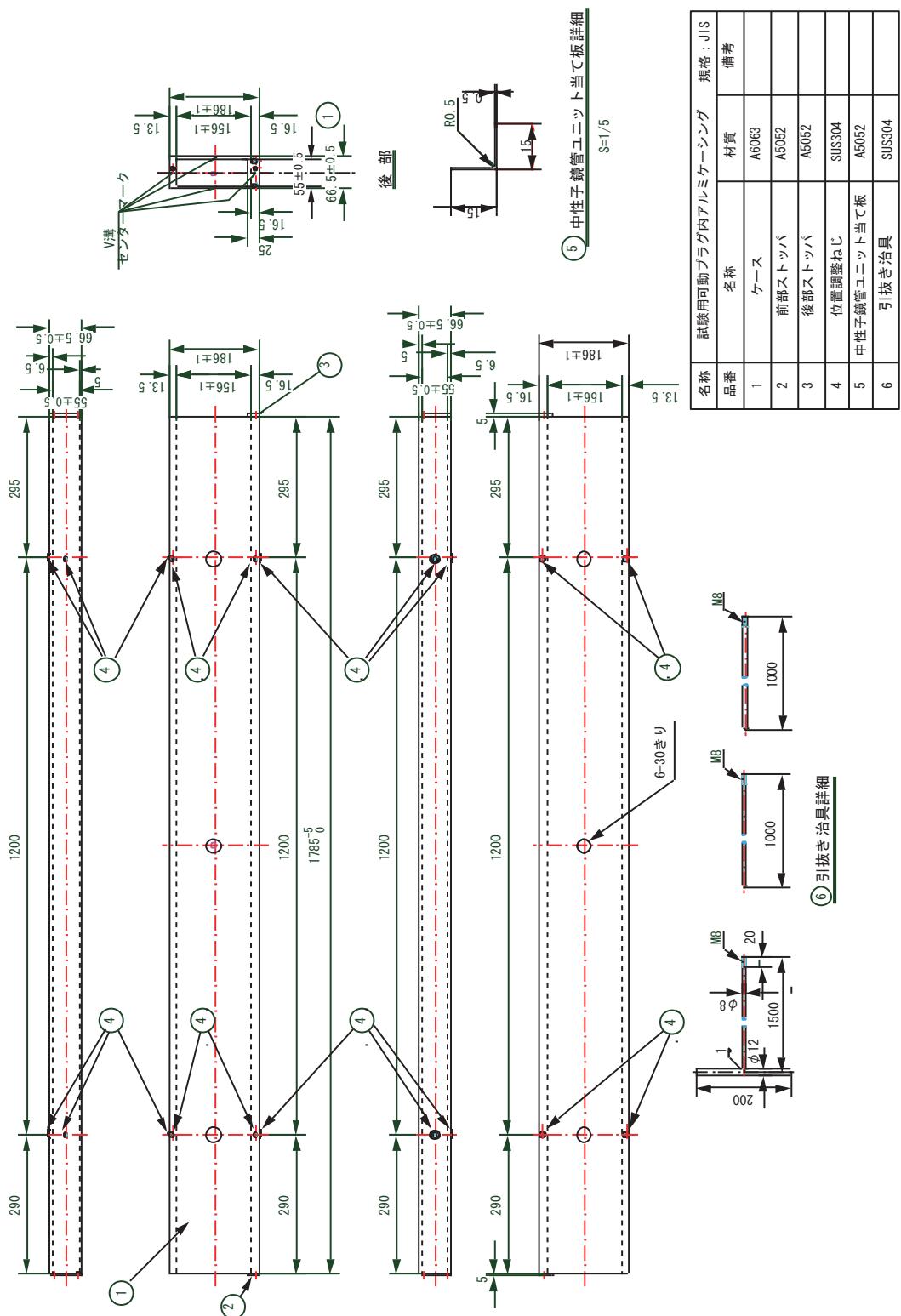
- (a) 空間的な余裕の少ないアルミケーシング内に中性子鏡管ユニットを高精度で設置するため、アルミケーシング内で、中性子鏡管ユニットの微調整が出来る機構を持つこと。
- (b) 空間的な余裕の少ない水平実験孔 9C 内にアルミケーシングを高精度で設置するために、水平実験孔 9C でアルミケーシングの微調整が出来る機構を持つこと。
- (c) アルミケーシングを水平実験孔 9C 内に設置する際、高線量下での設置作業となるので、被ばくを押さえるための詳しい手順を考え、実行する必要があること。

アルミケーシング設計においては、冷中性子ビームの高強度化を目指すために、昨年度製作した試作品と同様に調整機構を残しつつ全体的にアルミケーシングの肉厚を削ることで、冷中性子ビーム断面積を増加することとした。そのため、断面積で言うと長辺の厚みが 10mm から 5mm と減らすことになった。また、計画している中性子鏡管ユニットの構造を考慮すると、冷中性子ビームの断面積が 22mm × 122mm から 24mm × 124mm へ増大することが可能となった。

ケーシング材料であるが、ケーシングの設置位置が高線量下であることを考慮すると、放射化が少ない、もしくは短期間で線量が下がる材料にする必要がある。そのため、A6063 を使用した。

(a)については、アルミケーシング内での中性子鏡管ユニットの微調整は、アルミケーシングにシム板を入れることで調整することとした。(b)については、アルミケーシング外側に位置調整ねじを配置し、アルミケーシング入れる枠を押すことで、アルミケーシングの微調整を行うこととした。(第 4.1.12 図)

押し出し法における JIS 特級の公差を用いて製作とし、アルミケーシングの外寸は $66.5 \pm 0.5\text{mm(幅)} \times 186 \pm 1\text{mm(高さ)} \times 1785+5\text{-}0\text{mm(長さ)}$ 、内寸は $55 \pm 0.5\text{mm(幅)} \times 156 \pm 1\text{mm(高さ)} \times 1785+5\text{-}0\text{(長さ)}$ とした。実際に押し出しにより製作されたアルミケーシングの寸法は、C2 冷中性子導管に使用するアルミケーシングの外寸は $66.59\text{mm(幅)} \times 185.66\text{mm(高さ)} \times 1785\text{mm(長さ)}$ 、内寸は $55.04\text{mm(幅)} \times 155.76\text{mm(高さ)} \times 1785\text{mm(長さ)}$ 、C3 冷中性子導管に使用するアルミケーシングの外寸は $66.53\text{mm(幅)} \times 185.68\text{mm(高さ)} \times 1785\text{mm(長さ)}$ 、内寸は $55.04\text{mm(幅)} \times 155.84\text{mm(高さ)} \times 1785\text{mm(長さ)}$ 、となっており、非常によい精度で製作できた。



第 4.1.12 図 仕様書に記載した固定プラグ用アルミケーシングの概略図、単位は mm。

4.2 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先端基礎研究センター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ー」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散乱実験装置 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ことになるため、「中性子分光器」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。

平成 21 年度における当部の受託研究では、業務計画書に記載されている「中性子鏡管ユニットの製作及び輸送効率測定」、「冷中性子導管の中性子束測定」及び「冷中性子導管直導管部の中性子導管設計」を研究計画どおり実施した。

4.2.1 中性子鏡管ユニットの製作及び輸送効率測定

平成 21 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、中性子モンテカルロ輸送コード (McStas[1,2]) を用いて冷中性子導管の中性子輸送効率を計算し、曲導管部の中性子鏡管ユニットに使用する中性子ミラーの具体的な仕様を検討した。検討結果をもとに曲導管部に用いられる冷中性子鏡管ユニットの仕様を策定して設計を完了させ、7 体の中性子鏡管ユニットを製作した。また、製作した冷中性子鏡管ユニットの輸送効率を検証した。

(1) 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。

評価の方法は、中性子ミラーの性能向上のみに注目するため、曲導管部（鏡管ユニット 18 体）のみを高性能中性子ミラーに置換することとして、以下の 3 種の計算条件でシミュレーションを実施した

1. 曲導管部の中性子ミラーとして、1Qc(反射率 100%)を採用した場合。
2. 曲導管部の中性子ミラーとして、2Qc(2Qc の位置で反射率 90%)を採用した場合。
3. 曲導管部の中性子ミラーとして、3Qc(3Qc の位置で反射率 80%)を採用した場合。

なお、計算モデル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モデル化した。

本計算の結果、第 4.2.1 表及び第 4.2.2 表に示すように、中性子鏡管ユニットすべてのミラーを 3Qc の中性子ミラーにした場合に中性子強度が最大となることから、いずれのビームポートにおいても、曲導管部の中性子鏡管ユニットに使用する中性子ミラーは 3Qc の中性子スーパーミラーを使用することが最も輸送効率が高くなることが明らかになった。

第 4.2.1 表 C3-1 ビームポート

C3-2	I(I_err)	Gain
曲導管部 1Qc	71854520(5)x10 ¹	1
曲導管部 2Qc	139671000(2)x10 ¹	1.9438
曲導管部 3Qc	169405000(2)x10 ¹	2.3576

第 4.2.2 表 C3-2 ビームポート

C3-2	I(I_err)	Gain
曲導管部 1Qc	100079000(3)x10 ¹	1
曲導管部 2Qc	138555000(9) x10 ¹	1.3845
曲導管部 3Qc	15384240(1)x10 ²	1.5372

(2) 冷中性子鏡管ユニットの設計・製作

上記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を製作した。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いるため、製作する中性子鏡管ユニットの寸法においても外形は既存の中性子鏡管ユニットと同じ大きさである必要がある。一方で、中性子輸送の利得を考慮すると、中性子導管の断面積は大きいほうが、より多くの中性子を下流まで運ぶことができる。そこで外形の寸法は既存の設備と同一とし、内側の寸法は既存の設備のものより 4mm 大きくした。製作した中性子鏡管ユニットの写真を第 4.2.1 図に掲載する。



第 4.2.1 図 納入された中性子鏡管ユニット

(3) 中性子導管の中性子輸送効率の検証

中性子ビーム強度の空間分布を明らかにすることで、中性子導管を使用した場合の輸送効率の変化を調べることとした。

製作した中性子鏡管ユニットの特性測定は、JRR-3 の CHOP 分光器を用いて実施した。性能評価測定における装置配置の写真が第 4.2.2 図である。本測定配置では、中性子スリットから出てくる中性子ビームを評価対象である中性子鏡管ユニットに入射し、中性子鏡管ユニット先頭から約 2m の位置（図および写真の左端）に設置された ^3He 検出器で計数される。

実験条件としては、

1. 中性子鏡管ユニットを使用しない場合、
2. 中性子鏡管ユニットを 1 体使用した場合、
3. 中性子鏡管ユニットを 2 体を使用した場合

における中性子ビーム強度の空間分布の変化を測定することにより、輸送効率の特性を評価した。

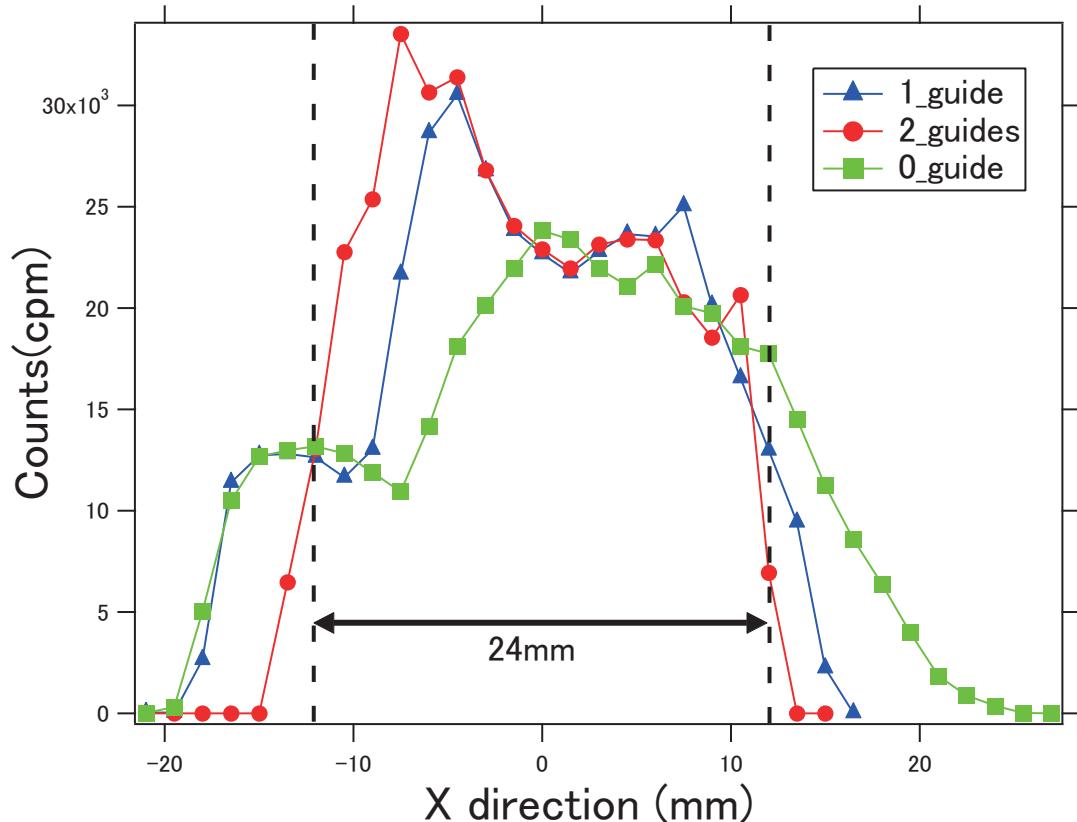
特性測定の結果第 4.2.3 図に示したように、中性子導管を使用した方が中性子ビームの空間分布が小さく、発散が抑えられていることが明らかである。また、中性子鏡管内寸である幅 24mm 内の中性子数では、1 本の中性子鏡管ユニットを使用した場合、2 本の中性子鏡管ユニットを使用した場合及び中性子鏡管ユニットを使用していない場合における総中性子数はそれぞれ 357888 個、388914 個、311468 個となり、2 本の中性子鏡管ユニットを使用したほうが、中性子鏡管ユニットを使用しない場合と比較して、1.25 倍輸送効率向上することが明らかになった。

参考文献

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



第 4.2.2 図 輸送効率測定のための実験における実際の配置。中央に中性子鏡管ユニットが 2 台並べられている。写真右上のアルミテープで囲まれているのが中性子の入射口、写真左下の白い筒の中に検出器が入っている。



第 4.2.3 図 輸送された中性子の水平方向における強度分布

4.2.2 冷中性子導管の中性子束測定

本委託事業による冷中性子導管の高度化の成果を定量的に評価するためには、高度化以前と高度化以降のビームポート位置における中性子束の変化を測定し、把握しておく必要がある。そこで、中性子束の絶対値を求めるために、金箔照射を利用した「放射化法」を採用し、高度化以前の中性子束の実測を行うこととした。

測定には、 $5\text{mm} \times 5\text{mm} \times 0.01\text{mm}$ の金箔を使用することで、自己遮蔽の影響をほとんど考慮しなくて良い条件で測定した。金箔を、中性子導管のビーム取り出し口に貼り付けることで、中性子束の測定を行った。1つのビームポートの大きさは高さ $50\text{mm} \times$ 幅 20mm であるため、金箔を縦方向に3枚並べた。それぞれの金箔は 10mm ずつ離して設置した。このポリエチレンのシートをそれぞれ C3-1、C3-2 ビームポートへ1枚ずつ設置して測定を行った。

中性子束を測定したときの JRR-3 の運転条件は、熱出力 20MW 、照射時間は 59 分 05 秒であった。約 30 分の冷却後、測定を行った。

測定の結果、JRR-3 の中性子束は、C3-1 ビームポートで $1.2 \times 10^8 [\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であり、C3-2 ビームポートでは $9.9 \times 10^7 [\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であるとの結論が得られた。

4.2.3 冷中性子導管直導管部の中性子導管設計

冷中性子ビームラインの直導管部末端の中性子利用効率を最大化するために、中性子モンテカルロ輸送コード (McStas[1,2]) による解析を実施し、直導管部におけるテーパー型中性子導管の設計を行うこととした。これは C3 冷中性子導管の曲導管部の交換のみならず、直導管部においての輸送効率向上の可能性を調べるためである。

中性子ビーム利用実験装置が設置されているビームポート位置における中性子束の増強には、輸送されてくる中性子ビームの中に含まれる発散角の大きな中性子束群の活用が欠かせない。しかし、中性子ビーム実験装置においては、試料位置でのビームの発散角度の分布は測定の質に大きな影響を与える。例えば、発散角の強度分布がビームプロファイルに対して左右・上下ともに対称であれば、中性子散乱実験において、多少、運動量あるいはエネルギー分解能が悪くなるものの、研究対象である散乱シグナルの可観測性を著しく向上させ S/N 比を改善することは、よく知られている。しかし、発散角の強度分布が非対称的であれば、中性子散乱データの解析に著しい困難をもたらす。そこで、直導管部における中性子鏡管ユニットの設計においては、採用する中性子ミラーの性能だけでなく形状も検討事項とする。そこで、直導管部において集光することでターゲットにおける中性子の数を増やすこととした。

4.2.1 で、すでに報告されているように、C3 冷中性子導管において、曲導管部を 3Qc の性能を持つ中性子ミラーに置換することで、特性波長(中性子のエネルギー分布において一番強度のあるエネルギー(波長))は 6\AA から 2.7\AA へと大きく変わる。このことを考慮すると、集光すべき中性子の波長を 2\AA とすれば、C3 冷中性子導管から輸送されてくるほぼ全ての中性子を集光して中性子ビーム装置が利用可能にすることが出来る。なお、本稿では直導管部を 2 つに分けて図中にラベルを付して明示されているように、中性子ビームを集光させるために直導管を傾斜させた部分を「集光後」、その前段におかれた平行な導管部を「集光前」と呼ぶことにする。

テーパー形状の中性子導管に使用する中性子ミラーを 1Qc とした場合、中性子導管の形状の変

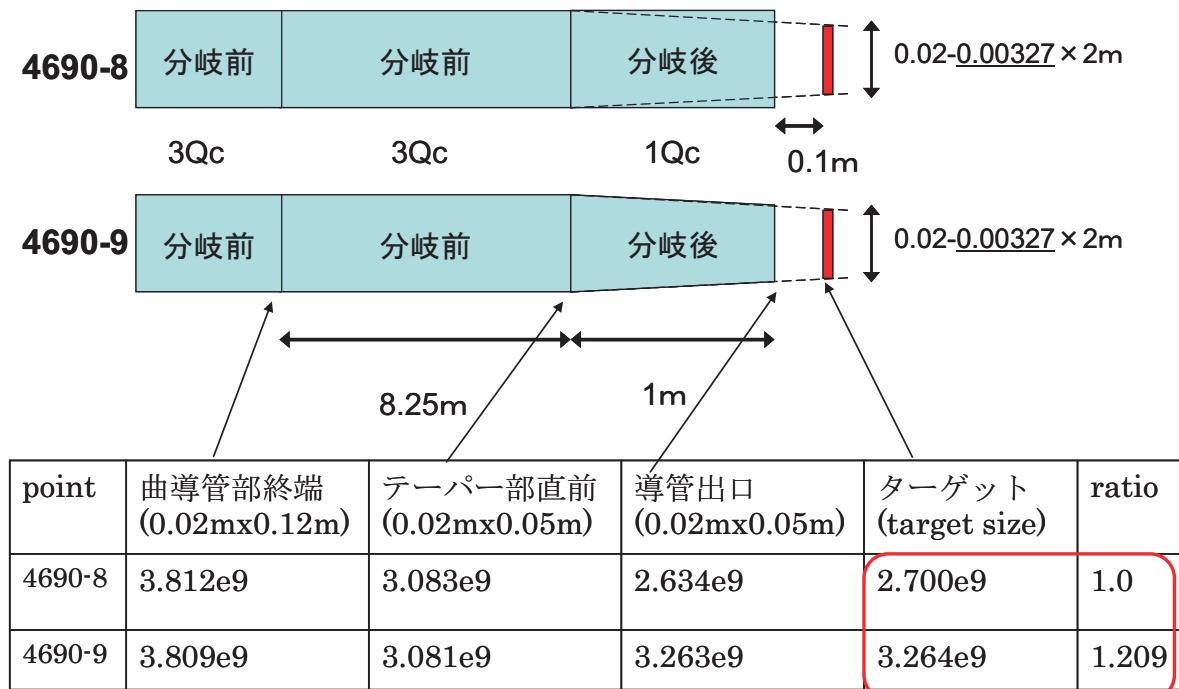
化に伴いどの程度のゲインが得られているかまとめた。第 4.2.4 図に示すように最後の集光部分に使用する中性子ミラーは 1Qc とし、集光部分をストレートの形状とした計算を「4690-8」、集光部分でテーパー型とした計算を「4690-9」としている。1Qc でテーパー形状にした中性子導管での強度のゲインは 1.21 倍得られることが明らかになった。

次に、テーパー形状の中性子導管に使用する中性子ミラーを 3Qc とした場合、中性子導管の形状の変化に伴いどの程度のゲインが得られているかまとめた。第 4.2.5 図に示すように最後の集光部分に使用する中性子ミラーは 3Qc とし、集光部分をストレートの形状とした計算を「4590-8」、集光部分でテーパー型とした計算を「4590-9」としている。3Qc でテーパー形状にした中性子導管での強度のゲインは 1.48 倍得られることが明らかになった。

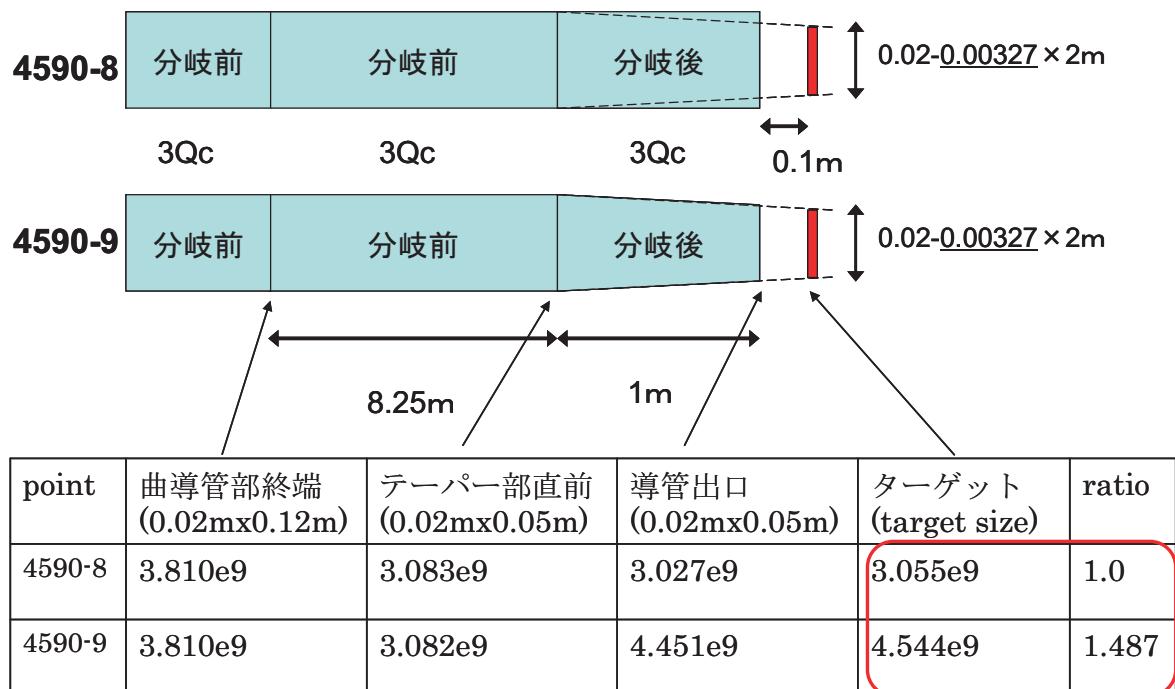
今後は C3-1 に設置している AGNES 分光器並びに C3-2 に設置している SANS-J-II などの実在の装置における強度増加のための設計及び計算を実施することが重要である。また、上記の計算結果により、適切な予算措置が講じられて直導管がテーパー導管部を含み 3Qc に置換されれば、C3 冷中性子導管と関連中性子ビーム実験装置群は、その性能が格段に向上されることが示すことができた。

参考文献

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



第 4.2.4 図 両方向の集光(2Å を±0.45 度で)集光後 1Qc



第 4.2.5 図 両方向の集光(2Å を±0.45 度で)集光後 3Qc

4.3 大口径 NTD-Si 半導体の均一照射技術に関する研究

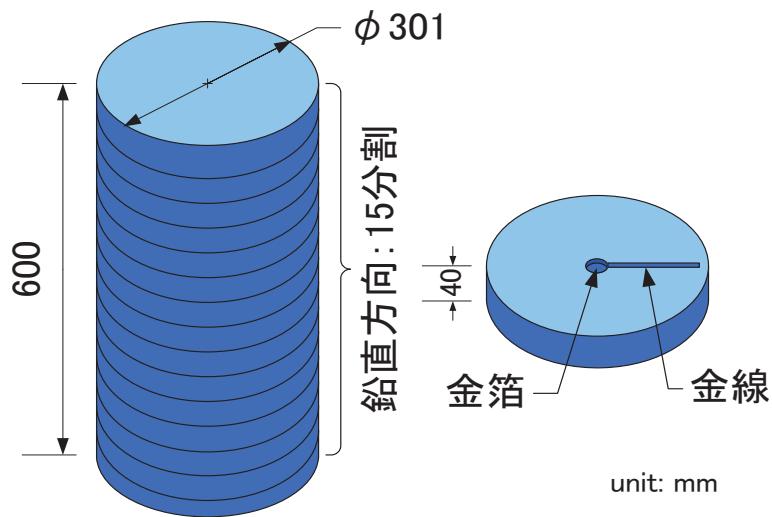
原子炉における半導体製造方法は中性子核変換ドーピング(Neutron Transmutation Doping:NTD)法と呼ばれており、この方法は天然のシリコン中の³⁰Si(天然存在比:3.05%)に中性子を照射することによって、³⁰Si をリン(³¹P)に核変換し、シリコン中にリンを均一に添加(ドープ)するものである。抵抗率の均一性は耐圧不良、オン抵抗のバラツキ、素子間の抵抗値のバラツキ等を低く抑えることが可能であり、高い信頼性を要求する絶縁ゲートバイポーラトランジスタ(IGBT: Insulated Gate Bipolar Transistor)へ応用されている。特に高耐圧のIGBTでは、抵抗率の均一性が重要であり、NTD-Siが使用されている。

製造コスト低減のためにウェーハサイズの大口径化を進めると、高い均一性を有するNTD-Siでも次第に面内抵抗率の均一性の低下を引き起こす。したがって、高耐圧IGBTに対応するために、12インチ径ウェーハの面内抵抗率の非均一性を改善する中性子照射技術の確立を目指す。本研究では、まず、12インチ径NTD-Siの径方向中性子束分布を改善する照射条件を解析的に見出し、この条件を実現するための照射実験装置を開発する。この照射実験装置をJRR-4に設置し、照射実験を行うことにより、照射装置の設計手法の妥当性を確認する。次に、この設計手法を用いて、JRR-3への12インチ径の照射装置の導入を検討し、必要となる重水タンクの更新作業についての検討を行う。更に、本格的なNTD-Si需要を支えるために産業用シリコン照射炉の炉心設計及び事業性について検討を行う。以下、平成21年度の活動で得られた研究成果を報告する。なお、本研究は、新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託研究「エネルギー使用合理化技術戦略的開発」の一環として平成19年度に受託したものである。

4.3.1 12インチ NTD-Si 照射実験装置の特性測定

JRR-4に設置された12インチNTD-Si照射実験装置、特性測定用12インチ径シリコンインゴット及び熱中性子フィルタ等を用いて、各照射条件におけるシリコンインゴット中の熱中性子束測定を実施した。熱中性子束の測定は、金線のカドミウム差引法を用いた。第4.3.1図に示した直径301mm、長さ600mmのシリコンインゴットを15枚重ね合わせ、各インゴット間に半径方向の熱中性子束分布測定用の金線及びカドミウム比測定用の金箔を設置した。これを専用のホルダに収納し、半径方向の熱中性子束分布の均一性を確保するため約4rpmで定速回転させながら原子炉出力10kWで照射実験を実施した。

照射実験は、熱中性子フィルタの効果を確認すること及びスルー法における熱中性子束分布の均一性の確認について実施した。熱中性子フィルタの効果を確認するための照射実験は、シリコンインゴット中央を熱中性子束が最大となる炉心中心から8cm下げた位置で1時間照射し、熱中性子フィルタが無い場合と熱中性子フィルタを装着した場合についてシリコンインゴット内の熱中性子束分布を測定した。次に熱中性子フィルタを装着した状態で、スルー法の上下移動範囲の上限位置及び下限位置でそれぞれ固定してシリコンインゴット内の熱中性子束分布の測定を行った。最後に、シリコンインゴットの鉛直方向の熱中性子束分布の均一性を確認するため、シリコンインゴットを鉛直方向に等速往復移動させて照射を行うスルー法によるシリコンインゴット内の熱中性子束分布の測定を行った。



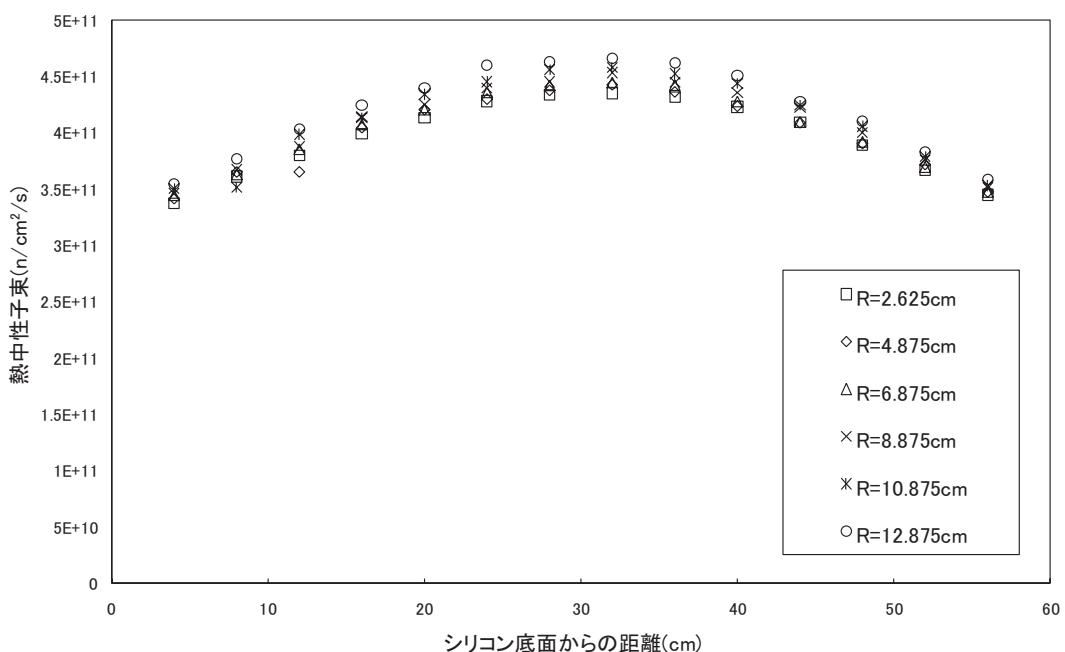
第4.3.1図 热中性子束測定用シリコンインゴット

(2) 結果

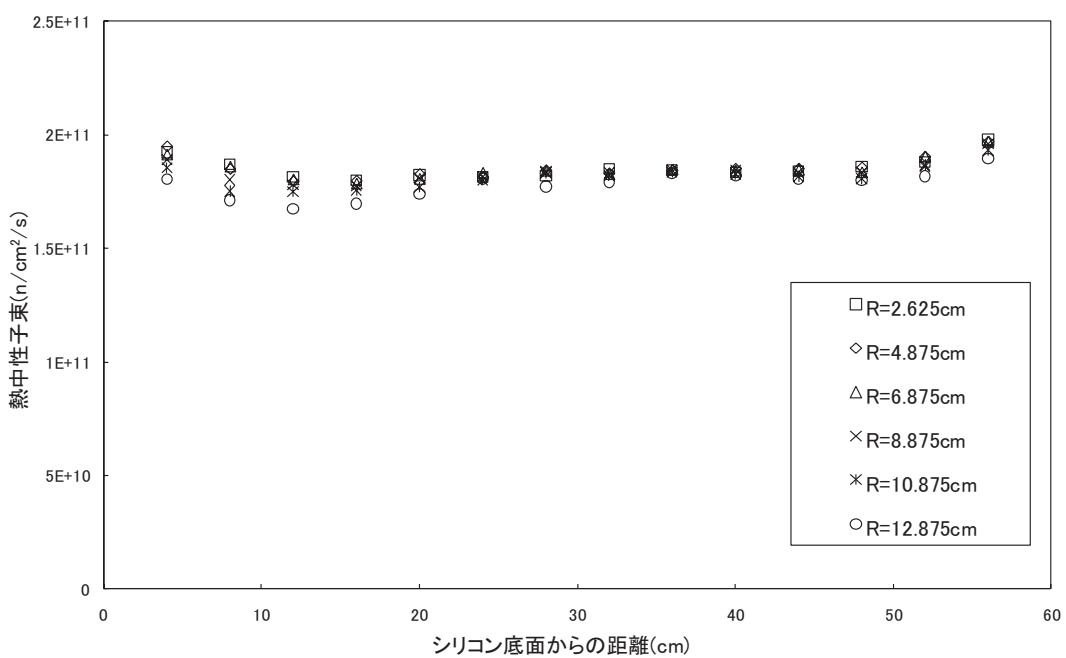
熱中性子フィルタの効果を確認するための照射実験で、熱中性子フィルタが無い場合の熱中性子束分布を第4.3.2図に示す。シリコンインゴット中の熱中性子束分布は、鉛直方向ではインゴット中央が凸状の上下対照分布であった。一方、熱中性子フィルタが有の場合には、第4.3.3図に示すとおり、シリコンインゴット中の熱中性子束分布は鉛直方向全域でほぼ均一な状態であった。

また、半径方向の中心を 1.0 に規格化した熱中性子束分布（シリコン底面から 32cm 位置の断面内）を第 4.3.4 図に示す。熱中性子フィルタの有無により O/C 比（シリコン中心に対する外周の比）が 1.09 から 0.96 に大幅に変化したことから、熱中性子フィルタの効果が非常に大きいことが分かった。しかし、O/C 比は、いずれの断面においても目標値 1.1 以下を満足する結果となつた。

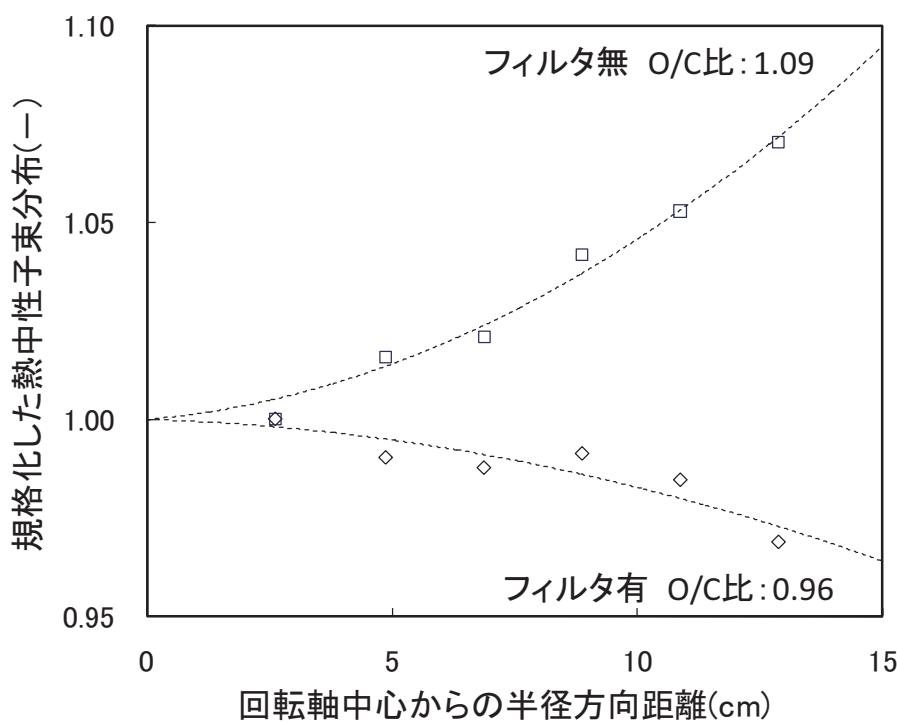
スルー法を用いた場合の熱中性子束分布を第 4.3.5 図に示す。シリコンインゴット中の熱中性子束分布は、鉛直方向ではインゴット中央が凹状の上下対象分布となり均一性が得られなかつた。この原因は、熱中性子フィルタが存在しないシリコンインゴット上部及び下部において熱中性子の照射量が多くなったことが推測される。



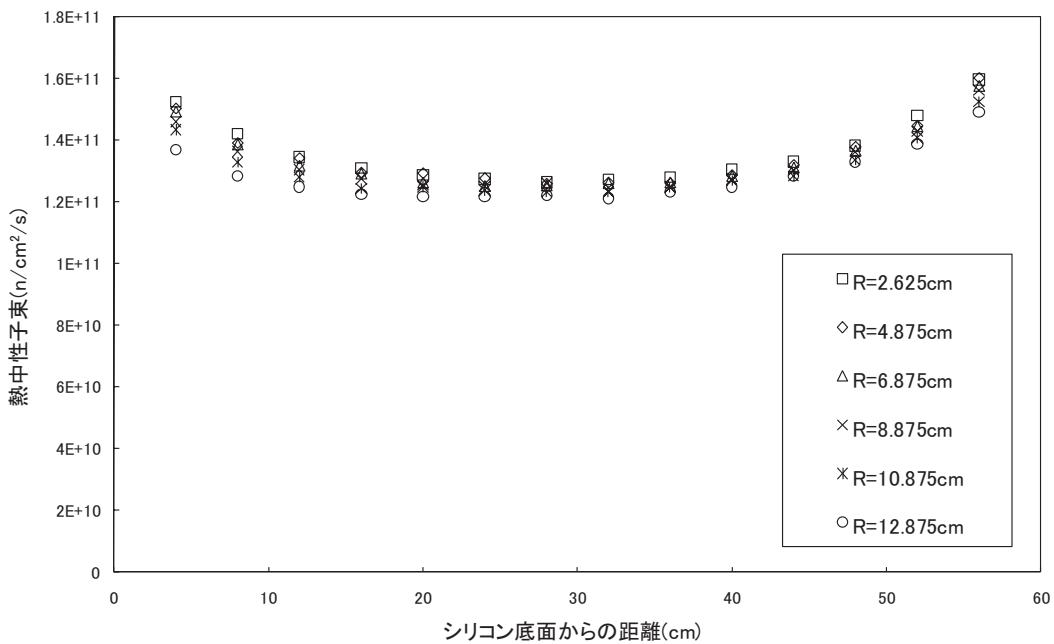
第 4.3.2 図 热中性子フィルタ無 シリコン中心から半径 R 位置における鉛直軸方向熱中性子束分布（シリコンインゴット中心位置：炉心中心から -8cm）



第 4.3.3 図 热中性子フィルタ有 シリコン中心から半径 R 位置における鉛直軸方向热中性子束分布 (シリコンインゴット中心位置：炉心中心から -8cm)



第 4.3.4 図 規格化した熱中性子束分布(シリコン底面から 32cm 位置の断面内)の比較



第 4.3.5 図 热中性子フィルタ有 スルー法を用いたシリコン中心から半径 R 位置における鉛直軸方向熱中性子束分布（シリコンインゴット中心位置：炉心中心から+28~-44cm）

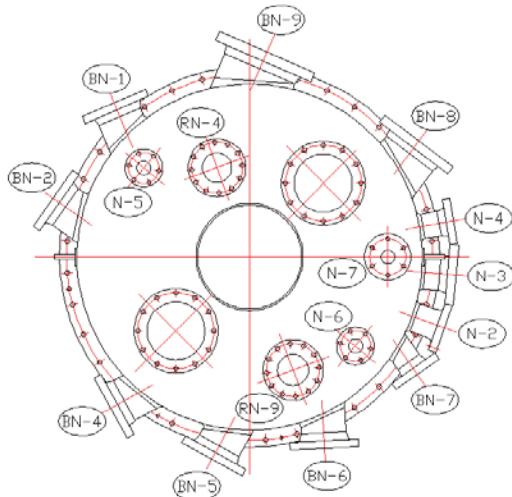
4.3.2 大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計

大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計について、(1) JRR-3 における 12 インチ径シリコン照射設備及び炉心の概念設計、(2) シリコン照射専用炉の検討を行った。(1)については、今年度は JRR-3 の重水タンク製造に係る検討を行った。(2)については、熱水力学解析を行った。この解析により核設計で設定した原子炉出力に対する妥当性の検討を行った。

(1) JRR-3 における 12 インチ径シリコン照射設備及び炉心の概念設計

本年度は JRR-3 の重水タンク製造に係る検討を行った。JRR-3 で 12 インチ径 NTD-Si を照射するには、新たに照射孔が必要となるが、そのためには新たな重水タンクの製造が必要となる。12 インチ径 NTD-Si 照射孔を 2 本有する重水タンクを製造出来るメーカーを調査し、製造に有する期間及び費用について見積りを行った。新たな重水タンクの概略図を第 4.3.6 図に示す。重水タンクはアルミニウム合金から製造されるが、重水タンクを製造するメーカーは、大型 3 次元加工技術、原子力認定溶接技術、原子力認定溶接設備を有している必要がある。調査の結果、これらすべての要求を満たすメーカーを国内に 2 社見つけることが出来た。製作期間としては、A 社は 43 カ月、B 社は 35 カ月必要であった。ただ、A 社と B 社では必要とする試作基数が異なり、試作基数を考慮した 1 基当たりの製作期間は A 社が 10 カ月、B 社が 9 カ月と同程度になった。製作費用は A 社が 19 億円、B 社が 9 億円と大きな差異が生じた。これは、人件費単価の相違、諸経費等の考え方の相違点以外に製作方法の違いによる必要材料量の差異が原因であると考えられる。重水タンク外筒（材質 A5052P-0）を製造する場合、A 社は 100mm 厚の 2 枚の板を使用

して半割を製造し、これを組み合わせることによって製造しているのに対して、B 社では 80mm 厚の 1 枚板をロールして製造を行う。この場合、A 社では 3326kg の材料が必要であるのに対して、B 社では 2000kg と 6 割程度の必要量となった。



第 4.3.6 図 12 インチ照射筒 2 本有する重水タンクの概略図

(2) シリコン照射専用炉の検討

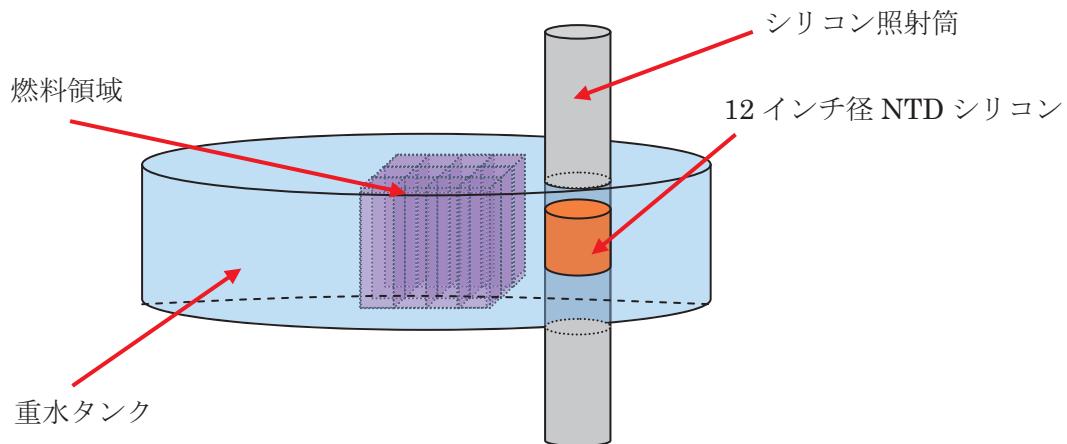
シリコン照射専用炉の検討を行う基本方針としては下記の 3 つの条件を基本とした。

- ① オープンプールタイプの冷却系は非加圧とする。
- ② 既存の研究炉ベースの研究炉とする。
- ③ 原子炉出力は 20MW 程度とする。

③の原子炉出力に関して、冷却系の規模を考えた場合、20MW 程度以下が妥当だと考えられる。この出力で生産量が足りない場合、出力を上げるのではなくて、原子炉を複数基に分けて建設する方がリスク分散の点から良いと考えられる。

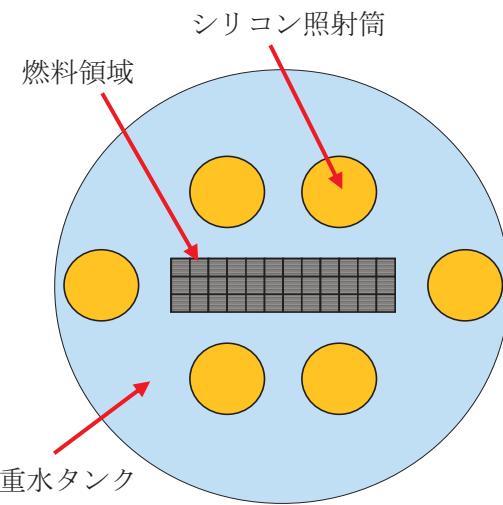
昨年度までの検討より、燃料形状の検討において、UO₂ペレット燃料と板状燃料の比較を行い、十分な照射性能を有するには板状燃料の使用が適していることが分かった。また、炉心形状の検討についても行い、正方形型炉心、長方形型炉心及び口型炉心（口型に燃料を配置した炉心）の中で、炉心形状としては長方形型を有している炉心が最も照射効率（燃料消費に対する照射効率）が最も良いことが分かった。

第 4.3.7 図に炉心概念図を示す。中心部に燃料領域があり、その周りを重水タンクが囲んでいる。重水タンク中に 12 インチ径 NTD シリコン照射筒が設置されており、この照射筒内にシリコンインゴットを挿入することにより NTD シリコン照射を実施する。第 4.3.7 図は概念図であるため、照射筒は 1 本であるが、実際には照射筒は 6 本設置可能である。



第 4.3.7 図 シリコン照射専用炉の炉心概念図

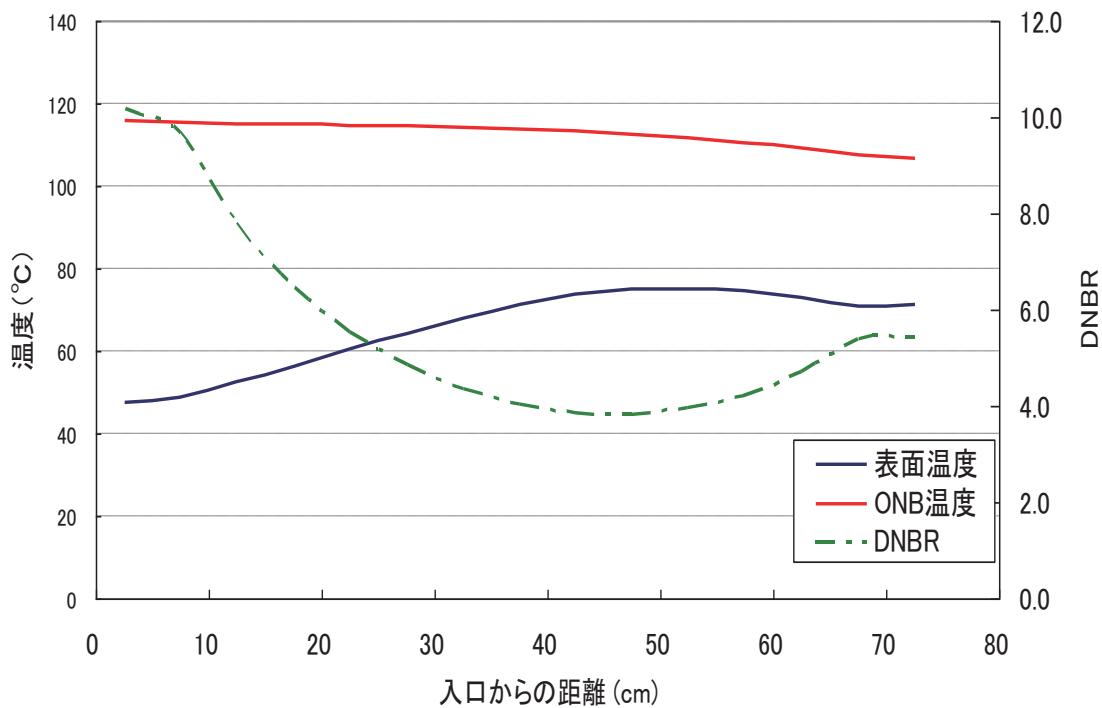
第 4.3.8 図にシリコン照射専用炉の炉心水平断面図を示す。燃料領域の横幅は 92cm、縦は 23cm、深さは 70cm である。重水タンク中の 12 インチ径 NTD シリコン照射筒は 6 本設置している。照射筒は燃料領域から 10cm 離れた位置に設置している。燃料板に含まれる燃料ミート部のサイズは $0.51 \times 62 \times 750\text{mm}$ としている。燃料要素体 1 体当たり燃料板は 21 枚含まれ、炉心では 36 体の燃料要素体を含む。燃料要素体は 3 行 \times 12 列の長方形型に配置している。



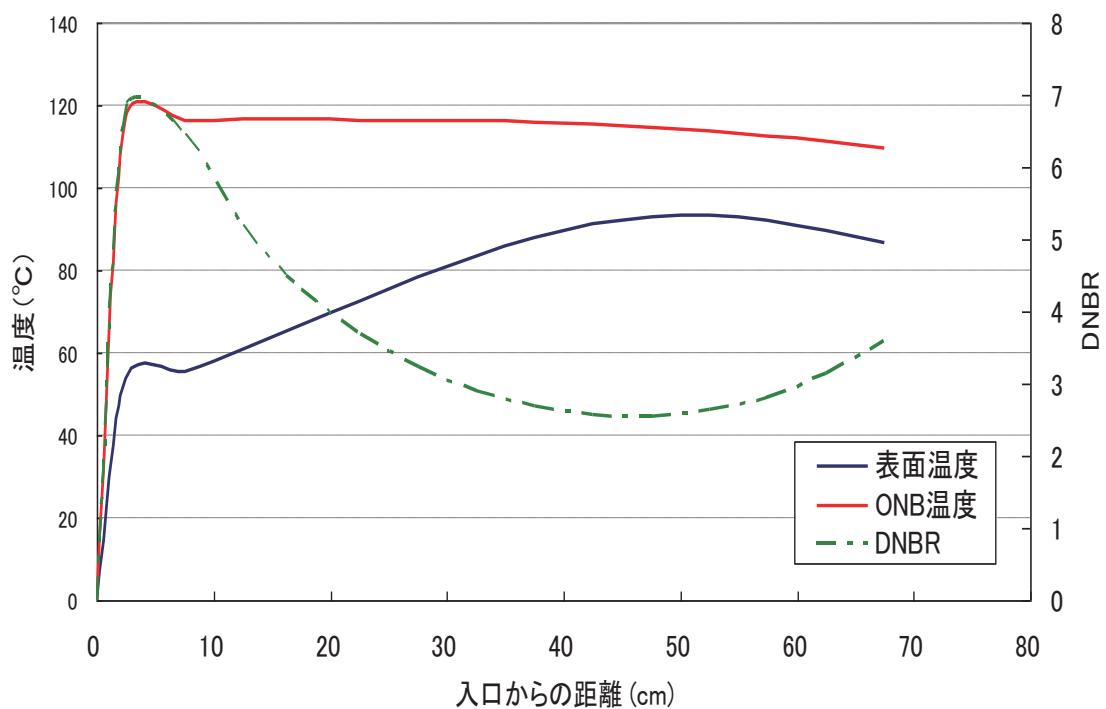
第 4.3.8 図 シリコン照射専用炉の炉心水平断面図

原子炉出力は 20MW と設定しているが、この時の原子炉の伝熱流動解析の結果を第 4.3.9 図に示す。冷却水が燃料領域に入り出るまでの冷却水の温度状態及び DNBR の解析結果について示している。表面温度とは燃料板表面での温度を示し、この温度が ONB 温度を超えると沸騰が生じる。シリコン照射専用炉では、冷却水は沸騰しないことを条件としているため、燃料表面温度は ONB 温度を下回る必要がある。この結果より、燃料表面温度は ONB 温度を十分に下回ることが分かった。DNBR とは冷却材の除熱能力を現す指標の一つであり、この値が大きいほどその能力は高く、燃料は健全に保たれる。NTD シリコン照射専用炉では既存の研究用原子炉 JRR-3 と同様に、通常運転時の DNBR は 2.5 以上であることを求めている。第 4.3.9 図の結果より、最小 DNBR は 3.8 であり、燃料の安全は十分に保たれていることが分かる。この結果より、昨年度実施した核設計は十分に熱的にも成り立つことが分かった。

また、原子炉出力を 30MW と設定した場合の、伝熱流動解析の結果を第 4.3.10 図に示す。この結果より、表面温度は ONB 温度より下回っているが、DNBR の最小値が 2.6 と制限値である 2.5 に非常に近い値となった。このため、熱出力を 30MW に設定するのは厳しいと考えられ、原子炉出力としては 20MW 程度が妥当であることが分かった。



第 4.3.9 図 热出力 20MW の時の伝熱流動解析結果



第 4.3.10 図 热出力 30MW の時の伝熱流動解析結果

4.4 タンデム加速器系の開発

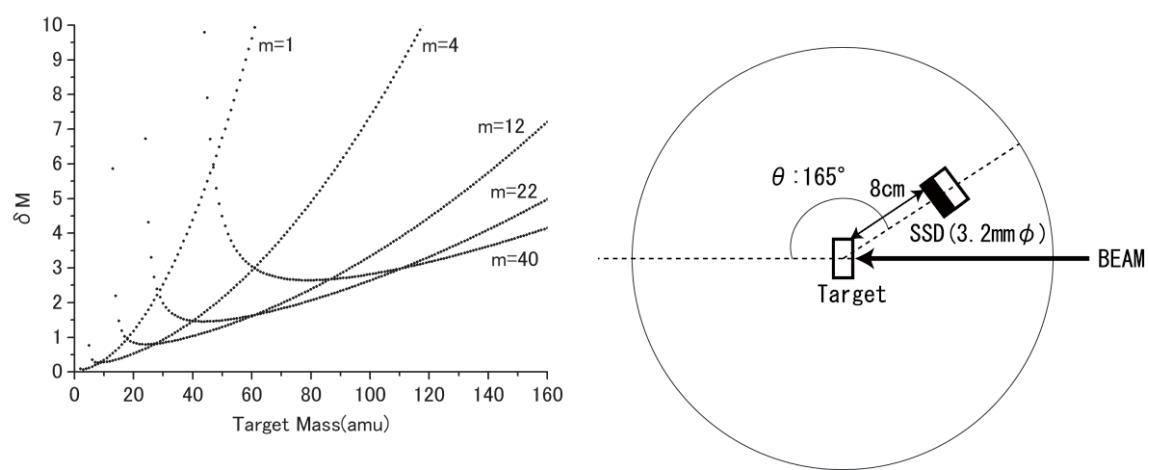
4.4.1 RBS 質量分析試験

加速器を用いたイオンビーム分析手法の一つであるラザフォード後方散乱（RBS）法による質量分析試験を行った。通常の RBS は分析用ビームとして核子あたり 1MeV 程度に加速された ${}^4\text{He}$ イオンを標的へ入射してその散乱エネルギーを半導体検出器等で測定する。軽イオンビームによる RBS は標的元素の質量数が大きくなると散乱エネルギーの分解能が低下するため、重元素標的の高精度な RBS 分析を行う場合には飛行時間測定（Time-of-flight）やエネルギー分析電磁石等を用いた高分解能装置による測定が行われている。

一方、重元素標的に対して適切な質量数の重イオンビームを入射することで散乱エネルギーの分解能を向上させることができる。第 4.4.1 図は標的の質量数に対する RBS の質量分解能をイオンビームの質量数毎にプロットしたものである。ここでは、イオンビームのエネルギーに対する測定系のエネルギー分解能を 1% と見積もり、散乱角度は 165° として計算した。この図から、質量数 70 付近の標的を分析するには ${}^4\text{He}$ イオンよりも ${}^{22}\text{Ne}$ イオンを用いた方が有利であることが分かる。ただし、エネルギーの測定に通常の半導体検出器を用いる場合には重イオンの特性から分解能が低下してしまう。我々はこの点を踏まえ、重イオン RBS の質量分解能を検証した。

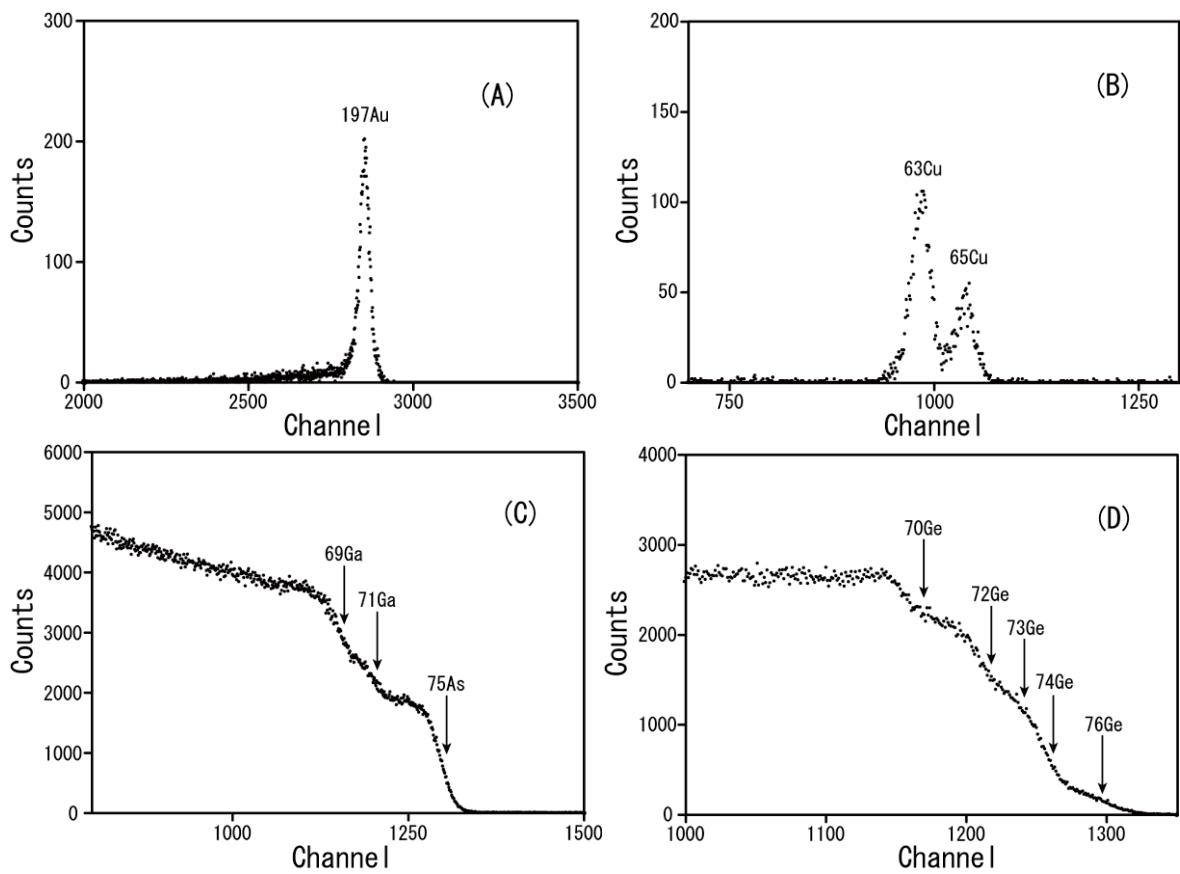
用いたイオンビームは核子当たり 1.25MeV に加速された ${}^{22}\text{Ne}$ ビームである。標的は厚さ約 1nm の金薄膜（シリコン基板上に蒸着）、厚さ約 10nm の銅薄膜（同）、ガリウムヒ素単結晶そしてゲルマニウム単結晶である。第 4.4.2 図に測定のセットアップを示す。イオンビームは標的により散乱され、ビーム軸に対して角度 165° の位置に設置されたシリコン表面障壁型検出器（ORTEC 製：BU-012-050-100）で散乱エネルギーを測定した。

第 4.4.3 図に得られた重イオン RBS のスペクトルを示す。（A）金薄膜から得られたこの測定系のエネルギー分解能（半値幅）はエネルギー領域 18MeV 付近において約 1.2 % であった。このイオンビームを（B）銅薄膜に入射したところ同位体 63 と 65 のピークを分離できた。また、（C）ガリウムヒ素単結晶から得られたスペクトルではガリウムとヒ素の元素分離及びガリウム同位体 69 と 71 の分離が可能であった。（D）ゲルマニウム単結晶から得られたスペクトルでは比較的質量差の大きい同位体は分離できたが全ては分離できていない。



第 4.4.1 図 イオンビーム質量数 (m) 每の
RBS 質量分解能 (δM)

第 4.4.2 図 測定セットアップ



第 4.4.3 図 ^{22}Ne ビームの重イオン RBS スペクトル
(A) 金、(B) 銅、(C) ガリウムヒ素、(D) ゲルマニウム

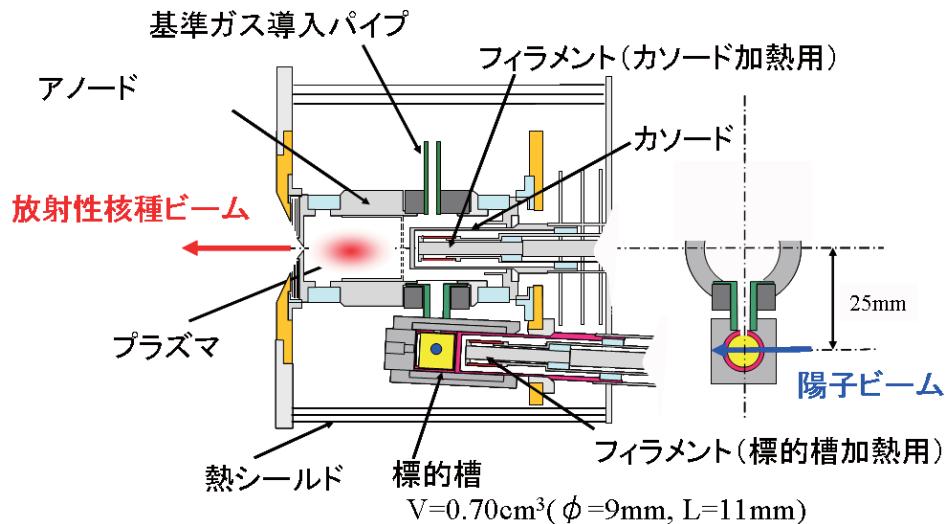
4.4.2 ISOL イオン源の開発

原子力機構・東海タンデム加速器施設では、オンライン同位体分離器 (isotope separator on-line: ISOL) を用いて短寿命の放射性核種ビームを生成し、実験利用に供している。今年度は、^{8, 9}Li、¹²³In、¹⁴²Ba、¹⁴⁰Xe ビームを短寿命核加速実験装置 (TRIAC) へ供給するとともに、物性研究や短寿命核種の核構造研究に利用された。日数としては、実験に 17 日、装置開発やオフライン実験等に 11 日利用された。

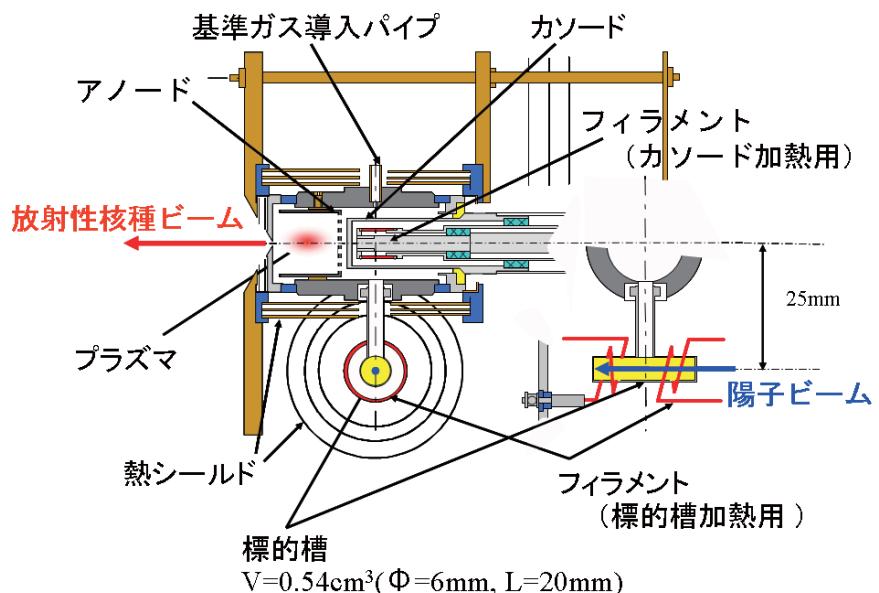
ISOL イオン源開発として、陽子ビームによるウラン核分裂反応によって生成される半減期 1 秒程度のインジウムや希ガス等のビーム強度を増やすために、低圧アーク放電型イオン源 (FEBIAD イオン源) の改良を進めている。第 4.4.4 図、第 4.4.5 図に改良前 (FEBIAD-B2) と改良後 (FEBIAD-E) の概略図を示す。FEBIAD-E イオン源は、標的の加熱方法や熱遮蔽等を改良したことで標的を約 2000°C に加熱することが可能になった (平成 20 年度加速器管理部年報参照)。

今年度は、FEBIAD-E イオン源の性能試験をオンラインで行い、生成物のイオン源から放出する時間 (放出時間) とビーム強度の測定を行った。測定は、標的槽に炭化ウラン標的 (標的厚 640 mg/cm²) を装着し、タンデム加速器から陽子ビーム (エネルギー 30MeV、ビーム電流 700nA) を照射して行った。生成物をイオン源によりイオン化し、加速・質量分離した後、テープ搬送装置のアルミ蒸着マイラーテープに捕集し、ゲルマニウム半導体検出器を配置した測定位置へ移送する。放出時間の測定は、陽子ビームの停止時を測定開始 (t=0 秒) としてイオン源から放出されるビーム量の時間依存性を γ 線測定によって決定した。一方、ビーム強度の測定は、目的とする核種の半減期を考慮してテープ上への捕集時間、測定時間などの測定サイクルを決め、 γ 線測定から各核種のビーム強度を求めた。

放出時間の測定結果を改良前 (FEBIAD-B2) の値と他施設の報告値と共に第 4.4.1 表に示す。放出時間はクリプトン (Kr) で 2.3 秒、インジウム (In) で 1.8 秒、キセノン (Xe) で 4.6 秒であり、改良前に比べてより迅速に生成が可能になった。一方ビーム強度は、半減期 1 秒程度の核種である ¹²⁹In (半減期 0.61 秒) と ¹⁴¹Xe (半減期 1.73 秒) を毎秒 10³ 個程度の強度で引き出すことに成功した。しかし、以前のイオン源と比べて全体的にビーム強度が少ないことが分かった。第 4.4.2 表に改良前と改良後のビーム強度比較を示す。ビーム強度が減った原因として、イオン源の運転状態、特にプラズマや引き出しの運転条件が最適でなかったことや、タンデム加速器からの陽子ビームを有効利用するために標的槽の形状をビーム軸方向の長くしたことで、標的槽端で生成される生成物のイオン化室へ輸送効率が悪くなつたことが考えられる。そのため今後オフライン試験で運転条件の摸索を行うと共に標的槽の改良を進めていこうと考えている。



第 4.4.4 図 改良前 (FEBIAD-B2) のイオン源概略図



第 4.4.5 図 改良後 (FEBIAD-E) のイオン源概略図

第 4.4.1 表 放出時間の測定結果

Isotope	Half-life /s	Ion source	Release time /s	Fraction rate	Reported value /s ^d
⁹¹ Kr	8.57	FEBIAD-E ^a	τ₁:2.3	20%	1.5 ^e , 3.5 ^f , 16 ^g
			τ ₂ :54.1	80%	
	23.1	FEBIAD-B2 ^b	τ ₁ :3.1	21%	1.8 ^e , 1.6 ^f , 6 ^h
			τ ₂ :46.9	79%	
¹²¹ Ag	23.1	FEBIAD-E	τ₁:1.8	27%	1.8 ^e , 1.6 ^f , 6 ^h
			τ ₂ :15.8	73%	
¹²³ In	5.98	FEBIAD-B2	τ₁:7	100%	1.8 ^e , 1.6 ^f , 6 ^h
			SIS ^c	100%	
¹³⁹ Xe	39.68	FEBIAD-E	τ₁:4.6	21%	22 ^e , 11.7 ^f , 30 ^g
			τ ₂ :91.9	79%	
	39.68	FEBIAD-B2	τ ₁ :12	21%	22 ^e , 11.7 ^f , 30 ^g
			τ ₂ :>300		

^aFEBIAD-E operated at 1950 °C.^cOSIRIS at 2400 °C.^bFEBIAD-B2 operated at 1550 °C.^fISOLDE at 1900-2000 °C.^eSIS(Surface ionization type ion source) operated at 2250 °C.^gIRIS at 2050-2100 °C.^dValue was converted to mean life.^hPARRNe at 2000 °C.

第 4.4.2 表 改良前 (FEBIAD-B2) と改良後 (FEBIAD-E) のビーム強度比較

核種	半減期	FEBIAD-E ions / sec	FEBIAD-B2 ions / sec	比率 E/B2 %
⁹¹ Kr	8.57s	7.5×10^4	1.4×10^6	5.4
¹¹⁹ Ag	2.1s	1.2×10^5	2.3×10^6	5.2
¹²³ In	5.98s	4.5×10^5	5.2×10^6	8.7
¹²⁶ In	1.60s	2.5×10^4	7×10^5	3.6
¹³² Sn	39.7s	1.5×10^4	2.5×10^5	6.0
¹³⁸ Xe	14.08m	-	2.5×10^6	
¹³⁹ Xe	39.68s	4.9×10^4	3.2×10^5	15.3

4.4.3 大強度ホウ素ビームの加速試験

実験ユーザーから新規の実験を行うに当たり、500pnA 以上の大強度のホウ素イオンビームの要求があった。タンデム加速器ではこれまでホウ素イオンの加速は可能であった。しかし、イオン源でのホウ素イオン (B^-) の生成量が 100pnA 程度と少ないため、ターゲットでのイオン電流は 2、30pnA 程度と非常に限られていた。ターゲットで 500pnA のホウ素ビームを得るには、タンデム加速器のビームの加速効率を考慮すると、イオン源で 2000pnA 程度のイオンが必要である。このため、イオン源でホウ素イオンの生成量を大幅に増やすためのイオン種開発を行った。

これまでホウ素イオンを生成する際、イオン源試料は単体ホウ素の粉末（純度 99%、粒度 1 μ m 以下）を用いてきた。単体のホウ素は空気中の酸素とゆるやかに反応し、徐々に B_2O_3 が形成される。酸素は電子親和力が高い元素であるため、酸素原子及び酸素を含む分子はホウ素よりも負イオンを生成しやすい。このため、目的とする B^- イオンに比べて O^- や BO^- といった不必要なイオンの割合が非常に多い。 B^- イオンを増やすためにイオン源の出力を上げると、同時に O^- や BO^- も増えてしまい、イオン源の引出し電流の上限に達するため、 B^- の電流が制限されていた。よって、大強度のホウ素ビームを得るには酸化物由来のイオンを極力抑える必要がある。ホウ素イオンを生成するのに最適な試料を探るため、試料の化学形や物理形状を変えてイオンの生成試験を行った。

用いた試料は窒化ホウ素（化学形 : BN 純度 99.5%、粒径 3.5 μ m 以下）、炭化ホウ素（化学形 : B_4C 純度 98%、粒度 10 μ m）、粒度が異なる単体ホウ素（純度 99%、粒径 40 μ m）である。これらの試料を用いて得られたイオン源での主なイオン電流の結果を第 4.4.3 表に示す。

第 4.3.3 表 各試料のイオン源での主なイオン電流値（単位 : pnA）

イオン種 試料	B^-	H^-	C^-	O^-	BO^-	BO_2^-
B (1 μ m)	80	200	60	1200	1300	220
B_4C	1200	500	3000<	2400	1600	200
BN	1400	200	130	2600	1300	850
B (40 μ m)	1600	20	170	250	390	10

B_4C 、BN ともに B^- を 1000pnA 以上安定して得ることが可能であった。しかし、いずれも酸素由来のイオンも非常に多い。また、 B_4C 試料では C^- が、BN 試料では BN^- がそれぞれ 3000pnA 以上生成された。このため、引出し電流の上限に達してしまい、 B^- のみを増やすことは困難であった。一方、同じ単体ホウ素試料であるが、粒度が異なる試料ではイオンの生成に非常に大きな差異がある事が判明した。従来使用してきた粒径 1 μ m の試料では、イオン源で 100pnA 以上の B^- イオン電流を得ることは困難であったが、粒径 40 μ m ホウ素試料では酸化物由来のイオン電流を抑えたまま、1000pnA 以上の B^- を得ることができた。この違いは試料の酸化の進行度合いによるものと考えられる。粒径 1 μ m の試料は、40 μ m の試料と比較して、質量当たりの表面積が大きいため、

酸化がより進行して B_2O_3 の存在割合が多くなっていたと推察される。

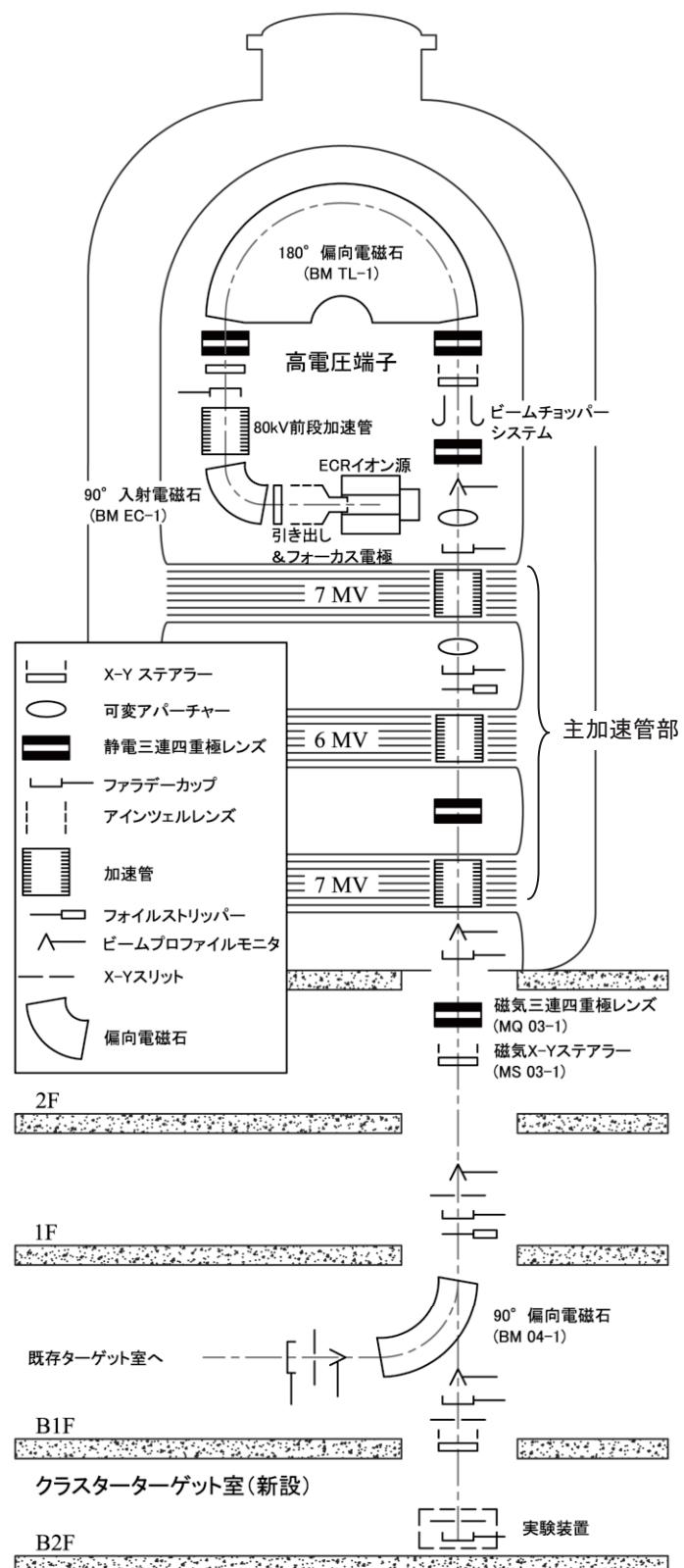
試料表面の酸化がビーム電流に大きく影響を与える可能性があるため、ホウ素の焼結試料を購入し、粒径 40 μm のホウ素粉末試料と比較を行った。焼結試料はホウ素粉末に圧力を加えながら高温でタブレット状に焼き固めたものである。このため、試料表面は空気に晒され酸化されるが、試料内部の酸化は進行しにくいと考えられる。実験の結果、粉末試料と焼結試料で B^- の生成量の差はほとんど無かった。また、実験開始直後の B^- に対する O^- や BO^- の割合にも差は無かった。しかし、焼結試料の場合、時間の経過と共に B^- に対する O^- や BO^- の割合が低下していったが、粉末試料ではほとんど変化が無かった。これは時間の経過に伴い、試料表面の酸化された層が徐々に消費され、試料内部の酸化が進行していない層から B^- が生成したためと考えられる。これらの結果より、 B^- の生成には酸化に対する安定性等を考慮し、焼結体試料が適していると考えられる。

実際のマシンタイムでは、この焼結試料を用いてイオン源で 4000pnA、ターゲットで 1000pnA の電流を 3 日間連続で安定に供給することができ、実験ユーザーの要求を十分満たすことができた。

4.4.4 クラスター ビーム 加速の検討

静電加速器はどのような重いイオンであっても加速できるという他の加速器にはない利点を有する。したがって C_{60} のような質量 720amu のクラスター分子イオンでも加速することが可能である。実際にフランス Orsay の 15MV の MP タンデム加速器¹⁾や高崎研 TIARA の 3MV タンデム加速器²⁾において、数 MeV から数 10MeV のクラスターイオンの加速が行われている。東海-タンデム加速器は折り返し型のタンデム加速器であり高電圧端子内に正イオン源を搭載している³⁾。この正イオン源からクラスターイオンを生成し、ビームとして引き出すことで、最大 20MV の加速電圧で加速することができ、イオン電荷が 1+ であれば最大 20MeV の高エネルギークラスター ビームが得られる。この場合、上記 2 施設のように高電圧端子での荷電変換が必要なタンデム加速ではないので、高強度のクラスター ビームを得ることができる。

第 4.4.6 図に本計画での加速器系の概略図を示す。まずは高電圧端子内に現在設置されている ECR イオン源からのクラスターイオンの加速を行う。ECR イオン源から数 kV の電圧で引き出されたクラスターイオンは 90° 入射電磁石で上方へ偏向され、最大 80kV の電圧で前段加速が行われる。その後、180° 偏向電磁石で加速するクラスターイオンの質量を選択する。その後、タンデム加速器の主加速管に導かれ、最大 20MV の電圧で加速される。加速されたイオンビームは既存の 90° 偏向電磁石 (BM 04-1) では曲げられないので、電磁石直下の地下 2 階の部屋をクラスター ビーム専用のターゲット室として整備する。イオンビームの質量分析は高電圧端子内で行えるので、加速後の分



第 4.4.6 図 クラスター ビーム 加速時の
加速器系の概略図

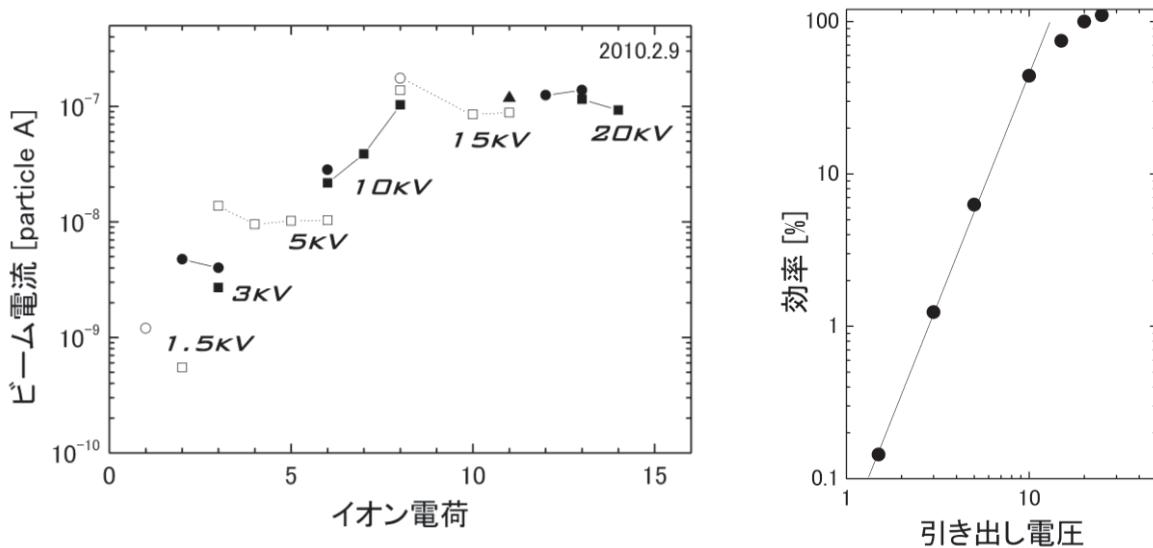
析機能は設けない。

ここでクラスターイオンの質量電荷比 (mass/charge) は通常加速している原子多価イオンと比較しかなり大きな値であるため、磁気的な光学要素の強度についての検討が必要である。特に入射 90 度偏向電磁石 (BM EC-1) の磁場強度が $ME/q^2 \leq 0.28$ と低いため、クラスターイオンの質量によって引き出し電圧を大きく下げなければならない。第 4.4.4 表は各引き出し電圧に対する加速可能なイオンの質量を計算したものである。参考に炭素クラスターにおける原子数も示している。

第 4.4.4 表 引き出し電圧と加速可能なクラスターイオンの質量

引き出し電圧 [kV]	20	15	10	5	3	2	1	0.39
質量 [amu]	14	18	28	56	93	140	280	720
炭素原子数	C ₁	C ₁	C ₂	C ₄	C ₇	C ₁₁	C ₂₃	C ₆₀

第 4.4.7 図 (左) は ¹³⁶Xe 多価イオンの電流値を引き出し電圧を変えながら測定したものである。現在の光学系でも 1.5kV の引き出し電圧において約 1nA であるがビームとして得ることができた。したがって ECR イオン源からのクラスターイオンの生成が可能であれば、C₁₀ (130amu) 程度までは加速可能であると考えられる。第 4.4.7 図 (右) はその時の引き出し効率を示したものであり、引き出し電圧のほぼ 3 乗に比例していることが分かる。低電圧でのビーム引き出しは非常に効率が悪いため、将来は初段のビーム偏向を静電偏向器とすることで引き出し電圧を上げる開発が必要である。



第 4.4.7 図 (左) 引き出された ¹³⁶Xe 多価イオンの電荷と電流；図中の数字は引き出し電圧を示す。(右) 引き出し電圧とビーム引き出し効率

180 度偏向電磁石 (BM TL-1) は磁場強度が $ME/q^2 \leq 55$ であるので、質量電荷比が 680amu 以下では 80kV の前段加速電圧を下げずに入射が可能である。C₆₀ (720amu) でも 70kV の前段加速が

可能であり主加速管の通過率を大きく犠牲にすることはない予想される。

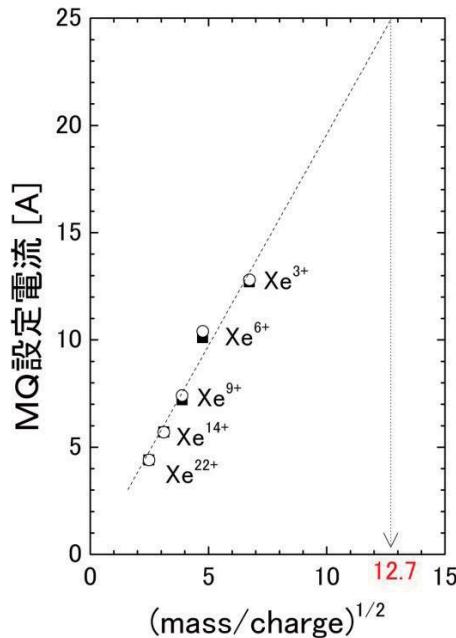
加速されたクラスターイオンを新ターゲット室で収束させるには、主加速管で加速された後の圧力タンクの外にある磁気四重極レンズ（MQ 03-1）の磁場強度について確認が必要である。また実際に新実験室へのビーム輸送が可能なかを検証するために BM 04-1 直下にビームプロファイルモニタ（BPM）とファラデーカップ（FC）を設置し、加速試験を行った。加速電圧 15MV で ^{136}Xe の多価イオン（ $3+$ 、 $6+$ 、 $9+$ 、 $14+$ および $22+$ ）を加速し、フォーカスポイントは MQ 03-1 より 12m 下流の BPM 位置とした。ビームは BM 04-1 の直径 19mm のダクト部をロスなく輸送された。その時の MQ 03-1 の励磁電流をプロットしたものが第 4.4.8 図である。MQ 03-1 の最大励磁電流は 25A であるので、第 4.4.8 図の結果から外挿すると 160amu (C_{13}) 程度までは収束可能である。実際のターゲット位置はさらに 4m 下流となるので 200amu (C_{17}) 程度までは収束したビームが得られると予想される。

高電圧端子の入射ラインには、繰り返し 20 μsec 、パルス幅 0.1~10 μsec 程度の静電デフレクター型のビームチョッパーシステムを設け、毎秒 10~1000 個にクラスターイオン数を減らしたシングルイオンヒット実験や、パルスビームによる二次イオンの Time-Of-Flight 実験などに対応する予定である。

今後、新ターゲット室の整備と既存 ECR イオン源からガス状あるいは高蒸気圧の有機化合物試料からの高強度クラスターイオン加速を行う予定である。

参考文献)

- 1) B. Waas et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., A382(1996)348-356.
- 2) Y. Saitoh et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., A452(2000)61-66.
- 3) M. Matsuda et al., JAEA-Tokai Tandem Annu. Rep. 2008, JAEA-Review 2009-036 (2009)11-12.



第 4.4.8 図 加速電圧 15MV における加速イオンの質量電荷比と磁気四重極レンズの励磁電流の関係

5. 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、各建家で行う建家安全衛生連絡協議会のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議を組織して行っている。

部内安全審査会は、部長の諮問機関として原子炉施設及び使用施設の設置及び変更並びに工事認可に関すること、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、照射キャッ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21年度において21回開催され、38項目について審査を行った。

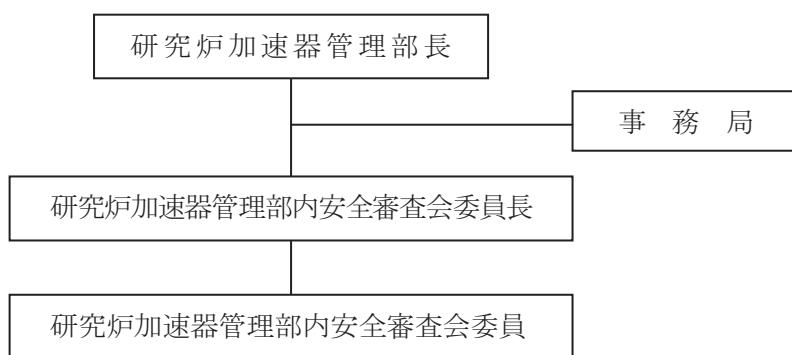
部安全衛生会議では、部長による部内安全衛生パトロールを四半期ごとに実施するとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨時実施した。

5.1 研究炉加速器管理部の安全管理体制

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

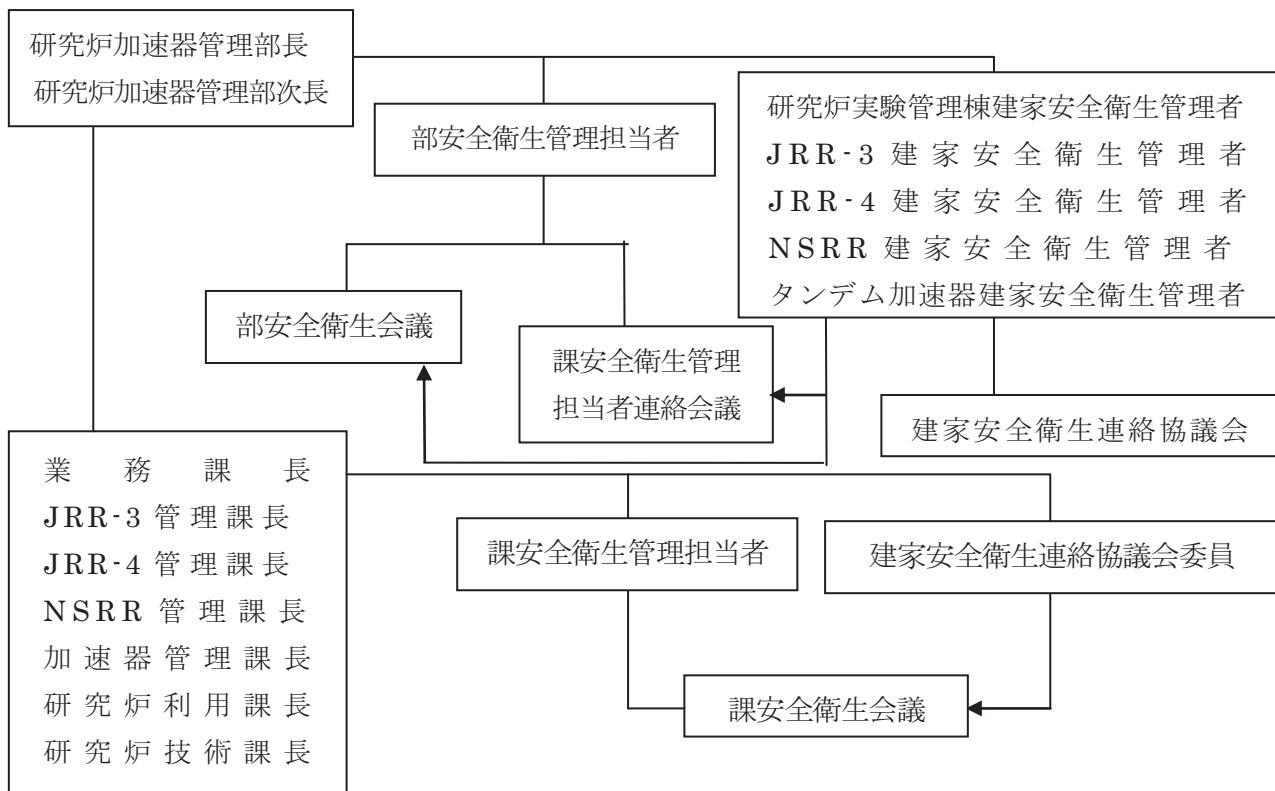
(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

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



(2) 研究炉加速器管理部内安全衛生管理組織

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



5.2 安全点検状況

(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

平成 21 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 21 年 4 月 13 日 (第 1 回)	1. 12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置の設置に関する安全性について 2. JRR-4 共同溝における一時管理区域設定・解除について
平成 21 年 4 月 22 日 (第 2 回)	1. JRR-3 取替用燃料体の製作(第 13 回申請)の設計及び工事の方法について
平成 21 年 6 月 11 日 (第 3 回)	1. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について
平成 21 年 6 月 16 日 (第 4 回)	1. 独立行政法人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の JRR-3 原子炉自動停止について(報告)
平成 21 年 6 月 18 日 (第 5 回)	1. 独立行政法人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の JRR-3 原子炉自動停止について(原因及び対策)
平成 21 年 7 月 14 日 (第 6 回)	1. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正について(JRR-3) 2. JRR-4 本体施設等の修理(改造)計画について
平成 21 年 7 月 23 日 (第 7 回)	1. 隔離弁点検作業要領について(JRR-3)
平成 21 年 7 月 30 日 (第 8 回)	1. JRR-4 における一時的に管理区域を指定して行う作業要領書(排気ダクトの一部更新)について
平成 21 年 8 月 10 日 (第 9 回)	1. NSRR 原子炉施設保全計画に基づく保全活動の実施状況報告書について
平成 21 年 8 月 20 日 (第 10 回)	1. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正について(第 6 編 JRR-3 の管理)
平成 21 年 9 月 4 日 (第 11 回)	1. JRR-4 運転手引の一部改正について 2. JRR-4 における一時的に管理区域を指定して行う作業要領書(排気ダクトの一部更新)について
平成 21 年 9 月 10 日 (第 12 回)	1. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について 2. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について

開催日	審査事項
平成 21 年 10 月 15 日 (第 13 回)	1. 中性子ラジオグラフィ装置の遮へい体交換作業について
平成 21 年 11 月 5 日 (第 14 回)	1. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について
平成 21 年 11 月 16 日 (第 15 回)	1. 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改正について (JRR-1 に係る別図の変更) 2. 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改正について (ラジオアイソトープ製造棟に係る別図の変更) 3. 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改正について (タンデム加速器建家に係る別図の変更) 4. タンデム加速器建家における放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可申請について
平成 21 年 12 月 3 日 (第 16 回)	1. 排気ダクト更新工事に伴う JRR-4 共同溝における一時管理区域設定・解除について
平成 21 年 12 月 8 日 (第 17 回)	1. JRR-3 利用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
平成 22 年 1 月 15 日 (第 18 回)	1. JRR-4 における一時的に管理区域を指定して行う作業要領書について 2. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 3. JRR-3 原子炉施設の施設定期自主検査期間中における制御棒(R-1)挿入事象の発生について
平成 22 年 2 月 16 日 (第 19 回)	1. JRR-3 非標準照射キャップセルの設計・製作について (RGM-98H,RGM-99H,RGM-100H キャップセル) 2. 冷中性子源装置減速材容器の耐放射線強度の新たな知見について (減速材容器の照射量(使用期限)の延長について)
平成 22 年 3 月 16 日 (第 20 回)	1. 保全計画に基づく保全活動の実施状況について(JRR-3) 2. 保全計画に基づく保全活動の実施状況について(JRR-4) 3. 保安活動の評価要領の一部改正について 4. 業務の計画及び実施に関する要領の一部改正について 5. 設計・開発管理要領の一部改正について 6. JRR-3 非標準照射キャップセルの設計・製作について (VTR-163、VTR-164 キャップセル) 7. JRR-3 非標準照射キャップセルの設計・製作について

開催日	審査事項
	(RGM-104、BRM-57 キャプセル)
平成 22 年 3 月 29 日 (第 21 回)	1. JRR-4 運転手引の一部改正について 2. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 3. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について

(2) 安全衛生パトロール

平成 21 年度における部内の安全衛生パトロールは、次のとおり実施された。

1) 部長による安全衛生パトロール

四半期ごとに実施した。

2) 課長による安全衛生パトロール

各課ごとに毎月実施した。

3) 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール

研究炉実験管理棟、JRR-3、JRR-4、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。

5.3 訓練

(1) 研究炉加速器管理部が実施した保安教育訓練

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 21 年 4 月 20 日	安全文化の醸成に係る教育訓練	安全文化の醸成に係る教育訓練を実施した。	50 名
平成 21 年 10 月 13 日 平成 21 年 10 月 14 日	事故・故障時の通報連絡について	事故・故障時の通報連絡について、教育訓練を実施した。	80 名 32 名
平成 21 年 11 月 25 日 平成 21 年 11 月 27 日	消火訓練	消火器を使用した消火訓練を実施した。	125 名 37 名
平成 21 年 12 月 24 日 平成 21 年 12 月 25 日	不適合管理等に関する講習	「不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領」及び「水平展開要領」について講習会を実施した。	67 名 20 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 21 年 5 月 13 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。	14 名
平成 22 年 1 月 18 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	18 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隨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 21 年 4 月 28 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。	45 名
平成 21 年 4 月 23 日 平成 21 年 4 月 24 日 ～5 月 8 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員等を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 平成 21 年度新人職員等安全資料	1 名 1 名 1 名
平成 21 年 8 月 3 日 ～8 月 17 日			1 名
平成 21 年 12 月 2 日～ 平成 22 年 1 月 5 日			1 名
平成 21 年 10 月 19 日 平成 21 年 10 月 22 日 平成 22 年 1 月 15 日	CRDM トラブル発生について	JRR-3 の CRDM トラブル発生に伴う通報遅れ事象等について、教育訓練を実施した。 <テキスト> CRDM トラブル発生について	36 名 3 名 33 名
平成 21 年 4 月 23 日 平成 21 年 7 月 30 日 平成 21 年 10 月 15 日 平成 22 年 1 月 29 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	14 名 23 名 15 名 2 名
平成 22 年 1 月 25 日 平成 22 年 1 月 29 日 平成 22 年 2 月 24 日 ～3 月 2 日	構造、性能及び運転に関すること	構造、性能及び運転に関することについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> 平成 21 年度定期自主検査における 5 係担当設備点検内容	37 名 2 名 39 名 24 名
平成 21 年 4 月 22 日 平成 21 年 4 月 27 日 平成 21 年 7 月 10 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	24 名 7 名 1 名
平成 21 年 10 月 6 日 平成 21 年 12 月 10 日	JRR-3 制御棒挿入事象の発生について	JRR-3 制御棒挿入事象の発生について、教育訓練を実施した。 <テキスト>	33 名 33 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
		JRR-3 制御棒挿入事象の発生報告書	
平成 21 年 11 月 9 日 平成 21 年 11 月 11 日	技術者倫理について	技術者倫理について教育訓練を実施した。 <テキスト> 技術者倫理	28 名 5 名
平成 21 年 11 月 25 日	非常用排気系排気ダクトの管理要領について	非常用排気系排気ダクトの管理要領について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 非常時排気系排気ダクトの管理	5 名
平成 21 年 12 月 4 日 平成 21 年 12 月 8 日	品質目標の変更について	品質目標の変更について教育訓練を実施した。 <テキスト> 平成 21 年度研究炉加速器管理部の品質目標	34 名 5 名
平成 21 年 12 月 28 日 平成 22 年 1 月 5 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉施設、使用施設等保安規定の改正に伴う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	28 名 11 名
平成 21 年 11 月 30 日 平成 21 年 12 月 4 日 平成 21 年 12 月 8 日		放射線障害予防規程の改正について教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線障害予防規程	30 名 6 名 3 名
平成 21 年 7 月 8 日 平成 21 年 7 月 15 日 平成 21 年 7 月 28 日		消防計画の改正に伴う教育訓練を実施した。 <テキスト> 消防計画	27 名 3 名 3 名
平成 21 年 8 月 26 日 平成 21 年 8 月 27 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	38 名 2 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 21 年 12 月 10 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	部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> 研究炉加速器管理部通報連絡基準	39 名
平成 21 年 11 月 6 日 平成 21 年 11 月 9 日		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	38 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。			

(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隨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 21 年 4 月 27 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。	26 名
平成 21 年 4 月 27 日 平成 21 年 7 月 21 日	反射体要素の製作について	反射体要素の製作について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉規制関係法令集他	5 名 2 名
平成 21 年 7 月 13 日 平成 21 年 10 月 27 日	無停電電源装置の一部更新等について	無停電電源装置の一部更新等について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉規制関係法令集他	5 名 15 名
平成 22 年 1 月 20 日	JRR-3 制御棒挿入事象に対する水平展開について	JRR-3 制御棒挿入事象に対する水平展開について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 水平展開指示書他	14 名
平成 22 年 3 月 8 日	管理区域での放射性物質(重水)の漏えいに対する対策の水平展開について	管理区域での放射性物質(重水)の漏えいに対する対策の水平展開について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 水平展開指示書他	14 名
平成 22 年 3 月 8 日	大洗廃棄物管理事業変更許可申請書における計算の誤り等に係る水平展開について	大洗廃棄物管理事業変更許可申請書における計算の誤り等に係る水平展開について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 水平展開指示書他	14 名
平成 21 年 11 月 26 日	通報連絡遅れに対するグループ討議について	通報連絡遅れに対するグループ討議について、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-4 施設の通報連絡基準	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 21 年 9 月 30 日 平成 21 年 10 月 27 日	排気ダクト腐食孔について	排気ダクト腐食孔について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 排気ダクトの管理要領	14 名 13 名
平成 21 年 3 月 8 日	放射性同位元素の取扱いについて	放射性同位元素の取扱いについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線・アイソトープを取り扱う前に他	15 名
平成 21 年 4 月 17 日 平成 21 年 7 月 1 日 平成 21 年 8 月 10 日 平成 21 年 11 月 27 日 平成 22 年 1 月 5 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改正について教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線障害予防規程	15 名 15 名 15 名 15 名 15 名
平成 21 年 5 月 22 日 平成 21 年 9 月 14 日 平成 21 年 12 月 8 日		原子炉施設、使用施設等保安規定の改正について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	15 名 15 名 14 名
平成 22 年 2 月 1 日 平成 22 年 2 月 23 日		地震対応要領他の改正について教育訓練を実施した。 <テキスト> 地震対応要領 他	15 名 15 名
平成 22 年 2 月 23 日		事故対策規則の改正に伴う教育訓練を実施した。 <テキスト> 事故対策規則	15 名
平成 21 年 4 月 17 日 平成 21 年 8 月 24 日		放射線安全取扱手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引	15 名 15 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 3 月 1 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領	14 名
平成 21 年 6 月 1 日		部防火・防災管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 部防火・防災管理要領	15 名
平成 22 年 3 月 30 日		部の品質保証関係要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 業務の計画及び実施に関する要領他	14 名
平成 21 年 8 月 4 日 平成 21 年 8 月 11 日 平成 21 年 11 月 10 日 平成 21 年 12 月 9 日		所及び部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> 研究炉加速器管理部通報連絡基準他	13 名 13 名 14 名 14 名
平成 21 年 5 月 29 日 平成 21 年 6 月 8 日 平成 21 年 7 月 9 日 平成 21 年 9 月 16 日		JRR-4 運転手引他の改正に伴い教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-4 運転手引他	15 名 15 名 15 名 14 名
平成 22 年 3 月 30 日		設計・開発管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 設計・開発管理要領	14 名
平成 22 年 3 月 30 日		設計・保安活動の評価要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 設計・保安活動の評価要領	14 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(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隨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 21 年 4 月 22 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。	20 名
平成 21 年 5 月 27 日			1 名
平成 21 年 4 月 6 日～ 4 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> 原子炉等規制法他	5 名
平成 21 年 4 月 27 日～ 5 月 1 日			1 名
平成 21 年 8 月 4 日～ 8 月 7 日			4 名
平成 21 年 10 月 1 日～ 10 月 7 日			1 名
平成 22 年 3 月 3 日～ 3 月 8 日			1 名
平成 21 年 4 月 1 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。	4 名
平成 21 年 10 月 13 日			18 名
平成 21 年 10 月 14 日			21 名
平成 21 年 10 月 26 日			4 名
平成 21 年 10 月 27 日			4 名
平成 21 年 11 月 24 日			21 名
平成 21 年 11 月 30 日			1 名
平成 21 年 12 月 14 日			21 名
平成 21 年 12 月 15 日			18 名
平成 21 年 12 月 16 日			3 名
平成 21 年 8 月 26 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
平成 21 年 4 月 27 日～ 10 月 26 日			1 名
平成 21 年 4 月 22 日	原子炉設置許可 書の変更につい て	原子炉設置許可書の変更について教育訓練を実施した。 <テキスト> 新旧対照表(共通編及び別冊 9)	22 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 21 年 4 月 9 日 平成 21 年 4 月 22 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	14 名 22 名
平成 21 年 11 月 27 日	通報連絡遅れに対するグループ討議について	通報連絡遅れに対するグループ討議について、教育訓練を実施した。 <テキスト> NSRR 通報連絡基準 他	10 名
平成 21 年 5 月 8 日 平成 21 年 10 月 1 日 平成 21 年 11 月 18 日	特定化学物質等の業務について	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	1 名 1 名 4 名
平成 22 年 1 月 20 日 平成 22 年 1 月 26 日	JRR-3 制御棒挿入事象の発生について	JRR-3 制御棒挿入事象の発生について、 教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 制御棒挿入事象の発生報告書	13 名 8 名
平成 22 年 3 月 9 日 平成 22 年 3 月 10 日	管理区域での放射性物質(重水)の漏えいについて	管理区域での放射性物質(重水)の漏えいの原因と対策及びルール化について教育訓練を実施した。 <テキスト> 管理区域での放射性物質(重水)の漏えいについて	11 名 2 名
平成 21 年 12 月 1 日 平成 21 年 12 月 2 日	品質目標の変更について	品質目標の変更について教育訓練を実施した。 <テキスト> 平成 21 年度研究炉加速器管理部の品質目標	21 名 1 名
平成 21 年 5 月 25 日 平成 21 年 9 月 3 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉施設、使用施設等保安規定の改正について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	23 名 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 22 年 1 月 27 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	地震対応要領の改正について教育訓練を実施した。 <テキスト> 地震対応要領	22 名
平成 22 年 3 月 1 日		不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領	21 名
平成 21 年 4 月 17 日 平成 21 年 8 月 21 日		放射線安全取扱手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引	21 名 21 名
平成 21 年 4 月 3 日 平成 21 年 8 月 10 日		放射線障害予防規程の改正について教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線障害予防規程	21 名 21 名
平成 21 年 8 月 21 日		核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則の改正について教育訓練を実施した。 <テキスト> 核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	13 名
平成 21 年 9 月 15 日		国際規制物資計量管理規定等の改正について教育訓練を実施した。 <テキスト> 国際規制物資計量管理規定他	14 名
平成 21 年 8 月 5 日 平成 21 年 11 月 10 日 平成 21 年 12 月 9 日		所及び部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> 研究炉加速器管理部通報連絡基準他	22 名 22 名 22 名
平成 21 年 10 月 5 日		事業者防災業務計画の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所事業者防災業務計画	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 21 年 5 月 29 日	規定、手引等改 正に伴う教育訓 練・勉強会等	部防火・防災管理要領の改正に伴い、教 育訓練を実施した。 <テキスト>	23 名
平成 21 年 9 月 15 日		部防火・防災管理要領	22 名
平成 22 年 3 月 3 日			21 名
平成 22 年 3 月 24 日			22 名
平成 21 年 4 月 7 日		部の品質保証関係要領の改正に伴い、教 育訓練を実施した。	14 名
平成 22 年 3 月 29 日		<テキスト> 文書及び記録の管理要領他	13 名
平成 21 年 7 月 1 日		NSRR 本体施設運転手引等の改正に伴 い、教育訓練を実施した。	21 名
平成 21 年 7 月 2 日		<テキスト>	1 名
平成 21 年 9 月 28 日		NSRR 本体施設運転手引他	19 名
平成 21 年 9 月 29 日			2 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。			

(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隨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 21 年 6 月 10 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。	25 名
平成 22 年 2 月 8 日			23 名
平成 21 年 11 月 18 日	通報遅れに対する是正措置について	通報遅れに対する是正措置についてについて、教育訓練を実施した。 <テキスト>	13 名
平成 21 年 11 月 19 日			2 名
平成 21 年 12 月 11 日		通報遅れに対する是正措置について	14 名
平成 21 年 10 月 16 日	タンデム加速器建家設備の概要について	タンデム加速器建家設備の概要について、教育訓練を実施した。 <テキスト>	14 名
平成 21 年 10 月 20 日		タンデム加速器建家設備の概要	2 名
平成 22 年 1 月 27 日～ 1 月 29 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> 再教育訓練テキスト	1 名
平成 22 年 1 月 28 日	静電加速器のビーム光学について	イオンビーム輸送について教育訓練を実施した。 <テキスト> 静電加速器のためのイオンビーム輸送系の計算コード	9 名
平成 22 年 1 月 28 日	管理区域での放射性物質(重水)の漏えいについて	管理区域での放射性物質(重水)の漏えいの原因と対策及びルール化について教育訓練を実施した。 <テキスト> 管理区域での放射性物質(重水)の漏えいについて	17 名
平成 21 年 7 月 2 日	非常事態総合訓練の模擬訓練	非常事態総合訓練の模擬訓練について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 訓練シナリオ	24 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 21 年 4 月 2 日	排気系に接続されていなかった配管からの排気について	排気系に接続されていなかった配管からの排気について、教育訓練を実施した。 <テキスト> タンデム加速器建家照射室における排気系に接続されていなかった配管からの排気について	14 名
平成 21 年 4 月 10 日			8 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(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隨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 21 年 4 月 22 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。	35 名
平成 21 年 4 月 7 日～ 4 月 10 日	配属時保安教育 訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト>	2 名
平成 21 年 10 月 5 日		保安規定、放射線安全取扱手引他	1 名
平成 22 年 1 月 6 日			1 名
平成 21 年 5 月 25 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> 臨界安全に関する補足資料	25 名
平成 22 年 2 月 15 日	部総合訓練	課員を対象に総合訓練を実施した。	38 名
平成 21 年 8 月 28 日	異常時の措置に 関すること	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。	26 名
平成 21 年 8 月 31 日		<テキスト>	5 名
平成 21 年 10 月 23 日		異常時の措置他	1 名
平成 21 年 2 月 19 日			1 名
平成 21 年 5 月 27 日	放射線管理に關 すること	放射線管理に関することについて、教育訓練を実施した。	32 名
平成 21 年 5 月 28 日		<テキスト>	1 名
平成 22 年 2 月 26 日		放射線安全取扱手引等	1 名
平成 21 年 11 月 24 日	事故・故障時の 通報連絡につい て	事故・故障時の通報連絡について、教育訓練を実施した。	14 名
平成 21 年 12 月 3 日		<テキスト> 通報連絡基準他	2 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 21 年 9 月 29 日	品質保証について	品質保証について、教育訓練を実施した。	27 名
平成 21 年 10 月 6 日		<テキスト>	4 名
平成 21 年 10 月 26 日		品質保証計画他	1 名
平成 22 年 2 月 17 日			1 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(8) 研究炉技術課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨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 21 年 4 月 22 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。	21 名
平成 21 年 4 月 22 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。	15 名
平成 21 年 4 月 8 日 平成 21 年 10 月 6 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> 配属時保安教育訓練テキスト他	1 名 2 名
平成 21 年 4 月 24 日 平成 21 年 4 月 28 日 平成 21 年 5 月 27 日 平成 21 年 6 月 1 日 平成 21 年 7 月 28 日 平成 21 年 7 月 29 日 平成 21 年 8 月 26 日 平成 21 年 8 月 27 日 平成 21 年 9 月 30 日 平成 21 年 10 月 5 日 平成 21 年 11 月 27 日 平成 21 年 12 月 2 日 平成 21 年 12 月 24 日 平成 21 年 12 月 25 日 平成 22 年 1 月 4 日 平成 22 年 2 月 24 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	11 名 1 名 17 名 2 名 12 名 1 名 10 名 1 名 16 名 5 名 12 名 1 名 9 名 1 名 10 名 21 名
平成 21 年 11 月 11 日	通報連絡遅れに対するグループ討議について	通報連絡遅れに対するグループ討議について、教育訓練を実施した。 <テキスト> NSRR 通報連絡基準	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 22 年 3 月 30 日	規定、手引等改 正に伴う教育訓 練・勉強会等	部の品質保証関係要領の改正に伴い、教 育訓練を実施した。 <テキスト> 設計・開発管理要領他	15 名
平成 22 年 3 月 31 日			5 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。			

6. 國際協力

International Cooperation

This is a blank page.

6.1 文部科学省原子力研究交流制度等

(1) 文部科学省原子力研究交流制度

例年、JRR-3 管理課及び JRR-4 管理課などで、文部科学省（MEXT）の平成 20 年度原子力研究交流制度に基づき、研究員を 1～2 名を約 3 カ月受け入れている。今期は受け入れが無かった。

通常原子炉原子炉施設に関して、炉心構造物、制御系統施設、冷却系統施設等について、その機能・構造等を学習する。研修期間中、JRR-3 の原子炉起動・停止の機会があれば、それらの操作についても、学習を行う。また、燃料管理、水質管理、利用施設等について、概要を学習する。

次年度以降、本研究交流制度によって国外の研究炉の発展にさらなる貢献できることを期待する。

(2) 国際機関研修制度

今期は受け入れが無かった。

6.2 外国人招へい制度

研究炉加速器管理部では、外国人研究者招へい制度に基づく、招へいはなかった。

This is a blank page.

7. 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20年度の活動について分担執筆し、編集委員会で編集したものです。

関係者の協力に深く感謝します。

平成22年10月 編集委員長

編集委員会メンバー

委員長	石井 哲朗 (研究炉加速器管理部次長)
副委員長	吉成 修二 (研究炉加速器管理部業務課長)
副委員長	小山 芳己 (研究炉技術課)

委 員	大内 諭 (JRR-3 管理課)
	佐々木 勉 (JRR-4 管理課)
	阿波 靖晃 (NSRR 管理課)
	遊津 拓洋 (加速器管理課)
	高澤 宏充 (研究炉利用課)
	新居 昌至 (研究炉技術課)

事務局	鈴木 真裕 (研究炉加速器管理部業務課)
	左高 正雄 (研究炉加速器管理部)

This is a blank page.

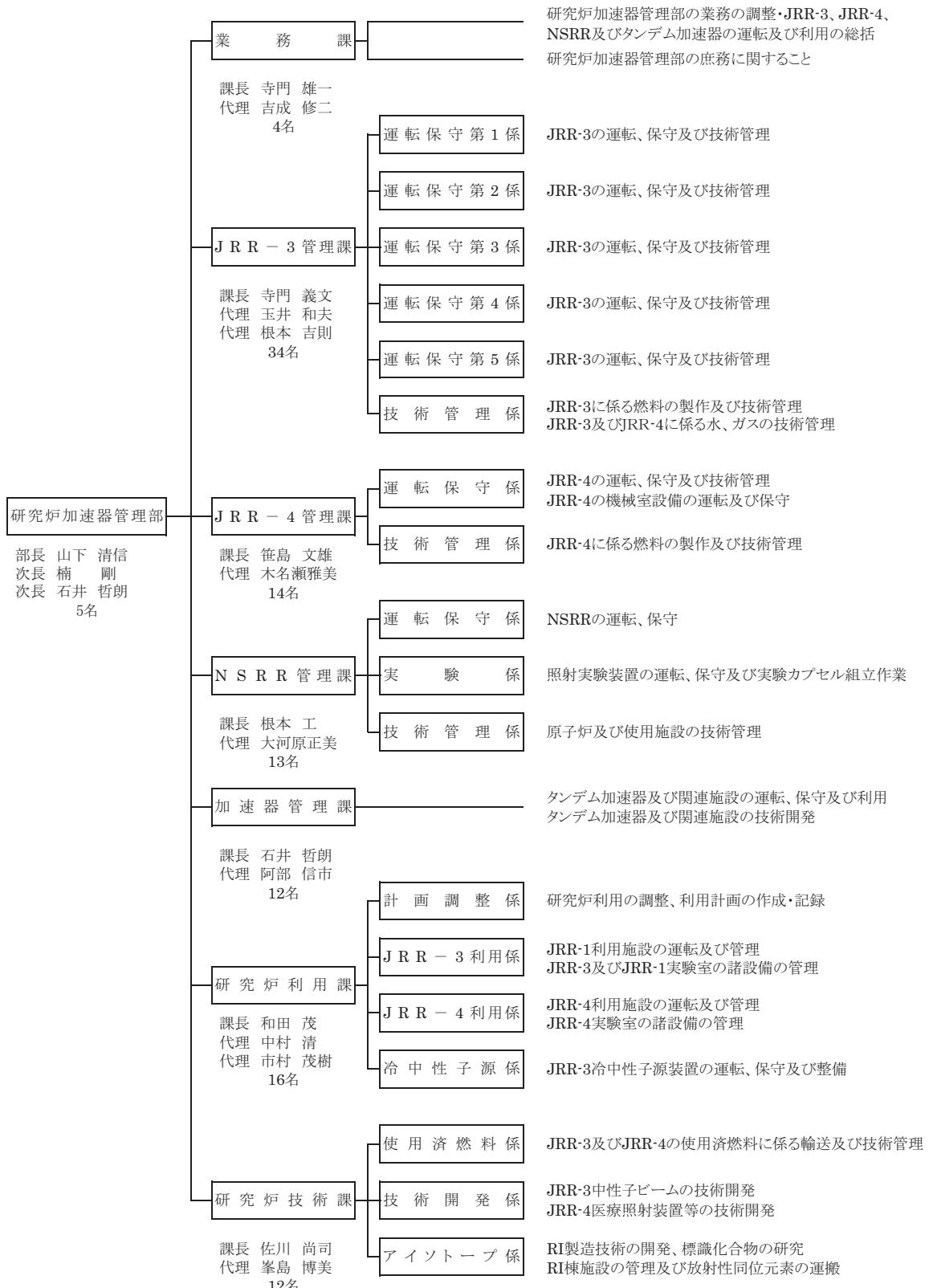
付 錄

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22年3月31日現在



付録 2 JAEA—Research 等一覧

著 者	標 題	レポート No.
本橋、高橋、馬籠、笹島、ほか	k_0 法に基づく中性子放射化分析法を用いた高純度チタン及び炭化ケイ素(SiC)の不純物元素の分析	JAEA-Technology 2009-036
堀口、山本、岸、佐川、ほか	ホウ素中性子捕捉療法のためのICP発光分析法による血液中ホウ素濃度分析	JAEA- Research 2009-015
竹内、馬籠、米田、ほか	中性子フィルタ法を用いたJRR-3均一照射設備高性能化の設計検討(研究炉を用いたシリコン照射の生産性向上に関する技術開発)(共同研究)	JAEA- Technology 2009-037
大内(靖)、伊藤、大場、川又、石崎	JRR-3 1次冷却材ポンプの保守管理	JAEA- Technology 2009-038
石井、ほか	JAEA-Tokai Tandem Annual Report 2008	JAEA- Review 2009-036
加藤、堀口、和田、寺門、山下ほか	ウランモリブデン(U-Mo)燃料調査報告書(2008年)	JAEA- Technology 2009-062
鈴木ほか(編)	平成20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・利用と研究・技術開発)	JAEA- Review 2009-081
広瀬、米田、木名瀬、反田、和田	JRR-3を用いた ⁹⁹ Mo製造に関する概念検討	JAEA- Technology 2010-007
加藤、米田、佐川、山下	Activities of Research-Reactor-Technology Project in FNCA from FY2005 to FY2007 – Sharing Neutronics Calculation Technique for Core Management and Utilization of Research Reactors –	JAEA- Review 2010-025
荒木、加藤、新居	研究用原子炉のJRF-90Y-950K型核燃料輸送物の臨界解析 -棒状傾斜落下時の変形量を想定-	JAEA-Technology 2010-015

付録3 口頭発表一覧

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
熊田、中村、ほか	新しい汎用放射線治療用モンテカルロ治療計画システムの線量評価性能の検証	第97回日本医学物理学 会学術大会 (H.21.4)
中村、熊田、和田、 ほか	JRR-4 でのホウ素中性子捕捉療法の深部線量を増強するための新しい熱外中性子ビームの特性評価	第97回日本医学物理学 会学術大会 (H.21.4)
長、阿部、遊津、 花島、石井、石崎、 株本、沓掛、松田、 中村、仲野谷、 乙川、田山、月橋、 ほか	The RI Beam from the Tokai Radioactive Ion Accelerator Complex(TRIAC) (放射性核種ビーム加速器施設 (TRIAC))	11 th International Conference on Heavy Ion Accelerator Technology (H21.6)
広瀬、米田、 木名瀬、反田、 佐川、和田	JRR-3 を利用した Mo-99 製造の概念検討	第46回アイソトープ・放 射線研究発表会 (H21.7)
遊津、松田、沓掛、 中村	ステアラー中間電圧によるレンズ効果の影響	第22回タケム加速器及び その周辺技術の研究会 (H21.7)
沓掛、松田、花島	原子力機構・東海タンデム加速器での制御・測定技術開発 状況	第22回タケム加速器及び その周辺技術の研究会 (H21.7)
中村	C 言語による PIC マイコン操作の紹介	第22回タケム加速器及び その周辺技術の研究会 (H21.7)
株本、竹内、石崎、 ほか	高圧純水洗浄による超伝導ブースターの性能回復	第22回タケム加速器及び その周辺技術の研究会 (H21.7)
仲野谷、田山、 株本、松田、月橋	原子力機構・東海タンデム加速器における SF ₆ ガスの排出 管理	第22回タケム加速器及び その周辺技術の研究会 (H21.7)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
花島	JAEA 原研タンデム制御システムの現状	第 22 回タケミ加速器及びその周辺技術の研究会 (H21.7)
松田、石井、月橋、花島、阿部、長、石崎、田山、仲野谷、株本、中村、沓掛、乙川、遊津	原子力機構・東海タンデム加速器の現状	第 22 回タケミ加速器及びその周辺技術の研究会 (H21.7)
井坂、照沼、大内、大木、諒訪	JRR-3 における計測制御装置の保全活動	日本保全学会第 6 回学術講演会 (H21.8)
坂田、八木、堀口、平根	JRR-4 反射体要素の割れ事象の発生及び今後の保全	日本保全学会第 6 回学術講演会 (H21.8)
遊津、松田、沓掛、中村	静電ステアラーの中間電圧がビーム光学系に与える影響とその対策	第 6 回日本加速器学会年会 (H21.8)
米田、馬籠、佐川	大口径(12 インチ)NTD-Si 半導体製造で用いる熱中性子フィルターの特性解析	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)
細谷、山口、加藤、寺門	大口径(12 インチ)NTD-Si 半導体製造のため JRR-3 重水タンク改造の検討(1)核特性解析	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)
荒木、小林、大場、竹内	大口径(12 インチ)NTD-Si 半導体製造のため JRR-3 重水タンク改造の検討(2)熱水力解析	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)
小林、市村、佐藤、根本(工)、根本	大口径(12 インチ)NTD-Si 半導体製造のため JRR-3 重水タンク改造の検討(3)更新方法	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
諫訪、照沼、井坂、大内、池亀	JRR-3 の現状と高経年化対策	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)
新居、田村、米田、峯島	JRR-3 高性能減速材容器の強度評価(II)	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)
田口、川島、村松、阿波	超音波深傷装置による NSRR 原子炉プールライニングの調査(1)目的と概要	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)
川島、田口、村松、鈴木、大河原	超音波深傷装置による NSRR 原子炉プールライニングの調査(2)調査結果	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)
高橋、米田、和田	JRR-3 における垂直照射孔での燃料燃焼に伴う中性子束分布の評価	日本原子力学会 2009 年 秋の大会 (H21.9)
山下、楠、笛島、和田	研究用原子炉 JRR-4 の運転再開	第 6 回日本中性子捕捉療法学会 (H21.9)
中村、山本、佐川、和田	線形八分木モートン順序で最適化した BNCT 線量評価用ボクセルモデルによる境界面近傍の中性子束分布に対する計算精度の向上	第 6 回日本中性子捕捉療法学会 (H21.9)
堀口、山本、岸、和田	ICP-AES による血液中ホウ素濃度の簡易測定法の検討	第 6 回日本中性子捕捉療法学会 (H21.9)
岸、中村、堀口、ほか	JRR4 号炉における非専用運転小動物照射に向けた取り組み	第 6 回日本中性子捕捉療法学会 (H21.9)
仁尾、八木、平根、堀口、寺門	The ageing management of JRR-3 and JRR-4 (JRR-3 及び JRR-4 の経年変化に関する管理)	研究炉の経年劣化対策、更新及び改造に関する技術的会合 (H21.10)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
山本	研究炉を使った放射線利用	社団法人日本技術士会 原子力・放射線部会例会 (H22.3)
新居、田村、米田、 峯島	JRR-3 向性能減速材容器の温度評価	日本原子力学会 2010 春 の年会 (H22.3)
田村、新居、米田、 佐川	JRR-3 の C3 冷中性子導管直管部の輸送効率向上のため の計算 I	日本原子力学会 2010 春 の年会 (H22.3)
堀口、中村、佐川、 ほか	研究用原子炉 JRR-4 における再発乳癌に対する最適な中 性子ビームモードの検討	平成 21 年度京都大学原 子炉実験所専門研究会 (H22.3)
中村、和田	JRR-4 の運転再開について	平成 21 年度京都大学原 子炉実験所専門研究会 (H22.3)
中村、松田、左高、 ほか	高エネルギー重イオンによるラザフォード後方散乱分光	日本物理学会 第 65 回年次大会 (H22.3)
松波、左高、ほか	酸化タンクステン薄膜の照射効果とスパッタリングの入 射イオン電荷効果	日本物理学会 第 65 回年次大会 (H22.3)
秋山、川島、村松、 村尾	NSRR における超音波探傷装置を用いた原子炉プールラ イニングの健全性調査について	弥生研究会「研究炉等の 運転・管理及び改良に關 する研究会」 (H22.3)
佐々木、八木、平 根、大山	JRR-4 反射体要素の製作と管理	弥生研究会「研究炉等の 運転・管理及び改良に關 する研究会」 (H22.3)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
堀口、中村、熊田、柳衛、鈴木、佐川	JRR-4 を用いた再発乳癌に対する照射条件の検討	14 th International Congress on Neutron Capture Therapy (H.22.10)
中村、堀口、岸、本橋、笹島、熊田	JRR-4 の運転再開に伴う BNCT 用中性子ビームの特性評価	14 th International Congress on Neutron Capture Therapy (H.22.10)

付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標題	発表誌名
竹内	原子力の基礎研究を推進した世界最大級のタンデム加速器	核データニュース 93(2009)42
乙川、長、松田、ほか	オンライン同位体分離器を用いた放射性核種ビームの生成・分離	第6回加速器学会Proceedings集(2009)
株本、竹内、石崎、ほか	高圧純水洗浄による超伝導ブースターの性能回復	第6回加速器学会Proceedings集(2009)
松田、遊津、沓掛、仲野谷、花島、竹内	大型静電加速器へのECRイオン源の利用	第6回加速器学会Proceedings集(2009)
株本、竹内、松田、石崎、乙川	Superconducting twin quarter wave resonator for acceleration of low velocity heavy ions. (低速度重イオン用2芯1/4波長型超伝導加速空洞の開発)	SRF 2009 Proceedings (2009)
乙川、長、松田、ほか	Development of radioactive ion beam production systems for TRIAC-High temperature ion source for short-lived isotopes- (放射性核種用イオン源の開発-短寿命核種生成にための高温型イオン源)	Rev. Sci. Instrum. 81(2010)02A902
株本、竹内、松田、石崎、乙川	Superconducting twin quarter wave resonator for acceleration of low velocity heavy ions. (低速度重イオン加速用超伝導2芯1/4波長型空洞共振器の開発)	Nucl. Instrum. Methods A612(2010)221
高橋、村尾、岸、和田	IRRADIATION FACILITIES OF JRR-3,JRR-4 AND NSRR (JRR-3、JRR-4、NSRRの照射設備)	Proceedings of 2 nd International symposium on Material Test Reactors (2009)
松田	ECRイオン源の大型静電加速器への利用	日本加速器学会誌「加速器」6(2009)213

発表者	標題	発表誌名
今井、左高、ほか	Equilibrium and non-equilibrium charge-state distributions of 2 MeV/u sulfur ions passing through carbon foils (炭素薄膜を通過する 2MeV/u のイオウイオンの平衡及び非平衡電荷)	Nucl. Instrum. Methods B267(2009)3167
松波、左高、ほか	Electrical structure modifications of cuprus-oxide Films by ions (イオンによる酸化 cuprus 薄膜の電子的構造の改質)	Surf. Coating. Technol. 203(2009)2642
松波、左高、ほか	Electric and atomic structure modifications of copper nitride films by ion impact and phase separation (イオン照射による窒化銅薄膜の電子的及び原子構造の改質と相分離)	Nucl. Instrum. Methods B267(2009)2653
米田、新居、佐川、楠	Conceptual Study for the Hollow Core of a Research Reactor (口型形状を有する研究炉用炉心の概念検討)	IGORR 2009 Conference Proceedings
市村、諒訪、福島、大場、根本、寺門	Present Status of Operation and Maintenance of JRR-3 (JRR-3 の運転と保守の現状)	IGORR 2009 Conference Proceedings
米田、中村、山本、ほか	Performance measurement of the scintillator with optical fiber detector for boron neutron capture therapy (ホウ素中性子捕捉療法で使用する光ファイバーを用いた中性子検出器の特性測定)	Applied Radiation and Isotopes 67(2009)S254
石井	Recent activities at Tokai Tandem Accelerator (東海タンデム加速器における最近の活動状況と成果)	Proceedings of 7 th Japan-China Joint Nuclear Physics Symposium (2009)

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
JRRR-3	JRR-3 取替用燃料体 (第L18次)の製作	申請	年月日 番号		平成 15 年 5 月 21 日 15 原研 19 第 12 号	平成 18 年 7 月 11 日 18 原機 (科研) 011
		変更	年月日 番号		—	平成 19 年 1 月 23 日 18 原機 (科研) 033
		認可 合格	年月日 番号		平成 15 年 6 月 2 日 15 諸文科科第 1190 号	平成 20 年 6 月 10 日 18 諸文科科 1974 号
	JRR-3 取替用燃料体 (第L19次)の製作	申請	年月日 番号		平成 15 年 5 月 21 日 15 原研 19 第 12 号	平成 19 年 12 月 20 日 19 原機 (科研) 032
		変更	年月日 番号		—	平成 20 年 7 月 18 日 20 原機 (科研) 011
		認可 合格	年月日 番号		平成 15 年 6 月 2 日 15 諸文科科第 1190 号	
	JRR-3 取替用燃料体 (第L20次)の製作	申請	年月日 番号		平成 15 年 5 月 21 日 15 原研 19 第 12 号	平成 19 年 12 月 20 日 19 原機 (科研) 033
		変更	年月日 番号		—	平成 20 年 7 月 18 日 20 原機 (科研) 012
		認可 合格	年月日 番号		平成 15 年 6 月 2 日 15 諸文科科第 1190 号	
JRRR-4	中性子吸収体の製作 (第2回製作 6体)	申請	年月日 番号			平成 20 年 6 月 13 日 20 原機 (科研) 005
		変更	年月日 番号			
		認可 合格	年月日 番号			
	取り替え用反射体要素 の製作	申請	年月日 番号		平成 20 年 10 月 17 日 20 原機 (科研) 020	平成 21 年 2 月 25 日 20 原機 (科研) 034
		変更	年月日 番号			
		認可 合格	年月日 番号		平成 21 年 2 月 3 日 20 水原第 316 号	
	無停電電源装置の一部 更新	申請	年月日 番号		平成 21 年 3 月 4 日 20 原機 (科研) 035	
		変更	年月日 番号			
		認可 合格	年月日 番号			

付録 6.1 平成 21 年度 招へい・受入者一覧

付録7 表彰、特許

[表 彰]

- 平成21年度理事長表彰

創意工夫功労賞

「静電加速器における大強度ビームを実現するための重イオン入射装置の考案」

受賞者	加速器管理課	松田 誠
	加速器管理課	沓掛 健一
	加速器管理課	花島 進
	加速器管理課	乙川 義憲
	加速器管理課	石崎 暢洋

受賞年月日 平成21年10月1日

- 平成21年度原子力科学研究所長表彰

創意工夫功労賞

「放射性核種用イオン源の開発」

受賞者	加速器管理課	長 明彦
	加速器管理課	乙川 義憲
	加速器管理課	松田 誠

受賞年月日 平成22年3月25日

模範賞

「研究炉照射試験キャップセルの設計製作に係る業務の模範的遂行」

受賞者	NSRR管理課	相澤 雅夫
受賞年月日	平成22年3月25日	

模範賞

「研究炉使用済燃料の確実な対応輸送」

受賞者	JRR-3管理課	国府田 信之
	研究炉技術課	田村 健道
	研究炉技術課	松沢 薫
受賞年月日	平成22年3月25日	

模範賞

「原子炉安全性研究炉（NSRR）における原子力研修の受入体制の構築」

受賞者	NSRR管理課	阿波 靖晃
	NSRR管理課	鈴木 寿之
	NSRR管理課	黒澤 伸悟

NSRR 管理課 川島 和人
NSRR 管理課 村松 靖之
NSRR 管理課 田口 祐司

受賞者年月日 平成 22 年 3 月 25 日

模範賞

「JRR-4 反射体要素割れ事象の原因調査及び復旧への貢献」

受賞者 JRR-4 管理課 笹島 文雄他 38 名

受賞年月日 平成 22 年 3 月 25 日

[特 許]

な し

付録8 平成21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 ①安定運転の実施	・運転日数156日(計画運転日数の90%)を達成(以下、「JRR-3の利用運転計画の遂行」は、これに含む)	安定運転の継続	未達成	・目標運転日数156日に対し、85日の運転を実施した。	原子炉の自動停止、設備の不具合のため、施設定期検査検査期間を延長したので、運転日数が減少した。	JRR-3課(主) 利用課 技術課
JRR-4	①安定運転の実施	・運転日数16日(計画運転日数の95%)を達成	安定運転の継続	未達成	・目標運転日数156日に対し、24日の運転を実施した。	設備の不具合等のため、施設定期検査検査期間を延長したので、運転日数が減少した。	JRR-4課(主) 利用課
NSRR	①安定運転の実施	・燃料安全評価グループの実験計画に基づく運転を達成	利用者の実験計画に基づく運転の実施	達成	・燃料安全評価グループの実験計画に基づく運転を行った。	NSRR課	
タンデム加速器		・運転日数180日(計画運転日数の90%)を達成	安定運転の継続	達成	・目標日数180日にに対し、181日の運転を実施した。	加速器課	
JRR-3	①冷中性子ビームの高強度化	H24年度にコーム強度10倍を達成	・高性能減速材容器の熱流動試験を行うとともにに取得したデータを取りまとめた。 ・高性能減速材容器の設工認申請作業に着手する。 ・高性能導管を設置する。	達成	・高性能減速材容器の強度解析、耐熱解析、熱流動実験、耐放射線強度、安全解析のデータを取得し、データ集を作成した。 ・現在使用中の減速材容器の寿命延長の方針を立て、規制側との交渉を開始した。	技術課 利用課	
JRR-4	①リアルタイム線量評価技術の確立 ②原子炉運転研修センター及び東京大学による人材育成	・ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の技術高度化 ・国際総合原子力技術センター及び東京大学大学院原子力専攻の研修計画の一環として実施	リアルタイム線量評価システムのBNCTへの適用を評価する。 ・国際総合原子力技術センター及び東京大学大学院原子力専攻の研修計画の遂行と講師の派遣を行つ。	達成	・リアルタイムモニター特性測定を行い、リアルタイム線量評価システムのBNCTへの適用を評価した。 ・JRR-4における講義および実習を15日間実施した。	技術課 利用課	
NSRR			・音画部門からの要請を受け高燃焼度燃料、MOX燃料実験を行つ。	達成	・実験設備のマニピュレーター等の整備を行つた。 ・カブセル装荷装置(B型)の高圧水カブセル用信号ケーブルの交換を行つた。	NSRR課	

付録9 平成21年度実施結果のまとめ

重要課題	実施項目	特筆すべき事項	備考	担当課室
(1)施設・設備の 安定な運転・保 守	JRR-3			
①安定運転の実施	・計算コードによる解析結果等を活用した炉心管理を行い、JRR-3運転上の制限値が保安規定に定める制限値を逸脱しないよう管理を実現した。 ・運転手引に従い適切に研究炉の水ガス管理を行い、問題は生じていない。			JRR-3課(主) 利用課 技術課
・運転保守	・82日の施設共用運転を実施した。CNS等の利用施設を順回に運転した。	・原子炉の自動停止、設備の不具合等のため、施設定期検査を延長したので、運転日数が減少した。 ・所長の指示により、「研究炉の安全運転に向けた対策」を実施した。		JRR-3課(主) 利用課 技術課
②保安規定を遵守した安全確保	・施設定期自主検査を実施した。 ・平成22年2月19日まで施設定期自主検査を実施した。			
・施設定期検査の受検	・平成22年2月3～5日、15日、及び2月19日に国の立会検査を受検し合格した。			
・保安規定の遵守状況の検査を受検	・原子炉及び核燃料使用施設に係る保安規定の遵守状況検査を受けた。指摘事項はなかった。			
③新燃料の製作	・平成22年1月12日に、使用前検査を受検し、合格した。 ・平成22年1月12日に、使用前検査を受検し、合格した。			JRR-3課
・19次燃料				
・20次燃料				
・新燃料輸送容器等の維持	・平成21年4月に新燃料輸送容器の定期自主検査を行い健全に維持されていることを確認した。			
④研究炉使用済燃料の輸送	・3回の計画変更に適宜に対応し、使用済み燃料の輸送を遂行した。使用済み燃料は、1月6日に、米国サバナリバーサイトに到着し、容器は3月2日機構に到着した。			
JRR-4				
①安定運転の実施	・無停電電源の一部更新を行ひ、9月1日に使用前検査に合格した。			JRR-4課(主) 利用課
・運転保守	・反射体要素を製作し、使用前検査に合格した。			
②保安規定を遵守した安全確保				
・施設定期自主検査の実施	・平成20年10月14日から平成22年2月22日まで施設定期自主検査として、保守、点検及び整備を行った。			
・施設定期検査の受検	・平成21年10月8.9日、平成21年10月20日、平成21年12月1日、平成22年2月22日に施設定期検査を受検し、2月22日に合格した。			
・保安規定の遵守状況の検査を受検	原子炉及び核燃料使用施設に係る保安規定の遵守状況検査を受けた。指摘事項は無かつた。			

付録9 平成21年度実施結果のまとめ

重要課題	実施項目	特筆すべき事項	備考	担当課室
(1)施設・設備の 安定な運転・保 守	NSRR			
①安定運転の実施				
・技術管理				NSRR課
・運転保守		・実験計画に基づき8体のカプセルを組立て、ハルス照射に貢献した。		
・保安規定を遵守した安全確保		・本年度は燃料安全評価実験研究グループの実験計画に基づく単一バス運転を12回実施した。 ・制御奉賀動機構の分解点検、安全保護回路用リレーの交換等を行った。		
②保安規定自主検査の実施		・平成21年3月16日から7月31日までに施設定期自主検査として、保守、点検及び整備を行った。		
・施設定期検査の受検		・平成21年6月25・26日、7月10・30・31日に施設定期の立会検査の受検し、7月31日に合格した。		
・保安規定の遵守状況の検査を受検		原子炉及び核燃料使用施設に係る保安規定の遵守状況検査を受けた。指摘事項はなかった。		
タンデム加速器				
①安定運転の実施				
・運転保守		・合計181日の実験利用運転を行った。		
②安全確保				
・定期保守整備の実施		・平成21年5月7日から7月13日まで第1回目の定期整備を行った。 ・平成21年10月21日から平成21年12月19日まで第2回目の定期整備を行った。		
・高圧ガス設備定期検査受検		・平成21年8月27日に保安検査を受検し、合格した。 ・平成21年12月2日にヘリウム冷凍機について高圧ガス保安協会の施設検査を受審し合格した。		
JRR-3・4の新耐 震指針への対応		暫定解析の結果、JRR-3について には、応答範囲に収まつた。JRR-4について は強塑性解析を行つた結果、 許容値内に収まつた。 ・原子炉建屋の地盤安定性及び地盤変形解析を進めた。 ・開放期間表面等ボーリング調査及び地震計設置業務に取り掛かった。(建設部)		JRR-3課 JRR-4課
(2)利用ニーズに 対応した技術開 発と整備	JRR-3	・高性能減速材容器の強度解析、耐熱解析、熱流動実験、耐放射線強度、安全解析のデータを取得し、 データ集を作成した。 ・現在使用中の減速材容器の寿命延長の方針を立て、規制側との交渉を開始した。 ・文部科学省の原子力基礎基盤ニシアチブ資金を獲得し、冷中性子源ビーム用スパース・ミラー中性子導管を7本作製した。		技術課 利用課
①冷中性子ビームの高度化		・大口径NTD-S照射設備が2基設置可能であることを明らかにするとともに、JRR-3の新重水タンク改造の 製造方針を検討し、製作期間及び概略費用を評価した。		
②12インチシリコン照射技術開発		・実現には、費用の確保と工期の大 幅な短縮が課題となる。		技術課 JRR-3課
③外部利用の促進		・年度当初の計画に具体的な方策 ではなく、研究部門等との協力により、 予定を大きく上回る成果をあげた。		

付録9 平成21年度実施結果のまとめ

重要課題	実施項目	特筆すべき事項	備考	担当課室
(2)利用ニーズに 対応した技術開 発と整備	JRR-4			JRR-4課 利用課
①原子炉運転研修		・要請が無かつたため、実施しなかった。		
②大学との連携による人材育成		・JRR-4における講義及び実習を15日間実施した。		JRR-4課 利用課
③脳腫瘍以外への医療照射への適用も含め たリアルタイム線量評価技術の確立		・JRR-4にてリアルタイムモニタ特性測定を行い、リアルタイム線量評価システムのBNCTへの適応を評価し た。		技術課
④12インチシリコンの均一照射技術開発		・JRR-4に設置する照射実験装置を据え付け、中性子分布測定を行い、中性子束の分布を測定した。		本項目は、 NEDO受託事業 「大口径NTD-Si 半導体の均一 照射技術に関する 研究」による。
NSRR		・燃料安全評価研究グループの計画した高燃焼度燃料、MOX燃料実験を全て満足させた。 ・人材育成のための原子炉運転を行ったために、保安規定の改正及び運転手引きの改定並びに教育用マ ニュアルの作成を行った。	NSRR課	本業務により平成21年度原研所 長表彰模範賞を受賞した。
①実験装置、機器類の整備		・要請が無かつたため、実施しなかった。		
②人材育成利用の準備		・NSRRIにおいて東京工業大学大学院の炉物理実験を行った。		
③原子炉運転研修				
④大学との連携による人材育成				
シンデム加速器		・高性能多価イオン源を安定に運転した。 ・RIイオン源では、高温FBIBAD型イオン源を開発し、RIの引き出し時間を短くした。 ・負イオン源では、焼結したホウ素試料から負イオンを引き出すことにより、従来の約10倍のビーム強度を 達成した。 ・分子クラスタービームを加速するためのRF変更許可を申請した。 ・最高電圧1.8MVを回復した。 ・研究部門と協力し、「RNB加速器撤去後の研究計画書」をまとめ、RNB加速器を早期に撤去するようKEKに 要請した。	加速器課	
共通	JRR-3,JRR-4情報の発信 産業利用の推進 RI取扱研修及び大学との連携による人材育成	・研究炉利用ホームページを継続的に更新した。また携帯サイトを迅速に更新した。 ・定期的(約半年毎)に専門部会の開催し、課題の審査等を実施した。 ・国際総合原子力技術センター主催の研修にRI製造機施設を提供した。 ・放射線取扱主任者の実務講習の講師として参加し、8回の講習を行った。	利用課 利用課 技術課	

付録9 平成21年度実施結果のまとめ

重要課題	実施項目	特筆すべき事項	備考	担当課室
(3)安全管理、教育	①当部門内総合訓練の実施(保活) ②部長安全ハトロールの実施(保活)	JRR-3施設を対象とした訓練を1回実施した。 4回実施した。		業務課主導 全課
	③部門内安全審査の実施(保活) ④保安規定に基づく保安教育の実施(保活)	全案件に対して実施した。(合計22回) 漏れなく実施した。		業務課主導 全課
	⑤安全衛生会議 ⑥施設利用者への安全教育の実施(保活)	毎月1回実施した。 漏れなく実施した。		全課
	⑦放射線従事者作業管理の徹底 ⑧資格取得	放射線作業内容を記録した。 放射線取扱主任者		全課
	・原子炉主任技術者 ・核燃取扱主任者	1名合格 1名合格		
	・第1種放射線取扱主任者	3名合格		
	・原子力技術士 1次 ・原子力技術士 2次	資格取得者なし 資格取得者なし		
	・第2種電気主任技術者 ・第3種電気主任技術者	資格取得者なし 資格取得者なし		
	・その他(第1種圧力容器取扱作業主任者／酸素欠乏危険作業主任者／高圧ガス製造保安責任者等)	3名合格		
⑨成果・報告	*JAEA研究開発報告書 ・特許、実用新案 ・国内会議発表 ・国際会議発表 ・査読付論文発表 ・外部投稿論文	10編の報告書を作成した。 特許等なし 国内会議で37件の発表を行った。 国際学会で2件の発表を行った。 12件の査読付論文を発表した。 国内外で16件の外部発表が掲載された。		全課 全課 全課 全課 全課 全課

付録9 平成21年度実施結果のまとめ

重要課題	実施項目	特筆すべき事項	備考	担当課室
(4)廃棄物の処理・保管、施設等の廃止管理及び高経年化対策	①JRR-3の高経年化対策(保活)	・中性子計装設備安全系線形増幅器及び対数出力炉周期計の一部を更新した。 ・二次冷却系設備冷却塔ファンNo.2の電動油を交換した。 ・使用済燃料貯蔵施設(DSF)の無停電電源設備の蓄電池を除くインバータ盤及び整流器盤を更新した。		JRR-3課 技術課
	②JRR-4の高経年化対策(保活)	・無停電電源装置の一部を更新した。 ・制御棒の駆動モータを交換した。 ・中性子検出器を交換した。		JRR-4課
	③NSRRの高経年化対策(保活)	・補給水系配管の一部更新を行った。 ・サバイル室及びNRG室の壁面塗装を行った。		NSRR課
	④タンドム加速器高経年化対策(保活)	・高電圧端子内180度偏向電磁石の設計を完了した。 ・SF ₆ 製造施設の一部更新を行った。		加速器課
その他	①アジア国際協力	該当なし		技術課
	・インドネシアとの二国間協定の実施			全課
	・文部科学省原子力交流制度対応	該当なし		全課
	・IAEAへの協力	該当なし		
特記トピック		特になし		
事項				

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	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	毎メートル	m ⁻¹
密度、質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比體積	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) これらは無次元あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b) m/m m ² m ² s ⁻¹
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b) Hz
周波数	ヘルツ ^(d)	N	m kg s ⁻²
力	ニュートン	Pa	N/m ² m ⁻¹ kg s ⁻²
圧力、応力	パスカル	J	N m m ² kg s ⁻²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	W	J/s m ² kg s ⁻³
仕事率、工率、放射束	ワット	C	s A
電荷、電気量	クーロン	V	W/A m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
電位差(電圧)、起電力	ボルト	F	C/V m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
静電容量	ファラード	Ω	V/A m ² kg s ⁻³ A ⁻²
電気抵抗	オーム	S	A/V m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
コンダクタンス	ジーメンス	Wb	Vs m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	エーベル	T	Wb/m ² kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	テスラ	H	Wb/A m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	℃	K
光度	ルーメン	lm	cd sr ^(c) lm/m ² m ² cd s ⁻¹
放射性核種の放射能 ^(f)	ルクス	Ix	lm
吸収線量、比エネルギー分与、カーマ	ベクレル ^(d)	Bq	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	グレイ	Sv	J/kg m ² s ⁻²
酸素活性	シーベルト ^(g)	kat	s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。

(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同じである。したがって、温度差や温度間隔を表す數値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能(activity referred to a radionuclide)は、しばしば誤った用語で“radioactivity”と記される。

(g) 単位シーベルト(PV,2002,70,205)についてはCIPM勧告2(CI-2002)を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m ¹ kg s ⁻¹
力のモーメント	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 ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	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、エンタルピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量、比エンタルピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	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 sA
表面電荷密度	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² sA
電束密度、電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² sA
誘電率	ファラード毎メートル	F/m	m ³ kg s ⁻⁴ A ²
透過率	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
モルエンタルピー、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 sA
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ⁻³ s ⁻²
放射強度	ワット毎メートル	W/sr	m ¹ 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
10 ²¹	ゼ	タ	Z	10 ⁻²	センチ
10 ¹⁸	エ	ク	E	10 ⁻³	ミリ
10 ¹⁵	ペ	タ	P	10 ⁻⁶	マイクロ
10 ¹²	テ	ラ	T	10 ⁻⁹	ナノ
10 ⁹	ギ	ガ	G	10 ⁻¹²	ピコ
10 ⁶	メ	ガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト
10 ³	キ	ロ	k	10 ⁻¹⁸	アト
10 ²	ヘ	ク	h	10 ⁻²¹	ゼット
10 ¹	デ	カ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト

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	1h=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	1L=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
ノット	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネバール	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
デジベル	dB	

(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フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
トール	atm	1 atm = 101 325 Pa
標準大気圧	cal	1cal=4.1858J (15°Cカロリー), 4.1868J (ITカロリー) 4.184J (熱化学カロリー)
カロリー	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

