



平成 22 年度研究炉加速器管理部年報

(JRR-3, JRR-4, NSRR 及びタンデム加速器の運転、利用及び技術開発)

Annual Report of Department of Research Reactor
and Tandem Accelerator, JFY2010

(Operation, Utilization and Technical Development
of JRR-3, JRR-4, NSRR and Tandem Accelerator)

研究炉加速器管理部

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

東海研究開発センター

原子力科学研究所

Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

March 2012

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

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

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2012

平成 22 年度研究炉加速器管理部年報
(JRR-3, JRR-4, NSRR 及びタンデム加速器の運転、利用及び技術開発)

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

(2011 年 12 月 16 日受理)

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

本年次報告は 2010 年 4 月 1 日から 2011 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、中村 清、川又 諭、山田 祐典、川島 和人、遊津 拓洋、
中村 剛実、新居 昌至、吉成 修二、左高 正雄

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2010
(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 16, 2011)

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

This annual report describes a summary of activities of services and technical developments carried out in the period between April 1, 2010 and March 31, 2011. 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, Kiyoshi NAKAMURA, Satoshi KAWAMATA, Yusuke YAMADA,
Kazuhiro KAWASHIMA, Takuhiro ASOZU, Takemi NAKAMURA
Masaji ARAI, Shuji YOSHINARI, 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	11
2.1.3 燃料・炉心管理	13
2.1.4 放射線管理	15
2.1.5 水・ガス管理	17
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	20
2.2 JRR-4 の運転管理	21
2.2.1 運転	21
2.2.2 保守・整備	23
2.2.3 燃料・炉心管理	24
2.2.4 放射線管理	27
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	40
2.4.3 高圧ガス製造施設	44
2.4.4 放射線管理	46
2.5 主な技術的事項	47
2.5.1 JRR-3 制御棒駆動装置の 100%位置検出器のモックアップ試験	47
2.5.2 JRR-3 安全計線形増幅器レンジ切替回路の更新	51
2.5.3 JRR-3 安全保護系制御盤の直流電源更新	56
2.5.4 JRR-3 における炉心点検	59
2.5.5 JRR-4 燃料事故モニタ誤報に係る原因調査	64
2.5.6 XII-I 型大気圧水カプセルの設計・製作	69
2.5.7 新型コロナプローブの導入	71
2.5.8 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	81
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	95
3.3.4	タンデム加速器における実験	96
3.3.5	実験室の利用状況	99
3.3.6	医療照射	99
3.3.7	動物実験	99
3.3.8	人材育成	99
3.4	保守・整備	101
3.4.1	JRR-3 照射設備等の保守・整備	101
3.4.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	102
3.4.3	NSRR 照射設備等の保守・整備	109
3.5	施設共用	111
3.5.1	中性子ビーム利用専門部会	111
3.5.2	炉内中性子照射等専門部会	112
3.5.3	研究炉医療照射専門部会	112
3.5.4	タンデム加速器専門部会	113
3.6	JRR-3 ユーザーズオフィス	115
3.7	JRR-3 改造 20 周年記念シンポジウム	116
4.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	117
4.1	JRR-3 の高度化の技術開発	119
4.1.1	CNS 高性能減速材容器の開発	119
4.1.2	テーパー型中性子鏡管ユニットの設計	123
4.2	JRR-3 における中性子輸送の高効率化	131
4.2.1	中性子鏡管ユニットの製作及び輸送効率測定	131
4.2.2	冷中性子導管の中性子束測定	138
4.2.3	冷中性子導管直導管部の中性子導管設計	141
4.3	医療照射技術の開発	148
4.3.1	8 分木式最適化ボクセル構築法によるホウ素中性子補足療法の モンテカルロ線量評価の高度化	148
4.3.2	粒子線照射用汎用線量評価システムの開発	155
4.3.3	乳癌に対する照射技術の開発	160

4.4	シリコン照射技術の開発	167
4.4.1	新型シリコン照射ホルダーの開発	167
4.4.2	12 インチ径シリコン照射技術の開発	169
4.5	タンデム加速器系の開発	172
4.5.1	クラスタービーム加速	172
4.5.2	オンライン同位体分離器用イオン源の開発	174
5.	研究炉及び加速器の安全管理	177
5.1	研究炉加速器管理部の安全管理体制	179
5.2	安全点検状況	181
5.3	訓練	184
6.	国際協力	205
6.1	文部科学省原子力研究交流制度等	207
6.2	外国人招へい制度	207
7.	東日本大震災の被害状況	209
7.1	JRR-3	211
7.2	JRR-4	212
7.3	NSRR	214
7.4	タンデム加速器	215
7.5	RI 製造棟	217
7.6	DSF	217
7.7	利用設備	218
8.	あとがき	219
	付 録	223
	付録 1 研究炉加速器管理部の組織と業務	225
	付録 2 JAEA－Research 等一覧	226
	付録 3 口頭発表一覧	227
	付録 4 外部投稿論文一覧	229
	付録 5 官庁許認可一覧	231
	付録 6 平成 22 年度招へい・受入者一覧	232
	付録 7 表彰、特許	233
	付録 8 平成 22 年度実施計画とその実施結果	234

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	11
2.1.3 Reactor Core Management	13
2.1.4 Radiation Monitoring	15
2.1.5 Water and Gas Managements	17
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	20
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4	21
2.2.1 Operation	21
2.2.2 Maintenance	23
2.2.3 Reactor Core Management	24
2.2.4 Radiation Monitoring	27
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	40
2.4.3 High-pressure Gas Handling System	44
2.4.4 Radiation Monitoring	46
2.5 Major topics of Technical Development	47
2.5.1 Mock-up Test of the Seating Position Detector	47
2.5.2 Modification of the Range Switching Circuit in Safety Channel	51
2.5.3 Replacement of Power Supply for the Control Boards of Safety Protection System	56
2.5.4 Inspection of JRR-3 core	59
2.5.5 False Alarm of Fuel Accident Monitor	64
2.5.6 Development of Type XII – I Atmospheric Pressure Capsule	69
2.5.7 Introduction of New Type Corona Probe	71
2.5.8 Reduction of 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	81

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	95
3.3.4	Experiments in the Tandem Accelerator Facility	96
3.3.5	Status of Utilization in Laboratories	99
3.3.6	Medical Irradiation	99
3.3.7	Experiments with Mouse	99
3.3.8	Human Resource Development	99
3.4	Maintenance	101
3.4.1	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	101
3.4.2	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	102
3.4.3	Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	109
3.5	Specialist Committee for Common Utilization of JAEA's Research Facilities	111
3.5.1	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	111
3.5.2	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	112
3.5.3	The Specialist Committee for Medical Irradiations at Research Reactor	112
3.5.4	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	113
3.6	JRR-3 Users Office	115
3.7	20 th Anniversary Symposium of JRR-3	116
4.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	117
4.1	Development for Upgrading of JRR-3 Cold Neutron Beam Utility	119
4.1.1	Development for Upgrading of CNS(Cold Neutron Source)	119
4.1.2	Design of a Tapered Neutron Mirror Tube Unit	123
4.2	Upgrading of the Neutron Transport Efficiency at JRR-3	131
4.2.1	Production of Neutron Mirror Tubes and Measurement of the Transportation Efficiency	131
4.2.2	Neutron Flux Measurements at the End of Neutron Guide Tubes	138
4.2.3	Neutron Guide Tube Design in the Straight Section of Cold Neutron Guide Tubes	141
4.3	Development of BNCT Technolog	148
4.3.1	Optimization Voxe, Construction Method Based Octree-Type for High Accuracy Monte-Carlo Simulation for BNCT	148
4.3.2	Development of JAEA Computational Dosimetry System for Particle-Beam Tadiation Therapy	155
4.3.3	Development of Irradiation Technique for Breast Cancer	160
4.4	Development of the Silicon Irradiation Technology	167
4.4.1	Development of New-type Holder for Irradiating Silicon	167
4.4.2	Development of Irradiation Technology for 12inch-Silicon	169
4.5	Accelerator Development	172
4.5.1	Cluster Beam Acceleration	172
4.5.2	Development of Ion-Source-System for the Isotope Separator	

on line at JAEA	174
5. Safety Administration for Research Reactors and Tandem Accelerator	177
5.1 Organization of Safety Administration	179
5.2 Present Status of Safety Inspection	181
5.3 Training	184
6. International Cooperation	205
6.1 MEXT Scientist Exchange Program	207
6.2 Foreign Specialist Invitation	207
7. Situation of Damage from the Great East Japan Earthquake	209
7.1 JRR-3	211
7.2 JRR-4	212
7.3 NSRR	214
7.4 Tandem Accelerator	215
7.5 RI Production Facility	217
7.6 DSF	217
7.7 Utilization Facilities	218
8. Postscript	219
Appendices	223
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	225
Appendix 2 List of JAEA-Research Reports	226
Appendix 3 List of Papers Presented at Meetings	227
Appendix 4 List of Published Papers	229
Appendix 5 List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	231
Appendix 6 List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research reactors and Tandem Accelerator	232
Appendix 7 Commendation, Applied Patents	233
Appendix 8 Plans and Outcomes in Services and Technical Developments	234

まえがき

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

JRR-3 は、低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型、定格出力 20,000kW、1 次冷却水炉心出口平均温度 42°C の研究炉である。JRR-4 は、低濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型、定格出力 3,500kW、1 次冷却水炉心出口平均温度 47°C の研究炉である。これらの研究炉は、原子力の研究・開発と利用のための大型研究施設として、原子力機構内利用だけでなく、大学、産業界等の共同利用に供し、学術研究、基礎・基盤研究、医療等の科学技術の発展及び人材育成、またシリコン半導体製造や RI 製造に貢献してきた。NSRR は、発電用軽水炉の数倍の出力(23,000MW)を瞬時に出し、軽水炉燃料の反応度事故時の挙動を調べる実験を実施する研究炉である。この炉での実験成果を基に、原子炉安全委員会によって、反応度投入事象に関する安全評価指針が策定された。タンデム加速器は、世界最大級の静電加速器で、原子力機構内利用だけでなく、大学、産業界等の共同利用に供し、重イオンによる原子核物理、核化学、物性物理の基礎的研究に貢献してきた。

当部としては、今後も原子力を含めた幅広い科学技術分野において、最先端の独創的・先導的な研究開発が国際的な最高水準の研究環境で行えるよう、研究炉及びタンデム加速器の安定・安全運転及び安全確保に努めるとともに、施設の特長を活かした性能向上と利用の高度化を図るための技術開発を進めることを基本方針としている。この基本方針に基づき、平成 22 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 22 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。そのほか、国際協力と東日本大震災による研究炉加速器管理部の所轄する施設の被害状況について、22 年度内に判明したものをまとめた。

(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 22 年度は、JRR-3 では、7 サイクルで 182 日間の運転を、JRR-4 では 124 日間の運転を、NSRR では 8 回のパルス照射実験運転を行った。タンデム加速器では 171 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 の照射における利用件数及び照射キャプセル個数は、原子力機構内利用 53 件 73 個、原子力機構外利用 274 件 1,939 個で合計 327 件 2,012 個であった。JRR-4 においては、原子力機構内利用 2 件 2 個、原子力機構外利用 152 件 340 個で合計 154 件 342 個の照射が行われた。NSRR では、8 回の実験利用と、延べ日数 65 日のセミホットセル・ケープ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、171 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、中性子導管の形状を変更した「テーパー型中性子導管ユニット」の設計についてまとめた。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。JRR-4 における BNCT の乳がんへの適用拡大に貢献する照射技術の開発についてまとめた。シリコン照射技術の開発では、JRR-3 において実施しているフィルター機能付き新型照射ホルダーの開発と大口径シリコン（12 インチ径）照射技術の開発について記した。タンデム加速器ではクラスタービーム加速とオンライン同位体分離用イオン源の開発について記した。

(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22年度の運転・管理計画及び実績の総括を第2.1.1図に示す。

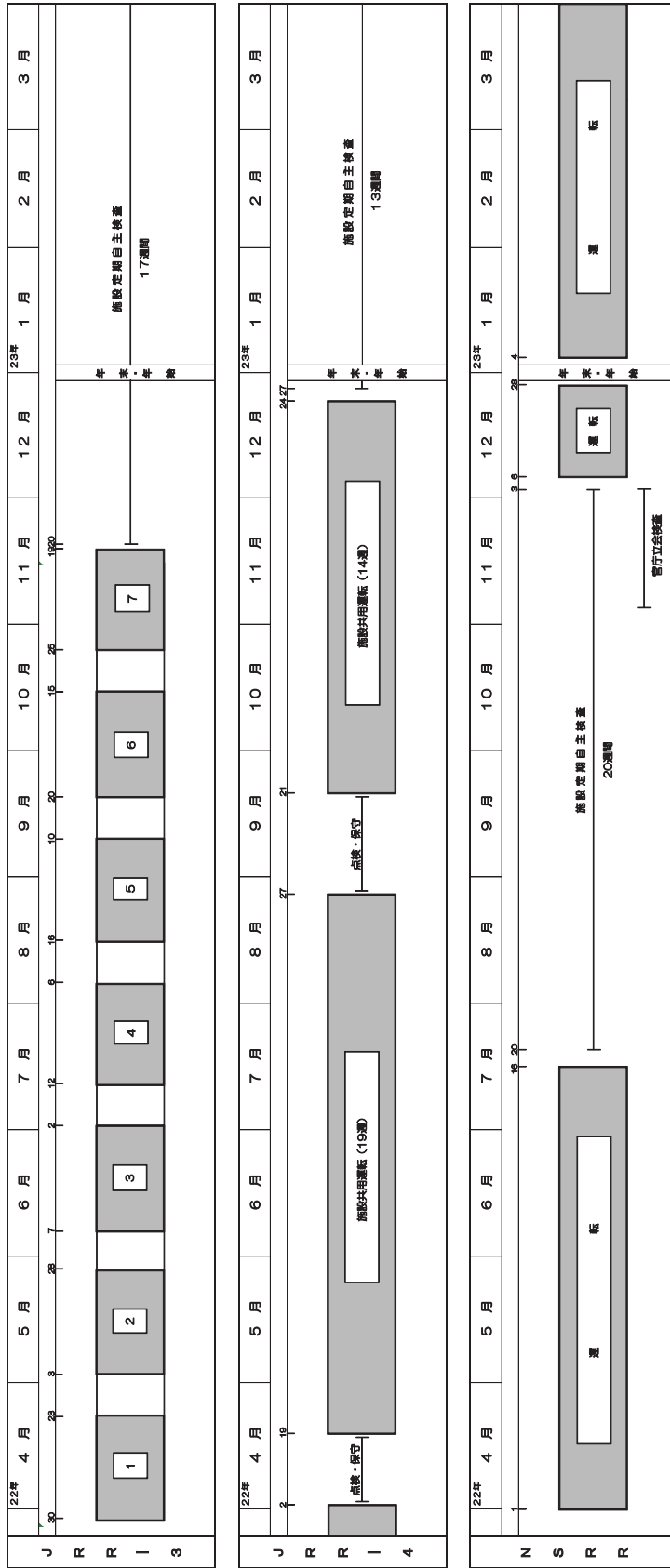
2.1.1 運転

平成22年度の施設共用運転は、平成22年度研究炉運転・管理計画に基づきR3-22-01サイクルからR3-22-07サイクルまでの合計7サイクルで182日間の運転(26日間×7サイクル=182日間)を計画通り実施したが、平成22年7月12日のR3-22-04サイクル起動日において、炉心上部に異物が発見されたことにより回収作業を実施した。回収作業に伴い、起動時間を通常の11時00分から14時00分に変更した。また、本年度中における計画外停止は発生しなかった。

本年度の運転実績を第2.1.1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	—	76,683 : 34	—	1,449,661.9	—
01	3/22~4/25	582 : 53	11,102.5	1,460,764.4	0
02	4/26~5/30	607 : 00	11,578.9	1,472,343.3	0
03	5/31~7/4	606 : 56	11,604.9	1,483,948.2	0
04	7/5~8/8	605 : 23	11,532.7	1,495,480.9	0
05	8/9~9/12	607 : 07	11,519.4	1,507,000.3	0
06	9/13~10/17	607 : 11	11,563.8	1,518,564.1	0
07	10/18~11/21	607 : 03	11,582.5	1,530,146.6	0
年度累計	—	4,223 : 33	—	—	0
累計	—	80,907 : 07	—	1,530,146.6	—



JRR-4 1サイクル (選) 基準運転表

日	月	火	水	木	金	土
		日中運転	日中運転	日中運転	日中運転	日中運転
		夜間運転	夜間運転	夜間運転	夜間運転	夜間運転
		夜間運転	夜間運転	夜間運転	夜間運転	夜間運転
		夜間運転	夜間運転	夜間運転	夜間運転	夜間運転

JRR-3 1サイクル 基準運転表

第1週		第2週		第3週		第4週		第5週		
月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	
1	2	3	4	5	6	7	22	23	24	
26日時・20MW運転							C/Nの停止			
運転再開							運転再開			

年間週間割

JRR-3	JRR-4	NSRR
施設共用運転	施設共用運転	施設定期自主検査
施設定期自主検査	施設定期自主検査	施設定期自主検査
点検・保守	点検・保守	点検・保守
運転再開	運転再開	運転再開
34週間	17週間	1週間
13週間	5週間	1週間
33週間	13週間	20週間
13週間	13週間	13週間
5週間	5週間	5週間
1週間	1週間	1週間
31週間	31週間	31週間
20週間	20週間	20週間
1週間	1週間	1週間

第2.1.1図 平成22年度 研究炉運転・管理実績

2.1.2 保守・整備

(1) 概況

平成22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22年11月24日から平成23年7月1日までの予定であったが、平成23年3月11日の東日本大震災の影響により、期間を延長して各設備の健全性を確認している状況である。東日本大震災前までの主な保守・整備としては、1次冷却系設備主要弁の分解点検とプロセス制御計算機のリレー出力用専用電源のオーバーホールである。

(2) 主な保守整備

1) 1次冷却系設備主要弁の分解点検

今回分解点検の対象となった1次冷却系設備主要弁は、炉室1次区画に設置している1次冷却材主ポンプ出口弁2基、1次冷却材補助ポンプ出口弁2基である。

1次冷却系設備主要弁のうち電動弁の分解点検は、JRR-3原子炉施設保全計画に基づき、その健全性を確認するために約10年に1回の頻度で実施しており、JRR-3の改造以降、平成12年度に第1回目の分解点検を行い、今回が2回目となる。分解点検は、以下の手順により実施した。

① 駆動部点検

分解前の弁作動確認後、駆動部のコンパーメントカバーを取り外し、電源・スイッチ等の解線を行い、リミットスイッチ・トルクスイッチの手入れ及びグリース交換を実施した。

② 弁本体点検

弁体のフランジボルトを取り外し、弁棒、弁体、弁座の手入れを実施した。手入れ後、レッドマーカをシート当たり面に塗布し、指示模様を目視することにより当たり面の確認を行った。その結果、4基全ての当たり面に対して異常は見られず良好であった。1次冷却系設備主要弁の当たり面確認の状況を第2.1.2図に示す。



第2.1.2図 シート当たり面確認

弁復旧後の駆動部の調整、通水後の漏えい試験及び作動試験については、平成23年9月に実施する予定である。

2) プロセス制御計算機出力リレー専用電源のオーバーホール

JRR-3の改造以来、約20年が経過したが、これまで実施されていなかったプロセス制御計算機出力リレー専用電源のオーバーホールを実施した。これらは、プロセス制御計算機からの機器起動、停止信号等を機器に送る役割を果たしている。

設置台数は、実装予備10台を含め、115台あり、先行して7台のオーバーホールが実施済みである。今回は、利用、CNS設備及び本体設備に実装されている、98台のオーバーホールを実施し、使用実績からこれまで不具合が発生していないことを考慮し、実装予備を7台に削減した。オーバーホール作業は、工場への輸送及び作業に約1週間を必要とし、その間、

プロセス制御計算機システムが継続して使用できるように、A系、B系に分割して実施した。

また、併せて設置以来交換されていない利用設備で用いられている YEWPACK II 盤内電子機器用の直流電源について更新を行った。以下に作業概要を示す。

① 出力リレー専用電源のオーバーホール

対象の出力リレー専用電源が設置してあるステーションの電源を切り、出力リレー専用電源を外した後、業者工場にてオーバーホールを行った。オーバーホール完了後、受入れ検査を行った後、各ステーションにオーバーホール済みの出力リレー専用電源を取り付け、電圧が正常範囲内に入っていることを確認した。

② YEWPACK 用直流電源の更新

更新用の電源は、既設の電源と寸法が異なるため、据付には位置調整のための金具を用意し作業を実施した。YEWPACK II の電源を切り、作業場所を確保するため、前面最上段に設置してある CPU ユニットを取り外した後、据付位置調整用の金具を用いて交換用の電源を据え付けた。CPU ユニットを戻し、全体の据付状態を点検した後、YEWPACK II 電源を復旧した。最後に出力電圧を測定し、正常範囲内であることを確認した。

以上のように、直流電源のオーバーホール及び更新を実施した。今後、定期的に点検するために点検管理台帳の見直しを行い、適切な保守管理を行うことにした。

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、フォロー型燃料体6体、第L22次及び第L23次は各々標準型燃料体16体、フォロー型燃料体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の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

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22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22年4月及び6月に行い、輸送に使用している輸送容器、固縛装置が全て健全であることを確認した。また同時に、輸送容器を収納するコンテナについても、船舶安全法に基づき点検保守を行い、健全であることを確認した。

(2) 燃料交換

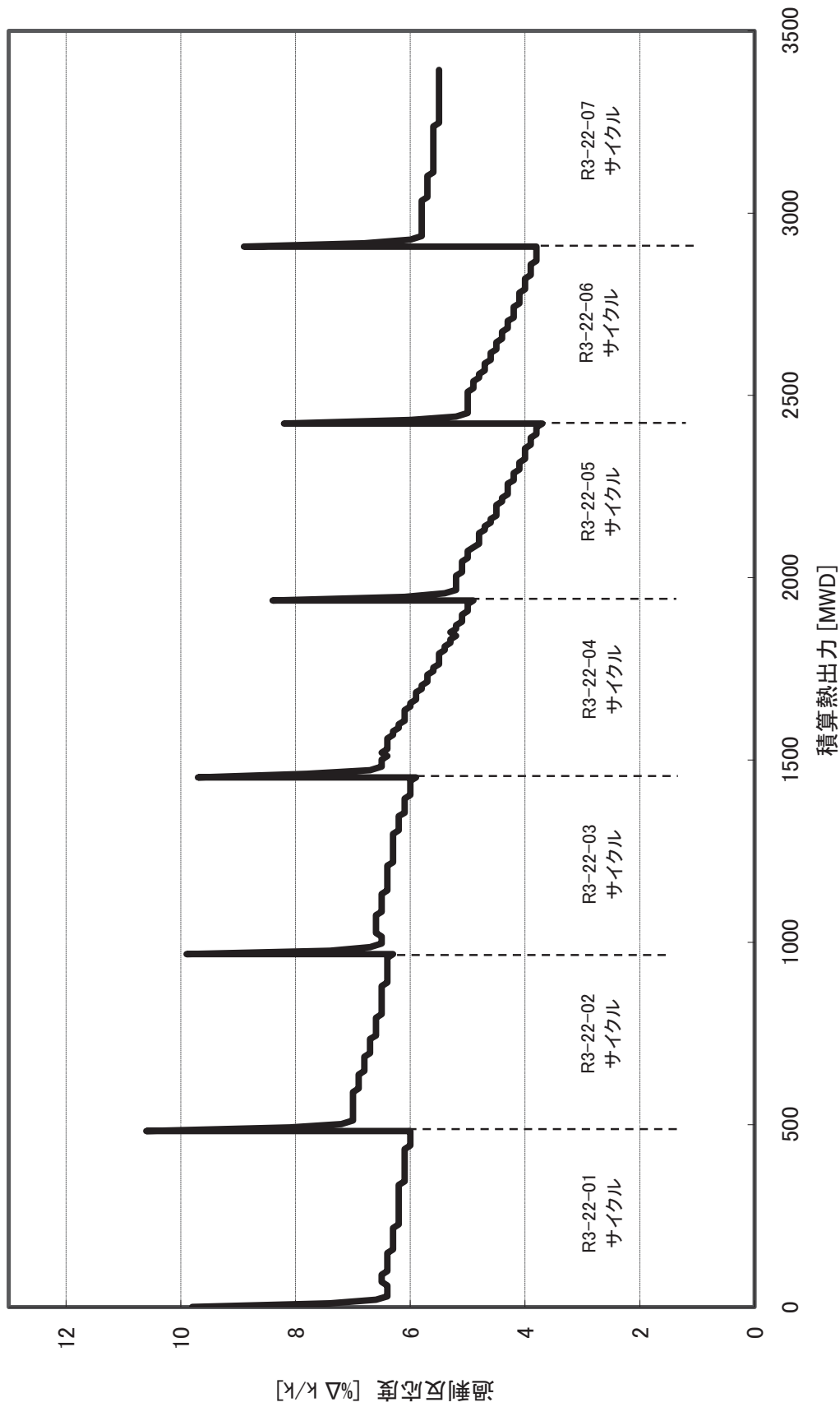
R3-22-01、R3-22-02、R3-22-04、R3-22-05、R3-22-06 及びR3-22-07 サイクルにおいて、燃焼度管理方式により、標準型燃料要素 14 体、フォロー型燃料要素 4 体、計 18 体の燃料交換を実施した。また、燃料交換時、必要に応じてシャフリングを実施し、最大核的熱水路係数（ピーキングファクタ）の低減を図った。炉心から取り出した燃料の最大燃焼度は、58.5%（設置許可書上の燃焼度の制限値 60%）であった。

(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R3-22-01サイクルからR3-22-07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、R3-22-02サイクル初期で、試料無状態換算で、11.12% $\Delta k/k$ （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、8.08% $\Delta k/k$ （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3～8% $\Delta k/k$ の間で推移し、安定した運転を行うことができた。



第 2.1.3 図 JRR-3の過剰反応度推移

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成22年度における、炉心から使用済燃料プールへの使用済燃料（板状燃料）の受入れは標準型11体、フォロワ型4体である。また、研究炉使用済燃料の対米輸送等による搬出はなかった。従って、在庫量は15体の増である。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 $1.71 \times 10^{-1} \sim 1.82 \times 10^{-1}$ Bq/ml）
使用済燃料貯槽 No.1	: 検出限界以下（検出限界 $4.49 \times 10^{-1} \sim 5.35 \times 10^{-1}$ Bq/ml）
使用済燃料貯槽 No.2	: 検出限界以下（検出限界 $4.86 \times 10^{-1} \sim 6.61 \times 10^{-1}$ Bq/ml）
保管孔（DSF）	: $8.35 \times 10^{-3} \sim 1.01 \times 10^{-2}$ Bq/ml

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、重水ダンプ弁の分解点検作業、水力照射設備イオン交換樹脂交換作業、ビームシャッター点検整備作業及び循環ポンプ分解点検作業等であった。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 2.1.2 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：1.9m³）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。放出気体状放射性物質の ⁴¹Ar 及び ³H の年間放出量はそれぞれ 1.3×10^8 Bq 及び 7.7×10^{10} Bq であり、それぞれの放出管理目標値の 0.00021% 及び 1.0% 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 2.1.3 表に示す。

第 2.1.1.2 表 JRR-3 から放出された放射性物質の年間放出量と年間平均濃度

	放射性ガス		放射性塵埃			放射性廃液		
	⁴¹ Ar	³ H	⁶⁰ Co	¹³¹ I	³ H	⁶⁰ Co	^{110m} Ag	
年間放出量 (Bq/y)	1.3×10^8	7.7×10^{10}	0	0	9.1×10^8	3.4×10^6	7.2×10^4	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<5.0 \times 10^{-4}$	$<4.1 \times 10^{-10}$	$<9.9 \times 10^{-10}$	4.8×10^0	1.8×10^{-2}	3.8×10^{-4}	

第 2.1.1.3 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)	955	1125	1198	1025	1434
総線量 (人・mSv)	7.2	5.0	2.7	0.0	14.9
平均線量 (mSv)	0.01	0.00	0.00	0.00	0.01
最大線量 (mSv)	0.3	0.4	0.3	0.0	0.8

(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

前年度の JRR-3 における装荷重水量は 7,281.65kg であった。補給重水量として 80.43kg の変動があり、今年度末の装荷重水量は 7,362.08kg であった。

前年度の JRR-3 における未使用重水量は 229.31kg であった。重水タンクへ 80.43kg 補給、重水の棚卸しに伴う計量調整としての変動がなかったため、未使用重水の在庫量は 148.88kg となった。

前年度の JRR-3 における回収重水量は 0.00kg 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。

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

重水の管理状況を第 2.1.4 表～第 2.1.6 表に示す。

(2) 水・ガス管理

7 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 2.1.7 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 5.51～6.79、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 5.76～6.60 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 0.19～0.59 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 (5.0 μ S/cm 以下) の範囲であった。

2) 使用済燃料プール水 (SF プール水)

使用済燃料プール水浄化系入口の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.56～5.99、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 5.74～6.30 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 97.06～97.38vol%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 0.62～0.73vol%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 99.50～99.56mol%であり、濃度低下は認められなかった。また、水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 5.52～5.78 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 0.18～0.34 μ S/cm、浄化系出口で 0.03～0.07 μ S/cm であり、それぞれ管理基準値 (2.0 μ S/cm 以下) の範囲であった。

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 8.30～8.70 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 678～約 888 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.1イオン交換樹脂塔 (KR2601) は、R3-22-02サイクルからR3-22-05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.2イオン交換樹脂塔 (KR2602) への切り替えをした。積算精製量は109,402m³であった。

R3-22-06サイクルから使用しているNo.2イオン交換樹脂塔 (KR2602) 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 26,650m³ 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1回の頻度で行い、酸素濃度は0.5ppm以下、窒素濃度は最高濃度で1.63ppm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 2.1.4 表 JRR-3 および JRR-4 の装荷重水量

	平成 21 年度末	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	平成 22 年度末
	装荷重水量 (kg)				装荷重水量 (kg)
JRR-3	7,281.65	80.43	0.00	0.00	7,362.08
JRR-4	368.45	0.00	0.00	0.00	368.45
合計 (kg)	7,650.10	80.43	0.00	0.00	7,730.53

第 2.1.5 表 JRR-3 未使用重水保管量

平成 21 年度末	受入れ (kg)		払出し (kg)		平成 22 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)
229.31	0.00	0.00	80.43	0.00	148.88

第 2.1.6 表 JRR-3 の回収重水量

平成 21 年度末	受入れ (kg)			払出し (kg)			平成 22 年度末
回収重水量 (kg)	炉心回収	その他	小計	移動	その他	小計	回収重水量 (kg)
16,048	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	16,048

第 2.1.7 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	5.51 ~ 6.79
		浄化系出口		5.76 ~ 6.60
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.19 ~ 0.59
		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	—	6.47×10 ² ~ 9.98×10 ²
		浄化系出口	—	< 1.25
	全γ放射能濃度 *2) (Bq/cm ³)	浄化系入口	—	7.65×10 ² ~ 1.01×10 ³
浄化系出口		—	1.07×10 ¹ ~ 3.48×10 ¹	
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)		—	6.81×10 ² ~ 1.07×10 ³	
SF プール水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.56 ~ 5.99
		浄化系出口		5.74 ~ 6.30
ヘリウムガス	ヘリウムガス濃度 (vol%)		90.0 以上	97.06 ~ 97.38
	再結合器入口 重水素ガス濃度 (vol%)		4.0 以下	0.62 ~ 0.73
反射体重水	重水濃度 (mol%)		高濃度に維持	99.50 ~ 99.56
	水素イオン濃度指数 (pH)		5.0 ~ 8.0	5.52 ~ 5.78
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³) *3)		—	1.74×10 ⁸
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	2.0 以下	0.18 ~ 0.34
浄化系出口		0.03 ~ 0.07		
2 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	原 水	—	7.00 ~ 7.60
		2 次冷却水	6.0 ~ 9.0	8.30 ~ 8.70
	導電率 (μS/cm)	原 水	—	118.7 ~ 167.0
		2 次冷却水	原水の 7 倍以下	678.2 ~ 888.7

*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 11 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22年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を第2.1.8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（循環ブロア、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。

(2) JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器の定期自主検査

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

第2.1.8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	5.9～6.5	5.8～6.5
導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	10.0 以下	0.10～1.08	0.09～0.12
トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	1.1～1.7	0.5～1.0
温度 ($^{\circ}\text{C}$)	—	14.0～23.0	13.0～25.0

2.2 JRR-4の運転管理

平成22年度の研究炉運転・管理計画及び実績の総括を第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週の施設供用運転を実施している。平成22年度については、研究炉運転・管理計画に基づき30サイクルの施設供用運転を実施した。

原子炉の計画外停止は1件発生した。平成22年6月24日の原子炉運転中、11時18分に燃料事故モニタ高高(A系)信号が発報し、原子炉が自動停止した。原子炉自動停止後、各データを点検した結果、燃料事故モニタB系の指示に変動がないこと、冷却水のサンプリングデータが正常であることから、燃料破損は生じておらず、誤報であると判断した。原因調査の結果、検出器と中性子計測盤の接続に使用している同軸コネクタのメス側端子が変形し、接触不良を起こしていることが確認された。是正措置として、メス側コネクタを有する燃料事故モニタユニットを予備品に交換し、正常に計測できることを確認したため、翌週の7月1日に運転を再開した。

平成22年度におけるJRR-4運転実績を第2.2.1表に、JRR-4計画外停止を第2.2.2表に示す。

平成22年度の運転日数は124日であったが、そのうち施設供用運転は120日であり、施設定期自主検査等のために4日運転を行った。

医療照射の実施状況については、平成22年度は計5回実施している。そのうち、悪性脳腫瘍が4回、悪性黒色腫(足裏の皮膚)が1回であった。ビームモードについては、熱外中性子モードが4回、熱中性子モードⅡが1回であった。

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	—	38131:18	—	78,028,382	—
2010 .4	9	60:58	153,308	78,181,690	0
.5	16	94:14	241,060	78,422,750	0
.6	15	76:42	175,207	78,597,957	1
.7	17	100:32	206,661	78,804,618	0
.8	13	72:02	130,826	78,935,444	0
.9	9	46:01	64,571	79,000,015	0
.10	16	82:57	201,392	79,201,407	0
.11	16	85:06	180,714	79,382,121	0
.12	13	70:16	152,161	79,534,282	0
2011 .1	0	0	0	79,534,282	0
.2	0	0	0	79,534,282	0
.3	0	0	0	79,534,282	0
本年度計	124	688:48	1,505,900	—	1
本年度末積算値	—	38820:06	—	79,534,282	—

平成 23 年 3 月 31 日現在

第 2.2.2 表 JRR-4 計画外停止

日 付	計画外停止の原因
2010.6.24	燃料事故モニタ A 系（高高）発報

2.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成 22 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、1 次冷却系主要弁の分解点検、熱交換器の化学洗浄、非常用排気設備分解点検、安全保護回路リレー等の交換及び Log-N 検出器の交換である。その他として燃料事故モニタの定期点検他整備作業、冷却系計測制御設備部品交換、中性子計測設備部品交換、ディーゼル発電機部品交換、排気ダクトの一部更新及び暖房設備主蒸気配管電動弁の交換を行った。

(2) 主な保守整備

1) 1 次冷却系主要弁の分解点検

平成 22 年度の保全計画に基づき、1 次冷却設備の電動ニードル弁 (VCM-9,VCM-10) 及び電動ダイヤフラム弁 (VCM-13~VCM-16,VDM-1~VDM-3)、9 台について分解点検及び動作確認等を実施した。また、分解点検では、電動アクチュエータ C 級点検、弁体バルブシート状態確認並びにランドパッキン、ダイヤフラム膜、ガスケット等の消耗品の交換を実施した。分解点検作業後、動作確認及びループ動作確認を行い、異常のないことを確認した。

2) 熱交換器の化学洗浄

平成 22 年度の保全計画に基づき、冷却系熱交換器の性能（熱通過率）を回復させるために熱交換器の化学洗浄を実施した。

洗浄後、性能検査を実施したところ総括伝熱係数が $1423 \text{ kcal/m}^2\cdot\text{hr}\cdot^\circ\text{C}$ （平成 22 年 12 月 22 日測定）から平均 $1923 \text{ kcal/m}^2\cdot\text{hr}\cdot^\circ\text{C}$ に回復したことを確認した。

3) Log-N 検出器交換作業

平成 22 年度の保全計画に基づき、Log-N 検出器の交換作業を実施した。

4) 非常用排気設備点検整備作業

定期評価の保全計画に基づき、遮断弁・切替弁の部品交換及び分解点検を実施した。弁体組み立て後、気密試験及び作動試験を行い、健全であることを確認した。

5) 安全保護回路リレー等の交換

平成 22 年度の保全計画に基づき、安全保護回路のリレー等の交換を実施した。

6) 燃料事故モニタの定期点検他整備作業

6 月 24 日に発生した燃料事故モニタ誤発報の不適合に対し、予防保全のための保守整備として当該設備のケーブル及びコネクタを更新し、点検調整を行った。ケーブル及びコネクタ更新後、導通検査、絶縁抵抗検査、静電容量測定及び外観検査を行った結果、良好であった。

7) 冷却系計測制御設備点検作業

JRR-4 冷却計測制御設備の定期点検作業の中で、プロセス監視制御装置関係の部品交換及び点検・校正、記録計の消耗品交換及び点検・校正、伝送器関係の消耗品の交換、点検・校正及びループ試験を行った。また、その他としてリレーの交換等の作業を実施した。

8) 中性子計測設備点検作業

JRR-4 中性子計測設備点検作業について、中性子計測設備、プロセス放射線モニタ設備、自動制御／反応度制御設備、安全保護回路、警報回路、インターロック回路及び制御盤類について、点検・部品交換・試験検査の作業を実施した。試験の結果、全て判定基準内であることを確認した。

9) ディーゼル発電機点検作業

ディーゼル発電機 2 台について部品交換、外観目視点検及び総合運転試験等の点検作業を実施した。また、No.1 ディーゼル発電機燃料噴射ポンプの分解点検整備、No.2 ディーゼル発電機冷却水ポンプと接続ホースの交換及び冷却水温度上昇警報用スイッチ取り付け部パッキンの交換を実施した。作業終了後、ディーゼル発電機の試運転を行い、健全であることを確認した。

11) 排気ダクト更新

高経年化対策の一環として排気第 4 系統ダクトの一部更新を行った。更新工事の終了後、スモークテストによる漏えい検査を実施し、健全であることを確認した。

12) 暖房設備主蒸気配管電動弁の交換

平成 21 年度に主蒸気配管電動弁の不具合が見つかったため、平成 22 年度の暖房設備定期点検作業に併せて主蒸気配管電動弁の交換を行った。電動弁取り付け後、作動確認を行い、異常のないことを確認した。

13) 排気第 4 系統 HEPA フィルタ交換作業

通常排気設備の排気第 4 系統 HEPA フィルタ (6 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及び除去効率測定を実施した。交換作業後、フィルタ差圧が回復したことを確認した。また、除去効率試験の結果も良好であった。

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

(2) 燃料交換

平成 22 年 4 月 13 日、炉心内で使用中の燃料要素 1 体 (燃焼度*約 21% : 1 体) と、未使用燃料要素 1 体との燃料交換を実施した。

また、平成 22 年 9 月 14 日、炉心内で使用中の燃料要素 3 体 (燃焼度約 21%、22%、7% : 各 1 体) と、未使用燃料要素 1 体及びプールにて一時保管中の燃料要素 2 体との燃料交換を実施した。

これらの燃料交換は炉心の過剰反応度及び燃焼度の調整を目的としたものである。取り出した燃料要素は使用済燃料貯蔵器に保管するものの、このうち燃焼度の低い燃料要素については、今後の燃料交換時に再装荷する予定である。

(* FIFA : 核分裂物質の初装荷量のうち核分裂した割合)

(3) 反応度管理

本年度の原子炉積算出力は約 63MWD で、過剰反応度は年度当初が 5.40%Δk/k、燃料交換前後の反応度は、平成 22 年 4 月 13 日が交換前 5.40%Δk/k 及び交換後 6.10%Δk/k、平成 22 年 9 月 14 日が交換前 5.50%Δk/k 及び交換後 6.08%Δk/k、年度末が 5.64%Δk/k であった。また、1MWD 当たりの年間平均反応度減少率は約 -0.016%Δk/k であった。

JRR-4 炉心過剰反応度推移を第 2.2.1 図に示す。

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

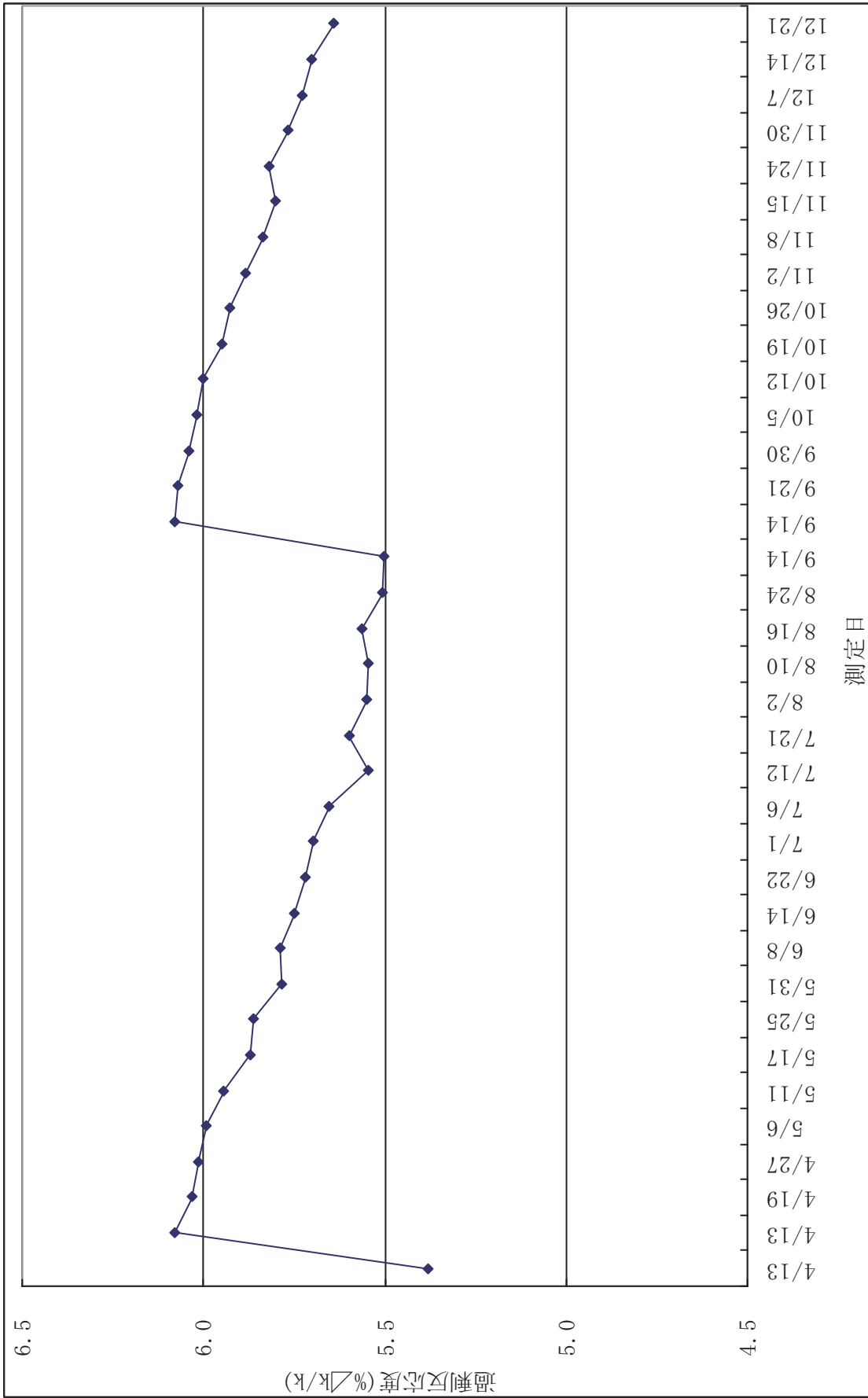
平成22年度は使用済燃料の受入れは4体及び引渡しは2体で、研究炉使用済燃料の対米輸送等による搬出はなかった。従って、在庫量は2体の増である。

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 $1.70 \times 10^{-1} \sim 1.84 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

No.2 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.70 \times 10^{-1} \sim 1.84 \times 10^{-1}$ Bq/ml)



第2.2.1 図 JRR-4 炉心過剰反応度推移 (測定値)

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、燃料事故モニタ点検作業、12 インチ径シリコン照射ホルダ線量率測定、熱交換器乾燥洗浄作業、排気フィルタ交換作業、ヨウ素吸着剤交換作業、Log-N 検出器取出し作業、1 次冷却系主要弁の分解点検、熱交換器の化学洗浄作業、廃液貯槽内部点検作業等であった。これらの作業はいずれも適切な放射線防護処置を行ったため、作業者の異常な被ばく及び汚染はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

JRR-4 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を第 2.2.3 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 $7.9 \times 10^8 \text{ Bq}$ であり、放出管理目標値 ($9.6 \times 10^{11} \text{ Bq}$) の 0.082 %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 2.2.4 表に示す。

2.2.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

平成 22 年度の JRR-4 における重水の移動等はなかった。また、年度末における装荷重水量は、368.45kg であった。

(2) 水・ガス管理

JRR-4 の 3,500kW 定常運転時に水分析を行った。分析結果を第 2.2.5 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 5.66~6.79、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 5.82~6.87 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 0.43~0.56 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、1 次冷却水精製系出口の導電率は 0.09~0.14 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理基準値 (10 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下) の範囲であった。全 β 放射能濃度結果は、 $2.95 \times 10^1 \sim 6.49 \times 10^1 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 範囲であり、全 γ 放射能濃度は、 $6.27 \times 10^1 \sim 1.60 \times 10^2 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 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 7.79~8.22 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、導電率が 0.77~1.15 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、水素イオン濃度指数 (pH) が 5.51~6.47 であり、年間を通して、維持管理基準値 (導電率 : 10 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下、pH : 5.5~7.0) を満足していた。

第 2.2.3 表 JRR-4 から放出された放射性物質の年間放出量及び8年間平均濃度

核種	放射性ガス		放射性塵埃		放射性廃液		
	⁴¹ Ar	⁶⁰ Co	⁶⁰ Co	¹³¹ I	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	³ H
年間放出量 (Bq/y)	7.9×10 ⁸	0	0	0	—	—	8.6×10 ⁶
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	<1.3×10 ⁻³	<5.1×10 ⁻¹⁰	<2.1×10 ⁻⁹	<2.1×10 ⁻⁹	<3.4×10 ⁻³	<2.7×10 ⁻³	1.2×10 ⁻¹

第 2.2.4 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)	68	76	80	145	177
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 2.2.5 表 JRR-4 冷却水測定結果

系 統	項 目	管 理 基 準 値	測 定 結 果
1 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH) *1)	精製系入口	5.66 ~ 6.79
		精製系出口	5.82 ~ 6.87
	導電率 (μS/cm)	精製系入口	0.43 ~ 0.56
		精製系出口	0.09 ~ 0.14
1 次冷却水	全β放射能濃度 (Bq/cm ³) *2)	—	2.95×10 ¹ ~ 6.47×10 ¹
	全γ放射能濃度 (Bq/cm ³) *3)	—	6.27×10 ¹ ~ 1.60×10 ²
	水素イオン濃度指数 (pH) *1)	原水	7.15 ~ 7.64
		2 次冷却水	6.0~9.0
導電率 (μS/cm)	原水	—	114.2 ~ 161.5
	2 次冷却水	原水の 3 倍以下	174.9 ~ 236.0
No.1 プール水	トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	0.83 ~ 1.32
No.2 プール水	トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	0.66 ~ 1.07

*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 22 年度の運転は、安全研究センター燃料安全研究グループの実験計画に基づく単一パルス運転を 8 回実施した。また、平成 22 年度に原子炉の計画外停止は発生していない。平成 22 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 6.11～6.45 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 0.13～0.28 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（0.5 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。また、脱塩塔出口の導電率は 0.06～0.08 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 5.81～6.31 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 0.17～0.53 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 22 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 22 年 7 月 20 日～12 月 3 日の期間で第 33 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、主に、塩酸計量槽の更新、核計装設備のスイッチ・ボリュウム交換、機械棟の壁面補修、プロセス計装設備信号変換器の一部交換を高経年化対策として実施している。また、特定化学設備の定期自主検査を実施している。

(2) 本年度において主に実施した保守整備

1) 塩酸計量槽の更新

特定化学設備の定期点検の結果、機械棟に設置された原子炉プール水の補給水設備のうち塩酸計量槽のライニングに劣化が見られたため更新した。更新に際しては保守性の観点からライニング構造ではなく塩化ビニールを主要材質とし製作した。

2) 核計装設備のスイッチ・ボリュウム交換

原子炉計測制御盤－1 に設置された核計装設備のスイッチ及びボリュウムを高経年化対策として交換した。交換後には、作動検査を実施して所要の性能を満足していることを確認した。

3) 機械棟の壁面補修

管理区域である機械棟の排風機室外壁面の一部に高経年化による開口部廻り及び壁端部の劣化が散見されたため、シーリング等の補修を行った。

4) プロセス計装設備信号変換器の一部交換

原子炉計測制御盤－1に設置されたプロセス計装設備の信号変換器の一部を高経年化対策として交換した。交換後には、校正、ループ試験及び作動検査を実施して所要の性能を満足していることを確認した。

5) 特定化学設備の定期自主検査

NSRRには、特定化学設備として廃液中和装置と純水製造装置が設置されているが、本年度は年1回の実施が義務付けられている廃液中和装置の定期自主検査を実施している。本定期自主検査においては、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た。

(1/2)

第2.3.1(1)表 NSRR 運転実績表

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 (kWH)	出 力 量 累 計 (kWH)	計 画 外 停 止	備 考	
定期検査 (特性試験)	11/2	3:41	5699:03	0.2	149008.1	0	定出力運転	
	11/4	3:57	5703:00	0.3	149008.4	0	定出力運転	
	11/5	3:24	5706:24	0.0	149008.4	0	定出力運転	
	11/8	3:38	5710:02	0.0	149008.4	0	定出力運転	
	11/9	3:33	5713:35	0.0	149008.4	0	定出力運転	
	11/10	3:09	5716:44	0.0	149008.4	0	定出力運転	
	11/11	1:30	5718:14	0.0	149008.4	0	定出力運転	
	11/12	1:41	5719:55	0.1	149008.5	0	定出力運転	
	11/15	0:34	5720:29	0.0	149008.5	0	定出力運転	
	11/16	3:35	5724:04	0.1	149008.6	0	定出力運転	
	11/17	1:07	5725:11	43.8	149052.4	0	定出力運転	
	11/18	4:13	5729:24	994.3	150046.7	0	定出力運転	
	11/22	1:11	0:54	5731:29	34.9	150081.6	0	単一パルス運転
		単一パルス運転						
	11/24	1:13	1:42	5734:24	43.6	150125.2	0	単一パルス運転
		1:07						単一パルス運転
	11/25	1:03	1:07	5736:34	45.4	150170.6	0	台形パルス運転
		1:47						台形パルス運転
	11/26	0:51	1:39	5739:12	35.8	150206.4	0	合成パルス運転
		1:22						合成パルス運転
	11/29	1:22	1:39	5740:51	27.3	150233.7	0	合成パルス運転
	11/30	1:45	0:53	5742:13	30.1	150263.8	0	単一パルス運転
		1:02						単一パルス運転
	12/2	0:53	1:02	5745:53	84.6	150348.4	0	台形パルス運転
1:02		台形パルス運転						

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 (kWH)	出 力 量 累 計 (kWH)	計 画 外 停 止	備 考
熱電対フィン効果 評価試験 (564-1)	4/27	1:39	5685:52	10.1	148943.1	0	単一パルス運転
熱電対フィン効果 評価試験 (564-2)	4/28	1:57	5687:49	14.2	148957.3	0	単一パルス運転
特性試験 (EXT/CIC 校正)	6/3	1:38	5689:27	0.5	148957.8	0	定出力運転
熱電対フィン効果 評価試験 (564-3)	6/10	2:00	5691:27	13.5	148971.3	0	単一パルス運転
熱電対フィン効果 評価試験 (564-4)	6/11	1:57	5693:24	13.3	148984.6	0	単一パルス運転
ベツノウ燃料実験 (BZ-4)	7/2	1:58	5695:22	23.3	149007.9	0	単一パルス運転
福島照射燃料実験 (FK-14)	1/28	3:27	5749:20	29.9	150378.3	0	単一パルス運転
熱電対フィン効果 評価試験 (564-5)	2/21	1:38	5750:58	11.7	150390.0	0	単一パルス運転
熱電対フィン効果 評価試験 (564-6)	2/22	1:39	5752:37	13.1	150403.1	0	単一パルス運転

* : 平成23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	6.11～6.45
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.13～0.28
燃料貯留プール水pH	5.5 ～ 7.5	5.81～6.31
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.17～0.53
脱塩塔出口導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	プール水導電率より低いこと	0.06～0.08

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 22 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 22 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。

2.3.4 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 2.3.3 表に示す。放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は $1.6 \times 10^9 \text{Bq}$ 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 2.3.4 表に示す。

第 2.3.3 表 NSRR における気体状放射性物質及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度

	放出性ガス (原子炉棟)	放射性塵埃			放射性廃液
	^{41}Ar	原子炉棟		燃料棟	^{60}Co
		^{60}Co	^{131}I	^{60}Co	
年間放出量 (Bq/y)	1.6×10^9	0	0	0	1.3×10^5
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<3.6 \times 10^{-3}$	$<6.8 \times 10^{-10}$	$<8.0 \times 10^{-9}$	$<7.8 \times 10^{-10}$	2.2×10^{-3}

第 2.3.4 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)	46	75	47	51	92
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 22 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 6 月 2 日から 9 月 28 日まで、下期前半を 11 月 30 日から平成 23 年 1 月 26 日まで行った。

平成 22 年度下期後半のマシンタイムを平成 23 年 2 月 28 日から 5 月中旬まで行う予定だったが、平成 23 年 3 月 11 日午後 14 時 46 分ごろに発生した東日本大震災により、以降のマシンタイムはすべて中止となった。

上期マシンタイムは、加速器タンクを開けて修理を必要とするような事象がなく順調に運転が行うことができた。下期マシンタイム途中、ターミナルイオン源用ガス導入配管からリークが発生し加速器タンクを開け修理することになった。

平成 22 年度(平成 22 年 4 月 1 日～平成 23 年 3 月 31 日)のタンデム加速器の運転・保守、中止日数等を第 2.4.1 表に、タンデム加速器を使用したマシンタイムの利用形態を第 2.4.2 表に、マシンタイムにおける利用分野の日数を第 2.4.3 表に示す。利用形態及び利用分野とも例年とほぼ同じ割合であった。

第 2.4.1 表 平成 22 年度タンデム加速器の運転・保守状況

運転・保守項目	日数
実験利用運転日数	171(47%)
その内ブースター利用日数	24(14%)
定期整備日数	89(24.5%)
コンディショニング日数	21(5.5%)
故障修理日数	4(1%)
実験中止日数	2(0.5%)
震災による中止日数	21(5.5%)

()内の数字は、全運転・保守別の割合を示す。

第 2.4.2 表 平成 22 年度タンデム加速器の利用形態

利用形態	日数
共同研究	86 日(50%)
原子力機構内利用	56 日(33%)
施設供用	15 日(9%)
TRIAC 共同研究	14 日(8%)

()内の数字は、利用形態別の割合を示す。

第 2.4.3 表 平成 22 年度タンデム加速器の利用分野

利用分野	日数
核物理・核データ	47 日(27%)
核化学	55 日(32%)
原子・固体物理	48 日(28%)
加速器開発	21 日(12%)

()内の数字は、利用分野別の割合を示す。

(2) タンデム加速器の運転

平成 22 年度におけるタンデム加速器のマシントイム中の加速電圧の分布を第 2.4.4 表に示す。運転割合は、1 日間の実験中に加速電圧の変更を行うこともあるため、その分も含めた値としている。

9 月、タンデム加速器+ブースター加速器の最高出力エネルギーの確認を行い、タンデム加速器から 481MeV で加速した Xe-136 イオンをブースター加速器で 23.8MV の電圧で再加速を行い、最終加速エネルギー1,314MeV の確認ができた。これは、いままでで得られたエネルギーでは最高値である。

第 2.4.4 表 平成 22 年度タンデム加速器の加速電圧分布

加速電圧(MV)	運転割合(%)
18-19	0.6
17-18	5.8
16-17	11
15-16	32
14-15	15.1
13-14	5.2
12-13	3.5
11-12	13.4
10-11	0.6
9-10	2.9
8-9	4.1
7-8	1.7
6-7	1.7
5-6	0
4-5	0
3-4	1.7
2-3	0.6

マシンタイム中に実験及び加速器開発のために使用した加速イオン種を第 2.4.5 表に示す。イオンの供給は、希ガス等の要望が多くなっており、ターミナルイオン源からのイオン加速が全体の 48.1%を占めている。

第 2.4.5 表 平成 22 年度加速イオン種

加速イオン種		
^1H	^{22}Ne	^{136}Xe
^3He	^{40}Ar	^{184}W
^7Li	^{40}Ca 、 ^{48}Ca	^{186}W
^{11}B	^{56}Fe	^{197}Au
^{12}C 、 ^{13}C	^{58}Ni 、 ^{64}Ni	
$^{12}\text{C}^{12}\text{C}$	^{82}Kr	
$^{14,15}\text{N}$	^{126}Xe	
$^{16,18}\text{O}$	^{128}Xe	
^{19}F	^{133}Xe	

2.4.2 保守・整備

(1) 定期整備

平成 22 年度の定期整備は 3 回実施した。1 回目の定期整備(5 月 11 日～6 月 1 日)では、チェーン CH-3B(使用時間 42574.4 時間)の交換、ゴンドラ性能検査等を実施した。2 回目の定期整備(9 月 29 日～11 月 26 日)では、加速器タンクを開放し内部を目視したところ、キャストイングに大量の粉体を発見した。分析の結果、テフロン製のチェーンシートの材質と一致したため、11 月 8 日にシート交換、チェーンのコマを接続している箇所にも同様な材質を使用しているためチェーン本体の交換も行った。粉体の発生原因は、チェーンにテンションをかけるための重り(80kg)を調整したときに、チェーンの初期伸び分を少なく見積もったため、チェーンにテンションがかけられず、チェーンが伸びきっている状態で回転を続けたため接触摩擦によりチェーンシートが削れたためと推察される。3 回目の定期整備(平成 23 年 1 月 27 日～2 月 25 日)では、RS-1 ギアボックス内歯車の破損があり歯車等の交換修理を実施した。また、平成 21 年 12 月に確認された BM 04-2 コイルの水漏れにより絶縁劣化していたコイルの交換作業を行った。

- ・ 定期整備(1 回目)の主な整備項目

- ①ローターティングシャフト整備
- ②チェーン CH-3B 交換
- ③負イオン源、ISOL イオン源、ターミナルイオン源の保守
- ④制御系保守・開発
- ⑤ゴンドラ性能検査

- ・ 定期整備(2 回目)の主な整備項目

- ①ローターティングシャフト整備
- ②RS No.2 シャフトモータ交換
- ③CSP モータドライブ回路の調査→モジュール(Reliance)の交換
- ④キャストイング周辺に発生した粉体の発生原因調査及び復旧作業
- 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

- ・ 定期整備(3 回目)の主な整備項目

- ①ローターティングシャフト整備
- ②RS-1 ギアボックス歯車の交換
- ③BM 04-2 コイル交換
- ④チェーン点検
- 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

(1)-a 回転シャフト整備

タンデム加速器では、加速器高電圧上にある電磁石や静電四重極レンズなどの電源供給のために2本のアクリル回転シャフト(RS1、RS2)を設置しており、それぞれ3kVAと15kVAおよび5kVAと10kVAの発電機を動作させている。回転シャフトは、長さ1m程度のアクリル製のシャフトと軸受ユニットから構成されており、これらを連結して、地上約20mまで電動機の動力を伝達している。軸受ユニットは全部で28台使用している。

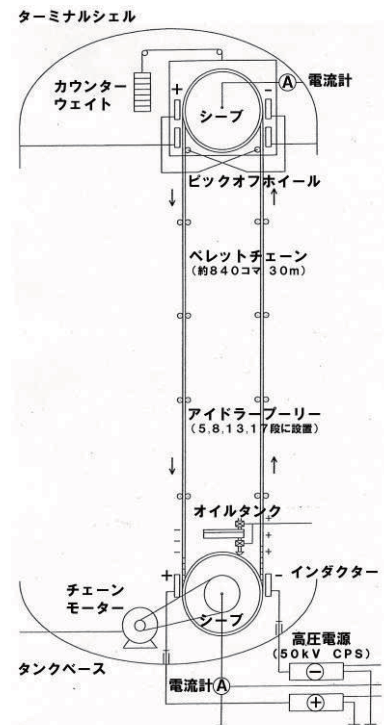
加速器運転中、回転シャフトは常時動いている為、軸受ユニットの消耗が激しく、加速器タンク開放毎に点検し、磨耗しているものは交換している。今年度、4回点検を行い軸受ユニット11個の交換を行った。また、RS2電動機とRS1ギアボックスに不具合が発生したため交換を行った。

RS2電動機の軸受から経年劣化と考えられる異音が発生していたため、予備の電動機に交換を行った。取外した電動機は、専門業者に分解点検を依頼し整備を行った。分解点検の結果、内部部品の消耗は、経年使用の範囲にとどまっておらず、特別な異常は見受けられなかった。そのため、軸受交換、コイルの洗浄、ワニス処理及び外観塗装を施してもらい、予備機として使用できる状態にした。

RS1ギアボックスは、加速器最上部のターミナル部に設置されており、回転シャフトの回転数を増速し、15kVA発電機へ動力伝達しており、平行軸2段増速器を使用している。RS1ギアボックスから異音を確認されたため、内部の目視点検を行ったところ歯車の歯が3箇所破損していることが判明した。そのため、RS1ギアボックスを加速器タンクから取り出し、タンデム加速器棟工作室で分解整備を行った。分解整備では、歯車の交換を行うと共に軸受やオイルシールなどの交換も行った。交換後に回転試験を行い、音、振動、温度共に良好であることを確認し、加速器タンク内に取付けを行った。

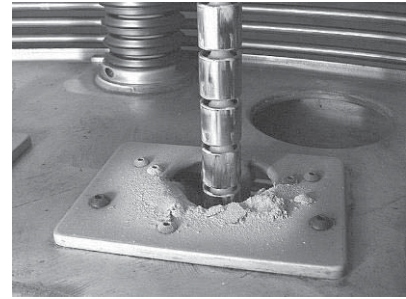
(1)-b チャージングチェーンの整備

20MVタンデム加速器では、電圧発生のためのチャージングシステム(第2.4.1図)に米国National Electrostatics Corp.のペレットチェーン(約840コマ、長さ30m)を2本使用しており、最大で200 μ Aの電流を高電圧ターミナルに送ることができるようになっている。平成22年度の整備としては、B系のペレットチェーンの運転時間が約4万時間とメーカー推奨時間を越えていたため、5月に交換を行った。その際にチェーンの初期伸び量とターミナルカウンターウェイトの許容移動量の見積もりを誤り、十分なコマ詰めを行わずに加速器運転を開始してしまった。約2000時間の運転期間後、定期整備に入ると、チェーンが大きく伸びたことによりターミナルのカウンターウェイトが床に着地していることが判明した。そのためチェーンのテンションが弛ん



第2.4.1図 チャージングシステム

でしまい、シーブ(滑車輪)との間で滑りを起こすことによってシーブ表面のプラスチックを削り、タンク内に大量の粉が発生してしまった(第 2.4.2 図)。静電加速器において加速器タンク内にダストが発生することは重大な問題であるため、タンク内のクリーニングを念入りに行った。その後、タンク下のシーブと粉を発生させたペレットチェーンを交換し、チャージングシステムを復旧した。現在、チャージング電流は安定しているが、粉の発生がわずかながら継続しているため引き続き調査・観察を行っている。



第 2.4.2 図 チェーン周辺に発生した粉

(1)-c 振分電磁石コイルの更新

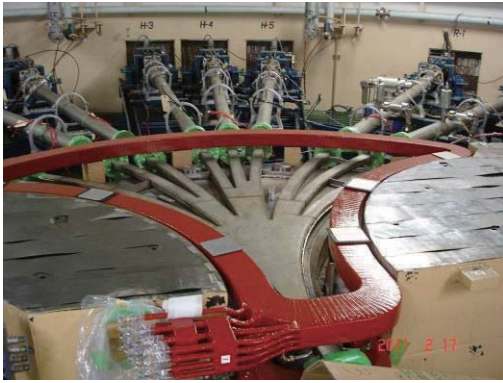
振分電磁石は、タンデム加速器本体で加速された各種イオンビームを 11 本のユーザービームラインの任意の 1 ラインに振り分けるための電磁石である。本電磁石はヨーク、ポール、チェンバーおよび上下のコイルから構成され全体の重量は約 35 トンである。2010 年にコイル巻線に絶縁不良が発覚し定格値までの使用に耐えられなくなったため、その後、不良部分への通電を止め、応急的な使用をしていた。そのため各ビームラインに供給されるイオンビームのエネルギーおよび電荷が制限されてしまい、実験に支障をきたしていた。したがって、故障したコイルを新たに製作し、電磁石コイルを更新した(作業風景の写真を第 2.4.3 図、第 2.4.4 図に示す)。振分電磁石コイルの交換作業完了後(完成写真を第 2.4.5 図に示す)、動作試験、真空リーク試験を行い所定の性能を満たしていることを確認した。

第 2.4.6 表 電磁石コイル定格(1 ユニット)

最大許容電流	400A
最大印加電圧	50V
直流抵抗	0.1Ω(20℃)
巻数	62T/coil
絶縁抵抗	>100MΩ
冷却方法	直接水冷(純水)
冷却水路	8 水路/coil
耐水圧	10kg/cm
冷却水流量	13.5L/min



第 2.4.3 図 電磁石コイルの搬入



第 2.4.4 図 電磁石コイルの据付け



第 2.4.5 図 電磁石コイル完成

(1)-d TIS ガスボトル増設

タンデム加速器では現在、クラスタービームの加速を目指し開発を進めている。クラスタービームは分子イオンを加速したビームであるため、ターミナルイオン源(TIS)で分子イオンを生成する必要がある。そこで、炭素が複数結合した構造を持つフェロセン(化学式： $\text{Fe}(\text{C}_5\text{H}_5)$)から、炭素分子のイオンを生成することを目的とし、フェロセンを詰めたガスボトルを TIS ソースガスラックに増設した。これを用いて分子イオンの加速試験を行った結果 C_3^+ の加速を確認できた。

(2) 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。

(上期マシンタイム中)

- ・平成 22 年 12 月 3 日 ダブルスリット(DS 04-1)Down 側フィードスルーの落下が確認されたため、セクションの真空ブレイクを実施し、修理調整を行った。故障箇所は加速器タンク外であるため加速器タンクの開放はない。
- ・平成 22 年 12 月 10 日 ターミナルイオン源周辺の真空リーク発生。ターミナルイオン源用ガス供給ラインからのリークであることを確認し修理した。チェーン A 系内側のシーブ用カミソリ状刃 3 枚を交換した。
- ・平成 22 年 12 月 16 日 加速器タンクへのガス充填を行い、同日からマシンタイムを再開した。

(3)その他

平成 23 年 2 月 3、4 日 エレベーターワイヤー、シーブを交換した。

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23年3月11日の東日本大震災に伴い、高圧ガス施設の健全性を確認するため緊急に気密検査を実施した結果、異常はみられなかった。

平成22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(A)1基、1st インタークーラー 2基、2nd インタークーラー 2基、ディタンク 1基について実施した。同時に、貯槽(A)の元弁 V-201, V-202 の認定品弁 2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。これらの検査で異常等はなかった。保安検査は平成22年8月27日に行われ合格した。

平成22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22年9月7日に実施され合格した。

(2) 液体窒素貯槽

本施設は、タンデム加速器の運転保守や加速器を利用した実験のために液体窒素及び乾燥窒素ガスを供給するための設備である。本年度の液体窒素総受入量は、12,827 リットルであった。

本施設は、定期自主検査に係る各種検査作業(気密検査、肉厚検査、貯槽の不同沈下測定、圧力計の校正、安全弁作動検査、真空度測定)を毎年度2回実施している。

定期自主検査実施日

第1回 平成22年8月10日

第2回 平成23年2月4日

平成23年3月11日の東日本大震災による被害はないが、頻発する余震によるガス漏えいの事前保全措置として、貯槽内の液体窒素を全て排出し、液体窒素の供給を停止する予定である。

(3) ヘリウム冷凍機

1) 概況

平成22年度のタンデム加速器ブースター用ヘリウム冷凍機の運転時間を第2.4.7表に示す。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、それに合わせて冷凍機の運転を行った。

第 2.4.7 表 平成 22 年度ヘリウム冷凍機運転時間

	第 1 回マシンタイム (8/17 - 10/4)	第 2 回マシンタイム (11/16 - 1/4)	年度合計 (試運転含む)
前段部	1,151	1,176	2,331
後段部	1,176	1,176	2,355

平成 23 年東北地方太平洋沖地震発生時は運転停止中であった。冷凍機及び関連設備の点検を実施した結果、特に異常は見られなかった。

2) 定期自主検査

高圧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 月にかけて実施した。安全弁・圧力計・温度計の試験、バッファタンクの不同沈下測定、潤滑油性状・油量点検、圧力・温度保護スイッチ作動検査、系内ガス置換及び気密試験、油分離度測定、起動器盤内点検、サクシヨンストレーナ開放点検、オイルフィルタ開放点検、試験運転等を行い異常のないことを確認した。

主圧縮機について開放点検整備を実施した。各部の寸法検査、浸透探傷検査、消耗部品の交換、動的バランス調整を行い異常のないことを確認した。

11 月 29 日、30 日に施設検査を受検し合格した。

3) ヘリウムバッファタンクの整備

定期整備の実施時期に合わせ、屋外に設置されているヘリウムバッファタンク(30m³×4 基)の開放整備を行った。開放に当たりほぼすべてのガスを放出しなければならないため、今回が初めての開放整備であった。そのため、タンク内のガスは順次別タンクの置換ガスとして使用し無駄のないように活用した。また、タンクに直結されるバルブ類の更新も併せて実施した。

タンク外壁の腐食対策として 1 月から 2 月にかけて再塗装を実施した。

2.4.4 放射線管理

(1)概況

平成 22 年度に実施された主な放射線作業は 5～6 月、10～12 月及び 1～2 月にかけて行われた加速器定期整備である。これらの作業での異常な被ばく及び汚染の発生は無く、放射線管理上特に問題は無かった。

(2)放出放射性物質

タンデム加速器建家から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度を第 2.4.8 表に示す。放射性廃液の総排出量は 46m³であった。廃液中の ⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Np の放出率、平均濃度ともに例年とほぼ同じで通常範囲内であった。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 2.4.8 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	1.2×10 ⁴	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	2.6×10 ⁻³	2.4×10 ⁻³	2.6×10 ⁻⁴	0	< 8.7×10 ⁻¹⁰	< 5.6×10 ⁻¹¹

2.5 主な技術的事項

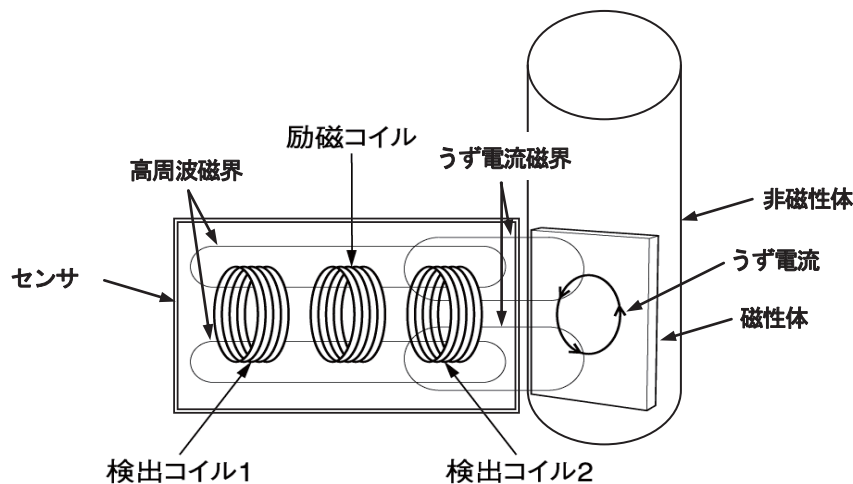
2.5.1 JRR-3 制御棒駆動装置の 100%位置検出器のモックアップ試験

(1) 概要

100%位置検出器は、JRR-3 の制御棒駆動装置のうちの管外駆動部を構成する一部で制御棒毎に設置されており、制御棒全挿入時に磁性体である管内駆動部の着座部を検知し、制御棒の着座信号を発するものである。また、着座信号は原子炉起動時のインターロック条件にもなっているもので原子炉の安全運転に重要な機器である。着座部は非磁性体である制御棒駆動機構案内管内に配置され、100%位置検出器は非磁性体を隔てた外側に設置されている。

100%位置検出器の使用条件は、磁性体部を非磁性体部を隔てた位置から非接触により検出できることであり、既設検出器は差動コイル型近接スイッチを用いている。この検出器は、センサ内に高周波磁界を出す励磁コイルと結合された2つの検出コイルを持ち、磁性体が近づくことにより磁性体表面にうず電流が発生し、検出コイルにうず電流磁界が生じる。各検出コイルに生じた磁界を誘起電圧に変換し、検出コイルの差を検出して動作するものである。動作原理の概略図を第 2.5.1 図に示す。

これらの 100%位置検出器は、機器の耐用年数が経過し、検出感度に変動がみられ、感度調整を行う必要性が増加していた。当該検出器は、製作後 20 年以上が経過しており、既に製造が終了しているため、JRR-3 の使用条件に適合する検出器を選択する必要があった。また、この検出器は、原子炉の安全運転に重要なものであり、使用条件下のあらゆる状態においても確実に検出動作することを確認するため、試験機を製作し、想定される状態を模擬したモックアップ試験を実施した。



第 2.5.1 図 動作原理の概略図

(2) 試験機の製作と 100%位置検出器の選択

100%位置検出器の性能を確認するモックアップ試験に使用するため、管内駆動部の着座部(寸法、材質、据付状態)及び非磁性体部である制御棒駆動機構案内管である着座器(寸法、材質、据付状態、100%位置検出器の取付位置)を忠実に再現した試験機を製作した。製作した試験機を第 2.5.2 図に示す。

また、100%位置検出器の使用条件に適した非接触方式による検出が可能と思われる近接スイッチ型の検出器を複数選択した。

JRR-3 の使用条件から選択した検出器を第 2.5.1 表に示す。



第 2.5.2 図 製作した試験機

第 2.5.1 表 JRR-3 の使用条件から選択した検出器

型式	検出方式	検出器メーカー
E2C-C20MA	高周波発振形	オムロン
FE-4473	励磁バランス型	マコメ研究所
MB60-8GM50-E2	磁気式	P&F
SH-440	うず電流式	キーエンス

(3) モックアップ試験の概要と試験結果

選択した検出器が 100%位置検出器として実装可能であるか確認するため、モックアップ試験を実施した。単体試験として、磁性体である着座部を各検出器に直接近づけ、JRR-3 で使用している磁性体に反応し、検出器が JRR-3 に適していることを確認する試験を実施した。単体試験後、製作した試験機に着座部及び検出器を取付け、実装状態を模擬し、着座部を上下動させたときの検出機能を確認する性能試験を実施した。性能試験は、実装時に想定される状態*を模擬した試験を行い、各検出器の着座信号検出点またはリセット点を確認した。

なお、各試験において検出機能が動作しなかった検出器については、以降に行う試験の対象外とした。モックアップ試験結果について第 2.5.2 表に示す。

*：管内駆動部の着座部である磁性体は、非磁性体であるリベットで固定されており、制御棒との接続時においては、それらが検出器方向にあることも想定される。そのため、磁性体が検出器方向にある場合及びリベット部が検出器方向にある場合を実装時に想定される状態として試験を行った。なお、磁性体部の固定方法は JRR-3 で使用されている管内駆動部も同様である。

1) 単体試験

検出器単体に着座部を直に近づけたときの検出機能を確認した。試験の結果、着座部に反応せず、着座信号を検出できなかった検出器が1機種見つかったが、それを除くすべての検出器は着座信号を検出することができた。

2) 性能試験

試験機を用い、実装状態を模擬し、想定される状況をシミュレーションしたモックアップ試験を実施した。モックアップ試験により、JRR-3の使用条件に適合する検出器を選択することができた。以下に実施した試験内容を示す。

Case1：管内駆動部着座部が着座位置において、検出機能を確認する試験

Case2：管内駆動部着座部が着座位置において、管内駆動部着座部の非磁性体であるリベット部を検出器面に向け配置し、発生する磁界に変化が生じたときの検出機能を確認する試験

Case3：管内駆動部着座部を引抜き状態から挿入したときの検出機能を確認する試験

Case4：管内駆動部着座部の非磁性体であるリベット部を検出器面に向け配置した状態において、管内駆動部着座部を引抜き状態から挿入したときの検出機能を確認する試験

Case5：管内駆動部着座部を着座状態から引抜き、着座信号がリセットされることを確認する試験

Case6：管内駆動部着座部の非磁性体であるリベット部を検出器面に向け配置した状態において、管内駆動部着座部を着座状態から引抜き、着座信号がリセットされることを確認する試験

第 2.5.2 表 モックアップ試験結果

試験 検出器	単体試験	性能試験					
		Case1	Case2	Case3	Case4	Case5	Case6
A	○	○	○	○	○	○	○
B	○	○	○	○	○	×	×
C	○	○	○	○	○	×	×
D	×	×	×	×	×	×	×

試験の結果、全ての条件を満足したマコメ研究所製の FE-4473 が JRR-3 制御棒駆動装置の 100%位置検出器として適合することが確認できた。

(4) 今後の計画

試験機を用い、100%位置検出器の使用状態を模擬したモックアップ試験を行ったことで、100%位置検出器の更新に向け、機器の選定に有益な情報を得ることができたことから、今後の計画として、試験結果を元に選定した検出器を用い、実装に向けた試験を段階的に行う計画である。

Step1 : JRR-3 の制御棒駆動装置調整装置に検出器を組み込み、使用状態を完全に模擬した状態での炉外試験を行い、機能を確認する。

Step2 : 制御棒駆動装置調整装置での試験結果を元に制御棒駆動装置への実装、機能確認試験を実施した上で、実用する。

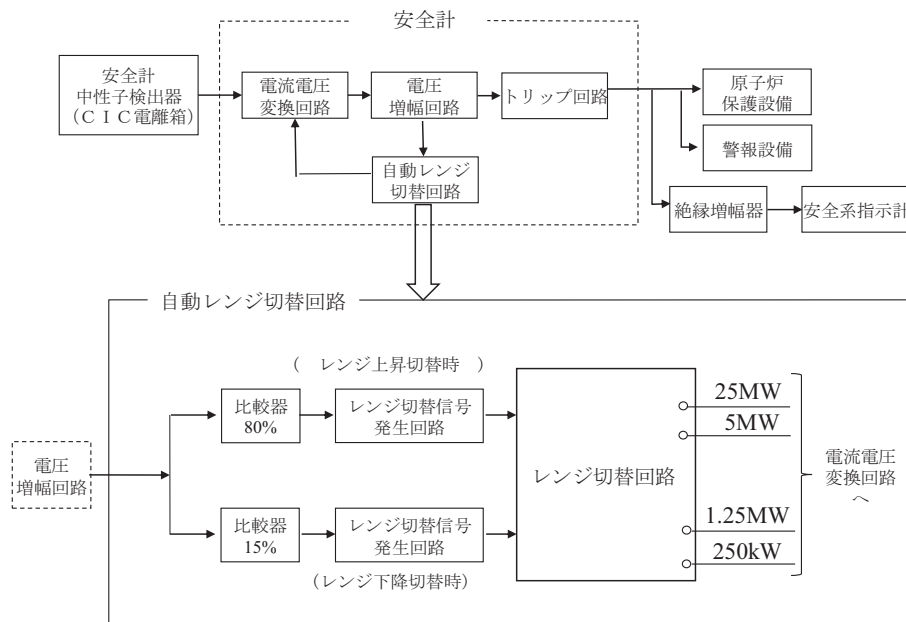
2.5.2 JRR-3 安全計線形増幅器レンジ切替回路の更新

(1) 概要

平成 21 年 6 月 8 日、中性子出力(原子炉出力)に異常な出力上昇を示す「安全系中性子束高」のスクラム信号が安全計線形増幅器（以下、安全計）より発生し、原子炉が自動停止した。他系統データから実際に出力上昇していないことが確認されたため、原因究明として安全計の再現性試験を実施したところ、安全計に用いられる自動レンジ切替回路のレンジ切替レベルに達したことを検出する比較器回路の出力信号波形に歪みが生じたことによって起きた事象であることが判った。本事象は新品の IC と交換すること及び若干の回路定数の変更で事象が改善されたが、安全計は製作（昭和 63 年 9 月）から 21 年使用してきたことを鑑み、出力波形の歪みに依存しない自動レンジ切替回路を設計した上で、安全計の新規更新を行った。

(2) 安全計について

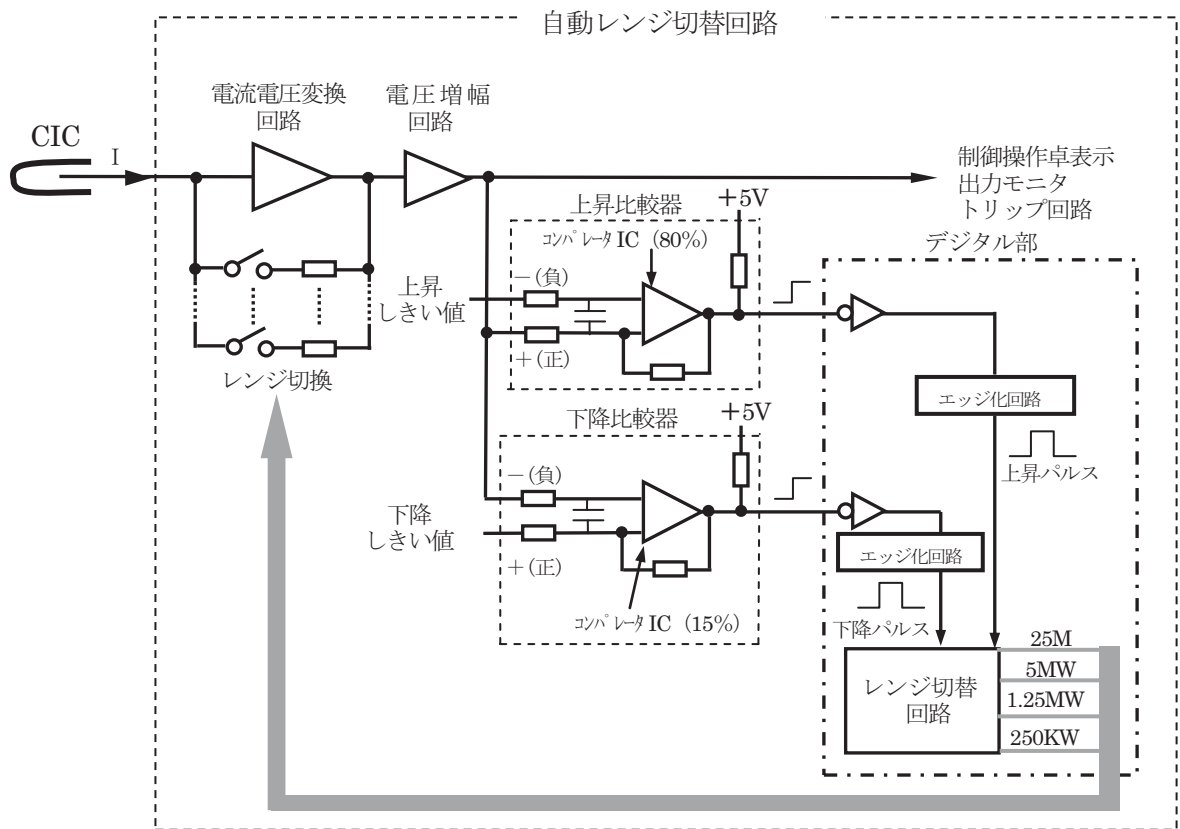
安全計は、CIC 電離箱からの電流信号を電圧に変換及び電圧増幅し、原子炉出力の異常な過渡変化時及び、事故時における急激な原子炉出力の上昇による中性子束の異常を検知して、「安全系中性子束高」のスクラム信号を出力し原子炉を停止させる。安全計は、数 W~20MW までの広い原子炉出力を詳細に表示するため、4 つのレンジによって出力表示を行う。各レンジへは、出力の変動に応じてフルスケール (125%) の 80% に上昇したときは上のレンジへ、15% へ下降した際には下のレンジへ自動的に切替る自動レンジ切替回路によって行われる。安全計及びレンジ切替回路の構成を第 2.5.3 図に示す。



第2.5.3図 安全計及びレンジ切替の構成

(3) 自動レンジ切替回路について

既設安全計では、比較器にコンパレータ IC を使用し、安全計 4 レンジの切替を自動で行う自動レンジ切替回路を備えている。切替は IC の 2 つの入力端子（正または負）へ入力されたアナログ電圧の大きさを比較し、どちらが大きいかで出力信号が切替えるコンパレータ IC の動作を利用して、レンジの上昇及び下降動作を行う。本自動レンジ切替回路は、出力の 80% あるいは 15% に相当する固定電圧（しきい値電圧）と、原子炉出力を電圧に変換した変動電圧を入力して電圧の比較を行い、変動電圧がしきい値電圧を超えたとき、レンジ切替信号として後段デジタル部（TTL）のレンジ切替回路へ出力する。自動レンジ切替回路の構成図（改良前）を第 2.5.4 図に示す。



第 2.5.4 図 自動レンジ切替回路構成図（改良前）

(4) 更新内容

既設品の設計製作から 20 年以上が経過していることから、新規更新に当たって代替品を含めた使用部品の見直しを行うとともに、IC の出力電圧波形に歪みが生じることによって自動レンジ切替回路が誤動作しないよう回路設計全体の見直しを行った。

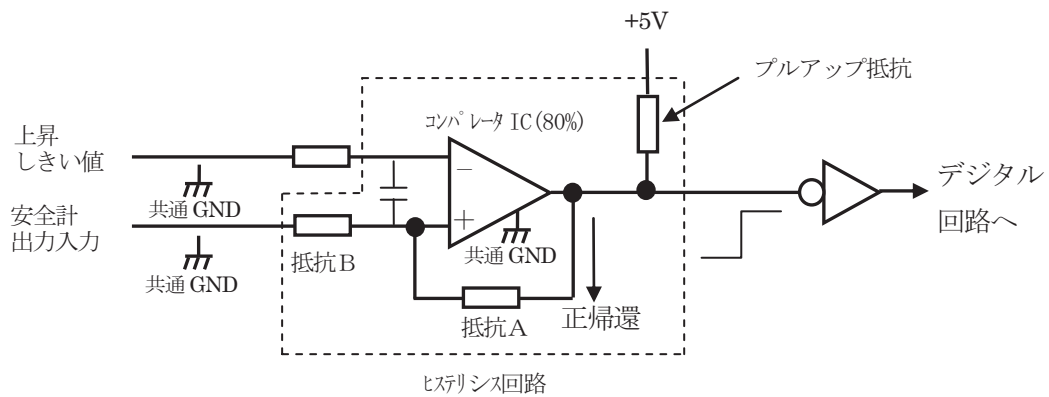
1) コンパレータ IC の動作を正しく行うための回路改良

コンパレータ動作が異常な波形を出すことなく正しく動作するように、80%、15%のコンパレータ IC とともに基本的回路構成から再設計した。コンパレータが比較する信号の変化は非常に遅いが、コンパレータの出力が変化するときには高速動作になるため、高速動作が正しく

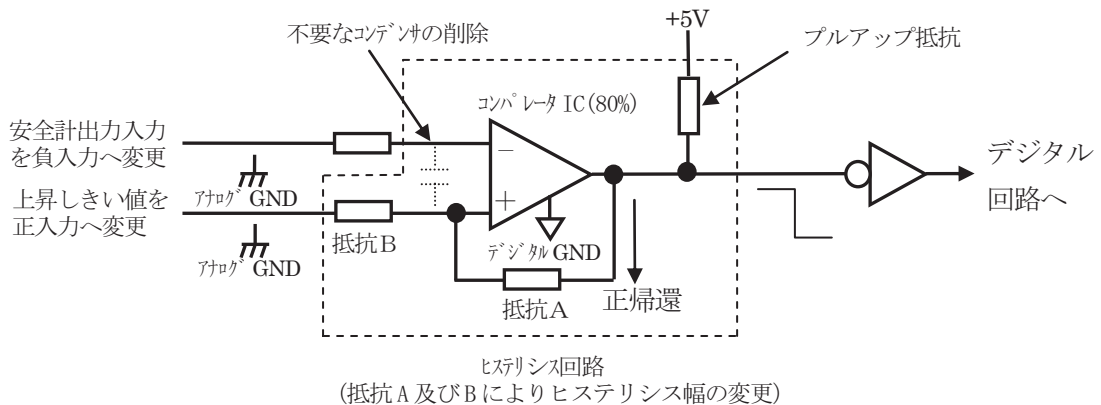
行えるように以下の内容で対策を行った。

改良前と改良後の比較器回路を第 2.5.5 図及び第 2.5.6 図に示す。

- ① 抵抗 A、プルアップ抵抗の値を下げ、信号の低インピーダンス化を図り、コンパレータ出力の遷移を高速化し、正確に動作するようにする。
- ② 無駄なコンデンサを削除する。
- ③ 既設基板は両面基板であったが、多層基板を採用しグランドプレーンを設けてアース電位を確立する。またアナログ回路とデジタル回路のアースを適切に分離する。
- ④ 上昇比較器の入力を、負入力に安全計出力、しきい値を正入力へ変更し正帰還をかけることにより、コンパレータ出力が遷移するときに安全系出力信号に乱れが生ずることを防止する。下降比較器については、元々信号入力は負入力であるため入力の変更は無い。
- ⑤ 本コンパレータはヒステリシスコンパレータであるため、ヒステリシス幅（不感帯）も再設計した。



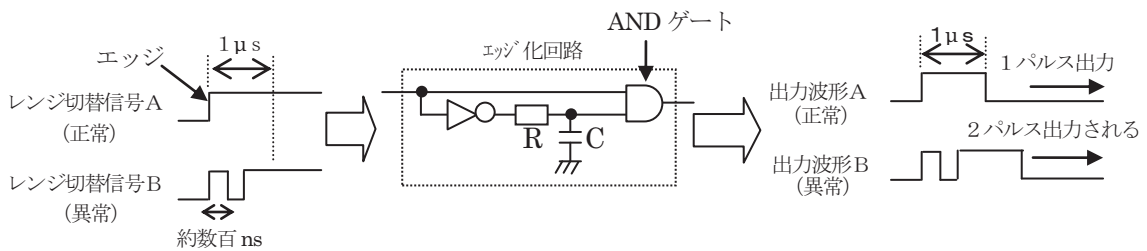
第 2.5.5 図 上昇比較器回路構成図 (改良前)



第 2.5.6 図 上昇比較器回路構成図 (改良後)

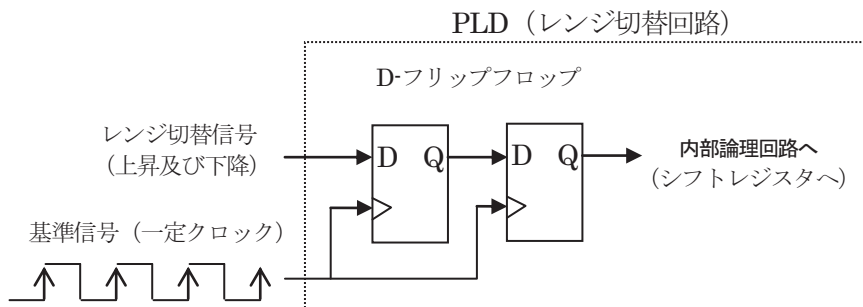
2) 自動レンジ切替論理回路の改良

既設品は、コンパレータの切替りによって出力されたレンジ切替信号のエッジを検出し、RCの時定数を利用してパルス幅を約 $1\mu\text{s}$ に設定したエッジ化回路によって、コンパレータICからのレンジ切替信号（上昇及び下降）をデジタル化させていた（第2.5.7図参照）。回路の特性上、出力波形の歪みによって発生する $1\mu\text{s}$ より小さいレンジ切替信号（約数百ns）が入力されると、 $1\mu\text{s}$ 後にANDゲートに入力が入るまでの間はそのまますルーしてしまう。そのため、本来1パルス入力のところに2パルス入力されることが判明し、これが後段のレンジ切替回路が正常に動作せず原子炉スクラム事象が発生した原因であった。

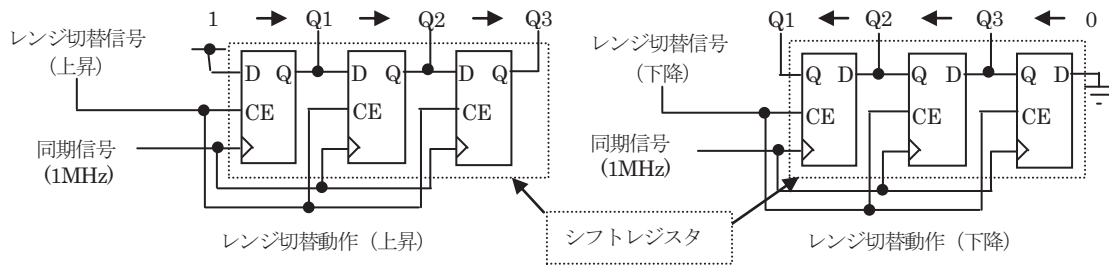


第 2.5.7 図 既設品レンジ切替信号の流れ

新回路では、エッジ検出型の非同期回路を使用した既設品から、基本構造をコンパレータ出力の「エッジを検出する」のではなく、クロック周期ごとの状態変化を追って動作する、同期回路方式に変更した。コンパレータの出力はレンジ切替ロジックの前段で2段の同期化フリップフロップを通してから使われるため、旧設計で起きたような短い異常パルスでレンジ制御が乱れるということはない。構成図を第2.5.8図に示す。レンジ状態の保持についてはカウンターではなく、3ビットのシフトレジスタで保持し、オーバフローによる異常状態が起きない設計とした。シフトレジスタの動作概要を第2.5.9図に示す。また、レンジ切替回路はPLD(Programmable Logic Device)を採用し、既存機のRC直列回路やTTLデバイスを使用することによって発生していた伝達遅延時間のバラツキを抑えた。レンジ切替ロジックは、ハードウェア記述言語（HDL）で論理を明確に記述し、PLD上に組み込んだ。



第 2.5.8 図 2段同期化フリップフロップ構成図



<レンジ切替動作（上昇）>

レンジ切替信号を入力した場合、シフトレジスタを右シフト(Q1に1を入力,Q1の状態をQ2に設定,Q2の状態をQ3に設定)する。動作は、同期信号(1MHz)の入力時に作動する。また、最上位レンジ(25MW)でレンジ上昇信号が入力されてもレンジは25MW(Q1=1,Q2=1,Q3=1)で保持される。

<レンジ切替動作（下降）>

レンジ下降信号を入力した場合、シフトレジスタを左シフト(Q3に0を入力,Q3の状態をQ2に設定,Q2の状態をQ1に設定)する。動作は、同期信号(1MHz)の入力時に作動する。また、最下位レンジ(250kW)でレンジ下降信号が入力されてもレンジは250kW(Q1=0,Q2=0,Q3=0)で保持される。

	Q1	Q2	Q3
25MW	1	1	1
5MW	1	1	0
1.25MW	1	0	0
250kW	0	0	0

レンジ状態の表現表

第 2.5.9 図 シフトレジスタによるレンジ切替動作説明

(5) 据付

平成 22 年度定期点検において、新規製作した線形増幅器の据付を行い、点検及び調整を行った。その結果、全ての測定値で判定基準値を満たし、出力電圧波形にも異常は見られなかった。またしきい値周辺を電圧発生器によってテスト入力信号を与えてテストを行ったが、レンジ切替に異常は発生しなかった。平成 24 年より本線形増幅器を使用して原子炉運転を行う。

2.5.3 JRR-3 安全保護系制御盤の直流電源更新

(1) 概要

安全保護系盤は、原子炉運転において重要なプロセスデータ及び原子炉停止信号等を常時監視し、通常状態を逸脱又は原子炉停止信号が入力した場合、原子炉停止系へスクラム信号を出力し、原子炉を停止させる。さらには工学的安全施設を起動させる信号を出力して原子炉を保護する重要な設備である。

安全保護系盤直流電源ユニットは、使用している電解コンデンサが劣化するため、約8年ごとに電解コンデンサの交換及びオーバーホールを実施してきた。しかし直流電源ユニットの制御基板の耐久性を考慮して電解コンデンサの交換を2回までと制限しており、すでに2回交換を実施しているため、今後は直流電源ユニットの更新を行うこととした。今回24台ある直流電源ユニットのうち4台の更新を実施した。

(2) 構成及び使用状況

1) 構成

安全保護系盤は、制御室に制御盤2台、現地に変換器4台（本体設備2台、利用設備2台）が設置してあり、設置場所毎にA系及びB系の盤を有し、計測制御の独立性を確保している。制御室の制御盤と現地の変換器盤で信号の授受をしているこれらの盤は、計器の計測、演算、スクラム信号を出力するモジュール、過大な電圧がモジュール等に印加されないように保護する過電圧保護装置（OVP）及びモジュール類を稼働させるための直流電源ユニットで構成される。図2.5.10に安全保護系盤の直流電源ユニット更新範囲を示す。

直流電源ユニットは各盤にNORMAL+15V、NORMAL-15V、BACK UP+15V、BACK UP-15Vの4台が設置されており、通常はNORMAL側の2台を使用している。

2) 使用実績

安全保護系盤は、JRR-3の改造以来使用しており、直流電源ユニットは計画的にオーバーホールを実施し健全性を維持してきたため、直流電源ユニットに起因するトラブルは発生していない。

(3) 更新内容

1) 制御方式の変更

直流電源ユニットは従来のシリーズ制御方式からスイッチング制御方式に変更になり、高効率化、軽量化に付与した。一般にはスイッチング制御方式のほうが発生するノイズが大きくなる傾向にあるが、数種のノイズに関する試験を実施し適合したものを使用しているため、使用上問題にならないことを確認している。

2) 設工認申請確認

直流電源ユニット更新に際し、設工認申請の要否について検討を行った。検討の結果、直流電源ユニットは既製品で予め交換作業が想定されている部品であること、また耐震性に関しても本体の重量が従来のもより軽量化されたことにより、耐震性能が有利にはたらくとの判断から設工認の申請は不要であるとした。

3) 電源更新作業

更新作業は安全保護系制御盤内の直流電源ユニット 4 台 (NORMAL 側+15V、NORMAL 側-15V、BACK UP 側+15V、BACK UP 側-15V) について行った。

(4) 試験

1) 出力電圧測定試験

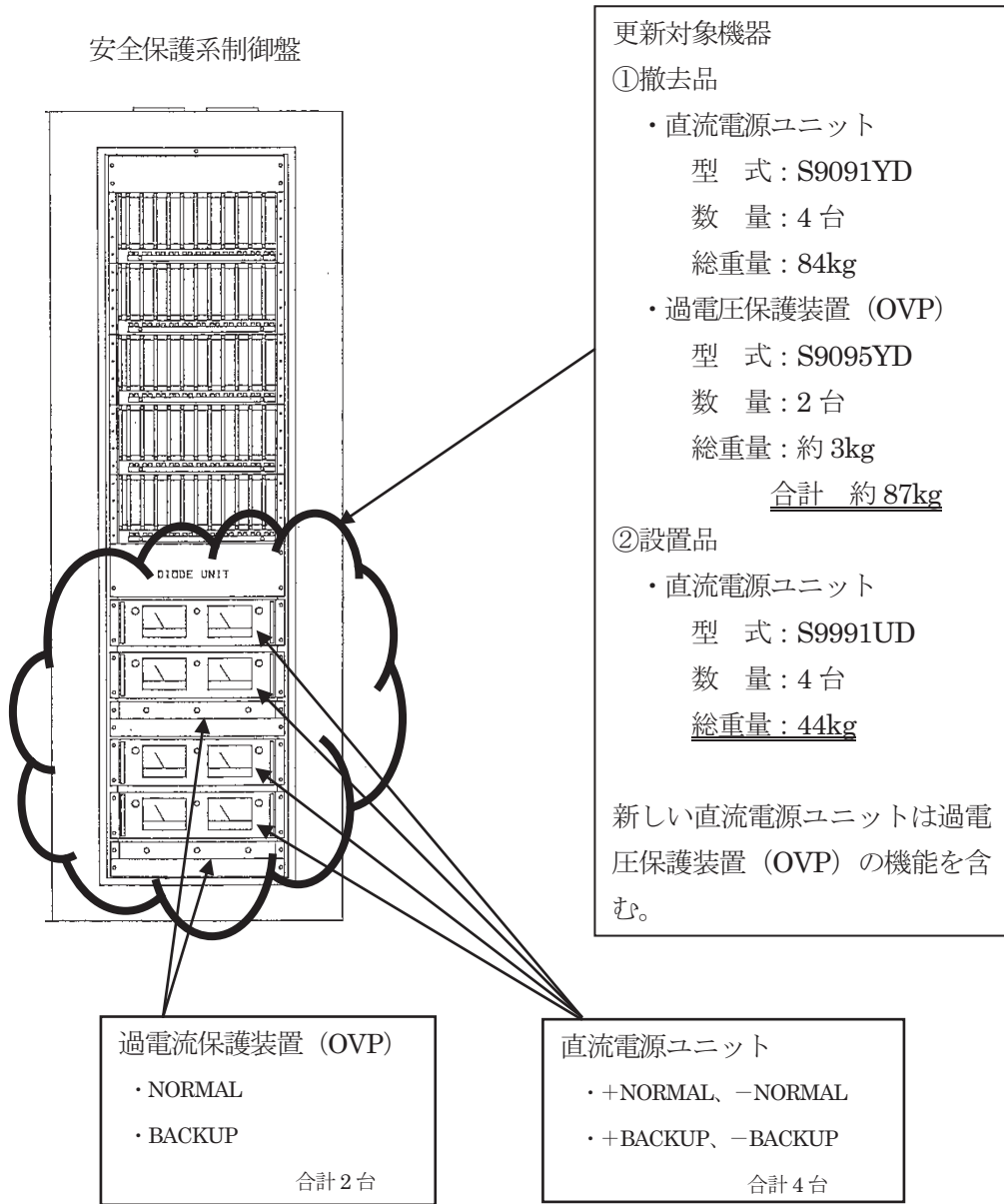
出力電圧測定試験を実施し、いずれの直流電源ユニットにおいても出力電圧が許容値以内であることを確認した。

2) バックアップ動作試験

プロセス制御計算機の計測値及びプロセス計装盤を監視しながら、NORMAL 側の直流電源ユニットの電源を断にした時、瞬時に BACK UP 側に切り替わり、計測値の変動及びプロセス計装盤に異常が発生しないことを確認した。

(5) 結果

その他の直流電源ユニットについても更新を実施する必要がある、計画的に更新を実施していく必要がある。



第 2.5.10 図 安全保護系盤の直流電源ユニット更新範囲

2.5.4 JRR-3における炉心点検

(1) 目的

JRR-3の炉心は燃料要素、炉心構造物、制御棒等の設備により構成される。最近、燃料交換作業時における標準型燃料要素の引抜き及び挿入に相当の時間を要する状況が見られたため、炉心構造物等について詳細な点検を平成22年度JRR-3定期自主検査時において実施した。

(2) 炉心点検

本点検の主な内容は、制御棒案内管の交換、格子板の健全性確認及び制御棒案内管間隔測定である。制御棒案内管6本のうち2本(S-1及びR-1)について予備品と交換した結果、当該制御棒案内管周辺における燃料交換作業時間が短縮された。また、格子板についても健全であることを確認した。以下に作業内容を示す。

1) 作業前準備

① 予備品制御棒案内管測定作業 [平成22年12月24日]

予備品として保管されていた2本の制御棒案内管(No.7、No.8)について、寸法測定及び真直度を測定し、使用の可否を評価した。

測定の結果、寸法公差並びに真直度において製作時(昭和62年12月)の測定結果と同等の値を示していたので、交換用予備品として使用できると判断した。

② 炉心構造物等の取出し [平成23年1月6日～1月19日]

本作業は炉心点検の一環として行なったため、制御棒案内管の交換に先立ち、全ての標準型燃料要素、フォロー型燃料要素、中性子吸収体、管内駆動部及び照射筒を炉心から取出した。燃料要素については使用済燃料プール内のラックへ、その他についてはチャンネル内のラックに移動した。また、照射筒プラグの移動は研究炉利用課で実施した。

手順については、以下の資料に従い作業を行った。

- ・JRR-3燃料要素交換点検表【標準型燃料要素取出し挿入作業 炉心・SFプール】
- ・JRR-3燃料要素交換点検表【フォロー型燃料要素交換作業】
- ・中性子吸収体交換作業要領書
- ・管内駆動部点検表【管内駆動部取出し・挿入作業】

③ 制御棒案内管先端バネ部状態確認 [平成23年1月20日～1月26日]

炉内の制御棒案内管の状態を観察し、交換後の制御棒案内管が確実に挿入されていることを確認するために、交換前における制御棒案内管先端バネ及びその周辺の状態を耐放射線水中カメラにて撮影し記録した。制御棒案内管のバネ先を第2.5.11図に、制御棒案内管のバネを止めているネジを第2.5.12図に示す。

カメラのレンズは主に「側視タイプ」を用いて撮影を行った。

2) 制御棒案内管交換作業 [平成 23 年 1 月 27 日～2 月 8 日]

制御棒案内管の交換は R-1、S-1 について実施した。本作業は JRR-3 の改造以降未経験であったため、事前にモックアップを行ったところ引抜力は約 80kgf であった。しかし、制御棒案内管と格子板等の干渉が長期の設置による固着等により引抜力が増大していて引抜けない可能性が考えられたため、制御棒案内管及び制御棒案内管引抜用ツールの引張強度等から許容引抜力を 300kgf と評価し、テンションメーターの指示値を確認しながら作業を行うこととした。制御棒案内管交換作業フローチャート（引抜）及び（挿入）を第 2.5.13 図及び第 2.5.14 図に示す。また、制御棒案内管交換前の炉心を第 2.5.15 図に示す。

① S-1 交換作業

[1 月 27 日]

- ・引抜力を最大の半分の 150kgf とし、そのうえで、人力により取扱用ツールを水平方向に揺さぶりながら引抜くことにより、引抜きに成功した。

- ・引抜き → カナルのラック（3 番）に収納（引き抜いた制御棒案内管の番号：No.01）

[1 月 28 日]

- ・着座器、格子板の観察 → 有害なキズは無いと判断

- ・予備品制御棒案内管（No.07）の挿入

- ・挿入後、制御棒案内管バネ及び設置状況の観察 → 異常なし

② R-1 交換作業

[1 月 26 日、2 月 2 日]

- ・R-1 制御棒案内管の引抜きを実施したが、引抜力を 150kgf にしても引抜けなかった。

[2 月 7 日]

- ・引抜力 100kgf、150kgf、200kgf、250kgf の各引抜力で人力により取扱用ツールを水平方向に揺さぶりながら引抜いたところ、250kgf の引抜力において引抜くことができた。

[2 月 8 日]

- ・着座器、格子板の観察 → 有害なキズは無いと判断

- ・予備品制御棒案内管（No.08）の挿入

- ・挿入後、制御棒案内管バネ及び設置状況の観察 → 異常なし

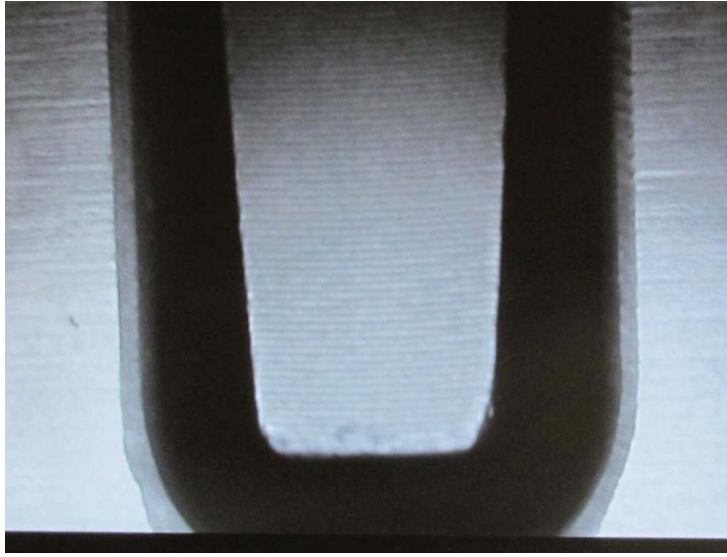
(3) 特記事項

1) 制御棒案内管交換後の炉心について

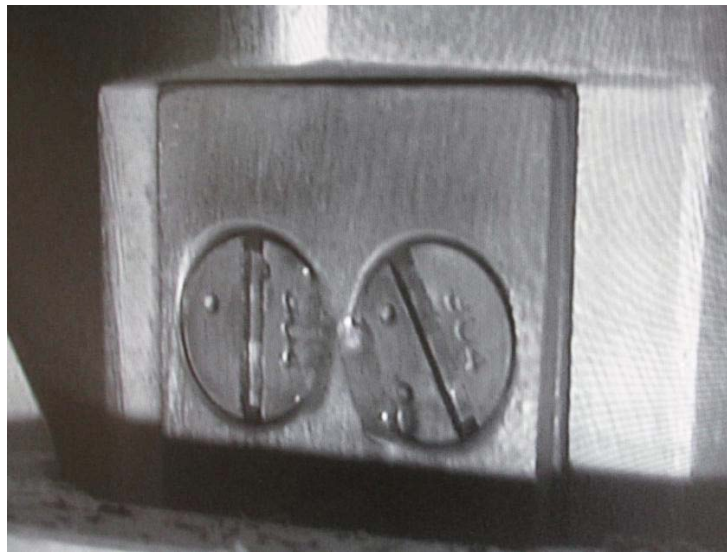
制御棒案内管交換後の炉心を第 2.5.16 図に示す。交換後は周辺の標準型燃料要素の挿入が容易になった。このことから、交換前に燃料交換作業に相当な時間を要した原因として制御棒案内管と標準型燃料要素の干渉が有力であると考えられる。

2) Sa-2 制御棒案内管について

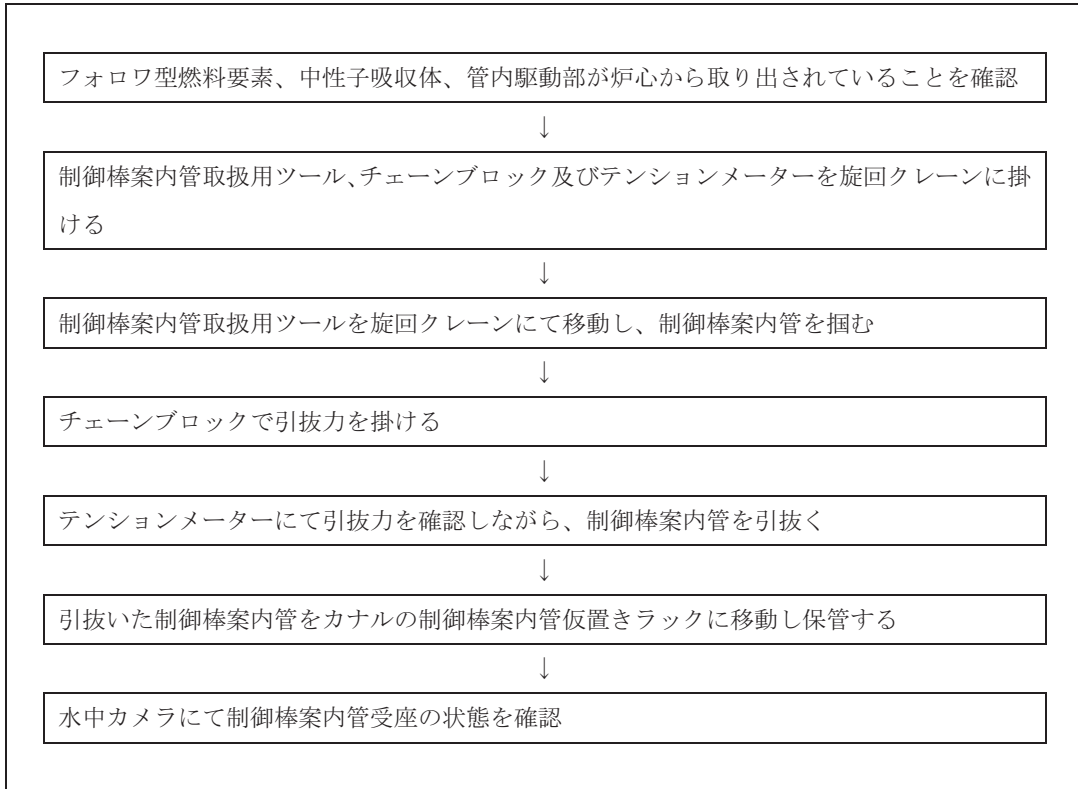
Sa-2 制御棒案内管は予備品との交換は行っていないが、引抜力の確認のため一度引抜いた。引抜力は S-1 制御棒案内管と同程度の 150kgf であった。確認後、元の位置に復旧し異常のないことを確認している。



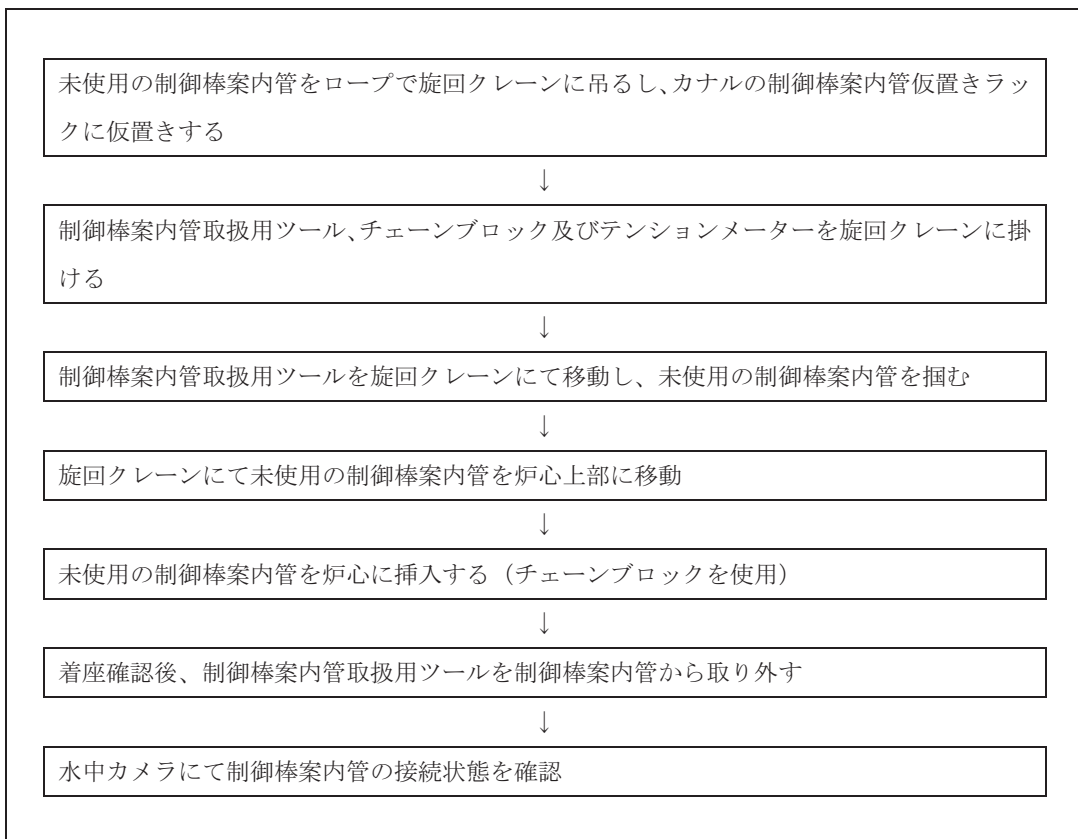
第 2.5.11 図 制御棒案内管のバネ先（制御棒案内管内部より撮影）



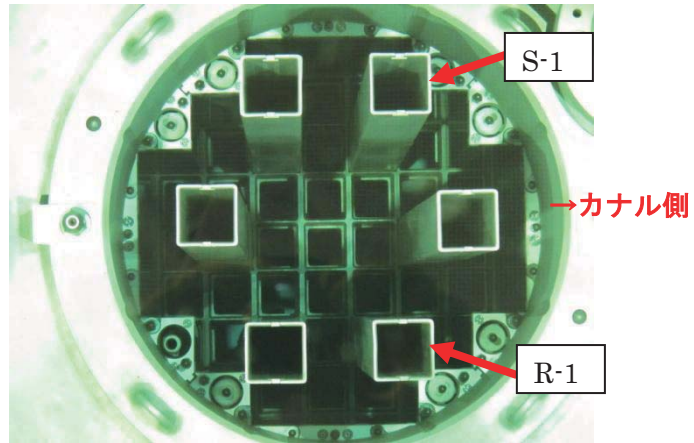
第 2.5.12 図 制御棒案内管のバネを止めているネジ（制御棒案内管の外部より撮影）



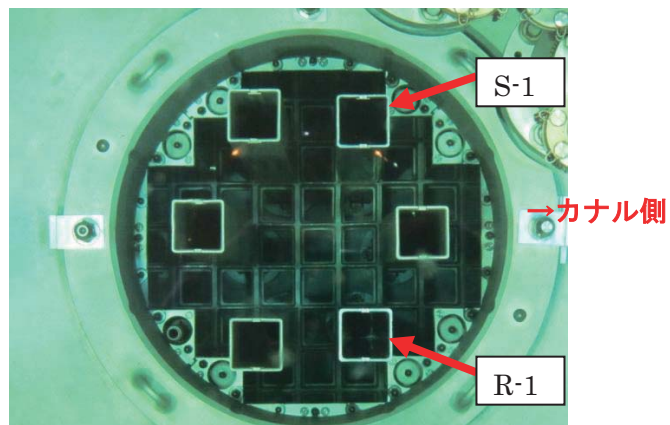
第 2.5.13 図 制御棒案内管交換作業フローチャート（引抜）



第 2.5.14 図 制御棒案内管交換作業フローチャート（挿入）



第 2.5.15 図 制御棒案内管交換前の炉心



第 2.5.16 図 制御棒案内管交換後の炉心

2.5.5 JRR-4 燃料事故モニタ誤報に係る原因調査

(1) 背景

平成 22 年 6 月 24 日の原子炉運転中に燃料事故モニタ高高 (A 系) が発報し、原子炉が停止した。1 次冷却水中の放射性核種の測定を行った結果、核分裂性核種は検出されず、燃料は破損していないことを確認した。また、燃料事故モニタ (B 系) の指示値に上昇が見られないことから、誤報であると判断した。再発防止に資するため、燃料事故モニタの誤報の原因調査を行い、今後の対策を検討した。

(2) 燃料事故モニタの概要

燃料事故モニタは、大規模な燃料破損を検出し、制御室へ警報を発するとともに、安全保護回路及び非常用排気設備の作動回路を作動させるものである。

(3) 原因調査及び結果

燃料事故モニタは、燃料破損を検出するための設備で、A 系及び B 系の 2 系統で構成されている。各系統は同一仕様から成る燃料事故モニタユニット、プリアンプ、検出器及び接続ケーブルで構成されている (第 2.5.17 図参照)。燃料破損の場合には、当該モニタからの出力信号は時間経過とともに徐々に上昇し一定値に達する飽和曲線を描くが、今回、A 系に出力されたものはスパイク状の瞬間的な信号であった。この特徴及び B 系に変化がなかったことに着目し、A 系の接触不良若しくは主増幅器等の性能上の異常であると考え、第 2.5.18 図に示すフローに従って原因を究明することとした。本フローを構成する各プロセスの目的を第 2.5.3 表に示す。

第 2.5.3 表

プロセス	目的
(1) X 線発生装置による燃料事故モニタの計測機能の調査	事象の再現性を確認し、調査の範囲の絞り込みの適正を確認。
(2) 燃料事故モニタの主増幅器等 (燃料事故モニタユニット、プリアンプ、検出器) の異常の有無の確認	主増幅器等の性能上の異常の有無を確認。
(3) 部品単位での接触不良調査	燃料事故モニタを構成する部品における接触不良の有無を確認。

調査結果を以下に示す。

① X線発生装置による燃料事故モニタの計測機能の調査

通常の構成状態にて、事象の再現性を確認するために X 線を検出器に照射するループ試験を実施した。A 系及び B 系の出力信号を確認した結果、A 系に今回の事象に類似したスパイク状の異常信号が認められたが、B 系に異常は認められなかった (第 2.5.19 図参照)。本事象が再現されたことから、前述の特徴に着目して立案した原因究明プロセスを計画どおり進めることとした。

② 主増幅器等の異常の有無の調査

通常の運転状態はプリアンプからの信号を燃料事故モニタユニットの入力信号として状態監視を行っている。模擬信号により燃料事故モニタユニット及びプリアンプの増幅特性を調査した結果、増幅特性に異常はないことを確認した。また、高圧電源についても出力電圧に異常がないことを確認した。

検出器については X 線照射を実施し健全性を確認した。

以上のことから、燃料事故モニタユニット、プリアンプ、検出器の特性に異常はないことを確認した。

③ 部品単位での接触不良調査

燃料事故モニタユニット、プリアンプ、検出器の接続ケーブルについて、絶縁抵抗測定、導通試験による断線の有無の確認及び目視等による嵌合状態の確認を行った。この結果、絶縁抵抗測定及び導通試験においては、異常はなかった。嵌合状態の確認においては、燃料事故モニタユニット内の高圧電源出力コネクタ接続金具(メス)が広がっている事を確認した(第 2.5.20 図参照)。このため、嵌合状態の悪い高圧電源を含む燃料事故モニタユニットを予備品に交換し、X 線を検出器に照射するループ試験を数十回繰り返し実施した。その結果、異常の発生は確認されなかった。

④ 結果

以上から、今回の「燃料事故モニタ高高」(A 系)の誤報の原因は、燃料事故モニタユニットの高圧電源出力コネクタでの接触不良に起因する異常によるものであると判断した。

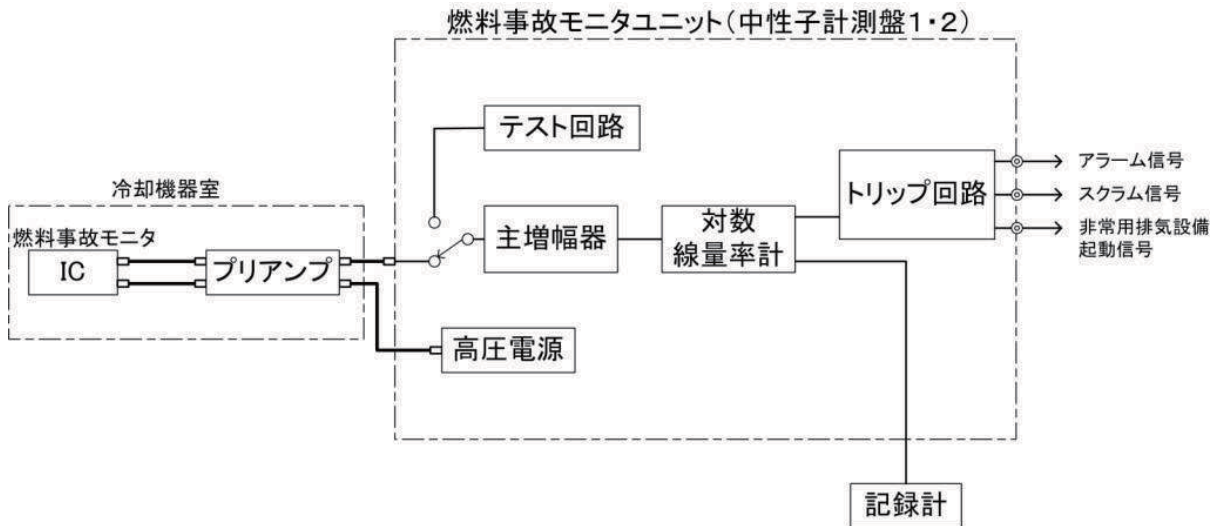
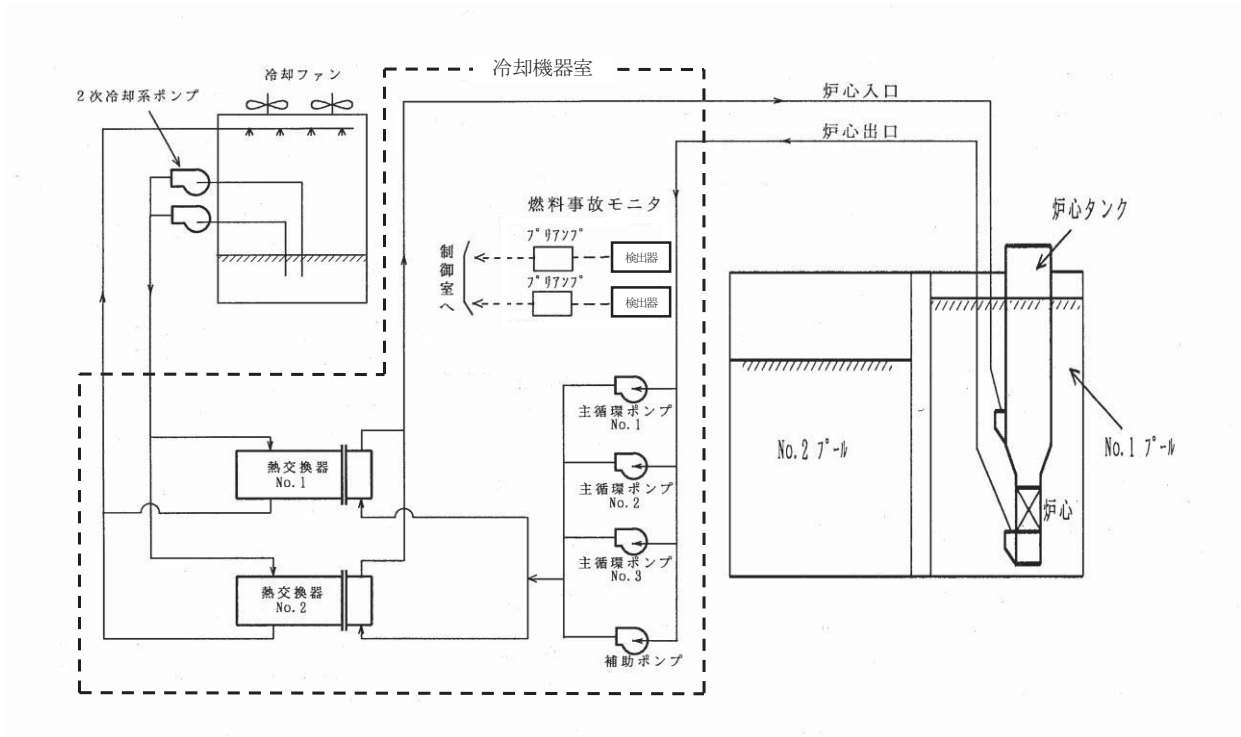
接触不良については、異物の混入、コネクタの不適切な差込操作、及び、ケーブルの変位が芯線の変位をもたらす太さのケーブルを使用している場合のメス側との嵌合不良等が考えられる。さらに、使用されているコネクタのオス側芯線の外径が約 1mm と細いために挿入抵抗が小さく、正常に接続されなかったとしてもそれに気づかないことも考えられる。

(4) 対策の実施

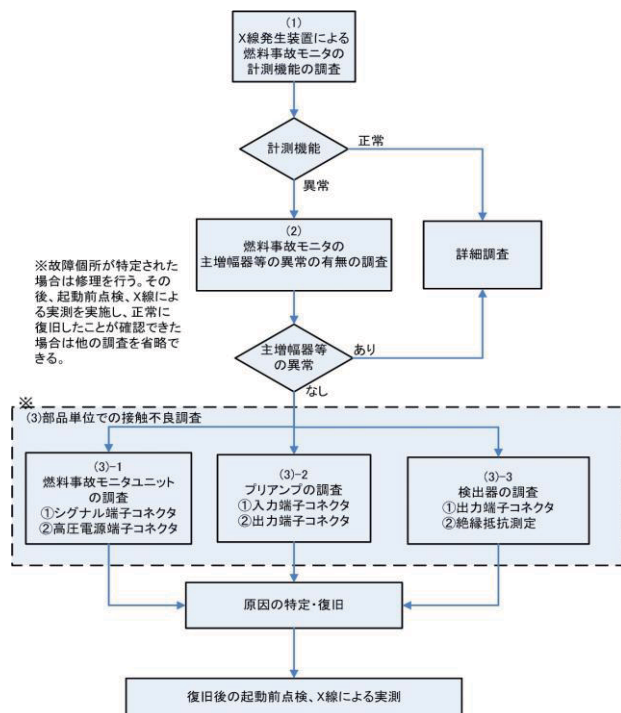
燃料事故モニタ (A 系) について、燃料事故モニタユニットを予備品のものと交換した。

ケーブルが太くオス側芯線が細いコネクタの脱着時に、コネクタ(オス側、メス側)の形状、状態を挿入前に目視により点検し、異常な広がり、変形等がないことを確認した。このことを自主検査要領書、点検業者の作成する作業要領書等に明記するとともに、他のコネクタよりも慎重な操作実施について再教育を行った。また、ケーブルを固定し、コネクタ本体に不要な荷重を加えないようにした。さらに、確実な点検着脱操作を実施するため、HN コネクタ脱着及び接続作業要領書を作成するとともに、コネクタ付近に接続時の注意を促す表示を行った。

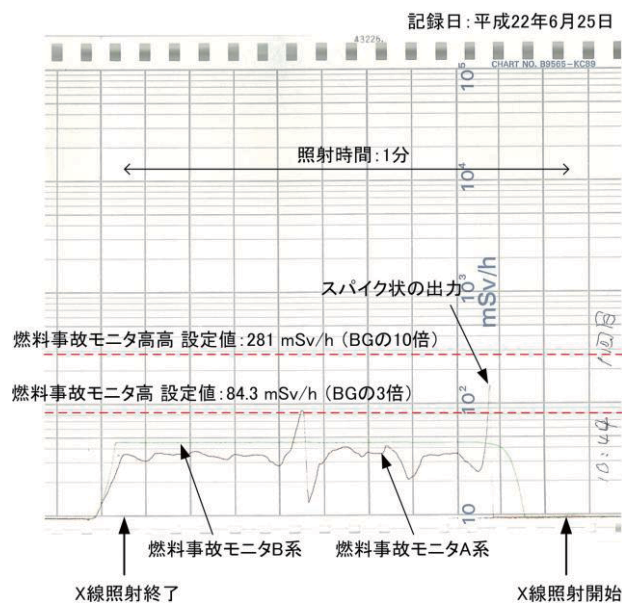
なお、B 系についても、高圧電源出力コネクタの金具の状態について目視により異常のないことを確認した。さらに、安全保護系に係る同等のコネクタを使用している箇所について目視により点検を実施し、異常のないことを確認した。



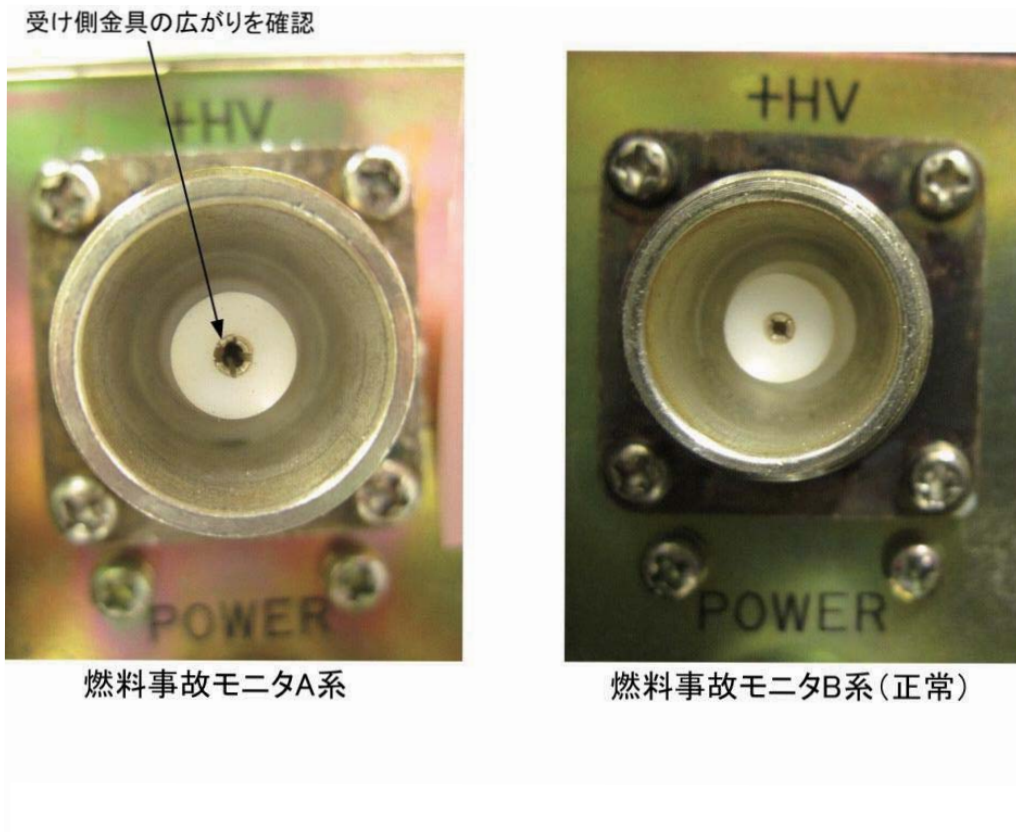
第 2.5.17 図 燃料事故モニタ系統概略図



第 2.5.18 図 燃料事故モニタによる原子炉停止原因究明フロー



第 2.5.19 図 X線を用いた再現試験の結果



第 2.5.20 図 燃料事故モニタ高圧電源コネクタ（メス）の状態

2.5.6 X II - I 型大気圧水カプセルの設計・製作

NSRR の燃料照射実験に使用する実験カプセルは、照射実験に用いる実験燃料の種類により使用するカプセルが異なっている。今回製作した X II - I 型大気圧水カプセルは三種類の実験燃料を一つのカプセルで使用できるものとして新たに設計、製作したものである。

実験カプセルは大別すると大気圧水カプセルと高圧水カプセルの 2 種類がある。大気圧水カプセルはカプセル内の初期条件を大気圧、常温にして使用する。一方、高圧水カプセルは初期条件を BWR 相当の圧力、温度条件にして使用する。大気圧水カプセルには 17 種類のカプセルが存在する。これは、照射実験に使用する実験燃料の種類により用いるカプセルが異なるためである。今回製作する X II - I 型大気圧水カプセルはその中で、照射済酸化ウラン燃料を用いた実験を実施するための X - IV 型大気圧水カプセル、未照射及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化燃料を実施するための X I - II 型大気圧水カプセルこれら三種類の燃料のいずれに対しても使用可能なカプセルとして新たに設計をした。

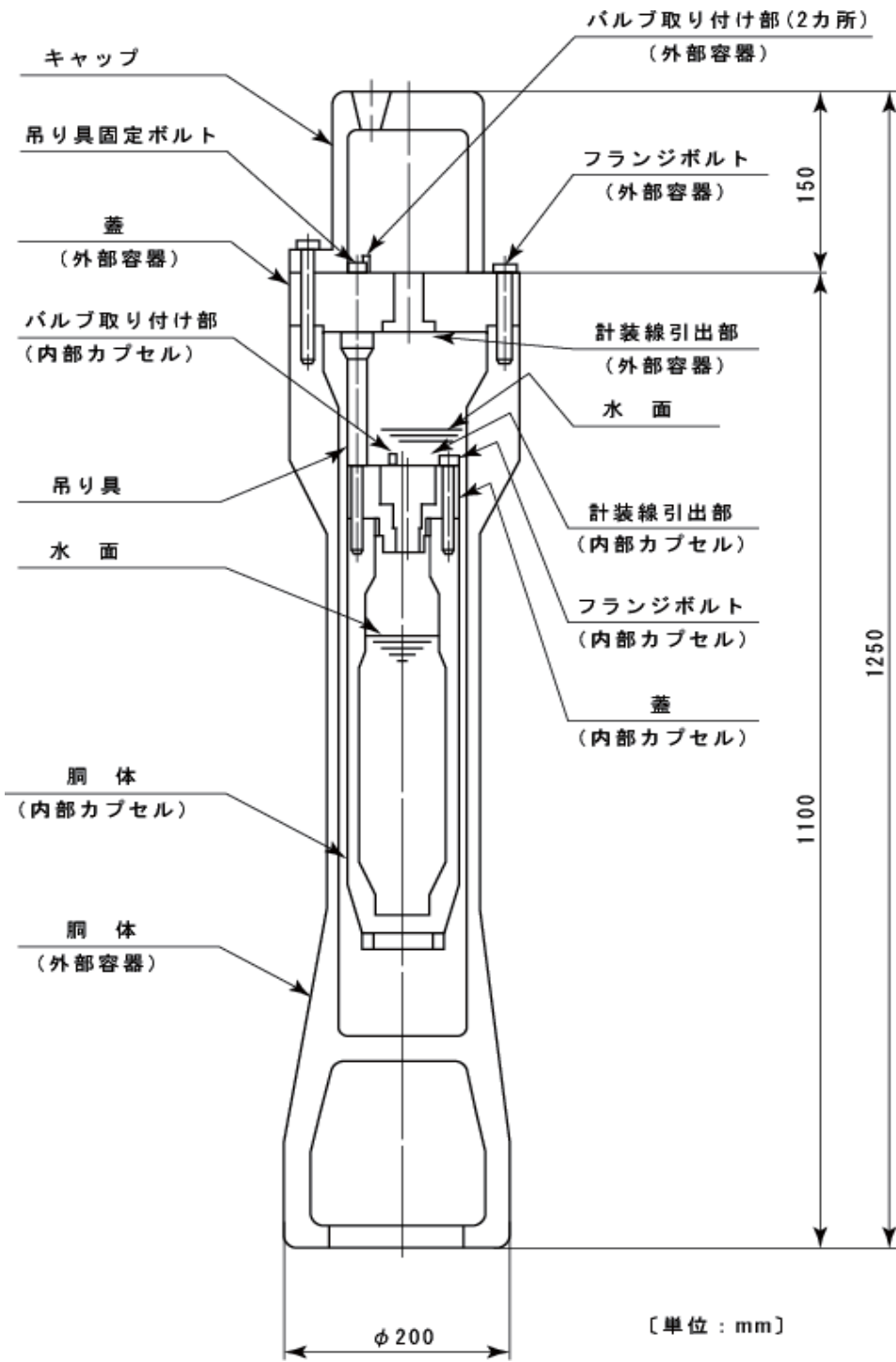
X II - I 型大気圧水カプセルは、濃縮度 5%未満の照射済酸化ウラン燃料及び PuO₂ の重量割合が 12.8%以下の未照射及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化燃料を照射実験するためのものである。その構造は、X - IV 型大気圧水カプセル及び X I - II 型大気圧水カプセルの設計を踏襲し、外部容器の内側に内部カプセルを収納した二重容器であり、二つの容器が実験燃料の破損に伴い発生する圧力に耐え、かつ密封性を有する構造となっている。X II - I 型大気圧水カプセルの概要図を第 2.5.21 図に示す。

今回製作した X II - I 型大気圧水カプセルについては平成 21 年度に設計及び工事の方法の認可申請を行い、平成 22 年度に製作を行った。製作数量は内部カプセル 6 体及び外部容器 2 体となっている。カプセルの設計には日本機械学会発電用原子力設備規格設計・建設規格(JSME S NC1-2005)を準用し、カプセルの設計条件を定め規格に基づき設計している。

カプセルの主な構造材として外部容器、内部カプセルの胴体及び蓋には SUS304 を使用し、ボルト材には強度を考慮して強度の高い SNB23-1 を使用している。

検査は、内部カプセル、外部容器及び各ボルトについて、材料検査、外観検査、寸法検査、耐圧検査、ヘリウム漏えい試験を行っている。材料検査は材料検査成績証明書(ミルシート)の確認及び超音波探傷試験、浸透探傷試験をそれぞれ加工前に実施し欠陥のないことを確認する。外観検査については、部品加工後の外観について傷、変形、割れ等有害な欠陥がないことを確認する。寸法検査は、各部品について基準値内であることを確認する。耐圧検査は、内部カプセル及び外部容器について規定圧力を加え試験圧力に耐え、変形のないことを確認する。ヘリウム漏えい試験については、内部カプセル及び外部容器について規定の方法で漏えい試験を行い漏えい量が基準値以下であることを確認する。これらの項目について使用前及び施設検査を受け合格している。

今後は、このカプセルを使用することで燃料照射実験時に用いるカプセルの煩雑さがなくなりカプセルの誤使用及びカプセルの管理等、照射実験の作業において効率的に作業を進めることができる。



第 2.5.21 図 X II - I 型大気圧水カプセル概要図

2.5.7 新型コロナプローブの導入

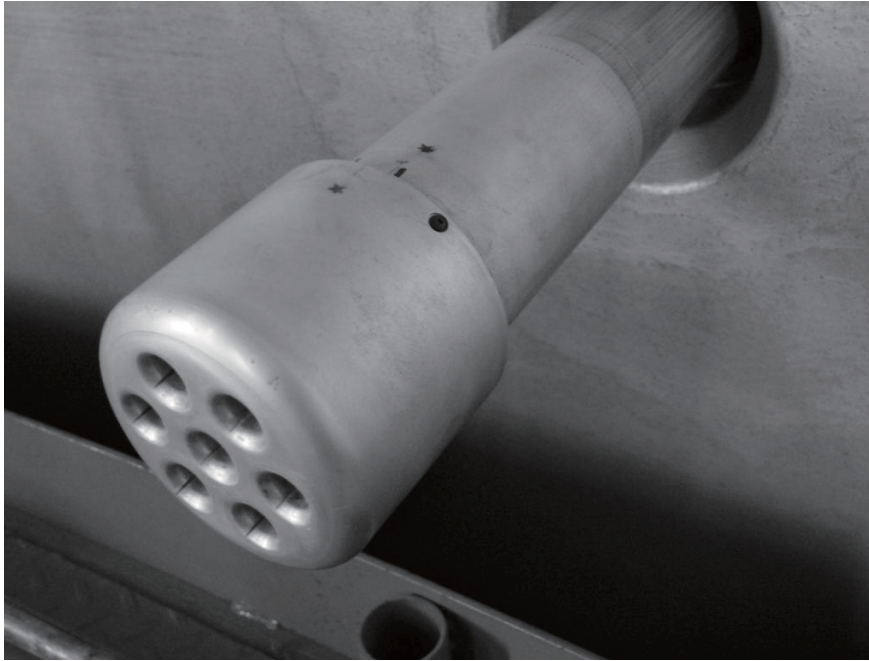
タンデム加速器は加速器本体の高電圧端子に最大 20MV の電圧を印加することによって、荷電粒子を加速している。粒子の加速エネルギーを一定に保つためには、高電圧端子電圧を安定化させる必要があり、そのための装置として、コロナプローブがタンク内壁から高電圧端子へ向けて突き出すように設置されている。コロナプローブ・ロッドの先端にはコロナ放電用の針が取り付けられてあり、高電圧端子との間に微量のコロナ放電を発生させる。針と高電圧端子の距離及び針に流れる放電の電流を操作することにより、高電圧端子電圧を安定化させている。また、加速器タンク内は整備時から運転開始へ向けて真空 5Torr から高ガス圧 0.5MPa まで変化し、高電圧端子は放電する可能性があるため、コロナプローブには耐圧性及び耐放電性が求められる。

現在のコロナプローブ(第 2.5.22 図)は、前述の特殊な環境に耐える構造となっている。ただし、その駆動機構も含めてタンク内に設置されており、整備を行うためにはタンク内を一度大気中に開放する必要がある。また、コロナ針が取り付けられたロッドはローラーによって駆動しているため、ローラーの滑りによって位置にズレが生じても加速器制御システム側からは分からない。制御方法はローラー駆動の ON/OFF のみであり、細かい位置調整には適さない。したがって、現在のコロナプローブは整備性及び位置合わせの精度に難がある。

今回、加速電圧のさらなる安定化のため、整備性及び制御システムによる操作性を高めるために、駆動機構を改良した新しいコロナプローブの製作を開始した。(第 2.5.4 表)

まず、タンク内が高圧の場合でも整備できるように、駆動機構はタンク外に設置し、ロッド及びコロナ針をタンク壁にある仕切りバルブの外まで引き出せる構造とした。駆動時にはロッドがタンク内外で前後に移動するがロッド外周に圧力シール(O リング)を 2 個装着してタンク外へのガス漏れを防ぐ。なお、圧力シールのフランジにはリーク監視用の圧力ゲージを取り付ける。前後移動のストロークはタンク内壁面を基準として、高電圧端子に向けて約 1000mm、タンク外側に向けて約 200mm である。制御方法はサーボモータによる位置制御とし、加速器制御システムからの位置入力によって±0.3mm 以下の精度で動作する。位置検出機構は非接触式磁気薄膜センサーを用いることで±0.1mm 以下の精度で読み取ることができる。

現在、コロナプローブ本体は高圧下での動作試験を済ませ、位置制御用のコントローラ開発を進めている。平成 23 年度は加速器制御システムへの組み込み作業として制御信号の通信試験等を行い、その後、タンデム加速器に設置して運用を開始する予定である。



第 2.5.22 図 現在のコロナプローブ

第 2.5.4 表 新型コロナプローブの仕様

ロッド本体	材料	直径 30mm、厚さ 3mm のステンレスパイプ
	ストローク	1200mm
	電流読み取り	内側にコロナ電流読み取り用の絶縁ケーブルを通す
	耐放電性	コロナ電流読み取り先には絶縁端子を取り付ける
圧力シール	材質	O リング(ロッド外周に 2 個装着する)
	耐圧	最大圧力で 0.5MPa
	漏れ検知	リーク検知用圧力ゲージを取り付ける
駆動機構	移動距離	1200mm(サーボモータ駆動)
	移動速度	10mm/秒
	耐圧	タンク内の圧力(5Torr から 0.5MPa)に適した駆動力、停止力を持つ
	停止位置精度	±0.3mm 以下
位置検出	読み取り精度	±0.1mm 以下(非接触式磁気センサー)

2.5.8 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」という)ガスを回収、充填、循環するための施設である。第 2.5.23 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 22 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 1.4t の SF₆ガスが当施設から排出されたことを確認した。

(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定常的な排出量

加速器の整備時に、加速器タンク内(移送配管を含む)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、加速器タンク内の SF₆ガスを真空領域まで回収する。その時回収しきれない約 100kg を大気へ排出する。また、ガス回収・充填時にガス回収・ガス充填系から約 200kg 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

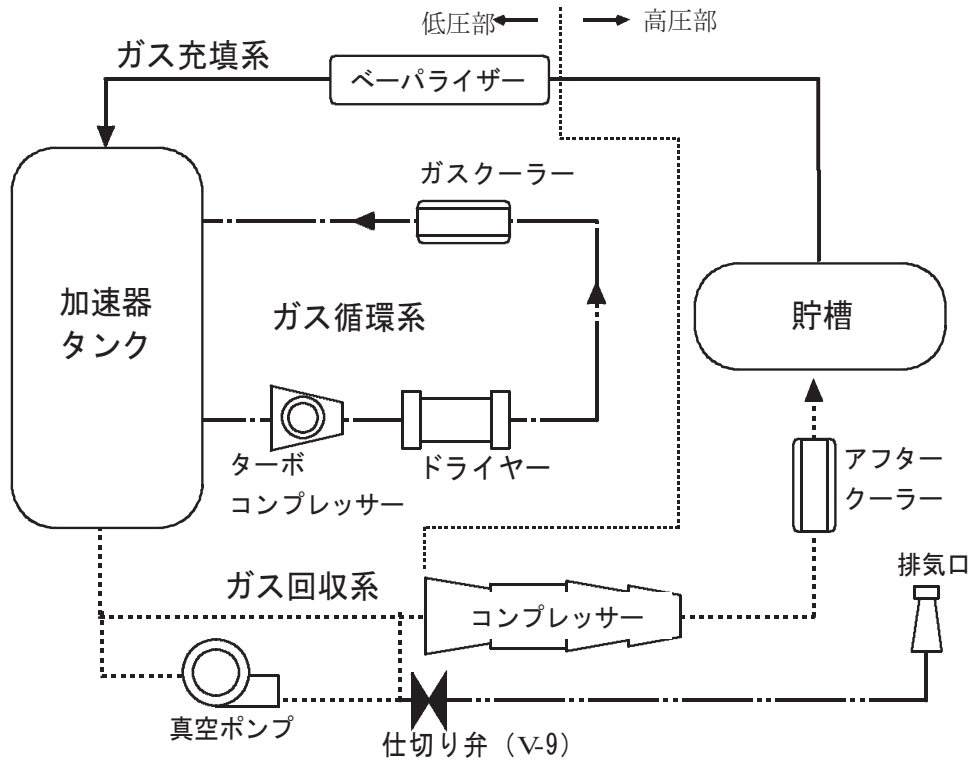
平成 22 年の SF₆ガス排出量の内訳を第 2.5.5 表に示す。平成 22 年の施設の排出量の合計は 1.4t であった。施設全体の固定の排出量は 0.2t であった。加速器の整備に伴う定常的な排出量は、加速器の整備は 4 回行われたため 0.3t×4 回=1.2t となる。整備 1 回当たりの回収率は 99.3%であった。不具合等による排出はなかった。

(4) 排出抑制対策の結果

排出抑制対策として、リーク検査を 9 回実施しリーク箇所を早期に発見し修理を行い、リークによる排出を抑えた。不具合等による排出もなかった。さらに、定期自主検査時に開放検査のための設備の残ガスを極力回収した。その結果、固定の排出量を 0.5t から 0.2t まで減らすことができたと考える。また、99%以上の回収率を保って管理することができた。これらのことから、最低限の排出量に抑えて管理できたと考える。

(5) まとめ

定期的に SF₆ガス漏れ調査を実施して早期にリーク箇所を発見して修理し、整備 1 回当たりの回収率を 99%以上に維持するように SF₆ガスの排出抑制対策を継続的に実施していく。



第 2.5.23 図 施設の SF₆ ガス移送系統図

第 2.5.5 表 平成 22 年の SF₆ 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 t/1 回	不具合等による排出	整備 1 回あたり の回収率	
0.2t	4 回×0.3 t=1.2 t	なし	99.3 %	1.4 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 22 年度の研究炉の施設供用運転について、JRR-3 は R3-22-04 サイクル(7 月 12 日～8 月 6 日)の 7 月 12 日の起動前点検時に炉心上部に異物を発見、調査ため起動時刻を変更した。

調査終了後速やかに起動し、3 時間遅れで施設供用運転を開始した。

JRR-3 は年間 7 サイクルの運転を行った。

JRR-4 は R4-22-10 (6 月 21 日から 6 月 25 日) の 6 月 24 日、燃料事故モニタ A 系高高が発報、原子炉が自動停止した。調査の結果、A 系統の高圧電源出力コネクタの接触不良に起因した誤信号によるものであることを確認し、7 月 1 日から施設供用運転を再開した。

JRR-4 は年間 33 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 53,118 (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 40%、水力照射設備による長時間照射 52%、垂直照射設備によるサイクル照射 39%、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。

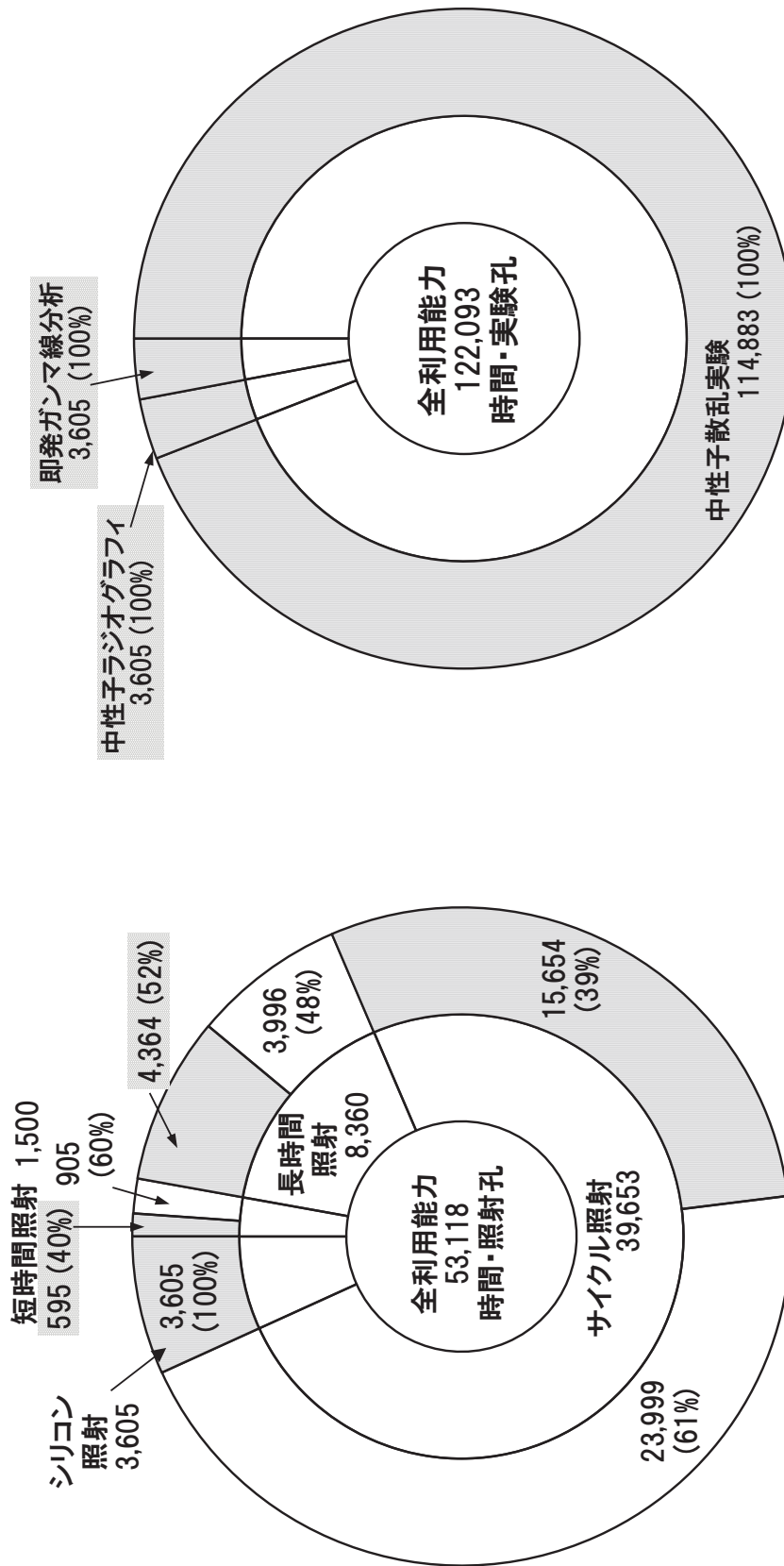
また、実験に係る設備利用能力は 122,093 (時間・実験孔)で、利用率は全ての設備において 100%の利用率であった。

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 2,310 (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 17%、S、D パイプによる長時間照射 9%、N パイプによるシリコン照射が 33%の利用率であった。実験に係る設備利用能力は 2,310 (時間・実験孔)で、中性子ビーム設備 54%、即発ガンマ線分析装置 68%となった。

NSRR における実験(試験)回数を第 3.1.1 表に示す。燃料安全研究グループの NSRR 実験計画に基づくパルス照射実験及び試験が合計で 8 回行われた。内訳は、照射済 MOX 燃料を用いたパルス照射実験が 1 回、高燃焼度の照射済酸化ウラン燃料を用いたパルス照射実験が 1 回、未照射燃料を用いたパルス照射実験及び試験が 6 回であった。

第 3.1.1 表 NSRR における実験(試験)回数

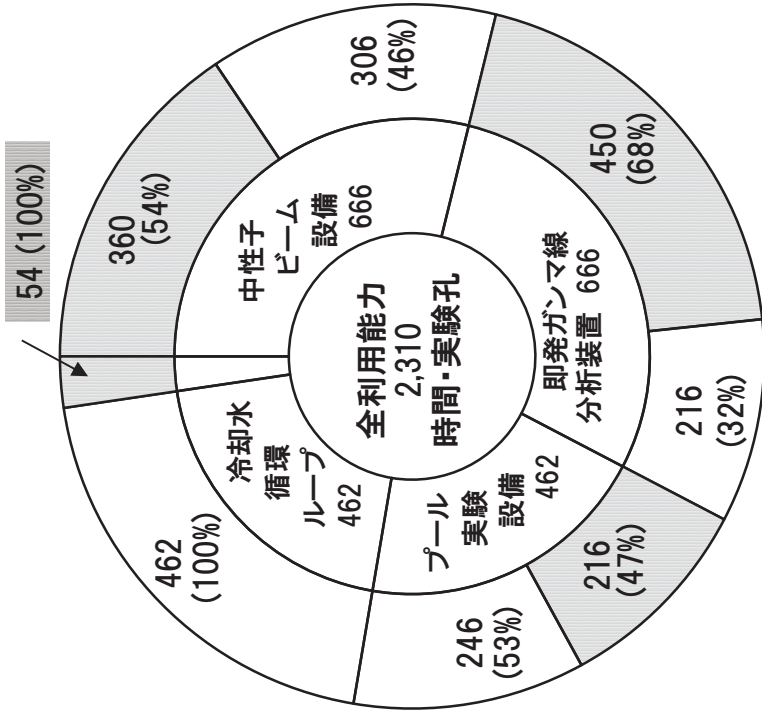
	回数
照射済 MOX 燃料実験	1 回
照射済酸化ウラン燃料実験	1 回
熱電対フィン効果評価試験	6 回
合計	8 回



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

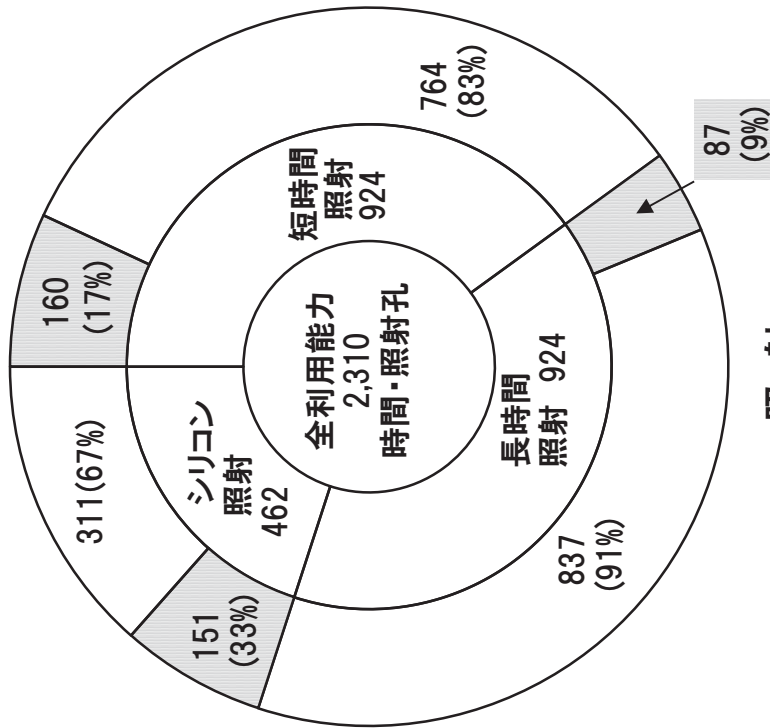
第 3.1.1 図 JRR-3 利用設備利用能力

原子炉運転実習 54



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
 シリコン照射実験 : Nパイプ

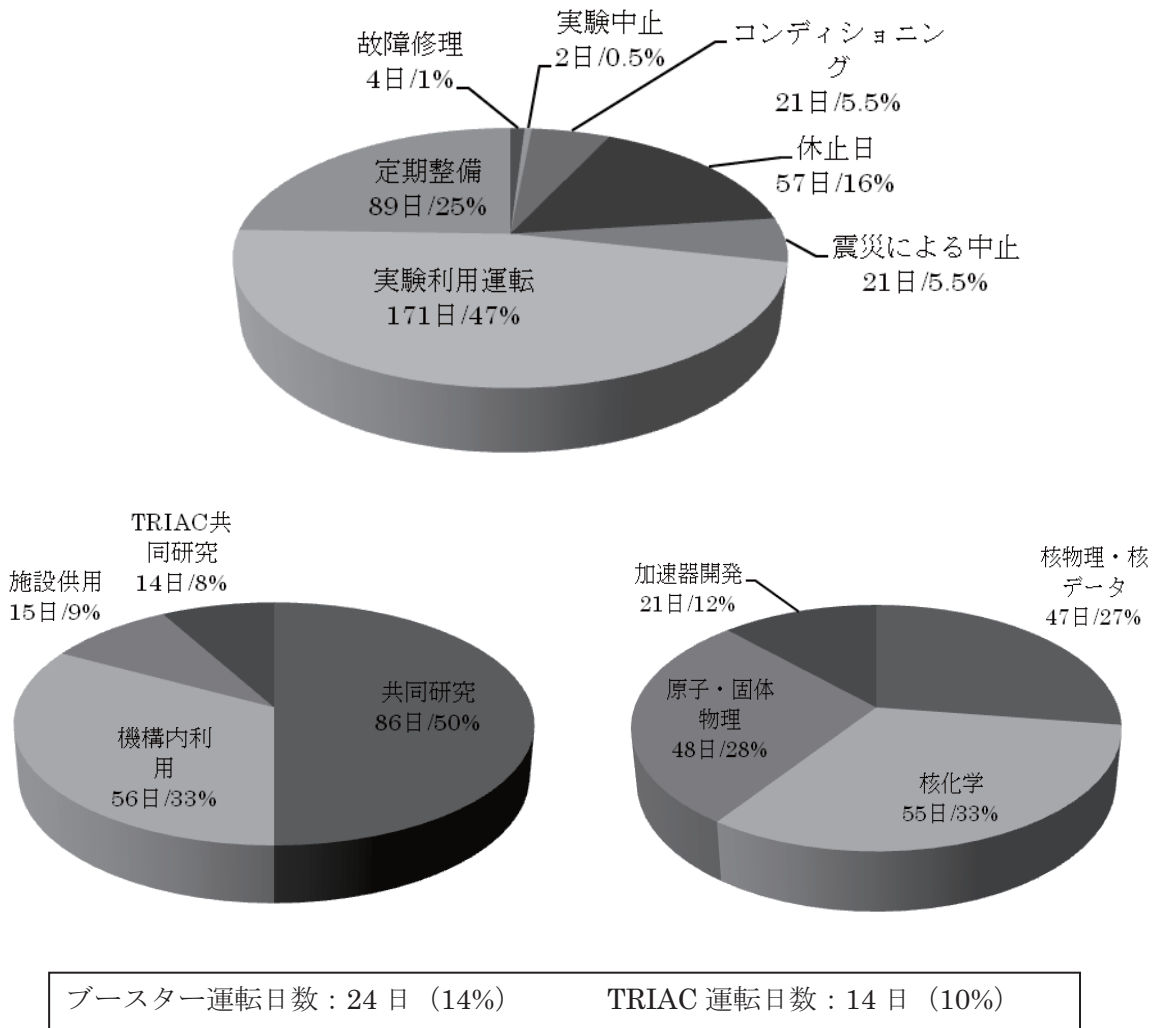


照射

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 22 年度のタンデム加速器の実験利用運転では 3 回のマシンタイムを実施した。第 1 回のマシンタイムは 6 月 2 日から 9 月 28 日、第 2 回のマシンタイムは 11 月 30 日から平成 23 年 1 月 26 日まで行い、第 3 回のマシンタイムは平成 23 年 2 月 28 日から 5 月中旬まで行う予定だったが、平成 23 年 3 月 11 日午後 14 時 46 分ころに発生した東日本大震災により、以降のマシンタイムはすべて中止となった。

平成 22 年度は東日本大震災の影響もあり、利用運転日数は例年より約 30 日少ない 171 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 481 件、キャプセル個数 2,354 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プセル個数は、原子力機構内利用 53 件 73 個、原子力機構外利用 274 件 1,939 個で合計 327 件 2,012 個であった。JRR-4 においては、原子力機構内利用 2 件 2 個、原子力機構外利用 152 件 340 個で合計 154 件 342 個の照射が行われた。

研究炉における照射キャプセル数の推移を第 3.2.1 図に示す。平成 22 年度の実績は平成 21 年度を上回る結果となった。

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（79%）が大きくなっている。

3.2.1 JRR-3 における照射

JRR-3 では 7 サイクルの施設供用運転が行われた。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 29 本が照射された。平成 22 年度 JRR-3 炉心領域キャプセル照射概要を第 3.2.3 表に、平成 22 年度 JRR-3 炉心領域キャ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 165 個、気送照射設備（PN-1, 2）が 281 個、放射化分析用照射設備（PN-3）で 1370 個のキャ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 22 年度に実施されたシリコン照射の本数（重量）は 165 本（3,571.8kg）となった。シリコン照射実績を第 3.2.5 表(a)に示す。

3.2.2 JRR-4 における照射

JRR-4 では 33 サイクルの施設供用運転が行われた。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）での照射キャプセル数が 87 個、気送管照射設備（PN）が 181 個であった。

長時間照射用設備の利用では、S パイプ 18 個、D パイプ 9 個、N パイプにおけるシリコンの照射は 47 本（531.7 kg）であった。シリコン照射実績を第 3.2.5 表(b)に示す。

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 76%、シリコン照射 14%、RI 製造 5%であった。

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	53	274	327
	個 数	73	1,939	2,012
JRR-4	件 数	2	152	154
	個 数	2	340	342
合 計	件 数	55	426	481
	個 数	75	2,279	2,354

第 3.2.2 表 JRR-3 における照射実績

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 I 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 I 1	
1サイクル (3/30~4/23)	件数	1	1	1			4	1							10	8	10	1	37
	個数	1	1	1			4	2							10	31	282	20	352
	継続																		(0)
2サイクル (5/3~5/28)	件数		2				3	1			1				18	7	1	1	34
	個数		2				3	1			2				20	18	36	20	102
	継続		(1)	(1)															(2)
3サイクル (6/7~7/2)	件数	1	1				4	2							15	16	6	1	46
	個数	1	1				4	3							16	30	154	25	234
	継続		(1)	(1)															(2)
4サイクル (7/12~8/6)	件数		1				3			1	1				12	12	5	1	36
	個数		1				3			1	2				12	22	151	25	217
	継続		(1)	(1)															(2)
5サイクル (8/16~9/10)	件数	1					9	1							17	9	8	1	46
	個数	1					15	1							17	38	248	25	345
	継続		(1)	(1)															(2)
6サイクル (9/20~10/15)	件数		1				3				1				20	18	7	1	51
	個数		1				3				2				20	65	183	30	304
	継続		(1)	(1)															(2)
7サイクル (10/25~11/19)	件数	1					8	1		1					28	21	16	1	77
	個数	1					8	1		1					30	69	316	20	446
	継続		(1)	(1)															(2)
サイクル合計	件数	4	6	1	0	0	34	6	0	2	3	0	0	0	120	91	53	7	327
	個数	4	6	1	0	0	40	8	0	2	6	0	0	0	125	273	1370	165	2000
	継続	(0)	(6)	(6)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(12)

第 3.2.3 表 平成 22 年度 JRR-3 炉心領域キャプセル照射概要

サイクルNo. (R3-21-**) 日付 (定格出力運転時間)	01 3/30~4/23 (581.3h)	02 5/3~5/28 (605.3h)	03 6/7~7/2 (605.3h)	04 7/12~8/6 (602.3h)	05 8/16~9/10 (605.3h)	06 9/20~10/15 (605.3h)	07 10/25~11/19 (605.3h)
RG-1	量子生命プロテイル研究 RGR-107 W03 ※	量子生命プロテイル研究 RGR-107 W03 ※	量子生命プロテイル研究 RGR-108 W03 ※	量子生命プロテイル研究 RGR-108 W03 ※	量子生命プロテイル研究 RGR-108 W03 ※	量子生命プロテイル研究 RGR-109 W03 ※	
RG-2	機器信Gr RGM-100H (G)(H) SQV2A ◎	機器信Gr RGM-100H (G)(H) SQV2A ◎	機器信Gr RGM-99H (G)(H) SQV2A ◎	◎			
RG-3							
RG-4	照射試験開発課 RGM-104 Be 9サイクル間 ◎						
BR-1							
BR-2							
BR-3							
BR-4	照射試験開発課 BRM-57 Be-A1 7サイクル間 ◎						
VT-1	量子生命プロテイル研究 RGR-106 W03 ※	(株)千代田テクノル VTR-163 Ir ※ VTR-164 Ir ※	量子生命プロテイル研究 VTR-167 W03 ※	(株)千代田テクノル VTR-168 Ir ※ VTR-169 Ir ※	量子生命プロテイル研究 VTR-172 W03 ※	(株)千代田テクノル VTR-161 Ir ※ VTR-162 Ir ※	量子生命プロテイル研究 VTR-175 W03 ※
SH-1							
DR-1							
備考	◎:同時挿入反応度評価(%Δk/k) -0.01 -0.01	-0.53 -0.47	-0.29 -0.23	-0.26 -0.20	0.04	-0.30 -0.24	0.05
備	◎: 無計装照射キャプセル (※標準キャプセル) ◎: 計装付照射キャプセル (G) : 混合ガス温度制御 (H) : ヒータ温度制御						

第3.2.4表 平成22年度 JRR-3 炉心領域キャプセル照射一覧

キャプセル名称	照射依頼元	照射試料	キャプセル構造	計装	温度制御	照射孔	照射量※ (γ/cm^2)	照射サイクル (照射期間)	照射温度 (°C)	キャプセル反応度 (% $\Delta k/k$)
RGM - 104	照射試験炉センタ－ 照射試験開発課	Be	1重気密	—	—	RG-4	3.03×10 ²¹ 1.52×10 ²¹	21-01~07 (7サイクル)	—	—
BRM - 57	照射試験炉センタ－ 照射試験開発課	Be-Al	1重気密	—	—	BR-4	3.03×10 ²¹ 1.52×10 ²¹	21-01~07 (7サイクル)	—	-0.01
RGM - 106	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.28×10 ²⁰ 4.19×10 ²⁰	22-01 (1サイクル)	—	—
RGR - 107	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	RG-1	4.36×10 ²⁰ 2.18×10 ²⁰	22-02 (1サイクル)	—	—
RGM - 100H	機器・構造信頼性 評価研究グループ	SQV2A	1重気密	KT/C 8本	混合ガス制御 ヒータ制御	RG-2	4.36×10 ²⁰ 2.18×10 ²⁰	21-02 (1サイクル)	288	—
VTR - 163	網千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.54×10 ²⁰ 4.36×10 ²⁰	21-02 (1サイクル)	—	-0.47
VTR - 164	網千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.54×10 ²⁰ 4.36×10 ²⁰	21-02 (1サイクル)	—	—
RGM - 99H	機器・構造信頼性 評価研究グループ	SQV2A	1重気密	KT/C 8本	混合ガス制御 ヒータ制御	RG-2	4.36×10 ²⁰ 2.18×10 ²⁰	21-03 (1サイクル)	288	—
VTR - 167	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.54×10 ²⁰ 4.36×10 ²⁰	21-03 (1サイクル)	—	-0.23
RGR - 108	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	RG-1	4.34×10 ²⁰ 2.17×10 ²⁰	22-04 (1サイクル)	—	—
VTR - 168	網千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.34×10 ²⁰	21-04 (1サイクル)	—	-0.2
VTR - 169	網千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.34×10 ²⁰	21-04 (1サイクル)	—	—
VTR - 172	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.54×10 ²⁰ 4.36×10 ²⁰	21-05 (1サイクル)	—	0.04
RGR - 109	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.54×10 ²⁰ 4.36×10 ²⁰	21-06 (1サイクル)	—	—
VTR - 161	網千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.54×10 ²⁰ 4.36×10 ²⁰	21-06 (1サイクル)	—	-0.24
VTR - 162	網千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.54×10 ²⁰ 4.36×10 ²⁰	21-06 (1サイクル)	—	—
VTR - 175	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.54×10 ²⁰ 4.36×10 ²⁰	21-07 (1サイクル)	—	0.05

※上段：熱中性子照射量
下段：高速中性子 (>1 MeV) 照射量

第 3.2.5 表 シリコン照射実績

(a) JRR-3

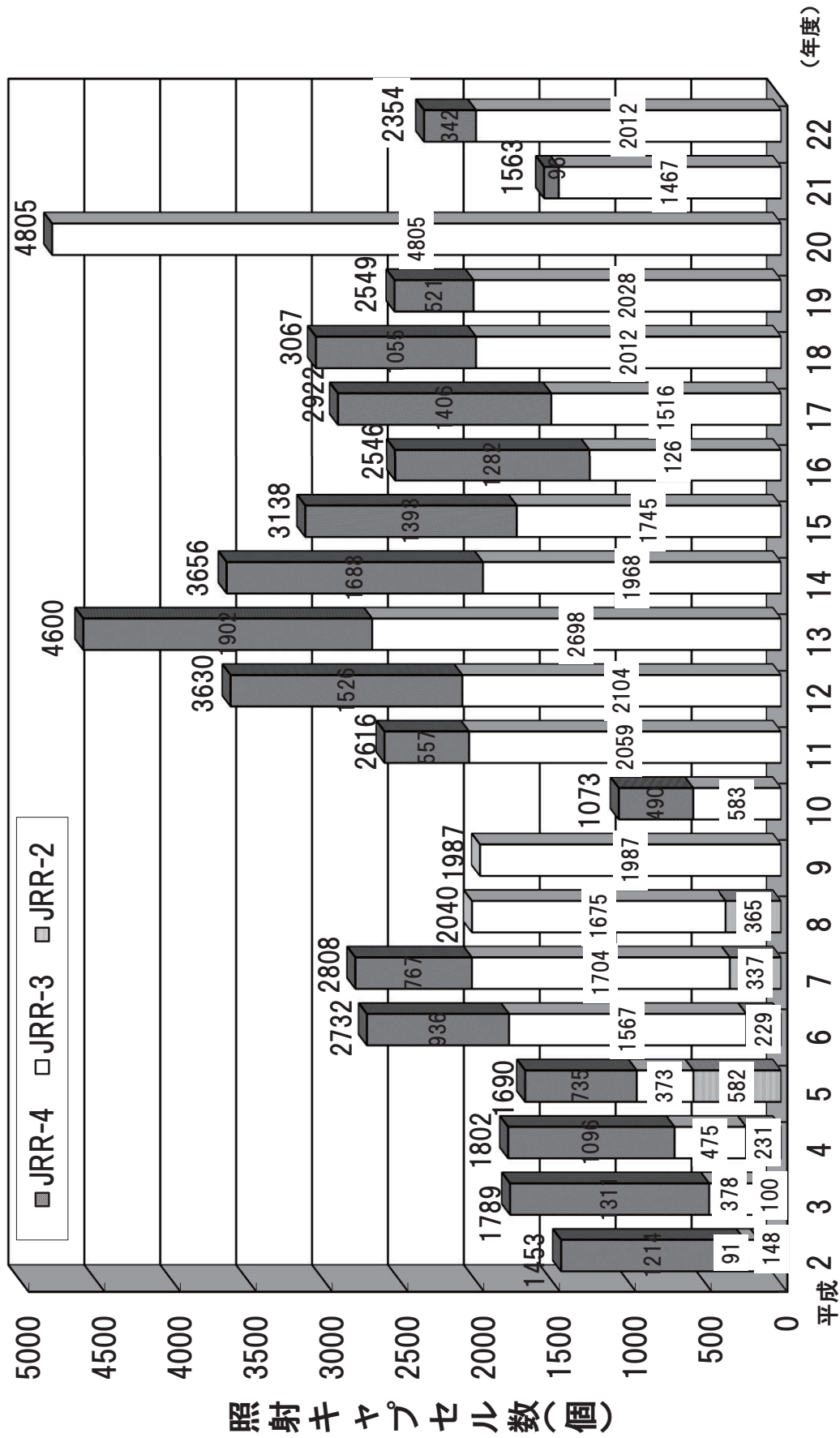
サイクル	JRR-3(SI-1)	
	本数	重量(kg)
1	20	424.4
2	20	426
3	25	532.8
4	25	563.3
5	25	579.3
6	30	622.9
7	20	423.1
小計	165	3,571.8

(b) JRR-4

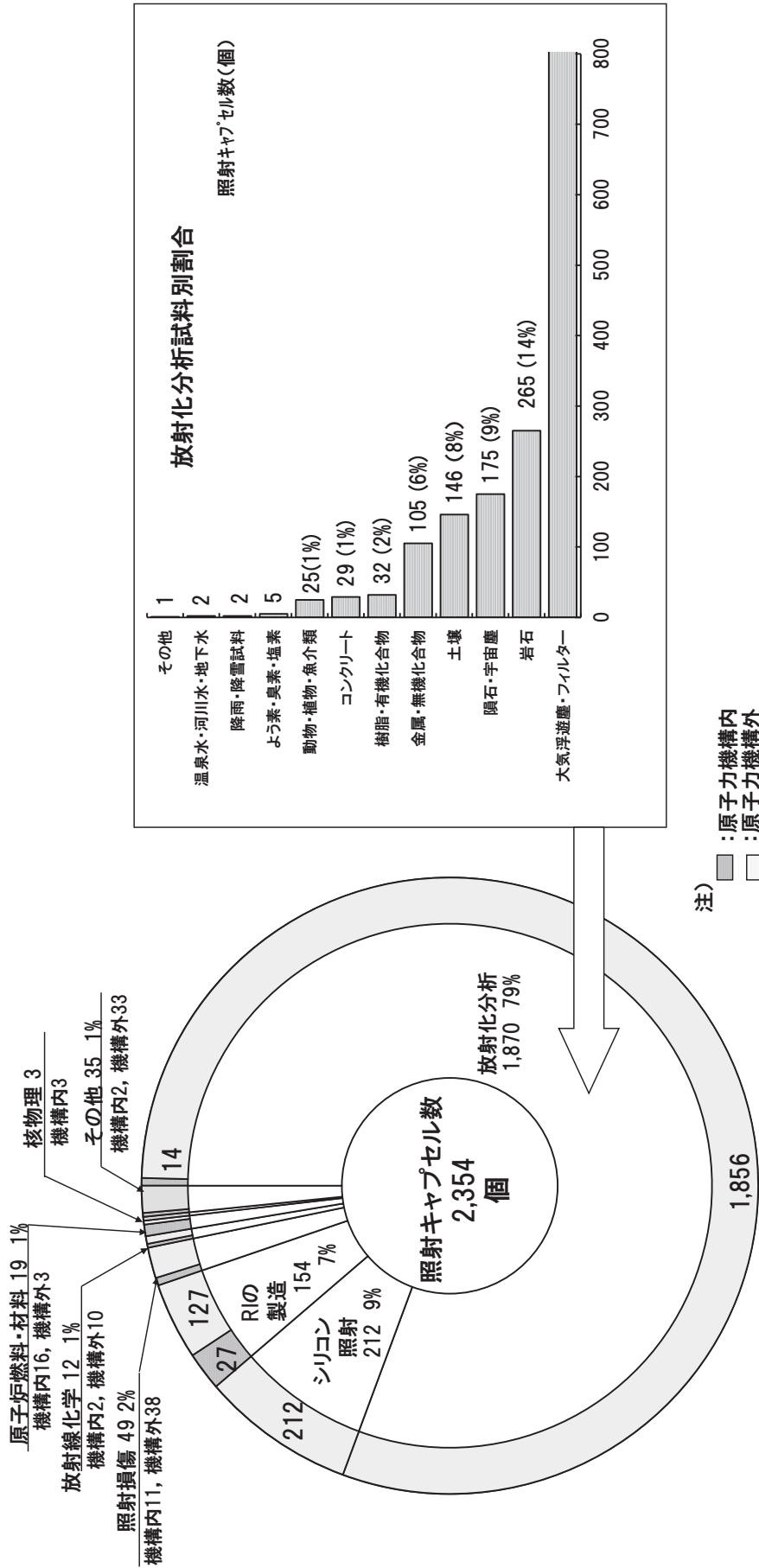
月	JRR-4(Nパイプ)	
	本数	重量(kg)
4	2	22.4
5	6	67.8
6	5	56
7	4	46.4
8	6	67.9
9	2	23
10	6	69.9
11	12	131.6
12	4	46.7
小計	47	531.7

第 3.2.6 表 JRR-4 における照射実績

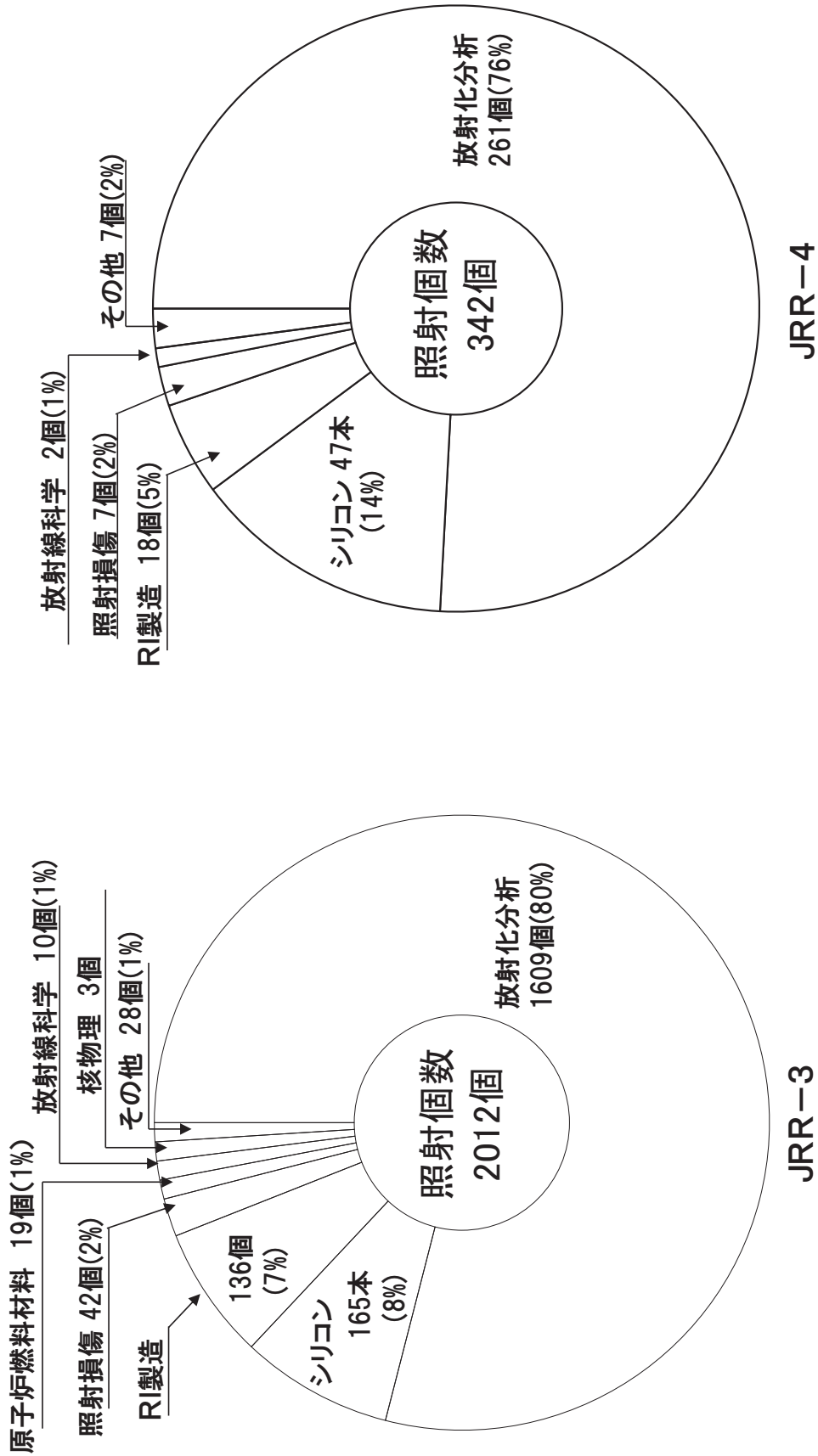
月	照射孔	原子力機構内の利用					原子力機構外の利用					月別合計	
		Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管		
4	件数						2				2		4
	個数						3				2		5
	継続												(0)
5	件数						9	1			3		13
	個数						11	1			6		18
	継続												(0)
6	件数						9	1			5	2	17
	個数						10	1			5	74	90
	継続												(0)
7	件数						8				3	1	12
	個数						9				4	1	14
	継続												(0)
8	件数						5				4		9
	個数						5				6		11
	継続												(0)
9	件数						3				2		5
	個数						3				2		5
	継続												(0)
10	件数						8	3	1		4	1	17
	個数						8	3	2		6	1	20
	継続												(0)
11	件数	1					1	13	5	1	5	1	27
	個数	1					1	16	5	3	8	7	41
	継続												(0)
12	件数						18	6	3		3	20	50
	個数						21	8	4		8	97	138
	継続												(0)
全月合計	件数	1	0	0	0	1	75	16	5	31	25	154	
	個数	1	0	0	0	1	86	18	9	47	180	342	
	継続	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	(0)	



第 3.2.1 図 研究炉における照射キャプセル数の推移



第 3.2.2 図 研究炉における照射利用状況



第 3.2.3 図 照射目的別利用実績

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 492 件(2,656 件・日)、原子力機構外利用 898 件(3,949 件・日)で合計 1,390 件(6,605 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 96 件(136 件・日)、原子力機構外利用 38 件(44 件・日)で合計 134 件(180 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 6,785 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、高分子の研究等の順になり相変わらず磁性の研究が活発である。グラフ中のその他は機器調整や実験準備である。

中性子ラジオグラフィ実験（NRG）では、中性子・ガンマ線同時トモグラフィ計測技術の開発、高空間分解能中性子イメージング技術の開発、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。

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 22 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 11,001 人・日、原子力機構外（ほとんどが大学関係） 11,532 人・日で合計 22,533 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。

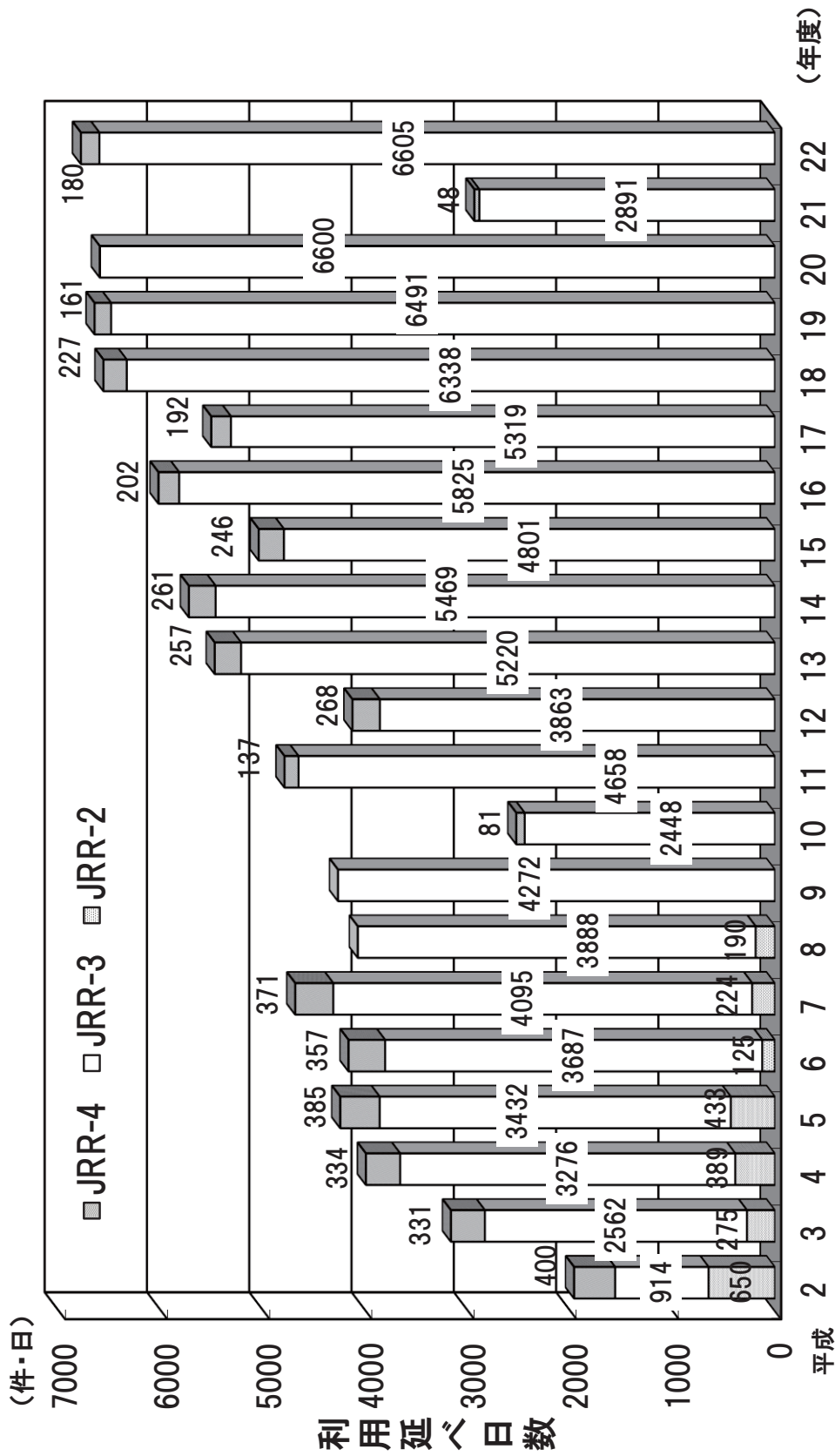
3.3.2 JRR-4における実験

プール実験設備では、12 インチシリコン照射設備特性試験、電離箱の中性子照射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、医療照射のための基礎的・臨床的研究等が実施された。

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

また、原子炉運転実習、炉物理実習等人材育成運転が行われた。

JRR-4 の実験における利用者延べ人数は、原子力機構内 583 人・日、原子力機構外 161 人・日で合計 744 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

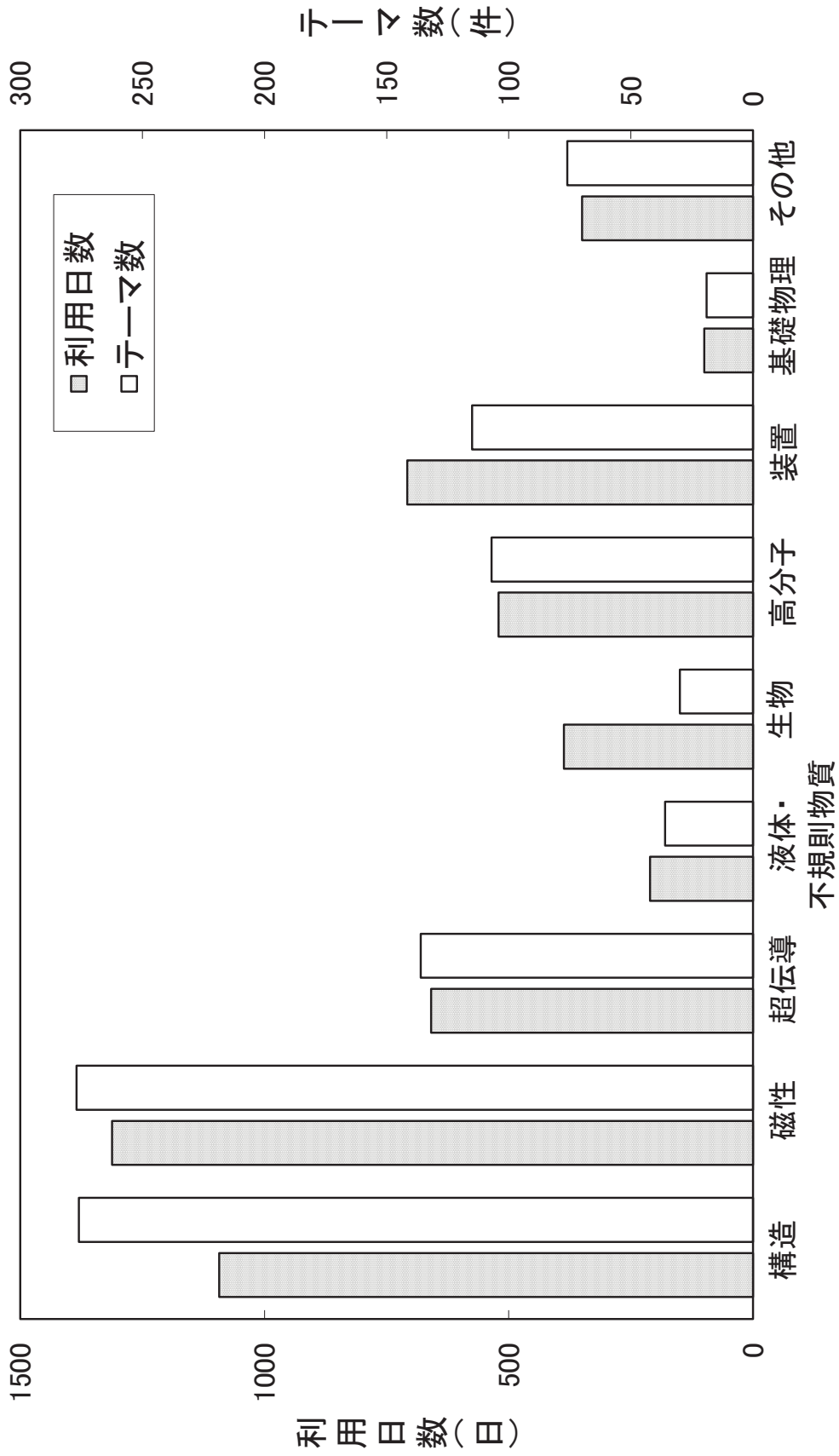


図 3.3.2 中性子散乱実験分野別利用状況 (I)

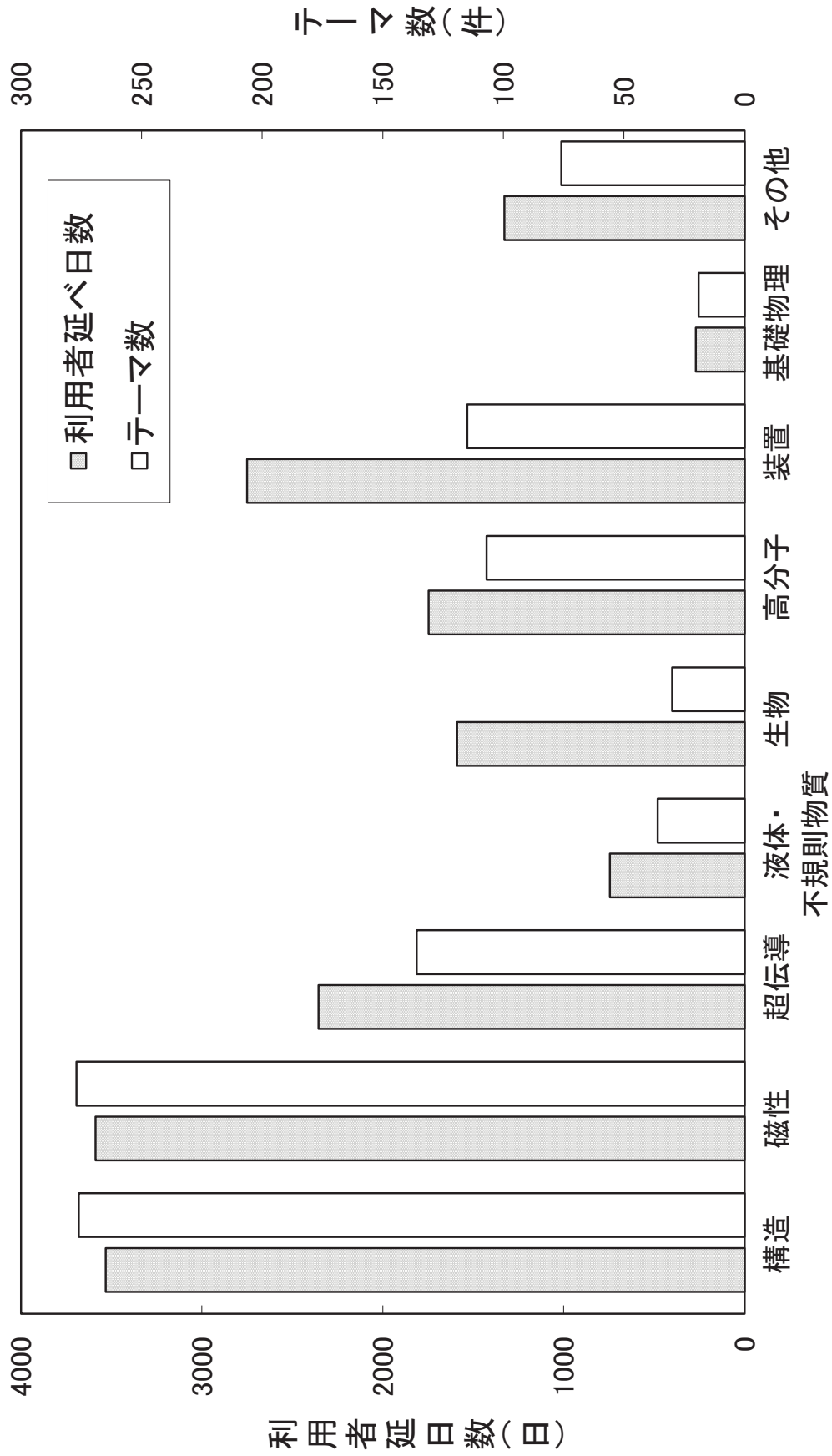
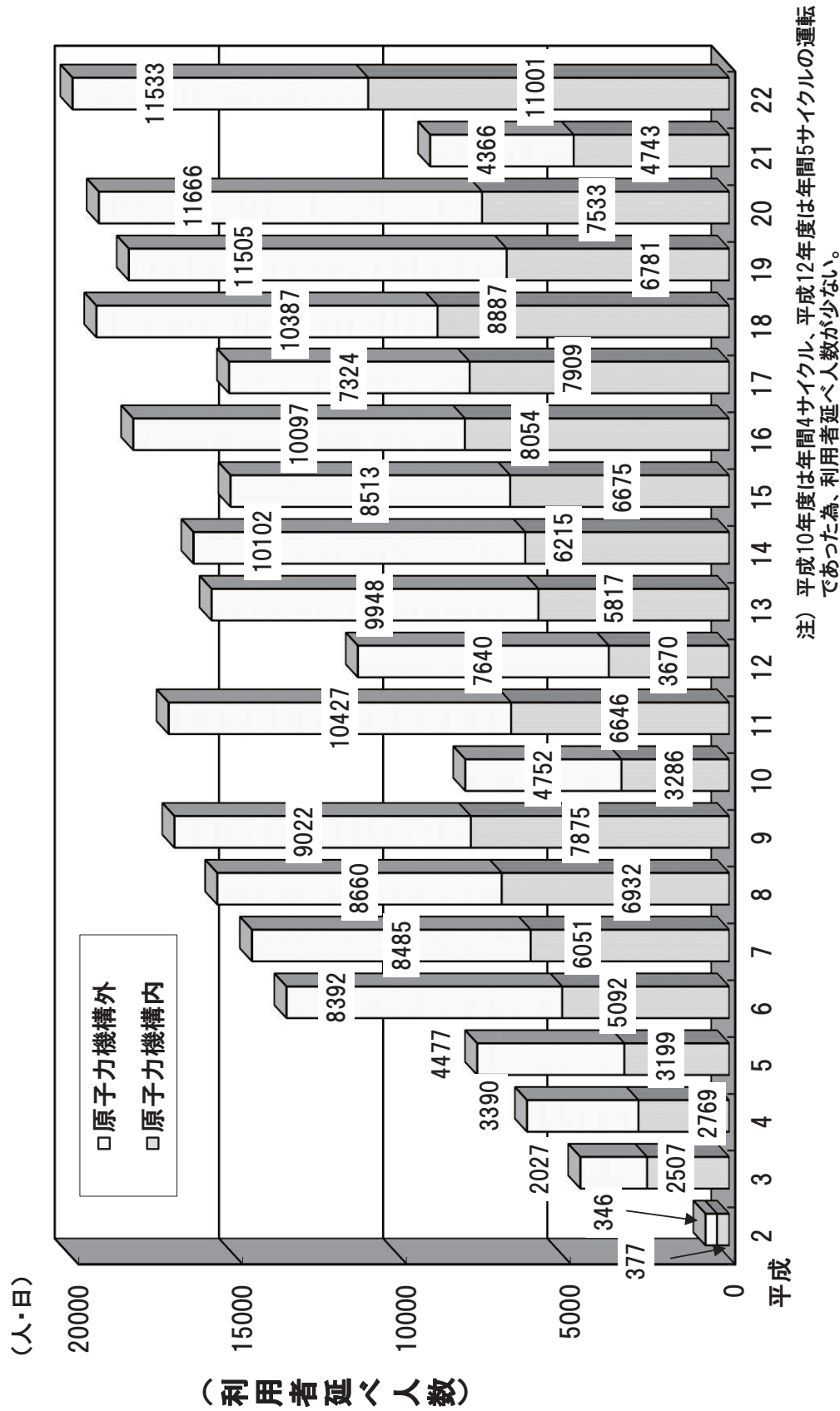
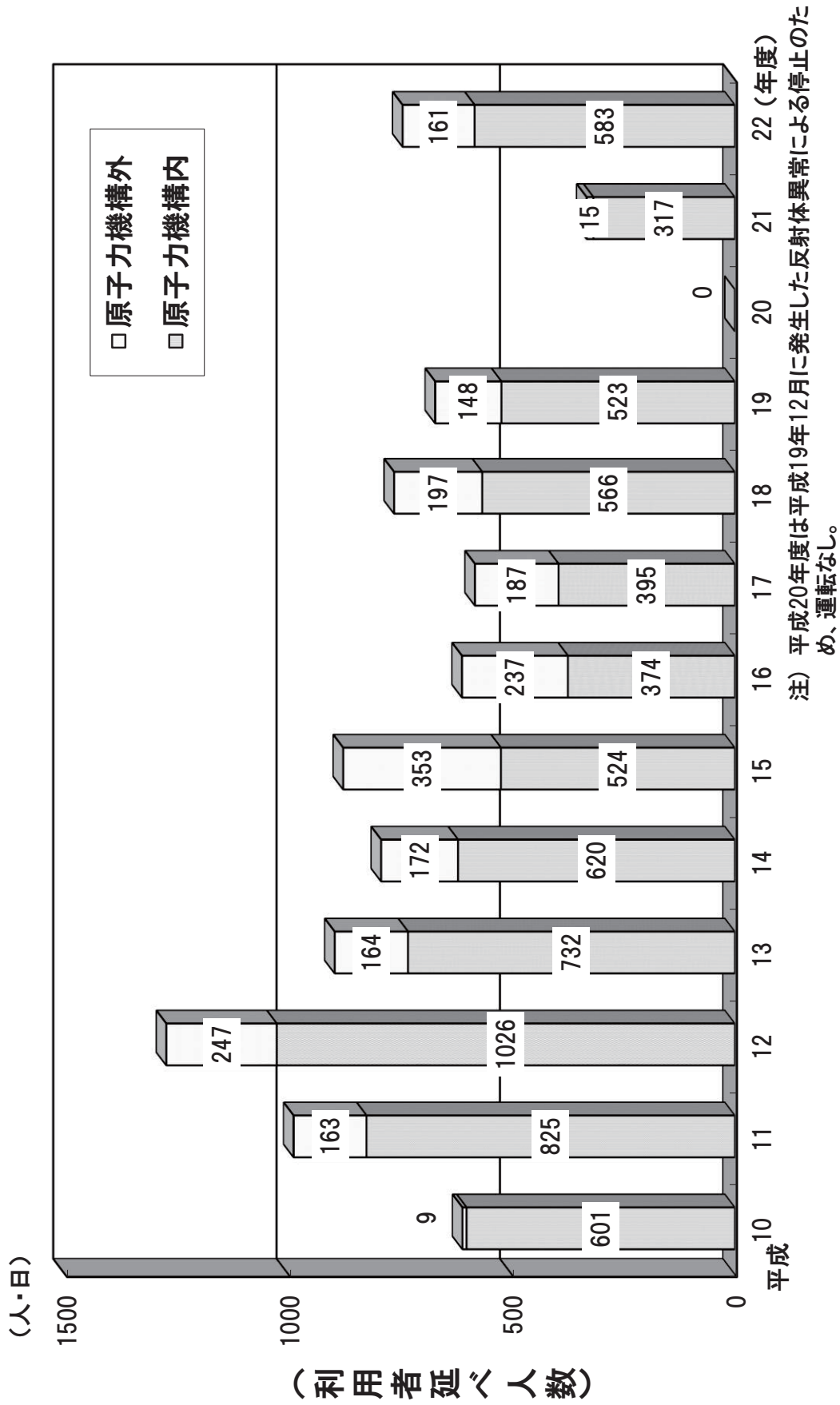


図 3.3.2 図 中性子散乱実験分野別利用状況 (II)



第3.3.3 図 JRR-3 中性子ビーム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

照射済燃料を用いた実験は、照射済プルトニウム－ウラン混合酸化物燃料（以下「照射済 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研究グループによって行われている。本実験は、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ており、今年度は、高燃焼度の照射済 MOX 燃料のパルス照射実験を大気圧水カプセルを用いて、高燃焼度の照射済酸化ウラン燃料のパルス照射実験を高圧水カプセルを用いて実施した。

未照射燃料を用いた実験としては、被覆管表面に取り付けた熱電対のフィン効果による局所的な温度低下量を評価することを目的にパルス照射実験を実施した。

また、これらの照射済燃料実験に用いた実験用カプセルの組立、未照射燃料実験に用いた実験用カプセルの組立、解体及び照射後試験などを NSRR のセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フード等で行った。平成 22 年度におけるセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フード等の利用延べ日数は 65 日である。

(2) 実験用燃料の管理

1) 計量管理

NSRR 実験用燃料の計量管理においては、試料の作成、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所内移動票の起票を行った。また、平成 22 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 体及び照射済 MOX 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 1 体及び照射済 MOX 燃料 1 体を照射後試験のため燃料試験施設に搬出した。

3.3.4 タンデム加速器における実験

(1) 利用概況

平成 22 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 22 年度のタンデム加速器の利用申込状況

課題審査会採択課題数	
所内利用	6
共同研究・施設共用	14
実験課題申込件数	75
原子力機構外利用者延べ人数	219
原子力機構内利用者延べ人数	381
利用機関の数	31

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	47	27.5
核化学	55	32.2
原子・固体物理・照射効果	48	28.1
産業利用	0	0.0
加速器開発	21	12.3
合計	171	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	15	8.8
共同研究	86	50.3
共同研究(TRIAC)	14	8.2
原子力機構内単独利用	56	32.7

(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	13	5	11
核化学	2	0	20
固体物理・原子物理・材料の照射効果	8	0	18
加速器の運転・開発	1	5	8
合計	24	10	57

(3) 研究分野別主な実験成果

1) 核物理研究

- ・ 逆運動学法による $p(^{68}\text{Zn},p)$ 共鳴弾性散乱実験を行い、中性子過剰核の単一粒子状態の研究への有用性を示した。
- ・ クーロン障壁近傍エネルギーでの $^{30}\text{Si}+^{238}\text{U}$ 反応における核分裂片の質量分布の測定を行い、準核分裂による $A_L/A_H \sim 90/178$ の非対称を観測した。

2) 核化学研究

- ・ ラザホージウム(Rf)並びに同族元素 Zr, Hf の 2.0-7.0M 塩酸水溶液からトリオクチルホスフィンオキシド(TOPO)への抽出挙動を調べた。塩酸水溶液の濃度増加に伴ってこれらの元素の抽出率は増加し、その抽出順が $\text{Zr} > \text{Hf} \geq \text{Rf}$ であることを明らかにした。

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ 高エネルギーイオン(200MeV Au)を照射した CeO_2 薄膜について電子的エネルギー伝達に伴う照射損傷をラマン分光法により解析し、真空熱アニールした CeO_2 試料との比較から、照射に伴う酸素欠損に起因するとの結論を得た。

4) 加速器開発

加速器開発の実験成果については 4.5.1 及び 4.5.2 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 度まで試料温度可変)
	L-3	重イオンスペクトロメーター(ENMA)	重イオン核反応生成粒子を高分解能で検出できる角分布測定装置
	L-4	照射チェンバー	固体材料への均一照射(極高真空装置)
第 2 重イオンターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-1	低温照射チェンバー、照射チェンバー	固体材料への均一照射 (極低温から数 100 度まで試料温度可変)
	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置	入射イオンビームからの電子分光用 0 度電子分光装置で原子物理用
ブースターターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-3 BA	照射チェンバー、核分光測定装置	高エネルギーイオン単純照射、核分光研究用ガンマ線測定装置
	H-3 BB	反跳生成核分離装置(RMS)	核反応で 0 度方向付近に放出される生成粒子の高性能質量分離装置
	H-3 BC	多重ガンマ線検出装置	ビームによる核反応で生成される多重ガンマ線を測定する核分光実験装置、
第 1 重イオンターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-4	現在使用していない	
	H-5	レーザー核分光装置	レーザーによる核構造研究装置
照射室 〔第 1 種管理区域〕	R-1	オンライン質量分析装置	核反応で生成した放射性核種をイオン化し高分解能で質量分析する装置、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装置	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

施設供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 で照射した土壌、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料や半導体材料中微量元素の放射化分析、放射化分析試料の作製や開封・化学処理等が実施された。また、実験室 1 では（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 22 年度に実施された実験項目は 8 件、実験延べ日数は 167 日であった。

(2)JRR-3 実験室

JRR-3 実験室では、気送管照射設備で照射した土壌、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、半導体材料、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トラック年代測定用試料の作製が行われた。その他としては実験や照射設備特性測定の際に用いたフラックスモニターの開封・測定が実施された。

平成 22 年度に実施された実験項目は 37 件、実験延べ日数は 223 日であった。

(3)JRR-4 実験室

JRR-4 実験室では、気送管や水力照射設備で照射した土壌、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質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フラックスモニター等の開封・測定が実施された。

平成 22 年度に実施された実験項目は 26 件、実験延べ日数は 93 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 5 回実施された。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

平成 22 年度の動物実験において 8 日、5 ユーザーにより 8 回の実験が実施された。すべてマウス実験であった。

3.3.8 人材育成

本年度は該当なし。

第 3.3.6 表 JRR-4 医療照射実績

実施		患者	病名	ビーム モード	照射時間 (分)
回	年月日				
1	22. 4. 21	女性	悪性黒色腫	TNB-II	60
2	22. 5. 12	男性	膠芽腫	ENB	40
3	22. 6. 2	男性	脳腫瘍	ENB	50
4	22. 7. 6	女性	脳腫瘍	ENB	26
5	22. 8. 4	男	脳腫瘍	ENB	73

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 22 年 11 月 20 日から平成 23 年 7 月 1 日までの予定で実施していたが、H23 年 3 月 11 日の東日本大震災による平成 23 年度運転計画の見直しにより、施設定期自主検査期間を延長した。

平成 22 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は、気送照射設備の循環ブロワの分解点検を実施した。分解点検は、予備機を含めて 3 機を実施し、異常の無いことを確認した。水力照射設備、気送照射設備及び詰替セルに係る定常的な 7 項目中、東日本大震災の影響により実施できなかった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を除いて 6 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照射利用設備放射線モニタ点検 ②逃がし弁及び安全弁の点検 ③マニプレータの点検
- ④実験利用棟詰替セル負圧維持装置点検 ⑤均一照射設備点検 ⑥放射化分析装置の定期点検

(2) 保守・整備

平成 22 年度の JRR-3 照射設備においては、以下の保守・整備を実施した。

1) 水力照射設備

- ① R3-22-03 サイクル準備週に水力照射設備取出弁用のインバータエラーが発生した。制御盤設置メーカーによる、KV6163(HR-1 取出機)の復旧作業を行い正常復旧した。
- ② R3-22-04 サイクル中の 7/21、HR-1 系 RI 転送終了後の転送ポンプ停止工程中に KV6168 のオーバートルク表示がバルブ制御盤に表示され、RI 転送系バルブのシーケンスホールドが発生した。手動にて当該バルブの開操作を実施後、センタムよりシーケンスホールド解除操作を行い、正常復帰した。シーケンスホールドが発生した水力照射設備電動玉形バルブの点検・修理は、R3-22-05 サイクル準備週にバルブメーカーにより、KV6168(電動玉形バルブ)のリミットスイッチ調整を行い正常復旧した。
- ③ R3-22-04 サイクル中の 7/28、HR-1 照射終了後の実セル取出機通過検出器(XE6161/透過型)の不検知によるシーケンスホールドが発生した。他に照射試料がなかったため、照射中止によりシーケンスホールド解除した。R3-22-04 サイクル終了後に予備品の通過検出器基板と交換した。

2) 気送照射設備

R3-22-04 サイクル準備週に炉室機器室内 PN-1 ブロワからオイルが漏れているのを発見した。ブロワの上部キャップ部からの漏洩で、予備ブロワキャップを代用し、使用前点検にて正常動作を確認した。

3) 放射化分析用照射設備

放射化分析用照射設備の試料交換用ロボットの作動停止が発生した。5/21 メーカーによる修理を行い、復旧した。

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 7 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残留ガス分析装置、真空断熱槽用真空装置、ガス置換用真空装置の分解点検等を実施した。ヘリウム冷凍設備については、膨張タービン制御盤及びコントロールヒータの更新、オイルポンプ、酸素分析計、水分計、空気圧調整弁、コントロールボックス真空装置の分解点検等を実施した。また、ヘリウム圧縮機電動機 2 台について、工場に持ち込み分解点検を実施した。各々の設備点検の後、単体での作動検査を実施し、各機器が正常に作動することを確認した。総合機能試験については、次年度の定期点検終了後に実施する予定である。

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 7 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 液体窒素貯槽定期点検 (8 月・2 月)
- ② 130 分間の新型ホルダによる照射試験 (11/19)
- ③ KV6302 電磁弁交換(1/11-12)
- ④ 使用済イオン交換樹脂運搬 (炉室→実棟、2/10)
- ⑤ 放射化分析用照射設備分析の電磁弁交換(2/21,22)
- ⑥ イオン交換樹脂の交換作業(2/23～2/25)
- ⑦ JRR-3 液体窒素貯槽の再塗装(3/11)

3.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

平成 22 年度の JRR-4 は 33 週 (サイクル) の運転を計画していたが、6 月 24 日に燃料事故モニタ異常の事象で原子炉が計画外停止したことで、原因究明と対策のため翌週の運転が全て中止となったため、32 週 (サイクル) の運転であった。本年度の施設定期自主検査は、平成 23 年 12 月 27 日から平成 23 年 6 月 17 日までの実施中である。震災前に実施した照射設備等の主な保守・整備については、以下の内容である。また、3 月 11 日に発生した東日本大震災により各設備の健全確認として、各設備の絶縁抵抗測定を行い、異常のないことを確認した。

(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)

設備の動作試験、絶縁抵抗検査を行い正常であることを確認した。水中取出器内の線量計 (2 台) 及びセル内線量計 (1 台) の点検校正を行った。

2) 簡易照射筒照射設備 S,D,N パイプ

照射筒、照射用ホルダの昇降回転装置、制御装置の動作試験及び絶縁抵抗検査を行い正常であることを確認した。

3) 気送管照射設備

気送管の電磁弁について予防保全として、同電磁弁の交換を実施し、交換後漏えい検査、系統作動検査を行い正常であることを確認した。

4) 12 インチシリコン照射装置

照射筒、照射装置及び制御盤の外観点検、照射装置の作動検査、照射ホルダーの点検を行い正常であることを確認した。

5) 中性子ビーム設備

ビーム実験要素について外観検査、簡易遮へい体及び制御盤について外観検査、作動試験及び絶縁抵抗検査、重水管理系統について外観検査、作動試験及び絶縁抵抗検査を行い正常であることを確認した。

(2) 照射設備等の保守・点検

1) 中性子ビーム設備

中性子ビーム設備の照射実験終了後、簡易遮へい体をビーム孔側に戻す動作作動中に簡易遮へい体が途中で停止した。詳細に調査を行い、照射室端子台から電源ケーブルリール間の簡易遮へい体駆動用電源ケーブルの16芯の内、1本が断線していることが確認された。定期自主検査期間中に同電源ケーブル、制御用ケーブル、エンコーダー用ケーブルの交換を行い、絶縁抵抗測定、作動検査を行い正常であることを確認した。

2) 医療照射設備

施療室用照射台の電源ユニットに不具合があり、メーカーで点検を行った結果、同照射台電源ユニットの電圧低下であることが分かった。同照射台の電源ユニット交換を行い、作動検査を実施し、正常に作動することを確認した。

(3) JRR-4 中性子ビーム設備の特性測定

JRR-4 の反射体の変更に伴い、ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) に使用している中性子ビームモードの特性測定を実施した。JRR-4 の反射体要素は、黒鉛反射材の照射成長を考慮した設計変更が行われ、原子炉は、平成 22 年 2 月に運転を再開している。反射体の設計変更では、黒鉛反射材の寸法及び反射体間の水間隙が変更になり、計算解析では、中性子束が低下することが分かっている。特性測定では、熱外中性子ビームモード、熱中性子ビームモード I、熱中性子ビームモード II について、フリービーム実験及び水ファントム実験により、熱中性子束、ガンマ線線量の測定を行い、BNCT の実施に必要な特性データの取得を行った。

フリービーム実験は、ビーム孔出口の熱中性子束、カドミ比及びガンマ線線量の測定を行い、ファントム実験では、ファントム表面と内部 (ビーム軸上) の熱中性子束、カドミ比及びガンマ線線量分布について測定を行った。熱中性子束の測定には、金 (裸金) とカドミニウムで覆った金 (カドミ金) を同じ実験体系で照射して、裸金からカドミ金の放射化量を差し引く方法 (カドミ差引法) により実施した。ガンマ線線量の測定には、熱線量計 (Thermo Luminescence Dosimeter : TLD、Panasonic 製 170LS) を使用した。特性実験は、第 3.4.1 表に示す日程で平成 22 年 2 月から平成 22 年 12 月の期間に実施している。

反射体要素の設計変更在先立ち、MCNP を用いた計算解析により、反射体変更前後の中性子ビーム性能について、中性子スペクトル、中性子束及びガンマ線線量の比較を行った。中性子スペクトルは、第 3.4.1 図に示すとおり反射体変更に伴い著しい変化の無いことを確認した。第 3.4.2 表に熱中性子束 ($<0.53\text{eV}$)、熱外中性子束 ($0.53\text{eV}\sim 10\text{keV}$)、高速中性子束 ($>10\text{keV}$) 及びガンマ線束について、反射体変更前後の比較を示す。ここから、反射体変更の影響により、熱中性子束、熱外中性子束及びガンマ線束は、6~9%減少していることが分かった。高速中性子束については、十分な粒子数が得られないため、参考値として示す。なお、燃料の燃焼や温度による反応度に伴う原子炉の出力変動の影響があるため、これらの変化を実験的に求めることは困難である。

フリービーム実験で得られた熱中性子束、カドミ比及びガンマ線線量の結果 (3500kW 換算) を第 3.4.3 表に示す。ここから、熱中性子束及びガンマ線線量には、反射体交換に伴い有意な差の無いことを確認した。反射体変更前後のカドミ比を比較すると、熱外中性子ビームモードで交換前は 1.2、交換後は 1.1、熱中性子ビームモード I で交換前は 2.3、交換後は 2.4、熱中性子ビームモード II で交換前は 10.6、交換後は 11.8 となり、金線の配置、金線の切断、 β - γ 同時計数装置等による実験誤差を考慮すると、有意な差の無いことを確認した。

次に、ファントム内の熱中性子束分布及びガンマ線線量分布を第 3.4.2 図、第 3.4.3 図に示す。実験結果は、MCNP の計算値 (3500kW 換算値) と比較するため、モニタ金線の値を用いて原子炉出力 3500kW に規格化した値を示す。ここから、計算結果と実験値は、良

い一致を示すことを確認した。第 3.4.4 表にファントム内のピーク値 (3500kW 換算) から得られた計算値と実験値の比 (C/E) を示す。この値は、線量評価システム (JCDS) を用いた評価を行う場合の補正係数として使用するものであり、計算値と実験値が数%以内で良く一致していることを確認した。第 3.4.5 表、第 3.4.6 表に 3 つのビームモードのファントム表面とファントム内のピーク値について、出力補正を行わない場合の熱中性子束及びガンマ線線量を示す。ここで、表面と最大値の比は、JCDS で用いるパラメータであり、熱外中性子ビームモード及び熱中性子ビームモード I で皮膚線量を算出するために使用されている。メラノーマ (皮膚癌の一種) の照射に用いられる熱中性子ビームモード II では、ファントム内の最大値を評価する必要が無いため、表面の熱中性子束のみを示す。なお、BNCT 時には、患部表面に張り付けた金線 (裸金) の放射化量とカドミ比 (52.60) から線量評価に用いる熱中性子束を算出する。以上の結果より、反射体変更前後の比較において、ファントム表面及びファントム内分布 (ビーム軸上) に有意な差の無いことを確認した。

第 3.4.1 表 特性実験の日程

中性子ビームモード	フリービーム実験		ファントム実験	
	熱中性子束	ガンマ線線量	熱中性子束	ガンマ線線量
熱外中性子ビーム	H22.3.11	H22.12.24	裸金 : H22.2.23 カドミ金 : H22.2.24	H22.2.23
熱中性子ビーム I	H22.10.20	H22.10.20 H22.11.15	裸金 : H22.4.28 カドミ金 : H22.4.28	H22.3.26 H22.10.27
熱中性子ビーム II	H22.3.29	H22.8.2 H22.8.16	裸金 : H22.3.29 カドミ金 : H22.3.29	H22.8.2 H22.8.16

第 3.4.2 表 反射体交換前後の中性子束、ガンマ線束の比較

中性子ビームモード	熱中性子束	熱外中性子束	高速中性子束	ガンマ線線量
熱外中性子ビーム	-7.9%	-7.9%	-4.5%	-7.7%
熱中性子ビーム I	-7.1%	-8.2%	-5.9%	-6.2%
熱中性子ビーム II	-7.4%	-8.2%	-	-9.0%

第 3.4.3 表 フリービーム実験結果

中性子ビームモード	熱中性子束 ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)	ガンマ線線量 (Gy/h)	カドミ比 ()内は交換前
熱外中性子ビームモード	2.55×10^8	1.05	1.1 (1.2)
熱中性子ビームモード I	1.49×10^9	1.77	2.4 (2.3)
熱中性子ビームモード II	4.76×10^8	0.44	11.8 (10.6)

第 3.4.4 表 計算値の補正係数 (C/E)

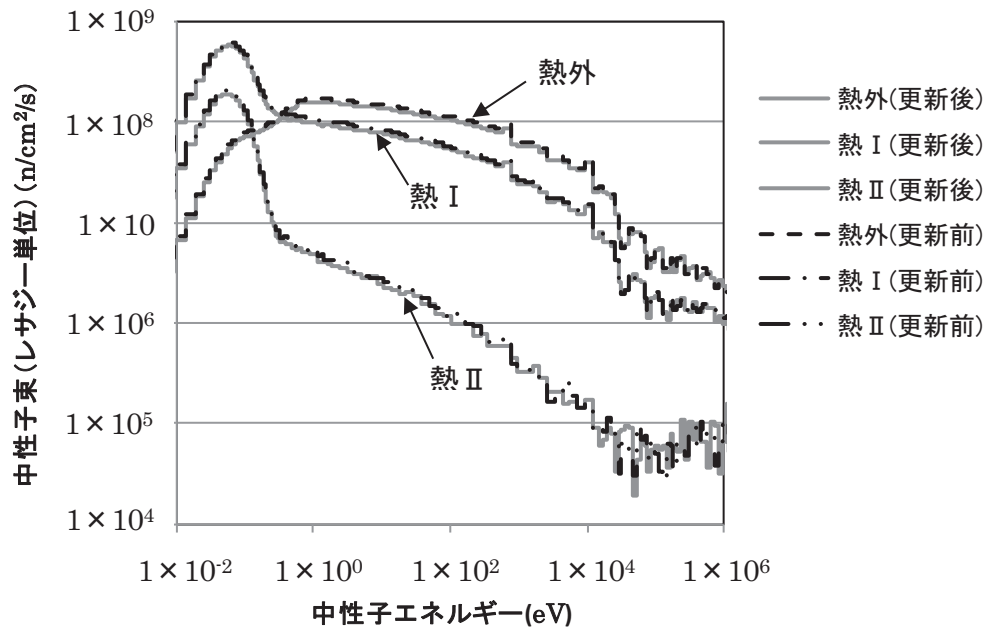
中性子ビームモード	熱中性子束 ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)			ガンマ線線量 (Gy/h)		
	実験値	計算値	C/E	実験値	計算値	C/E
熱外中性子ビームモード	2.878×10^9	2.909×10^9	1.011	6.82	6.78	0.99
熱中性子ビームモード I	4.868×10^9	4.838×10^9	0.994	9.70	9.31	0.96

第 3.4.5 表 ファントム実験結果 (熱中性子束、カドミ比)

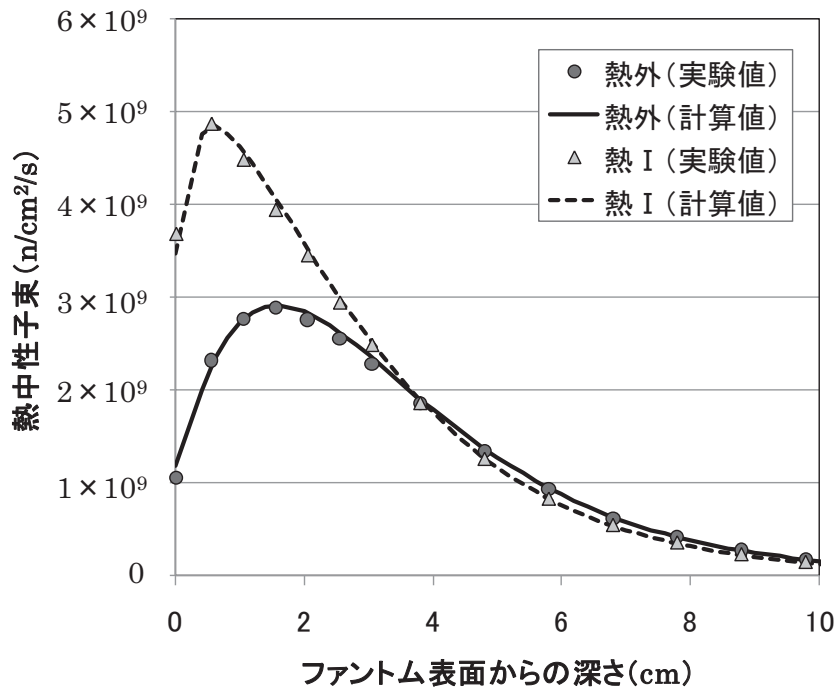
中性子ビームモード	熱中性子束 ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)			カドミ比 (表面)
	表面	最大	表面/最大	
熱外中性子ビームモード	9.10×10^8	2.47×10^9	0.37	2.32
熱中性子ビームモード I	3.21×10^9	4.24×10^9	0.76	9.28
熱中性子ビームモード II	9.13×10^8	—	—	52.60

第 3.4.6 表 ファントム実験結果 (ガンマ線線量)

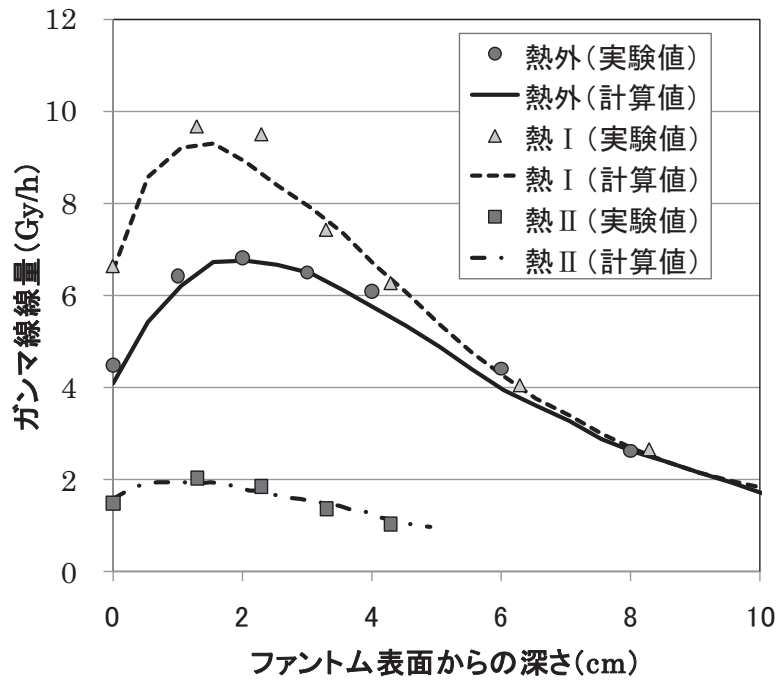
中性子ビームモード	ガンマ線線量 (mGy/h)		
	表面	最大	表面/最大
熱外中性子ビームモード	225	342	0.66
熱中性子ビームモード I	303	442	0.69
熱中性子ビームモード II	89	—	—



第 3.4.1 図 反射体変更前後の中性子スペクトル比較



第 3.4.2 図 ファントム内の熱中性子束分布 (ビーム軸上)



第 3.4.3 図 ファントム内のガンマ線線量分布 (ビーム軸上)

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 22 年度においては、平成 22 年 7 月 20 日～平成 22 年 12 月 3 日の期間で実施する第 20 回 NSRR 本体施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) セミホットケーブル上部台座

ッ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ルのマニプレータの健全性の確認及び性能を維持するため、セミホットケーブル用 2 台及びセミホットセル用 4 台の点検整備作業を施設定期自主検査中に実施した。主な点検整備内容は、マニプレータの分解点検、単体機器の点検、消

耗品の交換等を実施し、マニプレータの健全性及び性能に問題がないことを確認した。

2) ヘリウムリークデテクタの一部更新

原子炉建家地下 2 階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一部更新作業を実施した。主な更新内容は、ヘリウムリークデテクタ本体内部のドライ式真空ポンプを油式真空ポンプに交換を実施した。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ないことを確認した。

3) 熱電対溶接装置の一部更新

熱電対溶接装置のカプセルフランジ回転機構の性能向上の為、制御部ドライバの交換を実施した。また溶接装置の性能維持の為に溶接電源及びトランスの更新を実施した。交換及び更新後に作動確認を実施し、健全性及び性能に問題がないことを確認した。

4) 燃料棟ホイストクレーン (2.5t) の一部更新

燃料棟に設置されたホイストクレーン (2.5t) を高経年化対策として、ホイスト本体、給電線 (絶縁トロリ線)、走行駆動モータ、走行用クッションスタータを更新した。更新後に作動試験及び荷重試験を実施し、健全性及び性能に問題がないことを確認した。

5) セミホットセル・ケーブルの除染作業

照射済燃料実験のカプセル組立及び解体作業の回数を重ねることによりセミホットセル及びセミホットケーブル内部の放射能汚染レベルが高くなるため、内部の除染作業を行った。除染後の汚染結果はスミヤ法によりバックグラウンドのレベルまで除染することができた。

3.5 施設供用

3.5.1 中性子ビーム利用専門部会

当専門部会が対象とする供用施設は、JRR-3 に設置されている原子力機構保有の中性子ビーム利用実験装置（即発γ線分析装置、中性子ラジオグラフィ装置、中性子光学、高分解能粉末中性子回折装置等）及び放射化分析用照射設備（PN-3）である。専門部会の事務局は、量子ビーム応用研究部門研究推進室の協力の下、研究炉利用課利用促進係を中心とした JRR-3 ユーザーズオフィスが担当した。今年度は、研究課題実施状況の報告ならびに、今年度下期及び平成 23 年度の施設供用への応募課題の審査等を実施した。

(1) 平成 22 年度の活動状況

1) 平成 22 年度（下期）施設供用利用課題（成果公開分）の審査

当専門部会に係る応募件数は 63 件（成果公開 52 件、成果非公開 11 件）であった。成果公開のうち、文部科学省「中性子利用技術移転推進プログラム」（トライアルユース）課題は 25 件であった。これらの応募課題については、課題審査要領に基づき評価委員による事前評価を行った上で、7 月 30 日（金）に開催した当専門部会において最終審査を行い、応募課題の全てを採択するとともに、配分マシンタイム日数の査定を行った。

2) 平成 23 年度施設供用利用課題の（成果公開分）の審査

当専門部会に係る応募件数は 95 件（成果公開 63 件、成果非公開 32 件）であった。これらの応募課題については、課題審査要領に基づき評価委員による事前評価を行った上で、平成 23 年 2 月 10 日に開催した当専門部会において最終審査を行い、応募課題の全てを採択するとともに、その課題のマシンタイム日数の査定を行った（第 3.5.1 表参照）。

第 3.5.1 表 施設供用課題定期募集応募状況

		平成 22 年度	平成 23 年度
		下期	全期
成果公開	応募	52	63
	採択	52	63（うち補欠採択 10 [*] ）

3) その他の重要な事項について

トライアルユース課題では、JRR-3 の計画外停止に伴い実施できなかった課題 15 件が平成 22 年度上期に実施された。また前年度に引き続き平成 22 年度においても一般枠として本専門部会での審査対象とすることとなり、25 件の応募があり全課題採択された。その後 1 件の辞退があった。その他、JRR-3 は 5 件の課題が優先枠として実施され、合計 29 課題が下期で実施された。

平成 21 年度 11 月より、文部科学省「先端研究施設共用促進事業」に採択され、本部会所掌の JRR-3 の中性子ビーム装置ならびに放射化分析用照射設備の施設供用は、この補助事業の一環として行われることとなり、今年度より放射化分析用照射設備の課題審査も当専門部会で行うこととなった。

(2) 平成 23 年度の計画

平成 23 年度の研究課題の実施状況の把握、ならびに平成 23 年度（下期）及び平成 24 年度の施設供用利用課題（成果公開分）として応募される利用課題についての審査などを行うため、年 2 回の専門部会を開催する。また、随時枠に応募される利用課題については、その都度適切に審査を実施する。平成 23 年度のトライアルユース課題については上期中に成果公開・随時枠で実施されることとなった。

3.5.2 炉内中性子照射等専門部会

当専門部会が対象とする供用施設は、燃料・材料照射や放射化分析等を目的とする照射利用及び照射後試験のための施設で、JRR-3、JRR-4、常陽及び燃料試験施設である。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実施した。

今年度の活動としては、平成 22 年度（下期）分申請課題 1 件と平成 23 年度分申請課題 4 件についての審査を行った。それぞれの審査状況は、以下のとおりである。

(1) 平成 22 年度（下期）、施設供用利用課題の審査

下期分の申請課題 1 件は、常陽の照射材料試験施設を希望する課題であった。本申請課題については、専門部会課題審査要領に基づき専門委員 3 名による事前審査を行った上で、平成 22 年 8 月 25 日に原子力機構東京事務所で開催した専門部会において最終評価を行った。

審議の結果、利用日数も希望どおりとして採択することを承認した。

(2) 平成 23 年度、施設供用利用課題の審査

平成 23 年度分の申請課題は 4 件あったが、全て成果非公開課題であった。研究内容としては JRR-3 での放射化分析をテーマとしたものが 3 件、JRR-4 での放射化分析が 1 件で、民間企業及び独立行政法人からの申請であった。

成果非公開課題は部会審査を必要としないため、施設側（研究炉加速器管理部）において課題内容を確認し、現有施設で対応が可能であり安全上の問題もないため、希望実験日数どおりの査定で全て採択とした。

なお、専門部会については審査すべき成果公開課題がなく、且つ急ぎ協議する事項もないことから、開催を見送った。

3.5.3 研究炉医療照射専門部会

本専門部会は、JRR-4 を利用した医療照射、動物実験及び細胞実験に関する事項について審議を行っており、平成 22 年度は、平成 23 年 3 月 2 日に東京事務所第 1 会議室にて開催した。主な議題は、①平成 23 年度の研究課題の審査について、②平成 21 年度及び平成 22 年度に実施した医療照射の症例報告、③平成 23 年度の施設利用料金の改正について、④JRR-4 反射体交換後の医療照射設備の特性についてであった。平成 23 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。

3.5.4 タンデム加速器専門部会

(1) 第 11 回タンデム加速器専門部会

平成 22 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た。新規課題応募はなかったが、専門部会を開催し、施設利用について議論を行った。

(2) 第 12 回タンデム加速器専門部会

平成 23 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、1 件の応募があった。内訳は第 3.5.2 表の通りである。第 12 回タンデム加速器専門部会は平成 22 年 12 月 10 日に開催された。

課題審査では応募のあった施設供用の成果公開型 1 課題について口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果、1 課題が採択された。

(3) 施設供用以外の課題審査について〔共同研究と原子力機構内単独利用〕

平成 22 年度下期追加申し込みならびに平成 23 年度申し込みの共同研究・自己使用枠研究課題について、タンデム加速器専門部会の専門委員に依頼し、書類審査ならびに口頭説明を伴う課題審査会を行った。

平成 22 年度下期募集については共同研究 10 課題及び自己使用枠 4 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、14 課題が採択された。

平成 23 年度募集については共同研究 3 課題及び自己使用枠 2 課題の審査を行った。内訳は第 3.5.4 表の通りである。審議の結果、5 課題が採択された。

第 3.5.2 表 平成 23 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
2011AD01	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	H1 照射チェンバ

第 3.5.3 表 平成 22 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
2010SP01	大久保成彰	原子力基礎工学部門	セラミックス材料の高エネルギー照射による機能及び構造特性の変化
2010SC03	松波紀明	名古屋大学	高速重イオン照射電子励起効果と材料物性改質・制御
2010SC04	今井誠	京都大学	高速重イオン照射によるエネルギー付与と電離状態変化
2010SC05	岡安悟	先端基礎研究センター	高エネルギー重イオン照射による FeSi ₂ 半導体-金属転移制御
2010SC06	岡安悟	先端基礎研究センター	粒子線照射によるゼオライトのナノ加工
2010SC02	岩瀬彰宏	大阪府立大学	高速重イオンによる高密度電子励起を利用した重元素酸化物の電子・磁気物性制御
2010NC03	小泉光生	原子力基礎工学部門	¹²⁶ Xe 核のクーロン励起実験
2010NC04	西中一朗	先端基礎研究センター	アクチノイドターゲット重イオン融合核分裂における核分裂片角度異方性
2010NC05	西尾勝久	先端基礎研究センター	準核分裂による新たな核分裂チャンネルの研究(2)
2010NC06	浅井雅人	先端基礎研究センター	²⁶¹ Db の陽子軌道配位の同定
2010NC07	塚田和明	先端基礎研究センター	Zr,Hf および Rf 塩化物の気相化学研究
2010NP03	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
2010NP06	石井哲郎	研究炉加速器管理部	重イオン代理反応研究のための測定技術の開発
2010NP07	初川雄一	原子力基礎工学部門	加速器による医療用 RI 生成

第 3.5.4 表 平成 23 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
2011NC01	小泉光生	原子力基礎工学部門	^{128,130} Xe 核のクーロン励起実験
2011NC02	西中一朗	先端基礎研究センター	治療用短半減期アルファ線 RI, ²¹¹ At の遠隔地輸送を可能とする ²¹¹ Rn/ ²¹¹ At ジェネレーターの開発と一般化
2011NC03	豊島厚史	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還元電位測定
2011NP01	光岡真一	先端基礎研究センター	重イオン代理反応法のための多核子移行反応の研究
2011NP02	佐藤哲也	先端基礎研究センター	気相反応を利用した ^{99m} Tc 合成システムの構築

3.6 JRR-3 ユーザーズオフィス

文部科学省の「先端研究施設共用促進事業」は、独立行政法人・大学等の研究機関等の保有する「先端研究施設」の供用**を促進し、基礎研究からイノベーション創出に至る科学技術活動全般の高度化及び国の研究開発投資の効率化を図ることを目的として、それまでの「先端研究施設共用イノベーション創出事業」を発展的解消させて、平成 21 年度より開始された補助事業プログラムである。J-PARC や SPring-8 のような「共用促進法」のもとで「特定先端大型研究施設」として法律的に位置づけられて設置・運営される最先端共用施設とは異なり、大学や独法研究機関が既に有しているインフラを活用して、外部利用者による供用を増やそうとするものである。供用を促進することによって、広範な分野や多様な研究等に活用でき、大きな成果をもたらすことが期待できる研究施設が公募により選ばれ、現在全国で 37 施設が同事業の対象となっている。

JRR-3 については、「研究用原子炉 JRR-3 の中性子利用による施設共用促進（代表者：加倉井和久）」が採択され、平成 21 年 11 月より同事業による補助金の交付を受けている。周知のとおり、JRR-3 には現在、炉室とガイドホール合わせて、大学保有の中性子ビーム実験装置が 14 台（東大物性研究所を窓口として全国大学共同利用制度により運営）、原子力機構保有の装置が 19 台（数え方による多少の変動あり）設置されており、後者は、原子力機構研究者による独自研究、共同研究、受託研究に利用される他、原子力機構の定めた施設供用制度によって、大学や研究機関、産業界の幅広い利用に供されている。この機構保有の実験装置の施設供用にかかわる部分が、今回の補助事業の対象となっている（厳密には、供用実績のある 17 台の中性子ビーム実験装置と放射化分析用照射施設）。

本補助事業の適用により、利用者支援を専門とする現場技術者（施設供用技術指導研究員）及び技術相談やアウトリーチ活動のためのコーディネーター（供用促進リエゾン）を配置するとともに、あらたに JRR-3 ユーザーズオフィスを平成 22 年 4 月に開設した。原子力機構の組織上、JRR-3 の施設供用に関わる業務は、量子ビーム応用研究部門、産学連携推進部、研究炉加速器管理部の 3 つの部署にまたがっており、外部利用者にとって、対応部署がどこなのか混乱する事態も多くあったものと推測される。今回、この 3 部署が協働してユーザーズオフィスを設置し、利用者からみた窓口を一元化することで利便性の向上を図るとともに、利用相談、利用申込手続き、課題採択、利用支援、新規需要掘り起こし、アウトリーチ活動、成果発信、シンポジウム開催など、JRR-3 中性子ビーム外部利用に関する業務の中核を担うこととした。JRR-3 ユーザーズオフィスは、研究炉実験管理棟 1 階の研究炉利用課内に設置され、同じフロアには、利用者用控室もあらたに整備され、平成 22 年 4 月に研究炉利用課に新たに組織された利用促進係が中心となり、補助事業で配置された多数の協力者とともに、業務を遂行している（第 3.6.1 図）。



第3.6.1図 JRR-3 ユーザーズオフィス窓口

** 「供用」と「共用」の定義：原子力機構内の施設「供用」利用に係るところと一般名詞として使用している共用は、「供用」を用いる。一方、文科省の促進事業に係る名詞及び共用促進法に係る名詞は「共用」を用いる。

3.7 JRR-3 改造 20 周年記念シンポジウム

JRR-3 ユーザーズオフィスが事務局となり、平成 2 年の大規模な改造から 20 周年を迎えた研究用原子炉 JRR-3 で得られた多彩な成果を紹介し、果たしてきた役割を広く発信する目的で、(独) 日本原子力研究開発機構の主催による「JRR-3 改造 20 周年記念シンポジウム」が、産官学から 200 名以上の参加を頂き平成 23 年 2 月 28 日、日本科学未来館(東京都江東区青海)において開催された。

シンポジウム前半では、まず研究炉加速器管理部 山下部長から JRR-3 の現状報告が行われた後、放射化分析及び中性子ビーム利用に関する基礎研究から応用研究にわたる幅広い成果について、首都大学東京の海老原教授、東京大学の柴山教授ら 4 名の講演が行われた。講演を通じて、JRR-3 の利用数は着実に伸びており多くの成果を挙げていること、施設供用制度の整備と文科省・中性子利用技術移転推進プログラムの実施を契機に、民間企業の利用が大幅に増加していることなどが報告された(第 3.7.1 図)。



第 3.7.1 図 シンポジウム講演の様子

ポスター発表では、文科省の「先端研究施設共用促進事業」による成果 45 件を含む 104 件の報告が行われ、JRR-3 を利用した多彩な利用成果について、発表者と参加者の間で活発な意見交換が行われた(第 3.7.2 図)。



第 3.7.2 図 ポスター会場にて横溝理事の説明に耳を傾ける村上達也 東海村村長

シンポジウム後半では、2 件の特別講演が行われ、ヨーロッパ中性子散乱協会会長の Michael Steiner 博士による、ヨーロッパにおける中性子施設の現状及び将来計画の紹介に引き続き、(株)豊田中央研究所の瀧本代表取締役から、JRR-3 が自動車開発に役立てられている多くの事例が紹介され、中性子が製品開発に不可欠であることが述べられた。講演に続き、文部科学省の藤吉尚之量子放射線研究推進室長より「JRR-3 への期待」と題して来賓挨拶を頂いた。



第 3.7.3 図 パネルディスカッションの様子

最後に JRR-3 を取り巻く現状を確認し、今後の展開を議論するため東京大学原子力専攻共同利用管理本部長の勝村教授、茨城県企画部の林技監をはじめ学术界と産業界とを代表する 7 名を登壇者としてパネルディスカッションを行い、JRR-3 の利用者の期待に沿って高経年化対策や実験装置の高度化を進めるとともに、引き続き安定に運転されることへの期待が述べられた(第 3.7.3 図)。

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 に設置されている冷中性子源は原子炉内の熱中性子を液体水素(温度約 20K)のような冷減速材を通して減速し、波長約 5Å の冷中性子を生成する。液体水素を貯留している減速材容器は原子炉の重水タンク内に鉛直に設置されている真空容器内の下部にプラグから管で吊り下げられている。真空容器の周囲からセルへ入射する熱中性子は液体水素により散乱・減速されて冷中性子となり、真空容器に水平に接続されている中性子導管により原子炉外に取り出され、冷中性子ビーム実験に使用される。

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。

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疲労強度試験

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。応力解析及び模擬容器を使用した強度試験により、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、模擬容器を使用した繰り返し疲労に対する永久ひずみ量を測定した。(第 4.1.1 図参照)

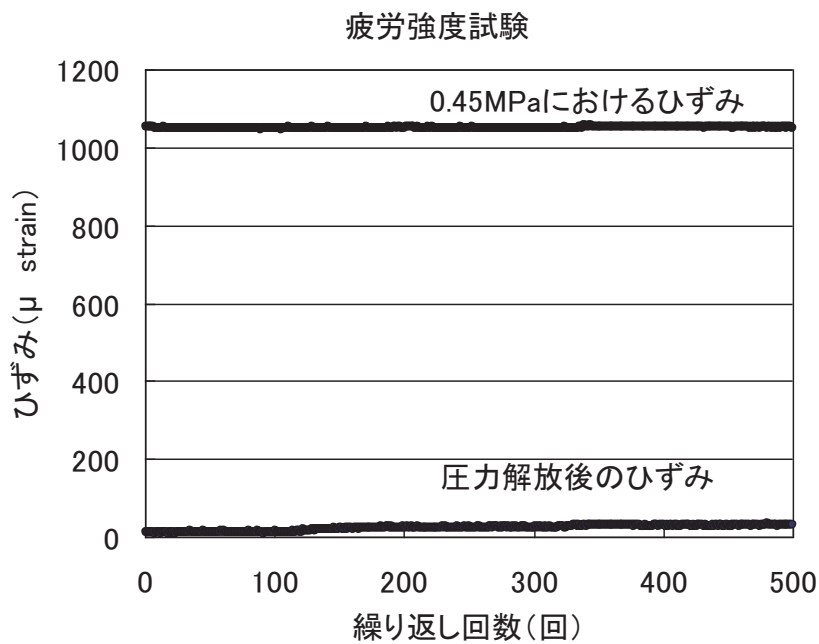
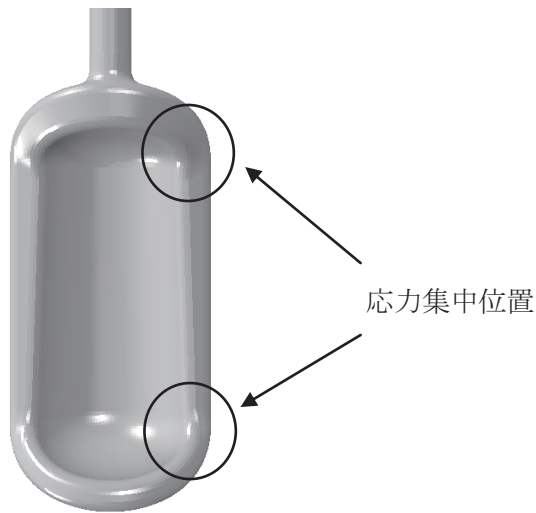
疲労強度試験は、内圧を 0.45MPa まで昇圧した後 0MPa まで降圧する動作を 500 回連続して繰り返し、0MPa 及び 0.45MPa 時のひずみ及び変位を計測した。



第 4.1.1 図 ひずみ及び変位測定

容器正面外周の上部外側で最も大きく伸びひずみが生じた。500 回繰り返し内圧を負荷した場合のひずみの挙動を第 4.1.2 図に示す。圧力を負荷する回数が数回であれば、圧力解放後のひずみは初期値に戻るが、繰り返し回数の増加に伴い圧力解放後のひずみは右肩上がりに緩やかに増加することがわかる。これは局所的に応力の集中が生じたことによるもので、数回の負荷であれば圧力解放後に緩和されるが、回数の増加に伴いストレスが蓄積され、その結果永久ひずみとして計測された。

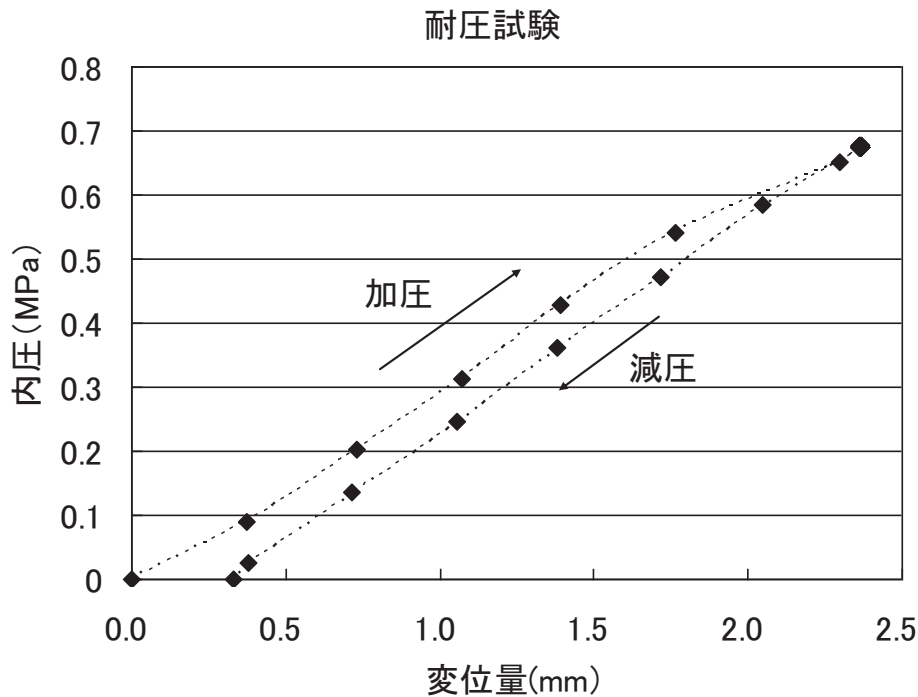
また、容器に漏れ、クラックの発生及び異常な変形は認められず、計測された永久ひずみは容器の健全性に影響を及ぼすものではなかったが、容器湾曲部の曲率の修正や形状のわずかな変更により応力集中を緩和することができ、より信頼性の高い高性能減速材容器の開発が可能である。



第 4.1.2 図 疲労強度試験におけるひずみの挙動

(2) 高性能減速材容器の耐圧及び座屈・破壊試験

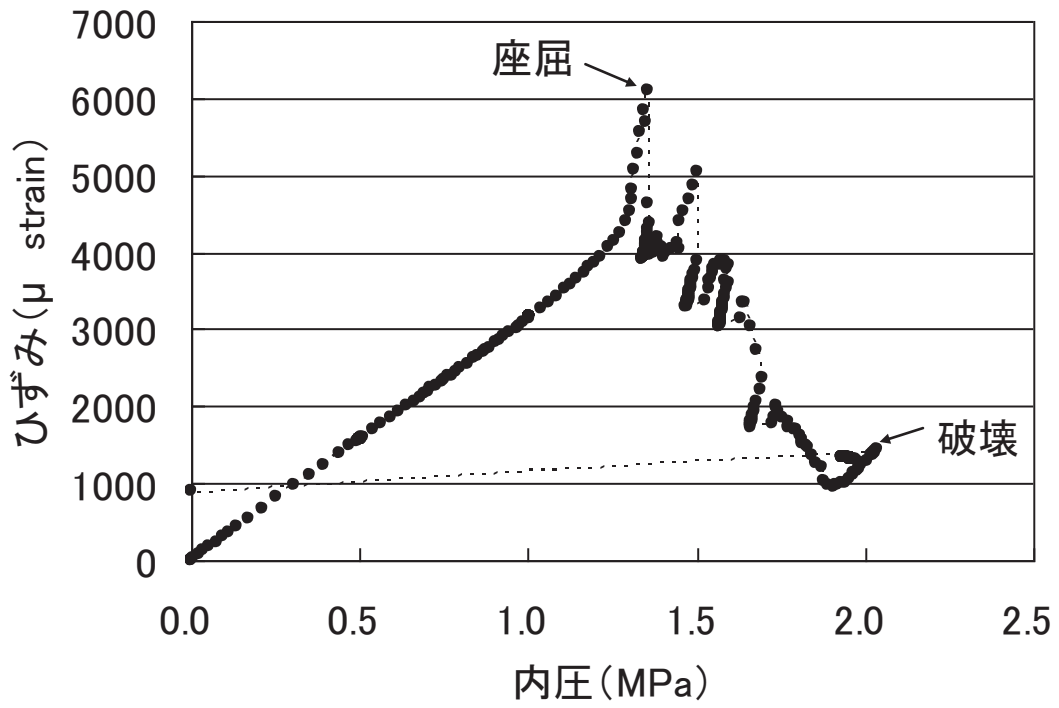
上述の疲労強度試験に引き続き、耐圧試験を実施した。耐圧試験は実機の使用前検査及び定期自主検査において実施することとなっており、最高使用圧力の 1.5 倍にあたる 0.675MPa の内圧に耐え得るものでなければならない。耐圧試験は疲労強度試験と同様に模擬容器を使用してひずみ及び変位を計測した。第 4.1.3 図に変位の挙動を示す。変位の測定点の変形量が最大となる容器下部とする。圧力上昇に伴い変位量が増加し、0.675MPa 到達時の最大変位量は 2.365mm であった。その後圧力下降に伴い変位量も減少したが初期値には戻らず、0.33mm の変位量が残った。耐圧試験圧力での減速材容器の変形は漏えいをともなう著しい変形ではないが、塑性変形を伴うものであった。



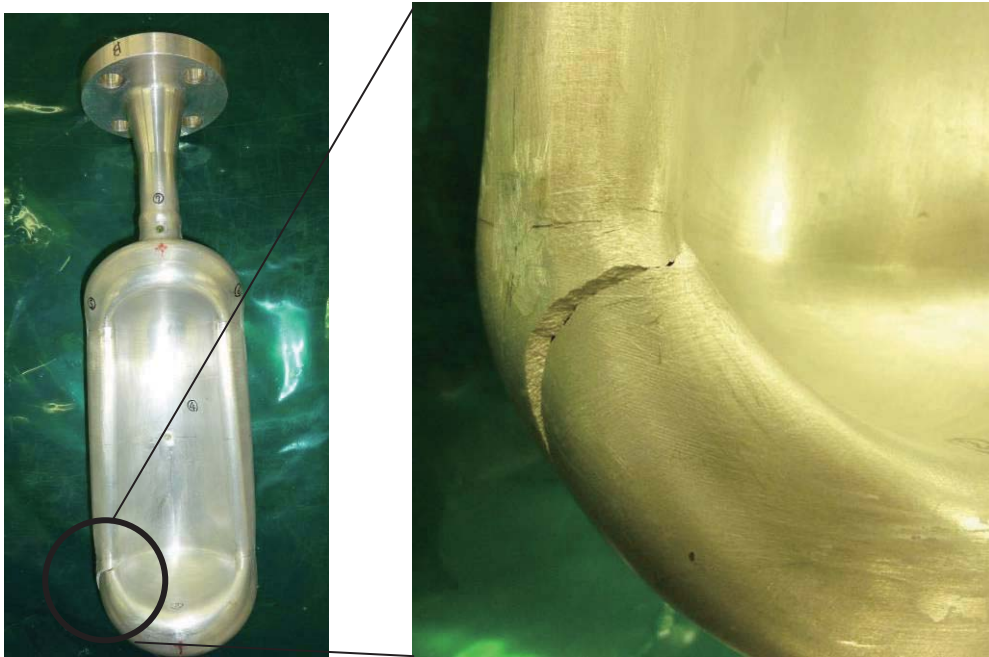
第 4.1.3 図 耐圧試験における変位の挙動

さらに、高性能減速材容器の安全尤度を確認するため、座屈及び破壊試験を実施した。試験には耐圧試験と同一の模擬容器を使用し、容器が破壊されるまで内圧を徐々に増加した。圧力とひずみの挙動を第 4.1.4 図に示す。内圧が約 1.3MPa 以上になるとひずみの変化に不連続性が確認できたことから、容器に座屈現象が起こったことがわかる。さらに内圧を上昇させると、約 2MPa で容器にクラックが生じ破壊された(第 4.1.5 図参照)。破壊は、容器下部湾曲部の曲率が最大の位置で起こった。また、容器の大きさも変形前の 1 割程度膨張した。座屈現象が起こった圧力 (1.3MPa) は最高使用圧力 (0.45MPa) の約 3 倍であり、設計強度に対し安全尤度は十分に確保できることを確認した。

座屈・破壊試験



第 4.1.4 図 座屈・破壊試験におけるひずみの挙動



第 4.1.5 図 破壊された高性能減速材容器

4.1.2 テーパー型中性子鏡管ユニットの設計

(1) 序論

液体水素によって減速された冷中性子を高効率で輸送する事により、冷中性子ビームを利用した実験装置に従来と比較して多くの中性子ビームを提供することができる。ここで冷中性子の高効率輸送とは、冷中性子源から供給先となるそれぞれのビームポートに設置している結晶モノクロメーター等に多くの冷中性子を輸送することに他ならない。冷中性子源から発生する数多くの冷中性子を輸送するためには、直進する中性子ビームだけでなく中性子ミラーによって反射されてジグザグに進む中性子ビームも輸送することが重要である。

定常中性子源に設置される中性子ビーム実験装置のほとんどは、白色中性子ビームを単色化して実験に使用する。そのため、輸送された冷中性子ビームの特性だけでなく単色化装置の特性も重ね合わさって、中性子ビーム実験装置の特性が決まる。単色化装置でよく使用されているのは結晶モノクロメーター(以降は「モノクロメーター」とする)である。これは結晶のブラッグ反射を利用して、白色中性子ビームから単色中性子ビームを取り出す装置である。

このモノクロメーターにおいては、基本的に直進する中性子ビームをモノクロメーターへの入射ビームとするが、ジグザグに進む(発散角度を持つ)中性子ビームも入射中性子ビームとしてある程度利用可能である。そのため、モノクロメーターに有効利用できる発散角度を持つ冷中性子ビームをビームポートに設置しているモノクロメーターに供給することができれば、実験装置に提供する冷中性子ビーム強度を増強することができる。

そこで、モノクロメーターに有効に利用できる発散角度を持つ冷中性子ビームを十分に供給できるような中性子ビーム輸送体系を設計することが必要となる。設計において、中性子鏡管ユニットに採用する中性子ミラーを高性能化するため、Ni/Ti 多層膜スーパーミラーを採用するだけでなく中性子導管の形状を変更することで、モノクロメーターに有効利用できる発散角度を持つ冷中性子ビームをモノクロメーターに集めることとした。さらに、設計する中性子導管は、ビーム取り出し口となるビームポート直前に設置することとして設計した。設計した中性子導管を構成する中性子鏡管ユニットを(2)での設計された形状から「テーパー型中性子鏡管ユニット」と呼ぶこととする。

また、設計したテーパー型中性子鏡管ユニットによって集光された中性子ビームの振る舞いについてシミュレーション計算を進め、この PG モノクロメーターにより取り出される単色中性子ビームの特性についても調べることで、設計の妥当性を評価した。

本年度はテーパー型中性子鏡管ユニットの設計のための、モンテカルロシミュレーションを用いた輸送効率計算を実施した。

(2) テーパー型中性子鏡管ユニットの設計指針

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

一般に、有効利用できる入射中性子ビームの発散角度はモノクロメーターに使用する結晶のモ

ザイクの大きさと同程度である。この PG モノクロメーターの結晶のモザイクは 0.5° 程度である。そこで、利用可能な中性子ビームとして導管で輸送する中性子ビームの発散角を $\pm 0.45^\circ$ 以内と設定した。

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できる。

そこで、発散角度及び波長の条件から、発散角度を $\pm 0.45^\circ$ 以内の 2\AA の中性子ビームを入射ビームとしてターゲットとなっているモノクロメーターへ輸送するとして、設計を実施したモデルを使用することとした。

導管の設計方針は

1. ターゲット設置位置の水平及び垂直方向の中性子発散角は 2\AA で $\pm 0.45^\circ$ 以内。
2. ガイド出口～ターゲット間の距離を 50mm として、ターゲットからガイドを置いていく。
3. テーパー型鏡管ユニット長さは 500mm とし、全反射である 1Qc(Ni) のミラーによる集光を考える。
4. 導管の断面のサイズは幅 20mm 、高さ 50mm とする。

これらの4つの条件の元で、中性子ミラーを設置すると第 4.1.6 図のようになる。 2\AA の中性子が 1Qc の中性子ミラーで全反射するためには、設置誤差を含めて 0.197 度で 1Qc の中性子ミラーに入射する必要があることから、1Qc の中性子ミラーのセッティングは、第 4.1.6 図に示すようにターゲット端から ± 0.45 度の直線に対して、 0.197° 傾けて設置できれば良い。このように中性子ビームの下流から設置すると、長さ 500mm の中性子ミラーを使用すれば、2 枚ほどで向かい合っているミラーが平行にできる。このテーパー型中性子導管を、C3 ビームライン(第 4.1.7 図)のピストル部に設置することとし、第 4.1.8 図に示すように、テーパー型中性子鏡管ユニットは設置されることとして計算を実施した。

よって、シミュレーションでは、

1. C3 冷中性子導管最上流の曲導管部
2. C3 冷中性子導管直導管分岐前(5.375m)
3. C3 冷中性子導管直導管分岐後(1m)

という配置になる。これらの実際の配置との対応は第 4.1.7 図と第 4.1.8 図に示してある。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「分岐後」、その前段におかれた平行な導管部を「分岐前」と呼ぶことにする。また、2 段の傾斜の結果、ビームサイズは、上下・左右の両方向ともに、ターゲット設置位置ではそれぞれ 3.089mm 縮められる。従って、 50mm 離れた「ターゲット」設置位置におけるビームサイズは、縦 43.822mm × 横 13.822mm となる。

(3) 評価のための計算モデル作成

評価のための、モノクロメーターによる単色化されたビーム強度を評価するために、McStas

の計算コードにおける本ターゲットの位置に、PG のモノクロメーターを配置するようにシミュレーションコード記述した。(2)に記載したようにターゲットであるモノクロメーターには pyrolytic graphite(略称 PG)の結晶を用いたモノクロメーターを使用することとした。

この PG モノクロメーターにより波長 4.05 Å の中性子ビームを取り出す計算モデルを作成し、計算した。4.05 Å の入射中性子ビームは LTAS など JRR-3 の実験装置で使用している波長である。シミュレーション計算においては、4.05 Å の中性子ビームが回折される角度(74.154°)の 1/2 だけ結晶型モノクロメーターを同じ方向に回転させる。そのため、正確には第 4.1.8 図に示すように、モノクロメーター結晶を回転して配置している。

モノクロメーターの形状は平板とし、モノクロメーターのサイズは集光されたビーム幅に合わせて縦 43.8mm×横 22.9mm とした。また、PG のモザイクは 0.5° より大きい 0.75° とした。その代わり、単色化した中性子ビームパスに 0.5° のラジアルコリメーターを挿入することで、検出器位置における単色中性子ビームの発散角度を調整した。比較のために、テーパーガイドを使用しない場合でも同じサイズのモノクロメーターを使用して、計算を実施した。

(4) シミュレーションによる直導管部の集光効果の検討結果

(2)で説明した、テーパー型中性子導管を C3 ビームラインのピストル部に設置した場合と設置しない場合、また、中性子導管をに使用するミラーをすべて 1Qc もしくは 3Qc にした場合と 4 つの事象について計算を行い、中性子ビーム強度、スペクトル及びモノクロメーターによる単色化を行った中性子ビームの強度を比較することとした。これら中性子の輸送計算にはモンテカルロ・レイトレース計算を行うプログラム McStas[1,2]を使用した。

① すべての中性子導管に使用する中性子ミラーを 1Qc とした場合

まずは、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 4.1.9 図に示すようにすべての中性子導管に使用する中性子ミラーは 1Qc とし、分岐部分をストレートの形状とした計算を「6390-85」、分岐部分でテーパー型とした計算を「6390-95」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 1.37 倍得られることが明らかになった。第 4.1.10 図に示すように中性子導管の形状をテーパー型に変えると、スペクトルの比較では特性波長を含めて特性波長より長波長側の強度が増強する。

モノクロメーターにより単色化したビーム強度については、同じく第 4.1.9 図に示した通り、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 1.2 倍得られることが明らかになった。ターゲット位置における増加比と単色化後のビーム強度の増加比が同じ傾向を示している。

② すべての中性子導管に使用する中性子ミラーを 3Qc とした場合

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 4.1.11 図に示すようにすべての中性子導管に使用する中性子ミラーは 3Qc とし、分岐部分をストレートの形状とした計算を「6590-85」、分岐部分でテーパー型とした計算を「6590-95」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 1.45 倍得られることが明らかになった。中性子導管の形状をテーパ型に変えると、第 4.1.12 図からスペクトルの比較では 1Qc の同じような傾向を示し、特性波長を含めて特性波長よりも長波長側の強度が増強する。

モノクロメーターにより単色化したビーム強度については、同じく第 4.1.11 図に示した通り、3Qc でテーパ形状にした中性子導管での強度のゲインは 1.2 倍得られることが明らかになった。ターゲット位置における増加比と単色化後のビーム強度の増加比が同じ傾向を示している。

(5) テーパー型中性子導管ユニットの設計計算の結論

波長及びその波長における発散角度を輸送するように、中性子導管の形状を変更することで、ビームポートに設定したターゲットサイズにおいて、利用可能な中性子ビーム強度が増強することが明らかになった。本設計シミュレーションで仮定された条件下では、直導管部の改良によりターゲット位置で縦 43.822mm×横 13.822mm の中性子ビームサイズの範囲内で、中性子強度の増強が可能であることが示された。中性子ビームの増強率は、テーパ部に 1Qc ミラーを用いた場合は 1.35 倍、3Qc ミラーを使用した場合でも 1.45 倍にも達するとの計算結果が得られた。C3 冷中性子導管ピストル部は直導管部の長さが短いため、比較的発散角度の大きな中性子ビームも供給できていると考えられる。そのため、中性子ミラーを 1Qc から 3Qc へ変えても、中性子強度及びスペクトルに大きな変化が現れないと考察している。

上記ターゲット位置にモノクロメーターによる設置しているモノクロメーターにおける強度増加の計算結果を示した。計算の結果、4.05 Å の単色中性子の強度は、ターゲット位置における強度増加とほぼ同じ傾向を示すことが明らかになった。

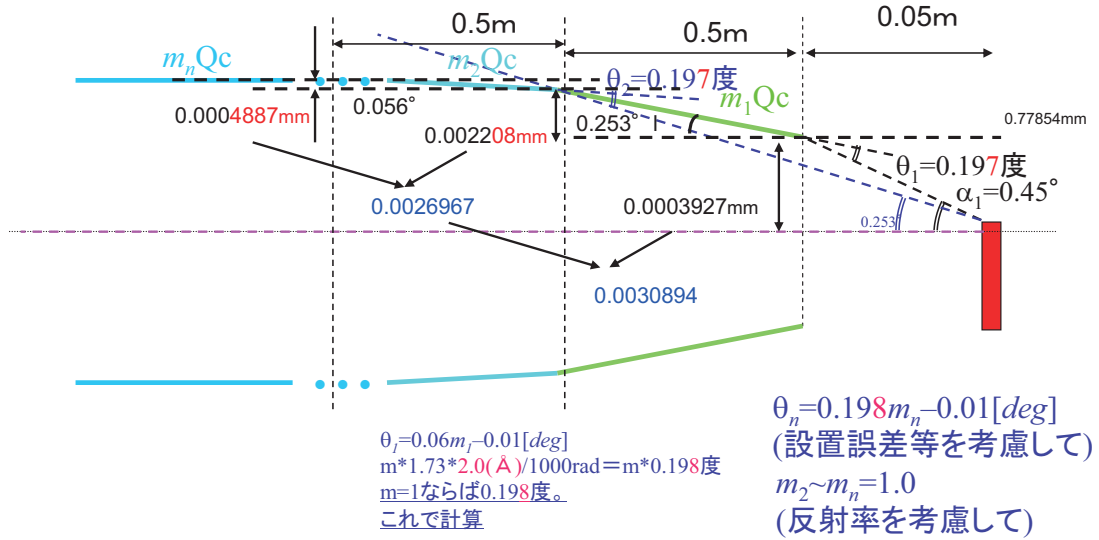
また、上記の計算結果により、適切な予算措置が講じられて直導管がテーパ導管部を含み 3Qc に置換されれば、C3 冷中性子導管と関連中性子ビーム実験装置群は、その性能が格段に向上されることが示すことができた。

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.

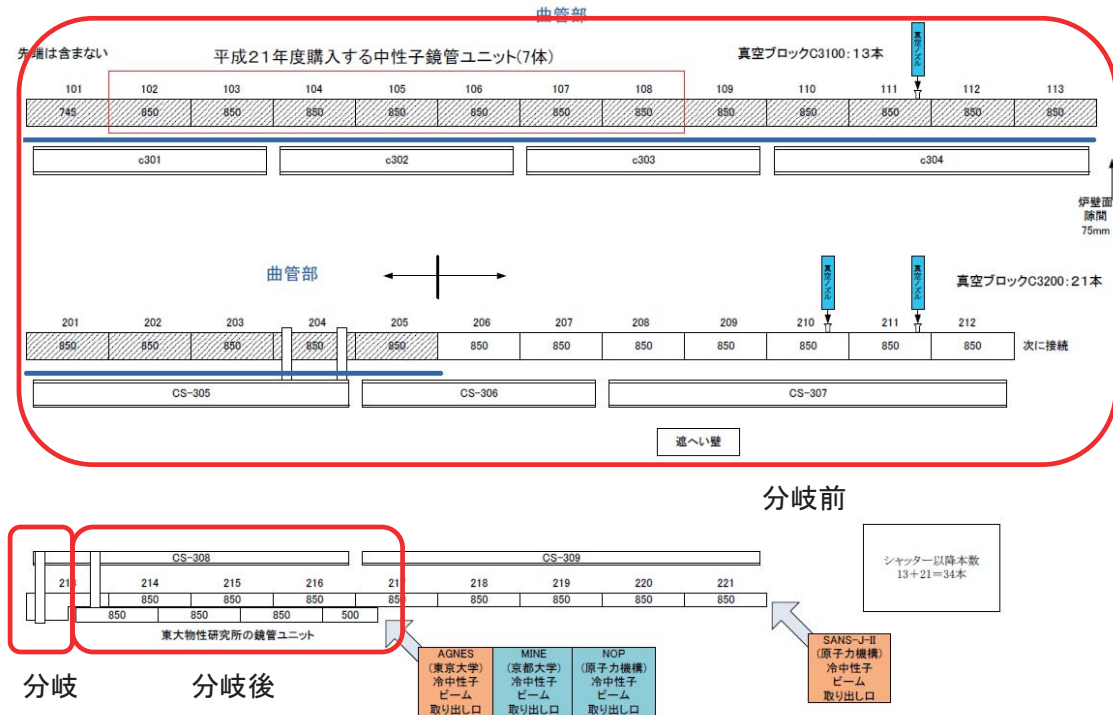
テーパードガイドデザインの手順(上流は3Qc)

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



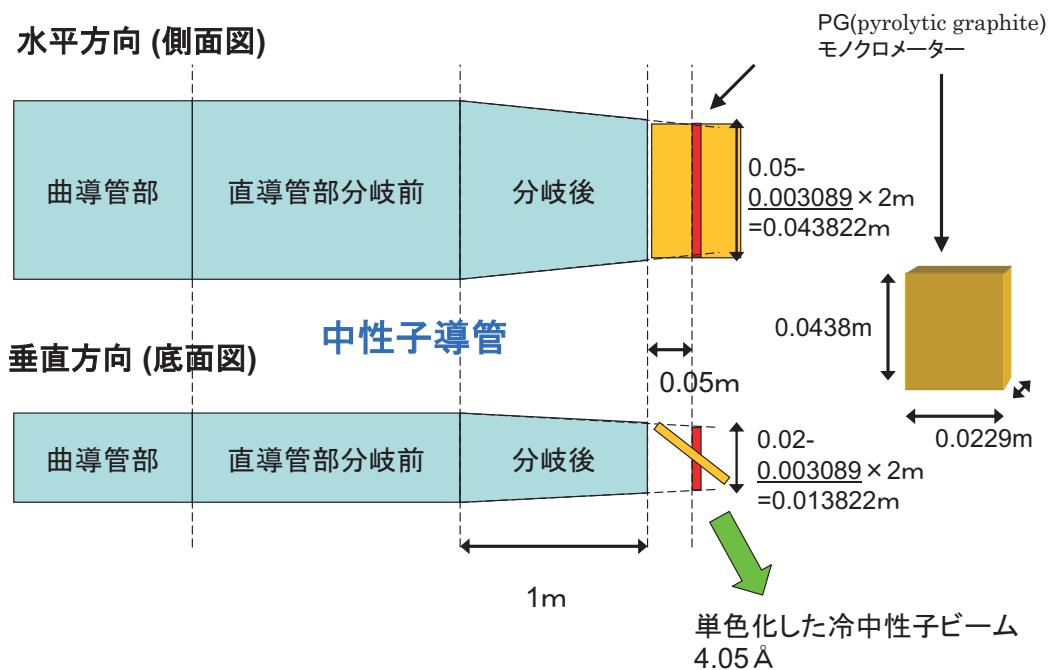
第 4.1.6 図 テーパーガイドの設計。

C3ビームラインの構造(側面図)



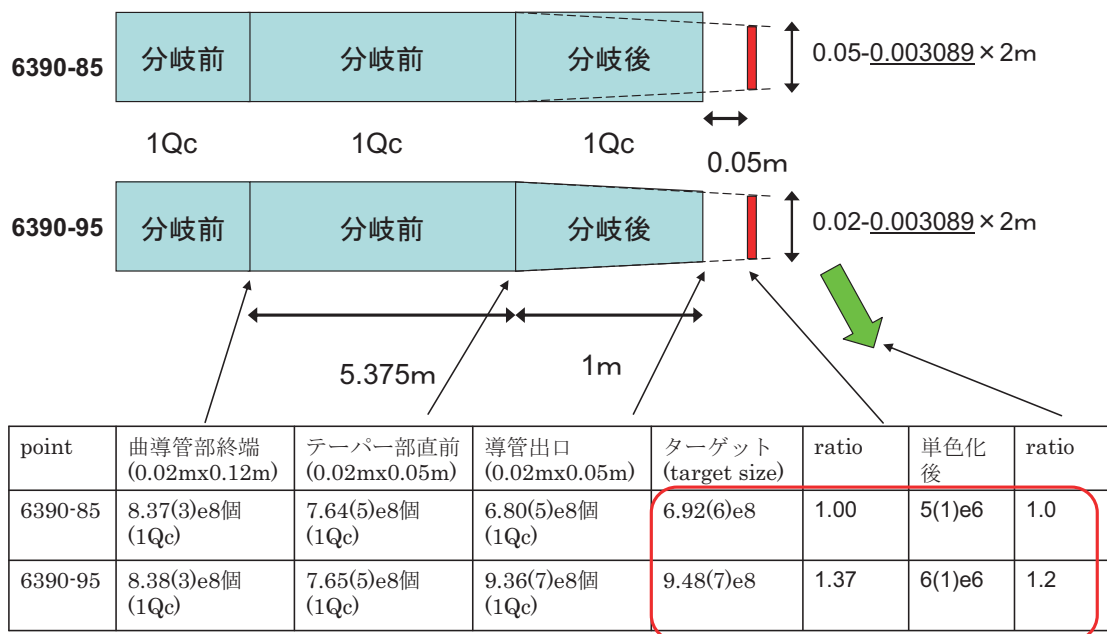
第 4.1.7 図 JRR-3 冷中止しビームライン(C3)における中性子鏡管ユニットの配置図

中性子導管の領域 & ターゲットサイズ

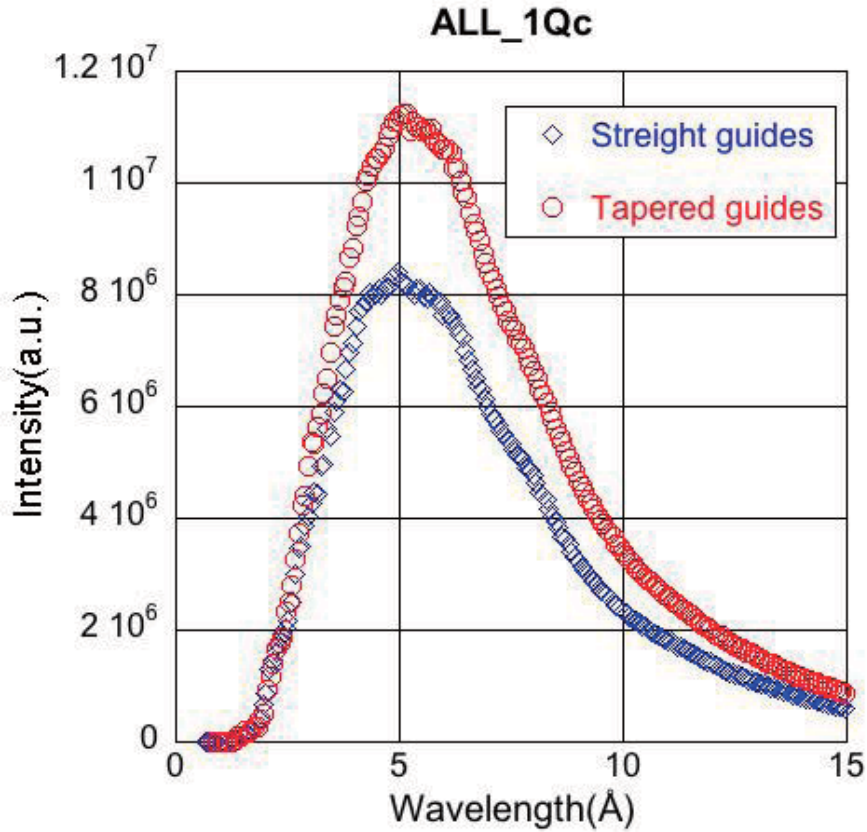


第 4.1.8 図 テーパーガイド下流に設置するモノクロメーターの配置図。

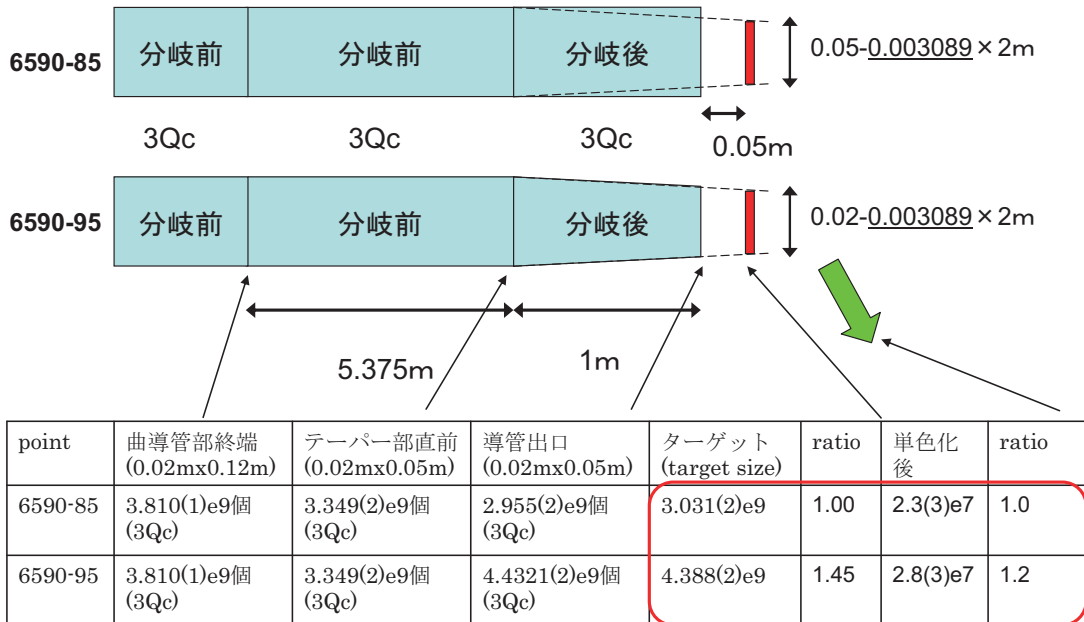
両方向の集光(2 Åを±0.45度で) 1Qc



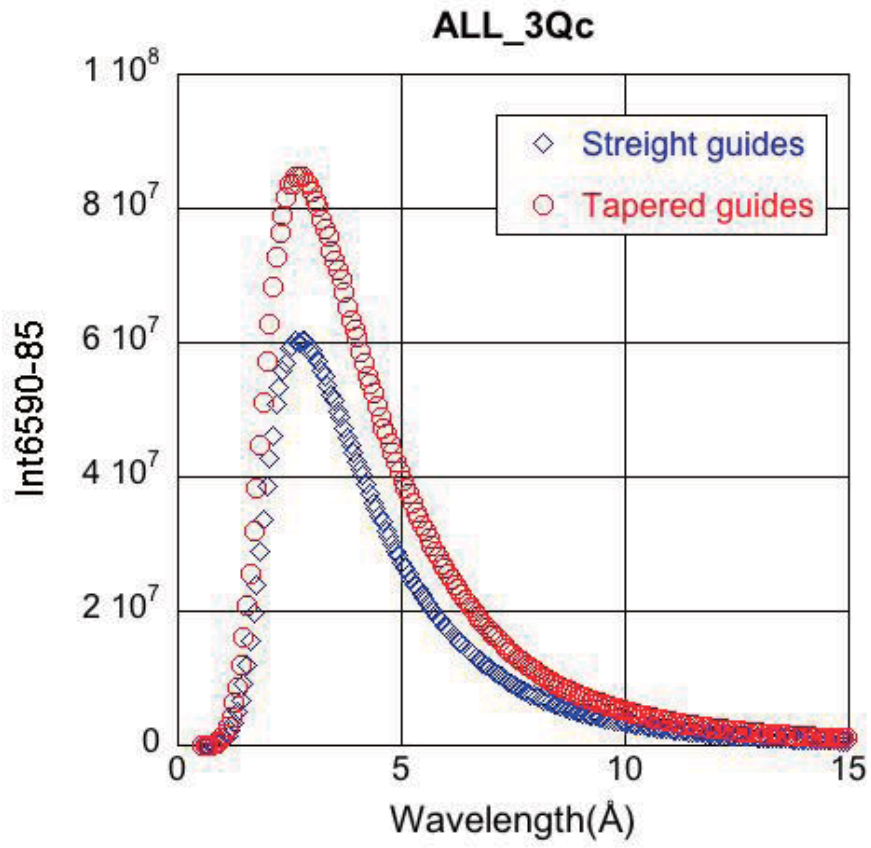
第 4.1.9 図 すべての中性子ミラーを 1Qc とした場合



第 4.1.10 図 すべての中性子ミラーを 1Qc とした場合のターゲットでのスペクトル
両方向の集光(2 Åを±0.45度で) 3Qc



第 4.1.11 図 すべての中性子ミラーを 3Qc とした場合



第 4.1.12 図 すべての中性子ミラーを 3Qc とした場合のターゲットでのスペクトル

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

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

本受託研究において平成 22 年度は、業務計画書に記載されている「中性子鏡管ユニットの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 22 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、「冷中性子導管」を構成する冷中性子鏡管ユニットの設計・製作を実施した。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、11 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を使用した鏡管ユニットに置換することで、冷中性子ビームの輸送性能の向上を計画している。従って、中性子輸送効率の計算においては曲導管部(鏡管ユニット 18 体)に使用するのに最適な中性子ミラーの性能を選択するために、Ni/Ti 多層膜ミラーへの置換による中性子ミラーの性能向上の効果を浮き上がらせることに焦点を絞る中性子輸送計算を実施した。計算に使用したソフトウェアは、世界中の中性子実験施設でビームラインの設計や分光器の設計に用いられている非常に信頼度の高いレイトレース法を用いた中性子モンテカルロ輸送コード(McStas[1,2])である。

中性子ビーム輸送効率の計算モデルでは、中性子源位置から中性子分光器のビーム取り出し位置までの実際の実験設備の配置を再現したモデルを作成した。計算における中性子発生数は、計算機の性能から 1×10^9 個としている。また、中性子強度は、実際の C3-1 ビームポート及び C3-2 ビームポートにおける中性子導管の断面サイズにおける中性子積分強度として評価した。JRR-3 の既設の冷中性子導管(C3)における冷中性子ビームの断面は、高さ 120mm、幅 20mm の長方形である。また、中性子鏡管ユニットの形状は第 4.2.1 図に示すように、矩形の断面を持つ。中性子輸送にかかわるミラーが設置されるのは内部の面であり、形状から側面と底面に分ける事がで

きる。平成 21 年度の計算結果から、Ni/Ti 多層膜ミラーを採用する中性子鏡管ユニットを設置することを前提として、以下の 9 種の計算条件でシミュレーションを実施した。

1. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 1Qc(反射率 100%)、並びに底面の中性子ミラーとして 1Qc を採用した場合。
2. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 1Qc、並びに底面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. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 1Qc、並びに底面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。
4. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 2Qc、並びに底面の中性子ミラーとして 1Qc を採用した場合。
5. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 2Qc、並びに底面の中性子ミラーとして 2Qc を採用した場合。
6. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 2Qc、並びに底面の中性子ミラーとして 3Qc を採用した場合。
7. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 3Qc、並びに底面の中性子ミラーとして 1Qc を採用した場合。
8. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 3Qc、並びに底面の中性子ミラーとして 2Qc を採用した場合。
9. 曲導管部に設置する中性子鏡管ユニットの側面の中性子ミラーとして 3Qc、並びに底面の中性子ミラーとして 3Qc を採用した場合。

前項の 9 種の条件における計算結果から、両ポートのそれぞれの条件における中性子積分強度の数値を第 4.2.1 表及び第 4.2.2 表に掲載した。なお、積分強度は C3-1 ビームポート及び C3-2 ビームポートにおける Ni ミラー(1Qc)の積分強度の計算結果を基準とし、中性子強度の増強倍率で記載した。この結果によれば、C3-1 ビームポート及び、C3-2 ビームポートにおいて、輸送効率の向上に大きく影響するのは、側面の中性子ミラーの性能であることが明らかになった。これは、中性子鏡管ユニットの断面図が長方形となっており、側面の面積(0.1054m²)が底面の面積(0.0204m²)と比較して非常に大きいためと考えられる。また、実行した計算は中性子鏡管ユニットの設置誤差を含んでいないため、実際の輸送効率はこの数値より下がることとなる。

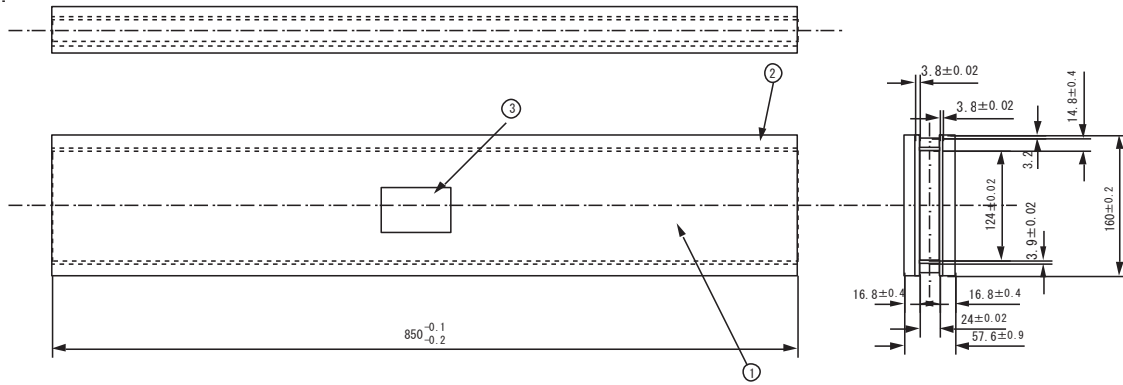
本計算の結果、中性子鏡管ユニットすべてのミラーを 3Qc の中性子ミラーにした場合に中性子強度が最大となることから、いずれのビームポートにおいても、曲導管部の中性子鏡管ユニットに使用する中性子ミラーは 3Qc の中性子スーパーミラーを使用することにより一番輸送効率がよくなることが明らかになった。

第 4.2.1 表 C3-1 ビームポート

C3-1	側面	底面	I(I_err)	Gain
曲導管部 241_1	1Qc	1Qc	0.7196(5)x10 ⁹	1.00
曲導管部 241_2	1Qc	2Qc	0.7682(5)x10 ⁹	1.067
曲導管部 241_3	1Qc	3Qc	0.7720(5)x10 ⁹	1.072
曲導管部 248_1	2Qc	1Qc	1.332(1)x10 ⁹	1.85
曲導管部 248_2	2Qc	2Qc	1.470(1)x10 ⁹	2.042
曲導管部 248_3	2Qc	3Qc	1.489(1)x10 ⁹	2.068
曲導管部 249_1	3Qc	1Qc	1.472(1)x10 ⁹	2.044
曲導管部 249_2	3Qc	2Qc	1.641(1)x10 ⁹	2.277
曲導管部 249_3	3Qc	3Qc	1.669(2)x10 ⁹	2.318

第 4.2.2 表 C3-2 ビームポート

C3-2	側面	底面	I(I_err)	Gain
曲導管部 141_1	1Qc	1Qc	0.7185(5)x10 ⁹	1.00
曲導管部 141_2	1Qc	2Qc	0.7349(5)x10 ⁹	1.02
曲導管部 141_3	1Qc	3Qc	0.7362(5)x10 ⁹	1.02
曲導管部 148_1	2Qc	1Qc	1.3138(9)x10 ⁹	1.82
曲導管部 148_2	2Qc	2Qc	1.3630(9)x10 ⁹	1.90
曲導管部 148_3	2Qc	3Qc	1.3636(9)x10 ⁹	1.90
曲導管部 149_1	3Qc	1Qc	1.449(1)x10 ⁹	2.07
曲導管部 149_2	3Qc	2Qc	1.506(1)x10 ⁹	2.10
曲導管部 149_3	3Qc	3Qc	1.507(1)x10 ⁹	2.10



単位：mm

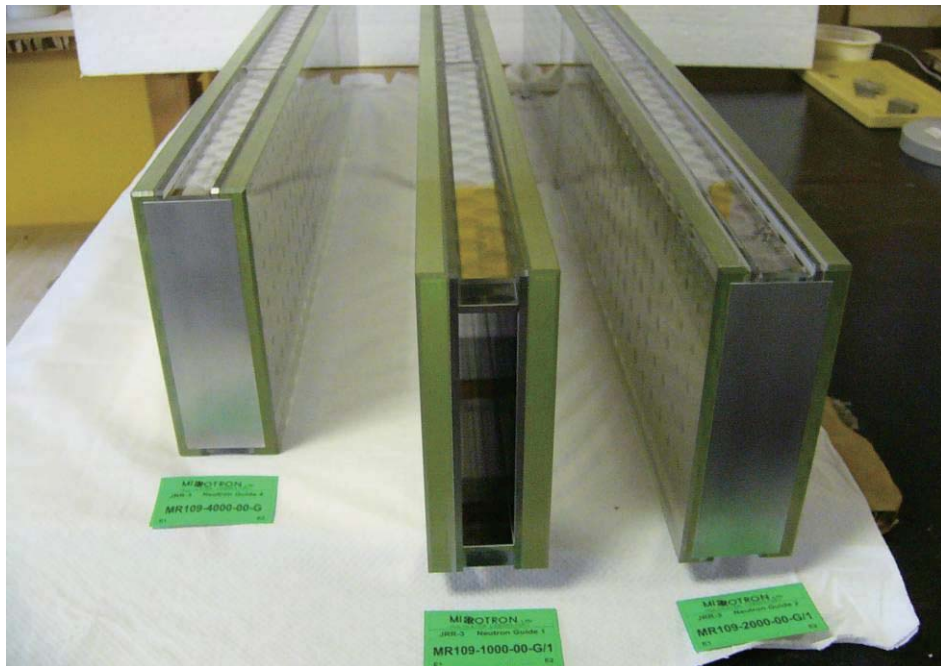
中性子鏡管ユニット						
品番	名称	材質	部品数/ ユニット	製作数	備考	
1	側板	ボロンフロートガラス	2	14		
2	中板	ボロンフロートガラス	2	14		
3	銘板	シール	1	7		

第 4.2.1 図 中性子鏡管ユニットの形状

(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の仕様を策定し、製作・購入を実施することとした。中性子鏡管ユニット調整機構は既存の設備を使用することとしているため、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、たくさん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 大きくすることとした。

JRR-3 に採用されている中性子導管は、中性子鏡管ユニット内を真空に保つ構造となっているため、真空用ノズルのついた中性子鏡管ユニット、並びにアルミ板により末端を封じている鏡管ユニットが必要になってくる。そこで、4 種類の中性子鏡管ユニットを製作することとした。策定された仕様に基づいて製作され納入された中性子鏡管ユニットの写真を第 4.2.2 図に掲載する。



第 4.2.2 図 納入された中性子鏡管ユニット

(3) 製作した中性子導管の中性子輸送効率の検証

製作した中性子鏡管ユニットの中性子輸送効率を評価するために、輸送した中性子ビーム強度の空間分布を測定することで、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にした。具体的には、中性子検出器位置における導管断面サイズ内に到達した中性子数の多寡により、中性子導管を使用した場合の中性子積分強度のゲインを輸送効率の評価指標として採用することとした。

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 4.2.3 図である。本測定配置では、写真左側の中性子スリ

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 の距離の位置(写真の右端)に設置された ^3He 検出器によってカウントする。この実験方法は昨年度実施した実験方法と同じである。

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

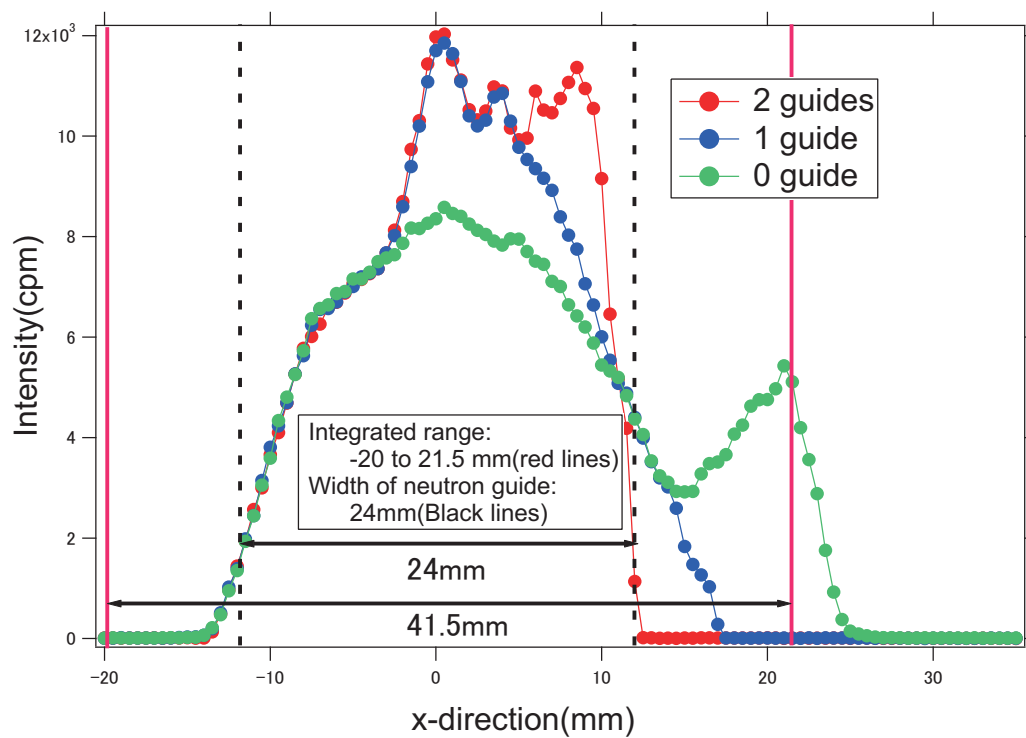
における中性子ビーム強度の空間分布の変化を測定することにより、輸送効率の特性を評価した。

中性子鏡管の取り入れ口における中性子ビームの大きさは、スリットを使用して、幅 22mm×高さ 42.9mm である。一方、 ^3He 検出器の位置で中性子鏡管ユニットを使用しない場合の中性子ビームの大きさは幅 39.3mm×高さ 79.2mm であった。この測定結果より、この実験装置において、垂直方向では 52.9mm から 79.2mm へと中性子ビームが広がることが観測された。

一方、第 4.2.4 図は輸送された中性子ビームの水平方向における中性子ビーム強度の空間分布の測定結果である。図中、点線は中性子導管の内寸(24mm)を表している。グラフに表示している範囲(-20mm~+21.5mm)において、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 393287 個、394179 個、396104 個と $\pm 0.4\%$ 内に収まっており、どの条件も輸送される総中性子数ほぼ同じである。しかし、中性子導管を使用した場合では中性子ビームの空間広がりが抑えられていることがグラフを見ると明らかであり、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、中性子鏡管内寸である幅 24mm 内の総中性子数はそれぞれ 369033 個、392256 個、319615 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、1.23 倍程度、輸送効率が向上することが検証された。



第 4. 2. 3 図 輸送効率測定のための実験における実際の配置



第 4. 2. 4 図 輸送された中性子の水平方向における強度分布

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.

4.2.2 冷中性子導管の中性子束測定

(1) 中性子ビーム強度測定の背景と目的

研究炉 JRR-3 が供給する冷中性子ビームを用いた物質研究においては、研究設備が設置されるビームポート位置において供給される中性子ビームの強度(以下、「中性子束」と表記する)は、中性子ビーム利用研究を遂行する上で研究の質を左右する非常に重要な要因である。本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、中性子束の定量的測定法として定評があり、中性子束の絶対値を求めやすい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。

(2) 中性子束の定量的測定法の原理と測定の概要

①中性子束の定量的測定法の原理

一般に金箔を用いた中性子束測定方法では、熱中中性子による放射化量を見積もるために、カドミウム差し引き法が使用される。しかし、C3 冷中性子導管は曲導管部を持つことにより、原子炉内の高速中性子を始めとする熱中中性子よりエネルギーの高い中性子群をビームポートまで輸送することはない。そのため、カドミウムの差し引き法を用いなくとも、中性子束の絶対値を求めることができる事は、冷中性子導管の中性子束の測定に応用される場合の本測定法の大きな利点である。

②中性子束測定の実際

C3-1、C3-2 ビームポート位置における中性子束は金箔を放射化させることにより測定される。使用した金箔は、ポリエチレンのシートに溶着でシールし、このポリエチレンシートを中性子導管のビーム取り出し口に貼り付けることで(第 4.2.5 図)、中性子束の測定を行った。自己遮蔽の影響をほとんど考慮しなくて良い条件とするため、実際の測定には、5mm×5mm×0.01mm の金箔を使用した。1つのビームポートの大きさは高さ 50mm×幅 20mm であるため、金箔を縦方向に 10mm ずつ離して 3 枚を並べて設置した。

中性子束測定については、平成 22 年は 4 回測定した。中性子束を測定したときの原子炉 JRR-3 の運転条件は、いずれも原子炉熱出力 20MW、照射時間は 60 分、照射後に約 30 分冷却して測定した。金箔の放射能を測定するために、JRR-3 実験利用棟の測定室に設置されている Ge 検出器及び JRR-4 に設置しているベータ・ガンマ測定装置を使用した。

(3) 中性子束の測定結果の解析

C3-1 及び C3-2 におけるモンテカルロシミュレーションの計算結果から得られたスペクトルの形状を用いることにより、金の放射化断面積を求め、各ビームポートでの中性子束を計算した。モンテカルロシミュレーションの計算結果から得られたスペクトルの形状から得られた金の吸収断面積は C3-1 ビームポートで 364.5(barn)、C3-2 ビームポートで 372.0(barn)である。

各実験における解析結果及びそれぞれの実験結果の平均値を第 4.2.3 表に示す。

以上の測定と解析により、研究炉 JRR-3 の中性子束は、Ge 検出器による測定結果から、C3-1

ビームポートで $1.533 \times 10^8 [\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であり、C3-2 ビームポートでは $1.332 \times 10^8 [\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であり、ベータ・ガンマ同時測定による測定結果から、C3-1 ビームポートで $1.354 \times 10^8 [\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であり、C3-2 ビームポートでは $1.121 \times 10^8 [\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であるとの結論が得られた。

(4) まとめ

Ge 検出器による測定及び解析結果のほうが若干、中性子束の値が高めに出ている傾向である。これは LOI の領域並びにバックグラウンドの評価によって LOI の値が変わることに主な原因が起因されると考えている。また、数回の測定結果から見てわかるように、中性子束はばらついていくことが分かる。しかしながら、昨年度の測定結果と比較しても中性子束の大きさのオーダーは $1 \times 10^8 [\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であり、大きな遜色はない。そのため、本測定及び解析は成功したと考えている。ベータ・ガンマ同時測定装置による測定のほうが、検出器の絶対検出効率が不明であっても、線源の放射エネルギー D が求まるのが特徴的であるため、ベータ・ガンマ同時測定法によって測定された結果を改良前の中性子束の値とすべきと判断し、C3-1 ビームポートで $1.354 \times 10^8 [\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であり、C3-2 ビームポートでは $1.121 \times 10^8 [\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ であるとする。



第 4.2.5 図 C3-2 ビームポート測定位置に設置した金箱(ポリエチレン内に置かれている)

参考文献

- [1] 木村逸郎・阪井英次：「放射線計測ハンドブック」、日刊工業新聞社、pp.851-857(2001)。

第 4.2.3 表 中性子束の測定結果

	測定位置	第 3 サイクル 6/7 照射	第 4 サイクル 7/12 照射	第 5 サイクル 8/16 照射	第 7 サイクル 10/25 照射	平均
Ge 検出器による測定結果	C3-1		1.631x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)		1.499x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)	1.533x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)
	C3-2		1.338x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)		1.272x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)	1.332x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)
ベータ・ガンマ同時測定による測定結果	C3-1	1.317x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)		1.381x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)	1.363x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)	1.354x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)
	C3-2	1.097x10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)		1.135 x 10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)	1.132 x 10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)	1.121 x 10 ⁸ (n・cm・s ⁻¹)

4.2.3 冷中性子導管直導管部の中性子導管設計

(1) テーパー型中性子導管ユニットの設計目的とその背景

本委託事業は、研究炉 JRR-3 の C3 冷中性子導管と、これに設置され中性子ビームを供給される 2 つの中性子ビーム実験装置の高度化による中性子ビーム利用研究の推進が目的である。ここで高度化の対象とする JRR-3 の C3 冷中性子導管は、上流の長さ 15.28m の曲導管部と下流側の 13.61m の直導管部から構成されている。本事業の「冷中性子鏡管ユニットの設計・製作」の実施では、輸送効率の向上が効率的に現れる中性子導管の曲導管部の中性子鏡管ユニットを、高性能中性子ミラーを用いた中性子鏡管ユニットに置き換えることで、冷中性子ビームの輸送効率の向上を計画している。

一方、直導管部における中性子ビームの輸送効率の向上の可能性を調査することも、本事業の事業計画に組み入れられている。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、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の中性子導管条件を探索する。このとき、輸送効率を向上する設計指針として、下流のビームポートに設置されている中性子ビーム利用実験装置が受容可能な「中性子ビーム特性」を有するように配慮した設計を行うこととする。

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本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、多少の運動量あるいはエネルギー分解能が悪くはなるものの、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、有益な発散角度を持ちつつ、対称性のよいビームが輸送されるように配慮して、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している。

平成 22 年度においては、C3-1 ビームポートに設置している AGNES 中性子分光器の性能向上を考え、設計したテーパー型中性子導管を C3-1 ビームポート直前に設置した場合の集光特性を計算することとした。これは、実際の中性子ビーム取り出し位置での特性を調査するためである。また、AGNES 中性子分光器はモノクロメーターを使用する中性子分光器であるため、モノクロメーターにおける中性子鏡管ユニットの集光特性を計算することは妥当である。

(2) 直導管部の導管の設計指針

①集光によるターゲット位置における中性子数の増大

本検討におけるターゲットとは、ビームポートに設置され中性子ビームを中性子ビーム実験装置に導く中性子ビーム実験装置の機器であり、具体的には結晶型モノクロメーターである。ターゲット位置における中性子束の増強は、ジグザグに進む中性子(発散角度の大きな中性子)をターゲットに輸送することである。ターゲットが結晶型モノクロメーターの場合では、モノクロメーター有効利用できる中性子の発散角はモノクロメーター結晶のモザイク性と同程度となる。そこ

で、利用可能な中性子ビームとして導管で輸送する中性子ビームの発散角を $\pm 0.45^\circ$ 以内と設定した。

②集光される輸送中性子ビームの波長

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。

③条件①、②を満たす集光導管の設計

そこで、条件①、②を満たす集光導管の設計をすすめるために、入射波長を 2\AA 、発散角度を $\pm 0.45^\circ$ 以内の中性子ビームをターゲットとなっているモノクロメーターへ輸送するとして、設計を実施した昨年度のモデルを使用することとした。

導管の設計方針は以下のように考えた。

1. ターゲット設置位置の水平及び垂直方向の中性子発散角は $\pm 0.45^\circ$ 以内とする。
2. ガイド出口～ターゲット間の距離を 100mm と仮定する。
3. 2.0\AA の中性子の発散角が許容されるようにビームライン下流側からガイドを置いていく。
4. テーパー型鏡管ユニット長さは 500mm とする。
5. 反射が全て全反射となる 1Qc(Ni)のミラーによる集光を考える。
6. 導管の断面のサイズは幅 20mm、高さ 50mm とする。

これらの 6 つの条件の元で、中性子ミラーを設置すると第 4.2.6 図のようになる。 2\AA の中性子が 1Qc の中性子ミラーで全反射するためには、 0.197° で 1Qc の中性子ミラーに入射する必要があることから、1Qc の中性子ミラーのセッティングは、図 4.2.4-1 に示すようにターゲット端から $\pm 0.45^\circ$ の直線に対して、 0.197° 傾けて設置できれば良い。このように中性子ビームの下流から設置すると、長さ 500mm の中性子ミラーを使用すれば、2 枚ほどで向かい合っているミラーが平行になることが明らかになった。

このテーパー型の中性子導管を、C3-1 ビームポート直前に設置することとし、第 4.2.7 図に示すように、シミュレーションにより検討すべき冷中性子導管の設置条件は、

1. 最上流の曲導管部
2. 直導管分岐前(8.25m)
3. 直導管分岐後(1m)

という配置になる。これらの実際の配置との対応は前節の第 4.1.7 図に示す通りになっている。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「分岐後」、その前段におかれた平行な導管部を「分岐前」と呼ぶことにする。また、2 段の傾斜の結果、ビームサイズは、上下・左右の両方向ともに、集光によりそれぞれ 3.27mm 縮められる。従って、10cm 離れた「ターゲット」設置位置におけるビームサイズは、縦 43.46mm ×横 13.46mm となる。ターゲットに使用される結晶

モノクロメーターは、実験装置への中性子ビームの取り込みも兼ねるため比較的大面積を持つので、集光サイズとしては、この寸法で十分である。第 4.2.7 図には、第 4.2.6 図に示されている導管配置によって集光された中性子ビームのターゲット位置におけるビームサイズの縮む様子も示した。

(3) シミュレーションによる直導管部の集光効果の検討結果

(2)で説明した、テーパー型中性子導管を C3-1 ビームポート直前に設置した場合と設置しない場合、また、中性子導管をに使用するミラーをすべて 1Qc もしくは 3Qc にした場合と 4 つの事象について計算を行い、中性子ビーム強度及びスペクトルを比較することとした。これら中性子の輸送計算にはモンテカルロ・レイトレース計算を行うプログラム McStas[1,2]を使用した。

①すべての中性子導管に使用する中性子ミラーを 1Qc とした場合

まずは、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 4.2.8 図に示すようにすべての中性子導管に使用する中性子ミラーは 1Qc とし、分岐部分をストレートの形状とした計算を「6390-80」、分岐部分でテーパー型とした計算を「6390-90」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 1.35 倍得られることが明らかになった。中性子導管の形状をテーパー型に変えると、第 4.2.9 図からスペクトルの比較では特性波長を含めて特性波長より長波長側の強度が増強する。

②すべての中性子導管に使用する中性子ミラーを 3Qc とした場合

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 4.2.10 に示すようにすべての中性子導管に使用する中性子ミラーは 3Qc とし、分岐部分をストレートの形状とした計算を「6590-80」、分岐部分でテーパー型とした計算を「6590-90」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 1.38 倍得られることが明らかになった。中性子導管の形状をテーパー型に変えると、第 4.2.11 図からスペクトルの比較では 1Qc の同じような傾向をしめし、特性波長を含めて特性波長よりも長波長側の強度が増強する。

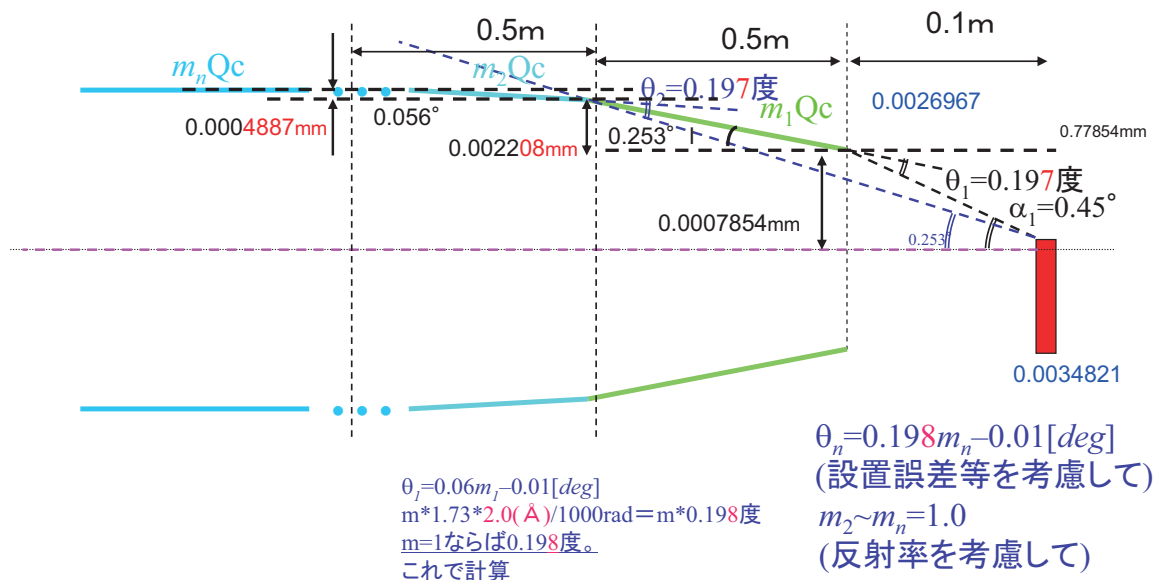
(4) テーパー型中性子導管ユニットの設計計算の結論

波長及びその波長における発散角度を輸送するように、中性子導管の形状を変更することで、ビームポートにおける利用可能な中性子ビーム強度が増強することが明らかになった。本設計シミュレーションで仮定された条件下では、直導管部の改良によりターゲット位置で縦 43.46mm×横 13.46mm の中性子ビームサイズの範囲内で、中性子強度の増強が可能であることが示された。中性子ビームの増強率は、テーパー部に 1Qc ミラーを用いた場合は 1.35 倍、3Qc ミラーを使用した場合でも 1.38 倍にも達するとの計算結果が得られた。これは昨年度の計算結果とは異なるが、その理由としては、C3-1 ビームポートに対応した直導管部の長さを計算モデルに入れたためと考えている。C3-1 ビームポートは直導管部の長さが短いため、比較的発散角度の大きな中性子ビー

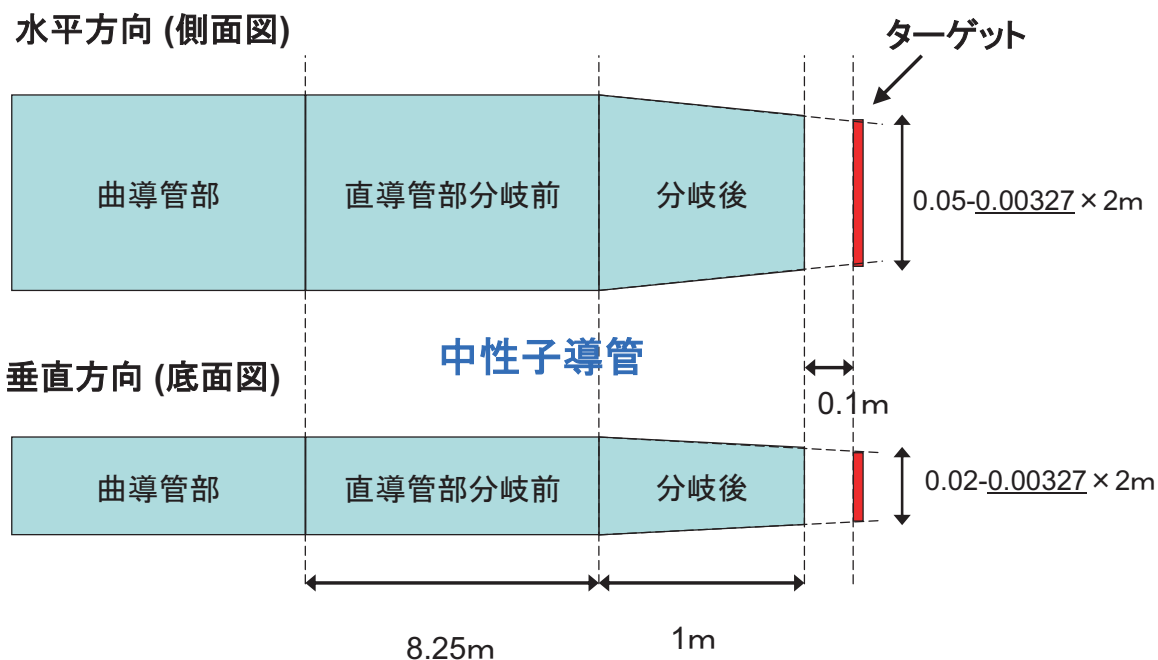
ムも供給できていると考えられる。そのため、中性子ミラーを 1Qc から 3Qc へ変えても、中性子強度及びスペクトルに大きな変化が現れないと考察している。

C3-1 に設置しているモノクロメーターにおける強度増加について、計算結果を示した。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を示すことができた。

試料位置での水平及び垂直方向の中性子発散角を $\pm 0.45^\circ$
 ガイド出口～試料間の距離を0.1mと決める
 2.0 Åの中性子の発散角がマッチングするようにビームライン下流側からガイドを置いていく。
 鏡管ユニット長さは0.5mにする。

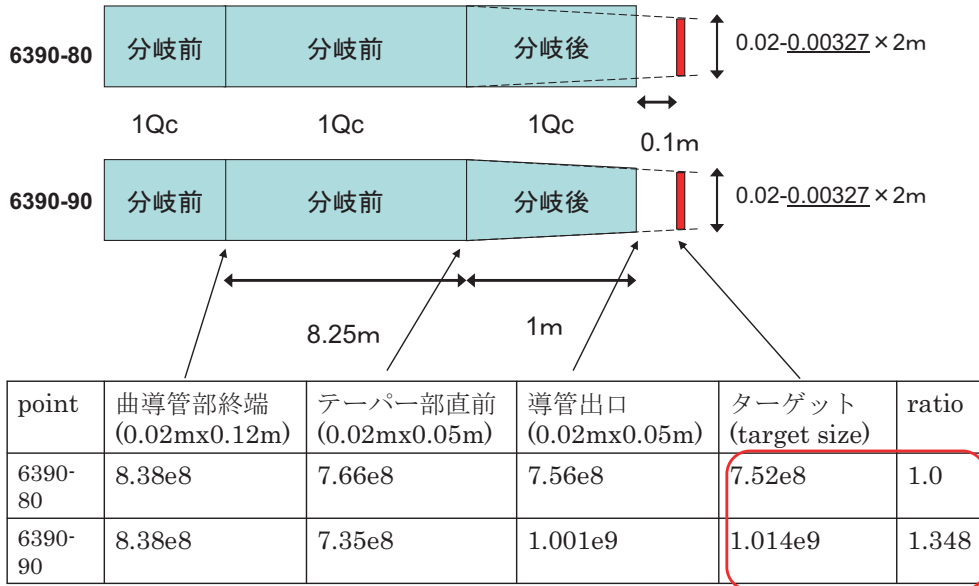


第 4.2.6 図 テーパー中性子鏡管ユニットの設計方針

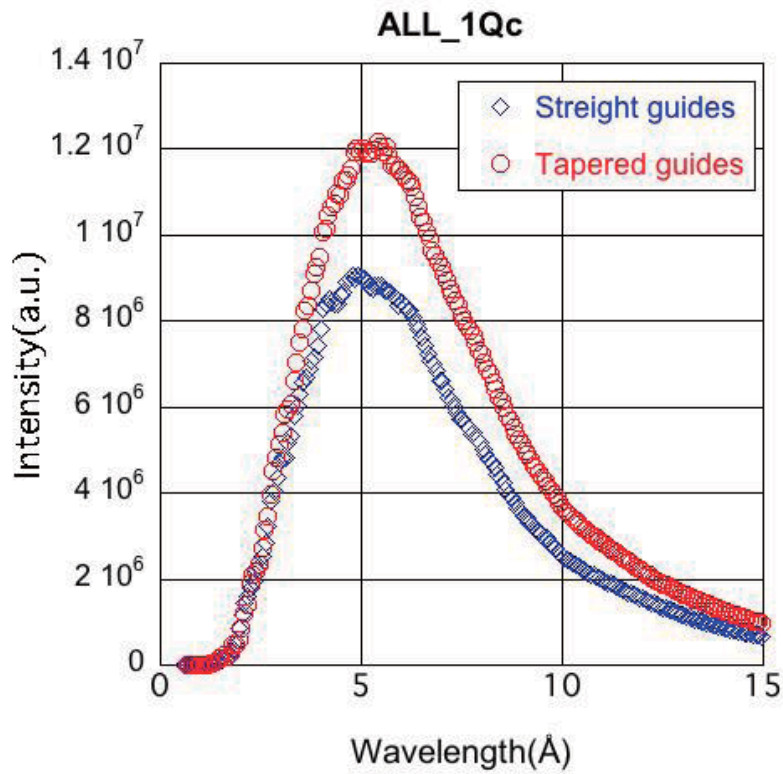


第 4.2.7 図 ターゲットサイズ(モノクロメーターサイズ)の決定

両方向の集光(2 Åを±0.45度で) 1Qc

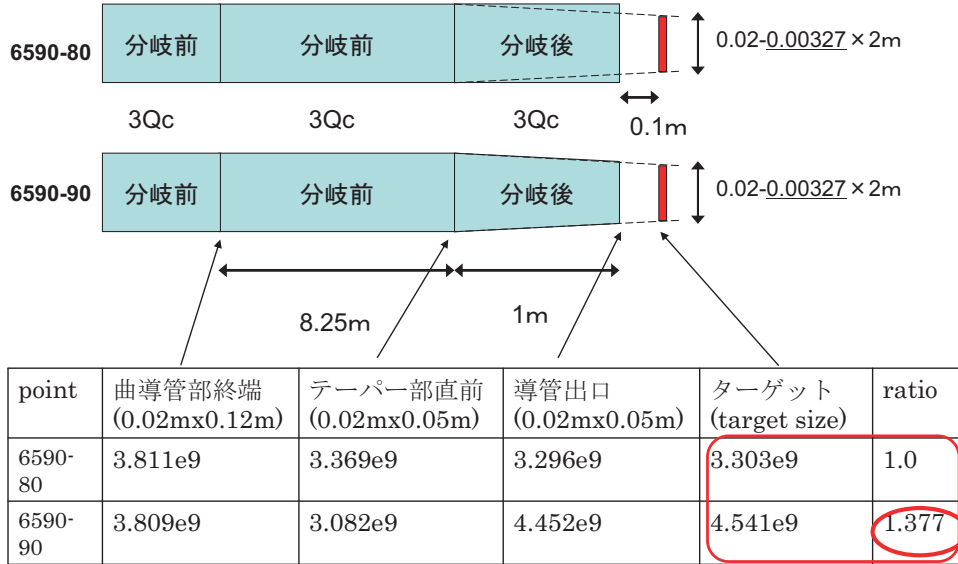


第 4.2.8 図 すべての中性子ミラーを 1Qc とした場合

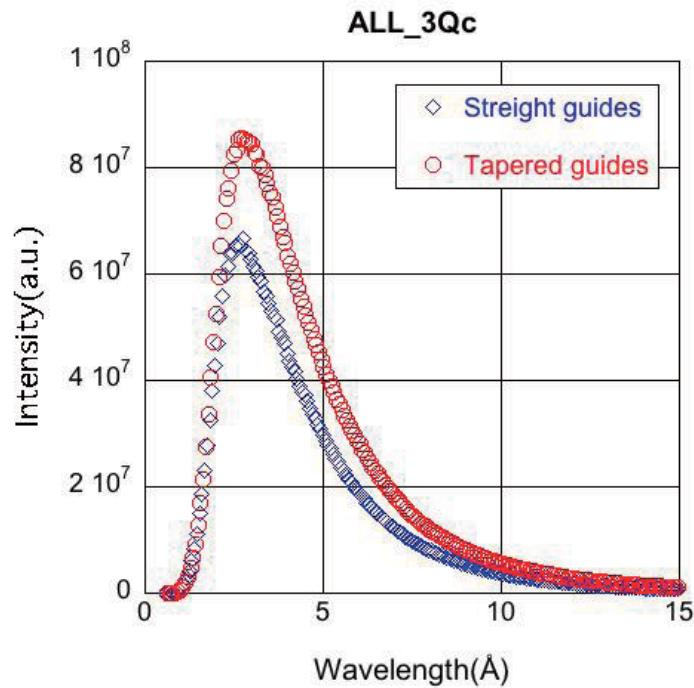


第 4.2.9 図 すべての中性子ミラーを 1Qc とした場合のスペクトル

両方向の集光(2 Åを±0.45度で) 3Qc



第 4.2.10 図 すべての中性子ミラーを 3Qc とした場合



第 4.2.11 図 すべての中性子ミラーを 3Qc とした場合のスペクトル

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.

4.3 医療照射技術の開発

JRR-4 の中性子医学利用の中核化を目指し、ホウ素中性子捕捉療法 (Boron Neutron Capture Therapy, BNCT) の確立に資するための技術開発を行っている。JRR-4 で実施されている BNCT の臨床研究においては、脳腫瘍だけでなく、頭頸部、中皮腫、各部位の皮膚がんへの適用も実施されていることもあり、BNCT 適用症例の利用拡大に貢献してきた。これらの成功から、臨床医は、多発性肝臓癌、乳癌等の体幹部への臨床研究に着手し始めている。これらを踏まえ、JRR-4 の照射設備において BNCT の乳がんへの適用拡大に貢献する照射技術の開発を実施している。

4.3.1 8 分木式最適化ボクセル構築法によるホウ素中性子補足療法のモンテカルロ線量評価の高度化

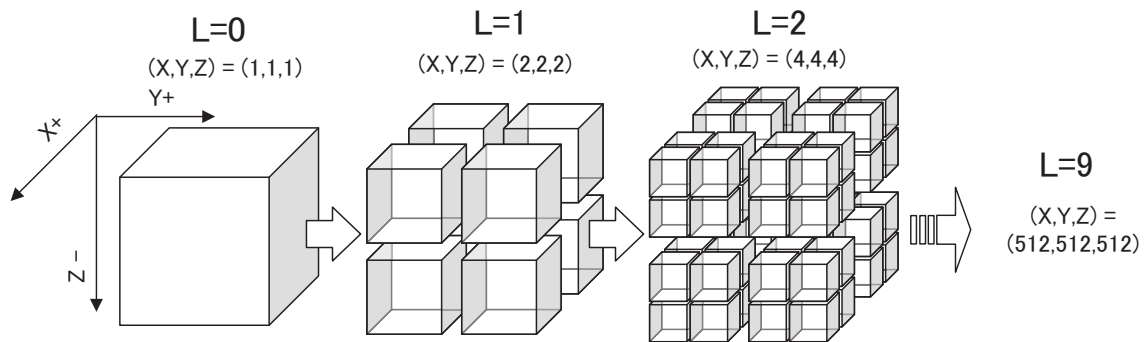
JRR-4 での BNCT 症例の多くは、皮膚線量の上限で照射時間が決定されている。このため、非常に薄い皮膚線量の評価精度は非常に重要である。また、深部線量を増強させ治療効果を向上させるために、熱中性子を吸収する LiF の円盤をコリメータ中央に設定した照射手法、悪性脳腫瘍で腫瘍部を外科手術で切除したところにオンマヤチューブを設置し、照射当日に脳髄液を抜いて空気に置換する手法が実施されている。現在、脳腫瘍での JCDS による皮膚線量の評価は、水円筒ファントム実験によるビーム軸中心におけるファントム表面とファントム内の最大熱中性子束の比をあらかじめ取得し、この比を用いて正常脳の最大熱中性子束から皮膚線量を算出している。頭頸部癌では、JCDS の CT 画像上に皮膚の ROI を設定して評価を行っているが、事前評価における皮膚線量は、脳腫瘍のときの方法と比較して約 10% から 30% の過大評価する。このため、これらの手法を JCDS の 2mm ボクセルモデルで線量評価を行う場合、皮膚線量の最大値が必ずしもビーム軸中心付近には生じないため、ファントムビーム軸における表面と最大値の中性子束の比に基づく評価方法では正確な皮膚線量を算出することができない。また、生体境界面は、材質混合したボクセルの表面に移動するため、実際の医療画像のピクセルレベルでの境界面と異なることから、境界面近傍の中性子束を精度良く計算することは困難である。このことから、材質混合した 2mm ボクセルで皮膚線量を計算すると過大評価となる。照射時間は皮膚線量で決まるため、皮膚線量が過大に評価されると、照射時間は短くなる。多くの BNCT 症例は 1 回照射が殆どであるため、その影響は非常に大きく、これを改善すれば治療効果の向上が期待できる。生体境界面を精度良く計算するには、混合材質が存在しないピクセルベースの大きさのボクセルモデルが必要である。

そこで本作業では、実用性を考慮した新しいピクセルベースに基づく 3 次元ボクセルモデルのアルゴリズムを考案してシステムの開発を行い、生体境界面近傍の計算精度の向上とフルピクセルベースのモデルに対する計算速度の高速化を図った。

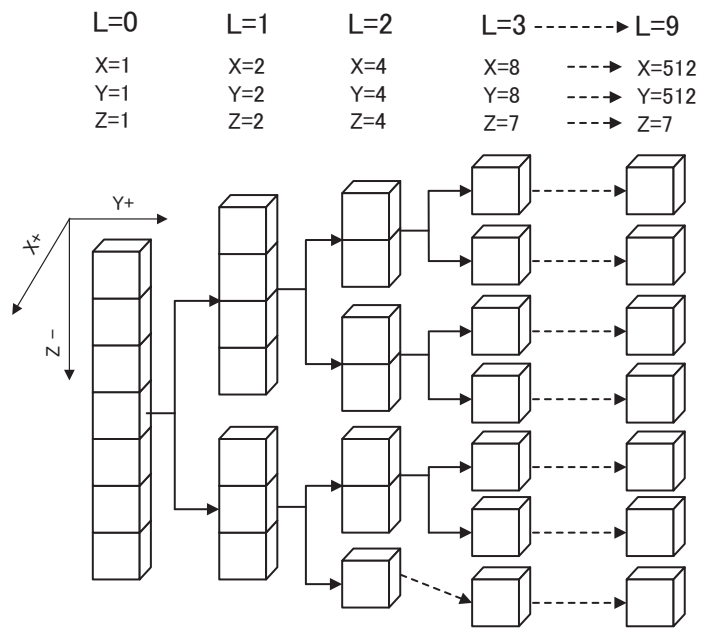
「8 分木を応用した領域分割」

人体計算モデルの定義情報は、人体の部分形状データ (ボクセル) をもとに同一の組成情報を持つボクセルの集合を 1 つの直方体のセルとして、これら複数のセルの定義情報の組み合わせで出来ている。新たに開発したアルゴリズムは、同一の組成情報を持つセルの検索に 8 分木をベースとした領域分割手法を応用している。

第 4.3.1 図に示すように、通常 8 分木による領域分割は、全体を表す立方体領域を X,Y,Z 軸方向にそれぞれ 2 分割していく。512×512×512 ボクセルの集合体であれば、空間レベル 9 まで空間分割を行うことが可能で、最小単位の 1 ボクセルまで分割することができる。しかし、JCDS で読み込む人体の部分データである CT 画像データは、512×512 pixel でスライス厚 2mm の画像を 100 枚以内（メモリの制限より）で読み込んでいる。このため、各軸上に連なるボクセルの個数が常に偶数となる 2^n 個という限られた条件下でしか分割できない。そこで新しく開発したアルゴリズムでは、8 分木の分割を空間レベル 0 から開始し、数回分割を繰り返すと分割線がボクセルの中央に来てしまうが、ボクセルの単位を優先し、分割線がボクセルの中央に来た場合にはボクセルをモートン順序による序列が小さい領域に加えてしまうことにした。この規則を追加することによって、全体の形状がボクセルにより直方体になっていれば、最後の 1 ボクセルまでを洩れることなく分割領域のいずれかに分類できる。簡単に示すため Z 軸方向のボクセル数のみに限定した例を第 4.3.2 図に示す。第 4.3.2 図は、スライス厚方向（Z 軸）のボクセル数が 7 である場合の各分割領域における分割レベルごとのボクセル数を系統図にしたものである（ただし、 $X=512$ 、 $Y=512$ ）。この規則に従い、与えられた人体の部分形状データの領域をその領域に含まれるすべてのボクセルの組成情報が単一となるまで繰り返し分割し続ける。

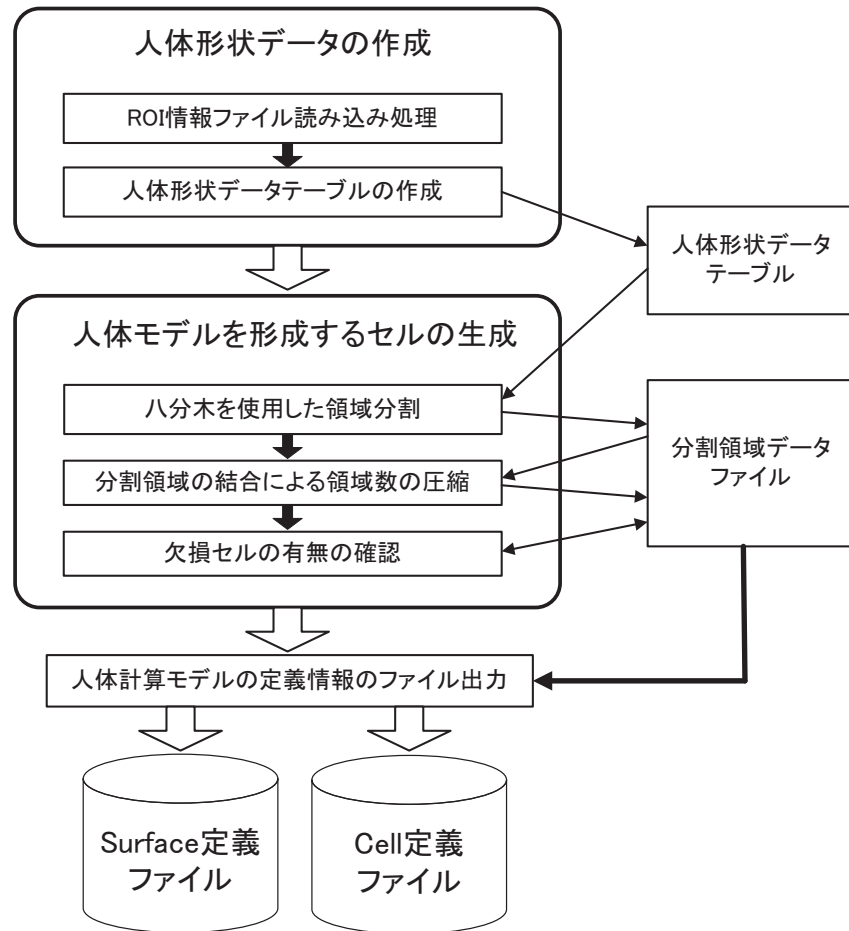


第 4.3.1 図 8 分木による領域分割

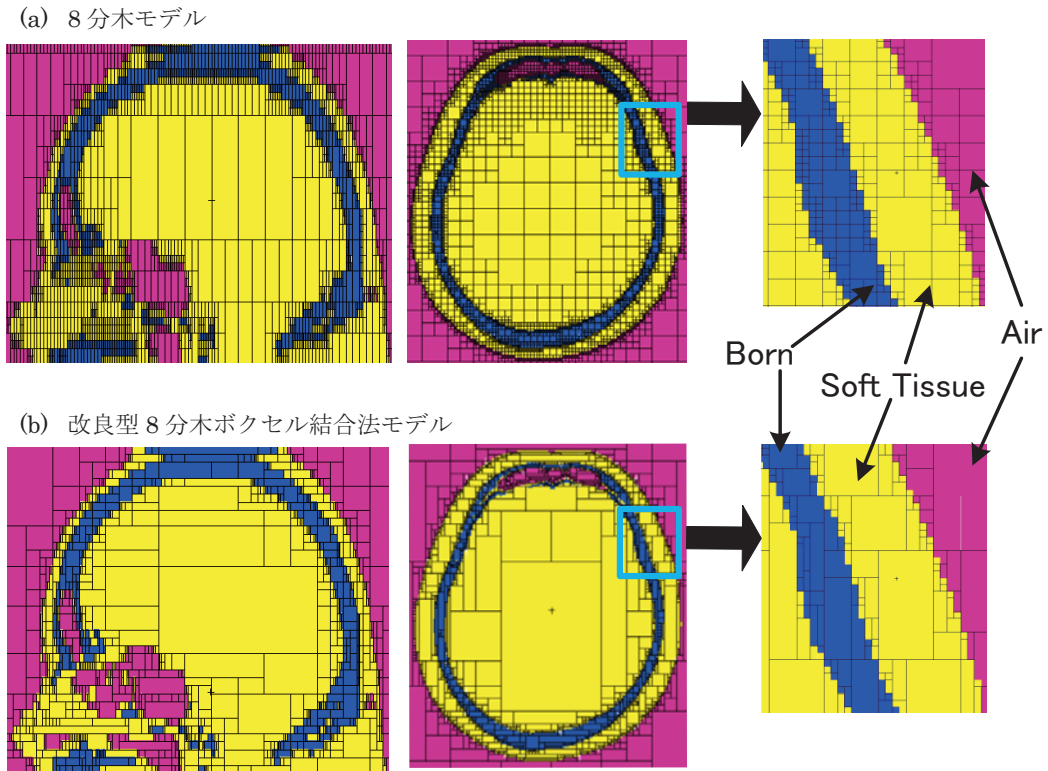


第 4.3.2 図 スライス厚さ方向 (Z 軸) の分割領域に含まれるボクセル処理手順

さらにボクセル数を減らすために、各分割レベルの全体に対する組成情報のデータテーブルを作成し、XYZ方向に対して結合できるボクセル数のデータテーブルを作成し、その中から体積が大きく結合できる軸を1つの大きなボクセルに変換することでボクセルを結合し、この処理を全分割レベルで実施を行う。ここで、これらのアルゴリズムを「改良型8分木ボクセル結合法（以下、Oct-VCM）」と呼ぶことにする。第4.3.3図は3次元輸送計算モデルをOct-VCMで作成するためのフローチャートを示す。第4.3.4(a)図に8分木、第4.3.4(b)図にOct-VCMのモデルを示す。



第4.3.3図 OCT-VCM 作成フローチャート

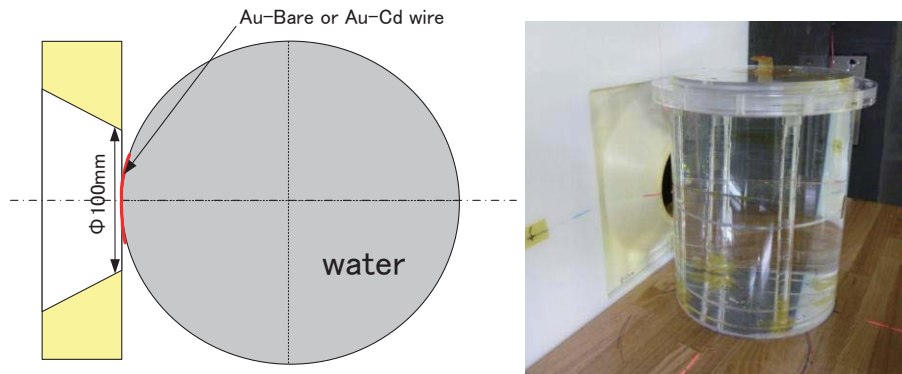


第 4.3.4 図 8分木モデルと改良型8分木ボクセル結合法によるモデルの比較

「水円筒ファントムによる検証実験」

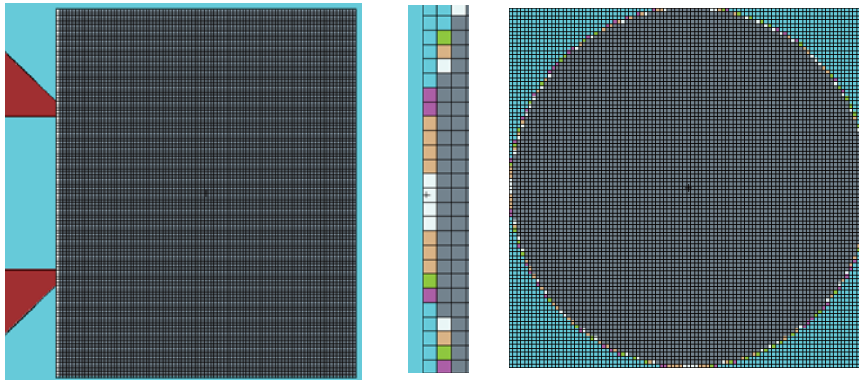
BNCTの照射では、患者に放射化箔や小型検出器を張り付けて、生体表面での熱中性子束等の評価を行う場合が多い。このため、生体境界面近傍の空気側で精度よく計算できる3次元シミュレーションモデルが必要となる。この条件で一番問題になるのが、生体内で後方散乱されてくる線量であり、これは計算モデル表面の形状に依存する。このため、計算モデルの形状近似による誤差を明らかにするために実験を行った。実験で用いた水円筒ファントムは、表面がスムーズな円柱形状である。実際のCT画像に基づいたボクセルモデルの最小単位は、1ピクセルが約0.5mmとなる。生体境界面近傍で空気と生体が100%組成で材質近似による誤差要因がなくなっても、形状近似による誤差が生じる。このため、水円筒ファントムを第4.3.5図に示すような条件で設置し、円周方向に金線を張り付けて、熱中性子成分が多いビームモード(TNB-2)照射を行うことで、金線からカドミ比を求め熱中性子束分布を実験的に測定した。計算解析は、MCNP5コードを用いて、半径9.3cmの円周上に直径1mmの円柱形状cylメッシュタリーを空気領域に設定し、直接入射される熱中性子束、水からの後方散乱による熱中性子束を計算した。計算モデルは、(a)幾何形状モデル、(b)Oct-VCM、(c)既存2mm混合ボクセルの体系を用いた。第4.3.6図に計算体系を示す。

また、Oct-VCMモデルの計算時間を評価するために、ここでの実験体系を用いた。パラメータは、読み込ませる画像のスライス厚さとし、1.5mm、2mm、5mm、10mmの厚さを用いた。

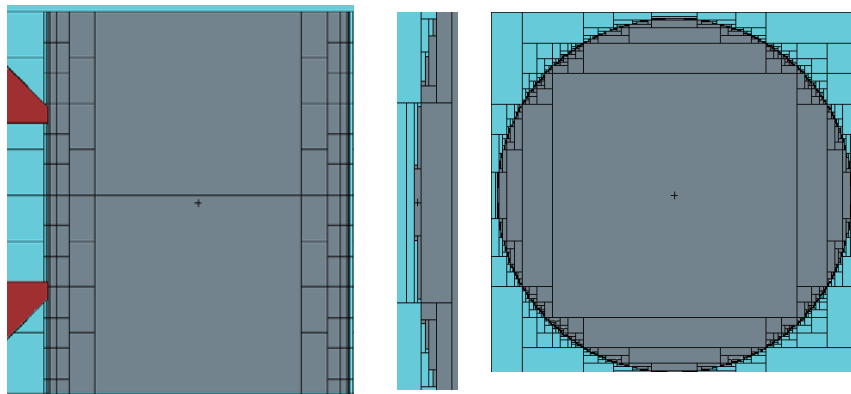


第 4.3.5 図 形状近似の検証のための実験体系

(a) 既存 2mm 混合ボクセルモデル



(b) Oct-VCM モデル



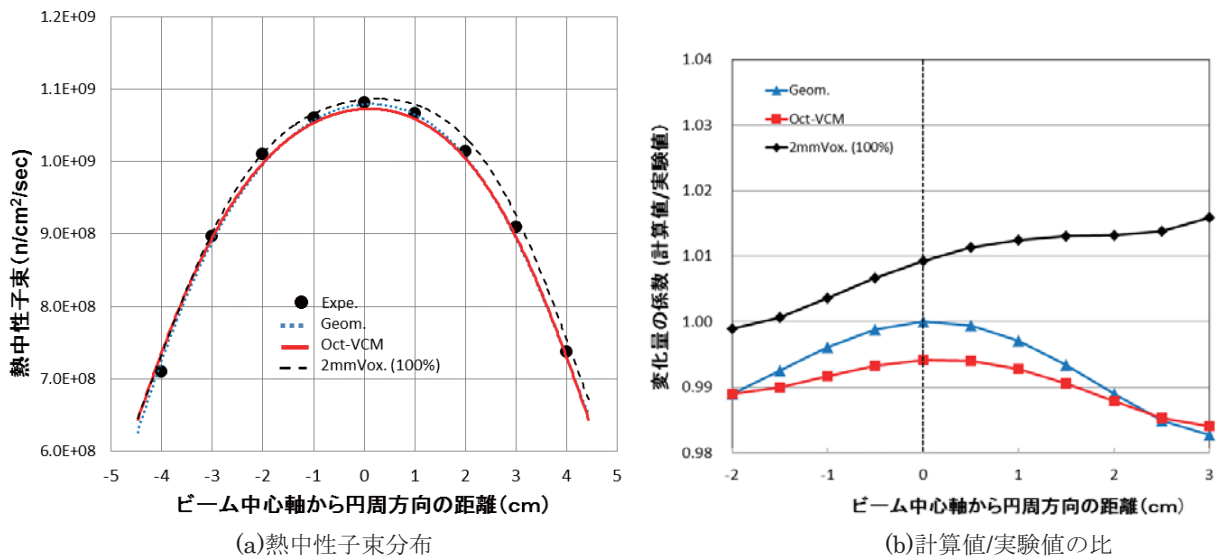
第 4.3.6 図 水円筒ファントムに対する計算モデル体系の比較

「実験結果及び検討」

Oct-VCM と既存 2mm 混合ボクセルの形状近似による空気中の後方散乱による影響を評価するために、幾何形状体系を基準モデルとしてビーム軸上の実験値で全体を規格化した結果を第 4.3.7

図に示す。Oct-VCM はビーム軸中心付近で幾何形状体系よりも若干小さくなる。また、0.5mm のピクセルベースで計算モデルが作成されるため、必ずしも左右均等な分布にはなっていないが、幾何形状体系とほぼ同等な分布が得られている。一方、既存の 2mm 混合ボクセルモデルでも同様に、2mm ボクセルで計算モデルが作成されるため、全体的な分布はプラス方向に増加する傾向が見られる。これは、本来空気である領域が、2mm 混合ボクセル領域になってしまったため、熱中性子の後方散乱よりも、混合ボクセルによる水との散乱による影響が生じている。プラス 3cm 地点で、幾何形状モデルに対して約 3% 過大評価している。このことから、Oct-VCM モデルの形状近似は、既存のボクセルモデルに対して空気と水の境界面での計算精度が良いと言える。

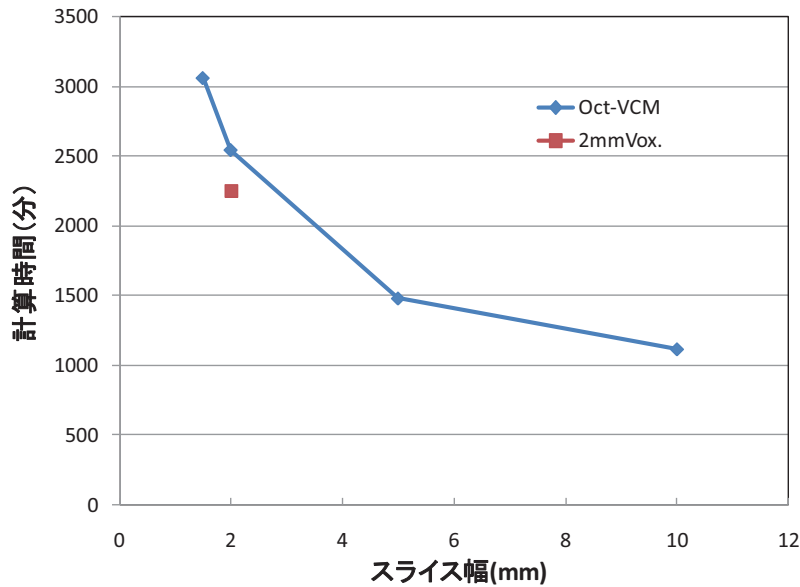
今回の実験において、Oct-VCM モデルでの形状近似誤差は、後方散乱による影響は約 1% であったため、CT 画像のピクセルをベースとして作成される 3 次元輸送計算モデルに対しては非常に精度が良いと言える。既存の 2mm 混合ボクセルは、医療画像上で空気のピクセル領域でも、計算モデル上では空気と生体組成が混合してしまうために、材質近似と形状近似は一体のものとして見なした方がよい。このため、誤差要因は、材質近似による効果が圧倒的に大きいと言える。



第 4.3.7 図 ファントム表面の円周方向に張り付けた金線から評価した熱中性子束分布

「計算時間及び検討」

水円筒ファントムモデルを対象に、JCDS に読み込ませる画像のスライス厚を変化させたときの計算時間の結果を第 4.3.8 図に示す。既存 2mm 混合ボクセルモデルは、MCNP の Lattice 機能を使用して計算モデルを作成しているため、Cell 定義の体系よりも一般的に計算時間が短くなるが、Oct-VCM モデルの 2mm スライスと、2mm 混合ボクセルの計算時間を比較すると、1.13 倍 Oct-VCM モデルが長くなる。Oct-VCM モデルの計算時間は、スライス厚によるボクセル数に依存する傾向を示しており、スライス厚を 5mm にすると、既存の 2mm 混合ボクセルと比較して 0.66 倍計算時間が短くなる。



第 4.3.8 図 水円筒ファントム体系を対象にした Oct-VCM モデルの計算時間

現在実施している臨床研究の事前の治療計画のための線量計算は、一般的な PC にインストールした MCNP コードで実施しており、計算時間は、統計精度等を考慮しながら約 10 時間を目安にしている。頭部の CT 画像から作成したモデルでの計算時間は、Oct-VCM モデルは既存のボクセルモデルに対して 1.79 倍時間が長くなるが、512×512 pixel×44 枚のスライスからフルピクセルベースに基づいて構築されている意味では、十分に高速化が実現されている。また、境界面近傍の線量（皮膚）を精度良く計算するためには、Oct-VCM モデルが必要であり、材質近似を含む既存のモデルでは、いくら時間をかけても計算精度の向上は期待できない。

今後、これらの手法を JCDS に組み込み、実際の臨床に適用する予定である。

4.3.2 粒子線照射用汎用線量評価システムの開発

現在、アプリケーションの動作および機能等の検証が終了し、使用実績のある JCDS は、SEA と共同で開発した JCDS バージョン 1 のみであり、現在も BNCT 臨床研究のための線量評価コードとして使用されている。さらに、JCDS バージョン 1 は、バージョン 2 への開発以降後も細かく改良が加えられており、現在の SEA 開発による JCDS の最新バージョンは、1.2 リビジョン 3.2.2 である（以下、「SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2」と呼称する）。しかしながら、開発開始当初は SEA によって改良された JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 のプログラムソースが確認されておらず、最新のプログラムソースとしてリビジョン 3.2.0 が存在するのみであった。そのため、本開発作業においては平成 18 年度に JCDS のバージョンを 2 に上げた事もあり、その時点でのプログラムソースを事実上のバージョン 1 の最新とし、AVS/Express バージョン 7.3 上で SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 相当のアプリケーションを再現し、これを JCDS-PRT(Particle-Beam Radiation Therapy)の開発ベースとしてプログラムの改変及

び機能の追加等を実施した。

(1) SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 の再現

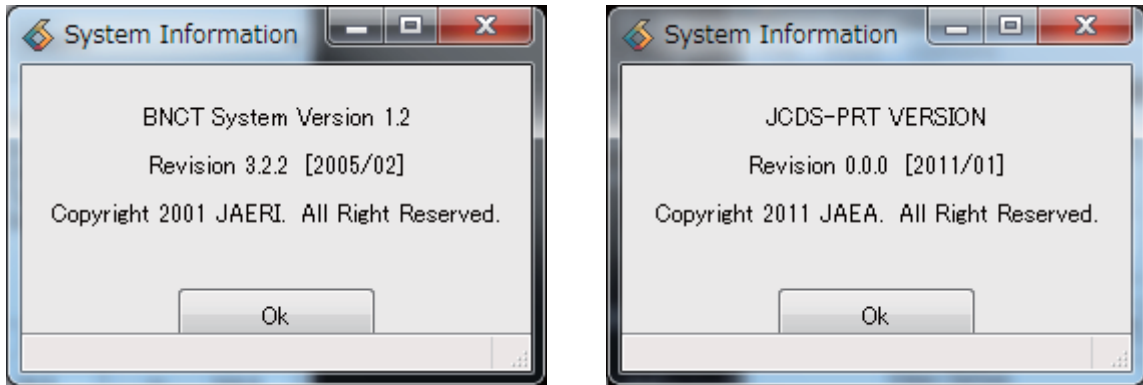
開発を進めていく中で、SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.0 からリビジョン 3.2.2 への差分ソースファイルが不完全ながらも確認された。これにより、SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 の再現をより忠実に行えるようになったため、JCDS-PRT バージョンの開発ベースを AVS/Express バージョン 7.3 上に再現した SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 とすることに開発作業方針を転換した。

AVS/Express バージョン 7.3 上における SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 の再現には、AVS/Express バージョン 6 との間にあるシステム仕様上の差異から、モジュール開発言語である C 言語およびアプリケーション構築用のマクロ言語である V 言語のソースプログラムファイルを変更する必要がある。また、SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 への差分ファイルは、全て揃っていないためか、内部のデータ処理経路が欠落しており、アプリケーションが動作する状態にするために欠落部を補完する必要がある。これらの問題を解決するために、AVS/Express のシステム使用の変更に伴うソースプログラムの修正、AVS/Express のモジュール間の継承定義の変更に伴うモジュール定義の修正、およびユーザインターフェイスの修正を行い、正常に動作することを確認した。

(2) JCDS-PRT バージョンの作成

作成した JCDS-PRT バージョンは、AVS/Express バージョン 7.3 上に再現した SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 に対し、モンテカルロ法による計算コードへの対応を MCNP に加え PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)にまで拡張した。また、本アプリケーションの AVS/Express バージョン 7.3 への対応に対し、Mesh Gener 機能の GUI(グラフィカルユーザインターフェイス)の画面上での配置に不具合が生じたため、これを解消した。さらに、SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 が、それ以前のバージョンより抱えていた ROI 指定処理の不具合を解消し、これをもって JCDS-PRT バージョンのリビジョン 0.0.0 とした(第 4.3.9 図は、変更したバージョン表示)。JCDS-PRT バージョンは、SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 に対して、以下の機能の追加および修正を行い作成した。

- ①PHITS 入力データファイルの出力機能の追加
- ②PHITS による計算結果ファイルの読み込み機能の追加
- ③MeshGener ユーザインターフェイスの変更と調整
- ④ROI 操作の指定領域確定時の不具合の修正



第 4.3.9 図 変更したバージョン表示(左 : SEA 版 JCDS, 右 : JCDS-PRT バージョン)

(3) JCDS-PRT への追加機能

① PHITS 入力データファイルの出力機能の追加

本作業では、JCDS-PRT バージョンに対して PHITS 入力データファイルの出力機能を追加した。JCDS-PRT バージョンは、AVS/Express をベースに開発されているため、機能の拡張については必要とする処理を行うモジュールといわれるプログラムを作成し、これを追加して行うことが一般的であるが、本作業では PHITS 入力データファイルの出力処理を行う部位は、外部のアプリケーションとして作成したものを JCDS-PRT バージョンより呼び出し実行するものとした。これは、JCDS-PRT バージョンのバージョンアップや開発ベースとなる AVS/Express の仕様変更に対して極力影響を受けない形でのシステムへの実装を考慮したためである。ただし、PHITS 入力データファイルの出力用アプリケーションは、この処理の実行に関しては従来の MCNP 入力ファイルの出力処理と同様の感覚で使用できるようにしなければならないため、JCDS-PRT バージョンからアプリケーションを呼び出せるようにユーザインターフェイスの一部追加を行った。

PHITS 入力データファイルの出力アプリケーション(以降、本アプリケーションとする)は、指定された MCNP 入力ファイルを読み込み、データの記述形式を PHITS の入力データファイルの記述形式に変換し出力する。ただし、本アプリケーションは、MCNP 入力カード全般に対して変換を行うものではなく、あくまで JCDS-PRT バージョンが出力する MCNP 入力ファイルにおけるカードのみを対象としている。さらに、MCNP が入力時に必要とするデータと PHITS が入力時に必要とするデータでは情報量や種類に若干の差が見られるため、本アプリケーションの実行時に不足するデータを記述したファイルを指定することで不足するデータを補うこととした。なお、本アプリケーションは、平成 18 年度「粒子線照射用線量評価システムの開発」作業および平成 19 年度「粒子線照射用汎用線量評価システムの開発」作業において作成したプログラムを再コンパイルしたものである。

② PHITS による計算結果ファイルの読み込み機能の追加

本作業では、JCDS-PRT バージョンに対して PHITS 計算結果ファイルの読み込み機能を追加した。PHITS 計算結果ファイルの読み込み機能を追加するに当たり、JCDS-PRT バージョンの内部モジュールに PHITS 計算結果ファイルの読み込み機能を組み込むことや同機能を持つモジュール

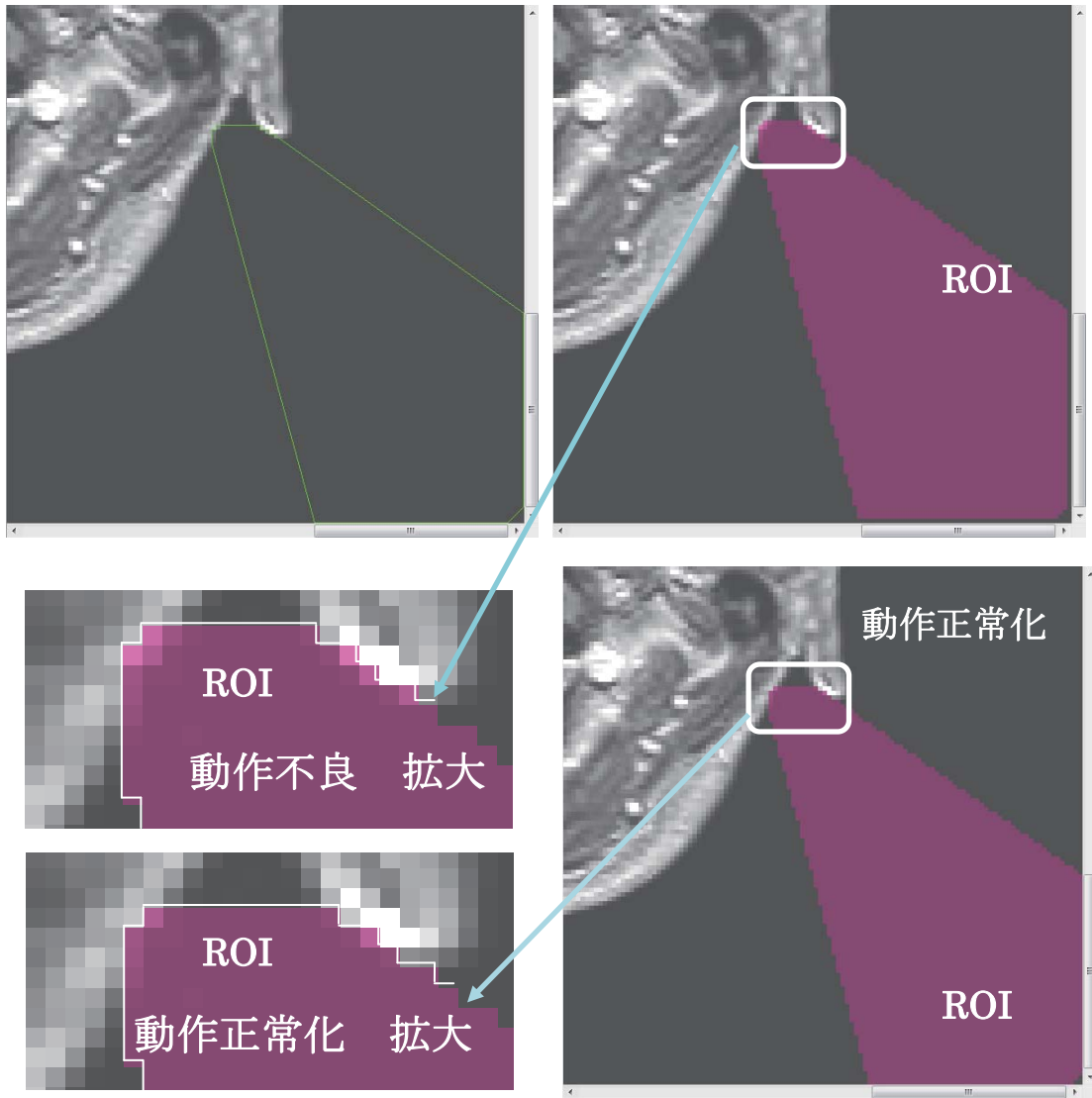
を作成し追加する方法は採用しなかった。これは、従来から実装されている MCNP の計算結果ファイルを読み込み、内部のデータ構造体への補完、それに伴い発生するモジュール処理とデータ構造体へのフィードバックが行われる処理部の構造に、解析してもなお不明な点や制御できない部分があるため、新機能を組み込むことで予想される JCDS-PRT バージョンの動作の不具合に対するリスクを避けるためである。なお、実装される機能の仕組みとしては MCNP などの計算結果ファイルを読み込むために選択されたファイルが PHITS の計算結果ファイルだった場合に、そのファイルを外部アプリケーションにより MCNP の計算結果ファイルのフォーマットに変換する。その後、フォーマット変換されたファイルを JCDS-PRT バージョンのファイル読み込み処理に渡すというものである。このため、JCDS-PRT バージョン側からは読み込みファイルのフォーマットには今まで通り MCNP の計算結果ファイルを読み込んでいるように見える。ただ、本作業では外部アプリケーションを JCDS-PRT バージョン内から実行する必要があるため、MCNP 計算結果ファイルを読み込むモジュール関数の一部に外部アプリケーションの起動処理を追加する変更を行っている。また、作業開始時の JCDS-PRT バージョンには、既に MCNP 計算結果ファイルの合成機能が実装されており、この機能が読み込みファイルの指定を行うユーザインターフェイスにまで組み込まれているため、本作業においてユーザインターフェイスの変更は行わなかった。

③ Mesh Gener ユーザインターフェイスの変更と調整

PHITS の入力データファイルの出力機能に対応するために、Mesh Gener のユーザインターフェイスに変更を加えた(以降、ユーザインターフェイスを UI とする。)。また、SEA 版 JCDS バージョン 1.2 リビジョン 3.2.2 では、アプリケーションの UI を構築する際にボタンなどの配置を開発時使用していた OS の環境に最適化されており、このため異なる OS および Windows のバージョンでは UI のパーツの配置に不具合が発生していた。このため、UI を配置するための座標の指定方法を絶対値表現から UI 間の相対的な位置関係から表示箇所を決定する相対値表現に変更し、アプリケーションの実行 OS 上の環境に UI のパーツの配置が影響を受けにくくなるよう処置した。

④ ROI 操作の指定領域確定時の不具合の修正

Edit Tissue および Edit Roi 機能では、マウスを使用して ROI 操作を行う際の指定領域の確定に不具合があった。これは、マウスによって指定された ROI の座標の値が、ROI 座標指定後の確定処理を行うと左上に指定座標が 1 ピクセル分移動してしまうというものであった。第 4.3.10 図が、ROI 操作による指定領域の確定に伴う動作不良及び動作正常化を示したものである。ROI 確定時に指定した ROI よりも左上にピクセルの塗りつぶし領域が作成される。



第 4.3.10 図 ROI 操作による指定領域の確定に伴う動作の改善
 (左上：ROI 指定時，右上：ROI 動作不良，右下：ROI 動作正常化，左下：画像拡大)

不具合の解消のため、データを読み込ませた後に ROI 指定処理を行い、実際の指定座標の変化を解析した。その結果、JCDS-PRT バージョンにおいては、マウスによる ROI 指定時の座標値と画面上にピクセルで描画するための座標値を個別に管理しており、画面上に描画するための座標値に関しては、ROI 確定時に変換係数を使用してマウスによる ROI 指定時の座標値から変換を行っていた。本不具合は、この変換係数が余り精度の良いものでなく、画面上の XY 座標値が大きくなることにより起こる誤差が原因であった。

このため、この変換係数を調整し対応画面上では座標値の変換に誤差を生じないようにした。この修正により不具合が解消された。ピクセルで塗りつぶされた領域が、左上に移動しなくなっている。

(4) 今後の予定

H22年度で開発したJCDS-PRTのソースモジュールを基盤として、システムの高度化を図り、検証計算を実施する。ここで、開発したバイナリーモジュールは、平成23年10月1日に原子力機構の公開プログラムとして登録する予定である。

4.3.3 乳癌に対する照射技術の開発

(1) 乳癌に対する照射手法

乳癌に対するホウ素中性子捕捉療法（BNCT）は、照射に使用する中性子ビームモード、患者体位、コリメータ等の照射条件の観点から「乳房を切除した症例」及び「乳房を温存した症例」に分けて考える必要がある。この2つの症例に対する照射条件を決定するため、「①乳房を切除した症例に対する線量評価」及び「②乳房を温存した症例に対するファントム実験」を実施した。

①の乳房を切除した症例に対する線量評価では、線量評価システム（JCDS）を用いて、JRR-4の3つの中性子ビームモードに対する評価を実施した。第4.3.11図に計算モデルを示す。この計算モデルは、医療画像を基に医師の指示に従いながら作成したものである。第4.3.12図に3つの中性子ビームモードについて、ビーム軸上の軟組織の線量分布を示す。線量評価結果は、各ビームモードを比較するため、腫瘍に付与する最低線量を30Gy-Eqに規格化している。第4.3.1表に各組織の線量評価結果を示す。ここから、熱中性子ビームモードⅡを用いることにより、腫瘍に対して高い線量を付与し、さらに、正常組織に付与する線量は、低く抑えられることを確認した。今後は、さらに正常組織の線量を低くすることを目指し、腫瘍形状とビーム孔の形状を一致させることのできる乳癌専用コリメータの検討を進めていく予定である。

②の乳房を温存した症例に対するファントム実験では、乳房を温存している症例について、胸部ファントムを用いた特性実験を行った。乳房を温存している症例に対するBNCTで問題となるのは、乳房のような照射対象が大きく変形する場合、線量評価に用いる計算モデルと実際の形状が一致しないために計画している線量が付与されない又は計画した以上の線量が付与されることである。この対策として、放射線治療で患者の固定具として使用されている医療用のシェル（ポリプロラクトン製）を利用した固定方法について評価を実施した。第4.3.13図に胸部ファントムの写真を示す。胸部ファントムは、人体等価材（体幹部）と水を入れたシリコン製のバック（乳房部）を組合せ、この状態を固定具（シェル）で固定したものである。この胸部ファントムを用いてビーム軸の熱中性子束分布の測定を行い、計算結果との検証を実施した。JCDS計算用の胸部ファントムモデルは、CT画像を基に作成し、実際のBNCTと同じ条件での評価を行った。第4.3.14図にファントム内の熱中性子束分布を示す。結果から、シェルを取りつけた条件においても、実験値と計算値を良い一致を示しており、用いた固定方法が有効であることを明らかにした。

(2) リチウムフィルタを用いた線量の増強

BNCTは、通常一回の照射により、必要とされる線量を腫瘍部に付与する必要がある。そのため、照射に適した中性子ビームの選択が必要であり、JRR-4では、異なる中性子スペクトルを有する3つのビームモードが使用されている。ここでは、生体深部に位置する腫瘍に対してより多くの線量を付与することを目的として、熱外中性子ビーム中の熱中性子成分を除去し、熱外中性子割合の高い中性子ビーム（中性子スペクトル）に高度化するための技術開発を行った。

熱中性子の吸収には、リチウム (${}^6\text{Li}$) を採用した。 ${}^6\text{Li}$ は、 $1/v$ 特性を有し、熱中性子を効果的に吸収できる以外に、発生する 2 次ガンマ線が少ない特徴がある。これまでも、 ${}^6\text{Li}$ は、中性子遮へい材として、コリメータ及びビーム孔等に使用されている。今回使用する材料は、加工が容易であること、2 次ガンマ線の発生が少ないことを理由に、フッ化リチウム (LiF) とポリテトラフルオロエチレン (テフロン[®]) を 1 対 1 の重量割合で混合した材料を使用した。フッ化リチウムの添加量は、熱中性子を吸収する ${}^6\text{Li}$ の含有量の増加に伴う中性子束全体の低下を考慮して、その低下割合が水ファントムを用いた解析において、ピーク値と表面の熱中性子束の比 (P/S 比) が 3 以上 (フィルタ無の P/S 比=2.3) 且つ、照射時間の延長が約 2 倍に収まるように決定した。これは、P/S 比を 3 以上にすることにより、5cm 以上の生体深部の腫瘍に対しても、十分な線量を付与するためである。計算解析の結果、 ${}^6\text{Li}$ の濃縮度 50% のフッ化リチウムとテフロン[®] の混合材 (厚さ: 3mm) を用いることにより、上記の要求を満足することを明らかにした。第 4.3.15 図に製作したリチウムフィルタを示す。

第 4.3.16 図に MCNP 計算で求めた中性子スペクトルを示す。リチウムフィルタを用いることにより、熱外中性子ビーム中の熱中性子割合を約 65% 低減しており、これにより、第 4.3.17 図に示すようにファントム内の熱中性子束分布は、ピーク値で 44%、表面では 60% 低下することが分かった。第 4.3.18 図に表面の熱中性子束で規格化した結果を示す。ここから、熱中性子束の P/S 比が 3.1 となり要求を満足することを確認した。ここで、図中の斜線で示す熱中性子増加領域が、皮膚の線量で照射を制御した場合に線量増加が期待できる領域であり、明らかに生体深部の線量の増加を確認できる。次に、JCDS を用いて実際の患者モデルに対する線量評価を実施した。第 4.3.2 表に皮膚線量を 10Gy-Eq で照射を制御した場合の腫瘍に付与する線量及び照射時間の比較を示す。さらに、第 4.3.19 図に腫瘍及び正常脳の線量体積ヒストグラムを示す。ここで、GTV (Gross Tumor Volume) とは、医療画像上に腫瘍に対して目視により確認できる腫瘍領域であり、CTV (Clinical Tumor Volume) とは、浸潤した腫瘍細胞を考慮して GTV の周囲+2cm を含む領域であり、この CTV の線量を上げることが、リチウムフィルタの主目的である。結果から、リチウムフィルタも用いることにより、GTV、CTV とともに線量の増強が期待できることを明らかにした。

第 4.3.1 表 各組織の等価線量

ビームモード	腫瘍		肺		心臓		肝臓	
	平均	最大	平均	最大	平均	最大	平均	最大
熱外中性子 ビームモード	55.7	72.6	4.3	13.6	2.8	11.3	0.5	4.6
熱中性子 ビームモード I	49.0	56.3	1.7	7.2	1.0	4.8	0.2	1.6
熱中性子 ビームモード II	54.6	65.0	1.2	6.5	0.7	3.7	0.1	1.0

第 4.3.2 表 フィルタの有無による線量比較

フィルタの有 無	照射時間 (min)	最小 GTV 線量(Gy-Eq)	平均 GTV 線量(Gy-Eq)	最大 GTV 線量(Gy-Eq)	最大 Left Brain 線量(Gy-Eq)
フィルタ無	18.1	32.5	56.2	79.5	11.8
フィルタ有	40.9	46.2	75.9	98.2	14.8
比較	+2.3 倍	+42%	+35%	+24%	+25%

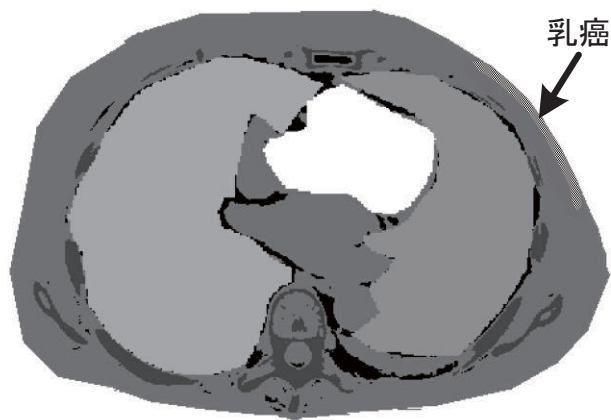
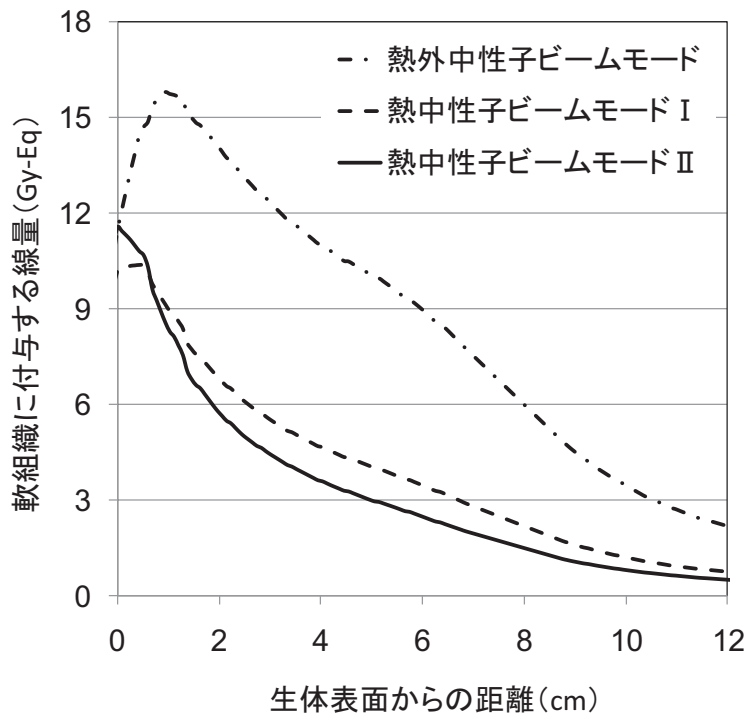
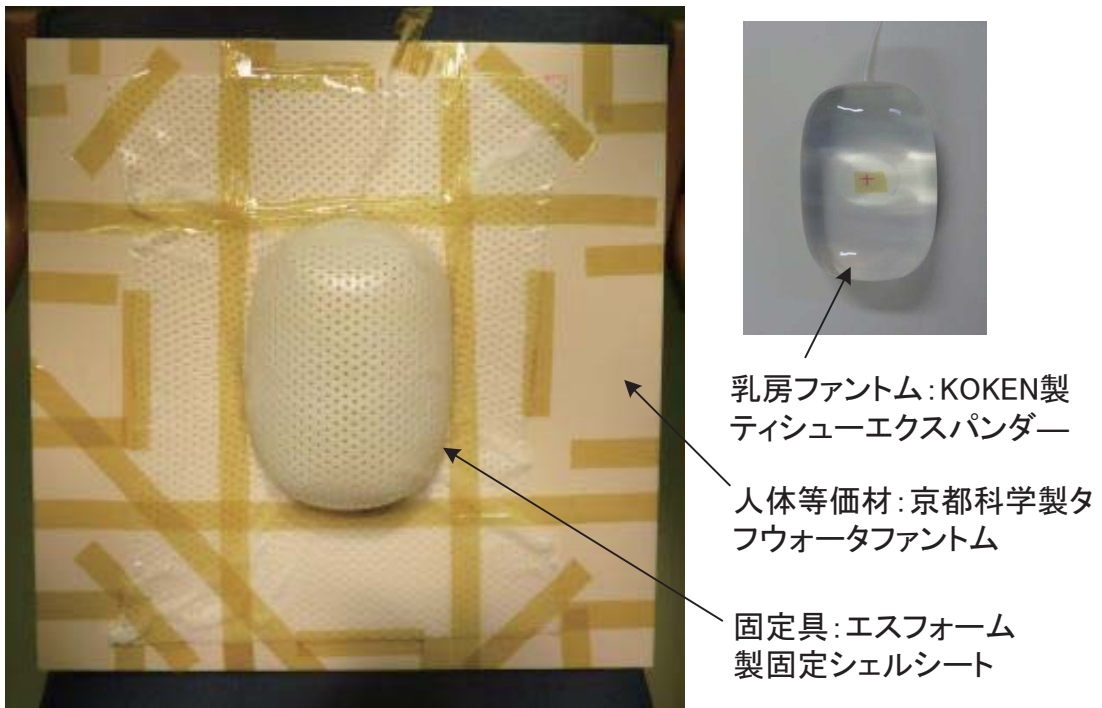


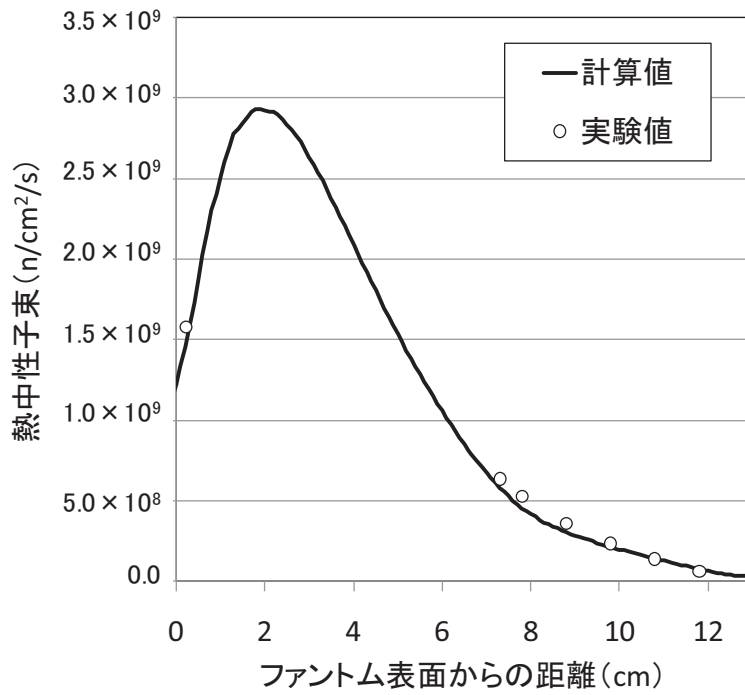
図 4.3.11 図 乳房を切除した乳癌モデル（ビーム軸上の断面）



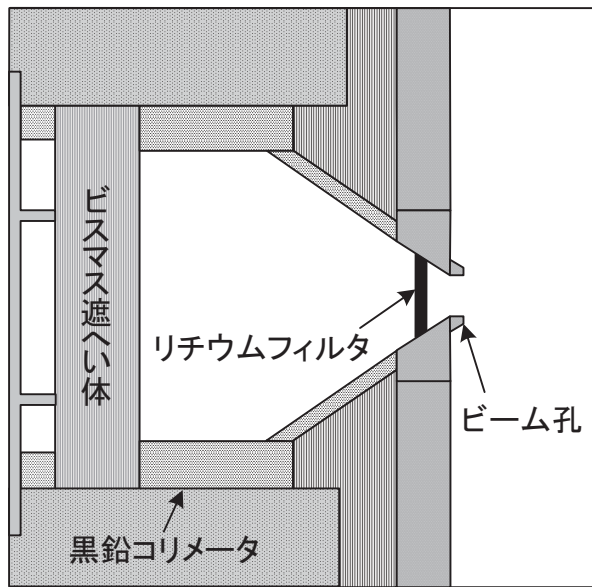
第 4.3.12 図 各ビームモードの軟組織線量分布



第 4.3.13 図 胸部ファントム



第 4.3.14 図 胸部ファントム内の熱中性子束分布

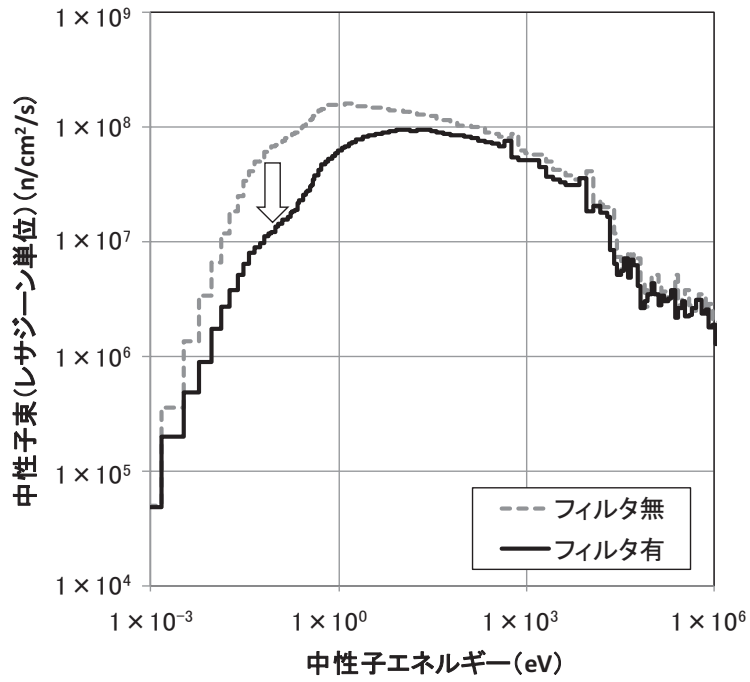


リチウムフィルタの配置
(コリメータ部)

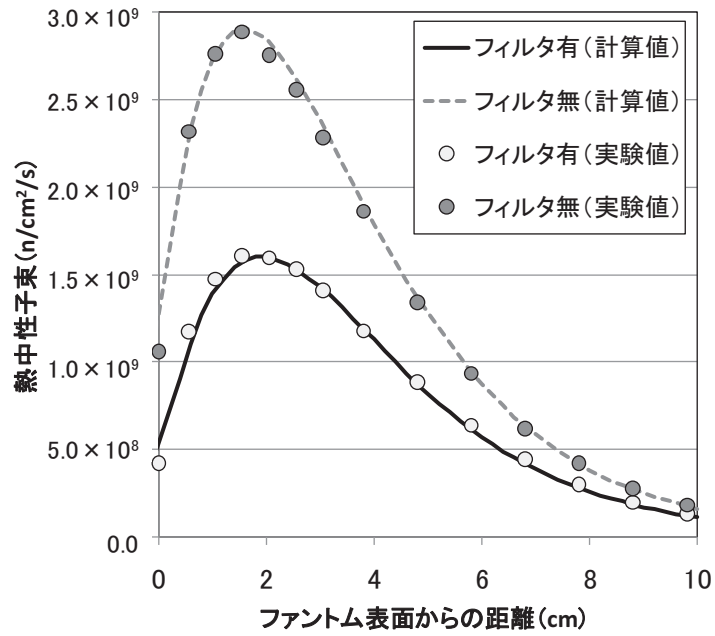


リチウムフィルタ
寸法: 208 × 208 × 5 mm

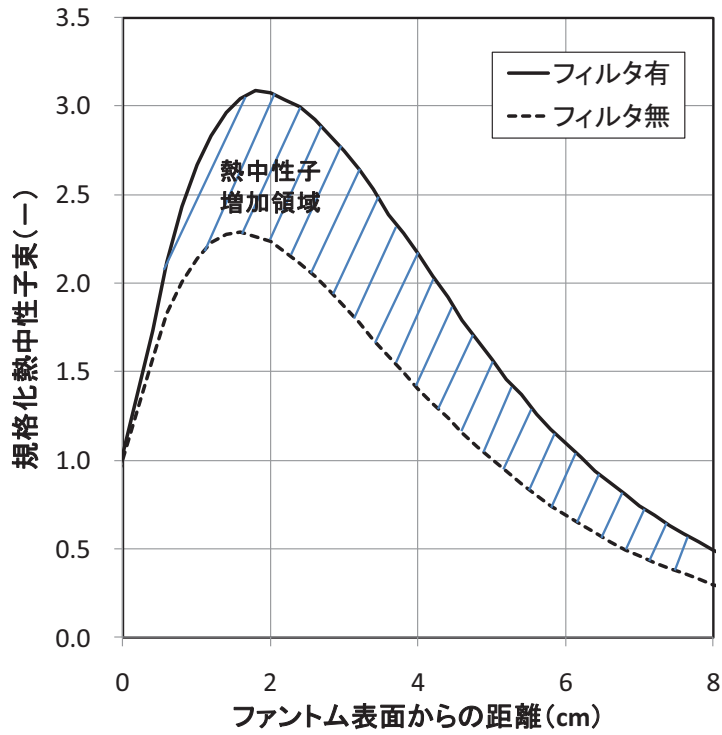
第 4.3.15 図 リチウムフィルタの配置図



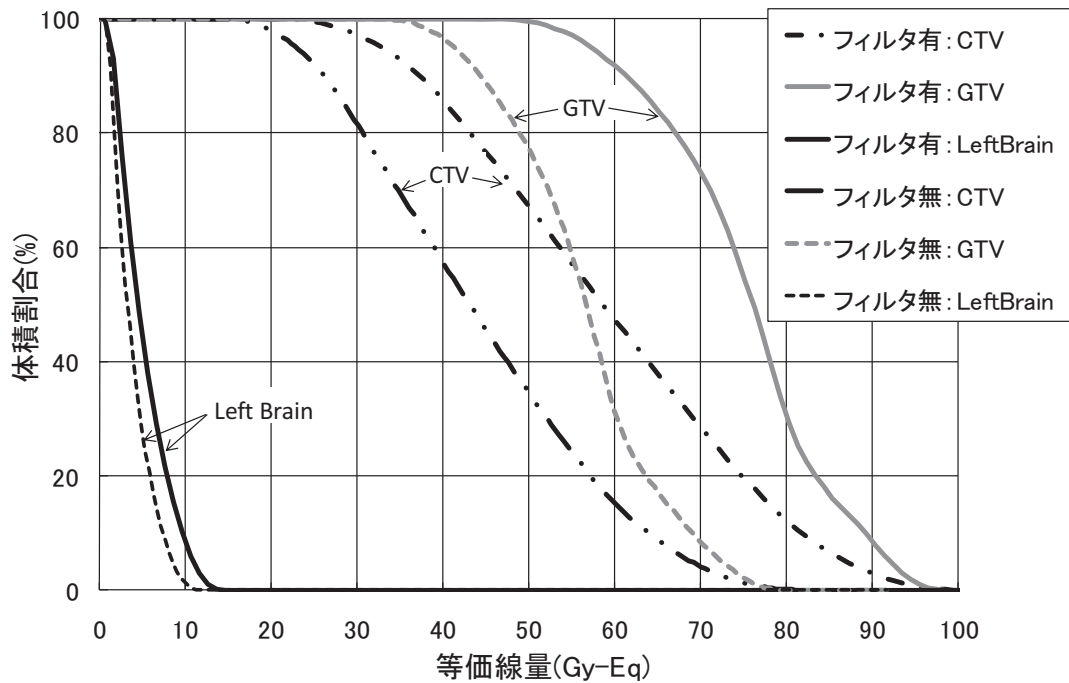
第 4.3.16 図 中性子スペクトルの比較



第 4.3.17 図 ファントム内の熱中性子束分布



第 4.3.18 図 表面で規格化したファントム内の熱中性子束分布



第 4.3.19 図 腫瘍及び左脳の線量体積ヒストグラム

4.4 シリコン照射技術の開発

原子炉における半導体製造方法は中性子核変換ドーピング（Neutron Transmutation Doping: NTD）法と呼ばれており、この方法は天然シリコン中の ^{30}Si （天然存在比：3.05%）に中性子を照射することにより、 ^{30}Si をリン（ ^{31}P ）に核変換し、シリコン中にリンを均一に添加（ドーピング）するものである。NTD法は他のドーピング法（ガスドーブ等）に比べて均一なドーピングが可能であるという特徴を有する。均一なドーピングは耐圧特性と関係するため、NTD法でドーピングされたシリコンは高耐圧パワーデバイスにおいて主に使用される。

平成22年度に取り組んだシリコン照射技術の開発は、次の2件である。1件目は、現在JRR-3において実施している6インチ径シリコンを用いたNTD照射において、照射効率を向上させるためにフィルター機能付き照射ホルダー（新型シリコン照射ホルダー）の開発である。新型照射ホルダーの開発は、(財)放射線利用振興協会との共同研究として実施した。2件目は、大口径シリコン（12インチ径）照射技術の開発である。これについては、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」として実施した。

4.4.1 新型シリコン照射ホルダーの開発

(1) 概要

原子炉で生産されるNTDシリコンは、主にIGBT等のパワーデバイス用半導体として一般産業分野で利用されている。パワーデバイスは省エネ機器には不可欠なものであり、近年の省エネ機器の普及に伴い、パワーデバイス用半導体であるNTDシリコンへの期待が高まりつつある。この需要に応えるための生産性向上の方法の一つとして、現行の反転法からワンスルーで照射が可能なフィルター法を用いた照射効率の向上が有望視されている。フィルター法とは、中性子フィルター機能を有する照射ホルダー（新型シリコン照射ホルダー）を用いることにより、シリコン内の軸方向の中性子束分布の均一化を図る方法である。フィルター法を用いることにより、現行の反転法に比べて大幅な照射効率向上を図ることが可能となる。本年度はH20年度に製作した新型シリコン照射ホルダーの特性試験を実施した。特性試験ではJRR-3のSI孔を用いて照射を行った。なお、本特性試験は財団法人放射線利用振興協会（RADA）との共同研究の一環として進めた。

(2) 特性試験

特性試験は、原子炉出力が低出力時と高出力時の2回に実施した。低出力試験（10kW）はH20年7月に、高出力試験（20MW）はH20年11月に実施した。両試験の概要及び目的は次の通りである。

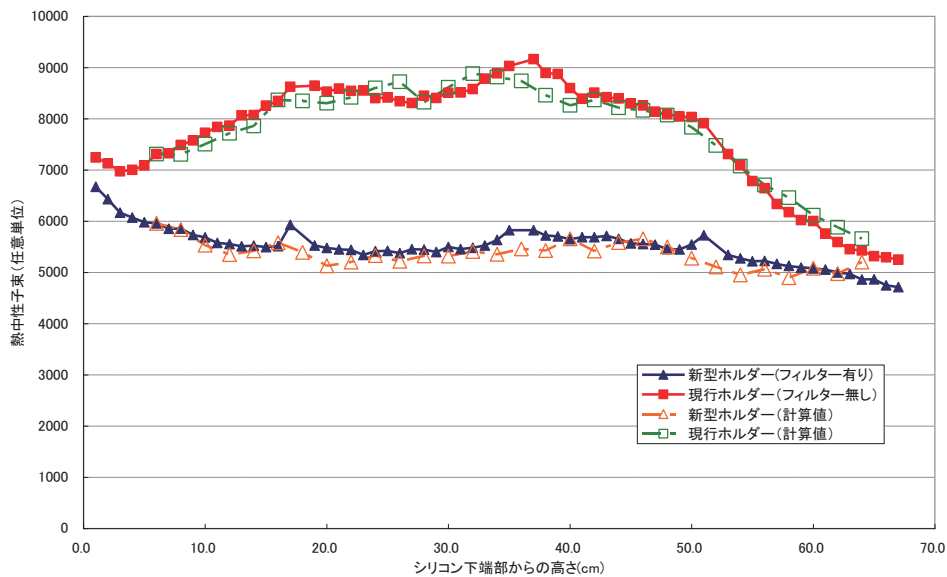
- ・低出力試験：フィルター自身の性能評価及び解析手法の妥当性を確認することを目的とした。正確にフィルター性能を評価するために、ホルダー内にシリコンは装荷せず、中性子束分布用の金線を取り付けたアクリル治具を装荷して照射を行った。新型ホルダー及び従来ホルダーの用いた照射をそれぞれ30分実施した。中性子束分布はホルダー中央部の軸方向に沿って測定した。
- ・高出力試験：上記低出力試験において、解析手法の妥当性が評価されたため、フィルター

法の適用性を検討するために、新型ホルダーにシリコンインゴットを装荷した照射を実施した。照射後シリコンを取出し、シリコンウェーハメーカーに依頼して、抵抗率の測定を実施した。照射は約 130 分実施した。抵抗率分布はホルダー中央部の軸方向に沿って測定した。

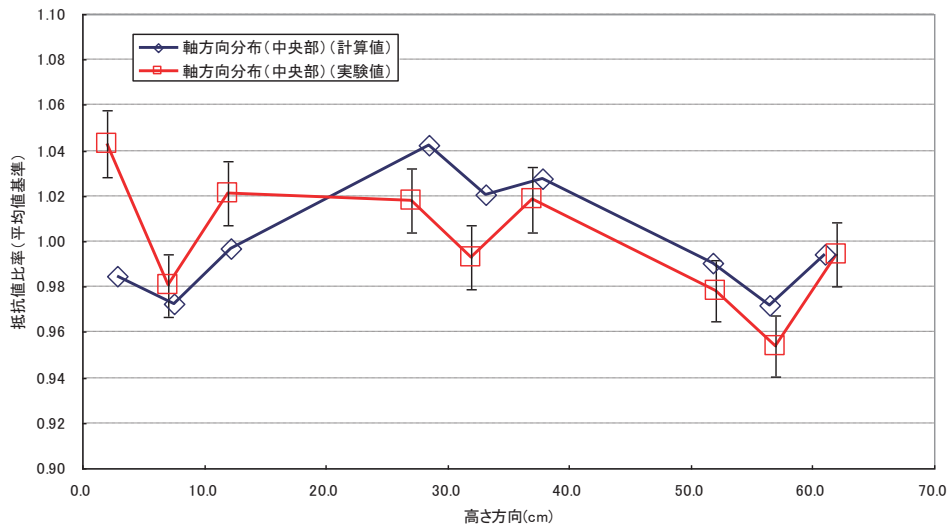
(3) 試験結果

低出力試験結果（中性子束分布結果）を第 4.4.1 図に示す。この結果より、実験値と解析値が良く一致していることが分かる。このことより解析手法の妥当性を評価することが出来た。新型ホルダーを用いることにより、現行ホルダーに比べて中性子束が約 3 割程度低下することが分かる。

高出力試験結果（中性子束分布結果）を第 4.4.2 図に示す。解析では解析で求まるドーピング反応率から抵抗率に換算した。実験値と解析値は比較的良く一致しているが、低出力試験に比べて差異が大きい。これは、抵抗率測定作業（ウェーハへの加工、アニーリング、抵抗率測定手法等）による影響が大きいと考えられる。また、高出力試験では、2cm～10cm 高さのシリコンインゴットを多数積み上げて新型ホルダーに格納しているが、インゴット間の微妙なズレが測定に影響している可能性も考えられる。抵抗率測定結果から、インゴット底面付近及び中央部の抵抗率が若干高くなった。今後の予定は、これら高くなった部分の抵抗率を下げて、より均一な照射となるようにフィルター設計の改良を進める。



第 4.4.1 図 低出力試験結果（中性子束分布）



第 4.4.2 図 高出力試験結果 (抵抗率分布)

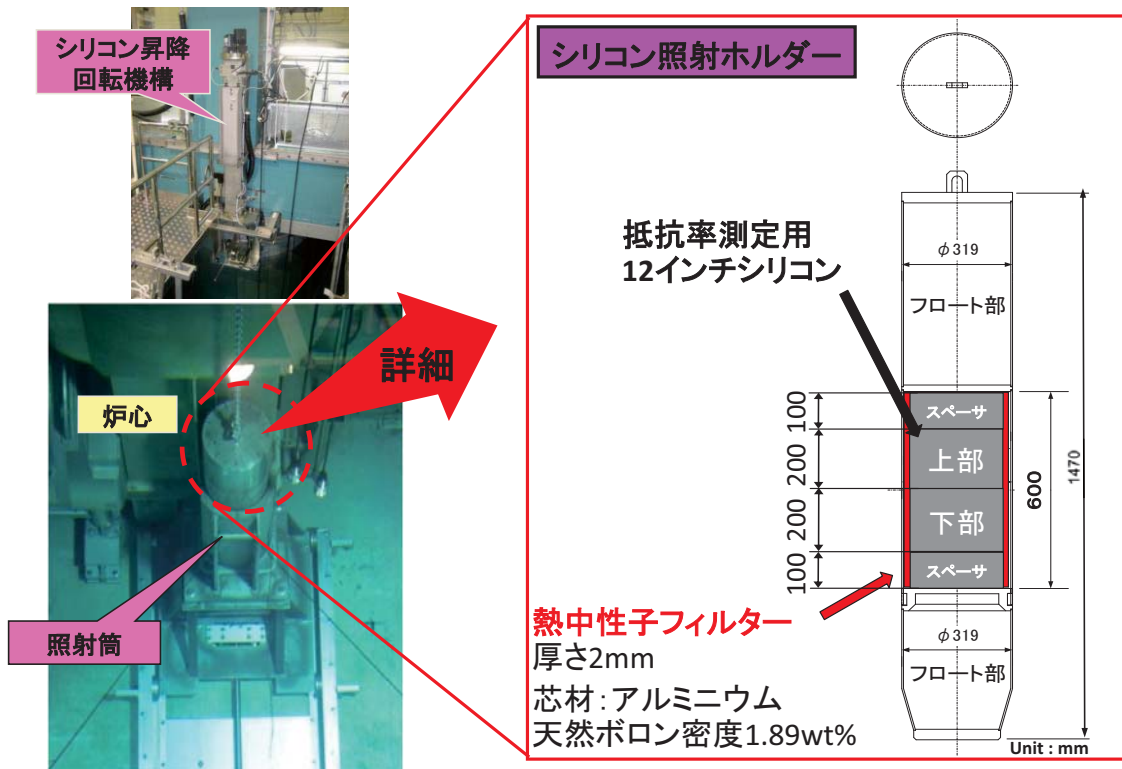
4.4.2 12インチ径シリコン照射技術の開発

これまでに JRR-4では、大口径シリコンインゴットへの均一な中性子照射技術開発を目的として、12インチ径 NTD (Neutron Transmutation Doping: 中性子核変換ドーピング) シリコン照射実験装置を製作し、本照射実験装置及び特性測定用12インチ径シリコンインゴット等を用いて、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実験を実施した。

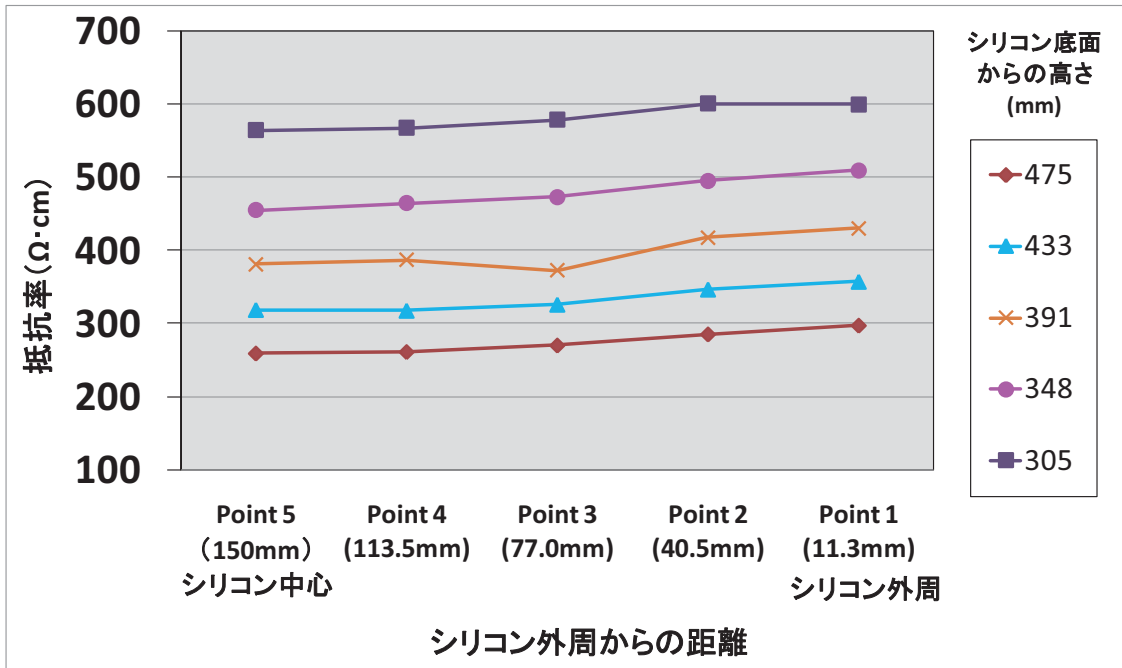
本年度は 本照射実験装置を用いて抵抗率測定用12インチシリコンの照射を行い、シリコンインゴット内面の抵抗率分布測定を行った。第4.4.3図に12インチシリコン照射実験装置及び抵抗率測定用12インチシリコンの配置概要を示す。抵抗率測定用12インチシリコン (直径301mm、高さ600mm (上部及び下部スペーサ各100mm を含む)) は、実施計画書に定めた目標抵抗率 $500\Omega\cdot\text{cm}$ 以下を目指すため、前年度実施した熱中性子束測定実験により得られた熱中性子束が高い領域で抵抗率測定用シリコン上部に対し集中的に照射を行った。照射は、シリコンの上下方向に対しての移動は行わずに、シリコン径方向の抵抗率分布を均一化するため、定速回転させながら原子炉出力3.5MW で合計146時間行った。照射終了後にシリコン製造メーカーにて抵抗率測定用12インチシリコンをウェーハ状に加工し、シリコン中心からシリコン外周の径方向の抵抗率分布を測定した。結果は、実施計画書で目標とした抵抗率測定用シリコンの抵抗率を $500\Omega\cdot\text{cm}$ 以下に対し最小値で $232\Omega\cdot\text{cm}$ を得ることができた。第4.4.4図にシリコン底面から各高さにおけるシリコン中心から外周の抵抗率の分布を示す。また、第4.4.5図に昨年度実施した熱中性子束測定結果を示す。

熱中性子束測定では、径方向の分布 (O/C 比) は本事業の目標値である1.1を満足する均一な分布を得ることが出来たが、抵抗率測定結果では中心領域に対する外周領域の抵抗率の比は最大1.15程度と大きくなった。この原因としては、シリコン中の酸素などの不純物に起因するサーマルドナーの影響が考えられる。今回の実験で用いたシリコン単結晶は MCZ 法で製造されたものである。一般に NTD では FZ 法で製造されるシリコン単結晶を用いられる。その理由として FZ シリコンは MCZ シリコンより不純物が少なく、サーマルドナーの影響が小さいためである。し

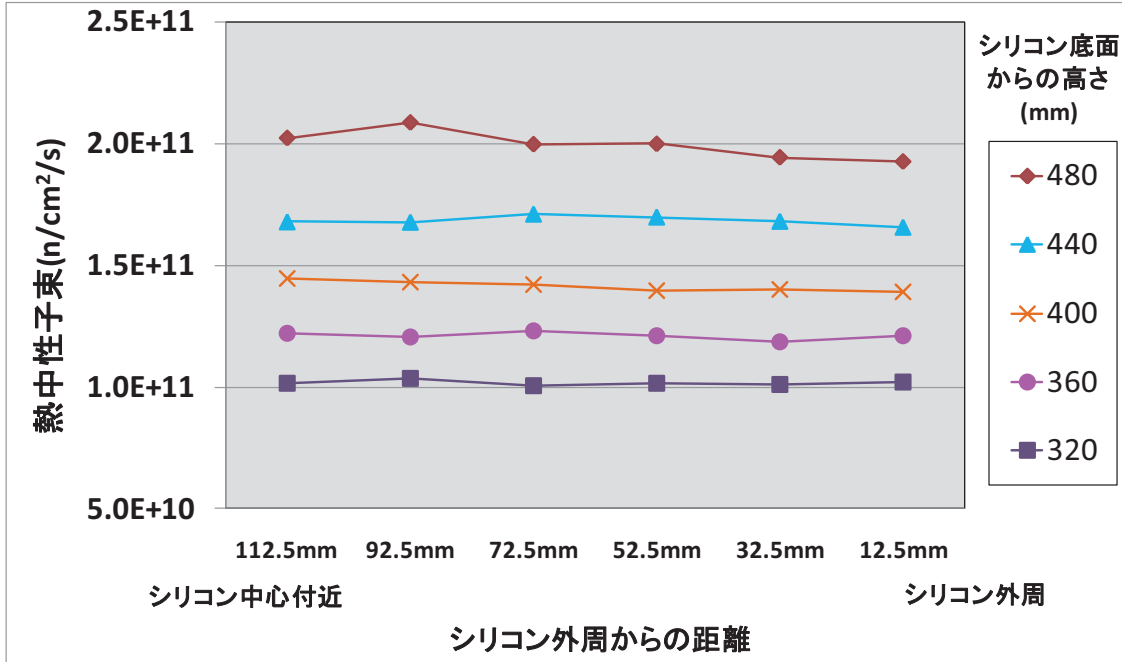
しかし、FZ 法では12インチ径のシリコン単結晶を製造することが出来ないため、今回の実験ではMCZ 法によるシリコン単結晶を用いた。大電力制御に用いられる半導体素子 IGBT（絶縁ゲートバイポーラトランジスタ）に求められる抵抗率分布のバラツキは10%以下であると仮定すると、今回の抵抗率測定実験で得られたウェーハの利用は厳しいと考えられる。しかし、今後メーカーによって不純物の少ないノンドープ12インチシリコンインゴットを製造する技術が開発されれば、今回の実験結果から NTD によって十分 IGBT として使用可能な抵抗率の均一なシリコンウェーハの製造が可能になると考えられる。



第4.4.3図 12インチシリコン照射実験装置及び抵抗率測定用12インチシリコンの配置概要



第 4.4.4 図 抵抗率測定結果



第 4.4.5 図 熱中性子束測定結果 (特性測定時)

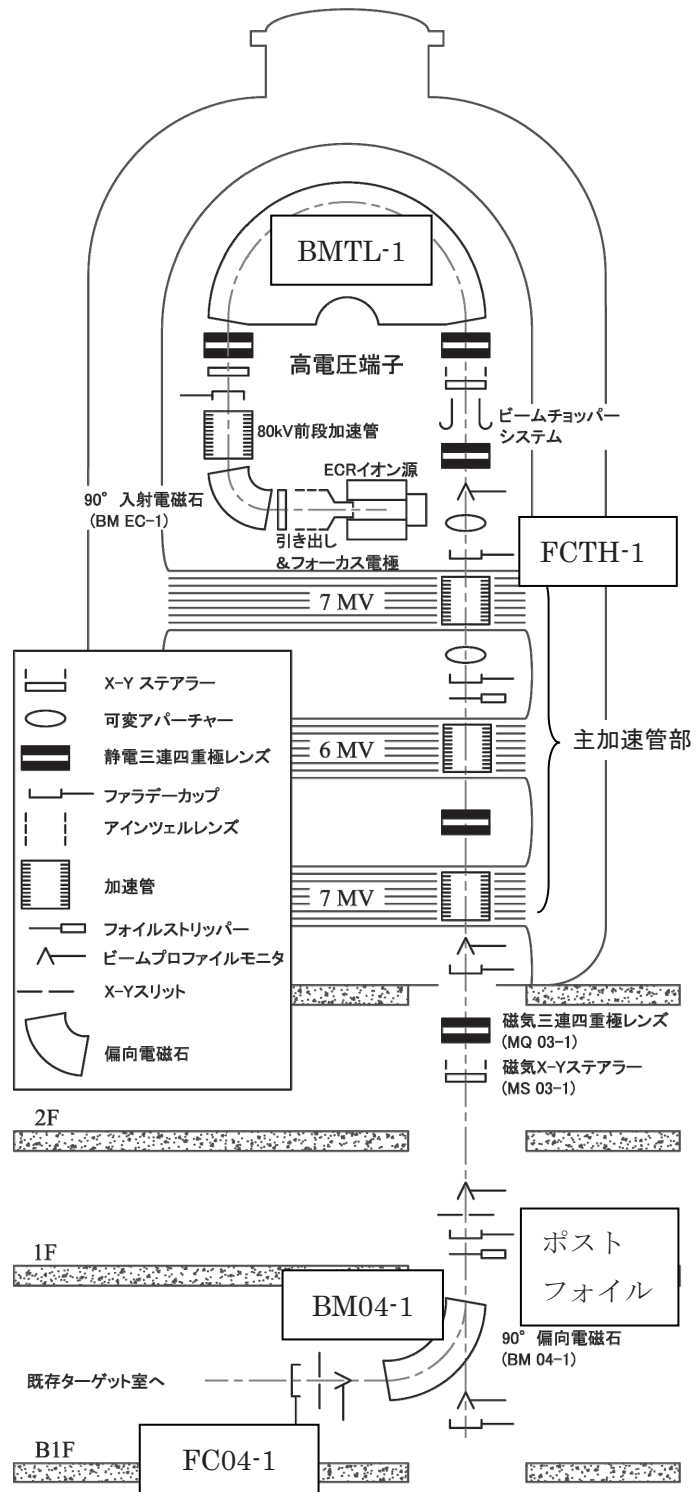
4.5 タンデム加速器系の開発

4.5.1 クラスターストリーム加速

タンデム加速器では現在、クラスタービームの加速及びその利用のための開発を進めている。本年度はターミナルイオン源での分子イオンの生成を確認し、クラスタービームの加速に成功した。

ターミナルイオン源(装置類の大まかな配置を第 4.5.1 図に示す)は高周波によりプラズマを発生しイオンを生成する電子サイクロトロン共鳴(ECR)イオン源である。これにソースガスとして、炭素が複数結合した構造を持つフェロセン($\text{Fe}(\text{C}_5\text{H}_5)_2$)を供給し、その構造を一部保った分子イオンを生成した。分子イオンの生成の確認のため、引出し電圧 5kV及び前段加速電圧 80kVで加速されたイオンを180度偏向電磁石BMTL-1にて分離し、ファラデーカップFCTH-1で電流値を確認した。電流値の確認は C^+ , CH^+ , CH_2^+ , C_2^+ , C_3^+ に相当する、質量電荷比(質量数(m)/電荷(q))=12,13,14,24,36となるイオンについて行った。その結果を第 4.5.1 表に示す(CH_2^+ に相当する $m/q=14$ のビーム電流値は、 N^+ を含んだ値であるため大きな値を示している)。

次に、ターミナル電圧を10MVに設定し、 C_3^+ と考えられるビームをファラデーカップFC04-1まで加速したところ、 $4.0 \times 10^{-9} \text{A}$ の電流値を確認できた。しかし、 C_3^+ の質量電荷比は36であるため、別のソースガスボトルに由来する $^{36}\text{Ar}^+$ が含まれている可能性がある。そこで、分析電磁石BM04-1の上流に位置する電子ストリッパ(ポストフォイル)を用いて、ターミナル電圧で加速されたイオンを単



第 4.5.1 図 装置類配置図

原子イオンへ分解及び多価イオン化し、これら単原子イオンに相当する質量電荷比ごとの電流値の分布から、 $^{36}\text{Ar}^+$ が含まれているか否かを調査した。その結果を第 4.5.2 表に示す。炭素イオンが含まれない質量電荷比のビームの電流値はいずれも検出限度以下であることから、ビームの構成イオンは炭素であり、 C_3^+ の生成及びクラスタービームの加速に成功したと言える。

今後、さらに多様な分子イオンの加速を実証するとともに、クラスタービーム用のターゲット室の整備を進めていく予定である。

第 4.5.1 表 FC TH-1 において確認した質量電荷比ごとの電流値

m/q	イオン種	電流値[A]
12	C^+	3.0×10^{-7}
13	CH^+	4.2×10^{-8}
14	$\text{CH}_2^+(\text{N}^+)$	2.0×10^{-7}
24	C_2^+	8.5×10^{-9}
36	C_3^+	2.7×10^{-9}

第 4.5.2 表 FC 04-1 において確認した質量電荷比ごとの電流値(ポストフォイルを使用)

m/q	イオン種	電流値[A]
2.4	$^{36}\text{Ar}^{15+}$, C^{5+}	8.0×10^{-12}
3	$^{36}\text{Ar}^{12+}$, C^{4+}	1.0×10^{-10}
3.27	$^{36}\text{Ar}^{11+}$	-
3.6	$^{36}\text{Ar}^{10+}$	-
4	$^{36}\text{Ar}^{9+}$, C^{3+}	1.0×10^{-10}
4.5	$^{36}\text{Ar}^{8+}$	-
5.14	$^{36}\text{Ar}^{7+}$	-
6	$^{36}\text{Ar}^{6+}$, C^{2+}	1.0×10^{-11}

4.5.2 オンライン同位体分離器用イオン源の開発

(1)概要

ウラン核分裂反応で生成される半減期 1 秒程の放射性核種をより強い強度で分離するため、高温型低圧アーク放電イオン源の開発を行っている。イオン源の概略図第 4.5.2 図に示す。目的の放射性核種は、タンデム加速器からの陽子ビームをウラン標的に入射し、陽子によるウラン核分裂反応によって生成する。標的槽は、周囲にあるフィラメントからの熱輻射やフィラメントと標的槽との間に直流電流を流す電子衝撃法により約 2000°Cまで加熱されている。そのため、生成した核種は、熱拡散と蒸発により標的から離れ、分子流によってイオン化室まで運ばれイオン化され、ビームとして引き出される。

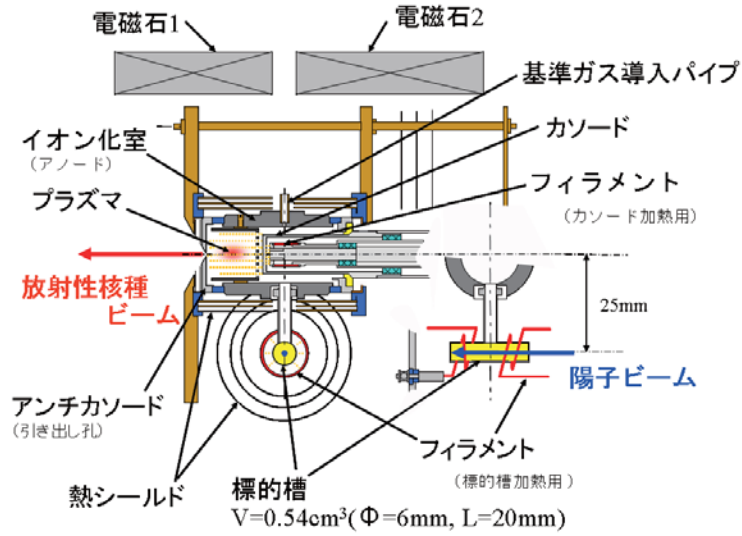
平成 22 年度は、標的槽の取り付け方法を改良すると共にアンチカソードのビーム引き出し孔の大きさを変えることでビーム引き出し効率が改善されるか試験を行った。

(2)標的槽の取り付け方法の改良

標的槽は、陽子ビームを入射する関係でイオン化室に対して直角になるようにしっかりと固定しなければならない。しかし、これまで用いていた標的槽は、取り付け用のネジが一体となった構造のため、ネジ山の関係でしっかりと直角に固定できず、スペーサーを使って調整をしていた。そのため、取り付けるのに非常に手間が掛かっていた。そこで、取り付けネジと標的槽を分割することで容易に取り付けできるものに改良した。改良した標的槽の写真を第 4.5.3 図に示す。改良した標的槽で 1700°Cまでの加熱試験を行い、取り付け箇所に緩みがなく、しっかりと固定されていることを確認した。

(3)アンチカソードの改良

アンチカソードは、カソードから引き出される電子の運動を制御する役割があり、通常はカソードとアノードとの間に加える電圧の中間程の電圧(0~+80V)を加えて運転している。これまでビーム引き出し孔の径がφ0.8mm のものを使用していた。今回、その他にφ1.0mm とφ1.2mm 径のものを製作し、それぞれについてビーム引き出し効率の測定を行った。測定の結果、φ1.0mm 径が最も良い効率で、基準ガスのキセノン(Xe)で 11.4%であった。逆に、φ0.8mm 径が最も悪い効率で、Xe で 3.1%であった。測定結果を第 4.5.3 表にまとめて示す。今回の結果からアンチカソードの径の大きさを変えることで、ビーム引き出し効率が改善できる可能性があることは確認できた。しかし、通常使用しているφ0.8mm 径の効率が低かったことに疑問がある。これまでφ0.8mm 径は、Xe で 11.3~15%の効率でビームを引き出せていた。そのため、来年度も引き続き測定を行い、引き出し効率が改善されるか確認して行くと共にφ0.8mm 径の引き出し効率が低くなった原因を調査する予定である。



第 4.5.2 図 高温型低圧アーク放電イオン源の概略図



第 4.5.3 図 改良した標的槽の写真

第 4.5.3 表 試験結果

径の大きさ[mm]	φ 1.0	φ 1.2	φ 0.8	
Xeのビーム電流(nA)	10.1	5.2	2.75	
Xeの引き出し効率[%]	11.4	5.9	3.1	
アノード	電圧[V]	150	150	150
	電流[A]	1.50	1.11	1.21
アンチカソード	電圧[V]	67	203	0.0
	電流[A]	0.1	0.3	0.0
電磁石1	電圧[V]	4.6	6.8	0.0
	電流[A]	11.8	16.7	0.1
電磁石2	電圧[V]	0.0	0.0	0.0
	電流[A]	0.0	0.0	0.0
真空度(CC#1)[Pa]	7.93×10^{-5}	1.12×10^{-4}	1.48×10^{-4}	

This is a blank page.

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のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議を組織して行っている。また、共同利用建家では、建家安全衛生連絡協議会により、安全管理の調整を図っている。

部内安全審査会は、部長の諮問機関として、原子炉施設及び使用施設の設置及び変更並びに工事認可に関する事、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関する事、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関する事、品質保証活動に関する施設の基本的な事項に関する事、保安活動又は品質保証活動に関する重要事項に関する事、原子炉施設の定期的な評価に関する事、照射キャプセルに関する事、一時管理区域の設定又は解除に伴う作業要領に関する事、その他部長が指示した事項に関する事等について、平成 22 年度において 16 回開催され、42 項目について審査を行った。

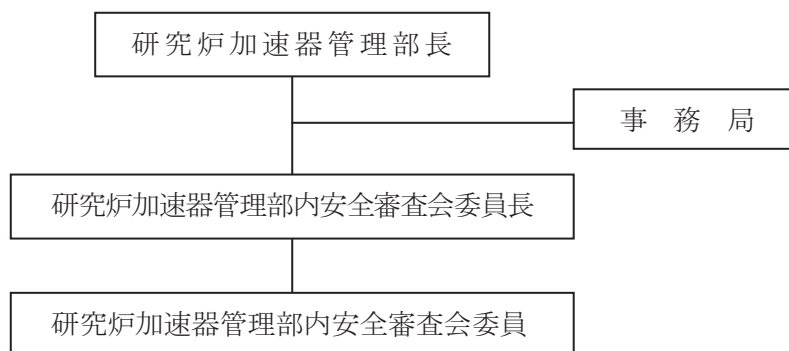
部安全衛生会議では、四半期ごとに実施する部長による部内安全衛生パトロールの結果について周知し、改善等の指示を行うとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

5.1 研究炉加速器管理部の安全管理体制

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

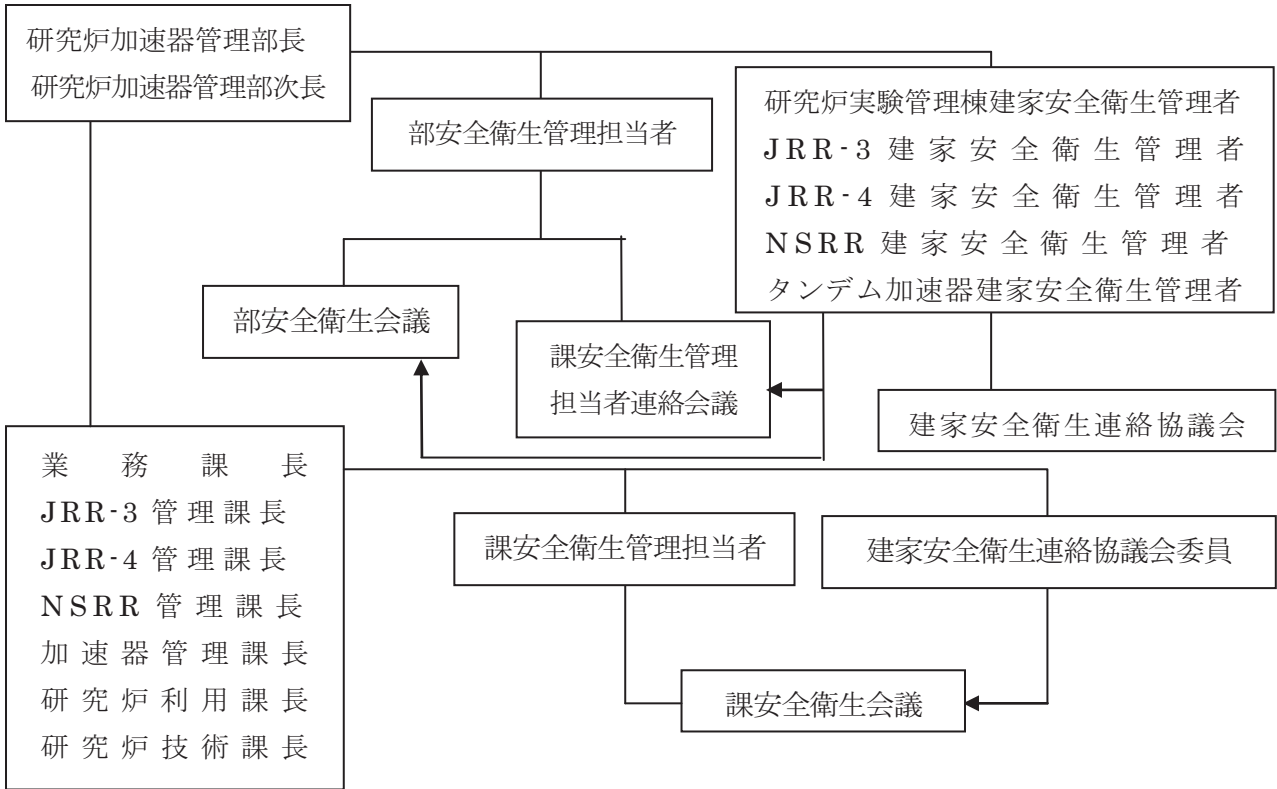
(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

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



(2) 研究炉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 22 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 22 年 4 月 6 日 (第 1 回)	原子炉施設保安規定（第 7 編）の一部改正について
平成 22 年 4 月 27 日 (第 2 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 実験用小動物の照射実験要領の一部改正について 2. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 3. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について
平成 22 年 5 月 11 日 (第 3 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. B-1 型大気圧水カプセルの製作・第 3 回について 2. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について 3. JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について 4. JRR-4 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について 5. 文書及び記録の管理要領の一部改正について
平成 22 年 6 月 8 日 (第 4 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設保全計画の変更について 2. JRR-4 原子炉施設の設置変更申請について 3. JRR-3 均一照射設備中性子フィルター機能付ホルダー特性試験計画について 4. 実験用小動物の照射実験要領の一部改正について
平成 22 年 6 月 17 日 (第 5 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（JRR-3 管理課）の一部改正について 2. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（JRR-4 管理課）の一部改正について 3. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（NSRR 管理課）の一部改正について 4. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（加速器管理課）の一部改正について 5. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（研究炉利用課）の一部改正について 6. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（ラジオアイソトープ製造棟）の一部改正について 7. タンデム加速器建家における核燃料物質の使用の変更許可申請について
平成 22 年 6 月 24 日 (第 6 回)	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
平成 22 年 6 月 30 日 (第 7 回)	タンデム加速器建家における核燃料物質の使用の変更許可申請について
平成 22 年 6 月 30 日 (第 8 回)	「燃料事故モニタ A 系の不調」に関する是正処置について

開催日	審査事項
平成 22 年 9 月 7 日 (第 9 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について 2. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について
平成 22 年 11 月 5 日 (第 10 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 気送管照射における硝酸セルロールフィルムの使用について 2. 実験用小動物の照射実験要領の一部改正について 3. JRR-3 及び 4 利用施設運転手引の一部改正について 4. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定 (第 6 編 JRR-3 の管理) の一部改正について 5. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定 (第 9 編 NSRR の管理) の一部改正について 6. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定 (第 11 編 JRR-4 の管理) の一部改正について
平成 22 年 12 月 1 日 平成 22 年 12 月 3 日 (第 11 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 隔離弁点検に係る管理要領書について 2. 耐震安全性評価中間報告 [JRR-3] について 3. 耐震安全性評価中間報告 [JRR-4] について
平成 22 年 12 月 13 日 (第 12 回)	NSRR 原子炉施設保全計画に基づく保全活動の実施の報告について
平成 23 年 1 月 13 日 (第 13 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定 (第 7 編 NSRR の管理) の一部改正について 2. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定 (第 9 編 NSRR の管理) の一部改正について
平成 23 年 1 月 25 日 (第 14 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定 (第 6 編 3 の管理) の一部改正について 2. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定 (第 9 編 NSRR の管理) の一部改正について 3. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定 (第 11 編 JRR-4 の管理) の一部改正について
平成 22 年 2 月 14 日 (第 15 回)	管理区域外の廃液配管の点検要領書 (案) [JRR-4 : 配管トレイ及び保温材で覆われた配管] について
平成 23 年 2 月 25 日 (第 16 回)	「JRR-4 における一時管理区域を指定して行う作業要領書 (案) [JRR-4 原子炉施設 共同溝及び屋外]

(2) 安全衛生パトロール

平成 22 年度における部内の安全衛生パトロールは、次のとおり実施された。

1) 部長による安全衛生パトロール

四半期ごとに実施した。

2) 課長による安全衛生パトロール

課ごとに毎月実施した。

3) 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール

研究炉実験管理棟、JRR-3、JRR-4、NSRR、タンデムの建家安全衛生管理者による安全衛生パトロールは、四半期ごとに実施した。

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 22 年 12 月 7 日	消火訓練	消火器を使用した消火訓練を実施した。	175 名
平成 22 年 12 月 8 日			121 名
平成 22 年 12 月 15 日	研究炉加速器管理部総合訓練	NSRR 原子炉棟において勤務時間内の火災を想定した、研究炉加速器管理部の総合訓練を実施した。	49 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 22 年 5 月 19 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。	38 名
平成 22 年 6 月 14 日 平成 23 年 1 月 26 日	再保安教育訓練	関係法令及び保安規定、品質保証、施設の構造、放射線管理、核燃料物質及び核燃料物質等により汚染された物の取扱い、非常時の場合に採るべき措置に関することについて教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線業務従事者再教育訓練用テキスト他	19 名 2 名
平成 23 年 3 月 3 日	安全確保に関する教育	安全確保を最重要課題として業務に取り組むについて教育訓練を実施した。 <テキスト> 安全設計における深層防護の考え方の適用についての解説	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。			

(3) JRR-3 管理課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 4 月 27 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。	63 名
平成 22 年 4 月 2 日 平成 22 年 4 月 8 日 平成 22 年 4 月 26 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員等を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 職場の安全衛生、放射線安全取扱手引等、平成 22 年度異動職員等研修資料	3 名 1 名 7 名
平成 22 年 4 月 23 日 平成 22 年 7 月 29 日 平成 22 年 10 月 14 日 平成 23 年 1 月 26 日 平成 23 年 3 月 1 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	23 名 19 名 9 名 3 名 1 名
平成 22 年 5 月 31 日～ 平成 22 年 6 月 3 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	40 名
平成 22 年 10 月 20 日	高所作業要領に基づく教育訓練及び過去の法令報告事象等からの教訓を学	「高所作業場の点検調査及び教育の実施について (依頼)」に基づく訓練及び平成 22 年度研究炉加速器管理部の品質目標に基づく訓練を実施した。	39 名
平成 22 年 12 月 21 日～ 平成 22 年 12 月 27 日	JRR-3 の炉心点検について	平成 22 年度定期点検における炉心点検の要領について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 炉心点検作業の概要	39 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 23 年 3 月 3 日	研究炉加速器管理部の平成 22 年度品質目標に基づく安全に関する教育	研究炉加速器管理部の平成 22 年度品質目標「安全確保を最重要課題として業務に取り組む。」に基づき、安全確保に関する教育として実施した。 <テキスト> 安全設計における深層防護の考え方の適用についての解説	33 名
平成 22 年 4 月 26 日 平成 23 年 1 月 31 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引新旧対照表	41 名 39 名
平成 22 年 5 月 10 日		「原子力科学研究所不適合管理及び是正処理並びに予防処置要領」の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所不適合管理及び是正処理並びに予防処置要領新旧対照表	41 名
平成 22 年 6 月 1 日		「リスクアセスメントの実施要領」、「職場巡視要領」、「工事・作業安全アニュアル」の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 通達文、リスクアセスメントの実施要領新旧対照表、職場巡視要領新旧対照表、工事・作業安全アニュアル新旧対照表	41 名
平成 22 年 5 月 31 日～ 平成 22 年 6 月 3 日		JRR-3 本体施設運転手引及び JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 本体施設運転手引新旧対照表 JRR-3 使用施設等本体施設使用手引新旧対照表	40 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 6 月 14 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p>「文書及び記録の管理要領」（研究炉加速器管理部品証文書）の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>「文章及び記録の管理要領」（研究炉加速器管理部品証文書）新旧対照表</p>	41 名
平成 22 年 9 月 1 日～ 平成 22 年 9 月 13 日		<p>9月1日付けの組織名称の変更等による原子力科学研究所規則等の一部改正に伴い、以下の規則等の教育を実施した。</p> <p>有機溶剤の管理要領、事故対策規則、放射線障害予防規程、品質保証計画書、国際規制物質等計量管理規則、消防計画、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定、安全衛生管理規則</p> <p><テキスト></p> <p>有機溶剤の管理要領新旧対照表、事故対策規則新旧対照表、放射線障害予防規程新旧対照表、品質保証計画書新旧対照表、国際規制物質等計量管理規則新旧対照表、消防計画新旧対照表、原子炉施設保安規定新旧対照表、核燃料物質使用施設等保安規定新旧対照表、安全衛生管理規則新旧対照表</p>	40 名
平成 23 年 2 月 25 日		<p>平成 22 年度研究炉加速器管理部通報連絡基準の一部改正及び「工事・作業安全マニュアル」に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>JRR-3 原子炉建家 HFCM 警報発報事象等、工事・作業安全マニュアル新旧対照表</p>	38 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随時実施するとともに、職員等に次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 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。	33 名
平成 22 年 4 月 16 日 平成 22 年 5 月 18 日～ 平成 22 年 5 月 31 日 平成 22 年 5 月 19 日～ 平成 22 年 5 月 31 日 平成 22 年 5 月 18 日～ 平成 22 年 6 月 7 日 平成 22 年 5 月 19 日～ 平成 22 年 6 月 7 日 平成 22 年 5 月 19 日～ 平成 22 年 5 月 27 日 平成 22 年 5 月 19 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 22 年度異動職員等研修資料	1 名 2 名 1 名 2 名 1 名 1 名 1 名 1 名
平成 22 年 4 月 23 日 平成 22 年 7 月 29 日 平成 22 年 10 月 14 日	再保安教育訓練	課員及び JRR-4 建家関係者を対象に放射線業務従事者に対する保安教育訓練(再教育訓練)を実施した。 <テキスト> 安全衛生他	7 名 3 名 4 名
平成 22 年 4 月 5 日	応用試験棟における漏水についてに係るの水平展開についてに関する教育	応用試験棟における漏水についてに係る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	15 名
平成 22 年 4 月 26 日	「常陽」原子炉付属建家における火災発生に対する対策の水平展開に関する教育	「常陽」原子炉付属建家における火災発生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	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 12 月 7 日	廃液輸送管撤去作業における管理区域外での放射性物質の漏えいに関する水平展開に関する教育	管理区域外での放射性物質の漏えいについて原因と対策の教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 水平展開指示書他	
平成 22 年 6 月 30 日	原子炉計画外停止に伴う教育訓練	原子炉計画外停止に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ HN コネクタ脱着時の注意事項	14 名
平成 22 年 9 月 1 日	平成 22 年度防災週間における自主防災訓練の実施	大規模地震を想定した避難、施設等の点検及び人員把握の訓練。	12 名
平成 22 年 10 月 25 日 平成 22 年 10 月 28 日	過去に起きたトラブル事象に対する教訓について	過去に起きたトラブル事象に対する教訓について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 教訓集及びトラブル事例集一覧表	11 名 2 名
平成 23 年 3 月 8 日	安全確保に関する教育	安全確保を最重要課題として業務に取り組む。 ＜テキスト＞ 安全設計における深層防護の考え方の適用についての解説	15 名
平成 22 年 4 月 1 日 平成 22 年 9 月 2 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	放射線障害予防規程の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線障害予防規程新旧対照表	15 名 15 名
平成 22 年 4 月 1 日		放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線安全取扱手引新旧対照表	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 4 月 20 日 平成 22 年 5 月 24 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	JRR-4 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-4 運転手引新旧対照表	15 名 14 名
平成 22 年 5 月 24 日		JRR-4 使用施設等本体施設使用手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-4 使用施設等本体施設使用手引新旧対照表	14 名
平成 22 年 4 月 26 日		原子力科学研究所調達管理要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所調達管理要領新旧対照表	15 名
平成 22 年 5 月 10 日		原子力科学研究所事故故障発生時の通報連絡基準の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所事故故障発生時の通報連絡基準新旧対照表	15 名
平成 22 年 6 月 1 日		「リスクアセスメントの実施要領」、「職場巡視要領」、「工事・作業安全アニュアル」の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> リスクアセスメントの実施要領」新旧対照表、職場巡視要領新旧対照表、工事・作業安全アニュアル新旧対照表	14 名
平成 23 年 2 月 2 日		「工事・作業安全アニュアル」の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 工事・作業安全アニュアル新旧対照表	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 9 月 1 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	危険予知 (KY) 活動及びツールボックスミーティング (TBM) 実施要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 危険予知 (KY) 活動及びツールボックスミーティング (TBM) 実施要領新旧対照表	14 名
平成 22 年 9 月 1 日		原子力科学研究所有機溶剤の管理要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所有機溶剤の管理要領新旧対照表	14 名
平成 22 年 9 月 1 日		原子力科学研究所安全警報設備管理手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所安全警報設備管理手引新旧対照表	14 名
平成 22 年 9 月 2 日		原子力科学研究所事故対策規則の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所事故対策規則新旧対照表	14 名
平成 22 年 9 月 3 日		原子力科学研究所品質保証計画の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所品質保証計画新旧対照表	15 名
平成 22 年 9 月 3 日 平成 22 年 9 月 27 日～ 平成 22 年 9 月 28 日		原子炉施設、核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定新旧対照表 核燃料物質使用施設等保安規定新旧対照表	15 名 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 9 月 3 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子力科学研究所消防計画の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所消防計画新旧対照表	14 名
平成 22 年 9 月 8 日		原子力科学研究所安全衛生管理規則の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所安全衛生管理規則新旧対照表	
平成 22 年 9 月 21 日 平成 22 年 9 月 22 日		冷凍高压ガス製造施設の保安について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 冷凍高压ガス危害予防規程、JRR-4 冷凍高压ガス製造施設運転要領他	10 名 1 名
平成 22 年 12 月 28 日		平成 22 年度研究炉加速器管理部通報連絡基準の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。	14 名
平成 23 年 1 月 21 日		放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線安全取扱手引新旧対照表	15 名
平成 23 年 2 月 22 日		研究炉加速器管理部防火・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＞ 研究炉加速器管理部防火・防災管理要領新旧対照表	15 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(5) NSRR 管理課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 5 月 26 日	通報訓練	課員及び NSRR 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	39 名
平成 22 年 4 月 23 日～ 平成 22 年 4 月 28 日 平成 22 年 10 月 4 日～ 平成 22 年 10 月 7 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	2 名 2 名
平成 22 年 4 月 6 日～ 平成 22 年 4 月 9 日 平成 22 年 4 月 20 日 平成 22 年 6 月 8 日 平成 22 年 7 月 6 日 平成 22 年 10 月 14 日 平成 22 年 12 月 7 日 平成 23 年 2 月 10 日 平成 23 年 3 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。 ＜テキスト＞ 安全衛生他	7 名 1 名 2 名 1 名 3 名 2 名 25 名 2 名
平成 22 年 4 月 1 日	「常陽」原子炉 付属建家における火災発生に対する対策の水平展開に関する教育	「常陽」原子炉付属建家における火災発生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	20 名
平成 22 年 4 月 1 日 平成 22 年 5 月 11 日	特定化学物質等の業務の就業中の再教育	特定化学物質等の業務について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 特定化学物質等の管理要領他	4 名 1 名
平成 22 年 5 月 10 日	平成 22 年度研究炉加速器管理部安全衛生管理実施計画に関する教育	平成 22 年度研究炉加速器管理部安全衛生管理実施計画の内容について教育訓練を実施した。	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 22 年 5 月 17 日～ 平成 22 年 5 月 24 日 平成 22 年 4 月 27 日～ 平成 22 年 10 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 1 名
平成 22 年 5 月 28 日	液体窒素の性質と安全な取扱いに関する教育	液体窒素の性質と安全な取扱いに富もう、教育訓練を実施した。	20 名
平成 22 年 7 月 16 日 平成 22 年 10 月 12 日	施設定期自主検査及び自主検査に関する教育（核燃料物質使用施設等）	施設定期自主検査及び自主検査を実施するにあたり、各要領書の変更箇所及び作業内容について再教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 核燃料物質使用施設等施設定期自主検査要領書、核燃料物質使用施設等自主検査要領書	15 名
平成 22 年 7 月 16 日 平成 22 年 7 月 20 日 平成 22 年 10 月 12 日	施設定期自主検査及び自主検査に関する教育（原子炉施設）	施設定期自主検査及び自主検査を実施するにあたり、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子炉施設施設定期自主検査要領書、原子炉施設自主検査要領書	8 名 1 名
平成 22 年 9 月 1 日	平成 22 年度防災週間における自主防災訓練の実施	大規模地震を想定した避難、施設等の点検及び人員把握の訓練。	20 名
平成 22 年 9 月 30 日 平成 22 年 10 月 1 日	高所作業要領に基づく教育訓練及び過去の法令報告事象等に関する教育	「高所作業場の点検調査及び教育の実施について（依頼）」に基づく訓練及び平成 22 年度研究炉加速器管理部の品質目標に基づく訓練を実施した。	17 名 3 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 10 月 4 日	XII - I 型大気圧水カプセルの製作事業者検査要領書についてに関する教育	NSRR 原子炉施設の使用前検査のうち、事業者が行う検査が円滑に遂行するための XII - I 型大気圧水カプセルの製作事業者検査要領書について教育訓練を実施した。	1 名
平成 22 年 11 月 29 日	首藤バルブ製作所における材料試験成績書の捏造に関する教育	株式会社首藤バルブ製作所における、材料の化学成分や機械試験の結果を証明する材料試験成績書のねつ造に係る注意喚起について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 水平展開指示書他	13 名
平成 22 年 11 月 30 日	研究炉加速器管理部品品質目標教訓集についてに関する教育	過去のトラブル事例を基に作成した教訓集の教育訓練を実施した。	12 名
平成 22 年 11 月 30 日	廃液輸送管撤去作業における管理区域外での放射性物質の漏えいに関する水平展開に関する教育	管理区域外での放射性物質の漏えいについて原因と対策の教育訓練を実施した。 <テキスト> 水平展開指示書他	20 名
平成 22 年 12 月 15 日	空気呼吸器取扱訓練	空気呼吸器の装着前の確認、装着及び脱着の訓練を実施した。 <テキスト> 空気呼吸器取扱手順	31 名
平成 23 年 3 月 8 日	安全確保に関する教育	安全確保を最重要課題として業務に取り組む。 <テキスト> 安全設計における深層防護の考え方の適用についての解説	12 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 4 月 1 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	放射線障害予防規程の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線障害予防規程新旧対照表	15 名
平成 22 年度 4 月 2 日		平成 22 年度安全関係の各方針及び施策について、以下の施策等の教育を実施した。 <テキスト> 平成 22 年度安全衛生管理基本方針及び活動施策、平成 22 年度原子力安全に係る品質方針、平成 22 年度原子力施設における法令等遵守に係る活動方針及び活動施策、平成 22 年度原子力施設における安全文化の醸成に係る活動方針及び活動施策、平成 22 年度環境基本方針について	21 名
平成 22 年 4 月 2 日		放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引新旧対照表	20 名
平成 23 年 2 月 1 日			19 名
平成 23 年 2 月 3 日			1 名
平成 22 年 4 月 5 日		NSRR 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> NSRR 本体施設運転手引新旧対照表	20 名
平成 22 年 5 月 26 日	国際規制物資計量管理規定等の改正の一部改正に伴い、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新旧対照表	13 名	
平成 22 年 9 月 7 日		13 名	

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 6 月 1 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	「リスクアセスメントの実施要領」、 「職場巡視要領」、「工事・作業安全マニュアル」の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 通達文、リスクアセスメントの実施要領」新旧対照表、職場巡視要領新旧対照表、工事・作業安全マニュアル新旧対照表	12 名
平成 22 年 6 月 1 日		「文書及び記録の管理要領」（研究炉加速器管理部品証文書）の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 「文章及び記録の管理要領」（研究炉加速器管理部品証文書）新旧対照表	23 名
平成 22 年 7 月 5 日		「医薬用外毒物劇物危害防止等管理要領」、「医薬用外毒物劇物管理マニュアル」の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 医薬用外毒物劇物危害防止等管理要領新旧対照表、医薬用外毒物劇物管理マニュアル新旧対照表	20 名
平成 22 年 7 月 21 日 平成 22 年 9 月 27 日		核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 核燃料物質使用施設等保安規定新旧対照表	20 名 21 名
平成 22 年 9 月 7 日		原子炉施設保安規定の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定新旧対照表	21 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 9 月 9 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子力科学研究所消防計画の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所消防計画新旧対照表	21 名
平成 22 年 9 月 9 日		NSRR 本体施設運転手引及び NSRR 本体使用施設等本体施設使用手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ NSRR 本体施設運転手引新旧対照表、 NSRR 本体使用施設等本体施設使用手引新旧対照表	20 名
平成 23 年 1 月 27 日 平成 23 年 2 月 8 日		原子力科学研究所通報連絡基準について、施設における事故故障等の通報連絡について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所通報連絡基準	10 名 2 名
平成 23 年 2 月 8 日		原子力科学研究所原子力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新旧対象表	12 名
平成 23 年 2 月 22 日		研究炉加速器管理部防火・防災管理要領の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 研究炉加速器管理部防火・防災管理要領新旧対象表	12 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随時実施するとともに、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 6 月 25 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。	59 名
平成 22 年 8 月 26 日 平成 22 年 9 月 13 日	異常時、非常時における対応に関する教育	空気呼吸器及び避難用酸素マスクの装着前の確認、装着及び脱着の訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 空気呼吸器取扱手順、避難用酸素マスク取扱手順	20 名 1 名
平成 22 年 9 月 1 日	平成 22 年度防災週間における自主防災訓練の実施	大規模地震を想定した避難、施設等の点検及び人員把握の訓練。	20 名
平成 22 年 9 月 10 日	タンデム加速器の運転に係る教育	タンデム加速器の運転に携わる従事者に対し、加速器機器の運転操作及び注意点検等について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ タンデム加速器運転計画	15 名
平成 22 年 9 月 22 日	高所作業要領に基づく教育訓練及び過去の法令報告事象等に関する教育	「高所作業場の点検調査及び教育の実施について（依頼）」に基づく訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 高所作業要領他	20 名
平成 22 年 11 月 9 日	再保安教育訓練	課員及びタンデム加速器建家関係者を対象に放射線業務従事者に対する保安教育訓練(再教育訓練)を実施した。 ＜テキスト＞ 安全衛生他	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。			

(7) 研究炉利用課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 4 月 22 日 平成 23 年 1 月 19 日 平成 23 年 2 月 10 日	通報訓練	課員及び JRR-1 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	38 名 31 名 10 名
平成 22 年 4 月 7 日～ 平成 22 年 4 月 14 日 平成 22 年 5 月 10 日～ 平成 22 年 5 月 14 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 保安規定、放射線安全取扱手引他	6 名 8 名
平成 22 年 4 月 23 日 平成 22 年 6 月 4 日 平成 22 年 7 月 29 日 平成 22 年 10 月 14 日 平成 23 年 1 月 26 日	再保安教育訓練	課員及び研究炉利用課関係者を対象に放射線業務従事者等に対する保安教育訓練(再教育訓練)を実施した。 <テキスト> 安全衛生他	10 名 22 名 1 名 1 名 1 名
平成 22 年 5 月 31 日	品質保証活動に関する教育訓練	品質保証について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 品質保証計画他	21 名
平成 22 年 6 月 28 日 平成 22 年 7 月 7 日 平成 22 年 7 月 26 日 平成 22 年 8 月 5 日～ 平成 22 年 8 月 10 日 平成 22 年 11 月 29 日	主要な設備の構造、機能、性能に関する教育訓練	原子炉施設又は使用施設の構造、性能及び運転に関する教育訓練 <テキスト> JRR-4 の利用設備についての説明資料、JRR-3 利用施設の主要な設備の運転管理及び保守	27 名 16 名 37 名 6 名 2 名
平成 22 年 8 月 30 日 平成 22 年 9 月 1 日 平成 22 年 9 月 10 日～ 平成 22 年 9 月 17 日 平成 22 年 10 月 4 日 平成 22 年 11 月 5 日	異常時の措置に関する教育訓練	異常時の措置に関することについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> 異常時の措置他	26 名 10 名 7 名 1 名 1 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 9 月 1 日	平成 22 年度防災週間における自主防災訓練の実施	大規模地震を想定した避難、施設等の点検及び人員把握の訓練。	41 名
平成 22 年 9 月 27 日 平成 22 年 9 月 29 日 平成 22 年 10 月 19 日～ 平成 22 年 10 月 20 日	品質保証計画、品質保証活動に必要な文書及び標準書式に関する教育訓練	品質保証計画、品質保証活動に必要な文書及び標準書式に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 品質保証計画他	23 名 12 名 7 名
平成 22 年 9 月 27 日 平成 22 年 9 月 29 日 平成 22 年 10 月 19 日～ 平成 22 年 10 月 20 日	高所作業要領に基づく教育訓練	燃料試験施設における作業員の転落について、高所作業等に係る事故事例を示し、安全意識の向上を図る教育訓練を実施した。 <テキスト> 高所作業要領	23 名 12 名 7 名
平成 22 年 10 月 26 日 平成 22 年 11 月 8 日 平成 22 年 11 月 25 日	RI 施設関係法令、当該施設の構造操作等に関する教育訓練	RI 施設関係法令、当該施設の構造操作等に関する教育訓練を実施した。 <テキスト> RI 関連教育訓練資料、放射線安全取扱新旧対照表	35 名 4 名 4 名
平成 22 年 10 月 26 日 平成 22 年 11 月 8 日 平成 22 年 11 月 25 日	過去に行政庁からの指導のあった事象及び法令報告事象の教育訓練	過去に行政庁からの指導のあった事象及び法令報告事象に基づき、教育訓練を実施した。 <テキスト> トラブル事象教訓集他	35 名 4 名 4 名
平成 23 年 1 月 31 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	事故・故障時の通報連絡について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 通報連絡基準他	31 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(8) 研究炉技術課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 22 年 4 月 26 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。	30 名
平成 22 年 4 月 26 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。	31 名
平成 22 年 4 月 7 日 平成 22 年 10 月 7 日	配属時保安教育訓練	異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 配属時保安教育訓練テキスト他	3 名 1 名
平成 21 年 4 月 23 日 平成 22 年 7 月 29 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	4 名 7 名
平成 22 年 6 月 28 日	RI 製造棟に係る施設固有の保安教育	RI 製造棟に係る施設固有の保安教育訓練を実施した。 <テキスト> RI 製造施設管理係の放射線管理について他	13 名
平成 22 年 9 月 1 日	平成 22 年度防災週間における自主防災訓練の実施	大規模地震を想定した避難、施設等の点検及び人員把握の訓練。	21 名
平成 22 年 9 月 30 日 平成 22 年 10 月 4 日	高所作業要領に基づく教育訓練	燃料試験施設における作業員の転落について、高所作業等に係る事故事例を示し、安全意識の向上を図る教育訓練を実施した。 <テキスト> 高所作業要領	18 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 22 年 10 月 29 日 平成 22 年 11 月 8 日	過去に行政庁からの指導のあった事象及び法令報告事象の教育訓練	過去に行政庁からの指導のあった事象及び法令報告事象に基づき、教育訓練を実施した。 <テキスト> トラブル事象教訓集他	7 名 2 名
平成 22 年 12 月 21 日	SF 施設に係る施設固有事項及び核燃料物資と RI の管理についての保安教育訓練	SF 施設に係る施設固有事項及び核燃料物資と RI の管理についての保安教育訓練を実施した。	8 名
平成 22 年 4 月 28 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	平成 22 年度安全衛生実施計画、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> 平成 22 年度安全衛生実施計画、放射線安全取扱手引新旧対照表	11 名
平成 22 年 5 月 27 日 平成 22 年 5 月 31 日		平成 22 年度安全活動の基本方針、原子力科学研究所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> 平成 22 年度安全活動の基本方針、原子力科学研究所通報連絡基準新旧対照表	19 名 2 名
平成 22 年 9 月 30 日		9 月 1 日付けの組織名称の変更等による原子力科学研究所規則等の一部改正に伴い、以下の規則等の教育を実施した。 原子炉施設保安規定、核燃料物質等保安規定、品質保証計画、事故対策規則、消防計画、X 線装置保安規則、少量核燃料物質使用施設等保安規則、放射線障害予防規程 <テキスト> 原子炉施設保安規定新旧対照表、核燃料物質等保安規定新旧対照表、品質保証計	8 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
		画新旧対照表、事故対策規則新旧対照表、消防計画新旧対照表、X線装置保安規則新旧対照表、少量核燃料物質使用施設等保安規則新旧対照表、放射線障害予防規程新旧対照表	
平成 23 年 1 月 27 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引新旧対照表	15 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. 国際協力

International Cooperation

This is a blank page.

6.1 文部科学省原子力研究交流制度等

(1) 文部科学省原子力研究交流制度

文部科学省（MEXT）の平成 22 年度原子力研究交流制度に基づき、NSRR 管理課では研究炉の運転管理を学習するために約 3 ヶ月、加速器管理課ではタンデム加速器の運転管理を学習するため約 4 ヶ月、それぞれ 1 名を受け入れた。

(2) 国際機関研修制度

今期は受け入れが無かった。

6.2 外国人招へい制度

研究炉加速器管理部では、外国人研究者招へい制度に基づく招へいはなかった。

This is a blank page.

7. 東日本大震災の被害状況

Situation of Damage from the Great East Japan Earthquake

This is a blank page.

7.1 JRR-3

震災による JRR-3 本体施設の安全上深刻な被害は無かった。また、原子炉の運転・制御に必要な設備にも被害が無かった。被害は、原子炉建家外の地盤沈下に因るものが多くを占めた。

JRR-3 本体施設の各設備について被害状況を以下に示す。

(1) 原子炉建家 (第 7.1.1 図 参照)

JRR-3 原子炉建家周辺で広範な地盤沈下が確認された。炉室内では周辺部の天井板の落下、天井水銀灯の破損等があったが、原子炉躯体を含む炉心構造物、燃料要素、制御棒、1 次冷却系設備及びその他の冷却系設備について外観上の被害は受けなかった。使用済燃料プールについては地震によるスロッシングにより、700ℓ 程度プール外へ溢水したが、冠水維持に影響はなく安全機能上問題はない状態であった。その他、使用済燃料貯槽室と燃料管理施設の間のシャッターが落下し、閉状態となった。また、上部遮へい体駆動装置の軸受台座が破損した。



第 7.1.1 図 原子炉建家周辺の地盤沈下

(2) 原子炉制御棟

中央制御室の天井板の一部破損、照明の落下及び仕切壁のガラスの破損が生じたが、計測制御系統施設 (中性子計装設備、工学的安全施設作動設備、プロセス制御計算機等) について被害はなかった。

(3) 冷却塔

受変電設備の低圧動力 400V,500kVA トランスが損傷し、電気系統が使用できない状態となった。また、冷却塔周辺が地盤沈下し、配管の基礎コンクリートが露出したほか、蒸気配管の変形、階段つなぎ目の破損、足場やグレーチングの歪みが確認された。

(4) 共同溝 (第 7.1.2 図 参照)

地盤沈下の影響により 8cm 程度、共同溝と排気塔とのつなぎ目に段差が生じたほか、各エキスパンション部分において段差が生じた。また、共同溝の一部でクラックが生じ、地下水の浸入が生じた。



第 7.1.2 図 排気塔と共同溝の段差

7.2 JRR-4

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災による地震動及び地盤沈下の影響により JRR-4 では以下の施設に被害が生じた。

(1) 炉室(ローディングドック A 含む)

震災発生時 No. 1 プールにてスロッシングが発生し、プール水が溢流した。また、震災後の調査では、炉室とローディングドック A とのエキスパンション部のコンクリートの剥離、天井ボード(5 箇所)破損による落下が生じた。

(2) 散乱実験室(ローディングドック B 含む)

周辺の地盤沈下の影響で、ローディングドック B が沈降し傾いたため、散乱実験室とのエキスパンション部に大きなひび割れが生じた。(第 7.2.1 図) また、傾いたことにより、内部クレーンが使用不能となった。ひび割れ部については、防水養生シートによる補修を施した。



第 7.2.1 図 散乱実験室駅エキスパンション部の状況

(3) 付属建家

RI 貯蔵庫天井部及び壁面に亀裂が生じるとともに入口扉の開閉に支障をきたした。また、ホット実験室、居室等の壁面及び柱に多数のひびが生じ、地階機械室のドライエリアエキスパンション部についても壁面からの剥離を生じた。

(4) 冷却塔

周辺の地盤沈下の影響により、2 次冷却配管の基礎が沈降し配管と基礎との間に隙間が生じるとともに冷却塔南側に設置するトランスの土台が沈降し壁との間にひびが生じた。また、ポンド水位の低下が継続していたためポンド壁もしくはオーバーフロー配管に何らかの問題が生じている可能性がある。

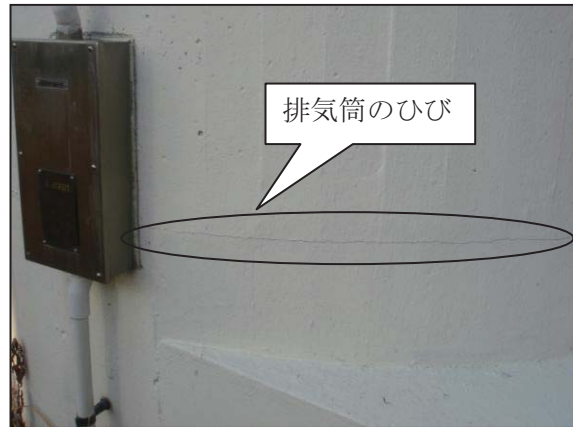
(5) 排風機室

排風機室建家支柱 (2 箇所) 基礎コンクリートにひびが生じ、ブレースに緩みが生じた。また、側壁の石膏ボードにひび及び剥離落下が生じるとともに地盤沈下により排風機室非常口のポーチが下がり、一部ひびが生じた。

(6) 排気筒

排気筒の地表から約 1 m の位置に全周にわたるひびを含む数本のひびが生じた。(第 7.2.2 図) また、排気筒と排気風洞をつなぐエキスパンション部にひびが生じた。

排気筒についてはエポキシ樹脂による補修、排気風洞については防水養生シートによる補修を施した。



第 7.2.2 図 排気筒の状況

(7) 廃液貯槽室

廃液貯槽室の石膏ボードにひびが生じた。また、隣接する純水製造装置室との壁側コンクリートにひびが生じた。床排水ピット側面部は、防水ウレタン塗装の一部が剥がれた。

(8) 純水製造装置室

純水製造装置のイオン交換樹脂及び圧送タンクの基礎のコンクリートに圧壊が生じた。また、屋外薬液タンクの排水目皿及び計量タンクの防液堤の排水配管が損傷した。

(9) 廃液中和装置

地盤沈下により埋設配管が沈降したため、薬液送水管等に変形が生じた。また、同様の理由により計量タンク上部が一部損壊した。

(10) 屋外敷地内

① 共同溝及び 2 次冷却系マンホール

廃液貯槽室及び純水製造装置室に向かう廃液配管等を敷設している屋外排水ピットと共同溝の接合部に亀裂が生じた。また、2 次冷却系配管が貫通している共同溝側面のコンクリートに亀裂、割れが生じた。2 次冷却系配管点検マンホール側面に亀裂が生じた。配管が貫通している共同溝側面のコンクリートに亀裂、割れが生じた。マンホール底部が地盤沈下した。

② 一般排水

地盤沈下により埋設配管が沈下したため、送水管に高低差が生じた。また、実験準備室前及び原子炉建家西側の送水配管が一部破損した。

7.3 NSRR

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による NSRR 施設の被害状況について、地震及び津波による施設等への重大な被害はかった。また、地震発生前の施設の利用状況として原子炉は停止中であり、原子炉建家等の換気空調等は通常どおり稼働していた。その他、原科研全体として地盤沈下が発生しており NSRR 施設の周辺においても沈下が確認された。今回の震災における NSRR 施設での主な被害状況を以下に示す。

(1) 燃料棟及び照射物管理棟の雨漏れ

燃料棟及び照射物管理棟において、震災後に微少な雨漏れが確認された。雨漏れの箇所については管理区域内から屋外へ直接貫通している状態ではないことを目視により確認した。第 7.3.1 図に燃料棟天井の雨漏れ箇所及び第 7.3.2 図に照射物管理棟床面付近の雨漏れ箇所を示す。



第 7.3.1 図 燃料棟天井の雨漏れ状況



第 7.3.2 図 照射物管理棟の雨漏れ状況

(2) 機械棟排風機室の床及び壁の破損

機械棟管理区域内の排風機室にて、震災の影響による床及び壁の破損が発生した。床については、表面塗装のひび割れ及び塗装の剥離が生じた。またフィルタユニットが設置されている土台に数カ所亀裂が入っているのも確認された。また、壁については、内壁ボードに破損が生じた。第 7.3.3 図に機械棟排風機室床面の損傷状況を示す。



第 7.3.3 図 機械棟排風機室床面の損傷状況

7.4 タンデム加速器

(1)東日本大震災発生時の状況

平成 22 年度下期後半のマシントイム中(照射室において実験中)に震災が発生した。加速器は、「地震」感知装置により自動停止し、加速管出入口に設置されている緊急遮断弁(Gas Containment Valve)が自動的に閉じられた。その後、停電となった。地震後点検の結果、高圧ガス施設についてはガスの漏えい、機器・配管類の損傷等は確認されなかった。居室、実験室等については異常が確認されなかった。ビームライン機器類については、振分電磁石が最大で 1.5cm 程度定位置よりずれているものが確認され、ビームラインに使用しているベローズにゆがみはあるが、全体的には破損等はなかった。

(2)高圧ガス設備

- ・加速器タンク内には絶縁ガスとして使用している SF₆ ガスが 0.4MPa 程度充填されている状態なので、今後の余震発生を考えると不安であったため、高圧ガス設備の自主検査(気密検査、動作試験等)を実施し健全性が確認された 4 月 5 日からガス回収を行った。
- ・高圧ガス貯槽の健全性を確認するために貯槽の傾斜、不同沈下測定を実施し、問題のないことを確認した。

(3)加速器内部の点検

4 月 8 日に加速器タンクを開放し内部の目視点検を実施した。加速器本体の倒壊、大破している機器等はなく甚大な影響がないことを確認した。その後の目視点検において、コラムポスト(加速器構造物を支えるための絶縁支柱)のひび割れを確認した。コラムポストは全部で 240 本(1 段当たり 12 本×20 段)使用しているが、33 本にひび割れが発生しており、うち 4 本が破断していた。交換作業は順次実施し、6 月上旬に終了した。加速管については、震災発生時に何らかの原因で絶縁ガスが加速管内に入り込み 100torr 程度の真空まで悪化したと思われるが、ひび等は発見されていない。

加速器本体は、加速器タンク内部のベースでベアリング上に設置されており、バネとオイルダンパーで振れを吸収する免震機構がある。この免震機構の移動跡から加速器本体は最大で 8cm ほど揺れ動いたものと思われるが、この機構が正常に機能したことにより倒壊や大規模な損傷を受けなかった。免震機構を正常な位置に戻すための作業を 8 月に予定している。

加速器タンク内の作業に使用するためのゴンドラがあるが、このカウンターウエイト(4t)用レールが破損していた(第 7.4.1 図)ため修理を行った。加速器が運転中の場合、カウンターウエイトは加速器タワー 7 階の位置にあるが、地震時は大きく揺さぶられたためレールを破損し



第 7.4.1 図 カウンターウエイト用レールの破損

たものと思われる。

(4) 建家

建家周辺の地盤沈下があり、玄関部で10cmほど沈下している(第7.4.2図)。タンデム建家とブースター建家のジョイント部でブースター建家側が1cmほど沈下している。ほかに、建家周辺擁壁の一部破損、地下1階連絡通路天井部からの漏水等があり補修作業を進める予定である。ブースター建家の沈下については補修が難しいため、ブースター加速器を含めたビームラインのアライメント作業は、ビーム通過テストを実施し、その結果を踏まえながら進める。



第7.4.2図 建家周辺の地盤沈下(玄関部)

7.5 RI 製造棟

震災により RI 製造棟周辺で地盤沈下が確認された。特に詰替室（600 番台）のある建家周辺の沈下が激しく、RI 製造棟につながる通路の壁に亀裂が生じた。（第 7.5.1 図）亀裂は建家地階にまでおよんでおり、地階をとおり排水配管に破断した箇所が見つかった。また、RI 製造棟建家 2 階の排風機室の窓ガラスが破損し、（第 7.5.2 図）柱にも数ミリ幅のクラックが発生した。

地震当日は核燃料物質及び RI の使用はなく、亀裂が生じた床及び壁面並びに排風機室の破損したガラス周囲の汚染検査の結果、汚染は検出されなかった。なお、核燃料物質及び RI の保管容器、廃棄物容器に損傷はなく、適切に保管されている。



第 7.5.1 図 建家通路の亀裂破損



第 7.5.2 図 排風機室の窓ガラス破損

7.6 DSF

JRR-3 使用済燃料の貯蔵施設である DSF は、保管棟建家と機械室建家から成る。建家の被災度調査の判定結果は、鉄筋コンクリートづくりの保管棟建家は建家上部にひび割れが発生し、小破と診断された。鉄骨造りの機械室建家は、基礎部分と床面の一部にひび割れと、筋交いの変形が発生し、こちらも小破と診断された。

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

その他の設備の被害としては、建家周辺地盤の沈下、出入口扉枠の歪み、トラックドアキャッチの勘合不良、浄化槽排気管サポートの脱落などが発生した。

施設の補修は必要であるが、主要部分については健全性が確保されており、安全に核燃料物質が保管されている状態である。

7.7 利用設備

(1) JRR-3 液体窒素タンク施設

東日本大震災後点検において、施設の地盤沈下及び貯槽の傾斜を確認した。被害状況は以下のとおり。直ちにローピングにより立入禁止の表示を行い、安全確保措置を実施した。

「被害状況」

- ・ 基礎モルタルの地盤沈下により、液化窒素貯槽が傾斜（東西方向に傾斜 65/2060 mm）
- ・ 液化窒素供給用配管に曲がり
- ・ 貯槽、配管、バルブ等に異常は見られない
- ・ 地震後の液化窒素貯蔵量は、約 4080 リットル
- ・ 3/18、23 液化窒素を大気放出。残量 0 リットル

(2) JRR-1

RI 使用施設である JRR-1 の実験室 3（管理区域）と実験準備室（非管理区域）間は、過去に扉で仕切られていたが、この扉を含めて壁として埋め戻した経緯がある。今般の東日本大震災により、壁の扉部に亀裂が生じた。これ以外にも管理区域内壁に数カ所の亀裂が生じた。また、実験室 1 の天井部が東日本大震災の影響により亀裂が入り、雨漏れによる滲みが生じている。

8. あとがき

Postscript

This is a blank page.

あ と が き

本報告書は、研究炉加速器管理部各課、放射線管理第1課及び放射線管理第2課の関係者が平成22年度の活動について分担執筆し、編集委員会で編集したものです。

関係者の協力を深く感謝します。

平成23年12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 中村 清 (研究炉利用課)

委員 川又 諭 (JRR-3 管理課)

山田 佑典 (JRR-4 管理課)

川島 和人 (NSRR 管理課)

遊津 拓洋 (加速器管理課)

中村 剛実 (研究炉利用課)

新居 昌至 (研究炉技術課)

吉成 修二 (研究炉業務課)

事務局 左高 正雄 (研究炉加速器管理部)

This is a blank page.

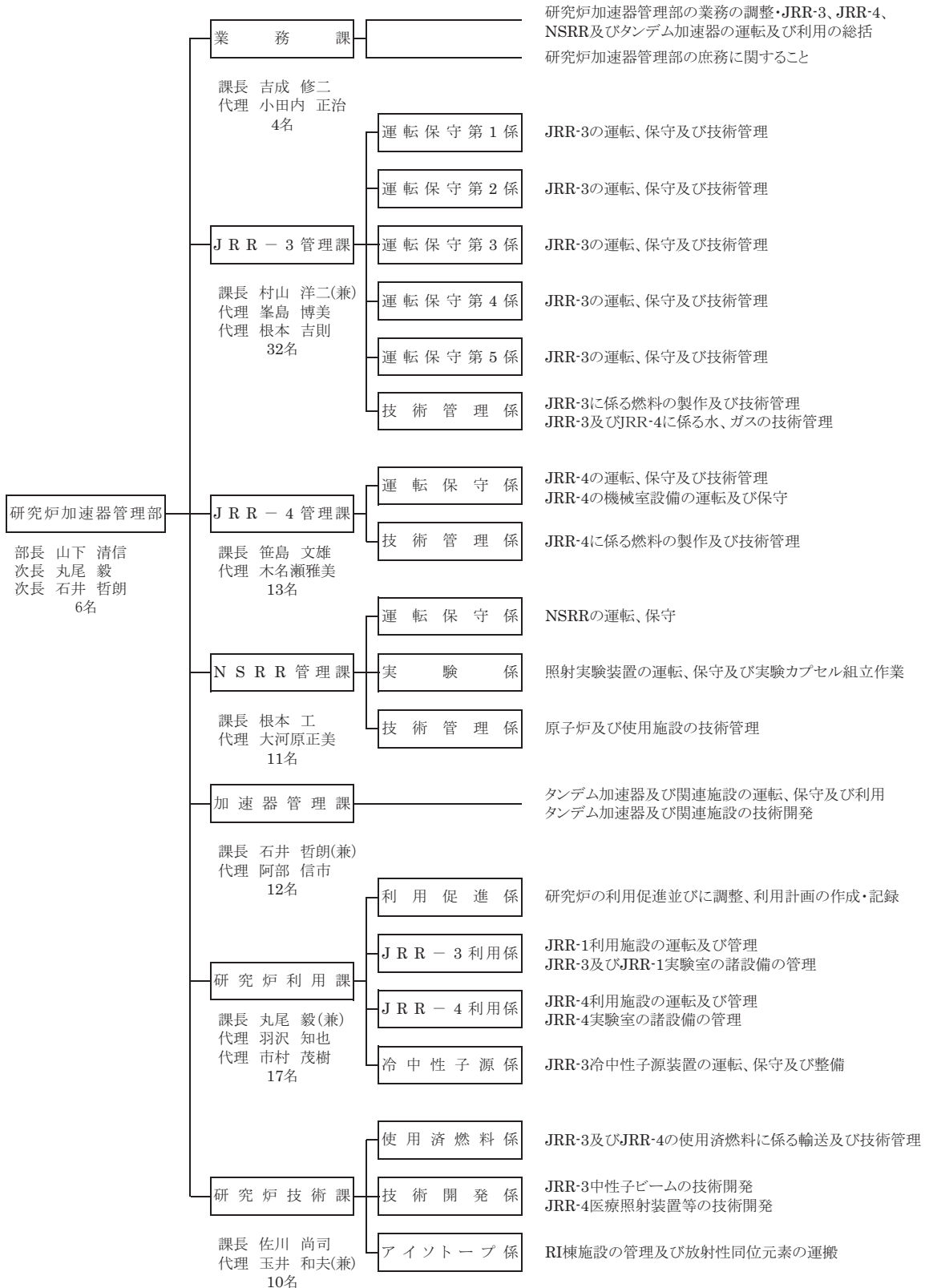
付 録

Appendices

This is a blank page.

付録1 研究炉加速器管理部の組織と業務

平成23年3月31日現在



付 録 2 JAEA - Research 等 一 覧

著 者	標 題	レポ ー ト No.
大場、福島、 宇野、竹内、 大和田、寺門	研究用原子炉 JRR-3 重水冷却設備のヘリウム圧縮機の更新	JAEA-Technology 2010-020
田山、仲野谷、 乙川、月橋、 ほか	タンデム加速器高圧ガス製造施設の運転管理 - 点検整備と 経年劣化の評価及び六フッ化硫黄排出制御対策 -	JAEA- Technology 2010-023
仲野谷、松田	オープン法による ECR イオン源からの金属イオンビーム 生成	JAEA- Technology 2010-022
遊津、松田、 沓掛	単極性静電ステアラーが引き起こすレンズ効果とその軽減 対策	JAEA- Technology 2010-027
福島、大和田、 太田、竹内、 後藤、今橋、 ほか	研究用原子炉 JRR-3 の 2 次冷却設備冷却塔の保守管理	JAEA- Technology 2010-028
石川、光岡、 松田、竹内、 ほか	JAEA - Tokai Tandem Annual Report 2009	JAEA- Review 2010-056
石井、小山、 吉成、大内 佐々木、阿波 遊津、高澤 新居、鈴木、 左高	平成 21 年度研究炉加速器管理部年報	JAEA- Review 2010-077
石井、小山、 吉成、大内 佐々木、阿波 遊津、高澤 新居、鈴木、 左高	平成 21 年度研究炉及び加速器の運転管理・利用データ	非公開 (2011 年 6 月)

付録3 口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
松田、遊津、左高、ほか	原子力機構東海タンデム加速器における重イオンRBS分光	第23回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (H.22.7)
遊津、株本、石崎、松田、仲野谷、阿部、石井、ほか	東海タンデム加速器における新ビームラインの設置計画	第23回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (H.22.7)
中村、堀口、佐川、ほか	線形八分木モータン順序で最適化したボクセルモデルによる境界面近傍の中性子束分布に関する実験的検証	第7回日本中性子補捉療法学会 (H.22.8)
堀口、中村、佐川、ほか	JRR-4におけるリチウムフィルタを用いた治療線量の増加効果	第7回日本中性子補捉療法学会 (H.22.8)
本橋、八木、岸、檜村	12インチNTDシリコンの特性測定	日本原子力学会2010年秋の大会 (H.22.9)
左高、須貝、ほか	InドープZnOのイオン照射効果	日本物理学会2010年秋季大会(物性) (H22.9)
堀口	悪性腫瘍の治療に適した照射ができるJRR-4	東洋高等学校講演(原子力・エネルギーに関する課題研究コンクール用講演) (H22.10)
田村、新居、永堀、羽沢、佐川、和田	JRR-3のC3冷中性子導管の輸送効率向上II	日本中性子学会第10回年会 (H22.12)
米田、広瀬、反田、和田、ほか	JRR-3における天然Mo照射による ⁹⁹ Mo生成量の検討	日本原子力学会2011年春の大会 (H.23.1)

発 表 者	標 題	発 表 会 議 名
		発 表 月
諏訪、福島、照沼、 太田、村山	Present status of operation and maintenance of JRR-3	3rd International Symposium on Maintenance of JRR-3 (H22.6)
木名瀬	Ageing management of JRR-3	Regional Workshop on Ageing Management for Research Reactor (H22.7)
大木、村山、笹島、 ほか	Status of reduced enrichment program for research reactors in Japan	32rd International Meeting on Reduced Enrichment for Research and test Reactors (RERTR2010) (H22.10)
今井、左高、ほか	Equilibrium and non-equilibrium charge-state distributions of 2 MeV/u carbon ions passing through carbon foils	24th International Conference on Atomic Collisions in Solids (ICACS-24) (H22.7)
松波、左高、ほか	Effects of incident charge of high-energy ions on decomposition of copper nitride	24th International Conference on Atomic Collisions in Solids (ICACS-24) (H22.7)
園田、左高、ほか	Micro structural evolution in UO ₂ under accumulation of ion tracks by high energy fission products	Nuclear Materials 2010 (NuMat2010) (H22.10)

付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
松田、遊津、 左高、花島、 中村、株本、 杓掛	東海タンデム加速器における新たなビーム利用開発	第23回タンデム加速器その 周辺技術の研究会報告集
石崎、石井、 阿部、花島、長、 田山、松田、 仲野谷、株本、 中村、杓掛、 乙川、遊津、 月橋	原子力機構 - 東海タンデム加速器の現状 -	第23回タンデム加速器その 周辺技術の研究会報告集
乙川、長、松田、 ほか	放射性核種用イオン源の開発	タンデム加速器その周辺技 術の研究会報告集
松田	原子力機構 - 東海タンデム加速器の現状 -	第7回日本加速器学会年 会プロシーディングス
山下	研究炉の利用とその展望	原子力システムニュース
中村、ほか	Multistep Lattice - Voxel Method utilizing lattice function for Monte - Carlo Treatment Planning with pixel based voxel model (モンテカルロ線量評価のさらなる高精度化と高速化を可能 にするマルチステップ・ラティス・ボクセル法)	Proceedings of 14th International Congress on Neutron Capture Therapy.
中村、ほか	Feasible Evaluation of Neutron Capture Therapy for Hepatocellular Carcinoma using Selective Enhancement of Boron Accumulation in Tumour with Intra-arterial Administration of Boron - Entrapped Water - in - Oil - in - Water Emulsion (ボロン封入 WOW エマルジョンの動脈内投与による腫瘍 内ホウ素集積の選択的促進を用いた肝細胞癌に対する中性 子捕捉療法のフィージビリティ評価)	Proceedings of 14th International Congress on Neutron Capture Therapy.

発 表 者	標 題	発 表 誌 名
中村、堀口、 ほか	Characteristics measurement of thermal neutron filter developed for improvement of therapeutic dose distribution of JRR-4 (JRR-4における治療線量分布の改善のための熱中性子フィルターの築製測定)	Proceedings of 14th International Congress on Neutron Capture Therapy.
松波、左高、 ほか	Ion irradiation effects on tungsten-oxide films and charge state effect on electronic erosion	Nucl. Instr.um. and Methods, B268(2010)3167.
松波、左高、 ほか	Electrical property modifications of In-doped ZnO films by ion irradiation	Nucl. Instr.um. and Methods, B268(2010)3071.
園田、左高、 ほか	Clarification of high-density electronic excitation effects on the microstructural evolution in UO ₂	Nucl. Instr.um. and Methods, B268(2010)3277.

付録5 官庁許認可一覧

炉名	件名			設置変更	設工認	使用前検査
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第L21次)の製作	申請	年月日 番 号		—	平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 006
		変更	年月日 番 号		—	平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 011
		変更	年月日 番 号		—	平成 23 年 1 月 19 日 22 原機 (科研) 025
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
	JRR-3 取替用燃料体 (第L22次)の製作	申請	年月日 番 号		—	平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 007
		変更	年月日 番 号		—	平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 012
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
	施設定期検査申請書 (JRR-3)	申請	年月日 番 号			平成 22 年 10 月 18 日 22 原機 (科研) 019
		変更	年月日 番 号		—	—
認可 合格		年月日 番 号		—	—	
J R R 4	施設定期検査申請書 (JRR-4)	申請	年月日 番 号			平成 22 年 12 月 1 日 22 原機 (科研) 021
		変更	年月日 番 号		—	—
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
N S R R	XII-I 型大気圧 水カプセルの製作	申請	年月日 番 号		平成 21 年 6 月 23 日 21 原機 (科研) 016	平成 21 年 11 月 20 日 21 原機 (科研) 054
		変更	年月日 番 号		—	平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 014
		認可 合格	年月日 番 号		平成 21 年 8 月 17 日 21 諸文科科第 7792 号	平成 23 年 3 月 2 日 21 受文科科第 2054 号
	B-I 型高圧水カプセ ルの製作・第 3 回 (前期分)	申請	年月日 番 号		平成 22 年 6 月 15 日 22 原機 (科研) 005	平成 22 年 9 月 8 日 22 原機 (科研) 016
		変更	年月日 番 号		—	—
		認可 合格	年月日 番 号		平成 22 年 8 月 10 日 22 受文科科第 2963 号	—

付録6 平成22年度 招へい・受入者一覧

国 籍	性別	年齢	派遣元	期 間	研修テーマ	受け入れ課室	協定
マレーシア	女	28	マレーシア原子力庁	H22.9.1～H22.11.25	研究炉の運転管理	NSRR 管理課	MEXT
バンガラデシユ	男	40	バンガラデシユ原子力委員会	H22.9.15～H22.12.8	タンデム加速器の運転管理	加速器管理課	MEXT

付録7 表彰、特許

[表 彰]

- 平成 22 年度原子力科学研究所長表彰

業務品質改善賞

「JRR-3 制御棒異常挿入事象の原因究明及び計画通りの運転の遂行」

受賞者 J R R - 3 管理課

受賞年月日 平成 23 年 3 月 30 日

業務品質改善賞

「タンデム加速器負イオン源からの安定した大強度ビームの実現」

受賞者 加速器管理課 仲野谷孝充

加速器管理課 田山 豪一

受賞年月日 平成 23 年 3 月 30 日

業務品質改善賞

「高圧水洗浄によるブースター超伝導空洞の加速電圧の回復」

受賞者 加速器管理課 株本 裕史

受賞年月日 平成 23 年 3 月 30 日

業務品質改善賞

「JRR-3 ユーザーズオフィスの構築」

受賞者 研究炉利用課 広瀬 彰

研究炉利用課 和田 茂

研究炉利用課 松江 秀明

研究炉利用課 米田 政夫

研究炉利用課 川上 淳

研究炉利用課 高橋 俊行

研究炉利用課 内山 恵理

研究炉利用課 村上亜沙子

受賞年月日 平成 23 年 3 月 30 日

[特 許]

なし

付録8 平成22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	JRR-3施設を適切に保守管理し、計画に沿った運転を行う。	安定運転の継続	達成	・計画とおり運転を行った。		JRR-3課(主) 技術課
	JRR-4 ①安定運転の実施	JRR-4施設を適切に保守管理し、計画に沿った運転を行う。	安定運転の継続	達成	・計画とおり運転を行った。 ・高電圧電源コネクタの接触不良により、5日間運転を休止した。しかし、この間の利用については、その後の運転で対応したため、利用者への影響はなかった。		JRR-4課(主) 利用課
	NSRR ①安定運転の実施	燃料安全研究グループの実験計画に基づき運転を遂行する。	・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とおり運転を行った。		NSRR課
	タンデム加速器 ①安定運転の実施	タンデム加速器使用計画に基づき運転を遂行する。	安定運転の継続	達成	・加速器使用計画に基づき運転を遂行した。		加速器課
(2)利用ニーズに対応した技術開発と整備	JRR-3 ①冷中性子ビームの高強度化	・ターハーパー型中性子鏡管の仕様を決定する。 ・胸部ファントム実験の仕様を決定する。	J-PARCで実現不可能な連続冷中性子ビームを研究ニーズに応じて高強度化する。 ホウ素中性子捕捉療法法の乳がんへの適用拡大に貢献する照射技術の開発を行う。	達成	・ターハーパー付スラムミラー中性子導管を適用した体系でシミュレーション計算を実施し、最大約1.5倍の中性子強度が得られる仕様が明らかになった。これに基づき設計仕様を決定した。 ・乳房を切除した症例に関して胸部ファントム実験を行い、照射手法及び計算手法の設定に必要なデータ取得した。 ・中性子フィルターに使用する材料及びその配置位置を調べシミュレーション計算を実施し、フィルターに用いる材料及び配置位置を決定した。		技術課 利用課
	JRR-4 ①ホウ素中性子捕捉療法法の適用拡大 ②原子炉運転研修センター及び大学との連携による人材育成	・研修計画に沿った運転研修に協力する。	・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の一環として実施	達成	・JRR-4は原子力人材育成センターからの依頼に基づき原子炉研修一般課程、専攻専門職大学院、早稲田大学・東京都市大学などに対して原子炉運転研修の協力をした。		JRR-4課 利用課

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

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

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

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

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

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	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
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI接頭語

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

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

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

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

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

