



JAEA-Review

2006-036



JP0650733

JAEA
Review

平成17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 Reactors
and Tandem Accelerator, JFY2005

(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

December 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは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/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行つております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
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
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

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

平成 17 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

(2006 年 10 月 26 日受理)

研究炉加速器管理部は、JRR-3(Japan Research Reactor-3)、JRR-4(Japan Research Reactor-4)及び NSRR (Nuclear Safety Research Reactor)の研究炉並びにタンデム加速器を運転管理し、それらを利用に供するとともに関連する技術開発を行っている。平成 17 年度の運転、利用、技術開発等の業務における成果は以下のとおりであった。

- ① JRR-3 では 7 サイクルで 156 日間の、JRR-4 では 37 サイクルで 145 日の施設共用運転を行い機構内外の中性子を利用した研究開発に貢献した。
- ② JRR-3 及び JRR-4 の施設共用について計画的な調整を行い、シリコン照射等の照射件数 633 件、放射化分析等のキャプセル総数 2,922 個、中性子ビーム実験利用では延べ利用日数 5,511 件・日の利用に供した。
- ③ JRR-3 の冷中性子ビーム強度 10 倍化計画については、液体水素が喪失した場合の高性能減速材容器の応力解析を実施しその健全性を確認した。耐放射線中性子導管として有力なガラス状カーボン基板は、光学測定により従来のガラス基板のものと同等の性能を確保できることを確認するとともに、その照射試験準備を完了した。
- ④ JRR-4 を用いる BNCT に関する照射技術の開発では、様々な部位へ適用を可能にするための技術開発の一環として、頭頸部ガンへの照射を可能にする延長コリメータを実用化した。
- ⑤ NSRR は、高燃焼度の軽水炉燃料を対象とした 4 回の反応度事故模擬実験を計画どおり実施した。また、高圧水カプセル部品の製作及び高富化度高燃焼度の MOX 燃料に対応したカプセル装荷装置 B 型の製作を完了した。
- ⑥ タンデム加速器は 182 日の運転を行い、計画した全ての実験項目を遂行し、機構内外の重イオンを用いた研究開発に貢献した。また、高電圧ターミナルの多価イオン源の配置変更を実施し、安定な多価イオン加速に成功した。

Annual Report of Department of Research Reactors and Tandem Accelerator, JFY2005
(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 October 26 , 2006)

The Department of Research Reactors and Tandem Accelerator is responsible for the operation, utilization and technical development of JRR-3(Japan Research Reactor-3), JRR-4(Japan research Reactor-4) and NSRR(Nuclear Safety Research Reactor) as well as Tandem Accelerator. The following services and technical developments were achieved in Japanese Fiscal Year (JFY) 2006:

- 1) JRR-3 was operated for 156 days in 7 cycles and JRR-4 for 145 days in 37 cycles. They provided neutrons for research and development of internal and external users.
- 2) JRR-3 and JRR-4 were utilized through deliberate coordination as follows,
 - a) Neutron irradiations of 633 such as neutron transmutation doping of silicon,
 - b) Capsule irradiations of 2922 such as neutron activation analyses,
 - c) Neutron beam experiments of 5511 (cases * workdays).
- 3) According for the plan increasing cold neutron beam strength 10 times, Integrity of moderator vessel at liquid-hydrogen-evaporation events was confirmed by the stress analyses. Also, it was confirmed by optical tests that glass type carbon plates promising as radiation-resistant neutron guides possesses the same performance of glass plates, and irradiation tests of glass type carbon plates was prepared.
- 4) In Born Neutron Capture Therapy using JRR-4, an extended collimator that enable clinical trials for head-and-neck cancer were put into practical use.
- 5) In NSRR, pulse operations of 4 were carried out as planed, to experiment the high burn-up fuel of LWR. The capsule loading facility Type B was completed for to high-plutonium-content and high-burn-up MOX fuel.
- 6) Tandem accelerator was operated for 182 days to carry out all the scheduled experiments with heavy ions for internal and external users. The multi-charge ion injector in the high voltage terminal was moved to the other side in the terminal so that the beam stability was improved.

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

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	16
2.1.5 水・ガス管理	18
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	21
2.2 JRR-4 の運転管理	25
2.2.1 運転	25
2.2.2 保守・整備	26
2.2.3 燃料・炉心管理	28
2.2.4 放射線管理	30
2.2.5 水・ガス管理	30
2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	30
2.3 NSRR の運転管理	33
2.3.1 運転	33
2.3.2 保守・整備	36
2.3.3 燃料・炉心管理	37
2.3.4 放射線管理	38
2.4 タンデム加速器の運転管理	39
2.4.1 運転	39
2.4.2 保守・整備	41
2.4.3 高圧ガス製造施設	42
2.4.4 放射線管理	44
2.5 主な技術的事項	45
2.5.1 JRR-3 冷却塔ファンの温度制御の改善	45
2.5.2 JRR-3 制御棒駆動装置「S-1 駆動回路異常」	47
2.5.3 JRR-3 原子炉建家換気空調設備炉室給気系の送風機 I の異音発生	54
2.5.4 JRR-3 プロセス制御計算機操作端末の更新	58
2.5.5 JRR-3 冷中性子源装置ヘリウム圧縮機オイル漏れ補修作業	62
2.5.6 JRR-3 冷中性子源装置減速材容器の更新	66
2.5.7 JRR-4 制御棒そう入障害事象	71
2.5.8 NSRR 原子炉プールライニング肉厚測定装置の開発	73

2.5.9 タンデム加速器高電圧端子電圧の電圧上昇	74
2.5.10 タンデム加速器負イオン入射ビームラインの通過率の改善	76
2.5.11 JRC - 80Y - 20T 型核燃料輸送容器の改造	80
3. 研究炉及び加速器の利用	89
3.1 利用状況	91
3.2 照射利用	95
3.2.1 JRR-3 における照射	98
3.2.2 JRR-4 における照射	98
3.3 実験利用	105
3.3.1 JRR-3 における実験	105
3.3.2 JRR-4 における実験	109
3.3.3 NSRR における実験	109
3.3.4 タンデム加速器における実験	110
3.3.5 実験室の利用状況	112
3.3.6 医療照射	114
3.4 保守・整備	115
3.4.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備	115
3.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備	116
3.4.3 NSRR 照射設備等の保守・整備	117
3.5 施設共用	120
3.5.1 炉内中性子照射等専門部会	120
3.5.2 中性子ビーム利用専門部会	120
3.5.3 タンデム加速器専門部会	121
3.5.4 研究炉医療照射委員会	124
4. 研究炉及び加速器利用技術の高度化	125
4.1 JRR-3 の高度化の技術開発	127
4.1.1 高性能減速材容器の開発	127
4.1.2 中性子導管の高効率化（スーパーミラー化）	128
4.1.3 耐放射線ミラーの開発	129
4.1.4 中性子分岐技術開発	130
4.2 医療照射技術の開発	131
4.2.1 医療照射技術の高度化	131
4.2.2 線量評価技術の高度化	133
4.2.3 適用拡大に対応するための医療照射技術の開発	134
4.2.4 ICP によるホウ素濃度測定技術の開発	136
4.2.5 患者の全身被ばく線量の推定方法の確立	136
4.3 シリコン照射技術の開発	137
4.4 カプセル装荷装置 B 型の製作	138

4.5 アルミナ製 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータから溶出する ^{188}Re の濃縮	141
4.6 タンデム加速器系の開発	146
4.6.1 高電圧端子内 ECR イオン源の開発	146
4.6.2 低速度重イオン用超伝導加速空洞の開発	149
4.6.3 RNB 用 ISOL イオン源の開発	151
4.6.4 短寿命核分離加速実験装置 (TRIAC)	151
4.6.5 プラスチック光ファイバーによる末端電源類の制御モジュールの開発	152
4.6.6 SNB イオン源からの金属イオンビームの生成	156
5. 研究炉及び加速器の安全管理	159
5.1 研究炉加速器管理部の安全管理体制	161
5.2 安全点検状況	163
5.3 訓練	168
6. 國際協力	183
6.1 二国間協力	185
6.1.1 日本原子力研究開発機構とインドネシア原子力庁 (JAEA-BATAN) の研究協力	185
6.1.2 日本原子力研究開発機構とタイ原子力庁 (JAEA-OAP) の研究協力	185
6.2 國際会議、海外協力、調査等	187
6.2.1 「アジア原子力協力フォーラム (FNCA)」	187
6.2.2 試験研究炉等の高経年化対策に係わる安全確保に関する調査・検討	187
6.2.3 国際原子力安全交流派遣事業	191
6.2.4 中性子散乱国際会議	193
6.2.5 ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) に関する協力	194
7. むすび	195
あとがき	199
付録	201
付録 1 研究炉加速器管理部の組織と業務	203
付録 2 JAEA-Research 等一覧	204
付録 3 口頭発表一覧	205
付録 4 外部投稿論文一覧	208
付録 5 官序許認可一覧	209
付録 6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	210
付録 7 表彰、特許	212
付録 8 平成 17 年度下期実施計画及びその実施結果	213

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	16
2.1.5 Water and Gas Managements	18
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	21
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4	25
2.2.1 Operation	25
2.2.2 Maintenance	26
2.2.3 Reactor Core Management	28
2.2.4 Radiation Monitoring	30
2.2.5 Water and Gas Management	30
2.2.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	30
2.3 Operation and Maintenance of NSRR	33
2.3.1 Operation	33
2.3.2 Maintenance	36
2.3.3 Reactor Core Management	37
2.3.4 Radiation Monitoring	38
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator	39
2.4.1 Operation	39
2.4.2 Maintenance	41
2.4.3 High-pressure Gas Handling System	42
2.4.4 Control of Radiation	44
2.5 Major topics of Technical Development	45
2.5.1 Improvement of the Temperature Control of Secondly Cooling System at JRR-3	45
2.5.2 Trouble of S-1 Control Rod Drive Circuit at JRR-3	47
2.5.3 Trouble of Ventilation and Air Conditioning System for The Reactor Building at JRR-3	54
2.5.4 Replacement of Process Control Computer Terminal at JRR-3	58
2.5.5 Repair of Cold Neutron Source Helium Compressor Oil leakage in JRR-3	62
2.5.6 Renewal of Cold Neutron Source Moderator Vessel in JRR-3	66

2.5.7 Recurrence of Control Rod Insertion Failure in JRR-4	71
2.5.8 Development of NSRR Reactor Pool lining Mesurement System	73
2.5.9 Increase of the High-voltage Terminal of the Tandem Accelerator	74
2.5.10 Improvement of the Beam Transmission along the Injection Beam-line of the Tandem Accelerator	76
2.5.11 Modification of Spent Fuel Transport Cask JRC-80Y-20T	80
3. Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	89
3.1 Status of Utilization	91
3.2 Irradiation	95
3.2.1 Irradiation in JRR-3	98
3.2.2 Irradiation in JRR-4	98
3.3 Experiments	105
3.3.1 Experiments in JRR-3	105
3.3.2 Experiments in JRR-4	109
3.3.3 Experiments in NSRR	109
3.3.4 Experiments in the Tandem Accelerator Facility	110
3.3.5 Status of Utilization in Laboratories	112
3.3.6 Medical Irradiation	114
3.4 Maintenance	115
3.4.1 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	115
3.4.2 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	116
3.4.3 Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	117
3.5 Specialist Committee for Common Utilization of JAEA's Research Facilities	120
3.5.1 The Specialist Committee for Neutron Irradiation	120
3.5.2 The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	120
3.5.3 The Specialist Committee for Tandem Accelerator	121
3.5.4 The Specialist Committee for Medical Irradiations at Research Reactor	124
4. Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	125
4.1 Development for Upgrading of JRR-3 Cold Neutron Beam Utility	127
4.1.1 Basic Design of a New Moderator Vessel	127
4.1.2 Basic Design of the Efficient Guide Tube to which 3Qc Super Mirrors are applied	128
4.1.3 Development of a Radiation Resistant Super Mirror	129
4.1.4 Development of a Cold Neutron Bending Device	130
4.2 Development of BNCT Technology	131
4.2.1 Upgrading of Irradiation Techniques	131
4.2.2 Upgrading of Techniques for Radiation Dose Evaluation	133

4.2.3	Technology Development to widen the Applicable Scope of BNCT	134
4.2.4	Development of Techniques for Determination of Boron Concentration by ICP	136
4.2.5	Development of Techniques for Estimation of the Whole Body Dose of the Patient	136
4.3	Development of Irradiation Technology for Semi-conducting Silicone Production	137
4.4	Production of NSRR Capsule Loading Facility Type B	138
4.5	Development of an Alumina-made $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ Generator	141
4.6	Accelerator Development	146
4.6.1	Development of the In-terminal ECR Ion Source	146
4.6.2	Development of Superconducting Twin Quarter Wave Resonator for Acceleration of Low Velocity Heavy Ions	149
4.6.3	Development of the ISOL Ion Source for the RNB Project	151
4.6.4	Accelerator Development of the TRIAC	151
4.6.5	The Development of the Control Module for the End Devices by the Plastic Optical Fiber	152
4.6.6	Production of Metal Ion Beams from SNB Ion Source	156
5.	Safety Administration for Research Reactors and Tandem Accelerator	159
5.1	Organization of Safety Administration	161
5.2	Present Status of Safety Inspection	163
5.3	Training	168
6.	International Cooperation	183
6.1	Bilateral Cooperation	185
6.1.1	JAEA-BATAN Cooperation	185
6.1.2	JAEA-OAP Cooperation	185
6.2	International Conference and Symposium	187
6.2.1	Forum for Nuclear Cooperation in Asia	187
6.2.2	Investigation of Meausers to Ensure Research Reactor Safety against Ageing Issues	187
6.2.3	Visit Program of MEXT/NSRA Nuclear Safety Experts	191
6.2.4	International Conference on Neutron Scattering	193
6.2.5	Cooperation in Boron Neutron Capture Therapy	194
7.	Conclusions	195
	Postscript	199
	Appendices	201
	Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	203

Appendix 2	List of JAEA-Research Reports	204
Appendix 3	List of Papers Presented at Meetings	205
Appendix 4	List of Published Papers	208
Appendix 5	List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	209
Appendix 6	List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	210
Appendix 7	Commendation, Applied Patents	212
Appendix 8	Plans and Outcomes in Services and Technical Developments (latter part)	213

This is a blank page.

まえがき

これまで、研究炉の JRR-3 (Japan Research Reactor-3) 及び JRR-4 (Japan Research Reactor-4)を研究炉部として運転管理してきたが、昨年、2005 年 10 月 1 日に日本原子力研究開発機構発足後は、研究炉加速器管理部としてこれまでの JRR-3 及び JRR-4 に加え NSRR (Nuclear Safety Research Reactor)及び重イオンを加速するタンデム加速器の各施設を運転管理する部署となった。当部署は、それらを所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署である。

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

当部としては、今後も原子力を含めた幅広い科学技術分野において、最先端の独創的・先導的な研究開発が国際的な最高水準の研究環境で行えるよう、研究炉及びタンデム加速器の安定・安全運転及び安全確保に努めるとともに、施設の特長を活かした性能向上と利用の高度化を図るための技術開発を進めることとを基本方針とし研究及び業務を進めている。この基本方針に基づき、平成 17 年度の主要な研究及び業務を以下のとおり定め、これらを実施してきた。

- (1) JRR-3 については、7 サイクルの施設共用運転を行う。第 L17 次燃料の製作を計画どおりに実施する。
- (2) JRR-4 については、41 サイクルの施設共用運転を行う。
- (3) 研究炉の利用については、JRR-3 及び JRR-4 並び実験室の施設共用、JRR-3 冷中性子源装置の安全・安定運転を図る。また、JRR-3 冷中性子源装置減速材容器の交換を完了する。
- (4) 研究炉の技術管理については、使用済燃料の輸送容器の改造を完了する。
- (5) 研究炉の高度化の技術開発については、JRR-4 を用いたホウ素中性子捕捉療法の臨床研究のための医療照射技術の向上を進める。JRR-3 の利用の高度化として、冷中性子ビーム強度の 10 倍化の技術開発を進める。
- (6) NSRR については、燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく運転を達成する。また、高圧水カプセル部品の製作及び同カプセル装荷装置の製作を完了する。
- (7) タンデム加速器については、利用者の実験計画に基づく運転を実施する。放射性イオン加速実験装置〔TRIAC〕の利用を開始する。技術開発では、高電圧ターミナルの多価イオン源からのビーム強度増強に向けイオン源の設置位置変更を行う。

なお、昨年 10 月 1 日の日本原子力研究開発機構の発足以前の NSRR 及びタンデム加速器の運転管理、技術開発等は、旧日本原子力研究所の原子炉安全工学部及び物質科学部のもと実施されたものであるが、これらについても本報に含めて報告する。

1. 概 要



Overview

This is a blank page.

昨年、2005年10月1日の日本原子力研究開発機構発足後は、研究炉部は研究炉加速器管理部としてこれまでのJRR-3及びJRR-4に加えNSRR(Nuclear Safety Research Reactor)及び重イオンを加速するタンデム加速器の各施設を運転管理する部署となった。

前年度、平成16年度の研究炉部においては、JRR-3では、7サイクルで182日間の共同利用運転を計画どおり達成した。JRR-4では、41サイクル(150日、1週/サイクル日中運転)の共同利用運転を計画どおり達成した。研究炉の利用では、JRR-3及びJRR-4を合わせて、照射件数641件、キャップセル総数2,546個、実験利用では延べ利用日数6,027件・日の利用実績があった。研究炉の高度化の技術開発では、冷中性子ビーム強度10倍化を目標として、中性子の減速材容器の形状を最適化すること、及び中性子導管に高性能ミラーを用いることで、ほぼ目標どおりの冷中性子ビームとなる見通しを得た。JRR-4においては、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の適用拡大に向けて、BNCT線量評価システムの開発、患者固定ジグの整備等を進めた。

これら前年度の良好な運転実績を継続するとともに、研究炉の高度化の技術開発を更に進めることとし、研究炉加速器管理部としては、平成17年度の主要な業務及び技術開発を以下のとおり定め、これらを実施してきた。

- (1) JRR-3については、7サイクルの施設共用運転を行う。第L17次燃料の製作を計画どおりに実施する。
- (2) JRR-4については、41サイクルの施設共用運転を行う。
- (3) 研究炉の利用については、JRR-3及びJRR-4並び実験室の施設共用、JRR-3冷中性子源装置の安全・安定運転を図る。また、JRR-3冷中性子源装置減速材容器の交換を完了する。
- (4) 研究炉の技術管理については、使用済燃料の輸送容器の改造を完了する。
- (5) 研究炉の高度化の技術開発については、JRR-4を用いたホウ素中性子捕捉療法の臨床研究のための医療照射技術の向上を進める。JRR-3の利用の高度化として、冷中性子ビーム強度の10倍化の技術開発を進める。
- (6) NSRRについては、燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく運転を達成する。また、高圧水カプセル部品の製作及び同カプセル装荷装置の製作を完了する。
- (7) タンデム加速器については、利用者の実験計画に基づく運転を実施する。放射性イオン加速実験装置〔TRIAC〕の利用を開始する。技術開発では、高電圧ターミナルの多価イオン源からのビーム強度増強に向けイオン源の設置位置変更を行う。

その結果、上記の業務及び技術開発は計画どおり達成し、主な成果は以下のとおりであった。

- (1) JRR-3では7サイクルで156日間の、JRR-4では37サイクルで145日の施設共用運転を行い機構内外の中性子を利用した研究開発に貢献した。
- (2) JRR-3及びJRR-4の施設共用について計画的な調整を行い、シリコン照射等の照射件数633件、放射化分析等のキャップセル総数2,922個、中性子ビーム実験利用では延べ利用日数5,511件・日の利用に供した。JRR-3冷中性子源装置減速材容器の交換を完了した。
- (3) JRR-3の冷中性子ビーム強度10倍化計画については、液体水素が喪失した場合の高性能減速材容器の応力解析を実施しその健全性を確認した。耐放射線中性子導管として有力なガラス状カーボン基板は、光学測定により従来のガラス基板のものと同等の性能を確保できることを確

認するとともに、その照射試験準備を完了した。

- (4) JRR-4 を用いる BNCT に関する照射技術の開発では、様々な部位へ適用を可能にするための技術開発の一環として、頭頸部ガンへの照射を可能にする延長コリメータを実用化した。
- (5) NSRR は、高燃焼度の軽水炉燃料を対象とした 4 回のパルス実験を計画どおり実施した。また、高圧水カプセル部品の製作及び高富化度高燃焼度の MOX 燃料に対応したカプセル装荷装置 B 型の製作を完了した。
- (6) タンデム加速器は 182 日の運転を行い、計画した全ての実験項目を遂行し、機構内外の重イオンを用いた研究開発に貢献した。また、高電圧ターミナルの多価イオン源の配置変更を実施し、安定な多価イオン加速に成功した。

なお、昨年 10 月 1 日の日本原子力研究開発機構の発足以前の NSRR 及びタンデム加速器の運転管理、技術開発等は、旧日本原子力研究所の原子炉安全工学部及び物質科学研究部のもと実施されたものであるが、本報に含めて報告することとした。

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 17 年度の運転・管理実績の総括を第 2.1.1 図に示す。

2.1.1 運転

平成 17 年度の施設共用運転は、平成 17 年度研究炉運転・管理計画に基づき 7 サイクルで 182 日間の運転（1 サイクル 26 日間×7=182 日間）を予定していたが、以下の計画外停止のため 156 日間の運転となった。

(1) 制御棒駆動装置サーボアンプ異常による手動停止

平成 17 年 4 月 11 日 S-1 制御棒が動作不能状態と判断し、原子炉を手動停止した。

(2) 炉室給気系送風機異常による手動停止

平成 17 年 5 月 10 日炉室給気系送風機 I から異音が発生し、点検を行うため原子炉を手動停止した。

(3) 冷中性子源装置ヘリウム圧縮機油漏えいによる手動停止

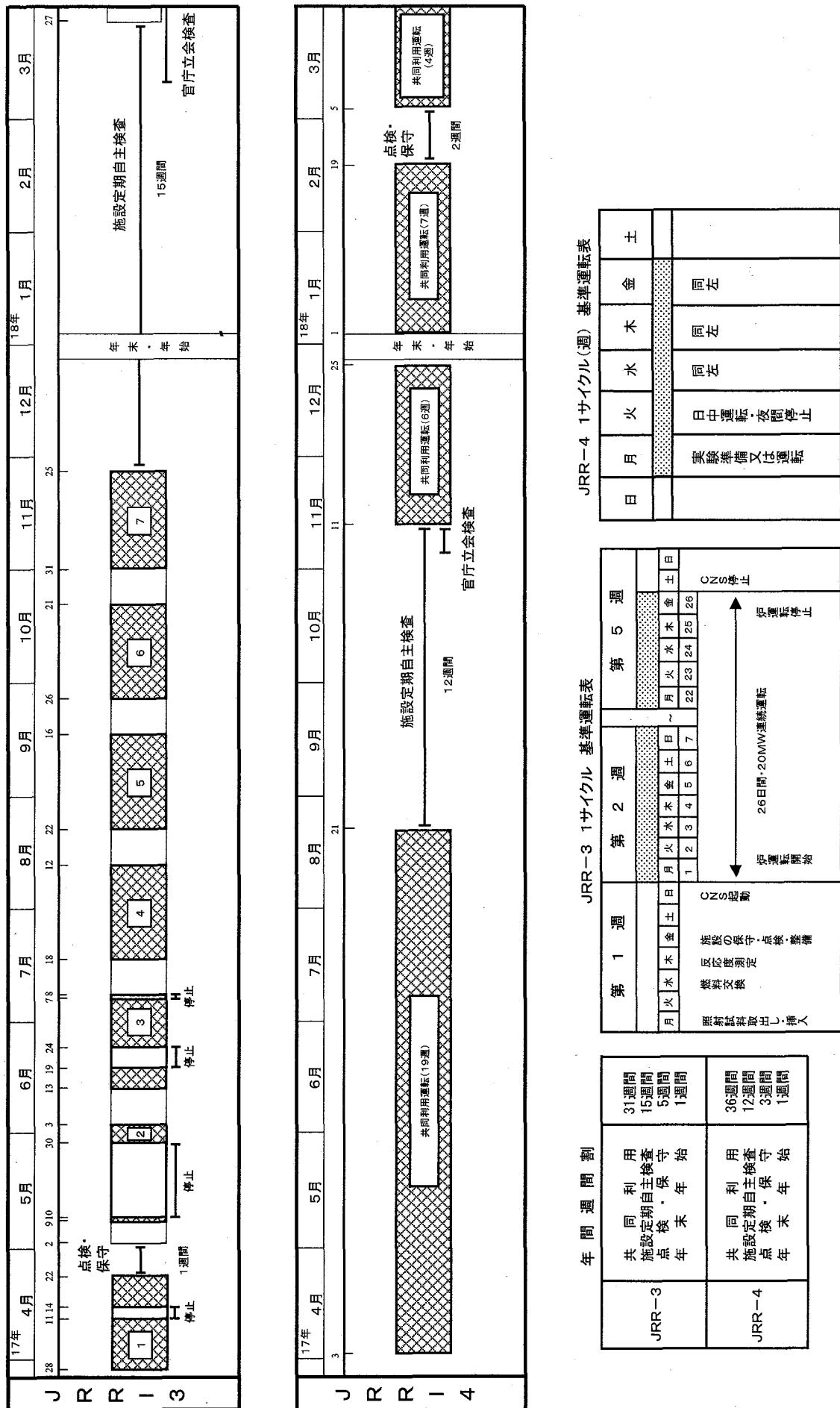
平成 17 年 6 月 19 日冷中性子源装置ヘリウム圧縮機（2 号機）のメカニカルシール排油口ねじ込み取り付け部から潤滑油の漏れが発生し、予備機（1 号機）に運転を切り替えるため原子炉を手動停止した。

(4) 自然災害による自動停止

平成 17 年 7 月 7 日落雷に伴う瞬時停電により自動停止した。

平成 17 年 10 月 19 日地震により自動停止した。

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



第2.1.1図 平成17年度 研究炉運転・管理実績

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	—	58415:55	—	1,102,,142.6	—
17-01	3/21～4/24	529:30	10,102.8	1,112,245.4	1
点検・保守	4/25～5/1	0:0	0.0	1,112,245.4	0
02	5/2～6/5	132:36	2,443.9	1,114,689.3	1
03	6/6～7/10	469:30	8,950.8	1,123,640.1	2
04	7/11～8/14	606:49	11,618.4	1,135,258.5	0
05	8/15～9/18	606:08	11,628.9	1,146,887.4	0
06	9/19～10/23	606:07	11,528.5	1,158,415.9	1
07	10/24～11/27	606:55	11,634.0	1,170,049.9	0
施設定期 自主検査	11/28～3/26	0:0	0.0	1,170,049.9	0
18-01	3/27～4/30	17:07*	0.2*	1,170,050.1*	0
年度累計	—	3574:42	—	—	5
累計	—	61990:37	—	1,170,050.1	—

* : 平成 18 年 3 月 31 日現在

第 2.1.2 表 JRR-3 計画外停止

日付	計画外停止の原因
2005.4.11	制御棒駆動装置サーボアンプ異常
2005.5.10	炉室系給気送風機異常
2005.6.19	冷中性子源のヘリウム圧縮機潤滑油漏えい
2005.7.7	落雷による瞬時停電
2005.10.19	地震

2.1.2 保守・整備

(1) 概況

平成 17 年度研究炉運転・管理計画に基づき点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものとしては重水冷却設備ヘリウム系のヘリウム圧縮機分解点検、プロセス計算機及び安全保護回路の電源オーバーホール、プロセス計算機の一部更新等である。プロセス計算機の更新については「2.5 主な技術的事項」において述べる。

(2) 主な保守整備

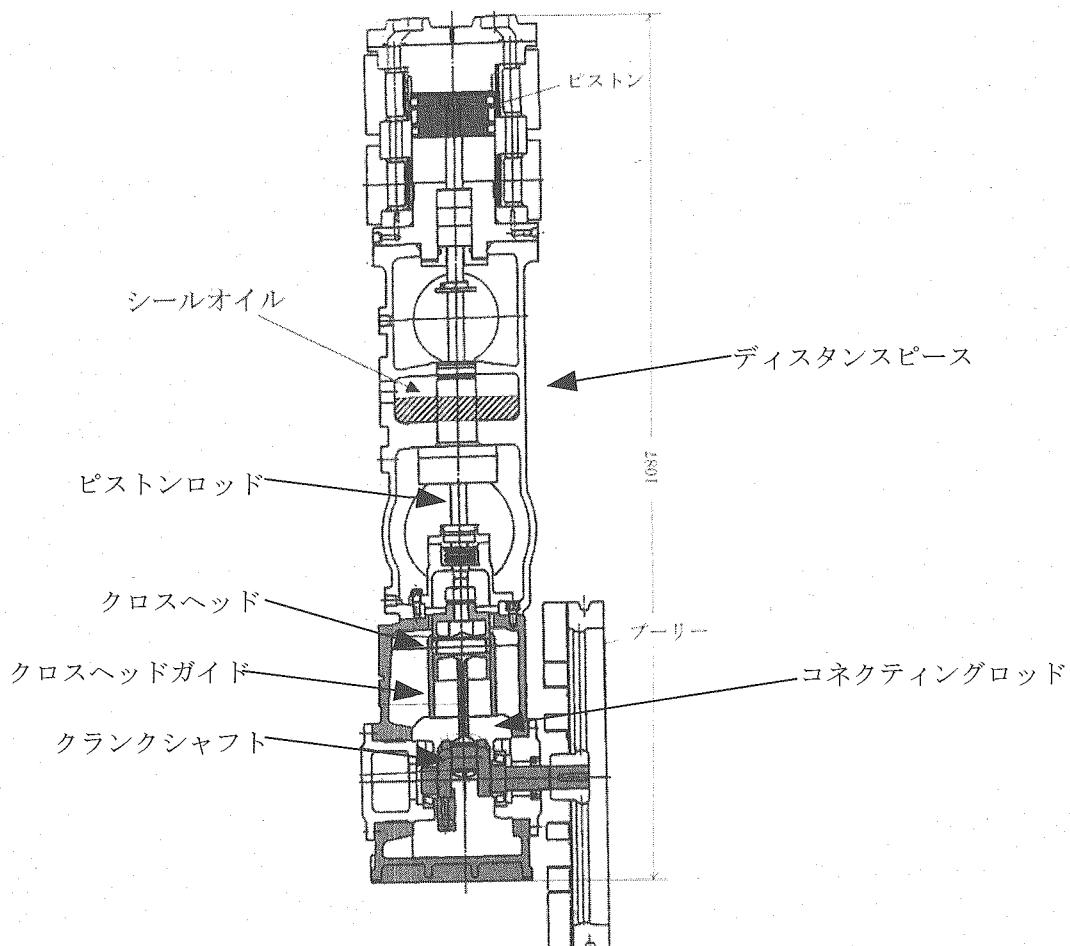
1) 重水冷却設備ヘリウム系のヘリウム圧縮機分解点検

重水の劣化防止のため重水タンクのカバーガスとしてヘリウムが用いられている。また、放射線による重水の分解ガスを再結合させるためにヘリウムを循環する必要があり、このためにヘリウム圧縮機が用いられている。ヘリウム圧縮機はシリンダ内のピストンを上下運動させることにより機能するものであるが、ピストンロッド摺動部からのヘリウム漏れを防止するためにシールオイルを用いている。これはシリンダとクランクケースの間にディスタンスピースを設けて、ヘリウムをシールするものであり、ここにシールオイルとオイルの漏洩防止のためのオイルシールが取り付けられている。(第 2.1.2 図 参照) オイルシールにはテフロン製のステップシールが用いられており、定期的に交換することにより、劣化による機能低下を防いでいる。平成 17 年 4 月 21 日にシールオイルのレベルが低下し、ヘリウム圧縮機が停止した。これはオイルシールが磨耗して、シールオイルがクランクケースに漏洩したためと判明した。オイルシールは平成 16 年度の定期自主検査時に交換されており、磨耗原因はオイルシールの取り付け不良と考えられた。このため取り付け方法について注意してオイルシールの交換を実施したが、平成 17 年 6 月 18 日に再びシールオイルのレベルが低下し、短期間でオイルシールが磨耗したことが確認された。詳細に調査した結果、コネクティングロッドに変形のあることが明らかとなった。これは、クロスヘッドとピストンロッドを結合する際にスパナによるねじり力がクロスヘッドにかかり、クロスヘッドに接続しているコネクティングロッドを変形させたものと推定された。コネクティングロッドに変形がある場合、ピストンロッドの上下運動に振れが生じてオイルシールを磨耗させることとなる。このため、組立て時にクロスヘッドにねじり力が加わらないようにクロスヘッドの改良を行うとともに、コネクティングロッドを交換した上でオイルシールの交換を実施した。この結果、その後の原子炉運転においてシールオイルのレベル低下はなかった。しかし、ヘリウム圧縮機は改造以来 15 年以上使用しており、ピストンロッドの上下運動に振れを生じさせる要因となるクロスヘッドガイドの磨耗も観察されているため、平成 18 年度に更新する計画である。

2) プロセス制御計算機及び安全保護回路の電源オーバーホール

JRR-3 は、改造時に管理を集中化して安全性を高めるとともに省力化することを目的にプロセス制御計算機の導入が図られた。このプロセス制御計算機には 945 点のアナログ信号及び 6,353 点に及ぶデジタル信号が入出力され、制御室において集中管理ができるようになっていく。なお、設備は 2 重化されて安定運転に寄与している。また、原子炉のスクラム信号にかかるプロセス量の測定には専用の測定系（安全保護系）が設けられており変換器盤と制御盤により測定及びスクラム信号の発報が制御されている。安全保護系も 2 重化して高い信頼性を確保している。一般に電子機器のトラブルにおいて電源に起因するものが多いことは良く知られている。特に電解コンデンサは寿命のある部品であり、直流電源回路には不可欠な部品として数多く使用されている。プロセス制御計算機及び安全保護系の機器の電源については定期的にオーバーホールを実施しており、本年度はプロセス制御計算機（待機側）の電源（108 台）及び安全保護系（N 側）の電源（8 台）のオーバーホールを実施した。オーバーホールにおいては電解コンデンサ、ヒューズ、可変抵抗器を交換するとともに、電源の特性測定を行って正常で

あることを確認し、さらに 24 時間以上の連続通電を行ってエージングさせて初期故障の発生を防いでいる。



第 2.1.2 図 重水冷却設備ヘリウム系統ヘリウム圧縮機の構造

2.1.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) JRR-3の燃料製作

第L17次取替用燃料体20体については、米国BWXT社で平成16年10月から製作を開始し、平成17年7月にブリストラ検査、平成17年10月に燃料板検査、平成18年1月に構成部材検査、平成18年3月に燃料要素検査を行い、計画通りに製作されていることを確認した。その後、平成18年4月初旬に発送前検査を実施し、4月30日に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。また、平成17年6月に統合保障措置に移行して初めての無通告査察(今までの通常査察に代わる査察)が実施された。

平成17年9月に実在庫検査（棚卸し）を行い、文部科学省（核物質管理センター）及びIAEAの実在庫検認を受けた。

3) その他

新燃料の輸送時に使用する未使用燃料輸送容器（JRF-90Y-950K型）の定期自主検査を核燃料輸送物設計承認書に基づき平成17年6月に行い、輸送に使用している輸送容器、固縛装置が全て健全であることを確認した。また同時に、輸送容器を収納するコンテナについても、船舶安全法に基づき点検保守を行い健全であることを確認した。

(2) 燃料交換

R3-17-01サイクルからR3-17-07サイクルにかけて、燃焼度管理方式により、標準型燃料要素14体、フォロア型燃料要素0体、計14体の燃料交換を実施した。また、燃料交換時、必要に応じてシャフリングを実施し、核的熱水路係数（ピーキングファクタ）の低減をはかった。炉心から取り出した燃料の最大燃焼度は、56.7%（設置許可書上の燃焼度の制限値60%）であった。

(3) 反応度管理

過剰反応度を確保するために、R3-17-02、R3-17-04、R3-17-05及びR3-17-06サイクルにおいて燃料交換を実施した。第2.1.3図にR3-17-01サイクルからR3-17-07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、R3-17-06サイクル初期で、試料無状態換算で、 $11.65\%\Delta k/k$ （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、 $7.49\%\Delta k/k$ （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 $5.0\%\Delta k/k \sim 8.0\%\Delta k/k$ の間で推移しており、ほぼ一定の過剰反応度を維持することができた。

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成17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14体であり、炉心への再装荷のための使用済燃料の引き渡しは無く、在庫量は14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

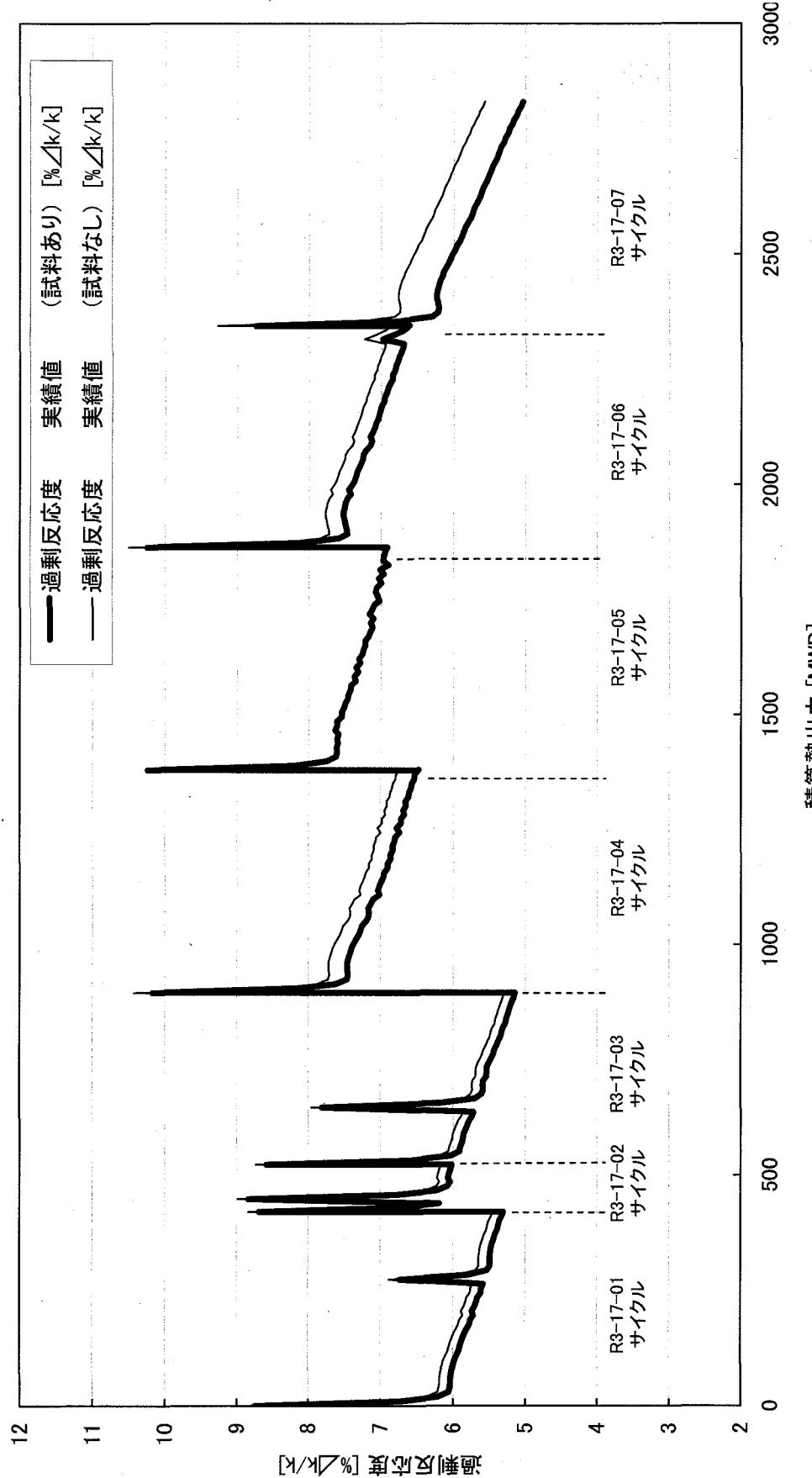
使用済燃料の健全性を確認するため、貯槽水及び保管孔内空気の放射能濃度を定期的に監視して異常の無いことを確認した。各貯蔵設備の放射能濃度は年度を通じて次のとおりであった。

使用済燃料プール : 検出限界以下（検出限界 $1.74 \times 10^{-1} \sim 1.75 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

使用済燃料貯槽No.1 : 検出限界以下（検出限界 $5.39 \times 10^{-1} \sim 4.99 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

使用済燃料貯槽No.2 : 検出限界以下（検出限界 $5.44 \times 10^{-1} \sim 4.93 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

保管孔 (DSF) : $8.350 \times 10^{-3} \sim 1.002 \times 10^{-2}$ Bq/ml



第 2.1.3 図 JRR-3 の過剰反応度推移

2.1.4 放射線管理

(1) 概況

本年度に実施された主な放射線作業は、1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプ分解点検作業、重水イオン交換樹脂塔交換作業及び冷中性子源装置減速材容器更新作業等であった。

これらの作業での異常な被ばく及び汚染の発生はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質

JRR-3 から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度を第 2.1.3 表に示す。なお、使用済燃料貯蔵施設における放射性廃液（廃液量：4.6m³）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。

放出された気体状放射性物質の ⁴¹Ar の年間放出量は 2.3×10^9 Bq であり、放出管理目標値の 0.004% であった。また、³H については検出されなかった。

(3) 実効線量

JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量を第 2.1.4 表に示す。

第2.1.3表 JRR-3における気体状放射性物質及び放射性溶液の年間放出量と年間平均濃度

	放射性ガス			放射性塵埃			放射性溶液		
	^{41}Ar	^3H	^{60}Co	^{131}I	^3H	^{60}Co	^{110}mAg		
年間放出量 (Bq/y)	2.3×10^9	0	0	0	6.5×10^8	4.5×10^5	6.7×10^4		
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.1 \times 10^{-3}$	$<7.2 \times 10^{-5}$	$<3.4 \times 10^{-10}$	$<9.3 \times 10^{-10}$	5.0×10^0	3.5×10^{-3}	5.2×10^{-4}		

第2.1.4表 JRR-3における放射性業務従事者の実効線量

	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
従事者数(実員) (人)	743	850	988	927	1185
総線量 (人・mSv)	2.8	3.8	3.5	1.0	11.1
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.01	
最大線量 (mSv)	0.3	0.3	0.4	0.2	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

重水イオン交換樹脂塔交換作業のため、旧樹脂塔廃棄に伴い 21kg の重水を廃棄し、新樹脂塔装填に伴い重水 52kg を系内に補給した。年度末の重水装荷量は 7,285kg であった。また、新樹脂装填に伴い回収重水を補給したため、回収重水は 52kg 減となり年度末で 16,038kg となつた。

重水の管理状況を第 2.1.5 表から第 2.1.7 表に示す。

(2) 水・ガス管理

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

1) 1 次冷却系

1 次冷却水の水素イオン濃度指数 (pH) の測定結果は 6.42~6.80 で、管理基準値 (5.0~7.5) の範囲であった。使用済燃料プール水の pH の測定結果は 6.42~6.66 で、管理基準値 (5.0~7.5) の範囲であった。また、原子炉プール精製系入口の導電率の測定結果は 0.19~0.64 μ S/cm であり管理基準値 (5.0 μ S/cm 以下) の範囲であった。また、精製系出口の導電率は 0.07~0.10 μ S/cm であった。

2) 2 次冷却系

2 次冷却水の pH の測定結果は 7.9~8.7 で、管理基準値 (6~9) の範囲であった。防食剤を連続注入するとともに、補給水の水量を調整して、導電率による濃縮倍数を 7 以下で管理することにより、2 次冷却系の防食の最適化に努めた。また、スライム防止剤を間欠注入してスライムの発生を防止し、熱交換器の熱貫流率の低下を抑制した。

なお、1 次冷却系熱交換器の材料腐食による漏洩が無いことを確認するため、サイクル当たり 1 回の頻度で 2 次冷却水中のトリチウム濃度を測定した。測定の結果、トリチウム濃度は検出限界濃度 (2.0×10^{-1} Bq/cm³) 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。

3) 反射体重水系

反射体重水の重水濃度の測定結果は 99.43~99.47mol% であり、濃度低下は認められなかつた。また、pH の測定結果は 6.44~6.59 で、管理基準値 (5.0~8.0) の範囲であった。導電率の測定結果は精製系入口で 0.14~0.18 μ S/cm、精製系出口で 0.01~0.03 μ S/cm であり、それぞれ管理基準値 (2.0 μ S/cm 以下) の範囲であった。

4) ヘリウム系

反射体重水のカバーガスのヘリウム濃度は、管理基準値 (90vol%以上) に対し、97.47~98.22vol% の濃度であった。また、ヘリウム系に酸素ガスを 2 回、合計 400L を補給し、重水素ガスを重水に再結合させたことにより、重水素ガス濃度は 0.56~0.94vol% で管理基準値 (2.0vol% 以下) の範囲であった。

5) 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、R3-16-07サイクルから使用し、R3-17-04サイクルま

で5サイクル使用し、導電率の上昇傾向が見られたので交換した。積算精製量は62,387m³であった。R3-17-05サイクルから使用しているNo.2イオン交換樹脂塔は正常に機能している。

6) 重水イオン交換樹脂

R3-15-07サイクルまで使用し、切り換えた重水イオン交換樹脂塔内塔(KR-2301)の交換作業を行った。積算精製量は29,393m³であった。

7) 冷中性子源装置(CNS)系

照射利用系のCNSのヘリウムガスの不純物分析を、原子炉運転前及び運転中毎週1回の頻度で行い、酸素濃度は0.5ppm以下、窒素濃度は最高濃度で2.32ppm(原子炉起動前の値。原子炉運転中は最高値1.80ppm)で管理でき、管理基準値(酸素ガス及び窒素ガスの合計10ppm)の範囲であった。

第2.1.5表 JRR-3およびJRR-4の装荷重水量

	平成16年度末	補給重水量	回収重水量	廃棄重水量	平成17年度末
	装荷重水量(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	装荷重水量(kg)
JRR-3	7,254	52	0	21	7,285
JRR-4	368	0	0	0	368
合計(kg)	7,622	52	0	21	7,653

第2.1.6表 JRR-3未使用重水保管量

平成16年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成17年度末
未使用重水量(kg)	購入	その他	転用	計量調整	未使用重水量(kg)
312	0	0	0	0	312

第2.1.7表 JRR-3の回収重水量

平成16年度末	受入れ(kg)			払出し(kg)			平成17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)
16,090	0	0	0	52	0	52	16,038

第 2.1.8 表 JRR-3 水・ガス測定結果

系 統	項 目	管 理 基 準 値	測 定 結 果	
1 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.42~6.80	
	導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	精製系 入口	5.0以下	0.19~0.64
		精製系 出口	—	0.07~0.10
	全 β 放射能濃度 *1) (Bq/cm^3)	1 次冷 却水	—	$7.44 \times 10^2 \sim 8.09 \times 10^2$
		1 次系 精製水	—	<1.30
	全 γ 放射能濃度 *2) (Bq/cm^3)	1 次冷 却水	—	$7.58 \times 10^2 \sim 8.47 \times 10^2$
		1 次系 精製水	—	$1.16 \times 10^1 \sim 4.48 \times 10^1$
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	$5.45 \times 10^2 \sim 8.36 \times 10^2$	
1 次精製系	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.68~6.83	
SF プール	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.42~6.66	
SF 精製水	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.61~6.89	
ヘリウム	ヘリウム濃度 (Vol%)	90 以上	97.47~98.22	
	再結合器入口 重水素濃度 (Vol%)	2.0 以下	0.56~0.94	
重 水	濃度 (mol%)	高濃度に維持	99.43~99.47	
	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~8.0	6.44~6.59	
	全 β 放射能濃度 (Bq/cm^3) *1)	—	$4.26 \times 10^2 \sim 4.53 \times 10^2$	
	全 γ 放射能濃度 (Bq/cm^3) *2)	—	$4.74 \times 10^2 \sim 5.01 \times 10^2$	
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3) *3)	—	1.34×10^8	
	導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	精製系 入口	2.0 以下	0.14~0.18
		精製系 出口	—	0.01~0.03
2 次冷却水	原水水素イオン濃度指数 (pH)	—	6.7~7.9	
	2 次冷却水水素イオン濃度指数 (pH)	6~9	7.9~8.7	

*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 17 年 11 月 10 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を、年度を通じて維持管理基準値以内に管理した。平成17年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度を第2.1.9表に示す。各貯槽においては、水素イオン濃度指数(pH)、導電率、トリチウム濃度等に大きな変動はなく、適切な水質管理がなされた。

2) 循環系設備の管理

使用済燃料貯蔵施設(DSF)内に設置されている循環系設備機器類(循環プロア、プロセス放射線モニタ等)に対して、点検を週1回、JRR-3原子炉施設の定期検査に伴う定期点検を年1回実施して、所要の機能及び性能を維持した。

(2) 使用済燃料アダプタの保管廃棄作業

使用済燃料の対米輸送費を低減する上で輸送燃料の重量軽減のため、使用済燃料アダプタ部を切断し、JRR-3使用済燃料貯槽No.2に放射能の低減を目的に貯蔵している。

本年度は、そのアダプタを放射性固体廃棄物として廃棄するため、輸送容器(エドロ型)に収納してホットラボへ運搬し、ケーブ内で廃棄物容器に詰め替え、廃棄物処理場に搬出した。今年度の作業により252個のアダプタを搬出したため、年度末におけるJRR-3使用済燃料貯槽No.2に保管中のアダプタは266個となった。今回廃棄物処理場に搬出した使用済燃料アダプタの概要是以下のとおりである。

廃棄物レベル区分：B-1

容 器 個 数：18個 (30ℓカートリッジ)

線 量 当 量 率：15.3～43.1mSv/h (容器表面)

放 射 能 量： $2.79 \times 10^{10} \sim 7.86 \times 10^{10}$ Bq (容器当たり)

(3) JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器改造及び海外ライセンスの取得等

本報の2.5.10節で述べる理由により、JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器の改造を実施した。

平成16年度に実施したJRC-80Y-20T型核燃料輸送容器を一部改造するための設計変更の検討及びJRC-80Y-20T型核燃料輸送物の安全解析結果を基に、国内の核燃料輸送物設計承認書を取得し、同設計に基づく輸送容器の改造工事を行い、容器承認書を取得した。また、文部科学省より核燃料輸送物設計承認英文証明の交付を受け、米国及び英国のライセンスを取得するための申請を行った。取得した核燃料輸送物設計承認書を第2.1.4図に、容器承認書を第2.1.5図に示す。

第2.1.9表 JRR-3の使用済燃料貯槽の水質測定値

	維持管理値	貯槽No.1	貯槽No.2
水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.2~6.7	6.2~6.7
導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	10 以下	0.81~1.70	0.70~1.54
トリチウム濃度 (Bq/m^3)	—	1.63~2.21	1.26~1.74
温 度 (°C)	—	12.0~24.0	10.0~24.0



核燃料輸送物設計承認書

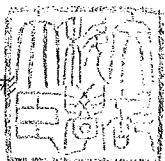
17 諸文科科第 2192 号

平成 17 年 9 月 9 日

日本原子力研究所

理事長 岡崎 俊雄 殿

文部科学大臣
中山 成林



平成 17 年 7 月 14 日付け 17 原研 19 第 20 号をもって申請のあった核燃料輸送物の設計については、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則に定める技術上の基準に適合しているので、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示第 35 条に基づき、下記のとおり承認します。

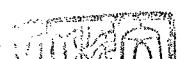
記

1. 承認を受けた者

住 所 : 千葉県柏市末広町 14 番 1 号
氏 名 : 日本原子力研究所
理事長 岡崎 俊雄

2. 輸送容器の名称 : JRC-80Y-20T 型

3. 輸送容器の外形寸法及び重量等



第 2.1.4 図 核燃料輸送物設計承認書 (JRC-80Y-20T 型)



容 器 承 認 書

17諸文科科第3765号

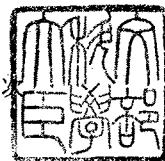
平成18年 3月29日

独立行政法人日本原子力研究開発機構

理事長 殿塚 猛一 殿

文部科学大臣

小坂 憲



平成17年10月20日付け17原機(科研)006をもって申請のあった輸送容器については、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則に定める技術上の基準に適合していると認められるので、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第59条第3項の規定に基づき、下記のとおり承認します。

記

1. 承認を受けた者

住 所 : 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

氏 名 : 独立行政法人日本原子力研究開発機構

理事長 殿塚 猛一

2. 輸送容器の名称 : JRC-80Y-20T型



第2.1.5図 容器承認書 (JRC-80Y-20T型)

2.2 JRR-4 の運転管理

平成 17 年度の運転・管理実績の総括を第 2.1.1 図に示す。

2.2.1 運転

JRR-4 は、原則として週 4 日間、1 日 7 時間の運転を行い、年間約 40 週の施設共用運転を実施している。平成 17 年度については、研究炉運転・管理計画に基づき 37 サイクルの施設共用運転を実施した。ただし、平成 17 年 6 月 10 日に発生した制御棒挿入障害事象による原子炉手動停止の対応のため、平成 17 年 6 月 10 日から平成 17 年 6 月 23 日の間は運転を中止した。また、7 月 7 日に落雷に起因する停電により主循環ポンプが停止し、原子炉が自動停止している。原子炉施設に異常のないことを確認し、翌日から計画通り運転を行った。さらに、8 月 16 日 11 時 47 分には地震により原子炉が自動停止しており、施設点検で異常のないことを確認後、同日 14 時 45 分原子炉を再起動し、予定していた施設共用運転を行った。

平成 17 年度における JRR-4 運転実績表を第 2.2.1 表に、JRR-4 計画外停止を第 2.2.2 表に示す。

医療照射の実施状況については、平成 17 年度は 12 回（第 30 回から第 41 回）実施している。従来、JRR-4 における医療照射は脳腫瘍にのみ適用されてきたが、平成 17 年度からは脳腫瘍以外に対して実施され、当該年度については、皮膚がんやリンパ腫等の悪性腫瘍に対する照射を 6 回実施した。また、脳腫瘍に対する照射（6 回）は、いずれも熱外中性子モードによる非開頭照射であった。

また、平成 17 年度から、東京大学大学院において、工学系研究科原子力専攻（専門職大学院）が設立され、カリキュラムの一部である原子力実験・実習を JRR-4 において開始した。実習内容は「Xe 効果の測定」及び「即発 γ 線分析」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	—	35630:36	—	73,208,589	—
2005 .4	15	88:50	199,471	73,408,060	0
.5	15	82:19	176,263	73,584,323	0
.6	11	61:53	142,370	73,726,693	1
.7	17	106:01	214,533	73,941,226	1
.8	12	79:29	173,100	74,114,326	1
.9	0	0	0	74,114,326	0
.10	0	0	0	74,114,326	0
.11	16	92:59	188,293	74,302,619	0
.12	15	88:53	158,475	74,461,094	0
2006 .1	16	104:16	242,031	74,703,125	0
.2	12	76:42	158,972	74,862,097	0
.3	16	86:08	220,624	75,082,721	0
本年度計	145	867:30	1,874,132	—	0
本年度末積算値	—	36498:06	—	75,082,721	—

* : 平成 18 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
2005.6.10	制御棒挿入障害事象による原子炉手動停止
2005.7.7	落雷による瞬時停電
2005.8.16	地震による自動停止

2.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成 17 年度研究炉運転・管理計画に基づき、点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものとしては、電動弁分解点検及び冷却塔送風機分解点検である。

なお、施設定期自主検査においては、人員及び予算の削減に対応するため、従来外注により検査を実施していた項目については、可能な限り職員が自営で検査を行うこととしたため、検査期間を約 1 ヶ月延長している。

(2) 主な保守整備

1) 電動弁分解点検

JRR-4 の 1 次冷却設備の熱交換器出口には、流量調整用の電動弁 2 基(VCM-9 及び VCM-10)が設けられている。原子炉の安全安定運転を図るため、施設定期自主検査期間において、当該電動弁の弁体及び駆動部の分解点検を実施した。分解点検の結果、弁体及び駆動部に傷等はなく、機器が健全であることを確認した。

2) 冷却塔送風機分解点検

JRR-4 の 2 次冷却設備の冷却塔には、炉心で発生した熱を大気に放散するための送風機が 2 基設置されている。送風機は 10 年を目安に分解点検を行うこととしている。前回の分解点検は平成 11 年に行っていることから、平成 17 年度の保守期間を利用し、2 次冷却塔送風機の点検整備を行い、その健全性を確認した。

3) プール水位計更新

JRR-4 の No.1 及び No.2 プールには、水深約 10m を計測するプール水位計 (No.1 プール:LRA-11、No.2 プール : LRA-12) がそれぞれ設けられている。プール水位計の構成は、検出器、信号変換機、信号アイソレータ、警報設定器、現場指示計、プロセス計算機 (μ XL) から成り、このうち、水位計及び信号変換機は 11 年 (LRA-11 については 3 年) 使用し、経年劣化による信頼性の低下が考えられることから、当該機器を更新した。

4) 給排風機ベアリング交換

回転機器のベアリング交換時期の目安である 5 年以上使用している給気第 1、2、4 系統送風機、排気第 2、4 系統排風機及び異音を生じていた排気第 3 系統送排風機について、ベアリング交換を行った。交換後の運転状態は良好となった。また、ファンの軸部についても、マイクロメーターによる測定の結果、有害な磨耗は生じておらず、十分に使用可能範囲内であった。

5) 給排気設備モータダンパボールジョイント交換

JRR-4 の給排気設備にはモータダンパが設けられており、給排気設備の運転・停止に合わせて開閉している。モータダンパはボールジョイントを介して電動モータにより開閉する仕組みである。長年の使用にわたり、ボールジョイントが磨耗し、動作に不調をきたしたことから、給排気設備の全系統におけるボールジョイントの交換を実施した。

6) 炉心タンク内点検作業

平成 17 年 6 月 10 日に発生した「制御棒挿入障害事象」が発生したことから、施設定期自主検査期間においても、炉心タンク内の点検作業を行った。主に制御棒振れ止め金具のテフロン板固定ねじ部の緩み及びテフロン板の磨耗について点検し、異常のないことを確認した。

7) 原子炉プール内面点検及び底面清掃

原子炉プールの定期的な保守・点検として、プール内面の点検を行い、異常のないことを確認した。また、プール底面に塵埃の堆積や、ナット、ワッシャ、針金などの落下物が確認されたため、水中掃除機及び水中ロボットを用いてプール底面を清掃し、落下物を回収した。

2.2.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料管理燃料交換

1) JRR-4 の燃料製作

本年度、新燃料の製作はなかった。

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

(2) 燃料交換

平成 17 年 11 月 2 日、炉心内で使用中の燃料要素 3 体（燃焼度*約 21% : 2 体、約 16% : 1 体）と、未使用燃料要素 1 体及び一時保管中の燃料要素 2 体との燃料交換を実施した。

また、平成 18 年 3 月 3 日、炉心内で使用中の燃料要素 4 体（燃焼度約 18% : 2 体、約 16% : 1 体、約 8% : 1 体）と、未使用燃料要素 2 体及び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、次の燃料交換時に再使用する予定である。

(* FIFA : 核分裂物質の初装荷量のうち核分裂した割合)

(3) 反応度管理

本年度の原子炉積算出力は約 78MWD で、過剰反応度は年度当初が 5.86%Δk/k、燃料交換前後の反応度は、平成 17 年 11 月 2 日が交換前 5.20%Δk/k 及び交換後 5.98%Δk/k、平成 18 年 3 月 4 日が交換前 5.47%Δk/k 及び交換後 5.96%Δk/k、年度末が 5.82%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 -0.017%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

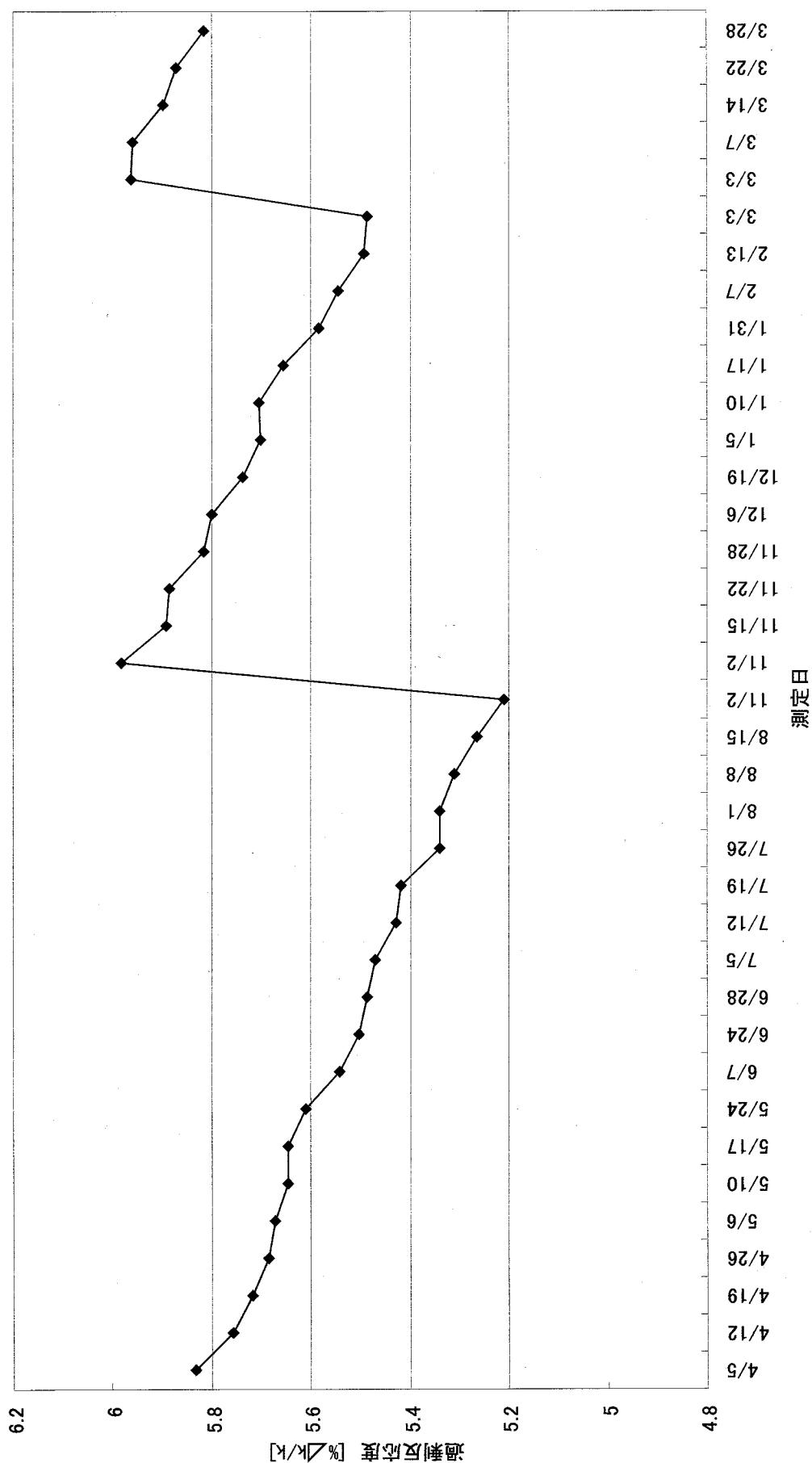
平成 17 年度における、炉心から No.1 プールへの使用済燃料の受入れは 7 体であり、炉心への再装荷のため No.1 プールで貯蔵していた使用済燃料を 4 体引き渡したことにより、在庫量は 3 体の増である。

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監視して異常のないことを確認した。各プール水の放射能濃度は年度を通じて次のとおりであった。

No.1 プール：検出限界以下（検出限界 $1.72 \times 10^{-1} \sim 1.77 \times 10^{-1}$ Bq/mℓ）

No.2 プール：検出限界以下（検出限界 $1.72 \times 10^{-1} \sim 1.77 \times 10^{-1}$ 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) 概況

本年度に実施された主な放射線作業は、No.1・No.2 プールの点検・清掃作業、一次冷却系主要弁の点検作業及び炉心タンク内部の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放出量及び平均濃度を第 2.2.3 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 $5.0 \times 10^8 \text{ Bq}$ であり、放出管理目標値 ($9.6 \times 10^{11} \text{ Bq}$) の 0.052% 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 17 年度の JRR-4 における重水の移動等は無かった。また、年度末における装荷重水量は、368kg 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 次冷却水系

1 次冷却水の pH の測定値は 5.58～6.26、1 次冷却水精製系の pH の測定値は 5.68～6.69 の範囲であり、管理基準値 (5.5～7.0) 内で管理した。1 次冷却水系の導電率の測定結果は 0.44～ $0.69 \mu \text{S}/\text{cm}$ であり、管理基準値 ($10 \mu \text{S}/\text{cm}$ 以下) の範囲であった。また、精製系出口の導電率は 0.01～ $0.56 \mu \text{S}/\text{cm}$ であった。

2) 2 次冷却水系

2 次冷却水は、補給水の水量を調整して、冷却水の導電率が原水（ろ過水）の導電率の 3 倍を超えないよう管理した。また、pH の測定値は 7.45～8.03 で、管理基準値 (6～9) の範囲であった。

2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

JRR-4 の使用済燃料貯蔵施設におけるプールの水質は、年間を通じて維持管理基準値（導電率： $10 \mu \text{S}/\text{cm}$ 以下、pH：5.5～7.0）以内であった。

第 2.2.3 表 JRR-4 から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度

核種	放射性塵埃		放射性ガス		放射性廃液	
	^{60}Co	^{131}I	^{41}Ar	^{54}Mn	^{60}Co	^{137}Cs
管理値 (Bq/y)	—	—	9.6×10^{11}	1.8×10^{10}	3.7×10^9	3.7×10^9
放出量 (Bq/y)	0	0	5.0×10^8	5.5×10^4	1.7×10^5	—
平均濃度 (Bq/cm ³)	$< 6.0 \times 10^{-10}$	$< 2.2 \times 10^{-9}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	6.0×10^{-4}	1.8×10^{-3}	$< 2.7 \times 10^{-3}$
						6.1×10^{-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(実員) (人)	85	135	108	111	165
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)

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
		水素イオン濃度指數 (pH)		5.5~7.0	5.58~6.26
1 次冷却系	導電率 (μ S/cm)	精製系入口	10.0 以下	0.44~0.69	
		精製系出口	—	0.01~0.56	
	全 β 放射能濃度 (Bq/cm ³) *1)	—	—	5.18×10 ¹ ~7.48×10 ¹	
1 次精製系	全 γ 放射能濃度 (Bq/cm ³) *2)	—	—	1.28×10 ² ~1.76×10 ²	
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	—	9.07×10 ⁻¹ ~1.13×10 ⁰	
	水素イオン濃度指數 (pH)	5.5~7.0	—	5.68~6.69	
2 次冷却系	原水水素イオン濃度指數 (pH) *3)	—	—	6.83~7.61	
	2 次冷却水水素イオン濃度指數 (pH) *3)	6~9	—	7.45~8.03	

*1) トリチウムを除く。原子炉出力 3.5MW サンプリング後 1 時間後の値

*2) 原子炉出力 3.5MW サンプリング後 1 時間後の値

*3) 試料サンプリング後車上型 pH 計での測定

2.3 NSRR の運転管理

2.3.1 運転

(1) 概況

平成 17 年度は、燃料安全評価研究グループ（平成 17 年 10 月以前は原子炉安全工学部・燃料安全研究室）の依頼に基づき、実験のための単一パルス運転を 7 回実施した。また、平成 17 年度における原子炉の計画外停止は、発生していない。平成 17 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、水は適切に管理されている。

1) 原子炉プール

原子炉プール水の pH 測定値は 6.08～6.30 の範囲であり、管理基準値（5.5～7.0）内であった。導電率の測定結果は 0.16～0.28 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 0.05～0.10 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 5.82～6.12 の範囲であり、管理基準値（5.5～7.5）内であった。また、導電率の測定結果は 0.25～0.60 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（1.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。

第2.3.1表 NSRR 運転実績表

(1/2)

実験	運転日 (月/日)	運転時間 (時間:分)	運転時間累計 (時間:分)	出力量 (kW·h)	出力量累計 (kW·h)	計画外停止	備考
PWR 照射済燃料破損実験(MR-1)	4/21	2:14	5327:29	31.0	142,088.3	0	单一・パレス運転
特性試験	7/1	1:27	5330:23	18.5	142,125.1	0	单一・パレス運転
特性試験		1:27		18.3		0	单一・パレス運転
特性試験	7/20	1:20	5333:04	18.3	142,161.7	0	单一・パレス運転
特性試験		1:21		18.3		0	单一・パレス運転
PWR 照射済燃料破損実験(VA-2)	8/2	2:14	5335:18	31.9	142,193.6	0	单一・パレス運転
熱電対特性試験(980-1)	9/1	1:39	5338:20	13.9	142,237.5	0	单一・パレス運転
熱電対特性試験(980-2)		1:23		30.0		0	单一・パレス運転
特性試験	9/2	2:07	5340:27	0.5	142,238.0	0	定出力運転
熱電対特性試験(980-2-2)	9/12	1:34	5342:01	15.4	142,253.4	0	单一・パレス運転
特性試験	12/21	4:32	5346:33	0.4	142,253.8	0	定出力運転
特性試験	12/22	3:22	5349:55	0.3	142,254.1	0	定出力運転
特性試験	12/26	4:10	5354:05	0.0	142,254.1	0	定出力運転
特性試験	12/27	5:30	5359:35	0.1	142,254.2	0	定出力運転
特性試験		1:37		0.0	142,254.3	0	定出力運転
特性試験	1/11	1:27		0.1		0	定出力運転
特性試験		1:33		0.2	142,254.5	0	定出力運転
特性試験	1/12	3:13	5367:25	0.0			
特性試験	1/13	1:16	5368:41	0.0	142,254.5	0	定出力運転
特性試験	1/16	2:32	5371:13	0.2	142,254.7	0	定出力運転
特性試験	1/17	0:35	5371:48	0.0	142,254.7	0	定出力運転
特性試験	1/18	1:55	5373:43	272.0	142,526.7	0	定出力運転
特性試験	1/19	3:58	5377:41	913.9	143,440.6	0	定出力運転

第2.3.1表 NSRR 運転実績表

(2/2)

実験	運転日 (月/日)	運転時間 (時間/分)	運転時間累計 (時間/分)	出力量 (kW·h)	出力量累計 (kW·h)	計画外停止	備考
特性試験	1/20	1:14	5381:03	12.9	143,505.2	0	単一バス運転
特性試験		2:08		51.7		0	単一バス運転
特性試験		0:51		13.5		0	台形バス運転
特性試験	1/23	0:46	5383:38	19.2	143,562.4	0	台形バス運転
特性試験		0:48		24.5		0	台形バス運転
特性試験	1/24	0:45	5386:12	14.9	143,597.7	0	合成バス運転
特性試験	1/25	1:40	5387:52	20.4		0	合成バス運転
特性試験	1/26	1:14	5389:06	25.8	143,623.5	0	合成バス運転
特性試験	1/27	1:13	5390:19	29.4	143,652.9	0	合成バス運転
特性試験		1:52		26.4	143,679.3	0	合成バス運転
特性試験	1/30	0:59	5394:04	29.4		0	単一バス運転
特性試験		0:54		24.4	143,759.4	0	台形バス運転
PWR 照射済燃料破損実験(RH-1)	2/21	0:36	5394:40	0.0	143,759.4	0	合成バス運転
BWR 照射済燃料破損実験(LS-1)	2/22	1:55	5396:35	31.1	143,790.5	0	臨界点確認運転
	3/27	2:42	5399:17	31.3	143,821.8	0	単一バス運転

* : 平成 17 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	6.08~6.30
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.16~0.28
燃料貯留プール水pH	5.5 ~ 7.5	5.82~6.12
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.25~0.60
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	0.05~0.10

2.3.2 保守・整備

(1) 概況

平成 17 年度年間運転計画に基づき点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものとしてはインターロックリレーの交換、プール水中照明盤の更新、実験用給排気設備操作盤の補修、排気筒の補修等である。

(2) 主な保守整備

1) インターロックリレーの交換

安全保護回路及び原子炉制御設備に使用しているリレーのうち 20%について、例年どおり予防保全のために交換を行うとともに、使用中のリレーについて、経年変化を調査するために特定しているリレーの接点抵抗を測定し、異常のないことを確認した。また、接点抵抗測定の結果から、交換頻度が妥当であることを確認した。なお、交換用のリレーについては、事前に接点抵抗を測定し、異常のないことを確認後交換した。

2) プール水中照明盤の更新

プール水中照明盤は、NSRR 原子炉棟内に設置されている NSRR 監視設備のうち、原子炉プール及び燃料貯留プールの水中照明を制御する設備である。NSRR 監視設備は、主要機器の監視を行うためのものである。プール水中照明盤の部品交換等は適宜行ってきたが、設置後 30 年が経過しているので高経年化対策及び操作性の向上のため盤本体及び制御回路の更新を行つた。

3) 実験用給排気設備操作盤の補修

NSRR 実験用給排気設備は、実験孔及び中性子貫通孔の給排気を制御するものである。実験用給排気設備操作盤は、設置後 30 年が経過しているため、高経年化対策として盤内部の電装品一式を交換した。また保守作業軽減のため、表示灯の LED 化も同時に実施した。

4) 排気筒の補修

排気筒は、NSRR の放射性廃棄物の廃棄施設のうち、気体廃棄物の廃棄設備の一部で、原子炉棟、制御棟及び機械棟の気体廃棄物を空気浄化装置により浄化した後、地上高約 50m の大気中に放出するために使用するものである。排気筒の鋼鉄製のタラップ及び踊り場の手摺が、塩害により著しく腐食したので、対策として、溶融亜鉛メッキされたものに更新した。

2.3.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) NSRR の燃料製作

本年度、新燃料の製作は行わなかった。

2) NSRR の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

平成 17 年度末の NSRR の未使用燃料の在庫量を第 2.3.3 表に示す。

NSRR 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する計量管理を行った。また、平成 17 年 9 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、文部科学省（核物質管理センター）の検認を受けた。

3) その他

新燃料の輸送時に使用する未使用燃料輸送容器 (NSC-81Y-365K 型) の定期自主検査を輸送規則に基づき平成 17 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。

第 2.3.3 表 NSRR 未使用燃料の在庫量

区分 項目	N S R R		
	炉心燃料	計装燃料	燃料フォロア型 制御棒
前年度末貯蔵数 (2005.3.31)	24	21	5
受け入れ	0	0	0
払い出し	1	0	0
今年度末貯蔵数 (2006.3.31)	23	21	5

(2) 燃料交換

平成 17 年 11 月 21 日に予防保全のため炉心燃料 1 体を交換した。また、平成 17 年 7 月 6 日に、燃料フォロア型制御棒 6 体を原子炉プール内貯蔵ラックから燃料貯留プール内貯蔵ラックに移動し、保管した。

2.3.4 放射線管理

(1) 概況

本年度に実施された主な放射線作業は、調整用 Tr 棒空圧駆動部と調整棒電動駆動部の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

NSRR から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度を第 2.3.4 表に示す。放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は $4.8 \times 10^9 \text{Bq}$ であり、それぞれの放出管理目標値の 0.01% であった。

(3) 実効線量

NSRR における放射線業務従事者の実効線量を第 2.3.5 表に示す。

第 2.3.4 表 NSRR における気体状放射性物質及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度

	放出性ガス (原子炉棟)	放射性塵埃			放射性廃液
		原子炉棟		燃料棟	
	^{41}Ar	^{60}Co	^{131}I	^{60}Co	^{60}Co
年間放出量 (Bq/y)	4.8×10^9	0	0	0	—
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<5.3 \times 10^{-3}$	$<6.3 \times 10^{-10}$	$<7.6 \times 10^{-9}$	$<5.3 \times 10^{-10}$	—

※平成 17 年 10 月 1 日以前の原子炉安全工学・NSRR 管理室のデータを含む。

第 2.3.5 表 NSRR における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
従事者数 (人)	47	62	88	82	135
総線量 (人・mSv)	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)	—	—	—	—	—

(個人線量計：ガラスバッジ)

※平成 17 年 10 月 1 日以前の原子炉安全工学・NSRR 管理室のデータを含む。

2.4 タンデム加速器の運転管理

2.4.1 運転

(1) 概況

平成 17 年度のタンデム加速器の実験利用運転は次の 2 回のマシンタイムが実施された。第 1 回のマシンタイムは 5 月 30 日から 8 月 14 日の間の 63 日、第 2 回のマシンタイムは 11 月 8 日から 3 月 26 日の間の 116 日である。合計すると 182 日である。これは例年より約 20 日少ない。タンデム加速器高電圧ターミナルの多価イオン入射器の設置位置変更工事のため整備期間を長くとったためである。第 2.4.1 表にマシンタイム期間内の内訳日数を、また第 2.4.2 表に整備期間を含む 1 年間の業務状況を示す。

第 2.4.1 表 平成 17 年度タンデム加速器マシンタイム期間内の内訳日数

区分	第 1 回マシンタイム	第 2 回マシンタイム	年間合計
実験利用運転日数	64	118	182
その内ブースター利用日数	15	36	51
その内ブースター加速日数	10	24	34
保守日日数	1	7	8
休日日数	1	6	7
故障中止日数	6	6	12
実験中止日数	1	3	4
加速器調整日数	4	6	10

第 2.4.2 表 平成 17 年度の業務状況

区分	日数	%
実験利用運転	182	49.9
定期整備・保守	106	29.0
休日〔整備期間内の休日が含まれる〕	57	15.6
故障修理	12	3.3
実験中止	4	1.1
コンディショニング	4	1.1

(2) タンデム加速器の運転

平成 17 年度におけるタンデム加速器の加速電圧の統計を第 2.4.3 表に示す。17 年度は 18.0MV での安定運転を 8 日〔4 日×2 回〕行った。これは当施設始まって以来のことである。

加速イオン種の統計を第 2.4.4 表に示す。21 元素又は 27 核種のイオンを加速しており、その内 ^1H の一部、 ^{14}N 、 ^{22}Ne 、 ^{40}Ar 及び $^{132,136}\text{Xe}$ はタンデム加速器高電圧ターミナルの多価イオン入射器〔ECR イオン源〕から加速したものである。他はすべて負イオン源から加速したものである。 $^{100,102,104}\text{Ru}$ の加速は当施設としては初めてのことである。

第 2.4.3 表 平成 17 年度タンデム加速器の加速電圧分布

17-18 MV	10 日	5.4 %
16-17	41	22.5
15-16	44	24.2
14-15	30	16.5
13-14	11	6.0
12-13	18	9.9
11-12	2	1.1
10-11	11	6.0
9-10	6	3.3
8 - 9	2	1.1
7 - 8	9	4.9
6 - 7	3	1.6
5 – 6	0	0

第 2.4.4 表 平成 17 年度加速イオン種と日数

¹ H	19 日	⁴⁰ Ar	6 日
^{6,7} Li	19	⁵⁴ Cr	3
¹¹ B	4	⁵⁶ Fe	5
¹² C	6	⁵⁸ Ni	4
¹⁴ N	5	^{64,70} Zn	7
^{16,18} O	45	⁹⁰ Zr	1
¹⁹ F	2	^{100,102,104} Ru	8
²² Ne	1	¹²⁴ Sn	3
²⁷ Al	2	^{132,136} Xe	24
³⁰ Si	2	¹⁹⁷ Au	7
³² S	9		

(3) タンデム・ブースターの運転

後段加速器のブースターに関しては、ブースターで加速した核種は 11 核種で、最終加速エネルギーと加速運転日数を第 2.4.5 表に示す。タンデムからのビームをブースターで再加速した日数は 34 日、タンデムからのビームをブースターで再加速せずに利用した日数は 17 日である。全体の 28%がブースターを利用して実験をしていることになる。また、ブースター加速を利用したのはすべて核物理の研究であり、核物理研究の利用日数 85 日の 40%に相当する。

[3.3.4 節参照]

第 2.4.5 表 ブースターで加速した核種、最終加速エネルギーと日数

¹⁸ O	180 MeV	4 日
²² Ne	245	1
⁵⁴ Cr	288	3
⁵⁶ Fe	280	4
^{64,70} Zn	263-310,376	7
^{100,102,104} Ru	435-440	8
¹²⁴ Sn	460	3
¹³² Xe	400	4
合計	11 核種	34 日

2.4.2 保守・整備

タンデム加速器では、運転中の日常点検の他に定期点検整備において機械的駆動部や高電圧印可部及び真空関係の点検整備を行った。また、技術開発目的の改良及び改造も定期点検整備の期間内に行なった。なお、運転中に故障が発生した場合には随時対応を行った。

(1) 定期整備

平成 17 年度の定期整備は、前期は約 1 ヶ月半、後期は高電圧端子内イオン源の移設のため約 2 ヶ月半の期間をかけて行った。定常的点検整備としては、ローテイティングシャフト、チャージングチェーン、高電圧端子電圧測定・安定化システム、電圧分割抵抗の点検整備及び負イオン源分解整備等を行った。定常的以外の主な整備、改造等の内訳を以下に示す。

前期：主な整備内容（H17.4.4～H17.5.27）

- 1) 高電圧端子内イオン源用 90° 偏向電磁石の設置と関連ダクトの改造[4.6.1 参照]
- 2) イオンビーム制御用電源のファン交換等の点検・整備
- 3) 低エネルギービームラインの再アライメント[2.5.9 参照]
- 4) ブースタークライオスタットの真空リーク修理

後期：主な整備内容（H17.8.15～H17.11.7）

- 1) 高電圧端子内イオン源の移設と関連部分の改造[4.6.1 参照]
- 2) ローテイティングシャフト新ベアリングマウントの設置
- 3) 静電四重極レンズ（EQ01-1）用壁貫工事と EQ01-1 の移設及びビーム軸調整
[2.5.9 参照]
- 4) ブースターオイルセパレーターの活性化

(2) ローテイティングシャフトの点検整備

本作業は、タンデム加速器本体の動力伝達装置の一部であるローテイティングシャフトを安全に駆動させるために行なう保守作業であり、定期整備時に点検し不良箇所についてベアリング

や関連する不良部品を交換している。

8月に新型ベアリングマウント機構を RS-2 №.4 に設置した。

(作業実績)

- 1) 前期整備の交換箇所 RS-1 №.13A, 13B RS-2 №.2, 11, 18
- 2) 後期整備の交換箇所 RS-2 №.2, 4, 9

(3) ターゲット室遮へい扉整備作業

本作業は、ターゲット室に設置されている遮へい扉が随時円滑に駆動できるよう毎年度定期的に点検整備しているものである。本遮へい扉は、放射線遮へい用の電動式遮へい扉である。また、ターゲット室に装置等の搬出入や非常時の出口としての用途もある。

平成 18 年 2 月に遮へい扉駆動部のトルクが弱くなってきたため、トルクリミッターを全数(5 箇所) 交換した。

(作業実績)

- 1) 平成 17 年 5 月 26 日
- 2) 平成 17 年 9 月 5 日
- 3) 平成 18 年 2 月 22 日

(4) タンデム加速器ブースターの整備

前年度末の超伝導空洞冷却時に、サブバンチャー、第 1、第 8 の各クライオスタットから冷却媒体であるヘリウムの僅かなリークが質量分析計により見つかった。この修理のため、各クライオスタットを開放し、インジウムガスケットフランジ部のボルト増締めまたはガスケットの交換、ユニット内部の点検、チューナー調整等を行った。

これらは年に数回、常温から極低温の熱サイクルがあるため、膨張係数の違いなどから緩みを生じるもので避けられないものである。

(5) 故障と修理

マシンタイム中に発生した故障とその修理の内訳を以下に示す。

- 1) 高電圧端子内 180°偏向電磁石電源のヒューズ取付金具の劣化→金具及び関連ケーブル交換
- 2) 高電圧端子内 180°偏向電磁石の冷却水配管内ごみ詰まり→ごみ除去及び冷却水系清掃
- 3) 高電圧端子内 180°偏向電磁石の冷却水ゴムホース破損→破損ゴムホース交換
- 4) 静電四重極レンズ (EQ01-1) の電極コネクターの接触不良→コネクター及びケーブル交換
- 5) 静電ステアラー (ESI1-1) の真空中絶縁劣化→分解しサンドブラスト処理による絶縁回復整備

2.4.3 高圧ガス製造施設

(1) SF₆高圧ガス製造施設

タンデム高圧ガス製造施設 (SF₆) は昭和 53 年に設置・製造許可された設備で、タンデム加速器の高圧タンクに絶縁ガスとして 0.44MPa 充填されている六フッ化硫黄ガスのガス移送に

使用されているものである。平成 17 年度タンデム高圧ガス製造施設は、高圧ガス保安法に基づき定期自主検査及び官庁立会の保安検査に係る各種検査作業及び整備作業を以下のように実施した。

- 1) 平成17年8月、事前・保安検査に係る各種検査作業（開放検査、気密検査、肉厚測定、不同沈下測定、温度計の校正、圧力計比較検査、安全弁作動検査、液面系止め弁作動検査、高圧リミットスイッチの作動試験）を実施。開放検査においては貯槽A、アフタークーラーA・B、ブリファイヤー、圧縮機No.1・No.2を行った。保安検査は平成17年9月1日に行われ合格した。
- 2) 平成17年8月、第一種圧力容器（ベーパライザ）の定期自主検査を実施。性能検査は8月9日に実施され合格した。
- 3) 平成18年1月、ベーパライザ-SF₆供給バルブ（V-35）の流量調整不具合に伴いバルブのオーバーホール点検整備作業を行った。
- 4) 平成18年2月、定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚測定、不同沈下測定、温度計の校正、圧力計比較検査、安全弁作動検査、液面系止め弁作動検査、高圧リミットスイッチの作動試験）を実施した。
- 5) SF₆ガス移送系および加速器タンク周辺のSF₆ガスリーク調査を行った。7Fの加速器タンク覗き窓より微少リークを発見し修理を行なった。

(2) ヘリウム冷凍機

ヘリウム冷凍機は前段部と後段部の 2 系統からなり、それぞれ圧縮機、液化器、超伝導空洞、移送配管、制御装置、補助機器から構成され、前段部冷凍機でバンチャから第 5 加速ユニットまでを、後段部冷凍機で第 6 加速ユニットからデバンチャまでを約 4.5K に冷却するものである。

平成 17 年度はタンデム加速器のマシンタイムに合わせ、前段部 4,662 時間、後段部 4,803 時間の運転を行った。

第 2.4.6 表 平成 17 年度ヘリウム冷凍機運転時間

	第 1 回マシンタイム	第 2 回マシンタイム	年間合計
前段部	1,301	3,361	4,662
後段部	1,296	3,507	4,803

2 つの冷凍機は同一能力のもので、それぞれ冷凍能力 258.3 トン、液体ヘリウム負荷 250W、原動機出力 310kW である。この規模の冷凍機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 回の定期自主検査が義務づけられており、適切な整備を行う必要がある。

1) 定期自主検査

今回の定期自主検査で行った整備は、通常の整備として安全弁・圧力計・温度計の試験、バッファータンクの不同沈下測定、潤滑油性状・油量点検、圧力・温度保護スイッチ点検、系内ガス置換及び気密試験、油分離度測定、試験運転等を行い、潤滑油の水分が少し多めであったがほぼ問題なく完了した。

その他、オイルセパレータの開放整備を並行して行った。前段部の2次オイルセパレータの油分離度が若干悪かったが、13本中3本のフィルターエレメント端面に変形箇所が見られた。このためガスがリークし油分が増加したものと思われる。6次（活性炭）・7次（モレキュラーシーブス）セパレータについては、前・後段部とも吸着材（360kg×4）とフィルタ類を交換し、加温窒素ガスにて約160時間精製を行い、最終露点-70°C以下が確認できた。さらに、ヘリウムガスによる真空引き置換を5回行いガス純度を上げた。

12月に高圧ガス保安協会の施設検査を受け、合格した。

2) その他の整備

経年劣化と考えられるトラブルとして、制御盤内の信号変換器不良、冷却塔散布水ポンプのペアリング摩耗、酸素分析計及びその減圧弁の故障などがあり、部品交換等で修理対応した。また、冷凍機の全熱負荷を冷却するための冷却塔周辺のコンクリート打設を行い、整備環境の改善を図った。

2.4.4 放射線管理

(1) 概況

17年度に実施された主な放射線作業は4~5月と8~11月にかけて行われた加速器定期整備である。これらの作業での異常な被ばく及び汚染の発生はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

当課管轄の放射線エリアモニタは例年どおり年1回の点検を10月に実施した。第1重イオンターゲット室のガンマ線検出器及びイオン源室の中性子線検出器が経年劣化により使用に耐えないと交換を行った。

(2) 放出放射性物質

タンデム加速器施設から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度を第2.4.7表に示す。

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。放射性廃液については、通常検出される⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Np以外に⁸⁷Yが8月に検出された。これは、同時期に行われた⁸⁵Zr（半減期7.9min）の生成を目的とした実験の際、副生成核種として⁸⁷Y（半減期80.3h）が生成したためである。これが実験装置の排気フィルターに付着し、この排気フィルターを洗浄したため、廃液貯槽に流れ込んだものと考えられる。排気ダクトを洗浄した直後に廃液貯槽の核種分析を行ったため、⁸⁷Yを検出したが、濃度限度は十分下回るものであったので一般排水とした。⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Npについても濃度限度を十分下回り、特に問題はなかった。

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

核種	放射性廃液			放射性塵埃		
	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	²³⁷ Np	⁸⁷ Y	⁶⁰ Co	²³⁷ Np
年間放出率 (Bq/y)	1.1×10 ⁵	1.1×10 ⁵	1.3×10 ⁴	7.2×10 ³	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	2.3×10 ⁻³	2.3×10 ⁻³	2.7×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁴	<1.5×10 ⁻¹⁰	<9.9×10 ⁻¹¹

2.5 主な技術的事項

2.5.1 JRR-3 冷却塔ファンの温度制御の改善

(1) 概要

JRR-3 で発生した熱は 1 次冷却材を介して 2 次冷却材を経て、最終的に冷却塔にある 3 台の冷却塔ファンから大気に放出される。またこのファンは回転数を増減することで 2 次冷却材温度を一定に制御している。2 次冷却材温度が一定になると炉心での温度影響が小さくなり、原子炉熱出力を安定化することができる。冷却塔ファンはこれまで良好な温度制御を行ってきたが、制御を高精度にすることで更なる原子炉熱出力の安定化を図った。

(2) 温度制御の概要

冷却塔ファンの回転数はインバータにより 75rpm から 190rpm の範囲で可変することができる。回転数の決定は演算装置により行われ、演算装置は 2 次冷却塔の出口温度を入力信号として、設定された温度値との偏差に対して適切な回転数を算出し、インバータに信号を出力する。これにより 2 次冷却材の温度を一定に制御している。

(3) 温度制御の改善計画

既設の演算装置は平成 2 年に設置後、故障することなく、良好な温度制御を行ってきた。しかし、設置して約 15 年が経過することで予防保全の観点から更新を検討することにした。更新するにあたってはこれまで以上に 2 次冷却材温度を一定化させることを検討し、それに対応できる演算装置を選定した。

(4) 更新作業及び性能確認

更新作業の内容は主に既設の撤去、新設の取り付けである。作業は作業要領書に従い、作業工程を確認しながら行った。更新範囲には演算装置のほかにアナログ入力変換器、出力変換器等の機器があるが、新設の演算装置はそれらの機能も持ち合わせているため、演算装置周辺はシンプルになった。

更新作業の後、単体入出力確認及び冷却塔系統確認を行い、性能を満足していることを確認した。

冷却塔系統確認の主な内容は、以下の 2 点である。

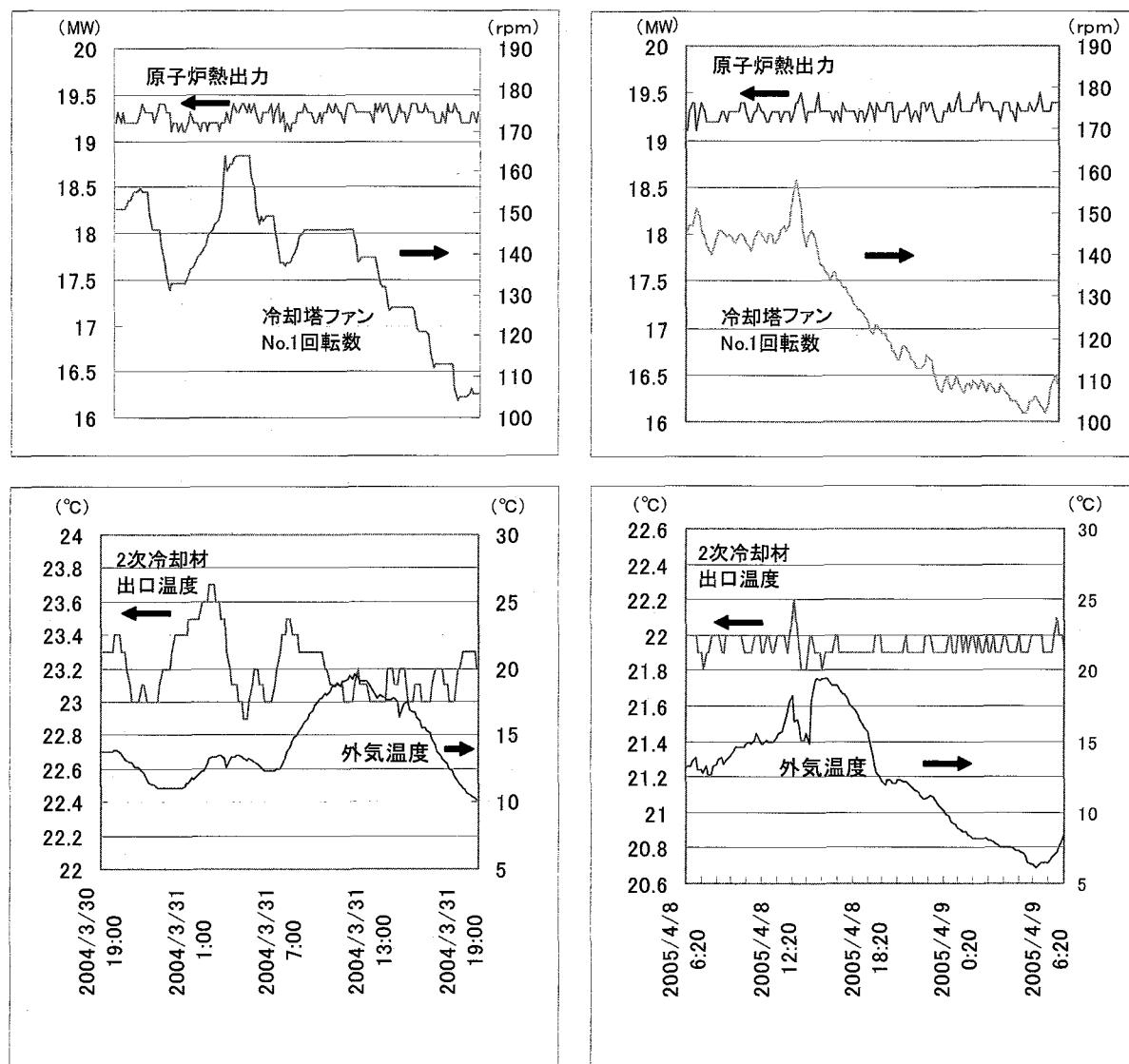
- 1) インバータへの信号をインバータ内パラメータ設定器の入力周波数値にて確認する。(演算装置～インバータ間性能確認)
- 2) 模擬温度偏差の信号を演算装置に入力して、冷却塔ファンをインバータにより運転する。(冷却塔総合性能確認)

(5) 結果

既設の演算装置では 2 次冷却塔出口温度と設定温度の温度偏差が約 $\pm 0.5^{\circ}\text{C}$ で冷却塔ファン回転数の増減の信号が出力され制御していたが、新設の演算装置では温度偏差を約 $\pm 0.1^{\circ}\text{C}$ で制

御することが可能となり、目的である温度の一定化を十分満足していることを確認した。改善前と改善後の温度データを第 2.5.1 図に示す。

更新後、1 年間原子炉運転状態を確認してきた。確認の結果、温度偏差を小さくできることにより原子炉熱出力調整を行う回数の減少が確認でき、原子炉熱出力の安定化が得られたことを確認した。改善前（平成 16 年度）と改善後（平成 17 年度）の原子炉熱出力調整実施回数の比較を第 2.5.1 表に示す。



第 2.5.1 図 JRR-3 冷却塔ファン温度制御方法の改善前後の運転データの比較

第 2.5.1 表 原子炉熱出力調整実施回数の比較表

原子炉運転 サイクル	01	02	03	04	05	06	07
原子炉熱出力調整実施回数							
改善前 R3-16 (平成 16 年度)	8(2)	10(4)	9(2)	5(2)	6(3)	5(2)	6(1)
改善後 R3-17 (平成 17 年度)	5(2)	7(4)	8(3)	2(1)	2(0)	2(1)	3(2)

()内は原子炉の起動日及び再起動日 (20MW 到達以後) に行った原子炉熱出力調整の実施回数を示す。この調整は 2 次冷却材温度の変化ではなく、制御棒入れ替えに伴い、熱出力が変化するために行うものである。なお、R3-16-01 サイクル、R3-17-01～03 サイクルは、計画外停止が生じたため、起動回数はそれぞれ 2 回であった。また、01～03 サイクルは春から初夏にあたり、昼夜間で外気温度の変化が大きいことから、原子炉熱出力が変動しやすく、調整回数が多くなる。

2.5.2 JRR-3 制御棒駆動装置「S-1 駆動回路異常」

JRR-3 は、R3-17-01 サイクルの施設共用運転を平成 17 年 3 月 28 日から 4 月 22 日までの予定で行っていた。4 月 10 日 20 時 15 分にプロセス計算機に注意喚起用の「S-1 駆動回路異常」を示す信号が発生したため、直ちに原子炉出力、制御棒位置等の運転状態を点検し、運転状態に変化のないことを確認するとともに、CRDM 計装制御盤を点検し、S-1 駆動回路ユニットの表示パネルにサーボアンプの異常を示すランプが点灯していることを確認した。さらに、原子炉を停止するために必要な安全保護系の点検を行い、原子炉緊急停止機能には異常がないこと、また、炉心の燃焼状況及び制御棒の操作状況から、4 月 14 日まで当該制御棒を操作する必要がないことを確認できたため、直ちに原子炉を停止する必要ないと判断し、運転を継続しつつ原因調査を開始した。その結果、サーボアンプ内部のコンミテーションセンサ（※）の異常を示す信号が点灯していることを確認した。これは一時的な電気ノイズによるものと考えられたため、信号のリセット操作を行うこととした。信号のリセット操作を行うことによる原子炉運転への影響を調査した後、リセット操作を行ったが信号が解除されなかったため、S-1 制御棒を動作不能と判断し、保安規定（日本原子力研究所東海研究所原子炉施設保安規定第 5 編第 55 条「制御棒が動作不能となった場合の措置」）に基づき 4 月 11 日 12 時 00 分に原子炉を手動停止した。

（※コンミテーションセンサとは、制御棒駆動機構に装備されている駆動モータ内の回転子の位置検出センサのこと。制御棒駆動信号によって駆動したモータが、断線、IC の故障等の発生により、正常に駆動しなかった場合に異常信号を出力する。）

(1) 原因

サーボアンプの異常を示すランプが点灯していたことから、原子炉停止後、当該サーボアン

プを予備品のサーボアンプに交換した。その結果、サーボアンプ異常を示すランプ表示及びプロセス計算機の表示が正常に復帰した。その後、交換したサーボアンプの機能及び性能を確認するため、無励磁状態及び流水負荷状態における制御棒の駆動速度測定を行い、制限値を満足していることを確認した。このことから、「S-1 駆動回路異常」信号の発生の原因是、サーボアンプの故障によるものであると特定した。さらに、当該サーボアンプ単体について原因調査を行った結果、サーボアンプ内部のコンミテーションセンサの異常を判断する IC からの出力信号が異常であることが判明した。このことから、本サーボアンプ異常の原因是、本 IC の不良によるものであることがわかった。交換後の予備品性能確認試験結果、制御棒駆動装置及びCRDM 計測制御装置の構成図を、第 2.5.2～2.5.4 表及び、第 2.5.2 図、第 2.5.3 図に示す。

(2) 対策

1) 当該部の対策

- ① 当該サーボアンプを予備品のサーボアンプと交換した。
- ② プロセス制御計算機に制御棒駆動回路異常の信号が発生した場合の措置を、JRR-3 原子炉本体施設運転手引（以降、「運転手引」という。）の「6.1 異常時の措置」に追加した。
- ③ 運転手引の変更した内容に関して運転員等に教育訓練を行い、周知徹底を図った。

2) 類似部の対策

- ① 他の制御棒について、無励磁状態及び流水負荷状態における制御棒駆動速度測定を行い、異常のないことを確認した。
- ② プロセス制御計算機に発生される注意喚起信号のうち、「1 次冷却系設備」、「制御棒駆動装置」及び「隔離弁」に係る安全上重要な注意喚起信号について、発生した場合の措置を今後検討し、必要に応じて運転手引に追加する。運転手引を変更した場合は、変更内容について、運転員等に教育訓練を行い、周知徹底を図ることとする。

第 2.5.2 表 サーボアンプユニット交換後の確認試験手順

実施日：平成 17 年 4 月 11 日

1.CRDM 本体駆動速度確認試験（無励磁）

(1) 試験前条件

条 件	確認	備 考
計測制御設備が使用可能状態であること	✓	
全制御棒が下限位置にあること	✓	
関連する冷却系統が起動していること	✓	

(2) CRDM 本体駆動速度確認試験（無励磁）

操 作	確認	備 考
原子炉運転モードを制御棒テスト位置にする	✓	
制御棒（S-1）を選択スイッチにて選択する	✓	
制御棒（S-1）を下限位置から上限位置まで引き抜き駆動する	✓	
スクラム特性試験回路盤にて計測した引抜き駆動速度を読み取る	✓	
制御棒（S-1）を上限位置から下限位置までそう入駆動する	✓	
スクラム特性試験回路盤にて計測したそう入駆動速度を読み取る	✓	

2.CRDM 本体駆動速度確認試験（流水負荷）

(1) 試験前条件

条 件	確認	備 考
計測制御設備が使用可能状態であること	✓	
全制御棒が下限位置にあること	✓	
関連する冷却系統が起動していること	✓	
1 次冷却系が定格流量であること	✓	

(2) CRDM 本体駆動速度確認試験（流水負荷）

操 作	確認	備 考
原子炉運転モードを制御棒テスト位置にする	✓	
制御棒（S-1）を選択スイッチにて選択する	✓	
制御棒（S-1）を下限位置から上限位置まで引き抜き駆動する	✓	
スクラム特性試験回路盤にて計測した引抜き駆動速度を読み取る	✓	
制御棒（S-1）を上限位置から下限位置までそう入駆動する	✓	
スクラム特性試験回路盤にて計測したそう入駆動速度を読み取る	✓	

3.記録

S-1	引抜き時			そう入時		
	駆動距離 (mm)	駆動時間 (sec)	駆動速度 (cm/min)	駆動距離 (mm)	駆動時間 (sec)	駆動速度 (cm/min)
無励磁	800.0	520.1	9.2	800.1	519.6	9.2
流水負荷	800.0	520.4	9.2	800.1	520.0	9.2

第 2.5.3 表 制御棒駆動速度点検結果

実施日：平成 17 年 4 月 11 日

1. 目的

全制御棒のサーボアンプを含めた制御系の健全性を確認するため、制御棒駆動速度点検を、無励磁状態及び流水負荷状態において実施した。

2. 記録

(1) 無励磁状態時

測定対象制御棒	引抜き時			そう入時		
	駆動距離 (mm)	駆動時間 (sec)	駆動速度 (cm/min)	駆動距離 (mm)	駆動時間 (sec)	駆動速度 (cm/min)
Sa-1	800.0	527.5	9.1	800.0	533.9	9.0
Sa-2	800.1	525.7	9.1	800.1	523.2	9.2
S-1	800.0	520.1	9.2	800.1	519.6	9.2
S-2	800.1	530.8	9.0	800.1	522.8	9.2
R-1	800.1	528.7	9.1	800.1	526.6	9.1
R-2	800.0	522.5	9.2	800.0	528.0	9.1

(2) 流水負荷状態

測定対象制御棒	引抜き時			そう入時		
	駆動距離 (mm)	駆動時間 (sec)	駆動速度 (cm/min)	駆動距離 (mm)	駆動時間 (sec)	駆動速度 (cm/min)
Sa-1	799.9	527.6	9.1	800.0	534.1	9.0
Sa-2	800.0	525.8	9.1	800.1	523.4	9.2
S-1	800.0	520.4	9.2	800.1	520.0	9.2
S-2	800.0	530.9	9.0	800.1	522.8	9.2
R-1	800.0	528.8	9.1	800.1	526.8	9.1
R-2	799.9	522.2	9.2	800.0	528.5	9.1

3. 判定基準

制御棒駆動速度 : 最大 10 cm/min

4. 判定

良

第 2.5.4 表 自主検査記録

施設区分	計測制御系統施設	検査年月日	平成17年4月11日
検査対象機器	制御棒駆動装置	検査者	諏訪、三代、大場
検査項目	絶縁抵抗試験、導通抵抗試験		
検査場所	炉下室		

1.絶縁抵抗試験記録

CRDM No.	機器名	測定箇所	測定日	測定値	ケーブルNo.	結果
S-1 (No.1)	サーボモーター (No.13)	C	4/11	>100MΩ	CN-N01P	良
		D	4/11	>100MΩ	CN-N01P	良
		E	4/11	>100MΩ	CN-N01P	良

2.導通抵抗試験記録

CRDM No.	機器名	測定箇所	測定日	測定値	ケーブルNo.	結果
S-1 (No.1)	サーボモーター (No.13)	C-D	4/11	13.2Ω	CN-N01P	良
		D-E	4/11	13.1Ω	CN-N01P	良
		C-E	4/11	12.9Ω	CN-N01P	良

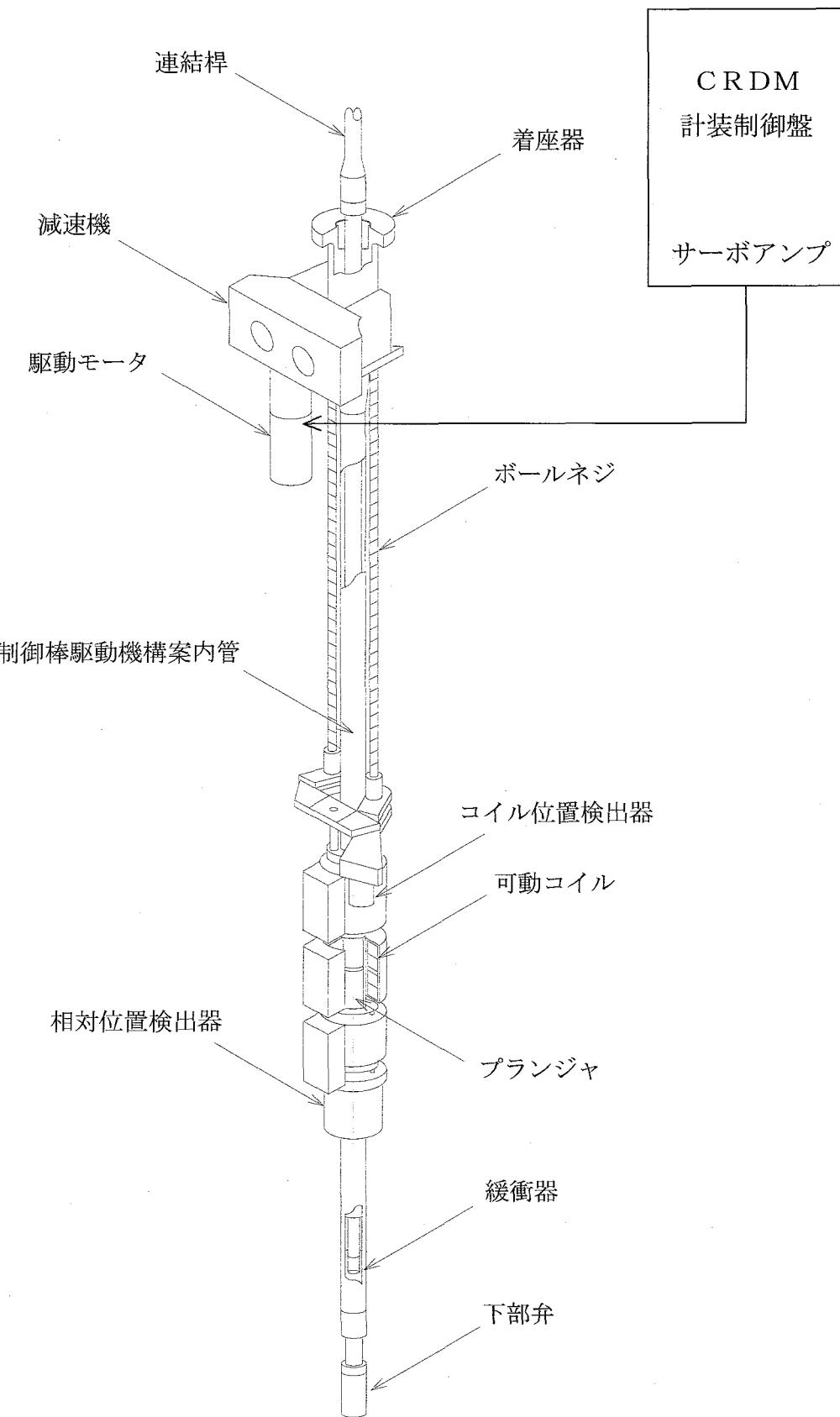
温度： 22.0% 湿度： 39.0%

3.判定基準

絶縁抵抗試験：5MΩ以上 (500Vメガ一)
 導通抵抗試験については、値は参考値とする。

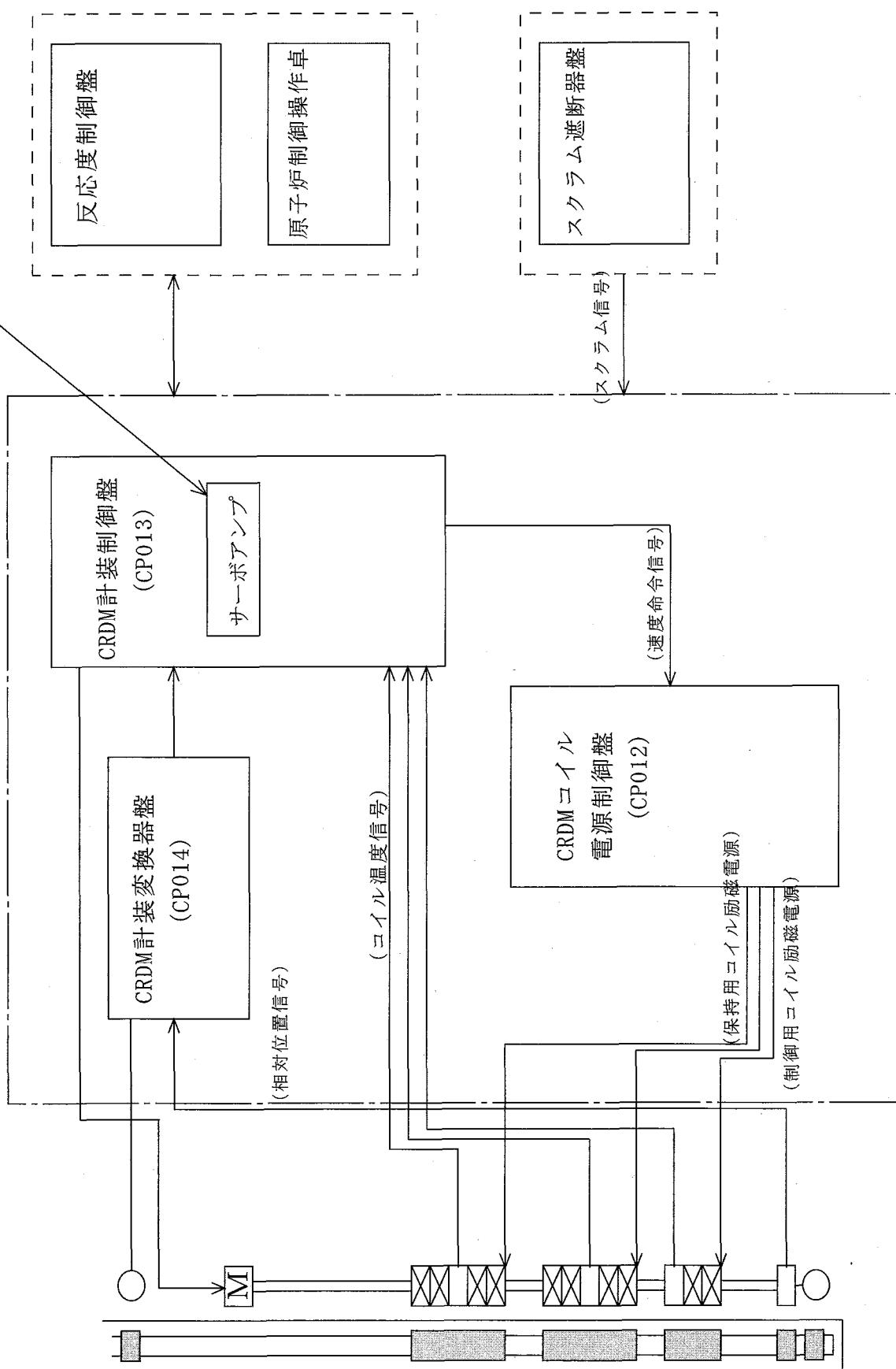
4.判定合格

備考	測定計器 型式	YOKOGAWA 3213A(絶縁抵抗測定器) HIOKI 3256(導通抵抗測定器)
----	------------	--



第 2.5.2 図 制御棒駆動機構構造図

「S 1 駆動回路異常」の信号が発報



第 2.5.3 図 CRDM 計測制御装置の構成

2.5.3 JRR-3 原子炉建家換気空調設備炉室給気系の送風機 I の異音発生

(1) 概要

施設共用運転の準備を進めていた平成 17 年 5 月 6 日、JRR-3 原子炉建家換気空調設備炉室給気系の送風機 I、II のうち、送風機 I の運転音に変動の兆候が確認された。この兆候は V ベルト交換及びベアリング部へのグリース注入により解消したが、R3-17-02 サイクル中の 5 月 10 日に再び異音が確認された。そのため、送風機 I を停止させて点検及び調整を行ったが、異音は改善しなかった。異音の状況から、送風機 I の運転は困難と判断された。原子炉運転中ににおいて長期間にわたって送風機を 1 台で運転を行った場合、炉室内の空気中の放射性物質の濃度の微小な上昇の可能性が考えられることから、原子炉の運転を停止して送風機 I の点検・補修を行うことにした。炉室系空調機の構造図を第 2.5.4 図に示す。

(2) 原因

送風機 I の運転中の点検及び分解点検の結果、以下の点が明らかとなった。

- 1) シャフトの両側に設置しているベアリング部から異音が発生していることが確認された。
- 2) シャフトとベアリングのはめ合い分が磨耗していること(磨耗量:最大約 0.1mm(シャフト、直径)) 及びベアリングの損傷が確認された。第 2.5.5 表に送風機のシャフト径測定結果を、第 2.5.5 図に送風機ベアリング(プーリー側)損傷部の写真を示す。
- 3) 送風機の回転部分(シャフトとファンホイール)のバランスが崩れていることが確認された。

シャフトとファンホイールのバランス測定結果を第 2.5.6 表に示す。

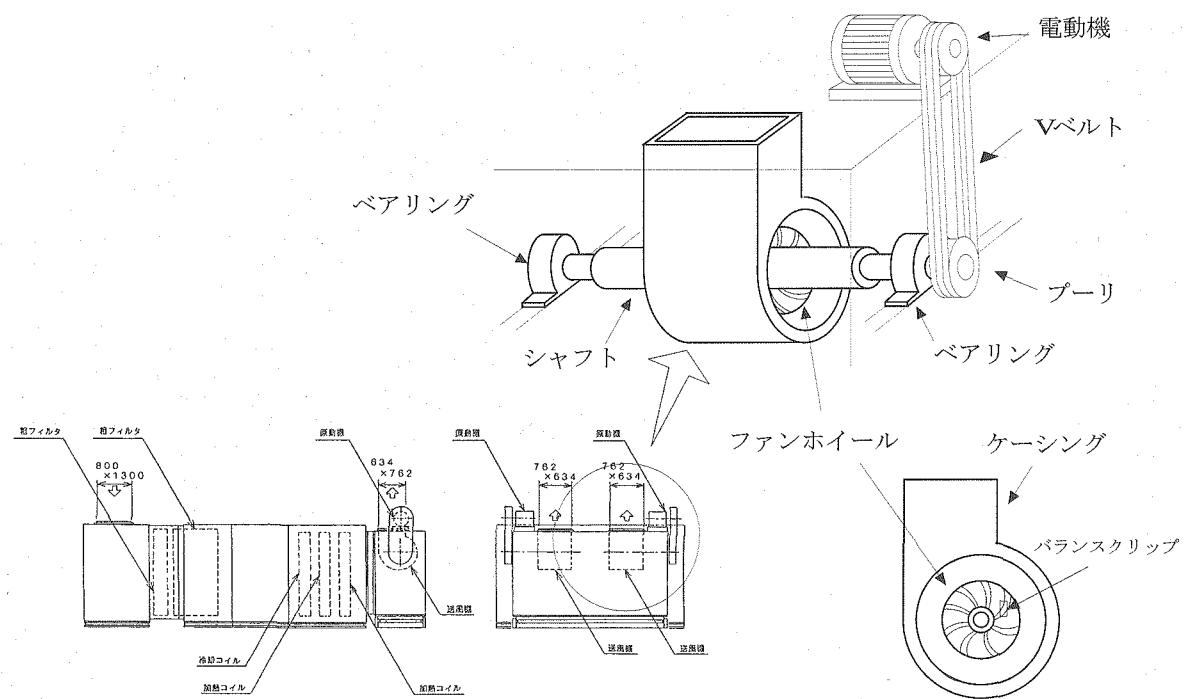
ベアリング交換時には、ベアリング取り外し等に伴い生じるシャフトの傷を補修することが必要となる。送風機 I の過去 2 回*のベアリング交換作業等においても、シャフトのはめ合い部に生じた傷の補修が行われており、この時の微小なシャフト寸法変化と送風機回転部分の微小なバランスの崩れから振動が生じ、シャフトとベアリングのはめ合い部に磨耗が発生した。運転の継続とともにバランスの崩れと磨耗の相互作用によりこれらが加速度的に進行し、その結果ベアリングが損傷して異音が発生した。

* : 平成 12 年 4 月 17 日、平成 16 年 3 月 5 日

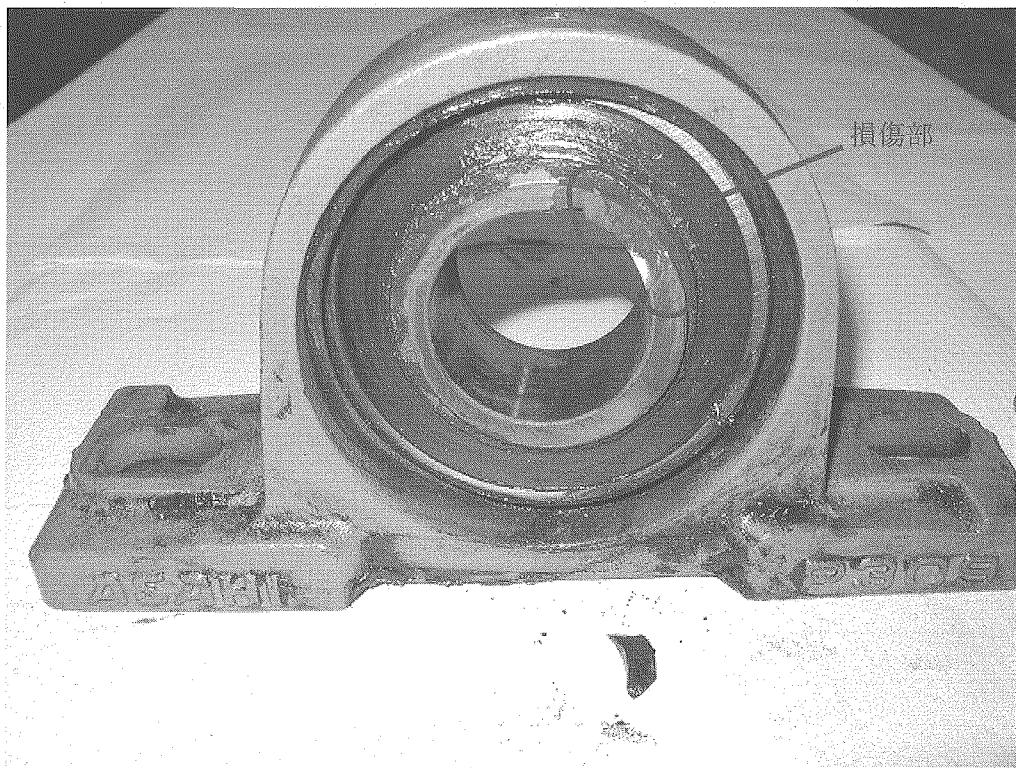
(3) 対策

- 1) 運転再開にあたっての対策
 - ① 送風機 I の異音の生じたベアリング及びシャフトを交換して復旧する。
 - ② 送風機 I の状況から、予防保全として送風機 II のベアリング及びシャフトを交換する。
 - ③ 炉室給気系の送風機並びに炉室排気系及び実験利用設備系の排風機について、ベアリング部等の聴音診断を実施する。
- 2) 長期的な対策

送風機の異音等を早期に発見するために、6 ヶ月点検時において聴音診断の項目を新たに追加する。



第 2.5.4 図 炉室系空調機の構造図

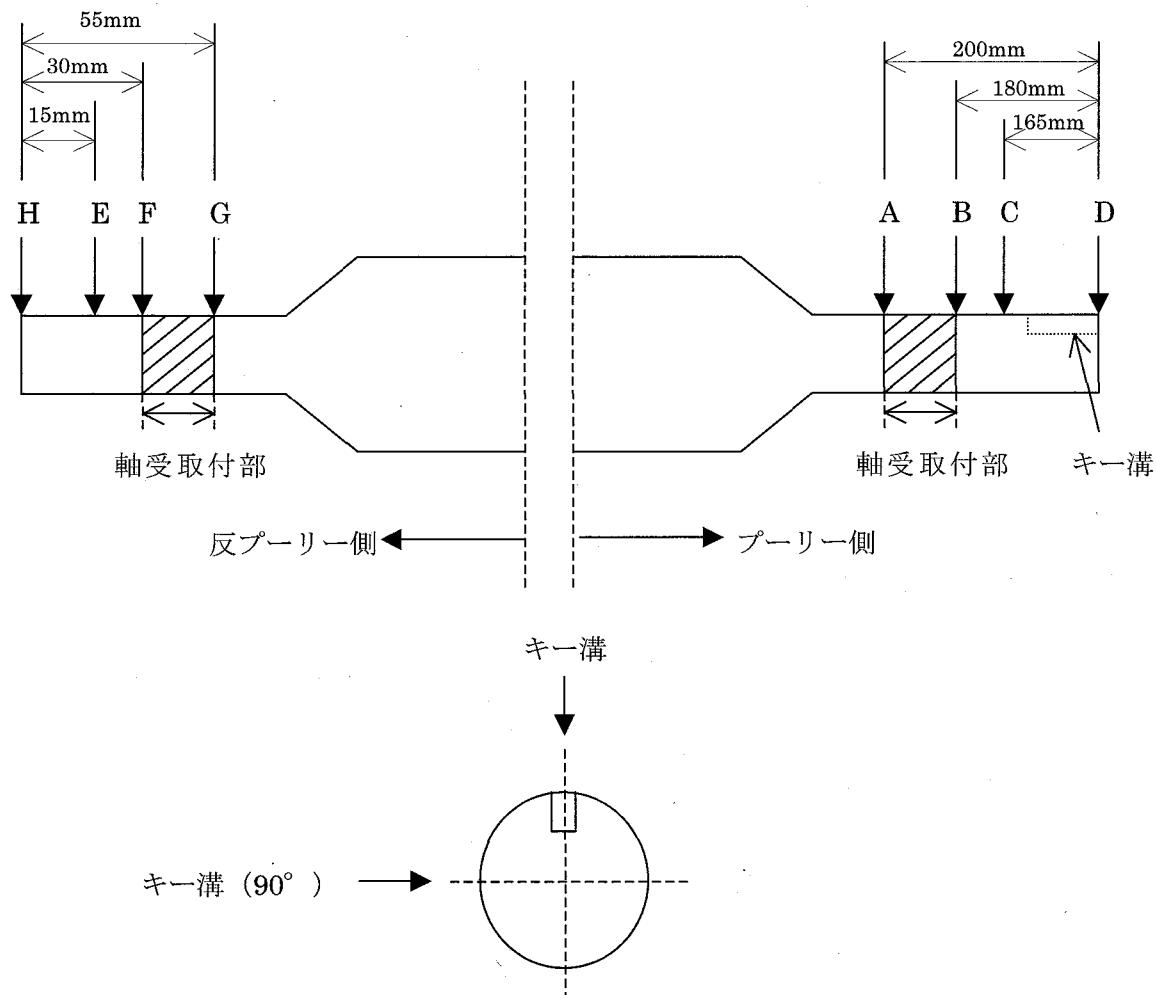


第 2.5.5 図 送風機 I ベアリング(ボーリー側)損傷部

第 2.5.5 表 送風機 I シャフト径測定結果

測定日： 平成 17 年 5 月 12、13 日
 プーリー側の軸受取付部のシャフト径を測定した結果、最大で 0.14mm の磨耗が確認された。

測定位置		反プーリー側（反負荷側）	プーリー側（負荷側）	
キー溝	E	45mm -0.015mm	A	45mm -0.14mm
	F	45mm -0.02mm	B	45mm -0.10mm
	G	45mm -0.02mm	C	45mm -0.01mm
90°	E	45mm -0.015mm	A	45mm -0.14mm
	F	45mm -0.018mm	B	45mm -0.12mm
	G	45mm -0.022mm	C	45mm -0.01mm
	H	45mm -0.012mm	D	45mm -0.005mm
シャフト径設計値 $45^{+0}_{-0.01}$ mm				



第 2.5.6 表 動バランス測定結果

測定日： 平成 17 年 5 月 16 日

送風機のファンが円滑に回転するためには、ファンの動バランスが適正な範囲にあることが必要である。ファンの動バランスが崩れている場合は、ファンの羽根にバランスウェイトを取り付けて調整する。動バランスの崩れの程度は、新たに追加しなければならないバランスウェイトの重量で表される。

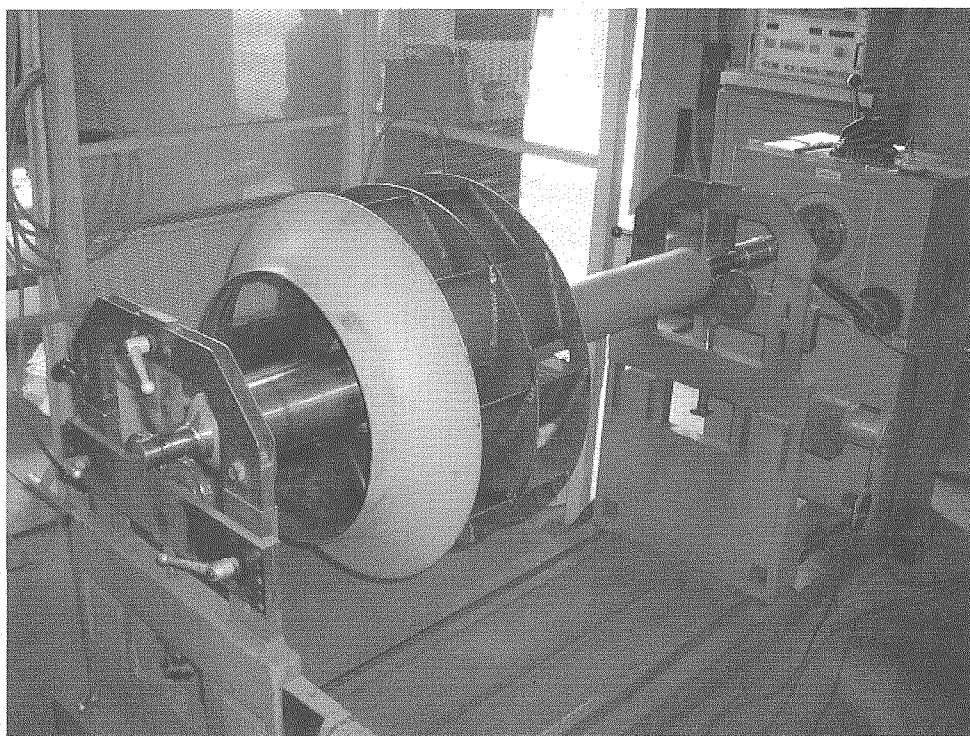
炉室給気系送風機 I ファンの動バランスの崩れの許容範囲は、JIS B 0905-1992 に基づくと、新たに追加すべきバランスウェイトの重量として片側あたり 10.9 g 以内である。

今回、既設のシャフトとファンを組み合わせた状態で測定した動バランスの崩れ程度は下記の通りであり、許容範囲を大きく上回る結果となった。このことにより、送風機 I のシャフト及びファンのバランスは、正常でないことが確認された。動バランスの測定状況を添付資料に示す。

動バランスの崩れの測定結果

	反プーリー側	プーリー側
追加すべきバランスウェイトの重量	100 g	170g

許容範囲：片側あたり 10.9 g 以内



動バランス測定状況

2.5.4 JRR-3 プロセス制御計算機操作端末の更新

JRR-3 プロセス制御計算機システムは、現場レベルでの制御（主にシーケンス制御）や信号伝送機能を受け持つフィールド・コントロール・ステーション（各建家に分散設置）及び中央制御室や炉室内に設置され、各計器の指示値、各種警報及びオペガイド等を表示する操作端末で構成され、中央制御室あるいは炉室内においても集中監視・制御が行える構成となっている。機能としては、原子炉施設の運転操作に必要な計測、制御、監視を行うとともに、原子炉施設の起動、停止及び点検等のガイド機能により誤操作防止、省力化等を考慮した集中監視制御を行う。

(1) 目的

JRR-3 プロセス制御計算機は、設置以来 15 年以上が経過しており、計算機システムの主要構成部品や消耗品等の入手が困難な状況である。今後も JRR-3 を長期間安定して運転を継続するためには、プロセス制御計算機の安定運転が必要不可欠である。上記の問題を解決するために設備の更新を行い、最新の設備にすることで今後もシステムの維持管理が確実に行える環境を整える。また、費用の削減及び作業期間の短縮化を図るため、段階的・部分的に JRR-3 プロセス制御計算機の更新を進める。今回は、ステップ 1 として、操作端末の更新を行った。

(2) 段階的・部分的マイグレーションについて

JRR-3 プロセス制御計算機を現行機種へ、更新時期をずらして機器別にアップグレードしていく手法で、全面更新に比べ以下の特長がある。また、代表的な手法を示す。

1) 段階的・部分的マイグレーションの特長

① 初期投資の低減

全面更新に比べ以下の点で初期投資を低減できる。

- ・既設ハードウェアの有効利用
- ・既設フィールド配線変更不要（ループチェック不要）
- ・既設アプリケーションソフトウェアは、ソフトウェア移植にて有効利用

② 現地更新期間の短縮

- ・既設フィールド側の流用により現地更新作業時間が低減

③ アプリケーション容量の拡大

- ・入出力点数の増加
- ・内部計器、シーケンステーブルの増加
- ・フィールド・コントロール・ステーション本数の削減

2) 段階的・部分的マイグレーションの手法

代表的な段階的・部分的マイグレーションは、既設システムをコンポーネント別に、3 段階に分けて更新を行う。

平成 17 年度の JRR-3 プロセス制御計算機の段階的・部分的マイグレーションは、ステップ 1 を行った。

① ステップ 1：操作端末の更新

既設の操作端末を現行機種の操作端末に更新し、バス変換器を設置し、既設システムの操作

監視を行えるようにする。

② ステップ 2：フィールド・コントロール・ステーション CPU の更新

既設 I/O カード、シグナル・コンディショナー・カード、フィールド配線をそのままに活用しながら、フィールド・コントロール・ステーションの CPU のみを最新の CPU に更新する。CPU のパワーアップ、アプリケーション容量の拡大が望める。

③ ステップ 3：フィールド・コントロール・ステーション I/O 部の更新

既設 I/O 部を最新の I/O ユニットに更新する。既設のフィールド機器と互換性があるため、従来のフィールド配線をそのまま活用することができる。

(3) 更新内容

更新後のシステム構成図を第 2.5.6 図に示す。

1) 操作端末の更新作業

既設操作端末から現行機種に更新するための、HIS マイグレーションキットを既設操作端末の撤去後 5 式設置した。このキットに含まれるパソコン本体は、産業用パーソナルコンピュータで保守期間が最大 10 年間サービスを受けることが可能であり、より信頼性の高いものを選択した。5 式のうち 1 式は、スペース効率等を勘案しデスクトップ型に変更した。

2) 新バスケーブルの敷設

現行操作端末は、フィールド・コントロール・ステーションから、既設のバス変換器を介して施設のプロセスデータを授受する。新バスケーブルの V ネットケーブルは、既設のバス変換器から現行操作端末間及び現行操作端末同士を接続する。また、現行操作端末間の情報授受・ダウンロードに使用する Ethernet ケーブルも接続する。これら 2 種類のケーブルを、中央制御室、計算機室及び炉室に敷設した。

なお、炉室内に設置した現行操作端末 2 台への V ネットケーブルには、データを遠方に送るためにバスリピータを新設し、炉室への入線経路にはケーブル火災時の延焼防止及び炉室の負圧維持等のために、マルチ・ケーブル・トランジットが設置されている。この部分の施工を行うときは、炉室換気停止の処置を必要とし、関係課室と連絡を取りながら、計画通りに行つた。

3) データのインストール

昨年度既に、同型の操作端末 1 台を更新して、基本ソフトウェア及びアプリケーションソフトウェアをインストールして、監視用として稼動している。アプリケーションソフトウェアのなかでもグラフィック画面については、JRR-3 側で作成した。

したがって約 1 年間は、画面表示、計器指示値、グラフィックの色変わり及び警報メッセージ等の表示状態が既設操作端末と同様であるか確認し、差異を発見したときは随時修正を行ってきた。今回、更新した 5 台の現行操作端末には、この修正を加えてきた操作端末のデータをインストールした。

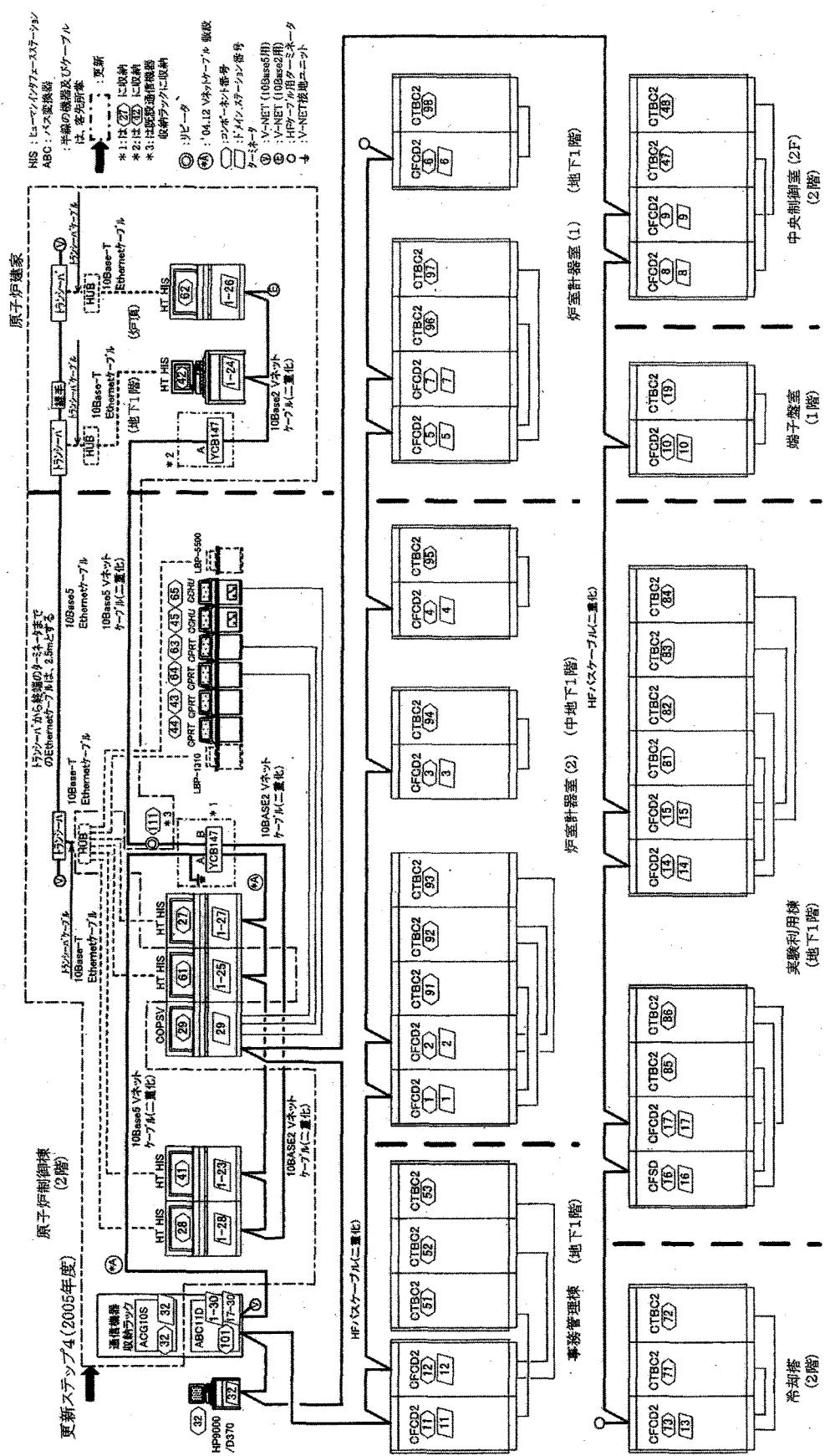
(4) 試験検査

以下の項目の試験検査を実施し、異常のないことを確認した。

- 1) 外観検査・・・バスリピータ、デスクに有害な傷等がないこと。
- 2) 絶縁抵抗検査・・・バスケーブルについて、絶縁抵抗値が $5M\Omega$ 以上であること。
- 3) 導通検査・・・片方の芯線とシールドを短絡し、導通があること。
- 4) 据付外観検査・・・更新した操作端末等の機器が正常に設置されていること。
- 5) 総合機能検査・・・システム構成定義、計器の操作監視機能、オーバービュー・コントロールグループ表示、トレンド・ファンクションキー割付及びグラフィック画面等が正常に機能すること。

今回の操作端末の更新は、機能のアップグレードも含んでいる、画面表示の細密化、動作速度及び操作性（使いやすさ）の向上につながっている。さらに、本体がパーソナルコンピュータを使用していることから、ユーザーが手を加えることが容易になり、より一層のマンマシンインターフェースの向上が期待できる。

今後の JRR-3 プロセス制御計算機の更新予定としては、平成 19 年度にフィールド・コントロール・ステーション部分の部品を購入し、翌年度に、更新作業を実施する予定である。



第 2.5.6 図 JRR-3 プロセス制御計算機システム構成図

2.5.5 JRR-3 冷中性子源装置ヘリウム圧縮機オイル漏れ補修作業

(1) 事象

R3-17-03 サイクル運転中において、実験装置である冷中性子源装置（以下「CNS」という。）のヘリウム圧縮機No.2（以下「2号機」という。）のメカニカルシール潤滑油排油口ねじ込み部（PT1/4 ニップル）よりオイル漏れが確認された。その後、オイル漏れ量の監視を行いながら、漏れ箇所の補修を実施し装置の運転を継続した。しかし、漏れ量を減少させることができなかったことから、予備機であるヘリウム圧縮機No.1（以下「1号機」という。）へ切換えて運転することになった。ヘリウム圧縮機の切換を行うには装置を停止する必要があるため、原子炉を手動停止した後、CNS 装置の停止を行った。CNS 装置停止後、メカニカルシール潤滑油排油口ねじ込み部の分解点検を行い、ニップルねじ部に亀裂が生じていることを確認した。運転再開に当たり予備機である1号機について、2号機の亀裂が生じた箇所と同口径のニップルの交換を行った。交換箇所についての各検査を実施し、健全性であることを確認し、運転を再開した。

ヘリウム圧縮機の概要を第 2.5.7 図に示す。

(2) 対策

1) オイル漏れ確認から原子炉停止までの対策

オイル漏れ確認後、ねじ込み部の点検を強化し、漏れ量の測定を開始した。測定開始時の漏れ量は、約 0.07~0.1 ℓ/h であった。オイル漏れ量を「第 2.5.7 表 ヘリウム圧縮機No.2 オイル漏れ量の推移」に示す。

オイル漏れを減少させるための補修を開始した。補修内容は、ねじ込み部周辺に補修材を塗布し固化させる方法で行った。使用した補修材を「第 2.5.8 表 補修材の比較」に示す。まず、ねじ込み部周辺の手入れを行い、補修材「ベロメタル標準型」の塗布を行った。しかし、補修材を塗布しているうちにオイルが混入し、補修材が固化する前にオイルが漏れ出したため、漏れを止めることができなかった。ベロメタル標準型は硬化時間が遅くオイル漏れの抑制には適していない物であったためと思われる。オイル漏れが止められなかつたため、補修内容の再検討を行った。その結果、補修材を即硬性でオイルに適している補修材「スーパーラピット」を使用することとした。スーパーラピットを使用し補修を行ったが、硬化はするものの、塗布した隙間にオイルが混入してしまい、漏れを止めることはできなかつた。この時点でのオイル漏れ量は約 0.7 ℓ/h であり、漏れ量に減少の傾向がみられなかつたため、2号機の継続運転は不可能であると判断し、予備機である1号機に切換えて運転を再開することにした。そのため、原子炉を手動停止し、CNS 装置を停止した。

2) 運転再開までの対策

1号機に切換えて運転するための処置として、オイル漏れ箇所の点検及び当該箇所と同型サイズ（PT1/4）のニップル使用箇所の対策を行った。

ヘリウム圧縮機停止後、オイル配管の分解を行い、オイル漏れ箇所であるメカニカルシール潤滑油排油口ニップルの取り外しを行った。取り外し後、ニップルねじ部の PT 検査を行った

ところ、ねじ部に2カ所の亀裂が確認された。これに伴い同型サイズのニップルを使用している箇所について、No.1、2の全数交換することにした。

PT1/4 サイズのニップルを使用していた4箇所を以下に示す。

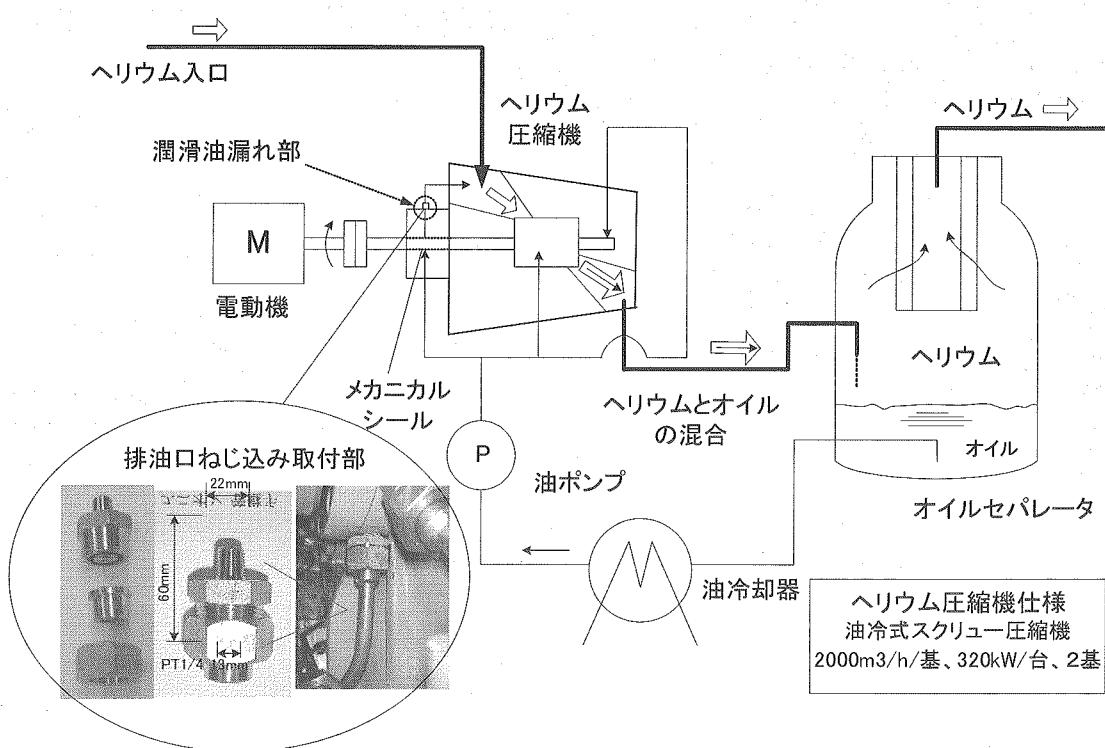
- ① No.1 圧縮機メカニカルシール排油口
- ② No.1 圧縮機メカニカルシール給油口
- ③ No.2 圧縮機メカニカルシール排油口
- ④ No.2 圧縮機メカニカルシール給油口

交換作業にあたり、ニップル交換手順書を作成し、作業を行った。交換作業は、ニップルだけの予定であったが、既存の継ぎ手との径が合わないため、継ぎ手とニップルの一体で交換することにした。これにより、オイル配管の一部を溶接することになった。溶接箇所については、PT検査、耐圧検査を実施した。オイル配管組み付けに当たり、再使用となるPT1/2 ニップルについては、ねじ部のPT検査を行い、健全であることを確認してから、組み付けを行った。オイル配管組み付け後、ヘリウム圧縮機の耐圧検査、ヘリウムリーク検査を行い、継ぎ手部等からの漏えいがないことを確認した。また、機器作動試験を行い、装置が正常な状態に運転できることを確認した。

(3) 原因と今後の対策

今回のオイル漏れは、メカニカルシール潤滑油のオイル配管排油口に使用しているPT1/4 ニップルねじ部に亀裂が入ったためであった。このニップルは、装置を設置した当時から使用していた物であり、長年の配管振動と経年劣化が原因と考えられる。

今後の対策として、約4年毎に行われるヘリウム圧縮機分解点検時に、オイル配管に使用するニップル全数の交換を行う事にした。さらに、運転サイクル中において、定期的に振動測定を行い、異常のないことを確認している。



第 2.5.7 図 ヘリウム圧縮機の概念

第 2.5.7 表 ヘリウム圧縮機No.2 オイル漏れ量

測定日時	漏えい量(l)	漏えい量(total)	備 考
H17/6/15 11:00	0.07	0.07	
	12:00	0.11	0.18
	15:00	0.30	0.48
	18:00	0.41	0.89
	21:00	0.13	1.02
H17/6/16 0:00	0.40	1.42	
	3:00	0.42	1.84
	6:00	0.43	2.27
	9:00	0.48	2.75
	12:00	0.48	3.23
	15:00	0.86	4.09
H17/6/16 18:00	1.82	5.91	
	21:00	1.77	7.68
	0:00	2.07	9.75
	3:00	2.23	11.98
	6:00	2.20	14.18
H17/6/17 9:00	2.10	16.28	
	12:00	2.16	18.44
	15:00	2.29	20.73
	18:00	2.24	22.97
	21:00	2.18	25.15
H17/6/18 0:00	2.08	27.23	
	3:00	2.36	29.59
	6:00	2.27	31.86
	9:00	2.24	34.10
	12:30	2.65	36.75
	15:30	1.99	38.74
H17/6/18 18:30	2.75	41.49	
	21:30	2.80	44.29
	0:00	1.34	45.63
	3:00	2.08	47.71
	6:00	2.12	49.83
H17/6/19 9:00	2.28	52.11	
	12:00	2.13	54.24
	15:00	2.08	56.32
	18:00	2.13	58.45
			17:00 原子炉停止 18:00 CNS 停止
21:00	2.17	60.62	
H17/6/20 0:00	2.09	62.71	1:14 CNS 停止工程完了
漏えい量合計		62.71	

第 2.5.8 表 補修材比較

品名	特徴	硬化時間
ペロメタル標準型	万能型であらゆる物の補修に適している	20°Cで約 3 時間
スーパーラピット	油脂などにも急速な反応をしめす	20°Cで約 3 分

2.5.6 JRR-3 冷中性子源装置減速材容器の更新

冷中性子源装置（以下「CNS」と言う。）は、原子炉で発生した中性子を液体水素を通過させることによりエネルギーの低い中性子へ変換するための装置であり、国内では唯一の大型設備である。

液体水素を貯留する容器を減速材容器と呼ぶ。また、減速材容器、真空断熱管Ⅰ、Ⅳ、内管及び外管が一体構造となっており、これを減速材容器ユニットと呼ぶ。減速材容器の設置位置を第2.5.8図に減速材容器ユニットの概要図を第2.5.9図に示す。

減速材容器は、原子炉炉心部の重水タンク内に設置されている。減速材容器内には水素ガスを約-250°Cまで冷却凝縮して液化させた液体水素を貯留し、この液体水素中を熱中性子が通る構造である。減速されて生成した冷中性子は、中性子導管を通り、実験利用設備まで導かれる。

減速材容器ユニットは設工認において定期的に交換することが義務付けられているため、平成10年度に続き2回目の交換作業を実施した。今回の交換では予備品がない状態だったので、減速材容器ユニットの製作から作業を開始し、平成18年2月に交換作業を終了した。

(1) 交換時期の設定

減速材容器はオーステナイト系ステンレス鋼（S UH660）であり、中性子による照射を受けるとヘリウムが蓄積され、金属はこれにより脆くなる現象が表れる。

JRR-3のCNSでは、ヘリウムの生成量を約1,000ppmとなる中性子照射量を交換の目安として設工認申請を行っている。中性子照射量は高速中性子照射量で約 $2.0 \times 10^{24} \text{ m}^{-2}$ と評価されており、JRR-3の運転時間では約3万時間（約7年）に相当する。

前回の交換は平成10年度の施設定期自主検査期間に実施したため、2回目の交換時期は、平成17年度の施設定期自主検査期間中と設定し、製作と交換作業を実施した。

これまで使用してきた減速材容器はフランス製であったが、国内での製作も視野に入れ発注の検討を行った結果、国内メーカーで製作することとなった。

(2) 事前調査

減速材容器ユニットの基本設計についてはJRR-3改造時に終了していたが、国内のメーカーでは初めて減速材容器ユニットを製作することとなるため、詳細な加工方法や、試験方法等について、調査と検討を重ね、段階的に作業を進めた。事前調査検討を行った主な項目を以下に示す。

1) 減速材容器のプレス試験

- 2) 減速材容器の溶接試験及び放射線透過試験方法の調査
- 3) 減速材容器の黒化処理試験
- 4) 3重管の曲げ試験（真空断熱管 I、外管、内管）

(3) 製作

減速材容器ユニットの製作は前項で述べたとおり、各種試験検討を重ね、その結果から最適な加工方法、試験方法を見出しながら製作を行うこととしたが、完全に確立された技術ではないため、製作にあたっては各パーツを3体以上製作し、減速材容器ユニットとして組み立ててゆくこととした。組み立てられた減速材容器ユニットの中から、品質の良い物を選び出し、完成体とする方法をとった。最終的には1体について、全ての検査に合格し、これを炉体に組み込むこととした。

(4) 交換作業

減速材容器ユニットの取り出しは、プール水中で作業を行う湿式と、空中を移動させる乾式が考えられた。湿式は水中での作業のため、高線量の減速材容器ユニットを取り扱うには有利であるが、減速材容器ユニットが収められている真空容器内に水が入り込むこととなる。真空容器内は、断熱のために高真圧を要求されるが、内部に水分が残留すると高真圧にならないため、線量的には不利であるが、真空容器内の乾燥作業を要しない乾式での取り出し方法を採用した。

乾式では一時的であるが、減速材容器ユニットが空中を移動することになるため、炉室内的空間線量率が高くなる。この対策として、ITVカメラとテレビモニターを使った遠隔操作を取り入れて対応した。十分な事前の検討と対策により、計画被ばく線量3mSvを下まわる0.14mSvで作業を終えることができた。

(5) 試験検査

減速材容器ユニット交換後、取り外した部分については全て漏えい検査を実施した。各継手の漏えい検査は、耐圧漏えい検査又は真空圧力上昇法等により実施し、漏えい等がないことを確認した。また、減速材容器ユニット内に液体水素を貯留するCNS試験運転を実施し、液体水素が貯留できること及び運転状態が交換前と同じ状態であることを確認した。

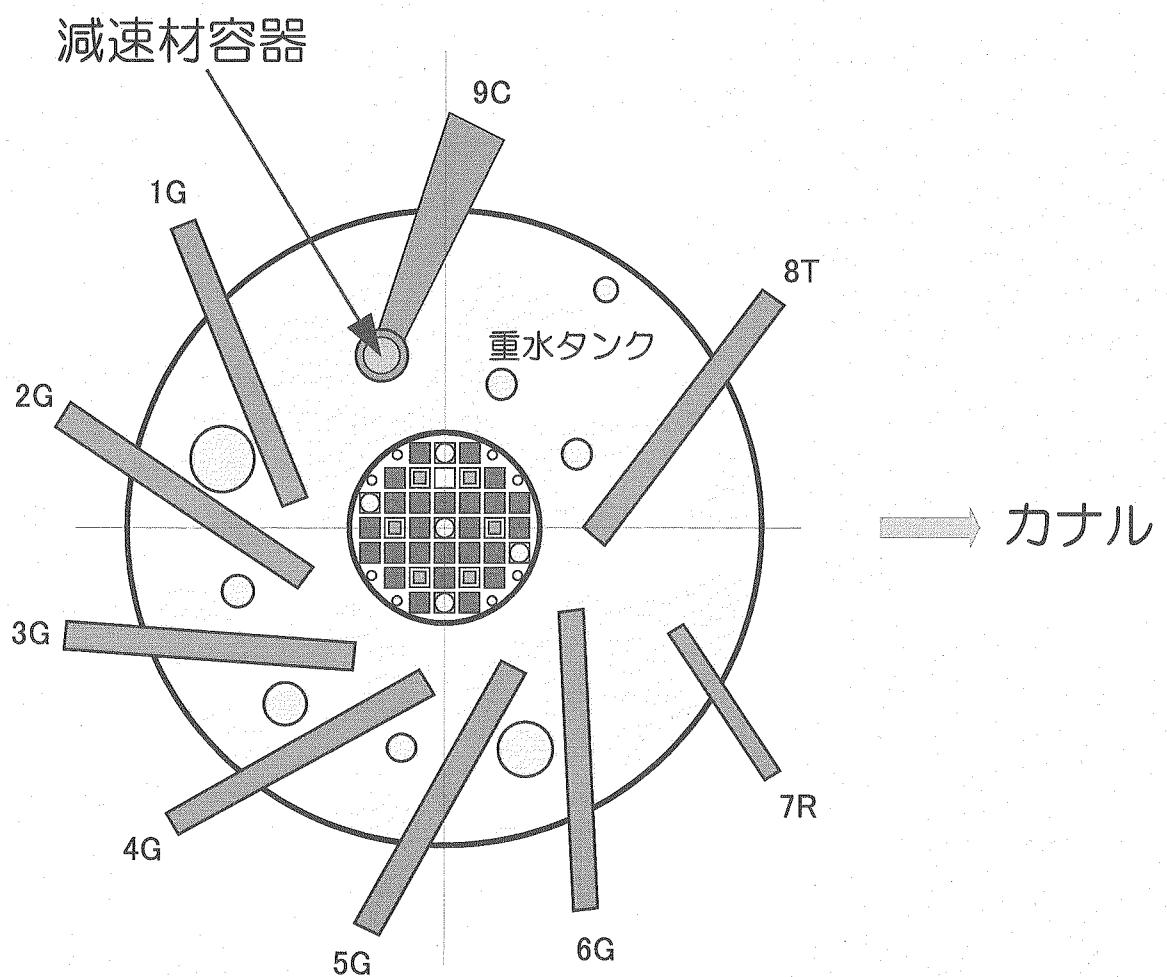
(6) 冷中性子特性測定

減速材容器ユニット交換後、交換前と同等な性能が得られていることを確認するために、冷中性子導管で得られる中性子束とスペクトルを比較した。測定の時期は、減速材容器交換直前の運転であるR3-17-07サイクルと交換直後のR3-18-01サイクルとした。

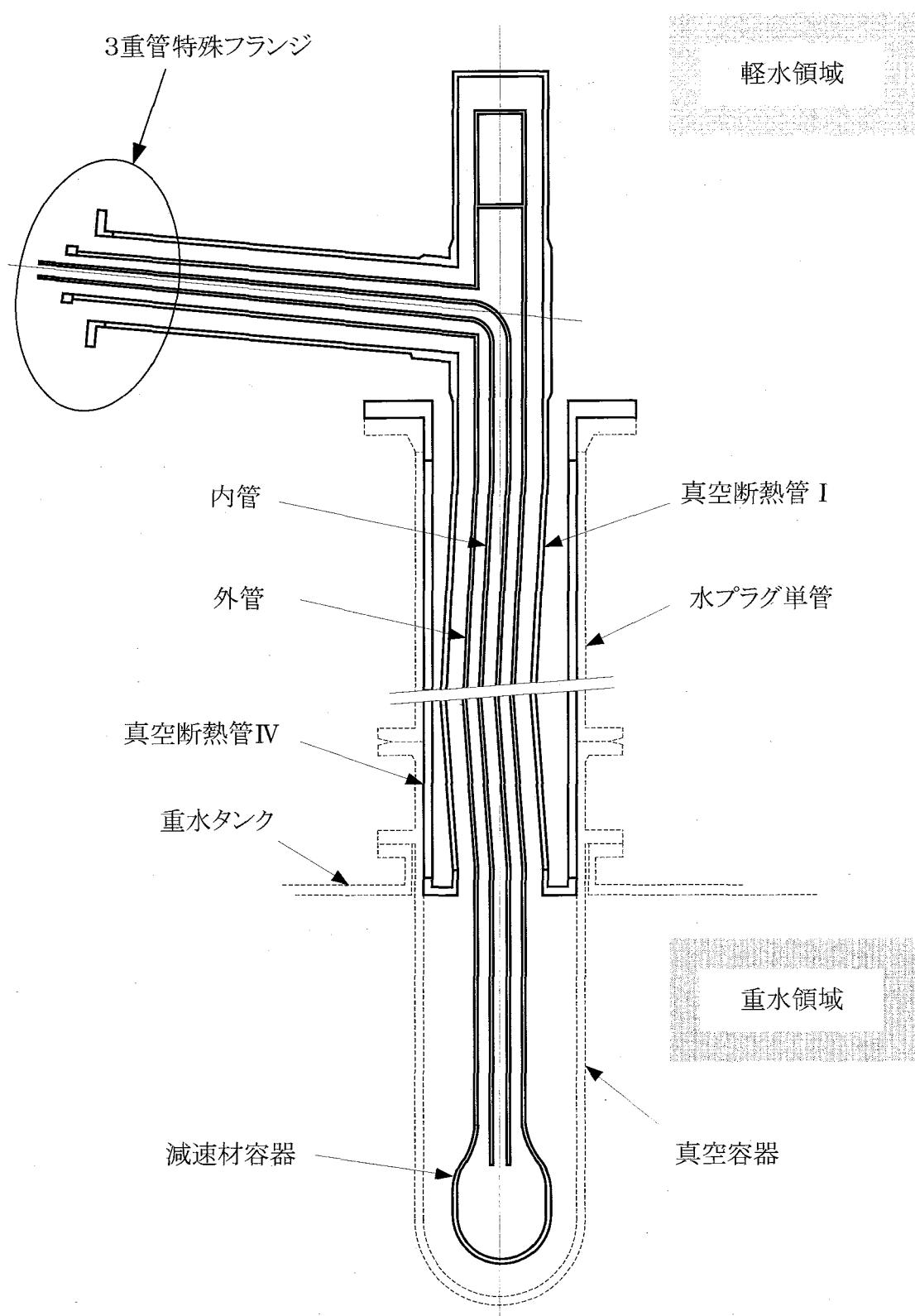
第2.5.9表に示すように、中性子束については同等の測定結果が得られた。また第2.5.10図に示すように、中性子スペクトルについても測定した範囲において概ね同等の形状が得られた。

CNSの心臓部とも言える減速材容器ユニットは、7年毎に交換が義務付けられており、平成10年度に続き2回目の交換作業を実施した。今回の交換では予備品がなかったため、製作から

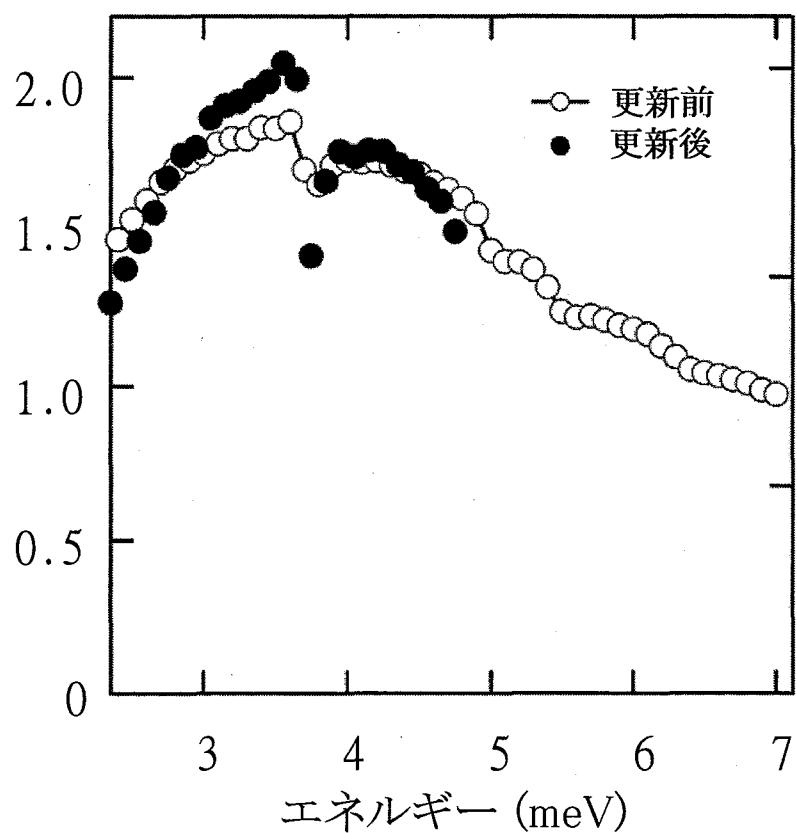
作業を開始した。従前の減速材容器ユニットはフランスで製作されたものであったが、詳細な加工方法や試験方法の調査検討を重ねることで、国内でも同等の製品を製作することができた。製作メーカーの選定から開始して交換作業が完了するまでに約2年半を要したが、国産でも十分な性能を得られることを確認した。



第2.5.8図 減速材容器の設置位置



第 2.5.9 図 減速材容器ユニットの概要図



第 2.5.10 図 減速材容器の更新前後の冷中性子スペクトル比較 (C2-1 ビームポート)

第 2.5.9 表 交換前後の中性子束

測定サイクル	測定値
R3-17-07 (2005.10.31)	$2.0 \times 10^{12} \text{ m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
R3-18-01 (2006.4.6)	$2.0 \times 10^{12} \text{ m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$

2.5.7 JRR-4 制御棒そう入障害事象

(1) 事象の発生状況

平成 17 年 6 月 10 日、JRR-4 は、施設共用運転（シリコン照射、放射化分析）を行っていた。起動前点検にて異常のないことを確認した後、9 時 50 分原子炉を起動した。10 時 50 分に原子炉出力は 3,500kW（定格）に到達し、粗調整安全棒 C1～C4（以下、C1～C4 という）を 4 本とも同じ引抜き高さで一定保持した上で、微調整棒 C5（以下、C5 という）のみ自動制御で引抜きそう入を行う方式により自動運転を実施していた。11 時 25 分に「制御棒そう入障害」を示す警報が発報した。運転員は、警報復帰作業等を行ったが、警報を復帰できなかつたことから、保安規定（日本原子力研究所東海研究所原子炉施設保安規定第 6 編第 41 条「警報装置が作動した場合の措置」）に基づき、11 時 29 分に原子炉を手動停止した。なお、C1～C4 は全そう入されたが、C5 については全そう入位置より 220 mm 上の位置で留まりそう入できなかつた。その後、12 時 05 分に冷却系統を停止した。時系列を以下に示す。

なお、排気筒及び原子炉建家内の放射線モニタの指示値は通常の範囲であり、施設外への放射性物質による影響はなかつた。

第 2.5.10 表 事象発生の時系列

時刻	時系列
9:50	原子炉起動（シリコン照射、放射化分析の利用）
10:50	3500kW 到達（自動運転に切り替え）
11:25	「制御棒そう入障害」警報発報
11:29	原子炉を手動停止
11:33	東海研究所の対策本部の設置
11:45	放管モニタに異常のないことを確認
11:47	東海研究所より第 1 報を発信
11:47	手動スクラム投入 C5 がそう入しないことを確認

(2) 原因調査

電磁石電流のしや断で C5 がそう入されるかどうかを調べるために、11 時 47 分に手動スクラムにより電磁石電流をしや断したが、C5 の位置に変化はなかつた。このことから、そう入障害は、電磁石より下部において発生したと判断した。

当日午後、水中カメラを用いて C5 の電磁石下部から C5 用反射体の上面までの連結ロッド等に異物の無いことを確認した。念のため後備安全棒 B1 及び B2 をそう入した後、C5 用反射体の上面及び C5 の動きを水中カメラで監視しつつ、C5 の引き抜きを 465 mm まで行った。この操作においても異物は確認されなかつた。引き抜きを行ったことから、「制御棒そう入障害」の警報条件が解除され、警報を復帰できた。引き抜きができたこと及び警報を復帰できたことから、

C5 のそう入操作を行った。そう入開始数秒後、C5 用反射体上面への皿小ねじの落下を確認した。回収した皿小ねじは、頭部径 8 mm、長さ 8 mm、ネジ部径 4 mm のステンレス鋼製であった。

回収した皿小ねじの使用場所及びそう入障害が発生した場所を特定するため、炉心上面から電磁石までの間にある制御棒の上部振れ止め及び下部振れ止め等を、炉心タンク水位を低下して調査した。調査の結果、下部振れ止めの C5 用ハンドル部のテフロン製ガイドを固定する皿小ねじ 2 個の内の 1 個がなくなっていることを確認した。また、引き抜き位置 220 mmにおいて下部振れ止め部に位置する C5 連結ロッド(アルミニウム合金)表面に、微細なすり傷を確認した。

(3) 調査結果

以上から、下部振れ止めにおいて、C5 用ハンドル部のテフロン製ガイド固定用皿小ねじが緩み、C5 連結ロッドと下部振れ止めのハンドルとの間隙に挟まれ、C5 がそう入できなくなったことが分かった。

(4) 復旧

復旧のための措置として、テフロン製ガイドを新たに製作し交換するとともに、緩み、脱落により制御棒の駆動に障害を与えるおそれのあるねじ、ボルト等について、締め付け具合の点検及び必要に応じ増し締め作業を行った。その際、施工図等により炉心タンク内及び炉心タンクより上部のねじ、ボルト等について調査した結果、緩み、脱落により制御棒の駆動に障害を与えるおそれのあるねじ、ボルト等の確認を行い、その数量は 1,280 本であった。

この調査に基づき作成した計画書の点検リストに従い、平成 17 年 6 月 13 日から 6 月 20 日にかけて締め付け具合を点検し、必要に応じて増し締めを行った。作業は炉心タンク水位を炉心領域の上 2.5m の高さまで下げて行い、図面で特定できないねじ、ボルト等については、順次点検リストを補完するとともに、それらについても同様に点検等を行った。点検を行ったねじ、ボルト等の本数を以下に示す。

- ・締め付け具合の点検及び増し締めを行ったねじ、ボルト等 1,426 本
- ・落下防止措置が施されているねじ、ボルト等 66 本

さらに、補完された点検リストをもとに、2 回目の点検等を実施した。なお、点検の信頼性向上のため、同一部位については作業者を変更して点検等を行った。また、水中の機器については、水中カメラを用いて図面調査で特定した部位を中心になじ、ボルト等に緩みによる隙間があるかどうか等の点検を行った。水中カメラにより点検を行ったねじ、ボルト等の総本数は、153 本であった。

締め付け具合の点検の結果、対象となったねじ、ボルト等 1,579 本 (1,426 本 + 153 本) のうち 11 本に多少の緩みを確認した。このうちの 5 本については上部振れ止め及び下部振れ止めに据え付けられたテフロンガイドに生じていた。

(5) 再発防止

炉心タンク内のねじ、ボルト類の外観検査を運転手引に追記し、以後 10 年毎に締め付け具合の点検及び必要に応じ増し締め作業を継続して実施することとした。

また、本件に関する報告書を「JAERI-Tech 2005-042 研究用原子炉（JRR-4）の制御棒そく入障害事象に係る再発防止対策」（平成 17 年 7 月、JRR-4 管理課・研究炉利用課）としてまとめ、公開した。

2.5.8 NSRR 原子炉プールライニング肉厚測定装置の開発

(1) 目的・概要

平成 16 年度に実施した NSRR 原子炉施設の定期的な評価において、設備機器に対する現状までの保全活動の妥当性と今後の健全性の評価を行った結果、設備機器の経年変化に対する評価で、NSRR 原子炉施設の取り替えが困難な設備機器に対する長期的な安全性について、原子炉プールライニングの必要肉厚が確保されていることを、今後定期的に調査する必要があると判断された。

上記より NSRR 原子炉施設保全計画に基づき、平成 17 年度は原子炉プールライニング肉厚測定装置の概要検討とし、プールライニング肉厚測定技術の検討及び測定装置の概念設計を行った。

(2) 内容

NSRR の原子炉本体の構造及び設備として、原子炉本体は炉心、炉心支持構造体およびそれらを収容する原子炉プールからなる。炉心は、棒状の燃料要素、制御棒（安全棒、調整棒、トランジエント棒）および中心の六角状の実験孔よりなる。これらは、炉心支持構造体のグリッド板上に配置され、炉心支持構造体はプールの底面に据付けられる。原子炉プールは、スイミングプール型（縦約 3.6m、横約 4.5m、高さ約 12m、水深約 9m）で、構成材として母材は鉄筋普通コンクリート、プールライニング（内張）はアルミニウム（A5052 相当）で構成されている。反射材として軽水を使用し、プール水精製系統により電導度、pH 等を管理している。

本調査は、プールライニングに使用されているアルミニウム材（肉厚約 15 mm）の腐食、減肉及び溶接線近傍の状態を調べ、今後定期的に調査を行い経年変化に対する健全性等の確認を目的とする。

プールライニング（アルミニウム材）の肉厚測定技術の検討として、原子炉プールでの実際の測定において検査の容易性及び測定精度等から超音波探傷を用いた方法を採用した。

超音波探傷装置は、探触子（アレイプローブ）、探傷装置（信号処理装置）、パソコン等で構成されている。探触子は、防水となっているためプール水中でも水深探傷が可能であり、周波数 5MHz、素子数 128 個という条件のものを用いることにより、約 117 mm の幅が探傷可能となる。このような探触子を使用し、アルミライニングの内側（プール内）及び外側並びに溶接線近傍の経年変化の状態について探傷する。その信号を探傷装置（信号処理を行う装置）により計測し、パソコン上へリアルタイムに表示させ視覚的に状態を評価することができる。パソコンには、専用のソフトをインストールすることによって、アレイプローブ、試験体、カップリング材、探傷条件等の設定ができ、より詳細な調査、各種条件等においても設定を変更することによりさまざまな調査が可能となる。また収録したデータ（測定データ、位置データ、各設定値等）を保存することが可能なため、今後定期的に調査することを考慮し、再現性の確保、

経年変化についての健全性を確認することができる。平成 17 年度には超音波探傷装置（探触子を除く）を購入し、これらを組み合わせた測定装置の概念設計も行った。

測定装置の概念設計として、原子炉プール周辺に架台及び駆動部等を取り付け、探触子を組み込んだ探傷部を動かし、壁面及び底面を探傷する。駆動部からは、測定位置、移動量等の信号を計測し測定データと合わせ、再現性等の信頼性を計る。測定は、水中で探傷部を自動または手動で操作して行う。壁面は、既設機器等の配置状態により全面を探傷することは難しいため、特定の部分について探傷を行う。底面についても、全面を探傷することは難しいため特定の範囲について探傷を行う。

今回の検査状況から測定装置本体の設置方法、装置の操作性、取扱性、また原子炉プール上部周辺に駆動部を設置するため、探触子（アレイプローブ）信号、電源等のケーブルが長くなる。そのため、測定信号に対するノイズ、信号の減衰及びケーブル自体の自重等を十分考慮して今後設計・製作を行う必要がある。

(3) その他

1) 過去の調査歴について

これまで原子炉プールライニングについての健全性の調査は、平成 3 年 7 月に行っている。検査は、原子炉プール水を抜き底面及び底面から 2.5m までの壁面について超音波探傷による直接接触法にて行った。結果は、特に大きな減肉、異常な箇所等の問題は見られなかった。その後は超音波等を用いた、減肉等調査は実施しておらず、外観を目視により点検している。

2) 今後について

平成 18 年度は、調査装置の設計及び製作をし、平成 19 年度からはモックアップによる試験・検査を順次行い、平成 20 年度の検査を予定する。その後、定期的に調査を実施しプールライニングの健全性について確認する。

2.5.9 タンデム加速器高電圧端子電圧の電圧上昇

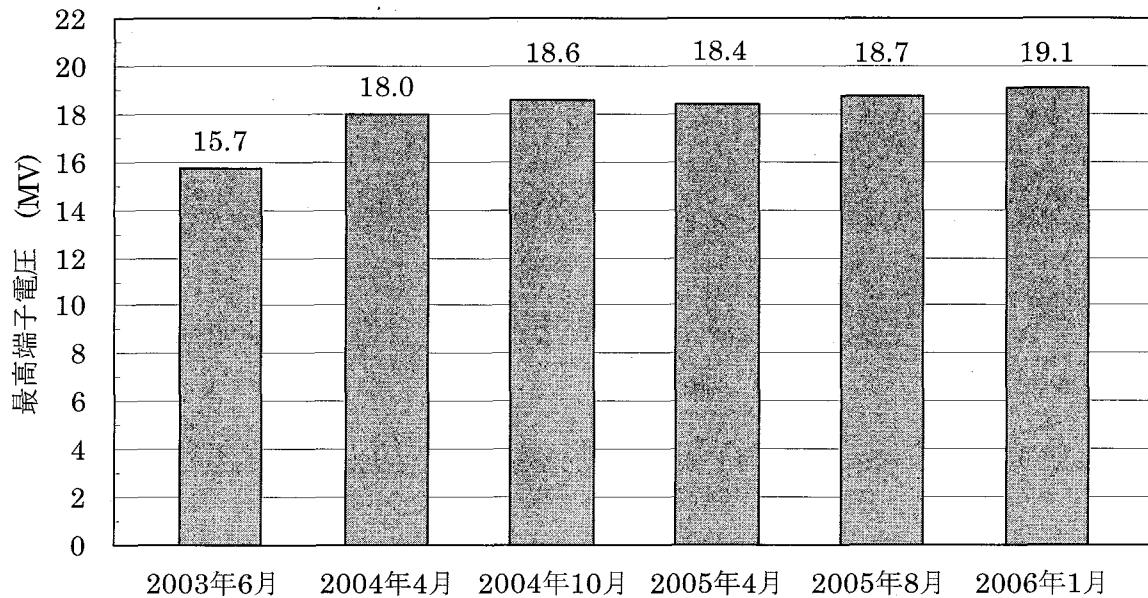
加速器管理課では 2003 年 6 月にタンデム加速器設立時から使用してきた旧型加速管をコンプレスド・ジオメトリ型加速管へ更新した。コンプレスド・ジオメトリ型加速管に更新することで旧型加速管と比べて加速ギャップが 26% 増加し、更新前の約 16.0MV から端子電圧が改善することが期待された。加速管を更新するにあたって加速管内部のセラミックス表面に超音波洗浄と高圧純水洗浄を施し、放電の元凶となる汚れやゆるく付着しているセラミックスなどの除去を行った。通常、大型のタンデム加速器では所定の端子電圧を安定的に発生させるまで数週間から数ヶ月の電圧コンディショニングを要するが、セラミックスの表面洗浄を施したことにより加速管更新後、わずか 1 週間の電圧コンディショニングで約 15.7MV の端子電圧を発生させることができた。

加速管更新後は年間 20 日程度を加速管の電圧コンディショニングへ割り当ててきた。電圧コンディショニングを行うことにより、電極表面に存在する突起物やセラミック表面に吸着している汚れ、ガス成分などを取り除いてやることで加速管の耐電圧性能が改善する。第 2.5.11 表に加速管更新後の電圧コンディショニング履歴を示す。2003 年は主に 1MV ユニット、2MV ユニッ

トごとの電圧コンディショニングを行い、各ユニットで設計値の 100%を超える端子電圧を確認した。更新直後の 2003 年 6 月に 15.7MV であった最高端子電圧は、2004 年 4 月には 18.0MV まで上昇した。また 2004 年 10 月にタンデム加速器設立以来となる 18.0MV でのビーム加速試験に成功した。2005 年 4 月には最高端子電圧は 18.4MV まで上昇し、2005 年 8 月には 18.0MV での実験利用を 4 日間に渡り提供することができた。2006 年 1 月には 19.1MV まで上昇し、2 度目の 18.0MV での実験利用を 4 日間に渡って提供できた。第 2.5.11 図に最高端子電圧の推移を示す。

第 2.5.11 表 加速管更新後の電圧コンディショニング履歴

年 月	事 項
2003 年 1 月	加速管更新前 最高 16.0MV 前後
2003 年 6 月	加速管更新直後 最高 15.7MV
2003 年 10 月～12 月	1MV、2MV ユニットごとの電圧コンディショニング
2004 年 4 月	最高 18.0MV に上昇
2004 年 7 月	4MV ユニットごとの電圧コンディショニング
2004 年 10 月	18.0MV ビーム加速試験に成功
2004 年 11 月	4MV ユニットごとの電圧コンディショニング
2005 年 4 月	最高 18.4MV に上昇
2005 年 5 月	4MV ユニットごとの電圧コンディショニング
2005 年 8 月	約 18.0MV で実験利用
2005 年 11 月～12 月	6MV、7MV ユニットごとの電圧コンディショニング
2006 年 1 月	最高 19.1MV に上昇、2 度目の約 18.0MV で実験利用



第 2.5.11 図 最高端子電圧の推移

2.5.10 タンデム加速器負イオン入射ビームラインの通過率の改善

負イオン入射ビームラインとは、-200kV 電位の負イオン源デッキ上に設置された負イオン源から引き出されたイオンビームを SF₆圧力タンク内のタンデム加速器本体の低エネルギー側の加速管までビーム輸送を行なうビームラインのことである。負イオン源は第 1 イオン源デッキに 2 台、第 2 イオン源デッキに 1 台設置され、マシンタイム毎に切り替わるイオン種に対応できるようになっている。イオン源から水平に引き出された負イオンビームは入射 90°偏倚電磁石 (BM 01-1) により上方に偏倚され、圧力タンク内の低エネルギー側加速管に入射され、高電圧端子に向けて加速される。この負イオン入射ビームラインのビーム通過率を改善するためにイオン源から入射 90°偏倚電磁石までのアライメントの修正およびイオンビーム収束用の 3 連静電四重極レンズ (EQ 01-1) 位置をビーム光学上最適と思われる位置に移設を行なった。

(1) 負イオン入射ビーム水平ラインの再アライメント

これまで第 2 イオン源デッキからの負イオンビームをタンデム加速器に入射するには、第 2 イオン源デッキの Y 側静電ステアラーで大きく偏倚させねばならなかった。その原因として、ビームライン機器が設計上のビーム軸にアライメントされていないと考え、4 月の定期整備時に水平ビームラインのアライメント作業を行った。既に設置されている機器の基準軸を示す記録がなかったため、その基準の取り方として、南北方向 (X 方向) は入射 90°偏倚電磁石の中央 (床のケガキ跡) と入射電磁石室のイオン源室側壁面に書かれていた墨線を結んだ線を基準面とした。高さ方向 (Y 方向) は入射 90°偏倚電磁石の設計基準である入射側磁極のポンチ痕を基準とし、この水平ラインを基準面とした。これらの基準面から基準軸を設定しセオドライ

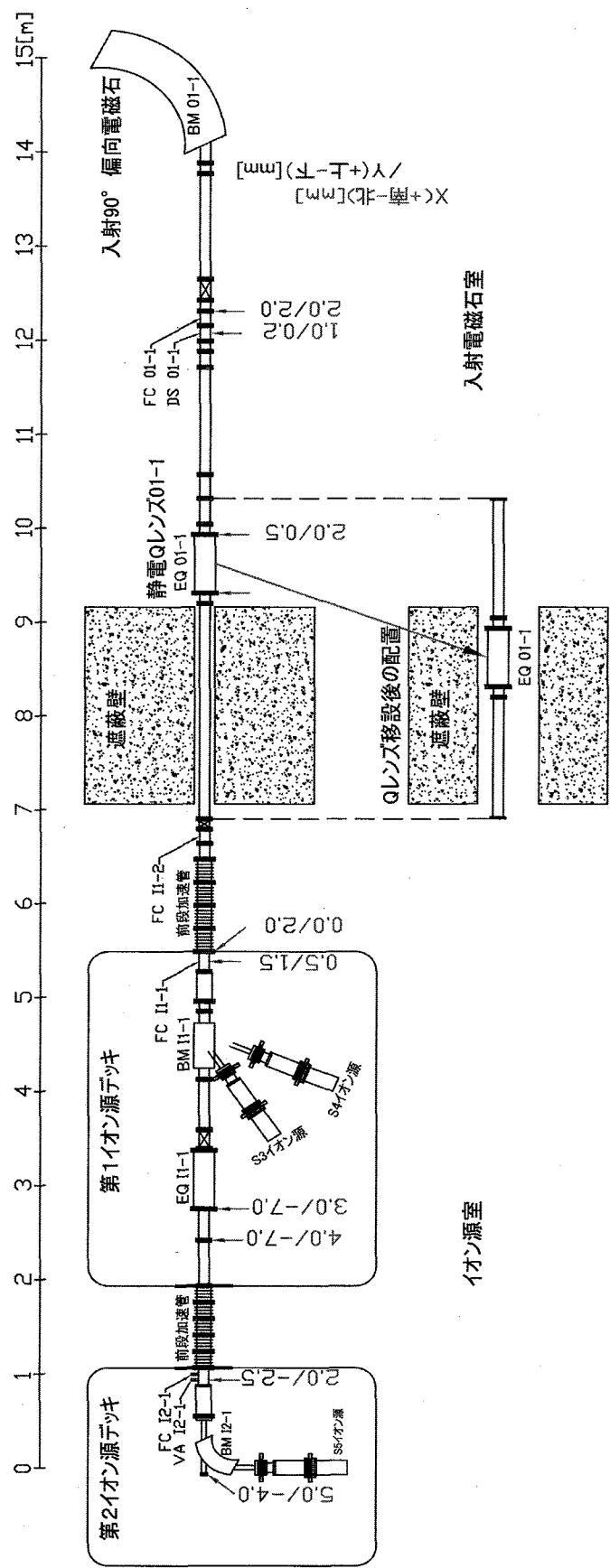
トを入射 90°偏向電磁石の後方に設置し、基準軸とビームライン要素とのずれを測定した。第 2.5.12 図中に測定値を示す。測定の結果、第 1 イオン源デッキ内の静電四重極レンズ(EQ I1-1)、第 2 イオン源デッキのイオン源(S-5)、分析電磁石(BM I2-1)、ファラデーカップ(FC I2-1)に最大 7mm のミスマライメントが判明した。特に S-5 イオン源から第 1 イオン源デッキの入射電磁石(BM I1-1)の入口までのずれが大きかった。この部分は第 2 イオン源デッキを増設したときに設置された部分であり、当時行なったアライメント作業が十分でなかったと考えられる。この結果をもとにビームラインの再アライメントを行い、基準軸との誤差を 0.5mm 以内に収めた。

(2) 3 連静電四重極レンズ(EQ 01-1)の移設

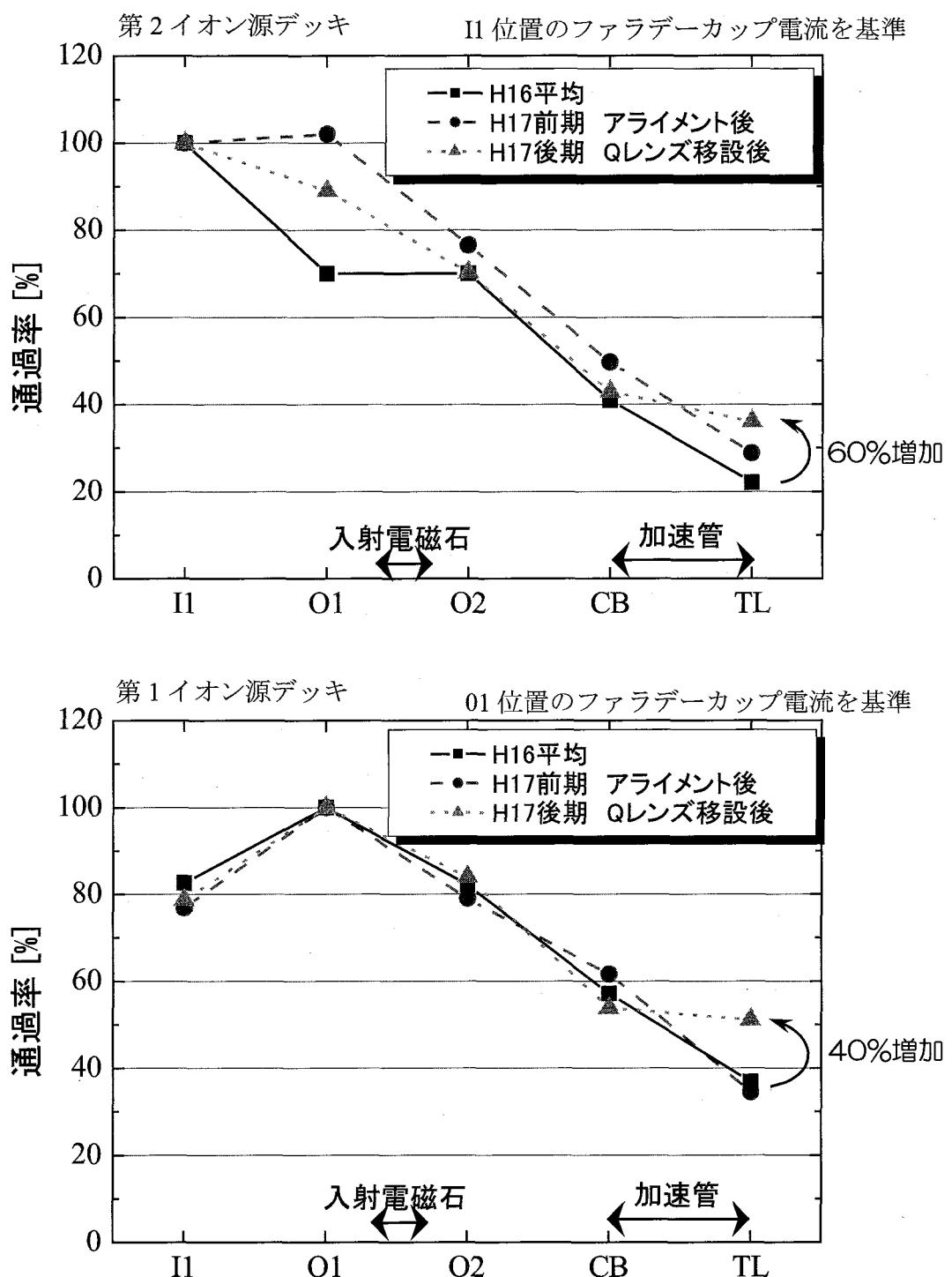
第 2.5.12 図の下部に示すように、入射 90°偏向電磁石上流の 3 連静電四重極レンズ(EQ 01-1)をビーム光学上最適と考えられる位置(約 1m 上流)の遮蔽壁内に移設した。光学計算によると EQ 01-1 を上流に移設することで遮へい壁内でビームが広がる前に収束を行なえるため、入射 90°偏向電磁石内でのビームの広がりが抑制され、全体として通過率が改善することが予想された。移設作業は 8 月からの定期整備に併せて行ない、イオン源室と入射電磁石室の間のビームライン貫通口を四重極レンズが収まるようにオフセットした直径 60cm に拡張し、その中へ設置を行なった。

(3) ビームライン改良後のビーム通過率について

第 2.5.13 図にアライメント修正前後および静電四重極レンズを移設後の負イオン源からダシデム加速器の高電圧端子までのビーム通過率を示す。図中の■がアライメント前(H16 年度)、●がアライメント後(H17 年度前期)および▲が四重極レンズ移設後(H17 年度後期)のマシンタイムごとのイオン源出口のファラデーカップ(I1)から下流の数箇所(01, 02, CB, TL)のファラデーカップまでのビーム通過率を平均したものである。第 2 イオン源デッキからのビームは、ずれの大きかったビームラインを再アライメントしたことにより高電圧端子までのビーム通過率が 22% から 29% に回復した。さらに四重極レンズの移設により 36% まで改善し、高電圧端子でのビーム強度はこれまでより約 60% 増加したこととなる。またビームハンドリングも容易となった。第 1 イオン源デッキからのビームに対しては、四重極レンズの移設により TL までのビーム通過率が 50% になった。特に CB から TL までの加速管内での損失がほとんどなくなっており、高電圧端子でのビーム強度はこれまでより 40% 向上した。加速器全体としての通過率については実績データ数がまだ十分でないため引き続き検証を行なう必要がある。



第2.5.12図 負イオン入射ビームラインの概要



注：01位置でビーム量が増加しているのは、I1位置のファラデーカップが他のファラデーカップと比較し形状、ビーム条件が異なるためである。

I1 : イオン源デッキ出口

01 : 入射90° 偏向電磁石入口

02 : 入射90° 偏向電磁石出口

CB : 加速管入口

TL : 高電圧端子入口

第2.5.13図 アライメント前後および四重極レンズ移設後のビーム通過率

2.5.11 JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器の改造

平成16年度に実施したJRC-80Y-20T型核燃料輸送容器を一部改造するための設計変更の検討及びJRC-80Y-20T型核燃料輸送物の安全解析結果を基に、国内の核燃料輸送物設計承認書を取得し、同設計に基づく輸送容器の改造を行い、容器承認書を取得した。

(1) JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の設計変更

1) 概要

JRC-80Y-20T核燃料輸送物について、従来の米国オークリッジ国立研究所(ORNL)で行われた実験を基にした評価式(Davisの実験式)にかえ、最新の知見である有限要素法を用いた衝撃応答解析コードLS-DYNA¹⁾により落下解析を実施した結果、容器本体と蓋部の接合面に微少な塑性変形が生じることが判明した。このため、蓋部の緩衝用フィン等の構造を一部変更(改造)し、衝撃力の吸収効果を高めるための設計変更を行った。また、改造に係る設計変更にあわせて、輸送する収納物としてJMTRの使用済燃料を追加するとともに、IAEA「放射性物質安全輸送規則(2003年版)」の国内法取り入れによる「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」等の国内関係法令の改正を受けて設計変更を行った。

2) 主な設計変更内容

- ① 最新の知見である落下衝撃解析手法への変更に伴い、見直しを行った。
- ② 衝撃吸収効果を高めるための蓋フランジ面の凸部の削除、緩衝用フィンの追加溶接等構造の改造に伴い、解析により適合性の再評価を行った。
- ③ フォロワ型燃料要素を収納するバスケットを強度的に強い角型用バスケット(スペーサ付)に変更することに伴い、解析により適合性の再評価を行った。
- ④ JMTR 使用済燃料を収納物として追加することに伴い、見直しを行った。
- ⑤ 法令改正により太陽輻射熱の条件が変更されたことに伴い、見直しを行った。

3) 安全解析結果の要約

① 構造解析

蓋フランジ部、緩衝用フィン等の改造、法令改正(太陽輻射熱の条件)及びJMTR燃料要素の追加に伴い構造解析を実施した。

イ. 特別の試験条件下における落下解析I(9m落下試験)

容器本体と蓋部の接合面の密封性については、衝撃応答解析コードLS-DYNAを用いて行った。その結果、強度上最も厳しい蓋フランジ面のガスケット部は、いずれも弾性状態(塑性変形なし)であり、輸送容器本体と蓋部の接合面の密封性は維持されることが確認された。

燃料バスケットの強度解析については、最大衝撃減速度の定量にLS-DYNAを、仕切板及び区切板の変形量の定量には汎用解析コードABAQUS²⁾を用いて行った。解析の結果、水平落下において角型用バスケットの格子板に最大0.4%(約0.7mm)の塑性変形が生じることが確認されたが、格子板の材質(JIS SUS-304相当)の破断ひずみ30%より十分小さく、格子板が破損することはない。なお、変形を考慮した臨界解析(KENO-Va)において、未臨界性が維持されることを確認した。

ロ. その他の構造解析結果

その他の構造解析において得られた解析値は、いずれも「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（総理府令第57号）」及び「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示（科学技術庁告示第5号）」に定める技術上の基準（以下「技術基準」という。）を満足することを確認した。

② 熱解析

蓋フランジ部、緩衝用フィン等の一部変更及び法令改正（太陽輻射熱の条件）に伴い熱解析を再評価した。解析はABAQUSコードを用いて行った。その結果、特別の試験条件下における頭部フィンの温度を除く輸送物の表面温度、最大内圧はこれまでより低くなり、技術基準を十分満足することを確認した。頭部フィンの温度は、フィンの追加に伴い受熱面積が増加し、これまでより85°C高い783°Cとなったが、フィンの材質（JIS SUS-304相当）の融点1,400°Cに比べ十分低い値である。

③ 密封解析

JMTR使用済燃料の追加に伴い密封性について再評価した。解析はANSI N 14.5³⁾の気体漏えい式を用いて行った。その結果、一般及び特別の試験条件下における全核種の放射性物質の漏えい率の合計は、それぞれ 6.87×10^{-6} TBq/h、 9.49×10^{-4} TBq/weekであり、いずれも技術基準を満足することを確認した。

④ 遮へい解析

JMTR使用済燃料の追加及びバスケットの変更に伴い、遮へい解析を再評価した。線源評価は燃焼計算コードORIGEN⁴⁾を、ガンマ線遮へい計算は点減衰積分計算コードQAD-CGGP2R⁵⁾を、中性子遮へい・ガンマ線カップリング計算は二次元輸送計算コードDOT 3.5⁶⁾を用いて行った。その結果、通常輸送時、一般及び特別の試験条件下において、輸送物の表面及び表面から1mの点における線量当量率の最大は、それぞれ $233 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、 $60 \mu\text{Sv}/\text{h}$ となり、いずれも技術基準を満足することを確認した。

⑤ 臨界解析

JMTR使用済燃料の追加、フォロワ型燃料要素を収納する燃料バスケットの変更、角型燃料バスケットの塑性変形に伴い未臨界性について再評価を行った。解析は三次元多群モンテカルロ計算コードKENO-Va⁷⁾を用いて行った。

イ. JMTR使用済燃料の臨界解析

JMTR標準燃料要素(LEU)について解析を実施した結果、実効増倍率($K_{eff} + 3\sigma$)は、0.902となり、技術基準を満足することを確認した。

ロ. フォロワ型燃料要素の臨界解析

JRR-3フォロワ型燃料要素及びJMTR燃料フォロワ(LEU)を角型用バスケット(スペーサ付)に収納した場合について解析を実施した結果、実効増倍率($K_{eff} + 3\sigma$)は、最大で0.703となり、技術基準を満足することを確認した。

ハ. 角型用バスケットの塑性変形を考慮した臨界解析

構造解析の特別の試験条件下における落下解析により得られた角型用バスケット格子板の変形量をモデル化し解析を実施した結果、実効増倍率($K_{eff} + 3\sigma$)は、最大で0.899となり、

非損傷輸送物の解析結果（最大 0.902）と比べ殆ど差がなく、角型用バスケット格子板の塑性変形は臨界解析上問題ないことを確認した。

4) 輸送容器の改造の概要

改造概念図を第 2.5.14 図に示す。また、改造前及び改造後における輸送容器の概略図を第 2.5.15 図に示す。

5) 所内安全審査

JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物の設計変更について、研究炉部内安全審査会（5/17）及び原子炉運転委員会（6/17）で審査が行われ、いずれも了承された。

6) 核燃料輸送物設計変更申請及び設計承認書の交付

安全解析結果等について 8 回の担当官ヒアリングを経て、平成 17 年 7 月 14 日に文部科学省へ JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物の設計変更申請を行い、9 月 9 日付けで核燃料輸送物設計承認書の交付を受けた。

(2) JRC-80Y-20T 型核燃料輸送容器の改造及び容器承認書の取得

1) 輸送容器の改造に係る詳細設計

文部科学省へ申請した核燃料輸送物設計変更申請書に基づき、輸送容器蓋のフランジ面凸部の切削、緩衝用フィンの追加溶接、長尺フィン等の面取り、スペーサの製作等について、改造部位に係る技術的 requirement を取り入れ、技術基準に適合するよう詳細設計を行った。また、当該輸送容器の設計及び製作の方法に従って改造されていることを確認するための具体的な検査方法、検査手順等に関する資料（検査計画書）を作成した。

2) 容器承認申請

輸送容器の改造の方法、検査計画書等について 2 回の担当官ヒアリングを経て、平成 17 年 10 月 20 日に文部科学省へ JRC-80Y-20T 型輸送容器の容器承認申請を行った。なお、JRR-3 金属天然ウラン（MNU）使用済燃料を輸送容器に収納するための MNU 用バスケットについては、製作時（昭和 55 年）に材料検査を実施しておらず、材料証明書（ミルシート）も一部の部材について確認できなかったことから、設計及び製作の方法に従って製作されていることを証明することが困難であると判断し、MNU 用バスケットと MNU 使用済燃料を容器承認申請の範囲から外した。

3) 輸送容器の改造

輸送容器の改造は、改造を実施する輸送容器蓋（2 基分）のみを JRR-3 燃料管理施設から（株）神戸製鋼所高砂製作所に搬出し、容器承認申請書及び輸送容器の改造に係る詳細設計に基づき、材料の調達、蓋部の改造、スペーサの製作を行った。改造仕様の概略を以下に示す。

① 蓋フランジ面の平坦化

蓋フランジ面（内径： $\phi 820 \text{ mm}$ × 外径： $\phi 1,100 \text{ mm}$ ）の凸部（段差） 0.5 mm を機械加工により切削し平坦にする。なお、フランジ面にある二重の O-リング溝は、機械加工により一端切削し、肉盛り溶接を行い、フランジ面の凸部を切削し、O-リング溝を既設寸法にて再加工する。

② 長尺フィン頭部の面取り

頭部緩衝用フィンのうち長尺フィン（32 枚）の頭部端面片側に機械加工により、 $20 \text{ mm} \times 20$

mmの面取りを施す。

③ 頭部緩衝用フィンの追加

頭部緩衝用フィン(68枚)の外側に形状の異なるフィン2種類を周方向に交互に溶接し追加する。溶接ビートはグラインダー等で研磨して凹凸をなくした後、表面をバフで仕上げる。なお、追加するフィンの材質はSA-240 Type304とする。

④ 蓋内面コーナー部の面取り

蓋内面コーナー部全周($\phi 820\text{ mm}$)に機械加工により径方向 $2\text{ mm} \times$ 軸方向 17 mm の面取りを施す。

⑤ 蓋吊り上げ金具の面取り

蓋吊り上げ金具の頭部の端面片側に機械加工により $20\text{ mm} \times 20\text{ mm}$ の面取りを施す。

⑥ 短尺フィンの切除

0° 方向及び 180° 方向に位置する短尺フィン2枚を機械加工により切除する。

⑦ スペーサの製作

フォロワ型燃料要素を角型用バスケットに収納するためのスペーサ(40本)を製作する。材質はアルミニウム合金(A6063S-T5)とし、角管状構造物を押し出しにより製作し、機械加工により仕上げる。

4) 輸送容器の改造に係る検査

検査は輸送容器蓋の改造及びスペーサの製作について工場検査(蓋改造中、蓋改造終了時)を実施し、JRR-3燃料管理施設において改造を完了した蓋と容器本体を組み合わせての現地検査を実施した。検査結果は、いずれも判定基準内であることを確認した。なお、改造により影響を受けない検査項目については、製作時(輸送容器:昭和55年、固縛装置:昭和58年)の検査記録を確認することによって行った。

実施した検査項目を以下に示す。

- ① 材料検査
- ② 寸法検査
- ③ 溶接検査(開先検査、溶接部外観検査、液体浸透探傷検査)
- ④ 外観検査
- ⑤ 耐圧検査
- ⑥ 気密漏洩検査
- ⑦ 遮へい性能検査
- ⑧ 遮へい寸法検査
- ⑨ 伝熱検査
- ⑩ 吊り上げ荷重検査
- ⑪ 重量検査
- ⑫ 未臨界検査
- ⑬ 作動確認検査
- ⑭ 取扱い検査

5) 容器承認書の交付

文部科学省による工場検査及び現地検査の立会を受け、当該輸送容器が輸送容器の設計及び輸送容器の製作の方法に基づいて改造されたことが確認され、平成 18 年 3 月 29 日付けで容器承認書の交付を受けた。

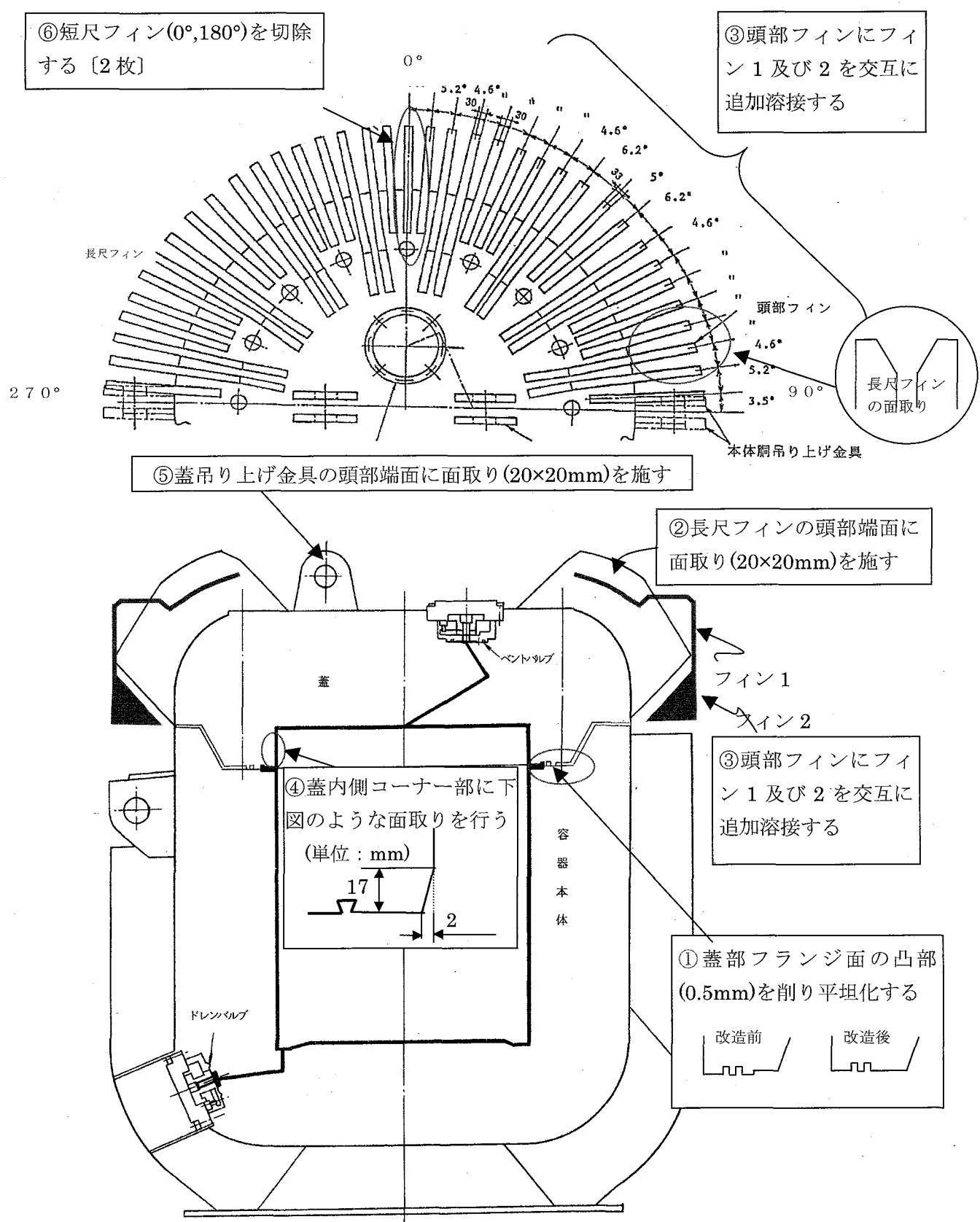
(3) 海外ライセンスの申請

1) 核燃料輸送物設計承認英文証明

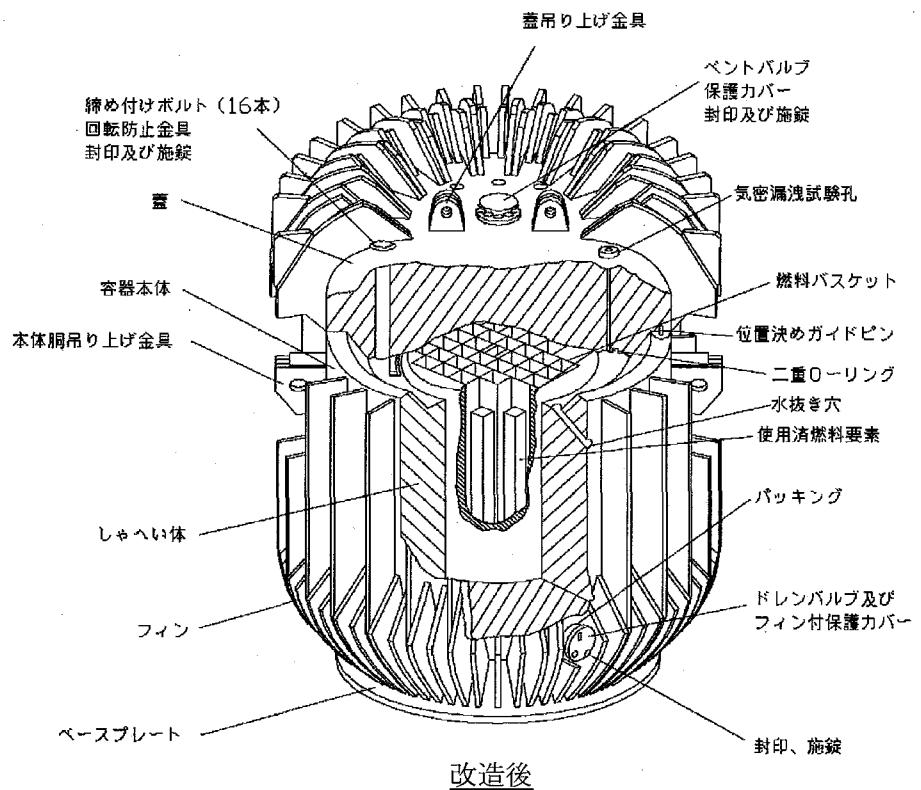
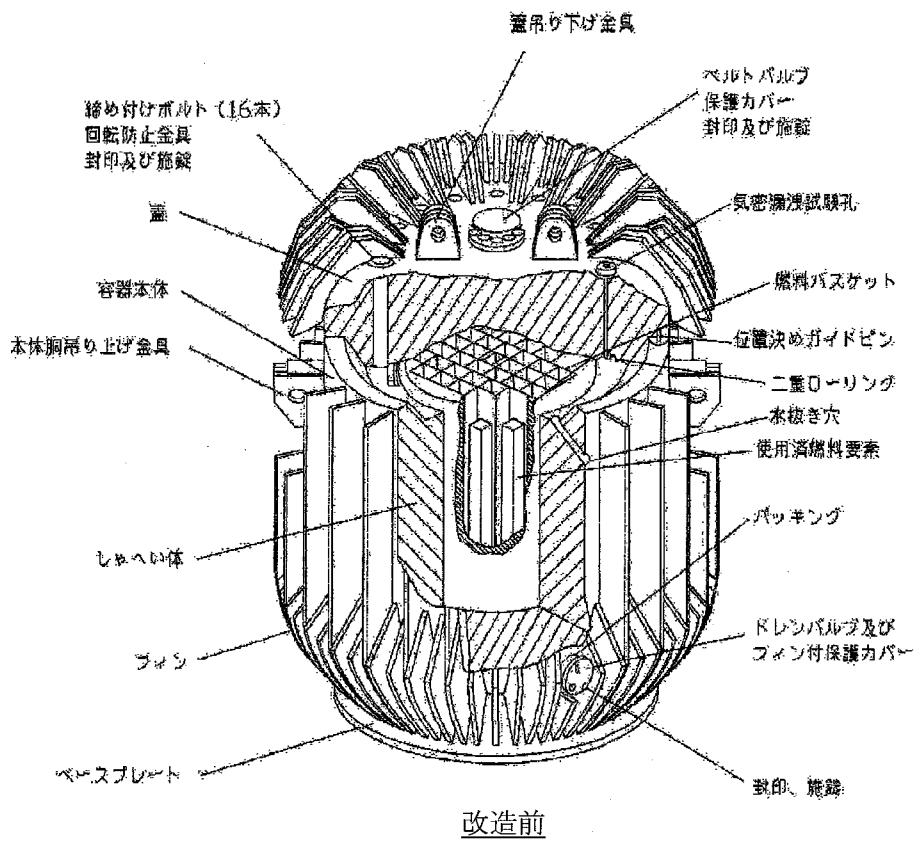
核燃料輸送物設計承認書の交付を受け、平成 17 年 9 月 22 日に文部科学省へ核燃料輸送物設計承認英文証明願の申請を行い、9 月 29 日付けで核燃料輸送物設計承認英文証明の交付を受けた。

2) 米国及び英国ライセンスの申請

平成 18 年度の対米輸送を実施するため、文部科学省から交付された核燃料輸送物設計承認英文証明（写）及び核燃料輸送物設計承認書（写）と英文安全解析書を添えて、米国運輸省（Department of Transportation）及び英国運輸省（Department for Transport）に、それぞれ平成 17 年 11 月 23 日及び平成 17 年 12 月 15 日にライセンス取得のための申請を行った。



第 2.5.14 図 JRC-80Y-20T 型核燃料輸送容器の改造概念図



第 2.5.15 図 JRC-80Y-20T 型核燃料輸送容器の概略図

参考文献

- (1) LS-DYNA, USER'S MANUAL, LIVERMORE SOFTWARE TECHNOLOGY Co.(1989)
- (2) ABAQUS, Non-Linear Finite Element Analysis Program, User's Manual by Hibbitt, Karlsson & Sorensen, Inc. in USA.
- (3) ANSI N14.5-1997 American National Standard for Radioactive Materials-Leakage Tests on Packages for Shipment (1997)
- (4) M.J.Bell, "ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code", ORNL-4628, (1973)
- (5) Sakamoto,Y., Tanaka,S., "QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP (Codes with the Conversion Factors from Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalents)", JAERI-M 90-110 (1990)
- (6) "DOT-3.5-Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code", CCC-276, (1976)
- (7) ORNL RSIC Computer Code Collection "SCALE 4 A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluator" CCC-545

This is a blank page.

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 17 年度の研究炉の施設共用運転（原研時代の名称は「共同利用運転」。以下同じ。）は、JRR-3 が 7 サイクル、JRR-4 が 37 サイクルであった。ここでは、利用設備の利用可能な能力（設備利用能力）に対する利用実績（利用率）の状況について述べる。

第 3.1.1 図に JRR-3 における照射及び実験それぞれの利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 51,044（時間・照射孔）で、平均利用率は約 41% であった。項目別では短時間照射 33%、サイクル照射 14%、長時間照射 18%、均一照射装置によるシリコン照射利用は 100% であった。

また、実験に係る設備利用能力は 105,760（時間・実験孔）で、利用率は全ての設備において 100% であった。

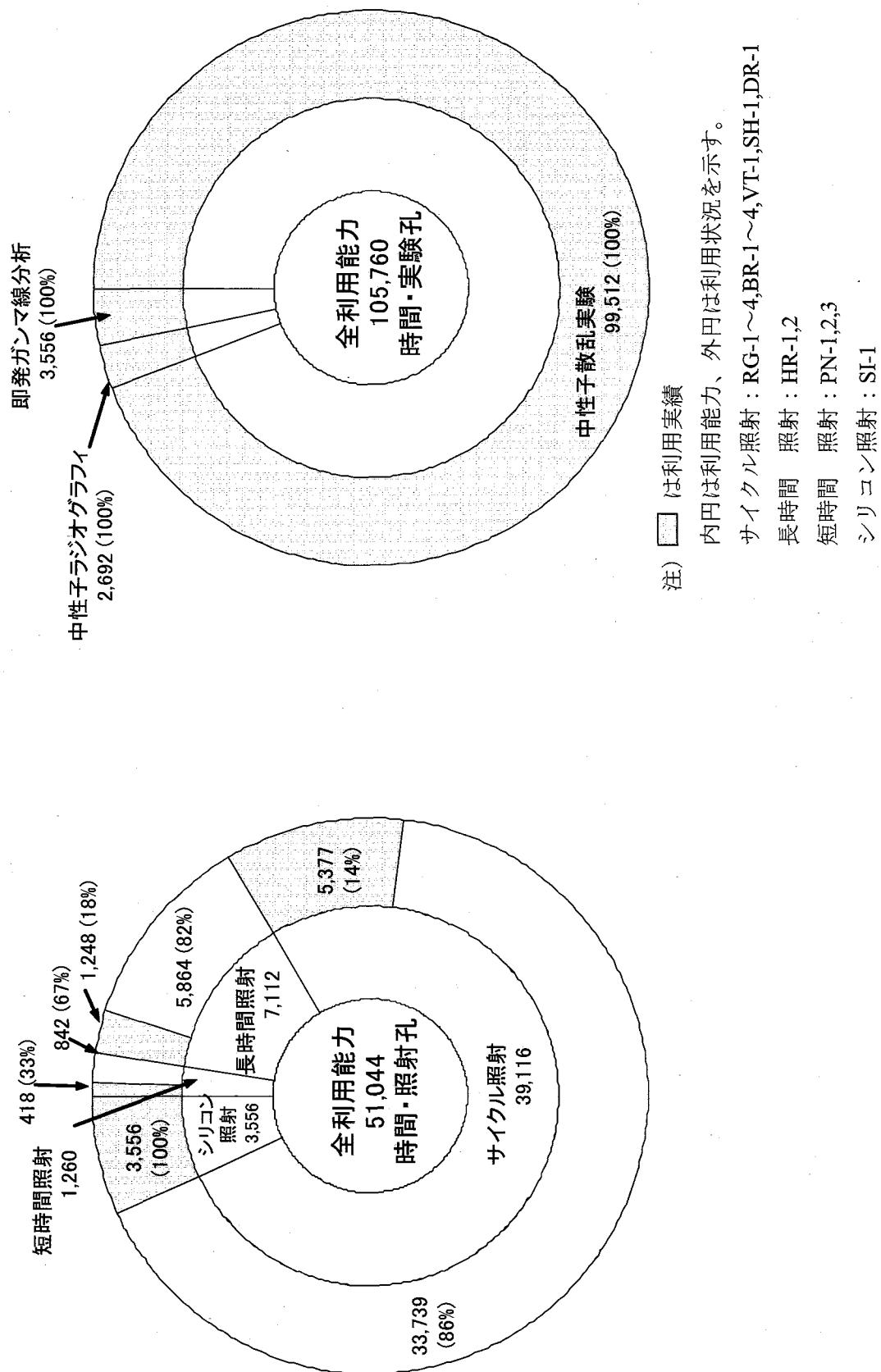
第 3.1.2 図に JRR-4 における照射及び実験それぞれの利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 3,150（時間・照射孔）であり、平均利用率は約 37% であった。項目別では短時間照射 53%、長時間照射 21%、シリコン照射が 37% であった。実験に係る設備利用能力は 2,688（時間・実験孔）で、中性子ビーム設備や即発ガンマ線分析装置の利用率はそれぞれ 50%、96% と高かったが、実験設備の平均利用率としては約 41% であった。

第 3.1.1 表に NSRR における実験（試験）回数を示す。燃料安全評価研究グループ（平成 17 年 10 月以前は原子炉安全工学部・燃料安全研究室）による高度化軽水炉燃料安全技術調査のための照射済酸化ウラン燃料実験を 4 回、熱電対を用いた温度測定の精度向上を図るために熱電対特性試験を 3 回、合計 7 回の実験（試験）を行った。

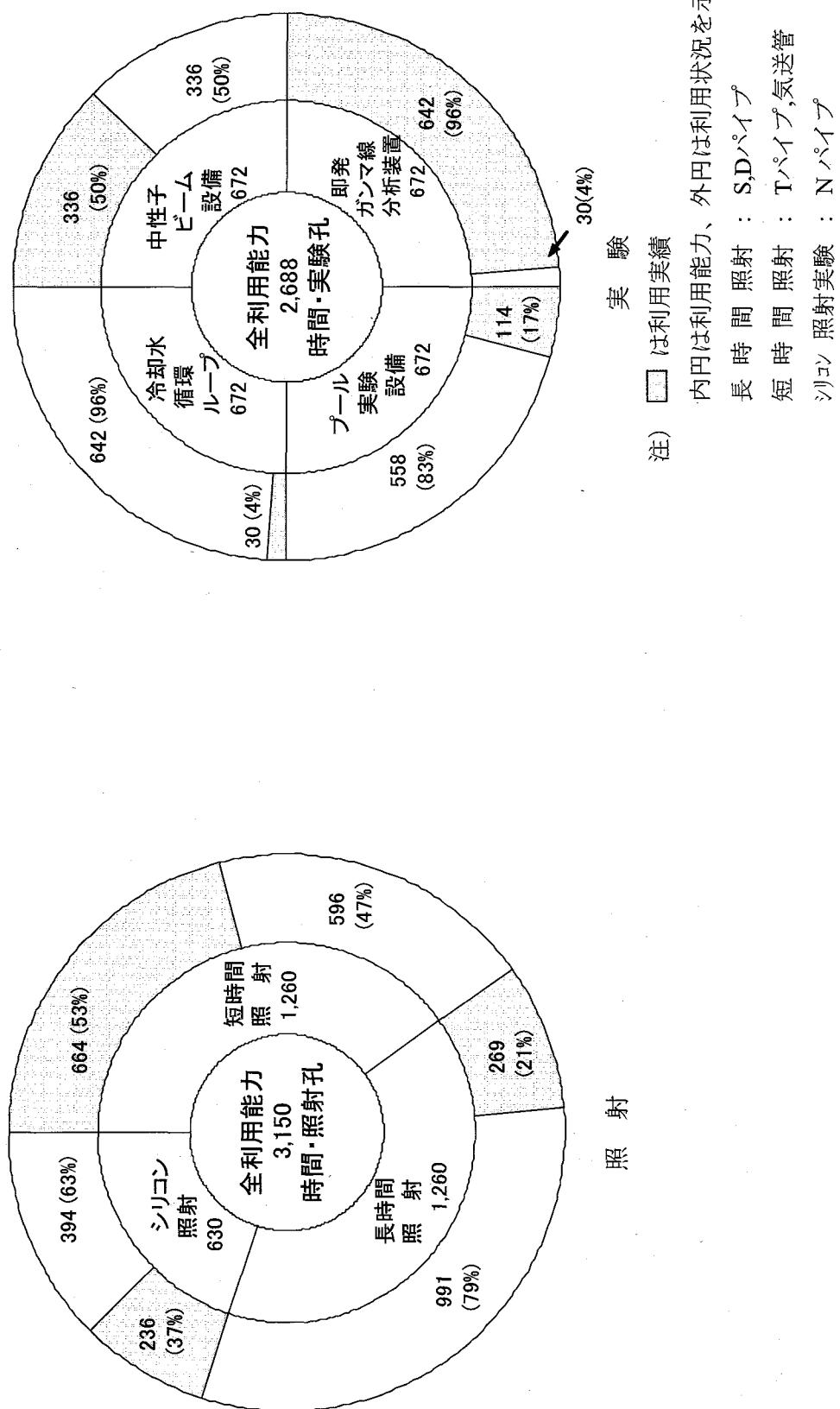
第 3.1.3 図にタンデム加速器の運転状況および利用分野別の日数を示す。運転は 2 度のマシンタイム期間で行なわれ、運転日数は 182 日（約 4300 時間）であった。そのうち超伝導ブースターの運転日数は 34 日で約 19% となっている。昨年度から TRIAC の利用運転も開始され、⁸Li ビームにおいて 12 日間の利用があった。利用分野別日数では核物理が 47%、核化学が 18%、固体・原子物理・照射損傷が 30% で、残り 7% が TRIAC の加速器開発に利用された。

第 3.1.1 表 NSRR における実験（試験）回数

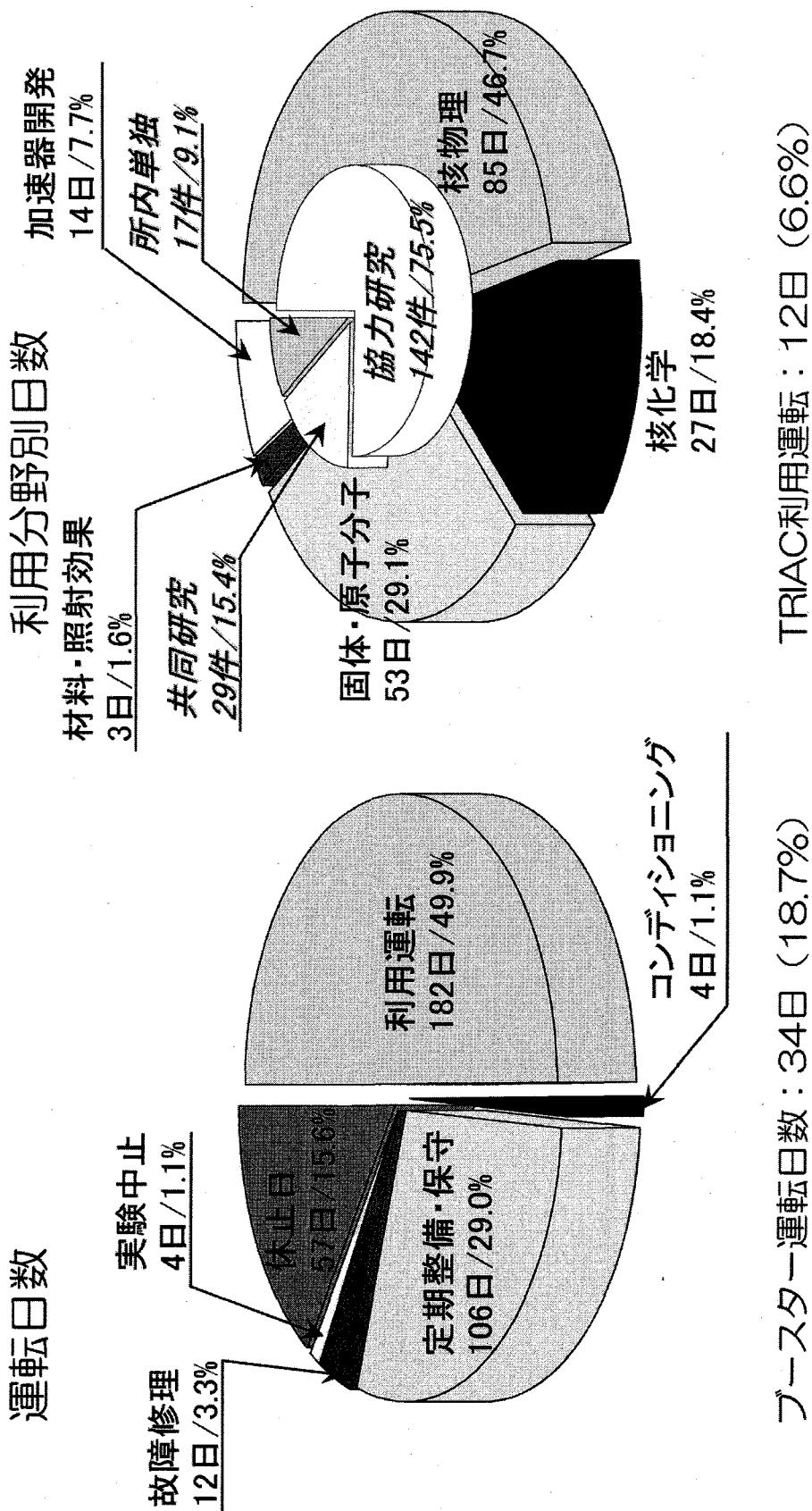
	平成 17 年 9 月 31 日まで (燃料安全研究室)	平成 17 年 10 月 1 日から (燃料安全評価研究グループ)
照射済酸化ウラン燃料実験	2 回	2 回
熱電対特性試験	3 回	0 回
合 計	5 回	2 回



第 3.1.1 図 JRR-3 利用設備利用能力



第3.1.2図 JRR-4利用設備利用能力



第3.1.3 図 タンデム加速器の運転および利用状況

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 633 件、キャップセル個数 2,922 個（シリコン照射を含む）の照射実績であった。

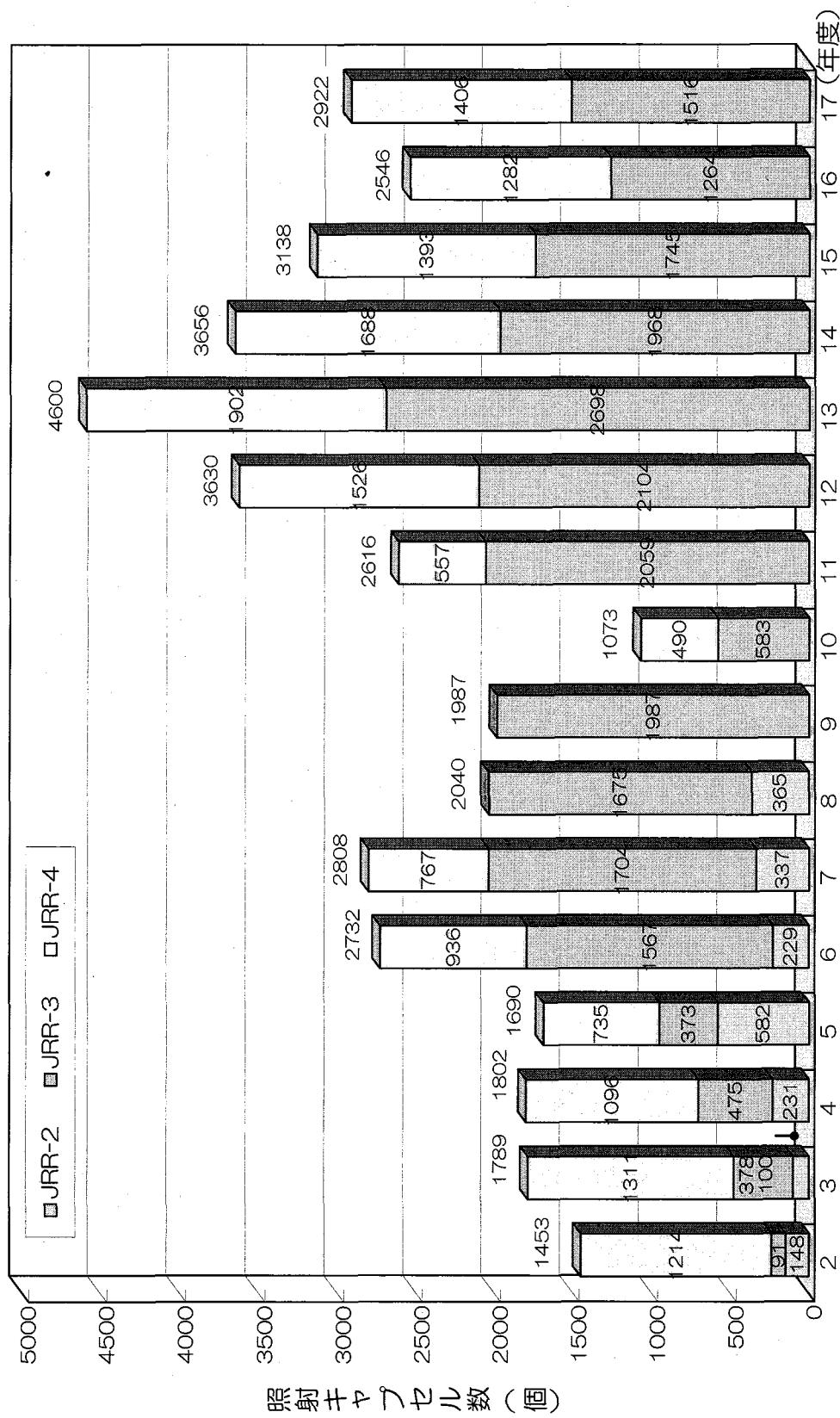
第 3.2.1 表に平成 17 年度の照射利用実績を示す。JRR-3 の照射における利用件数及び照射キャップセル個数は、所内利用 63 件 189 個、所外利用 183 件 1,217 個で合計 246 件 1,406 個の実績であった。JRR-4 においては、所内利用 35 件 184 個、所外利用 352 件 1,332 個で合計 387 件 1,516 個の照射が行われた。

平成 2 年度からの研究炉における照射利用（照射キャップセル数）の推移を第 3.2.1 図に示す。平成 17 年度の実績は平成 16 年度を上回る結果となった。

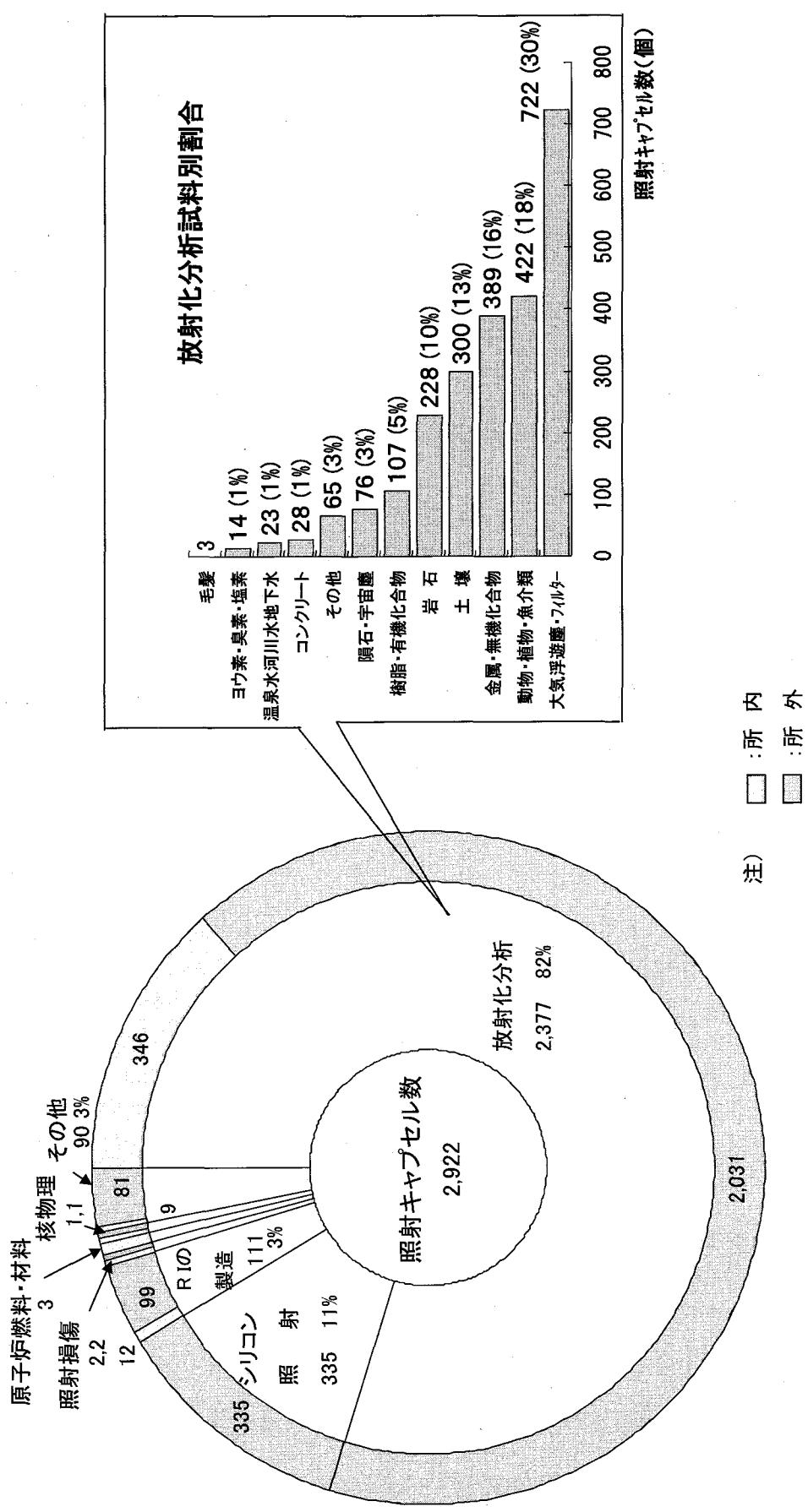
第 3.2.2 図は平成 17 年度の照射利用を目的別に示したものである。例年どおり放射化分析の占める割合が大きかった（82%）。

第 3.2.1 表 研究炉における照射実績（平成 17 年度）

原 子 炉		所 内	所 外	合 計
J R R - 3	件 数	63	183	246
	個 数	189	1,217	1,406
J R R - 4	件 数	35	352	387
	個 数	184	1,332	1,516
合 計	件 数	98	535	633
	個 数	373	2,549	2,922



第3.2.1図 研究炉における照射キャップセルの推移



第3.2.2図 研究炉における照射利用状況

3.2.1 JRR-3における照射

JRR-3では7サイクルの施設共用運転が行われた。第3.2.2表に各サイクルの照射実績を示す。炉心領域の垂直照射設備(VT-1, RG-1~4, BR-1~4)及び重水タンク領域の垂直・回転照射設備(SH-1, DR-1)では継続を含め合計13本が照射された。第3.2.4表及び第3.2.5表にサイクル照射を行う垂直・回転照射設備における照射利用状況を示す。

また、水力照射設備(HR-1, 2)では102個、気送照射設備(PN-1, 2)が152個、放射化分析用照射設備(PN-3)で959個のキャップセルが照射された。

照射目的の分類は第3.2.3図に示すとおり放射化分析、シリコン照射、RI製造、原子炉燃料・材料等の分野で利用された。なお、平成17年度に実施されたシリコン照射の本数(重量)は180本(3,650kg)となった。第3.2.6表にシリコン照射の利用状況を示す。

3.2.2 JRR-4における照射

JRR-4では37サイクルの施設共用運転が行われた。第3.2.3表に照射実績を示す。主に短時間照射を目的とする水力照射設備(Tパイプ)での照射キャップセル数が270個、気送管照射設備(PN)が1,049個であった。

長時間照射用設備の利用では、Sパイプ26個、Dパイプ15個、Nパイプ1個、Nパイプにおけるシリコンの照射は155本(1,667.8kg)であった。

照射目的別の分類を第3.2.3図に示す。放射化分析の占める割合が約8割と最も多く、続いてシリコン照射、RI製造、照射損傷の順となっている。

第3.2.2表 JRR-3における照射実績（平成17年度）

照射孔 サイクル	所 内 の 利 用									所 外 の 利 用									サイクル別合計
	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		
サイクル	件数					3	1	1							6	2	3	1	17
1サイクル (3/29~4/23)	個数					3	1	16							7	3	92	27	149
	継続	(1)																	(1)
2サイクル (5/10~6/4)	件数					1	1								7	3		1	13
	個数					1	1								7	9		6	24
	継続	(1)																	(1)
3サイクル (6/14~7/9)	件数					3	3	1							7	4	4	1	23
	個数					3	3	18							8	6	68	27	133
	継続	(1)																	(1)
4サイクル (7/19~8/13)	件数					3	3			1		1			6	3	1	1	19
	個数					3	3			2		1			6	4	18	30	67
	継続																		(0)
5サイクル (8/23~9/17)	件数					5	2	5							10	17	8	1	48
	個数					5	4	10							18	17	123	30	207
	継続																		(0)
6サイクル (9/27~10/22)	件数	1				5	3	3		1					13	31	5	1	63
	個数	1				5	3	32		2					17	70	196	30	356
	継続																		(0)
7サイクル (11/1~11/26)	件数	1				6	6	6		1					13	15	14	1	63
	個数	1				6	13	53		2					13	15	333	30	466
	継続	(1)																	(1)
サイクル合計	件数	0	2	0	0	0	26	19	16	0	3	0	1	0	62	75	35	7	246
	個数	0	2	0	0	0	26	28	129	0	6	0	1	0	76	124	830	180	1402
	継続	(0)	(4)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(4)

第3.2.3表 JRR-4における照射実績（平成17年度）

照射孔 月		所 内 の 利 用					所 外 の 利 用					月 別 合 計
		Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	
4	件数					2	10	1		4	5	22
	個数					15	11	3		18	42	89
	継続											(0)
5	件数					4	15	2		4	1	26
	個数					29	19	2		20	18	88
	継続											(0)
6	件数	3					13	1		2	2	21
	個数	4					14	1		6	18	43
	継続											(0)
7	件数					3	21	3		4	16	47
	個数					11	22	3		18	147	201
	継続											(0)
8	件数	1				3	15			3	14	36
	個数	3				13	20			17	79	132
	継続											(0)
11	件数	1			1	1	18	4	2	3	10	40
	個数	1			1	8	22	4	4	12	20	72
	継続											(0)
12	件数	1				2	32	2	2	3	11	53
	個数	1				6	48	2	4	12	225	298
	継続											(0)
1	件数	2				6	31	6	1	4	24	74
	個数	2				64	49	7	3	20	160	305
	継続											(0)
2	件数	2					22	4	2	2	13	45
	個数	2					34	4	4	8	157	209
	継続											(0)
3	件数	1				2	15			4	1	23
	個数	1				23	17			24	14	79
	継続											(0)
全 月 合 計	件数	11	0	0	1	23	192	23	7	33	97	387
	個数	14	0	0	1	169	256	26	15	155	880	1516
	継続	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	(0)

第3.2.4表 JRR-3 炉心領域キャプセル照射概要

サイクルNo. (R3-17-**)	0 1 3/28～4/22 (521. 5h)	0 2 5/9～6/3 (123. 8h)	0 3 6/13～7/7 (461. 5h)	0 4 7/18～8/12 (601. 5h)	0 5 8/22～9/16 (601. 5h)	0 6 9/26～10/21 (601. 5h)	0 7 10/31～11/25 (601. 5h)
R G - 1					RGM - 7 0 Aℓ (~18-05 7 #イケル) - 0. 06%	RGM - 7 0 Aℓ (~2#イケル 1203. 0hr)	
R G - 2							
R G - 3	14-05～ RGM - 6 8 H - 0. 11%	防食材料技術開発研究グループ (G, H) (22サイクル 10912. 5hr)			照系技術課 (G) RGM - 7 6 H Fe ◎		
R G - 4							
B R - 1				BRM - 5 4 MgTeO6 ◎			
B R - 2							
B R - 3							
B R - 4							
V T - 1					VTR - 126 Ir VTR - 127 Ir ◎	VTR - 128 Ir VTR - 129 Ir ◎ - 0. 21%	
S H - 1					千代田テクノル VTR - 128 Ir VTR - 129 Ir ◎	VTR - 130 Ir VTR - 131 Ir ◎ - 0. 21%	
D R - 1							
◎: 同時挿入反応度評価 (% Δk/k) キャプセル反応度合計 (% Δk/k)	—	—	—	- 0. 28 - 0. 17	—	—	- 0. 49
備 考	—	—	—	- 0. 28 - 0. 17	—	—	- 0. 55
	→ : 無計装照射キャプセル (※標準キャプセル) → : 計装照射キャプセル				(G) : 混合ガス温度制御 (H) : ヒータ温度制御		

照射孔の配置(は第4.2.2表「JRR-3 照射設備配置図」参照)

第3.2.5表 平成17年度 JRR-3 無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	キヤップセル構造	計装	温度制御	照射孔	照射量※ (μcm^2)	照射サイクル (照射期間)	照射温度 (°C)	キャップセル反応度 (% $\Delta k/k$)
RGM-68H	防食材料技術開発研究グループ	ステンレス鋼	1重気密 8本	K T/C 混合ガス制御 ヒータ制御	RG-3	7.86×10 ²¹ 3.93×10 ²¹	1.4~0.5~1.7~0.3 (2.2サイクル)	300	-0.17	
RGM-70	研究炉技術課	A \varnothing	1重気密	—	RG-1	8.66×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	1.7~0.6~1.8~0.5 (7サイクル)	—	-0.06	
BRM-54	大学共同利用開放研究室	Mg ₃ TeO ₆	1重気密	—	BR-1	4.33×10 ²⁰ 2.17×10 ²⁰	1.7~0.4 (1サイクル)	—	—	
VTR-126	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	1.7~0.4 (1サイクル)	—	-0.28	
VTR-127	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	1.7~0.4 (1サイクル)	—	—	
VTR-128	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	1.7~0.6 (1サイクル)	—	-0.21	
VTR-129	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	1.7~0.6 (1サイクル)	—	—	
VTR-130	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	1.7~0.7 (1サイクル)	—	—	
VTR-131	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	1.7~0.7 (1サイクル)	—	-0.49	
RGM-76H	照射技術課	F e	1重気密 12本	K T/C 混合ガス制御	RG-3	4.33×10 ²⁰ 2.17×10 ²⁰	1.7~0.7~ (1サイクル)	400	—	

※上段：熱中性子照射量

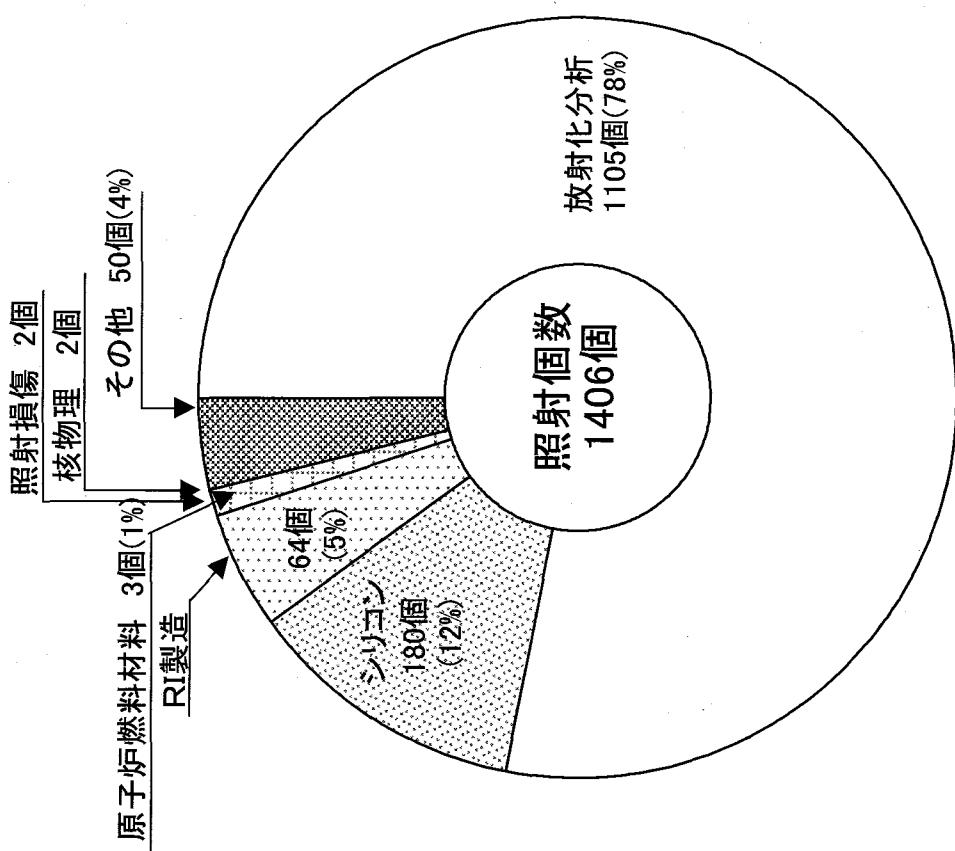
下段：高速中性子(>1 MeV)照射量

第3.2.6表 シリコン照射実績（平成17年度）

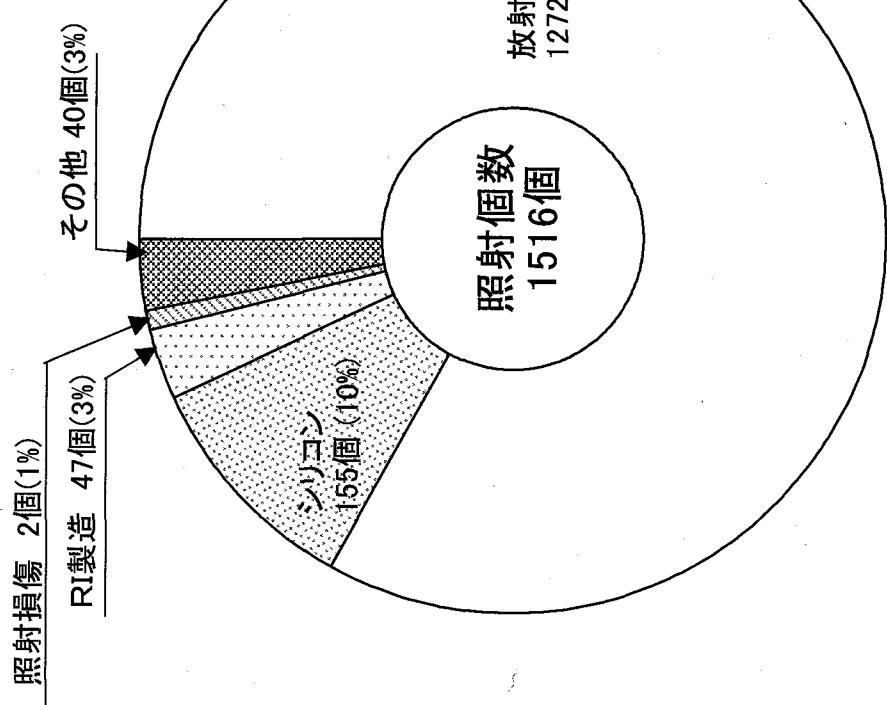
サイクル	JRR-3(SI-1)	
	本数	重量(kg)
1	27	547.430
2	6	134.918
3	27	594.061
4	30	665.518
5	30	556.236
6	30	598.452
7	30	553.284
小計	180	3,649.9

月	JRR-4(Nパイプ)	
	本数	重量(kg)
4	18	205.382
5	20	227.858
6	6	67.702
7	18	199.003
8	17	185.638
11	12	136.706
12	12	131.364
1	16	183.164
2	12	134.870
3	24	196.160
小計	155	1667.8

合計 335 本
5,317.7 Kg



JRR-3



JRR-4

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、所内利用 467 件(2,696 件・日)、所外利用 532 件(2,623 件・日)で合計 999 件(5,319 件・日)であった。

JRR-4においては、プール実験設備、中性子ビーム設備及び冷却水循環ループを利用して様々な実験が行われた。利用件数及び利用延べ日数は、所内利用 65 件(135 件・日)、所外利用 45 件(57 件・日)で合計 110 件(192 件・日)であった。

第 3.3.1 図に研究炉における実験利用（延べ日数）の推移を示す。JRR-3 と JRR-4 を合わせた利用延べ日数は 5,511 件・日であった。

3.3.1 JRR-3 における実験

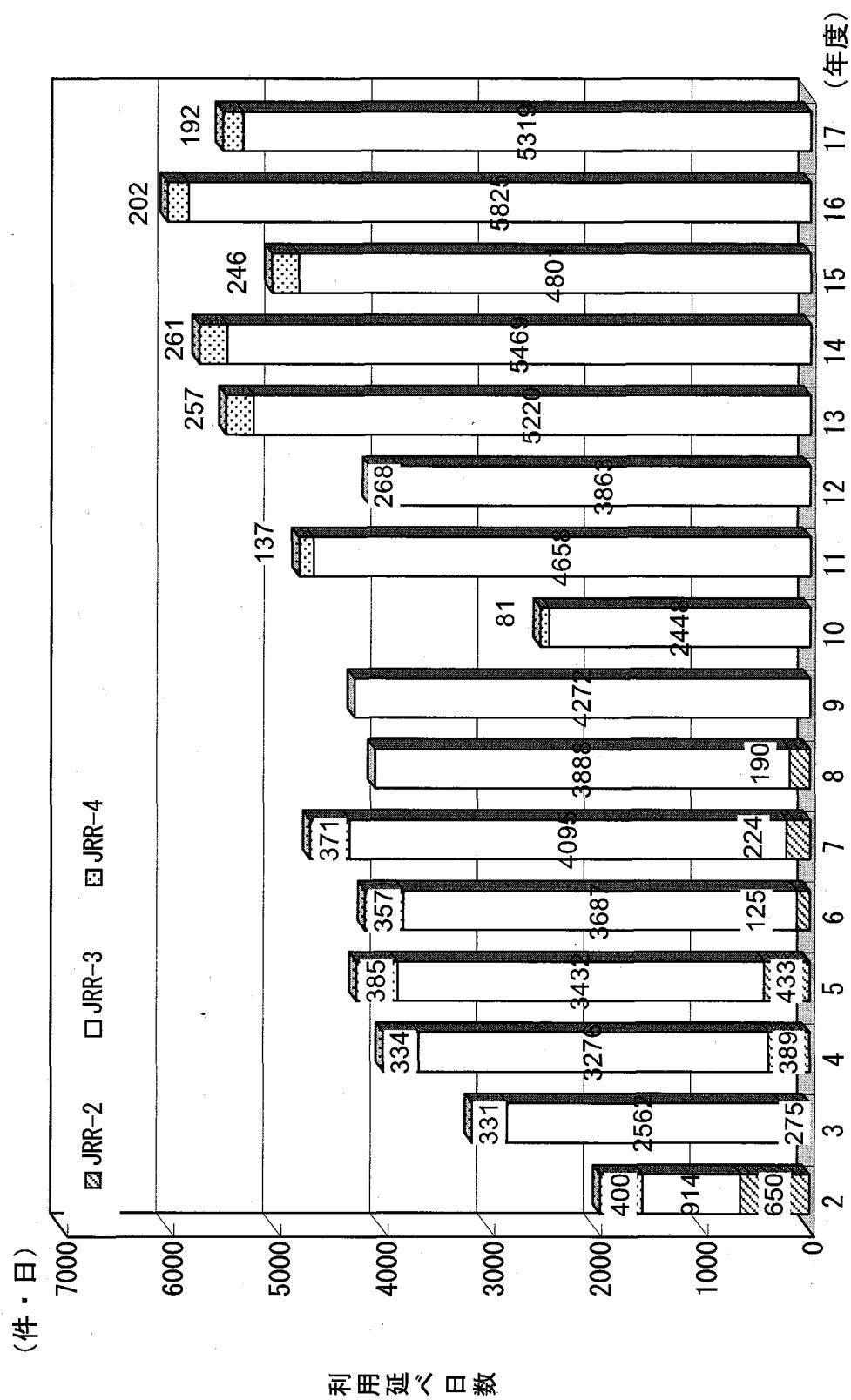
中性子散乱実験では、中性子回折装置や中性子分光器を用いてナノ材料の構造・機能の解明、電池材料等エネルギー関連材料、磁性材料、超伝導材料、高分子材料及びタンパク質等生体物質の機能や構造解明のための実験が行われた。また、民間企業による残留応力測定や工業製品の結晶構造解析なども実施された。装置開発分野では、パルス中性子散乱装置の開発、スーパーミラーを用いた中性子反射特性や中性子ベンダーの研究が実施された。

第 3.3.2 図及び第 3.3.3 図は、中性子散乱の実験目的を分類し、利用日数、テーマ数、利用者延べ日数をグラフ化したものである。これを見ると磁性の研究が最も多く、次いで物質の構造研究、装置開発、超伝導研究、高分子の研究等の順になり相変わらず磁性の研究が活発である。グラフ中のその他は機器調整や実験準備である。

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

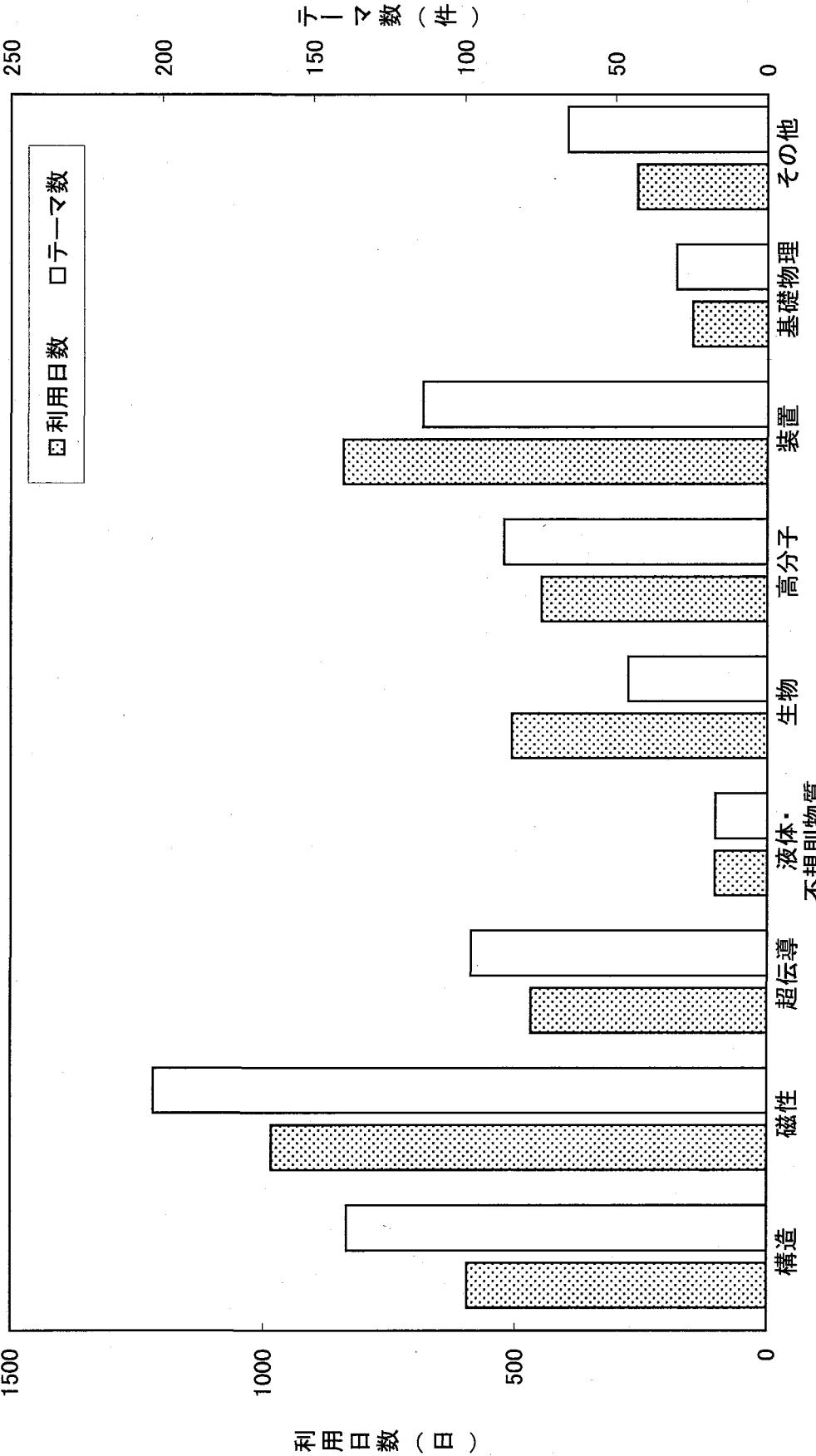
即発 γ 線分析 (PGA) では、火山岩、隕石、重金属汚染試料、大気浮遊塵等の分析が実施された。

平成 17 年度の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、所内 7,909 人・日、所外（殆どが大学関係）7,324 人・日で合計 15,233 人・日の実績であった。



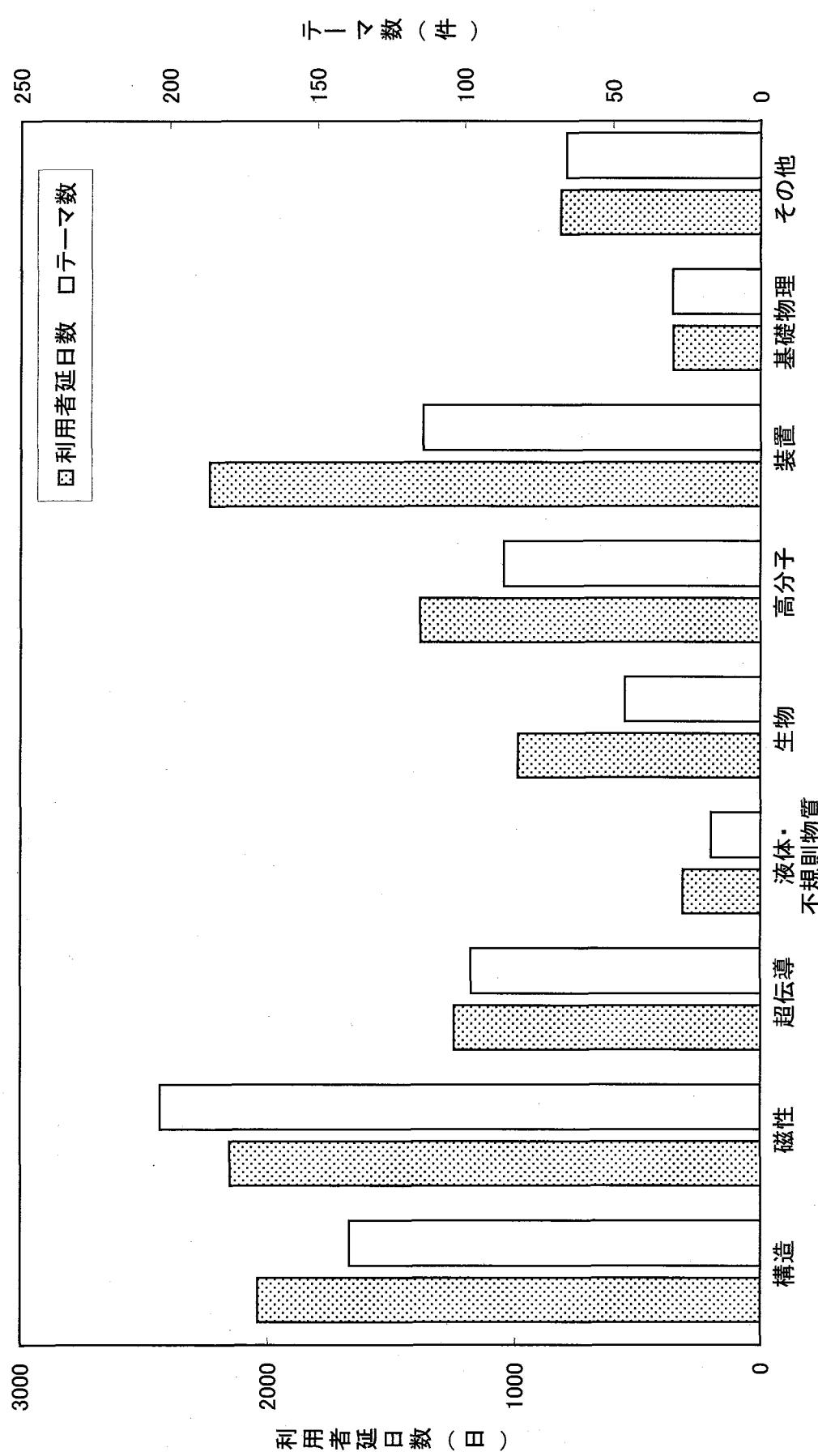
第3.3.1図 研究炉における実験利用状況

250



第3.3.2図 中性子散乱実験分野別利用状況 (I)

1500



第3.3図 中性子散乱実験分野別利用状況(II)

3.3.2 JRR-4における実験

プール実験設備では、簡易照射筒を利用して原子力発電所で使用する中性子検出器の感度試験、電離箱の中性子照射試験、フィッショング・トラック年代測定のための照射が実施された。即発 γ 線分析装置を用いた実験としては、血液中のボロン濃度測定、排水中のホウ素濃度測定が実施された。

中性子ビーム設備においては、 α 線トラックによる各種鉄鋼材料中微量ボロンの観察、中性子イメージング検出法の開発実験、中性子捕捉療法（医療照射）、ラット及びマウスを用いた中性子捕捉療法のための基礎的・臨床的研究、医療照射時の線量評価システムの開発を目的とした実験等が行われた。

冷却水循環ループでは、 ^{16}N γ 線による放射線測定器の高エネルギー特性試験が実施された。

また、その他として国際原子力総合技術センターの研修生による原子炉の運転実習や制御棒校正実験（原子炉工学課程）が実施された。

JRR-4の実験における利用者延べ人数は、所内395人・日、所外187人・日で合計582人・日の実績であった。

3.3.3 NSRRにおける実験

原子炉本体を用いたパルス照射燃料実験では、昨年度末より開始された高燃焼度 $\text{UO}_2 \cdot \text{MOX}$ 燃料の安全性研究実験が引き続き実施され、定期点検を挟み合計4実験を実施した。実験燃料を使用しない実験として、NSRR実験で使用している計装（熱電対・圧力計）の Strain-gage のパルス・ノイズと γ -ray Heating の影響を調べる計装確認特性試験を合計3実験行った。また、炉外特性試験として平成18年度に実施する高温高圧実験用に開発した新型 NSRR 実験カプセルの確証試験及び組立予備試験、新規に製作した熱電対溶接装置の特性試験を実施した。

3.3.4 タンデム加速器における実験

(1) 利用概況

平成 17 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 表のとおりで、ほぼ近年の状況と同じである。そして、利用実施状況を研究分野別に見ると、第 3.3.2 表の結果となった。加速器開発の実験 14 日は主に TRIAC 関係のイオン源と加速器の実験である。また、利用形態では第 3.3.3 表に示すとおりで、協力研究の 75.5% は例年よりやや少ないが、KEK との TRIAC を用いた共同研究が後半始まったため、共同研究が例年より増えている。

第 3.3.1 表 平成 17 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	8
共同・協力研究	43
実験課題申込件数	68
所外・機構外利用者延べ人数	180
所内・機構内利用者延べ人数	180
利用機関の数	45

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 [%]	利用回数 [回]
核物理	85	46.7	32
核化学	27	18.4	13
固体・原子物理・照射損傷	56	30.7	41
加速器開発	14	7.7	7
合計	182	100	93

第 3.3.3 表 利用形態毎の利用件数と比率

利用形態	利用件数 [実験回数]	利用比率 [%]
協力研究	142	75.5
共同研究	29	15.4
所内・機構内単独利用	17	9.1

(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	17	14	9
核化学	3	9	18
固体物理・原子物理・材料の照射効果	17	15	32
加速器の運転・開発	7	4	3
合計	44	42	62

(3) 研究分野別主な実験成果

1) 核物理研究

- Z=112,113 の超重元素の合成に関する参考データとなる $^{70}\text{Zn}+^{208}\text{Pb}$ 及び $+^{209}\text{Bi}$ の反応における核融合障壁の分布を測定した。
- RMS 及び TRIAC からの ^8Li ビームを用いて天体核反応 ^8Li (d,p) , (d,p) 及び (d, α) の反応率を測定した。
- 核分光による核構造研究では、放射性核種ターゲットと 18.0MV で加速した ^{18}O ビームとの 2 中性子移行反応でできる ^{250}Cm の基底状態のバンド構造を明らかにした。
- 多重ガンマ線検出装置 (GEMINI-II) を利用して、TRIAC を用いた放射性 Xe に関する入射粒子クーロン励起の予備実験を行った。

2) 核化学研究

- Z=104 のラザフォージウム Rf を ^{248}Cm ($^{18}\text{O}, 5\text{n}$) ^{261}Rf 反応で生成し、単原始測定法により化学的性質を調べた。

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- 反跳生成核分離装置(RMS)及び TRIAC からの放射性イオン ^8Li ($T_{1/2}=0.84\text{sec}$) のビームを用いて、超イオン電導体 $\beta\text{-LiGa}$ 中の Li イオンの拡散挙動を崩壊 α 線の測定により直接測定することに成功した。拡散係数の急激な変化が -30°C 付近で観測され、秩序-無秩序転移を示すものとして研究している。
- 物質中の高速イオンの挙動を調べる目的で、重イオンスペクトロメーター (ENMA) を用いて、入射エネルギー 2.0MeV/u のイオンビーム S が電荷分布の非平衡領域である極薄い炭素薄膜 ($0.9\text{-}10.0 \mu\text{g/cm}^2$) を通過した後の多価 S イオンの電荷分布変化を系統的に測定した。
- 軽水炉 UO_2 燃料中で発生する照射欠陥と核分裂生成物の蓄積過程及び組織変化過程を解明するために、 UO_2 模擬物質である CeO_2 への Xe イオン照射を行った。イオントラックの照射温度効果、照射量依存した表面の微細組織変化などについて情報が得られている。
- 絶縁体と金属といった異種元素間のミキシングが高エネルギー重イオン照射でどのように起こるか、磁性の変化などの測定から研究が進められている。

4) 加速器開発

加速器開発の実験成果については 4.6.3 及び 4.6.4 で述べる。

(4) 参考資料 [実験装置一覧]

第 3.3.5 表はタンデム加速器施設で利用されている実験装置である。

第 3.3.5 表 タンデム加速器施設の主な実験装置

ターゲット室	ビーム ライン	実験装置名	装置の概要・利用目的
軽イオンターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	L-1	照射チェンバー	固体材料への単純照射
	L-2	照射チェンバー	固体材料への均一照射、
	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
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	低温で温度を変えその場測定のできる装 置、 固体材料への均一照射
	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 (GEMINI-II)	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	現在使用していない	
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

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

(1) JRR-1 実験室

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

平成 17 年度に実施された実験項目は 5 件、実験延べ日数は 128 日であった。

(2) JRR-3 実験室

JRR-3 実験室では、気送管照射設備で照射した土壤、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、半導体材料、マウスやラット臓器などの生体試料等幅広い分野における試料の放射化分析が実施された。放射化分析以外では、鉱物のフィッショング・トラック年代測定用試料の作製が行われた。その他として、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 17 年度に実施された実験項目は 19 件、実験延べ日数は 121 日であった。

(3) JRR-4 実験室

JRR-4 実験室では、気送管や水力照射設備で照射した土壤、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、マウスやラット臓器などの生体試料等幅広い分野における試料の放射化分析が実施された。放射化分析以外では、鉱物のフィッショング・トラック年代測定用試料の作製、TLD 素子の放射化特性測定が実施された。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 17 年度に実施された実験項目は 23 件、実験延べ日数は 96 日であった。

3.3.6 医療照射

平成 17 年度の医療照射は、JRR-4において 12 回実施された。これらの照射はいずれも順調に終了した。なお、第 3.3.6 表に平成 17 年度実施した医療照射の概要を示す。

第 3.3.6 表 JRR-4 医療照射実績

	実 施 日	患 者	病 名
1	2005. 4.26	日本・女性	皮膚癌
2	2005. 5.11	日本・女性	脳腫瘍
3	2005. 7. 6	日本・女性	脳腫瘍
4	2005. 8.17	日本・男性	頭頸部腫瘍
5	2005. 8.17	日本・女性	脳腫瘍
6	2005. 12. 7	日本・女性	脳メラノーマ
7	2005. 12.12	日本・男性	頭頸部腫瘍
8	2005. 12.20	日本・女性	脳腫瘍
9	2006. 2.15	日本・男性	頭頸部腫瘍
10	2006. 3.15	日本・女性	頭頸部腫瘍
11	2006. 3.29	日本・女性	脳腫瘍
12	2006. 3.29	日本・女性	脳腫瘍

3.4 保守・整備

3.4.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成 17 年度の JRR-3 照射利用施設の施設定期自主検査は、平成 17 年 11 月 28 日から平成 18 年 3 月 17 日まで実施した。水力・気送照射設備等の照射設備及び詰替セルについて定常的点検を実施し、異常のないことを確認した。

(2) 保守・整備

平成 17 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) 気送照射設備の転送機分解点検

気送照射設備の PN-1 及び PN-2 で使用している転送機（メタルタッチボール弁）は、照射試料のそう入・取り出しを行うための流路の切替、照射試料通路の切替等を行う重要な機器であり、この転送機の分解点検を実施した。分解点検では、ボール弁のジクスとシートリング及びパッキン類等の交換、外観点検、漏えい検査及び作動検査等を実施した。その結果、ラビット（試料容器）のそう入及び取り出しが円滑に行なえ、所定の性能を満足し、正常に作動することを確認した。

2) PN-3 自動試料交換装置のサンプルチェンジャー更新

PN-3 自動試料交換装置は、多数の分析試料を自動的に交換・測定する装置である。本装置の主要な機器であるサンプルチェンジャー（多関節ロボット）は、老朽化により試料交換に失敗し測定が停止する不具合が発生することから最新の多関節ロボットに更新した。これにより試料の交換が円滑に行われ終夜連続測定が可能になった。

3) PN-1 循環プロワーのモーター交換

R3-18-01 サイクルの準備週に PN-1 循環プロワーのモーターから異音が認められたため、分解点検を行った。その結果、軸受けベアリング内部からの油流出及びベアリングハウジングの摩耗がみられ、これらが異音発生の原因であったことが判明した。修理不能であることから予備のモーターと交換した。

4) 炉室バルブ制御盤No.2 のシーケンサーCPU 交換

第 7 サイクルの 11 月 20 日に炉室バルブ制御盤No.2 より「アンサー異常」の警報が発生した。現場を調査した結果、炉室バルブ制御盤No.2 の盤内シーケンサー（プログラムコントローラー）の CPU エラーの LED 点灯と液晶パネルの異常表示を確認した。保守ツールを用いて故障コードを確認した結果、CPU のメモリ異常であることが判明した。このためシーケンサ用 CPU の交換を実施し、水力気送照射設備が正常な状態に復旧したことを確認した。CPU を交換するに当たっては、バックアップ用のフラッシュメモリを搭載した最新の CPU に交換した。これにより、電源の OFF→ON にて自動的にバックアップ用フラッシュメモリから正常なプログラム書き込みが可能になり容易に復旧することが可能になる。

5) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（以下「CNS」という。）の運転は、原子炉運転に合わせて 7 サイクルを実

施した。R3-17-03 サイクルにおいてヘリウム圧縮機オイル漏れ補修作業のための計画外停止、同サイクルに停電による計画外停止があった。その他のサイクルにおける運転について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、減速材容器更新作業、安全弁、遠隔操作弁の点検及び警報設定器等の更新を実施した。ヘリウム冷凍設備については、安全弁、オイルポンプ、オイルクーラー・アフタークーラー、冷却水ポンプ、手動弁等の点検を実施した。また、ヘリウム圧縮器No.1 を工場に持ち込んで分解点検を行い、あわせて吐出弁の開度計を耐震型に改造した。各設備の点検終了後、総合機能試験を実施し、各機器が正常に作動することを確認した。

3.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

平成 17 年度の JRR-4 は 37 週（サイクル）の運転を計画していたが、6 月 10 日に制御棒の挿入障害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つたため、36 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 17 年 8 月 22 日から平成 17 年 11 月 11 日までの期間実施された。また、平成 18 年 2 月 20 日から平成 18 年 3 月 3 日までは保守点検期間であった。これらの期間に実施した照射設備等の主な保守・整備は以下の内容である。

(1) 照射設備等の施設定期自主検査及び自主検査

1) 中性子ビーム設備

ビーム実験要素の外観検査、簡易遮へい体、簡易遮へい体各シャッタ、重水タンク各機器について外観検査、作動試験及び絶縁抵抗検査を行い、正常であることを確認した。また、照射台、ガス供給装置、BNCT 用生物監視装置などの医療照射設備についても点検を行い、異常がないことを確認した。

2) 気送管照射設備

照射筒、配管、サポートの外観検査、設備の動作、漏えい試験、制御装置の外観検査及び絶縁抵抗検査を行い、正常であることを確認した。またインターロック用の線量計（1 台）及びセル内線量計（1 台）の点検校正を行つた。

3) 簡易照射筒設備（S, D, N パイプ）

照射筒、照射用ホルダの外観検査、設備の動作試験、制御装置の外観検査及び絶縁抵抗検査を行い、正常であることを確認した。

4) 簡易照射筒設備（T パイプ：水力照射設備）

照射筒、詰替セル、配管の外観検査、設備の動作試験、制御装置の外観検査及び絶縁抵抗検査を行い、正常であることを確認した。また水中取出器内の線量計（2 台）及びセル内線量計（1 台）の点検校正を行つた。

5) プール実験設備（簡易照射筒）

照射筒、線量計ガイド、台座、ワイヤ、据付架台について外観検査を行い、正常であることを確認した。また照射筒内の除染作業を実施した。

6) プール実験設備（即発 γ 線分析装置）

外観検査、動作試験及び絶縁抵抗検査を行い、正常であることを確認した。

7) 冷却水循環ループ

制御回路の絶縁抵抗検査、配管の外観検査、ポンプの動作試験等を行い、正常であることを確認した。

8) 散乱実験設備

散乱実験孔遮へい体の外観検査を行い、正常であることを確認した。

(2) 照射設備等の保守・整備

1) 気送管照射設備

気送管照射設備のプログラムを一部変更して、キャップセル照射中に何らかの要因で制御システムが異常停止しても、回収ボタンを押すことによりキャップセルを炉心から保管庫まで自動的に取り出すことができる機能を追加した。

2) 医療照射設備

患者を最適な照射位置にセッティングするための照射台に、電源ユニットのトランス容量不足が起因すると思われる動作異常が発生していたため、修理した。トランスを容量の大きなものに交換した後は、動作異常は全くなくなった。

3) プール実験設備（即発 γ 線分析装置）

中性子導管駆動部のトルクリミッターが、長年の使用による劣化で滑りだし中性子導管の旋回動作に支障をきたしていたため、構成部品である摩擦板とトルク調節ボルトを新品に交換した。

(3) 実験室の保守整備

1) 生物実験室の整備

生物実験用の機器整備として、原子力研修センターのミクロトーム、光学顕微鏡、蛍光顕微鏡、ドライオーブン、イメージングプレート（IP）読取システム、実験棚、電気泳動層等をホット実験室奥に移設した。IPリーダであるBAS3000を中性子用のNIPを読み取れるよう調整し、画像処理能力を向上させるため専用パソコンコンピュータを整備した。

2) 放射化分析装置の点検及び保守

実験室に設置されている放射化分析装置の定期点検を実施した。主な点検内容は、高圧電源、アンプ、アナログデジタルコンバータ（ADC）、多重波高分析器（MCA）等測定系の点検調整及び各検出器の分解能・検出効率測定等である。また、自動試料交換装置遮へい扉（重量約100kg）の蝶番部が変形し、扉の開閉に支障をきたしていたため修理した。

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17年度のNSRRの定期自主検査は、平成17年10月3日から平成17年12月28日の期間に計画どおり実施し、異常のないことを確認した。

1) カプセル装荷装置（A型）

鉛シャッター及び胴部の遮へい体について目視により外観検査を行い、巻き上げ装置、ロードセル等については作動検査及び絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

2) セミホットケーブ上部台座

γゲート用鉛シャッターについて外観、作動、インターロック及び絶縁抵抗検査を行い、異常のないことを確認した。

3) セミホットケーブ

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

4) セミホットセル

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

5) 貯留タンク

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

6) 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、負圧計については校正検査を、制御盤については絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

7) 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及び風速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) 実験カプセル組立・解体装置の制御プログラムの追加

現在、使用している実験カプセル組立、解体装置のボルト締め付け機及び回転ピットの制御プログラムは、大気圧水カプセルを専用に組立てるための仕様になっている。平成18年度より、形状の異なる高圧水カプセル実験が開始されるにあたり、大気圧水カプセルと高圧水カプセルの組立、解体作業が共用できるように、実験カプセル組立・解体装置に新たに高圧水カプセルの組立・解体に必要なボルト締め付け機のアーム座標軸、回転ピットのボルト穴停止位置に関する制御プログラムの追加を行い、正常に作動することを確認した。

2) 燃料輸送容器の操作盤の改良

照射済燃料（実験前、実験後）を燃料輸送容器（DSF-82Y-15T型輸送容器）に収納又はケーブへの搬出入作業の際に、操作盤でインチング操作を行った時にノイズにより懸吊機が停止する事象があったので操作盤内にノイズ除去対策として(1)遮蔽板の設置、(2)駆動モータノイズ吸収素子の設置、(3)ロードセル表示器の電源及び信号線の分離を行った後、手動運転及び自動運

転を行い、手動運転に関しては、繰り返し作動させかつインチングによる連続操作、自動運転に関しては、運転中に非常停止をかける等の確認を行い、十分な効果のあることを確認した。

3.5 施設共用

当機構は、原子力に関する研究開発を総合的、計画的かつ効率的に行い、人類社会の福祉及び国民生活の水準向上に貢献するとともに、これらの成果の普及の一環として施設の外部利用を目指すこととなった。

この趣旨に沿って、今後、当機構が保有する施設をより一層、外部の多くの方々に利用していただくため、新たな施設利用の制度として「施設共用」制度を定め、共用施設の利用に係る研究課題を成果公開及び成果非公開に分け、年2回半期ごとに公募することとなった。このため、当機構が所有する共用施設の適切な利用を進めるために施設利用協議会を設置し、外部の学識経験者の参画を得て、施設共用に係る基本的な運営方針を審議することとなった。この施設利用協議会の下に6つの専門部会が設置され、このうち研究炉加速器管理部として以下の3つの専門部会を事務局として運営することとなった。また、医療照射に係る施設共用については、従来の医療照射専門部会が廃止されたため、原子力科学研究所に設置した研究炉医療照射委員会において別途実施することとした。

3.5.1 炉内中性子照射等専門部会

当専門部会が対象とする共用施設は燃料・材料照射や放射化分析等を目的とする照射利用及び照射後試験のための施設で、JRR-3、JRR-4、JMTR、常陽、燃料試験施設である。当専門部会の事務局は研究炉加速器管理部、技術開発部利用調整課（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。平成17年度は第1回炉内中性子照射等専門部会を東京事務所第2会議室で3月7日（火）に開催した。主な議題は、①「施設共用」制度、②共用施設における利用状況と計画、③平成18年度上期施設共用研究課題（成果公開）の審査、④その他についてであった。

研究課題の審査においては、成果公開による申請7件（JRR-3: 2件、JRR-4: 4件、常陽: 1件）に対して、すべて採択することとした。なお、成果非公開による申請は0件であった。

委員からの要望として、JMTR停止に伴う大学共同利用に係るキャプセル製作について、キャプセルの準備・製作・照射・照射後試験に至る一連の流れに関するコーディネーションについて機構として検討し、対応して欲しいとの依頼があった。

3.5.2 中性子ビーム利用専門部会

当専門部会が対象とする共用施設は中性子散乱実験及び医療照射等を目的とする中性子ビーム利用に係わる施設及び設備で、JRR-3、JRR-4である。平成17年度は第1回中性子ビーム利用専門部会を東京事務所第1会議室で3月6日（月）に開催した。主な議題は、①「施設共用」制度、②共用施設における利用状況と計画、③平成18年度上期施設共用研究課題（成果公開）の審査、④施設共用に係る必要事項、⑤その他についてであった。

研究課題の審査においては、成果公開による申請28件（JRR-3: 26件、JRR-4: 2件）に対して、すべて採択することとした。また、成果非公開による申請は3件であった。

委員からの要望として、JRR-3の運転計画について4月、5月の時期を避けて運転して欲しいとの依頼があった。また、JRR-3ビーム実験装置の将来計画に関する検討を行う「3号炉の研究

設備検討委員会」を今後も継続させて、さらに具体的な検討を行っていきたいとの報告があった。

研究設備の現状報告においては、多目的単色熱中性子ビームポート「武藏」(T2-3) の新設、中性子小角散乱装置 (SANS-J) の高度化、冷中性子源装置減速材容器の交換などに関する報告があった。

3.5.3 タンデム加速器専門部会

(1) 第1回タンデム加速器専門部会

原子力機構は平成18年度から施設共用を推進する一方、これまでの一つの利用形態であった協力研究を廃止することとした。タンデム加速器も施設共用計画に参画することとし、産学連携推進部の指導の下に準備を進めた。

利用者との協議の結果、第3.5.1表に掲げる7つの実験装置が公募対象装置となった。公募は産学連携推進部により実施され、平成18年度上期に向けての公募の結果は、21日の応募があり、内訳は第3.5.2表の通りである。

平成16年度までのタンデム加速器専門部会は協力研究を軸とする利用に関する外部委員による協議の場であったが、平成17年度からはタンデム加速器専門部会は利用施設共用の課題審査とその審議の場に変わった。第1回タンデム加速器専門部会は平成18年3月10日に開催された。以下は議題の抜粋である。

- 1) タンデム加速器の運転状況について
- 2) 新利用形態について
- 3) 利用課題応募状況について
- 4) 課題審査の実施
- 5) まとめ・その他

応募状況は成果公開型7課題で要求日数は21日であった。成果非公開型は0件であった。課題審査では応募のあった施設共用の成果公開型7課題〔第3.5.3表参照〕について口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果全7課題が採択され、採択日数は要求通り21日となった。

(2) 施設共用以外の課題審査会について-1〔共同研究と機構内単独利用〕

施設共用以外の機構自己使用枠の利用形態については、共同研究と機構内単独利用がある。共同研究の内TRIACを用いたKEKとの共同研究は別途次の項目で述べる。平成17年度まで協力研究で研究を進めてきた機構内利用者は共同研究でタンデム加速器施設を利用することとなった。研究部門で計画する共同研究は原則的には施設側の主催する専門部会で審査する必要はない。しかし、複数の部門間で限られたマシンタイムを分捕り合戦で決めたのでは透明性・公平性に欠ける。そこで、タンデム加速器専門部会とは別に審査会を設け、各課題を従来のように審査し採択日数を決めることとした。自己使用枠課題の審査会委員としてはタンデム加速器専門部会の専門委員にお願いしている。

自己使用枠課題の審査会では申込のあった25課題〔第3.5.3表参照〕の審査を行った。その内14課題は口頭説明を入れて行われた。残りの11課題は時間不足のため書類審査とし、次回の審査会で口頭説明を行って採択日数を再評価することとした。25課題の合計要求日数は231

日で、日数枠は約 110 日であり、110 日を目標に日数審査をお願いした結果、合計採択日数は 127 日となった。

(3) 施設共用以外の課題審査会について－2 [TRIAC を用いた共同研究]

TRIAC を用いた KEK との共同研究は共同研究計画委員会が実施計画を決め、共同研究計画委員会の計画に基づいて JAEA と KEK はそれぞれ課題を募集し、課題審査を行う。審査結果は、JAEA は施設協議会タンデム加速器専門部会に、KEK は運営委員会に報告する。TRIAC を用いた共同研究の利用枠は年間 50 日で、実験に JAEA と KEK はそれぞれ 20 日、JAEA と KEK 合同で行う加速器開発に 10 日割り当てられる。

タンデム加速器専門部会に報告された平成 18 年度の課題の採択結果は、実験が 5 課題 37 日、開発が 13 日ということであった [第 3.5.3 表参照]。

第 3.5.1 表 タンデム加速器施設 施設共用課題募集対象の実験装置

No.	ビームライン	実験装置の種類	実験装置の概要・条件
1	L-1	照射チャンバー	固体材料への単純照射、非放射化材料の物性利用
2	H-1	照射チャンバー	固体材料への均一照射、非放射化材料の物性利用
3	L-2	照射チャンバー	固体材料への均一照射、非放射化材料の物性利用
4	R-2	一種照射チャンバー	非密封放射性物質の取扱可能、核種の制限あり
5	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
6	H-3BC	多重ガンマ線検出装置 (GEMINI-2)	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、核種の制限あり
7	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高分解能で質量分析する装置、核種の制限あり

第 3.5.2 表 タンデム加速器施設 施設共用課題募集状況と採択結果

No.	成果公開・非公開の別	ビームライン	装 置	要求日数 [日]
06A-D01	公開	H-1	照射チャンバー	2
06A-D02	公開	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置	4
06A-D03	公開	R-2	一種照射チャンバー	1
06A-D04	公開	H-3BC	多重ガンマ線検出装置	7
06A-D05	公開	L-2	照射チャンバー	4
06A-D06	公開	R-2	一種照射チャンバー	1
06A-D07	公開	H-1	照射チャンバー	2

第 3.5.3 表 平成 18 年度タンデム加速器利用課題[施設共用は上期のみ]

施設共用	申込責任者	所属	研究課題
06A-D01	岩瀬彰宏	大阪府立大学大学院	鉄ロジウム合金における照射誘起磁性相変態の研究
06A-D02	川面 澄	京都工芸繊維大学	0度電子分光法による多価重イオンの電子構造と電子過程の研究
06A-D03	末木啓介	筑波大学大学院	水溶性放射性同位元素内包フラー・レン誘導体の合成
06A-D04	Xio Hong Zhou	近代物理学研究所(中国)	質量数170-190の原子核の高スピン状態における指標逆転と変形共存現象の系統的研究
06A-D05	松波紀明	名古屋大学	高エネルギーイオンによる非金属の電子励起効果
06A-D06	後藤真一	新潟大学	重・超重元素の化学研究に利用するRIトレーサー合成
06A-D07	安田和弘	九州大学大学工学研究院	高速重イオン照射したスピネル結晶中のイオントラック構造とイオン配列

固体物理

2006SC01	左高正雄	原子力基礎工学部門	重粒子線の材料中の動的課程
2006SC02	飛田 徹	安全研究センター	Fe基合金を用いた原子炉構造材料における照射損傷過程の研究
2006SC03	石川法人	原子力基礎工学部門	軽水炉燃料体での核分裂生成物照射効果による組織変化プロセスの解明
2006SC04	左高正雄	原子力基礎工学部門	重イオン-固体衝突における二次イオン放出過程の研究
2006SP01	岡安 悟	先端基礎研究センター	照射欠陥に捕らえられた高温超伝導体中磁束量子の直接観察
2006SP02	石川法人	原子力基礎工学部門	高エネルギーイオン照射による酸化物のイオン速度効果の研究
2006SP03	大久保成彰	原子力基礎工学部門	高密度電子的エネルギー付与によるセラミックス材料の照射挙動

原子核物理

2006NC01	静間俊行	量子ビーム応用研究	核子移行反応による質量数180領域の核構造研究
2006NC02	石井哲朗	先端基礎研究センター	核子移行反応を用いた超ウラン元素領域のインビームγ線分光
2006NC03	西尾勝久	先端基礎研究センター	アクチノイド原子核を標的とする従元素の合成と崩壊特性
2006NC04	石井哲朗	先端基礎研究センター	r-process解明に繋がる中重核領域での中性子捕獲断面積測定法の確立
2006NC05	光岡真一	先端基礎研究センター	超重元素合成における重イオン融合障壁分布の実験的導出
2006NC06	光岡真一	先端基礎研究センター	短寿命核を経由する宇宙での元素合成過程の研究
2006NC07	大島真澄	原子力基礎工学部門	質量数30領域核の巨大変形状態と高スピン殻構造の研究
2006NC08	藤 暢輔	原子力基礎工学部門	クーロン励起と寿命測定による原子核変形の研究
2006NC09	小泉光生	原子力基礎工学部門	核分裂生成Xe不安定核のクーロン励起実験
2006NC10	浅井雅人	先端基礎研究センター	γ線核分光による超重核の核構造研究
2006NC11	塙田和明	先端基礎研究センター	超重元素RfおよびDbの溶液化学挙動の研究
2006NC12	豊嶋厚史	先端基礎研究センター	シングルアトムレベルでの電気化学分析法の開発
2006NC13	西中一朗	先端基礎研究センター	重アクチノイド核の励起状態からの核分裂に関する研究
2006NC14	飯村秀紀	原子力基礎工学部門	Re領域の高融点元素のレーザー核分光

2006NC15	佐藤哲也	先端基礎研究センター	中性子過剰未知ランタノイド核種の探索
2006NC16	長 明彦	研究炉部加速器管理部	短寿命核ビーム加速に有用な標的/イオン源の研究開発
2006NP01	光岡真一	先端基礎研究センター	重イオン核融合反応における密着融合の検証
2006NP02	佐藤哲也	先端基礎研究センター	アクチノイド核質量分離用イオン源の開発と崩壊核分光

TRIAC(原子力機構)

RNB-06J01	小泉光生	原子力基礎工学部門	核分裂生成Xe不安定核のクーロン励起実験
RNB-06J02	左高正雄	原子力基礎工学部門	短寿命核を用いた超イオン導電体内イオン拡散研究
RNB-06K01	石山博恒	KEK	短寿命核 ⁶ Liビームによる初期宇宙での元素合成過程
RNB-06K02	平山賀一	KEK	核スピinn偏極した ¹³² Sn近傍核のβ崩壊を用いた核分光
RNB-06K03	松多健策	大阪大学	傾斜薄膜法によるIn,Cs,Baアイソトープの偏極生成と核磁気モーメント測定
RNB-R&D			TRIAC加速器ビーム開発

3.5.4 研究炉医療照射委員会

平成 17 年度の上期は、日本原子力研究所の医療照射専門部会として JRR-4 の医療照射設備としての適格性等について審議を行った。下期は、日本原子力研究開発機構の研究医療照射委員会と改名し、当委員会の活動方針の審議、医療照射に関する研究課題の審査、医療照射の報告、JRR-4 の医療照射設備としての適格性等を実施した。

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・生命科学分野の研究に貢献するとともに、J-PARC との有効な相補的利用を達成するため、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約 10 倍に高めるための検討を実施してきている。この検討は、①JRR-3 の高性能減速材容器の開発、②中性子輸送の高効率化、③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られている。ここで、10 倍の内訳として、①の開発により 2 倍及び②の開発により 5 倍を確保する。

①高性能減速材容器の開発では、従来の容器からアルミニウム製の船底形容器に変更し、冷中性子を約 2 倍にする。これを実現するためには JRR-3 原子炉施設の変更が不可欠となり、それに伴う国の安全審査に備え、流動解析、応力解析等の解析評価、流動特性試験、強度試験等を計画している。次に、②中性子輸送の高効率化では、現状の約 5 倍の冷中性子ビームを得るため、高性能スーパーミラー (3Qc) を適用した中性子導管に変更するとともに最適配置を検討し、平成 19 年度から 22 年度にかけて工事（高性能スーパーミラー化）を行う。さらに、③耐放射線高性能スーパーミラー中性子導管の開発では、生体遮へい位置での冷中性子ビームを輸送する導管部分の耐放射線性の確保が冷中性子ビーム設備の長寿命化及び極冷中性子輸送の高効率化を図る上で重要なことから実施しているものであり、具体的には、ミラー基板の材料に関して高耐放射線性を有し、かつ高精度表面仕上げ加工が容易な材料を選定すること、並びに、ミラー自体の材料に関して照射下で表面剥離、反射率劣化等の起こり難い材料を選定することが検討項目になっている。

本年度は、高性能減速材容器の強度解析、各種試験の準備、冷却異常過渡解析コードの整備を進める。また、中性子導管の最適配置を解析に調査し、中性子輸送の高効率化を図る設計を行うとともに、高性能スーパーミラーの耐久性試験及び中性子分岐技術の開発を進める。

4.1.1 高性能減速材容器の開発

(1) 高性能減速材容器の強度解析

既存の水素冷却系を大幅な変更を避けつつ高性能な減速材容器に変更することで、中性子源強度を 2 倍にする計画を進めている。平成 13 年度に実施された強度解析の結果では、一次局部膜応力値が条件値を満たさない部分が存在した。そこで、本年度は、一次局部膜応力値が条件値を満足するような構造となるよう曲率の見直しを行った。従来解析モデルで応力集中が生じている部分の曲率を 2.0cm に変更したケースを ABAQUS (Ver6.4) にて計算した。有限要素法の解析では 3 次元シェル要素（四辺形、1 次要素、要素数 11,960 個、接点数 12,177）を使用し、解析条件として上端部を完全拘束し、内圧 0.45MPa を加圧することとした。なお、この内圧は既存の水素冷却系の最大使用圧力である。設計応力強さ (Sm) は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2001)」に準拠し、JISB8270 の A6061-T6 材の規定最小引張強さ $\sigma_u=295$ (MPa) 及び規定最小耐力 $\sigma_y=245$ (MPa) をもとに、許容値として (1/3) $\sigma_u=98.33$ (MPa) と見積もった。減速材容器は JSME S NC1-2001 のクラス 1 容器の設計手法に則るものとし、一次応力評価として $1.5Sm=1.5 \cdot 98=147$ (MPa) 以下であること、二次応力評価として、 $2Sy=2\sigma_y=490$ (MPa) 以下であることとした。解析結果は一次局部膜応力が改善され、一次応力が 101 (MPa)、二次応力が 294 (MPa) となった。曲率を変更する

ことによって一次応力評価及び二次応力評価共に評価上の判断基準を満足できるようになった。なお、構造材の重量増加は 0.03%、0.07g の増加に留まっており、顕著な発熱量の増加はない。

(2) 各種試験の準備

試験としては、前述のとおり流動特性試験及び強度試験を計画している。流動特性試験については、流動状態を視認できる試験を既存の予備試験装置を用いて実施することを計画している。本年度は、試験場所の確保及び整備として、量子ビーム応用研究部門中性子施設開発グループからヘンデル棟 1 階の大実験室を借用し、2 月に予備試験装置を移設した。また、強度試験の一部として計画している耐圧試験に向けて、同グループが所有する耐圧試験装置を利用することとし、必要となる加圧試験用のセンサー類及びデータロガーを整備した。

(3) 冷却異常過渡解析コードの整備

JRR-3 原子炉施設の安全関連事象として冷中性子源装置の冷却異常事象が想定される。この事象の影響を解析評価するため、RELAP5-mod3 に附属していた水素蒸気表の読み込み処理を改良し、ソース内に内蔵されている水素専用のサブルーチンの追加を行った。次年度は、RELAP5-mod3 に粘性係数、表面張力等のデータ及び相関式群の追加作業を継続して行い、高性能減速材容器の冷却異常事象の解析を開始する。

4.1.2 中性子導管の高効率化（スーパーミラー化）

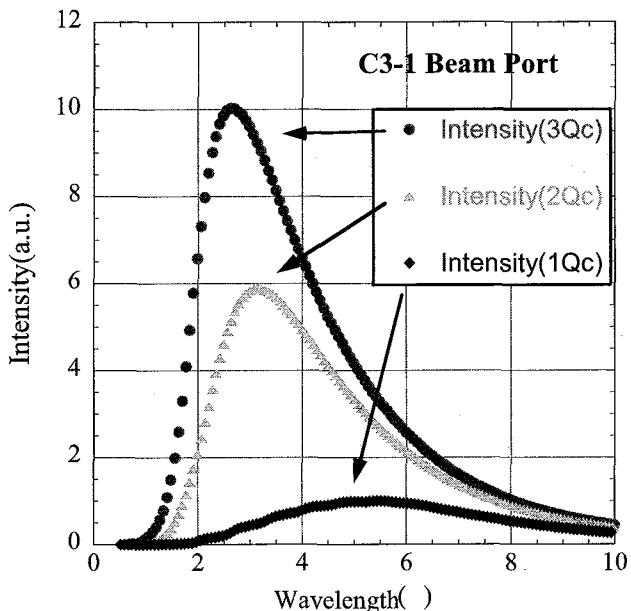
中性子導管での冷中性子輸送の高効率化のためには、3Qc のスーパーミラー（既製品）を適用し、かつ、冷中性子の輸送計算に基づき最適な形状及び配列の導管を設計することが必要となる。この輸送計算には、既存の輸送計算コードでは取り扱えないミラーの反射特性を考慮できるよう開発された McStas[1] 3 次元モンテカルロ計算コードを用いている。ただし、このコードの実績・検証例は少なく、本開発への適用の妥当性を論証するためには JRR-3 の体系で検証が必要となる。これまでには、JRR-3 ガイドホールに焦点をあてた実験と解析を通じた検証により、適用の妥当性は確認されている。本年度は、McStas を用いて C3 冷中性子導管の最適形状・配列を明らかにする作業の一環として、従来の形状・配列条件でどれ程の輸送効率が確保できるかを明らかにした。ここで、実験者が求める試料照射位置での冷中性子束の発散状況については、輸送効率の劣る 1Qc ミラー（Ni ミラー）を適用した場合と、輸送効率に優れる 3Qc のスーパーミラー（Ni/Ti 多層膜スーパーミラー（反射率 90%））を適用した場合とでは、前者の場合の方が発散は少ない。したがって、輸送効率を明らかにすると同時に、減速材容器からガイドホールにまで及ぶ中性子導管の末端までの広範囲な体系を対象としたときに、Ni ミラーから Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに変更したことでの位の発散の増加があるかを定量化した。

計算の結果、第 4.1.1 図に示すとおり、現在の Ni ミラーの中性子導管を 3Qc の Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに変更することにより、約 6 倍の強度が得られることが分かった。3Qc スーパーミラーを使用することにより、6Å の中性子ビーム強度は約 2 倍増強されるものの、輸送される波長範囲が拡大し、特性波長は 6Å から 2.7Å へシフトする結果となった。3Qc の Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに変更することにより、冷中性子ビームの発散角は水平方向で約 2 倍大きくなり、同

じ発散角内($2Q_c$ の発散角内)での強度は 1.25 倍となった。来年度は最適な形状・配列を見出すための検討を行う。

参考文献

- (1) K. Lefmann and K. Nilesen Neutron News, 10, 20(1999).



第 4.1.1 図 C3-1 ビームポートにおける中性子ビームスペクトルの解析結果

4.1.3 耐放射線ミラーの開発

中性子導管の先端を減速材容器により近づけて設置することにより、長波長中性子をより効率よく導入することが可能になる。しかし、それにより導管材料（特にミラー）の照射量が増大し、輸送効率の劣化が早まる。そこで、より高い耐放射線を有した中性子導管の開発を進めている。現在の JRR-3 では、生体遮へい内にはソーダガラス製基板の中性子導管が、生体遮へい外にはホウ珪酸ガラス製基板の中性子導管が使用されている。これらの基板を用いた高性能中性子導管の放射線に対する耐久性に関する知見は少ない。また、耐放射線性が優れ表面加工精度を確保できるグラスカーボンが現在有力な候補に挙げられている。いずれの材料でも、照射試験と加工を実施し、耐放射線性と加工性を確認する必要があるが、本年度は、グラスカーボンとソーダガラスに対して加工（研磨）後の表面粗さを光学的に測定し、その加工の良好さを確認した。なお、測定には米国 Zygo 社の干渉計を用いた。Ni/Ti 多層膜スーパーミラー（3Qc）を成膜するのに必要な表面粗さは 10 Å 以下であり、グラスカーボンもソーダガラスもこの基準を満足できる材料であることを確認できた。来年度は、多層膜を製膜し、照射試験を開始する。また、合理的な製作方法の検討に入る。

4.1.4 中性子分岐技術開発

効率的な中性子ビームの利用を行うため、短距離で中性子ビームを曲げることのできる中性子制御技術の開発を行っている。これは、限られた実験室空間の有効利用、ビームポートの増設等を計るには重要な技術である。

本年度は、平成16年度末に改良した20°ラインへの分岐用ベンダーの効果（中性子ビームのスペクトルと中性子導管出口での中性子束の空間分布の変化）を確認するための測定を行った。その結果、スペクトルに変化なく、利用者から望まれる4Åが得られることを確認できた。また、空間分布に関しては、従来のベンダーでは導管出口空間の2カ所でピークを発生していたのに対して、導管中心部のみでピークが発生する理想的なプロファイルが得られることを確認できた。さらに、中性子束は1.3倍に増強できた。しかしながら、中性子ビームの分散が大きいことから、その現象をMcStasによる解析で再現し、原因を特定したところ、直導管内のミラーの設置精度の不良であることが判明した。設置精度を向上させるため、ミラーを大型化することとした。

4.2 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 (BNCT) の確立に資するための技術開発を行っている。平成 20 年度までに遠隔地グループを含む多くの医師グループによる BNCT を効率的に実施できるようにするために、全身各部を対象とした BNCT を単日 4 回実施可能にする。さらに、これらの技術を活用し平成 22 年度までには国際放射線単位測定委員会 (ICRU) が勧告する照射条件の再現性に対する精度 5%以下を達成することを目標としている。

ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) の臨床研究において、最近では付与する線量の増強と線量分布の改善を目的に、2 つの異なったホウ素化合物 (BPA、BSH) の併用、リチウム円盤を照射野の中央に配置して照射を行う手法 (中央遮へい照射) を組み合わせた照射が実施されている。これらの新しい照射手法によって、より高度な照射が期待される一方で、異なる 2 つの化合物の濃度測定の困難性、覚醒状態の患者の位置変動の生じ易さ等により、照射計画の実現精度 (照射精度) に影響を与える因子も多くなつた。

これらを踏まえ、新しい照射手法を適用した場合の患者位置変動による患部及び周辺組織の線量への影響について評価を行い、照射精度を向上させるための各種技術開発を行う計画である。本年度は、照射技術の高度化、線量評価技術の高度化、適用拡大に対応するための医療照射技術の高度化、線量評価技術の高度化、ホウ素濃度測定技術の開発等を行つた。

4.2.1 医療照射技術の高度化

(1) 患者の位置変動に対する線量分布の変化に関する評価

リチウム円盤を使った中央遮へい照射で、かつ、頭部が動き易い座位照射を実施した後頭部腫瘍の症例において、照射計画で決定した条件 (基準モデル) に対して、2 つの異なる条件を模擬し、それぞれの線量分布を求めて基準モデルの線量分布との比較を行つた。頭部の位置が計画よりもビーム孔側に 5 mm 程度接近するだけで、最大熱中性子フルーエンスは約 15% 増加した。ビーム軸に対して頭部が平行移動、もしくは首が旋回するような変化においては、線量絶対値の増減はほとんど生じなかった。中性子線源からの距離の変化に対する強度変化が大きい中性子照射の特性から、BNCT ではビーム孔 (線源) に対する患者 (及び内部の病巣等) までの距離の変動が、付与する線量絶対値に大きく影響を与える。また中央遮へい照射ではリチウム円盤が患者の変動とともに移動するため、患者の首の旋回運動等によってビームの入射範囲が極端に減少して線量分布の偏りが生じることが明らかとなつた。

患者の動きによって線量分布に偏りが生じる問題に対しては、リチウム円盤を患者の頭部側ではなく、設備側のビーム孔に取り付けることによって、線量分布の偏りを抑えることができる。同条件でコリメータ側にリチウム円盤を取り付けたケースについて計算したところ、頭部内の線量分布の偏りは生じず、全照射時間の 50% の間この条件で照射された場合でも、ターゲット領域の平均線量の低下は 10% に抑えることが可能であることが確認できた。

(2) リチウム円盤の設備側への配置による中央遮へい照射

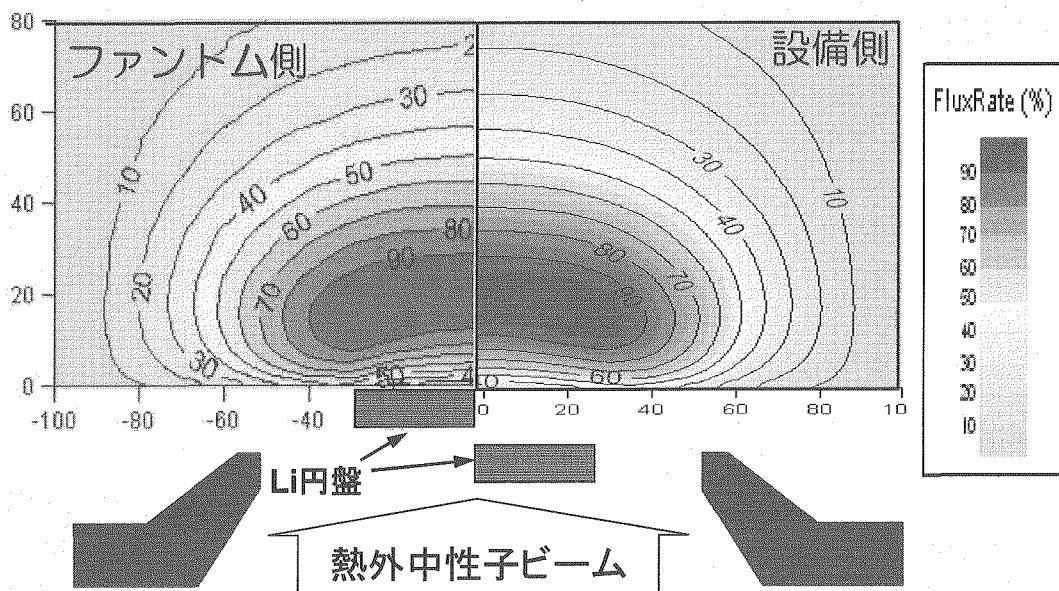
JCDS によるシミュレーションによって中央遮へい照射において、リチウム円盤を設備側に配置することによって、患者に動きに対して付与線量誤差を低減することができる。このリチ

ウム円盤を設備側に配置したときの中央遮へい照射の特性を、円筒水ファントムを使った照射実験によって確認した。

アクリル製の円筒水ファントム（外径：φ19.8 cm、厚さ 0.3 cm、長さ 20 cm）のビーム入射面の中央に、フッ化リチウム入ポリエチレン製の円盤（直径 φ5 cm×厚さ 0.5 cm）を取り付け、熱外中性子ビームモード（ENB モード）による照射を行い、ファントム内の熱中性子束分布を測定した。リチウム円盤は、コリメータ側から糸で浮かせて固定し、患者の動きによって円盤が離れてしまうことを想定してファントム表面とリチウム円盤との間に 1 cm の空間を設定してファントムを配置した。ファントム内に放射状に金線を配置し、ENB モードでの照射を行つて、ファントム内の熱中性子束分布を測定した。また MCNP による計算で実験と同一条件でファントム内の熱中性子束分布を算出した。

第 4.2.1 図は、リチウム円盤をファントムに密着させた場合と 1 cm 離して設定した場合のファントム内の熱中性子束の 2 次元分布の実験結果（それぞれ最大値で規格化）を示している。ファントムの表面の中央部分（リチウム円盤のファントム表面側の範囲）を除く領域で、リチウム円盤をファントム側に配置したときの熱中性子束分布に対して、コリメータ側に浮かせて配置したときの熱中性子束の差異は ±2% 以内であった。またリチウム円盤をコリメータ側に配置してファントム表面に密着していない場合では、ファントム表面のリチウム円盤背面の熱中性子束は約 10% 高い値であった。また、実験と同一条件での評価を MCNP 計算で実行し（統計誤差：±3%）、実験値と計算値を比較した結果、実験値に対して ±3% 以内の差異で一致することを確認し、MCNP による評価でも中央遮へい照射に対する影響を算出でき、BNCT の線量評価に反映できることを確認した。

これらの結果から、中央遮へい照射において、リチウム円盤を設備側に取り付けても患部及び周辺組織に対してほぼ同等の熱中性子束分布を発生できることが分かった。またリチウム円盤が表面から離れてしまうと表面の熱中性子の遮へい効果がなくなり、皮膚線量が増加してしまう。リチウム円盤を可能な限り患者側に密着するように設置する方法を検討することで、皮膚線量の低減を図ることが可能となる。



第 4.2.1 図 リチウム円盤を配置して照射したときのファントム内熱中性子束分布

4.2.2 線量評価技術の高度化

(1) PET データを用いた腫瘍領域設定技術の開発

最近の BNCT の臨床研究において新たな部位のガンに対しては、¹⁸F-BPA による PET (Positron Emission Tomography) 診断によってホウ素(¹⁰B)の癌細胞への集積効果に基づいて BNCT 適性が判断される。このように BNCT の適用拡大において PET 測定技術は不可欠なものとなってきている。現状の線量評価方法は、CT もしくは MRI 画像から視認によって腫瘍領域及び、ターゲット領域を設定している。そこで PET のホウ素の集積情報に基づいて腫瘍範囲を設定する技術を開発した。

従来の JCDS では CT と MRI の 2 つの画像を読み込むことが可能である。これに対して 3 番目の画像として PET の画像を読み込む機能を追加した。読み込んだ PET データに対して画像のグレースケール情報の任意の閾値の幅を設定して腫瘍領域を抽出し、腫瘍の ROI として設定する。この抽出した腫瘍 ROI を先に読み込ませている CT、MRI 画像上に重ね合わせ、線量評価のための計算モデルに反映する。PET 値によって抽出した領域と同一患者の CT データ、MRI データとを比較した結果、この領域が CT、MRI データによる視覚的情報によって設定する腫瘍領域とほぼ一致していることを確認した。

今後は、抽出した領域の妥当性、CT データへの重ね合わせ精度等の検証を実施して、実際の線量評価に適用するための検討を行う。

(2) 随伴線束計算による最適照射条件導出に関する研究

JCDS の線量評価機能を拡充し、任意の計算体系内の患部ターゲット領域に対して随伴線束 (Adjoint Flux) を求めて最適な照射条件を導出する手法を確立し、これを可能にするシステムを構築することを目的とした研究開発を進めている。平成 17 年度は、最適照射条件の導出

に必要な随伴線束を算出できる計算コード・DANTSYS を用いて、実際の患者の体系に対して随伴線束計算を求める手法を検討し、これを実行できるツール (MCNP-DANTSYS 変換ツール) を開発した。

このツールの検証として、平成 16 年度に実施した円筒水ファントム体系での計算及び、実際の頭部の CT データを用いて計算体系を設定し、随伴線束計算を実行できることを確認した。平成 18 年度は、この技術を用いて得られた随伴線束計算の結果を基に、患部に対してビームを入射させる最適な位置、並びに、そのスペクトルを決定する方法について検討を行う。また随伴線束計算に必要なインポーテンス・マップの設定として、現状の腫瘍領域とそれ以外の正常組織領域の 2 種類に加え、放射線感受性の高い部位などには線量を抑えることができるようにより詳細なインポーテンスの条件設定ができるように検討を行う。

(3) 多門・分割照射、複数回照射に対する線量評価技術の検討

平成 17 年度には脳内に異なった場所にある腫瘍に対してそれぞれ照射を実施することが求められた。この複数回照射の線量評価に対応するため、平成 15 年度に複数回照射に対する JCDS の線量評価機能を追加している。これを使って悪性脳腫瘍に対して計画された 2 回照射の線量評価、照射時間等の検討を行った。

評価に必要な ROI の設定は、1 回目の照射で線量の最大値発生する部位と 2 回目の照射で最大値を発生する部位が別々の ROI で評価できるように頭部内を細かく分割して ROI 設定を行った。このモデルを使って 1 回目の照射では通常の線量評価を実施する（正常組織に対する最大付与線量 : 10Gy-Eq 以下）。2 回目の照射では、1 回目の照射の事後評価結果から得られた線量分布に 2 回目のシミュレーションから求めた線量率分布に任意の照射時間を設定して重ね合わせ、2 回目の照射で最大線量を発生する ROI に対して正常組織の総線量が 10Gy-Eq 以下になるような照射時間を算出した。この評価方法を用いて、悪性脳腫瘍患者に対して平成 17 年 5 月に 1 回目の照射が、同年 6 月に 2 回目の照射が実施された。

4.2.3 適用拡大に対応するための医療照射技術の開発

(1) 延長コリメータの特性測定

頭頸部ガンへの照射に対して、壁と患者の肩などの干渉等を避けて的確に患部に中性子ビーム照射を行うことのできる延長コリメータ（ビーム孔径 : $\varphi 12\text{ cm}$ 、壁面からの突出距離 : 15 cm）を平成 16 年度に開発、整備した。この延長コリメータを実際の BNCT に適用可能にするためコリメータの特性測定を実施するとともに、MCNP 計算による解析を行った。

JRR-4 照射室に延長コリメータを設定し、円筒水ファントム（外径 : $\varphi 19.8\text{ cm}$ 、厚さ 0.3 cm、長さ 20 cm）に対する照射実験を行った。ファントム内に放射状に金線を配置し、BNCT の臨床研究に適用している熱中性子モード 1 (TNB-1 モード) 及び、ENB モードでの照射を実施して、ファントム内の熱中性子束分布を測定した。また、実験と同一条件での評価を MCNP 計算で実行した。

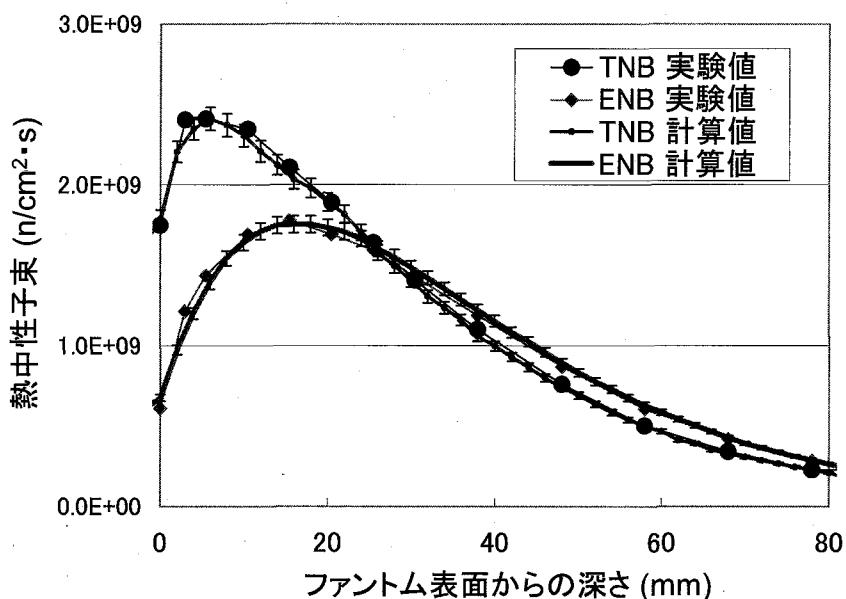
第 4.2.2 図は、ファントム照射実験及び MCNP 計算によって求めたそれぞれのビームモードのファントム内ビーム中心軸上の熱中性子束分布を示している。原子炉出力は 3,500kW であ

る。実験結果から TNB-1 モードではファントム表面から深さ 6 mm の位置で最大熱中性子束 : 2.4×10^9 ($n/cm^2 \cdot s$) を発生し、ENB モードでは深さ 16 mm の位置で 1.78×10^9 ($n/cm^2 \cdot s$) を発生することを確認した。従来の $\phi 12$ cm のコリメータに対して延長コリメータの最大熱中性子束値は TNB-1 モードで約 53%、ENB モードでは約 48% 低下している。しかしこの最大熱中性子束の発生点は、従来のコリメータよりも若干深部で発生している。MCNP での計算値（統計誤差：±3%以内）は実験値に対して ±3% 以内の差異で一致することを確認し、BNCT の線量評価において延長コリメータを使用した場合の評価を実施できることを確認した。これらの特性測定結果を踏まえ、平成 17 年 12 月に頭頸部ガンに対する BNCT において延長コリメータを用いた照射が実施された。

(2) 患者セッティングシステムの座位対応

JRR-4 で実施されている悪性脳腫瘍に対する BNCT では、平成 16 年度に座位状態での照射が実施された。また頭頸部癌に対する照射では、座位状態での照射が主である。従来の患者の位置合わせ技術（患者セッティングシステム）は、仰臥位、側臥位での照射を前提に開発しており、座位照射には対応できておらず臥位照射と同等の照射精度を担保できていない。そこで今後 JRR-4 で増加することが見込まれる座位照射に対しても臥位照射と同精度の照射を実現するための技術開発を進める。

平成 17 年度は患者セッティングシステムの中心的な装置であるセッティング・シミュレータ（シミュレータ）に対して、座位状態の模擬セッティングを実施できるように 1) シミュレータの高さ変更、2) 水平レーザー光装置用左右アームの延長、3) 模擬延長コリメータの製作及び既存コリメータの改良、4) 照射室壁面の模擬ヒンジの追加を行った。また、照射室内の天井レーザー光装置を改良、調整を行うとともに照射室壁面に、患者を固定するための熱可塑性シェルを固定するジグを取り付けた。3 次元ディジタルによる測定を効率化するために線量の架台を製作した。



第 4.2.2 図 延長コリメータでの照射に対するファントム内ビーム中心軸上の熱中性子束分布

4.2.4 ICPによるホウ素濃度測定技術の開発

JRR-4 では血液中のホウ素濃度の測定に ICP-AES（以下、ICP と呼ぶ。）と即発ガンマ線分析装置（以下、PGA と呼ぶ。）を用いた方法が併用して行われているが、これまで同位体としての ^{10}B を測定できる PGA を用いた測定方法を線量評価に使用してきた。しかし、ICP と PGA の測定結果を比較すると、ICP の測定結果は PGA の測定結果より 20%～30%高い数値を示している。その原因について分析の専門家を交えて検討しているところであり、現時点では原因は解明できていないが、PGA を基準に較正したホウ素化合物を標準液として使用する方法を試すことにより、PGA の測定結果との差異を 5 %まで縮小できた。この方法では、ホウ素化合物としては化学的に安定している BSH を用いた。また、BSH を標準液として検量線を作成し、 ^{10}B 濃縮度補正係数を乗ずることとした。

ICP に関しては、医療照射のみならず、放射化分析への適用も可能であることを検討し、原子力基礎工学研究部門放射線影響解析グループからの分析手法の検討依頼を通してそれが可能であることを確認した。同グループは、抗癌剤で知られているシスプラチンの中性子照射後のリポソーム膜透過率の変化を調査しており、シスプラチンに含まれている白金を放射化分析又は ICP で測定したいという依頼があった。この依頼を受け、ICP による分析を検討し実施したところ、0.1 ppm というレベルまで良好な検量線が得られ、少量の試料で要求される精度を満足できることが分かった。

4.2.5 患者の全身被ばく線量の推定方法の確立

これまでに実施してきた医療照射は脳腫瘍の患者が殆どであり、寝た状態での照射が行われてきた。しかし最近、頭頸部を対象とする照射では座位照射が行われるようになり、全身被ばくの傾向が変化してきている。治療に伴う患者の被ばくには、ベネフィットとしての治療効果と同時にリンパ球の減少等の放射線障害のリスクが共存する。このため、照射計画の立案に必要な解析手法の精度を向上させるためにも、実際に受けた線量を把握することが重要となる。これまでには、金箔と TLD による測定値から各臓器の等価線量を見積もり、ICRP で提案されている荷重係数 W_T を乗じて総和することで実効線量（Sv）の概算値として評価してきた。今後、より真の値に近づけた評価を行うため、多検出器評価法を全身被ばく測定に応用することを検討するとともに、代替で評価できる方法を検討していく。

4.3 シリコン照射技術の開発

JRR-3 及び JRR-4 を用いた NTD-Si 半導体の低コスト量産化を目指し、現状の 6 インチ径から 12 インチに拡大したシリコンインゴットの均一照射を実現するための技術開発戦略の検討を開始した。照射の有用性を改善する方法として、JRR-3 のシリコン照射装置の照射工程を自動化することによって、照射時間／原子炉運転時間（＝照射利用率）を現状 17%から 50%以上に改善することが可能である。また、12 インチへの拡大に対応した均一照射の手法及び条件の詳細化が重要となり、今後、試験装置を JRR-4 に設置し、試験照射、照射方法の検討、品質の調査等を行うこととした。12 インチ照射筒の見通しが得られれば、JRR-3 に 12 インチシリコンに対応する装置を設置する方向で JRR-3 原子炉施設の改造計画を進め、将来的には量産化の体制を整えることを目標として計画を進めることが適当と考えている。改造までの期間は、照射工程の自動化を実施し NTD-Si の国内生産量 15 トン／年を達成させる。

本年度は 12 インチのシリコン照射の可能性について見当を行った。12 インチのシリコンを既存の設備に径を大きくした状態で挿入した場合、その面内の誤差として ±8%となることが分かった。これを改善するために、遮へい材、ボイドなどの配置を工夫することで ±5%程度になる条件が得られた。ただし、全長にわたり 5%に抑えられていないため、今後も引き続き検討が必要である。

4.4 カプセル装荷装置B型の製作

NSRR では、カプセル装荷装置A型を平成元年に製作し、照射済燃料を使用した実験を行ってきたが、平成 18 年度から始まる高燃焼度酸化ウラン燃料及びプルトニウムーウラン混合酸化物燃料（MOX 燃料）を用いた反応度事故模擬実験を行うためには、カプセル装荷装置A型では中性子遮へい能力が十分に確保できない。また、BWR の運転条件（温度約 290°C、圧力約 8MPa）を模擬した条件下で行う高圧水カプセルを用いての実験を行うには、既設の信号ケーブルではカプセル内の温度を上昇させるために使用するヒータ用電源の容量が確保できない。これらの条件を満足させ、かつ操作性を向上させるためカプセル装荷装置B型の製作を行った。

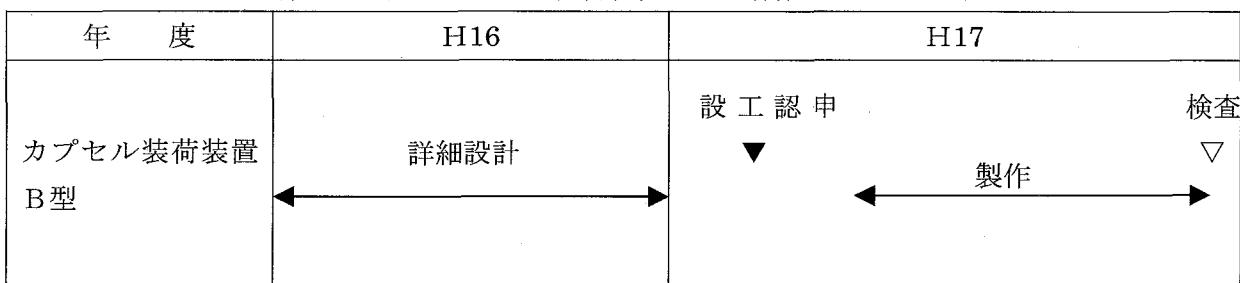
(1) 使用目的

NSRR 実験は、試験燃料棒をカプセルに密封し、NSRR の実験孔にカプセルを装荷してパルス照射する。カプセル装荷装置B型は、セミホットケーブと実験孔間のカプセルの移動に使用するものである。また、カプセル内に取り付けられた計装器の信号を炉外の計測器へ入力するための中継器としても使用される。

(2) 製作スケジュール

カプセル装荷装置B型は、平成 16 年度に詳細設計、平成 17 年 6 月に設工認申請、平成 17 年 9 月に製作を開始し、平成 18 年 3 月に使用前検査及び施設検査を受検し合格している。製作に関するスケジュールを第 4.4.1 表に示す。

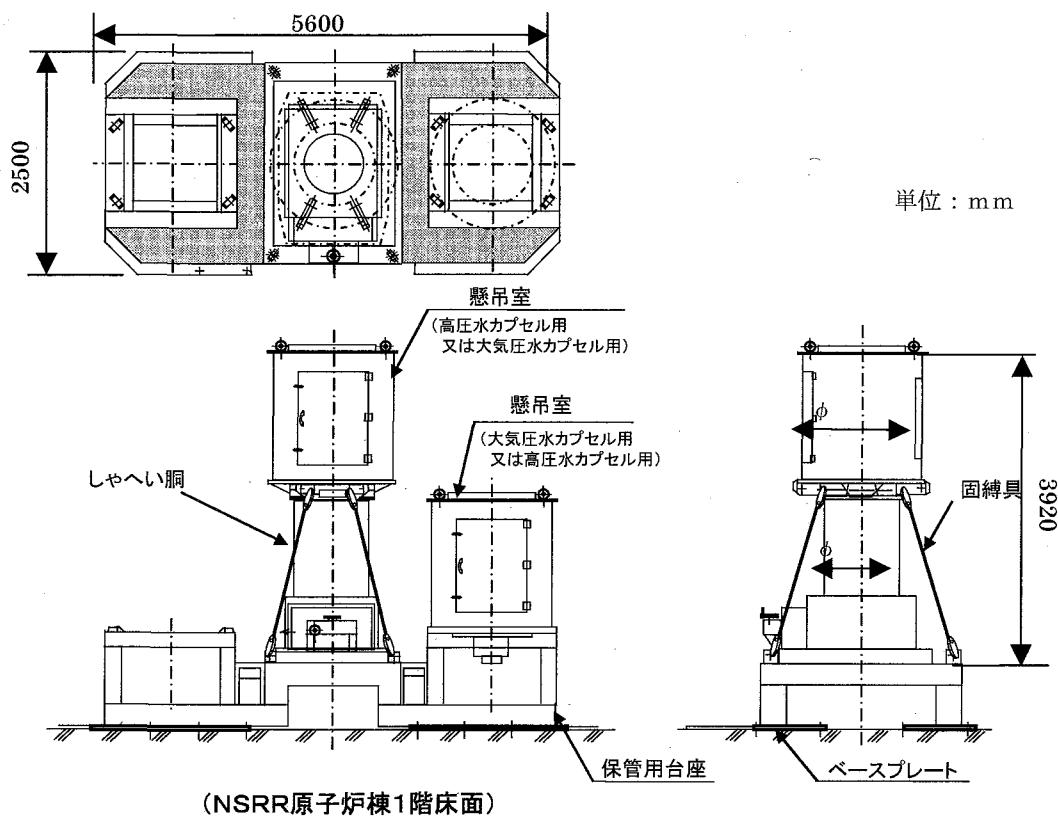
第 4.4.1 表 カプセル装荷装置B型の作成スケジュール



(3) カプセル装荷装置B型の構造

カプセル装荷装置B型は、中性子及びガンマ線遮へい性能を有する本体、大気圧カプセル用及び高圧水カプセル用の懸吊室、またこれらを固定する固縛具やカプセル装荷装置B型を保管する保管用台座で構成される。カプセル装荷装置B型の構造図を第 4.4.1 図に示す。以下に主要機器を示す。

- ① 装荷装置本体 1 基
- ② 懸吊室（大気圧カプセル用及び高圧水カプセル用） 各 1 基
- ③ 保管用台座 1 基
- ④ 固縛具 1 式



第 4.4.1 図 カプセル装荷装置 B 型構造図

(4) 設計条件

カプセル装荷装置 B 型及び A 型の設計条件は第 4.4.2 表の通り。

第 4.4.2 表 カプセル装荷装置 B 型及び A 型の設計条件

項 目	設 計 条 件	
	カプセル装荷装置 B 型	カプセル装荷装置 A 型
主要材料	ステンレス鋼、鉛、 ポリエチレン	ステンレス鋼、鉛
最高使用温度	40 °C	40 °C
最大放射能強度	$3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$	$3.7 \times 10^{13} \text{Bq}$
中性子線源強度	$9.07 \times 10^6 \text{n/s}$	$9.07 \times 10^5 \text{n/s}$
耐震クラス	A	A

(5) まとめ

カプセル装荷装置 B 型は、カプセル装荷装置 A 型よりも遮へい能力など、これから行う高燃焼度酸化ウラン燃料及びプルトニウム－ウラン混合酸化物燃料 (MOX 燃料) を用いた反応度

事故模擬実験に十分対応できる構造となっている。また、大気圧水カプセル用及び高圧水カプセル用の懸吊室を交換することによって、異なる構造のカプセルを用いての実験が容易にできるようになった。このカプセル装荷装置B型を使用した高圧水カプセル実験は平成18年8月より実施する予定である。

4.5 アルミナ製 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータから溶出する ^{188}Re の濃縮

レニウム-188 (^{188}Re) は、半減期が 17.0 時間、がん治療に適した β 線（最大エネルギー：2.12 MeV）及び画像化に適した γ 線（155 keV）を放出し、親核種である ^{188}W （半減期 69.4 日）の β^- 崩壊により生成する娘核種であるため入手が容易であり、高比放射能であることから、がん治療用核種として注目されている。しかしながら、 ^{188}W は、 ^{186}W の二重中性子捕獲反応により製造するため、熱中性子支配の原子炉での生産の場合には比放射能が比較的低い。この短所を単純に総量で補おうとすると、従来から使用されているアルミナカラムジェネレータではカラム容積が大きくなり、生理食塩水により溶出した ^{188}Re の放射能濃度が低くなる問題点がある。そこで本研究では、原子炉での照射でも簡便により高い放射能濃度の ^{188}Re 溶液（生理食塩水）を得るために、アルミナカラムジェネレータに陽イオン交換型及び陰イオン交換型固相抽出カートリッジを連結するマルチカラム法¹⁾（第 4.5.1 図参照）について適用可能性及び問題点を調べた。

(1) 実験

使用した $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータは、JRR-3 または JMTR（照射時間：25-29 日）を用いて製造した ^{188}W (25 MBq) をアルミナカラム（アルミナの充填量：5 g（乾燥重量），カラムサイズ：12 mm I.D. × 62 mm L）に吸着させて調製した。イオン交換型固相抽出カートリッジとして、オルテック IC-H（陽イオン）及びウォーターズ QMA SepPak（陰イオン）を使用した。アルミナジェネレータからの ^{188}Re の溶離は、酢酸アンモニウム溶液を用いて行った。QMA SepPak に吸着した ^{188}Re は、蒸留水で洗浄後、生理食塩水で溶出させた。 ^{188}Re の放射能量は、HPGe 検出器による 155 keV の γ 線測定から求めた。

(2) 結果と考察

アルミナジェネレータから溶出した ^{188}Re ($^{188}\text{ReO}_4^-$) は、陰イオンであるため、陰イオン交換型カートリッジ QMA SepPak に吸着可能であるが、他の陰イオンが共存すると吸着できずに溶出してくる。従って、 Cl^- イオンを含む生理食塩水を用いてアルミナカラムから溶出した ^{188}Re の濃縮には適用できない。本法は、アルミナカラムからの ^{188}Re の溶離を、酢酸アンモニウムを用いて行い、陽イオン交換型カートリッジでアンモニウムイオンを水素イオンに交換して酢酸イオンを酢酸に変換することにより、共存陰イオンの寄与を除くものである。その後、QMA SepPak に吸着した ^{188}Re は、蒸留水で洗浄後、生理食塩水で溶出させた。

まず、0.3 M 酢酸アンモニウムを使用し、陽イオン交換型カートリッジ IC-H と QMA SepPak を連結したところに、 ^{188}Re 溶液を通過させ、 ^{188}Re の QMA SepPak への吸着挙動を調べた。その結果（第 4.5.2 図参照）、約 9 ml 以上通液させると ^{188}Re の溶出が観察され、 ^{188}Re の回収率の低下に繋がることが明らかになった。したがって、本システムを適用するには、 ^{188}Re を 0.3M 酢酸アンモニウム 9ml で、アルミナカラムからほぼ全量溶出させる必要がある。第 4.5.3 図に示したように、5 g のアルミナを使用した場合、0.3 M 酢酸アンモニウム 9ml で、全体の 97% の ^{188}Re がアルミナカラムより溶出することから、アルミナ 5 g が、適用最大量であることがわかった。したがって、この場合の適用最大放射能量を WO_3 のアルミナへの吸着量 (32 mg WO_3 / g アルミナ)、1 サイクル照射時の ^{188}W の生成率 (7.6 MBq / mg WO_3 at JMTR, 2.5 MBq

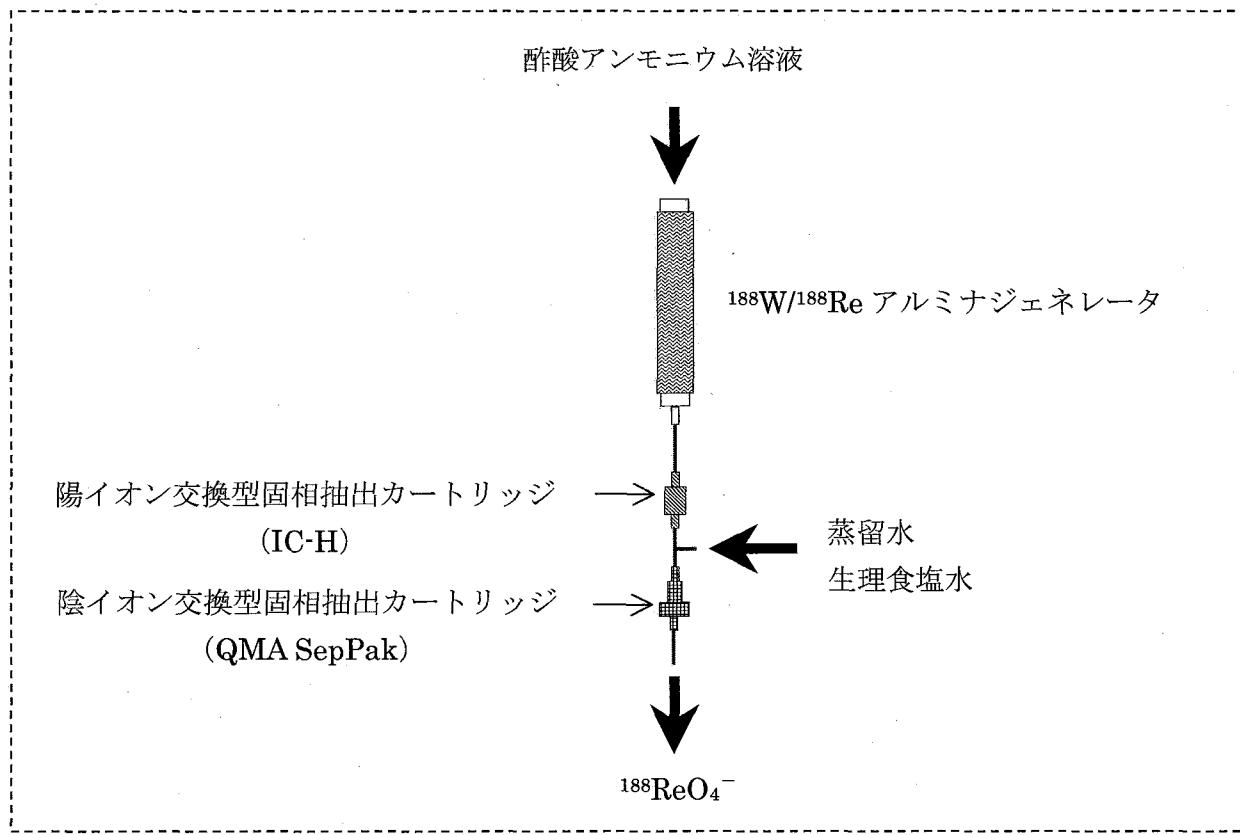
/ mg WO₃ at JRR-3) 及び照射後 50 日経過時の減衰率 ($0.5^{(50/69.4)} = 0.6$) から計算すると、 $32 \text{ mg/g} \times 5 \text{ g} \times 7.6 \text{ MBq/mg} \times 0.6 = 730 \text{ MBq}^{188}\text{W}$ (JMTR), 240 MBq (JRR-3) となる。また、陽イオン交換型カートリッジ IC-H に、¹⁸⁸Re が最大数パーセント残存する現象が観察され、回収率減少の主要因となっている。

次に、QMA SepPak に吸着した ¹⁸⁸Re の生理食塩水による溶離挙動を調べた結果、第 4.5.4 図に示すように、1 mL の生理食塩水により、吸着量全体の 99% 以上の ¹⁸⁸Re が溶出してくることがわかった。

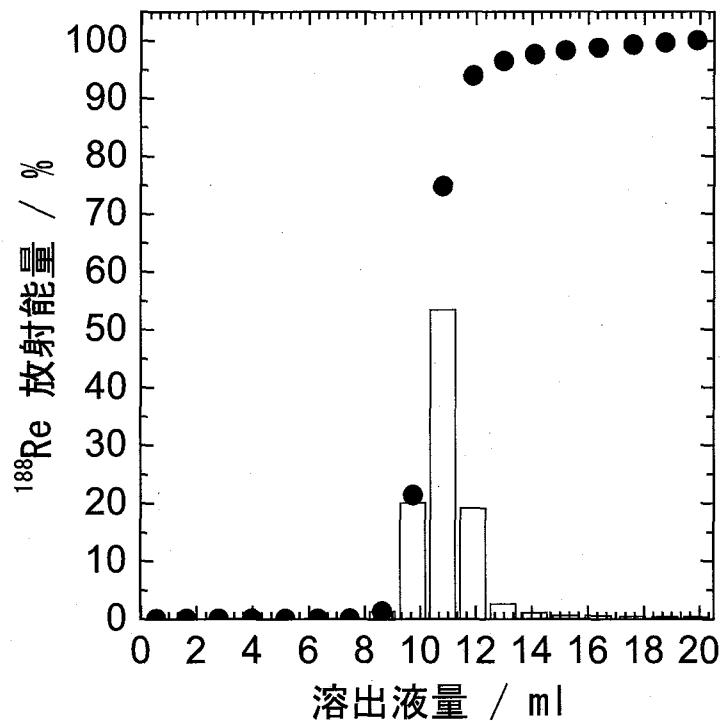
本実験条件により、アルミナジエネレータから溶出する ¹⁸⁸Re の最大 95% を 1 mL の生理食塩水溶液として得ることができた。以上の結果から、本濃縮システムによって得られる ¹⁸⁸Re の最大放射能濃度 (照射後 50 日経過時) は、アルミナジエネレータからの ¹⁸⁸Re 溶離収率 (0.3 M 酢酸アンモニウム) が約 70-80% であること (第 4.5.5 図参照) を考慮すると、JMTR により製造した場合、 $730 \times 0.7 \times 0.95 \times 0.99 \approx 480 \text{ MBq/mL}$ 、JRR-3 の場合、 $240 \times 0.7 \times 0.95 \times 0.99 \approx 150 \text{ MBq/mL}$ となる。協力研究先の大学からは、治療効果の確認のために、最低でも 125 MBq/mL 以上の ¹⁸⁸Re が要望されており、本結果は、その値を満足するものである。しかしながら、平成 18 年度 7 月末にて、JMTR の停止が予定されているため、それ以降は、JRR-3 のみでの製造となる。したがって、さらなる濃縮性能向上を目指して、酢酸アンモニウムの低濃度化や交換容量の大きな陽イオン交換型カートリッジの使用を検討すると共に、装置化を図る予定である。

参考文献

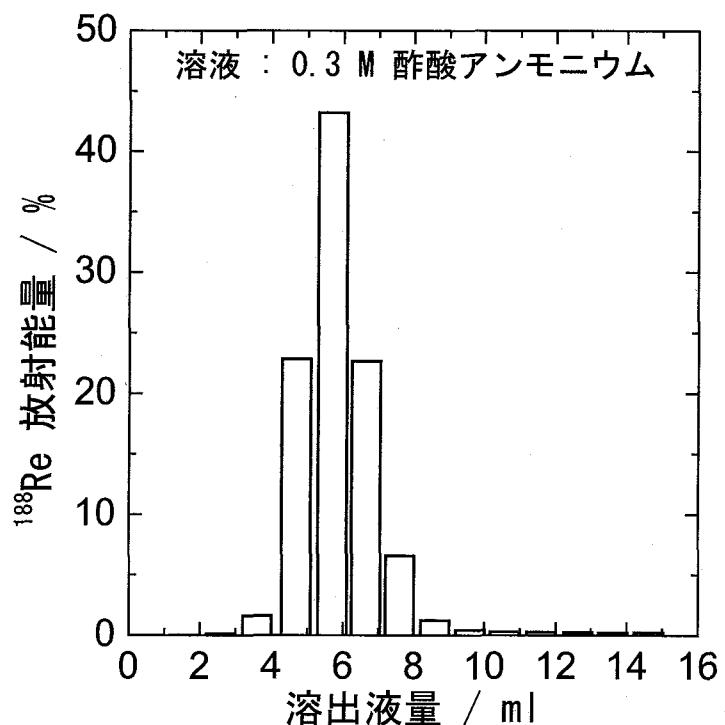
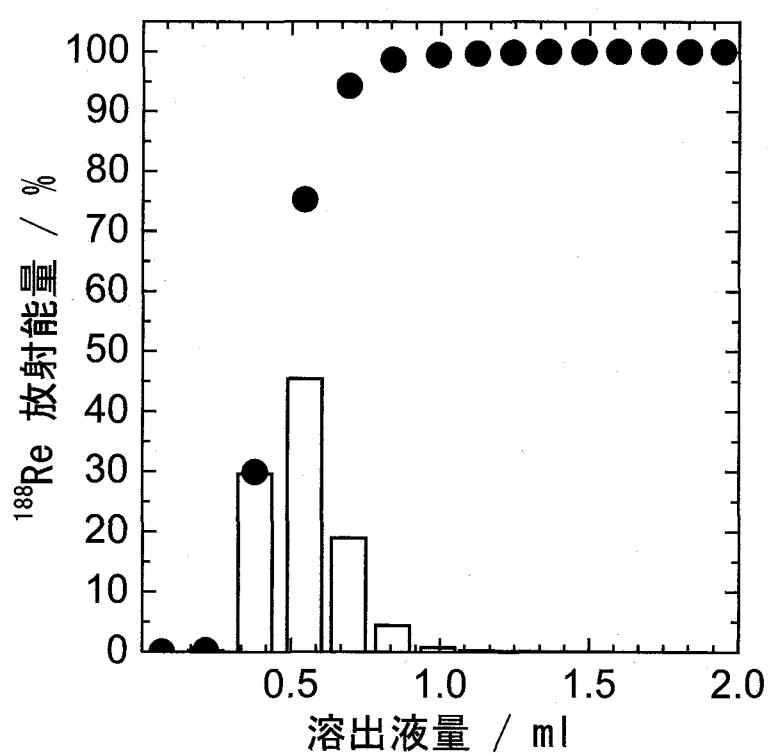
- (1) S. Guhlke et al., J. Nucl. Med. 41, 1271(2000).

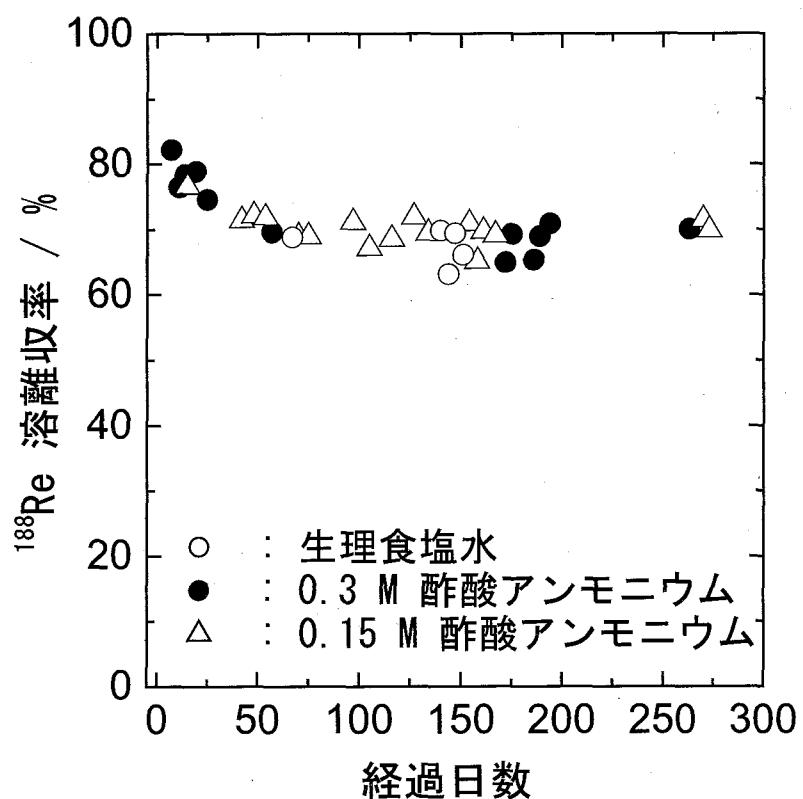


第 4.5.1 図 マルチカラム法による ^{188}Re 濃縮システムの概略図



第 4.5.2 図 マルチカラムからの ^{188}Re の溶離特性

第 4.5.3 図 アルミナジェネレータからの ^{188}Re の溶離曲線 (0.3 M 酢酸アンモニウム)第 4.5.4 図 SepPak QMA Light からの ^{188}Re の溶離曲線



第 4.5.5 図 アルミナジエネレータからの ^{188}Re の溶離収率

4.6 タンデム加速器系の開発

4.6.1 高電圧端子内 ECR イオン源の開発

高電圧端子内 ECR イオン源から得られるイオンビームのエネルギー、強度を増強するために、現在の RF 周波数 10GHz の永久磁石型 ECR イオン源から 14.5GHz の永久磁石型 ECR イオン源へ更新する計画を進めている。新たなイオン源は高電圧端子の低エネルギー (LE) 側の旧ガストリッパーのあった位置に入射 90°偏振電磁石を配置しイオン源および入射系を水平に設置する。この配置により 14.5GHz のイオン源の設置空間を確保でき、かつ高電圧端子内で十分なビーム分析能力とビームハンドリングの自由度を持たせることが可能である。

計画の第 1 段階として、これまで高電圧端子内イオン源として使用してきた実績と信頼性のある 10GHz の ECR イオン源を LE 側に移設し、期待通りの性能が得られることを確認することとした。移設後の高電圧端子内イオン源入射系の配置の概略を第 4.6.1 図に示す。入射 90°偏振電磁石および引き出しレンズ系、静電ステアラーは 14.5GHz の ECR イオン源にも対応できる物を製作した。イオン源から最大 30kV の引出電圧で引き出されたイオンビームはAINツェルレンズで収束され入射 90°偏振電磁石 ($\rho=0.2\text{m}$ 、最大磁場 0.4T) で上方へ偏振され電荷、質量が大まかに分析される。AINツェルレンズの直後には水平方向の静電ステアラーがあり、ビーム軸の調整を行なえる。引き続き 80kV の前段加速を受けて 180°偏振電磁石に入射され必要な質量、電荷のイオンが選別される。180°偏振電磁石の質量分解能は $M/\Delta M = 140$ でありイオンビームの分析に十分であり、また磁場強度については $ME/q^2 = 55$ であるので、質量電荷比の大きなイオンビームの分析も可能となる。180°偏振電磁石の上下流の直近に静電四重極レンズが 1 台ずつ配置されている。高エネルギー (HE) 側には、静電ステアラーと加速管入射前にさらに静電四重極レンズが 1 台設置されており、タンデム加速器の HE 側加速管への入射条件を最適化することができる。

移設作業は高電圧端子内イオン源を利用する実験に影響を与えないように 3 度の定期整備に作業を分割して行なった。平成 15 年 10 月の整備時にガストリッパーを撤去し、設置空間の確保と設置のための測量を行なった。平成 17 年 4 月の整備時には入射 90°偏振電磁石、前段加速管の設置を行なった。平成 17 年 8 月の整備時にイオン源および新たな引き出しレンズ系、排気系を設置し、移設作業を完了させた。イオン源および入射系の制御機器の設置される高電圧ボックス内は、将来の 14.5GHz の ECR イオン源に対応できるように改造し、同時に電源ラインの耐放電対策を厳重にした。高電圧ボックス内への電源供給用の絶縁トランスはこれまでイオン源の設置されていた HE 側の空間に移動した。

移設作業に伴い真空排気系の改良を行なった。これまで非常に小型な市販のロータリーポンプを耐圧容器内に入れて排気を行なっていたため、使用しているターボ分子ポンプ (TMP) に対し排気速度が十分でなく、またフォアラインの配管が長く複雑になっていた。そのため TMP 停止時に一時的にビームラインの真空を悪化させイオンポンプのトリップを引き起こすことがあつた。そこで耐圧仕様のローターハウジングに改造した排気速度 $5\text{m}^3/\text{h}$ のロータリーポンプを直接高圧ガス中に設置し、TMP とのフォアライン接続も単純化した。TMP はできる限りイオン源近くに設置しコンダクタンスを向上させた。この結果、フォアラインの真空中度も向上し、TMP 停

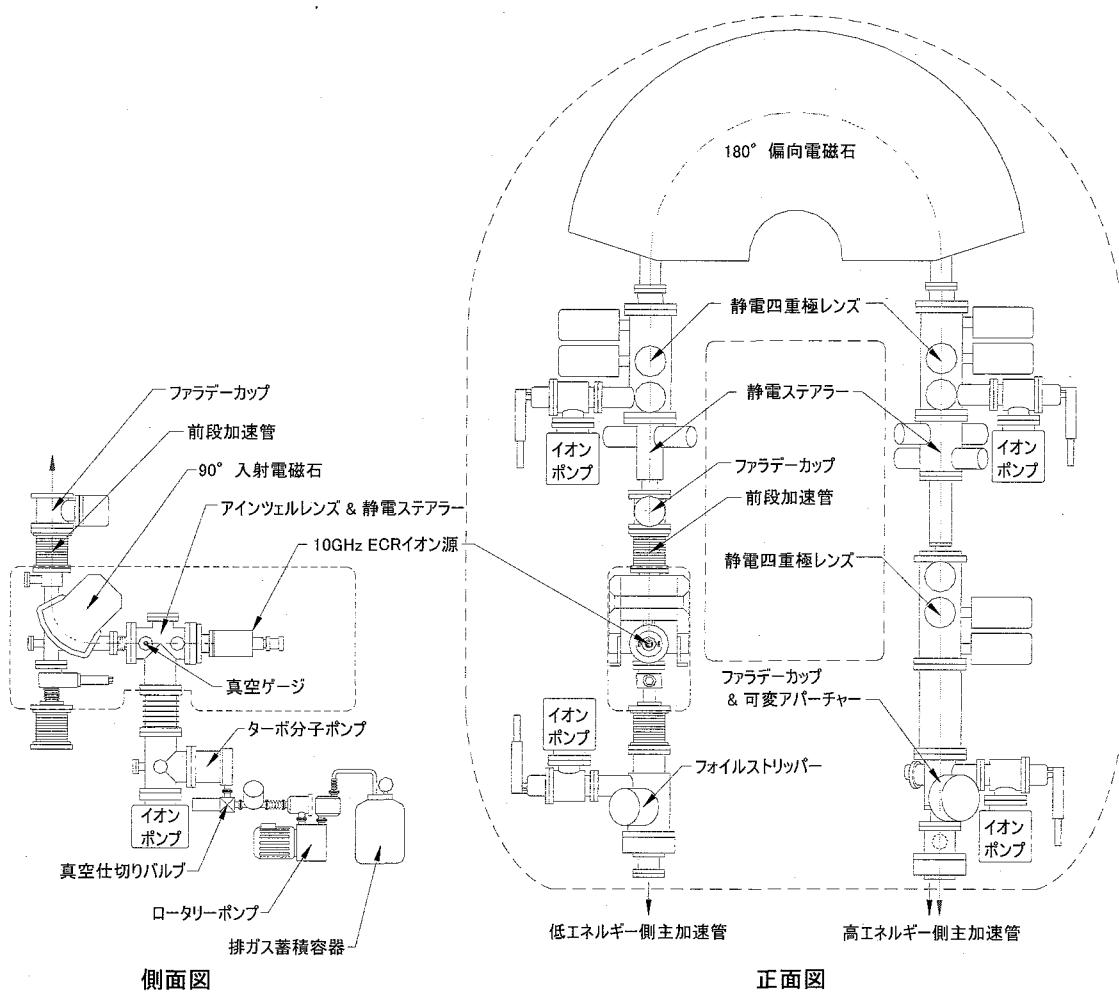
止時の真空悪化もこれまでより約1桁低く抑えることができた。また、コールドカソードゲージを高電圧端子内に初めて設置し、イオン源動作時の真空度をモニタできるようにした。

移設後のビーム加速試験やマシンタイム実験により、高電圧端子内イオン源からの加速管への入射条件が改善されたことが確認された。第4.6.2図に移設前と後でのビーム分離の比較を示す。測定は加速管入口にあるファラデーカップにおいて、 180° 偏向電磁石あるいは旧入射電磁石の磁場強度を変化させたときのビーム電流を示している。移設後、目的とする電荷以外のビームは加速管入口できれいに分離されている。 ^{nat}Xe のビーム加速試験では、タンデム加速器のエネルギー分析電磁石後のファラデーカップで Xe の各同位体がきれいに分離されていることを確認した。この時、入射 90° 偏向電磁石、 180° 偏向電磁石およびエネルギー分析電磁石の磁場を簡単なスケーリング計算によって設定するだけでイオン種の切り替えが可能であることを確認した。

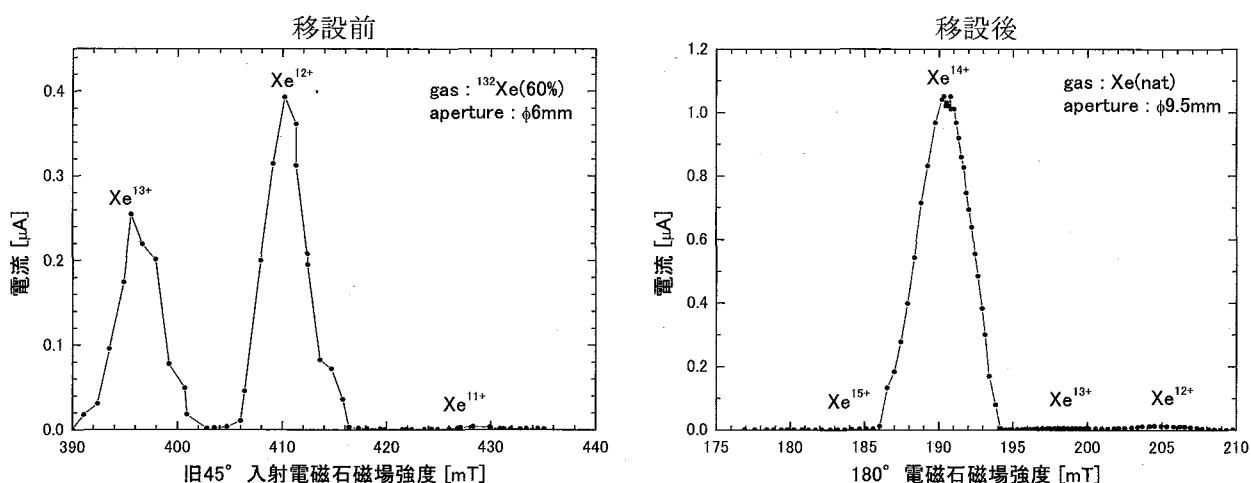
また 180° 偏向電磁石は十分な磁場強度を発生できるので、前段加速電圧を下げることなく質量電荷比の大きなイオンビームの加速管への入射が可能となり、イオン源から低い電荷のイオンを引き出すことで高電圧端子の電圧を極端に下げることなく、これまで不可能であった非常に低エネルギーのビームがタンデム加速器で利用可能となり、実際に $^{22}Ne^+$ の引き出しによるエネルギー-12MeV の Ne ビームが実験に利用された。広範なエネルギー範囲を発生できるので、照射実験や、物性実験においての利用が広がると考えている。平成 18 年にイオン源を 14.5GHz の ECR イオン源に置き換える予定であり、イオン源の性能向上によって、より強度の強い高多荷イオンの利用が可能になり、ビームエネルギー及びビーム強度の増強が達成されると考えている。

参考文献

- (1) M. Matsuda et al., JAERI Tandem Annual Report 2001(2002) p11-12.
- (2) M. Matsuda et al., JAERI Tandem Annual Report 2000(2001) p7-8.



第4.6.1図 移設後の高電圧端子内 ECRイオン源の配置図



第4.6.2図 加速管入口でのビーム分離能力の移設前後の比較

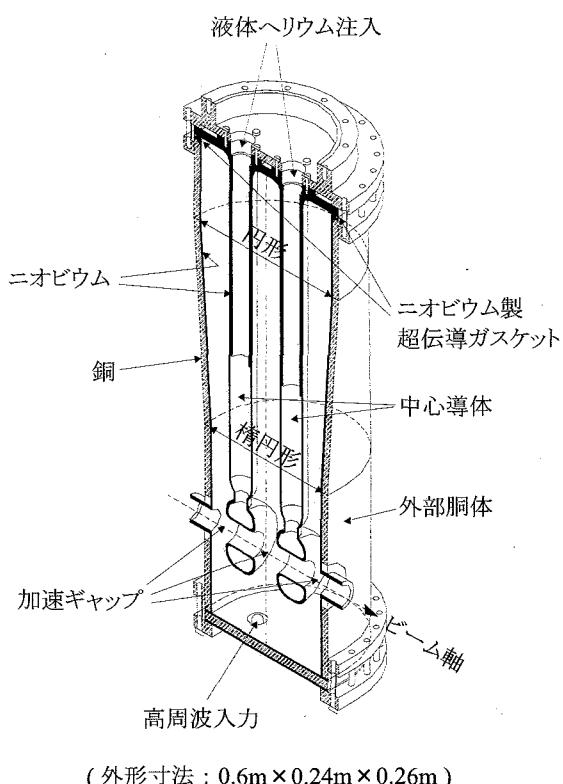
4.6.2 低速度重イオン用超伝導加速空洞の開発

タンデム加速器施設では平成17年度より安定核・短寿命核ビームを発生するJAEA・KEK共同研究施設である放射性イオン加速実験装置(TRIAC)の運用を開始した。現在は最高エネルギー1.1MeV/核子で利用されているが、将来的にはビームを超伝導ブースターで再加速し、約5～8MeV/核子のビームを得る計画を進めている。しかし、現在の超伝導ブースターでTRIACからのビームを効率よく加速するためには1.1MeV/核子のビームを2.0MeV/核子付近まで加速する前段加速器が必要であり、低速度重イオン用超伝導加速空洞の開発を進めている。

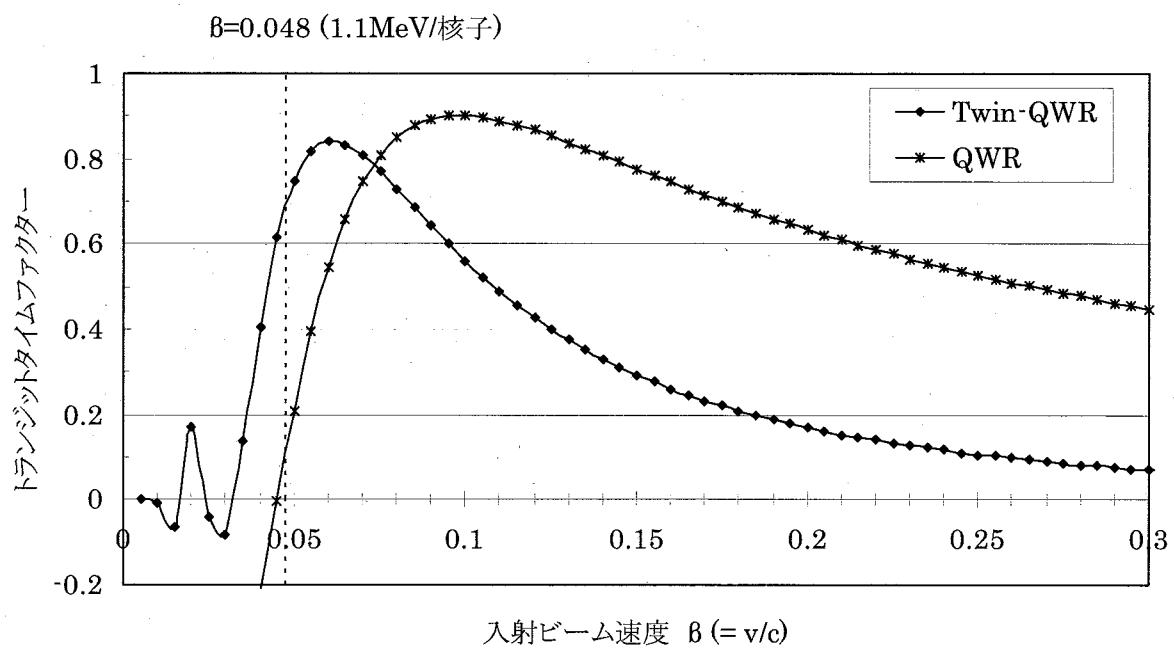
第4.6.3図に空洞の断面図を示す。空洞は3ギャップの2芯1/4波長型空洞共振器(Twin Quarter Wave Resonator)で、共振周波数は現在の超伝導ブースター(QWR)と同じ129.8MHzである。中心導体は超伝導体のニオビウムできており、4.2Kの液体ヘリウムにより直接冷却される。外部胴体はニオビウムと銅のクラッド板できており、銅の高い熱伝導率を利用して間接的に冷却される。また、中心導体と外部胴体はニオビウム製ガスケットで接続される構造になっている。

アルミニウムでモデル空洞を製作して設計の検討を行った。第4.6.4図に入射イオンの速度に対する空洞の加速効率であるトランジットタイムファクターを示す。Twin-QWRは入射イオンの速度が光速の3.3% (=0.5 MeV/核子) 以上であれば加速が可能で、最適ビーム速度 β_{opt} は光速の6% (=1.7 MeV/核子) となっている。また、第4.6.1表にTwin-QWRとQWRの主要なパラメータを示す。

平成17年度中にニオビウムでTwin-QWRの試作を行い、表面処理として電解研磨と真空熱処理を行った。平成18年度は空洞の組み上げと高圧純水洗浄を行い、その後に性能試験を行う予定である。



第4.6.3図 空洞の断面図



第 4.6.4 図 トランジットタイムファクター

第 4.6.1 表 空洞のパラメータ

形式		Twin-QWR	QWR
最適ビーム速度	β_{opt}	$0.06 \times c$ (光速)	$0.10 \times c$ (光速)
共振周波数 [MHz]	f_0	129.80	129.80
高周波蓄積エネルギー [Joule/(MV/m) ²]	U_0/E_{acc}^2	0.039	0.046
最大表面電界 [MV/m/(MV/m)]	E_p/E_{acc}	3.1	4.6
最大表面磁界 [mT/(MV/m)]	H_p/E_{acc}	12.5	7.5
加速ギャップ [m]	L_g	0.0175, 0.035, 0.0175	0.04, 0.04
加速長 [m]	L	0.15	0.15

4.6.3 RNB 用 ISOL イオン源の開発

タンデム加速器に設置されたオンライン同位体分離器は、タンデム加速器で加速した一次ビームと標的による様々な核反応で生成する放射性核種をイオン化・再加速して TRIAC に入射する装置として利用されている。核反応並びにイオン化する元素に合わせて、表面電離型イオン源、低圧アーク放電型（FEBIAD）イオン源の開発を進めている。

(1) 表面電離型イオン源

1) ${}^8\text{Li}$ ($T_{1/2}=838\text{ms}$) ビームの開発では、 ${}^8\text{Li}$ の生成にタンデム加速器からの ${}^7\text{Li}$ ビームを用いた ${}^{13}\text{C}$ (${}^7\text{Li}$, ${}^8\text{Li}$) 核子移行反応を選択し、重イオンビーム用表面電離型イオン源とそれに装着する ${}^{13}\text{C}$ 99% 濃縮同位体ターゲットを作成した。黒鉛微粒子（CLM-402, Cambridge Isotope Laboratories, Inc.）を円盤状 ($\phi=9.1\text{ mm}$, $t=200\text{ mg/cm}^2$) に成型し、70MPa 加圧下において 1,800~1,900°C で焼結した。

ターゲットを重イオンビーム用表面電離型イオン源に装着し、 ${}^7\text{Li}$ ビーム (67MeV, 40pnA) で照射した。ターゲットに打ち込まれた ${}^7\text{Li}$ のイオン化効率は 14% であった。核子移行反応で生成した ${}^8\text{Li}$ は ISOL 末端で $1.4 \times 10^5\text{ pps}$ の強度で分離できた。

2) タンデム加速器からの 33MeV 陽子ビームを用いた陽子誘起ウラン核分裂による In、Cs、Ba などの短寿命核ビーム開発のために、ウラン標的表面電離型イオン源の開発を行った。平成 17 年度は、イオン源の高温化（目標 2,400K）によるイオン化効率とターゲットからの離脱速度の向上を図るために、小型のイオン化室を作成した。性能評価として Eu 未知核種の探索を行い新核種 ${}^{163,164,165}\text{Eu}$ を発見した。

(2) FEBIAD 型イオン源

陽子誘起ウラン核分裂生成物のうち、Xe、Sn などの短寿命核ビーム開発のために、ウラン標的 FEBIAD 型イオン源の開発を行った。平成 17 年度数回行った FEBIAD 型イオン源による性能テストでは、実験毎に特に半減期が短い核種でイオン化効率が変動し、安定した性能が得られていなかった。運転状況並びにイオン源構造を検討した結果、ターゲット周辺にコーラルドスポットが生じることがあり、そのことがイオン化効率を著しく低下させていることを見出した。適切なクリアランスを取ることで安定した性能で運転することが可能になった。

4.6.4 短寿命核分離加速実験装置 (TRIAC)

平成 13 年 4 月から、高エネルギー加速器研究機構（KEK）と日本原子力研究所（現、日本原子力研究開発機構）との共同研究として、タンデム加速器施設に東大原子核研究所で開発された線形加速器群の移設を開始した。平成 17 年度下期から 1.1MeV/u の放射性イオン加速実験装置 (TRIAC) として共同利用を実施している。

${}^8\text{Li}$ ($T_{1/2}=838\text{ms}$) ビームの実験利用を開始し、 ${}^{126m}\text{In}$ ($T_{1/2}=1.64\text{s}$)、 ${}^{138}\text{Xe}$ ($T_{1/2}=14.08\text{m}$)、 ${}^{140}\text{Cs}$ ($T_{1/2}=1.06\text{m}$) 等のビーム開発を進めている。

(1) チャージブリーダー (CB-ECRIS)

⁸Li ビーム開発時に、チャージブリーダーにおいてチャージアップと思われるビームの消失、入射孔側のAINツェルレンズの設定値が再現しない症状が確認された。調査の結果、AINツェルレンズに配線された高電圧ケーブルがビームと干渉していることがわかった。AINツェルレンズ内に金属板を挿入し、高電圧ケーブルとビームとの干渉を解消することで、症状は改善した。

チャージブリーダーでは ISOL から入射した 1 倍のイオンを多価イオンに電荷増幅するが、希ガスの Xe で電荷増幅の効率が $Xe^{19+} / Xe^{1+} = 2\%$ であるのに対し、Ba 等金属イオンでは～0.1% であった。電荷増幅するためには CB-ECRIS 内のプラズマ中にイオンを入射する必要があるが、プラズマ中まで侵入できずにプラズマ表面に沿って運ばれ、電離管内壁に吸着されることが原因と考えられた。内壁に吸着しても希ガスは容易に脱離してプラズマ中に進入することができるが、金属は脱離できない。つまり、金属に関しては直接電荷増幅されたイオンを観測していたが、Xe に関しては一度中性化してから再イオン化された電流も加算して観測していたと考えられる。

(2) ビームライン

CB-ECRIS で生成した Xe の多価イオンを線形加速器まで輸送する際に、目的としていた電荷のイオンの減少が観測された。原因として輸送管内の残留ガスとの衝突による電荷交換が考えられた。残留ガスを削減するため、新たに 4 台のクライオポンプを導入することで真空間度の改善を図った。輸送管の平均真空間度は、導入前 2.1×10^{-4} Pa から導入後 5.3×10^{-5} Pa に改善された。真空間度の改善に伴い、加速器までの輸送効率は $^{129}Xe^{19+}$ で 18% から約 60% に改善された。真空間度に起因する同様のビーム損失が SCRFQ 線形加速器でも観測されており、対策を検討中である。

4.6.5 プラスチック光ファイバーによる末端電源類の制御モジュールの開発

光ファイバーは電気を通さないため、異なる電位間の通信で電気的な絶縁が必要なところに有効である。その中でもプラスチック光ファイバー (POF) は、簡便さとコストの面から使いやすく、加速器の周辺でよくおきる放電サージにも強い。我々のタンデム加速器では、この POF を使用した周辺電源類の制御方法を採用している。その一つは電圧周波数変換 (VFC)、周波数電圧変換 (FVC) と光ファイバーを使い、電圧信号を光の点滅周波数に変換して制御する方式である。またその部分的な改良として、独自に開発した周波数合成や周波数計数 (DFC-FDC) 方式も使用している。これらの手法はいずれも 1 本のファイバーに一つの制御信号しか乗せられず、また信号の確度及び分解能を改善することが難しいという弱点がある。そこで我々は、POF に周波数信号ではなく、コード化されたパルス信号を通す制御方法の開発を進めている。

新しい方式では、制御信号はコード化されたパルス信号であり、制御値だけでなく送り先のアドレスなどを付加することによって、一本の POF に複数の制御信号を乗せることができる。制御値やモニタ値はパルス信号化されているため、通信路が精度や分解能を制約することはない。この制御方式は POF で繋がれた親機と子機から構成される。親機は制御システムの上流からの

指令を受けて、一つまたは複数の子機に制御信号を送る。子機は DAC、ADC、DIO など必要なインターフェイスを持ち、それらを通して末端電源類を制御する。現在①POF 用の汎用子機モジュール、②CAMAC モジュール規格の親機、③パソコンから制御するための USB を使った親機の開発を進めている。

(1) POF 制御汎用子機

汎用子機は加速器システムの中で使用される四重極レンズ、X-Y ステアラー、偏向電磁石などの制御に応用しやすいように入出力の構成を設定した。そのブロック図を第 4.6.5 図に示す。汎用子機は制御用アナログ出力として 20 ビットの DAC を 2 つ (X,Y) 持つ。2 つの DAC の出力は 4 個のミキサー回路を経由して末端電源制御用のアナログ電圧出力となる。ミキサー回路は、加速器の制御に使用するステアラーなどの制御を容易にするほか、10 ボルトあるいは 5 ボルトのどちらの制御電圧範囲であっても DAC の分解能を無駄にしないように設けた。ミキサー回路入力部のパッチ配線の設定によって、X, Y 信号の加減演算及び出力電圧の設定を行うことができる。DAC の分解能及び確度はタンデム加速器で使用する最も厳しい要求を満たすようにデルタシグマ型を採用し、20 ビットの分解能を持つ。

汎用子機のモニタ用アナログ入力は、4 チャンネルの差動入力マルチプレクサを持った 22 ビット ADC を 2 台使用し、計 8 チャンネルである。開発中の子機の制御プログラムでは、各 ADC は 4 つのチャンネルを順次スキャンしているため、22 ビットの安定度は得られていない。

DIO は 2 ビットの制御用ステータス出力のスイッチと 4 ビットのモニタ用ステータス入力をもち、それぞれの DIO はビットごとに絶縁されている。

PIC コントローラは制御値やモニタ値を内部レジスタに保持し、親機からの指令により、レジスタのデータを親機と通信する。やり取りする POF の信号は光・電気変換 (O/E または E/O) 回路を経て、PIC コントローラのシリアルインターフェイスに入出力される。

汎用子機は内部で使用する電力をまかなう他、若干の DC 電力を外部に供給できるように DC 電源を内蔵する。タンデム加速器の圧力タンク内で使用することも考慮し、45Hz から 440Hz、90V から 130V の範囲の AC 電源入力に対応している。子機と親機との信号接続は 1 本の POF デュプレックスコードで済むため、配線が極めて簡略になる。

(2) POF 制御 CAMAC 親機

第 4.6.6 図に CAMAC 親機のブロック図を示す。制御用の PIC コントローラと POF インターフェイスとは切り替え回路を経由して繋がっている。制御系上流側の CAMAC データウェイと PIC コントローラとの接続はデュアルポートメモリを介している。制御システムの上流側からみると、最終的な制御出力、入力の値はそのデュアルポートメモリ上にコピーされるので、通信制御のその他の詳細を意識する必要はない。CAMAC 親機は 1 台で 7 つの POF ポートを持つ。

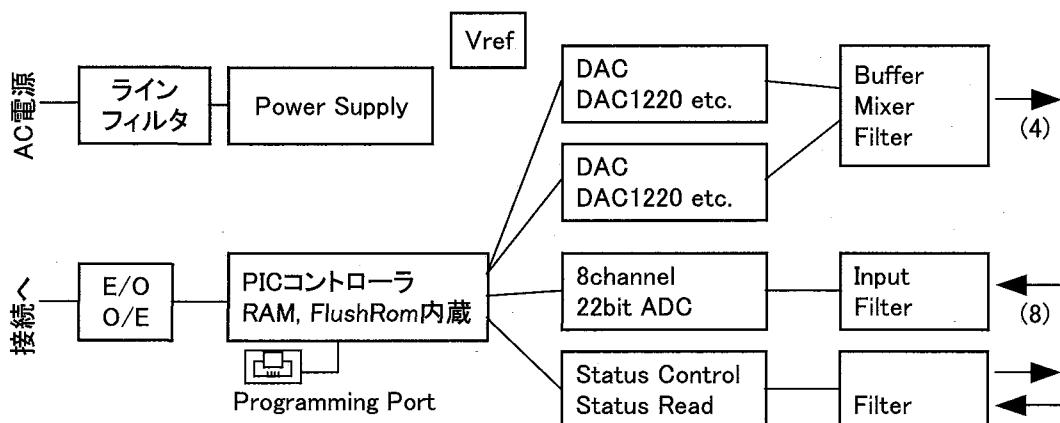
(3) USB 親機

USB 親機は、PC による POF 制御汎用子機などの制御を可能にするために開発されている。CAMAC 親機のデータウェイ、デュアルポートメモリの代わりに USB インターフェイスを持つ。

(4) PIC コントローラ

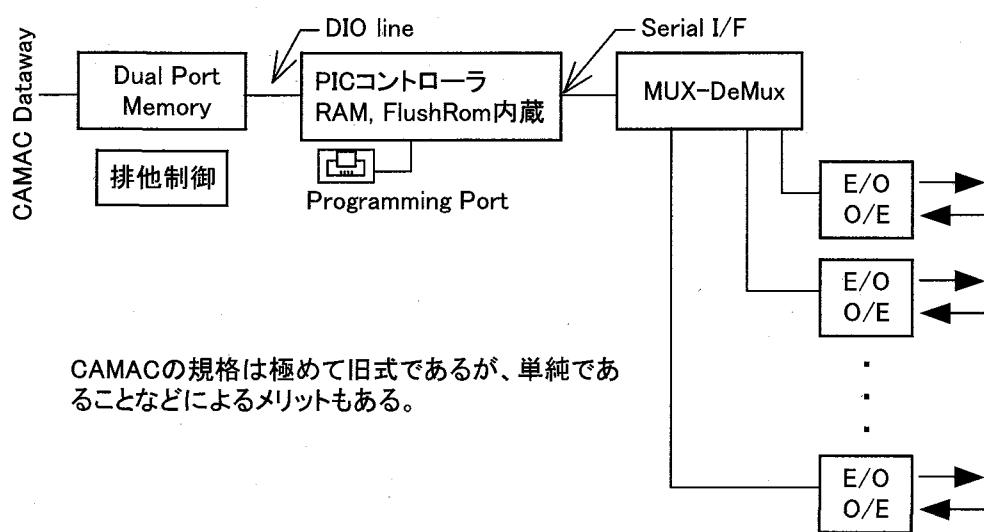
現在 POF 制御に使用されている PIC コントローラは、全てデータ 8 ビット、プログラム 16 ビットの PIC18F6520 で、40MHz のクロックで動作する。同じファミリーのコントローラがタンデム加速器施設のインターロックシステムで使用されており、我々としても扱いやすい。制御プログラムはコントローラ内のフラッシュ ROM 上に書き込まれる。制御プログラムの開発にあたっては、基本的なプログラムの作成方法を決め、設計基準として共通化して開発の効率化を図った。プログラムは簡単なデバッガーモジュールを経由して一般的な PC で開発する。

現在、タンデム加速器内の高電圧端子内の 180° 偏向電磁石電源の出力電流モニタおよびその磁束密度の測定器の制御に使用し、実環境での動作試験を行なっている。



アナログ出力4チャンネル、アナログ入力8チャンネルを設ける。
デルタシグマADC、DACを使用し高い分解能を実現する。

第4.6.5図 汎用子機のブロック図



CAMACの規格は極めて旧式であるが、単純であることなどによるメリットもある。

第4.6.6図 CAMAC親機のブロック図

4.6.6 SNB イオン源からの金属イオンビームの生成

TRIAC 計画用の安定核ビーム用イオン源として設置整備を進めてきた SNB イオン源は、平成 16 年 10 月にビームの引き出しに成功した。その後、加速器本体への入射試験を行い、予定通り核子当たり 1.1MeV/u まで加速することができた。平成 17 年度では多様なイオン種の生成試験を行い、またビーム強度及び質の向上を目指し開発を進めてきた。

(1) 金属ビームの生成

以前から開発を進めてきた金属ビーム生成用オープン [1] を用いて新たに Bi ビームの生成試験を行った。RF パワー 20W、オープンパワー 4.5W で Bi^{10+} を $3.5\mu\text{A}$ 得ることができた。Bi は安定な全元素のうち最も重い元素である。最重元素のイオンビームは重イオン照射効果や重元素核物理の研究の手法として興味深い。Bi イオンビームの生成により、これまでに上記のオープンを用いて得られた金属イオンビームは 17 元素になった。第 4.6.2 表に SNB イオン源より得られたイオン種を示す。

第 4.6.2 表 SNB イオン源から生成したイオン種

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
1	H																	He
2	Li	Be		ガス法	オープン法	MIVOC 法						B	C	N	O	F	Ne	
3	Na	Mg		開発予定								Al	Si	P	S	Cl	Ar	
4	K	Ca	Sc	Ti	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Zn	Ga	Ge	As	Se	Br	Kr
5	Rb	Sr	Y	Zr	Nb	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	Sb	Te	I	Xe
6	Cs	Ba	La	Hf	Ta	W	Re	Os	Ir	Pt	Au	Hg	Tl	Pb	Bi	Po	At	Rn
7	Fr	Ra	Ac															
	*ランタノイド	La	Ce	Pr	Nd	Pm	Sm	Eu	Gd	Tb	Dy	Ho	Er	Tm	Yb	Lu		
	**アクチノイド	Ac	Th	Pa	U	Np	Pu	Am	Cm	Bk	Cf	Es	Fm	Md	No	Lr		

参考文献

- (1) T.Nakanoya, et al., JAERI Tandem Annual report 2004 (2005) p12-13.

(2) MIVOC (Metal Ions from Volatile Compounds) 試験装置

オープン法では生成が難しい金属ビームを得るために MIVOC 装置の作製を行った。MIVOC 法ではオープン法に比べ比較的容易に金属イオンを得ることができる。しかし、炭素のコンタミネーションが非常に多いことや試料が配管の途中で凝集してしまうことがあり、供給量の制御が難しいなどの問題があった。そこでそれらを解決するため、装置全体を複数のパートに分けてそれぞれ独立に温度調整ができるようにした。また中間に微流量調整バルブを設け、温度とバルブ開度の 2 点により精密に供給量を調整できるようにした。これにより必要以上の試料の供給を抑制でき、炭素汚染を減らすことが期待できる。

(3) イオン源冷却効率の改善

イオン源本体の冷却能力を向上させるために圧空管路のコンダクタンスの改善を行った。イオン源の内部には最大で 200W 程度の RF 電力と 50W 程度のオーブン電力が印加される。イオン源は強力な永久磁石で構成されているため、これらの熱源からの磁石を守るため、圧空により強制冷却しなければならない。これまで、冷却能力が不十分で印加できる電力に制限があった。そこで、イオン源本体の圧空導入部の径を 2.0 mm から 3.0 mm へと拡大させた。また、圧空管路の内部に設置してある磁石脱落防止用ライナーの全長を 10 mm 短くしてコンダクタンスを改善させた。結果、入射 RF 電力 10Wあたりの温度上昇は改良前の 1.5°C から改良後は 0.7°C と約半分となった。これより RF 電力を 2 倍まで投入できるようになり、より大強度ビームの生成が可能となった。

(4) ビームスリット設置

ビームプロファイル向上のために X-Y 独立可変型ビームスリットを 90° 分析電磁石下流に設置した。スリットはビームによるスパッタを抑制するために Ta 平板を用いた。スリットの可変範囲は（上）、（下）、（左）、（右）ともにビーム軸中心を 0 として、-5 mm～+20 mm で連続可変である。

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

部内安全審査会は、部長の諮問機関として品質保証活動に係る重要事項に関すること、原子炉施設及び使用施設の設置及び変更並びに工事認可に関すること、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関すること、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、その他研究炉加速器管理部長が指示した事項に関すること等について、平成17年度上期において11回、平成17年度下期において11回の計22回開催され、108項目について審査を行った。

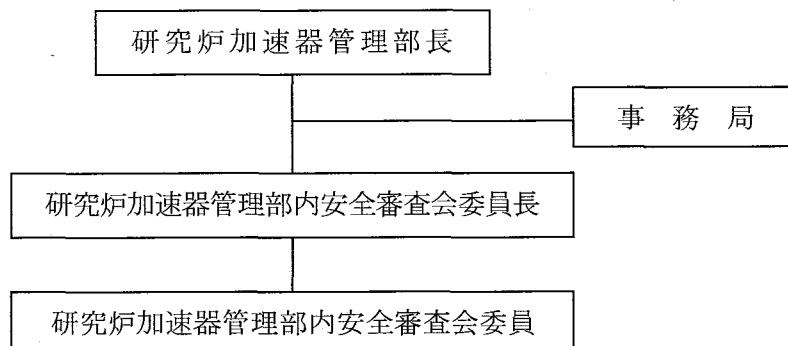
部安全衛生会議では、部長による部内安全衛生パトロールを四半期ごとに実施するとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を隨時実施した。

5.1 研究炉加速器管理部の安全管理体制

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

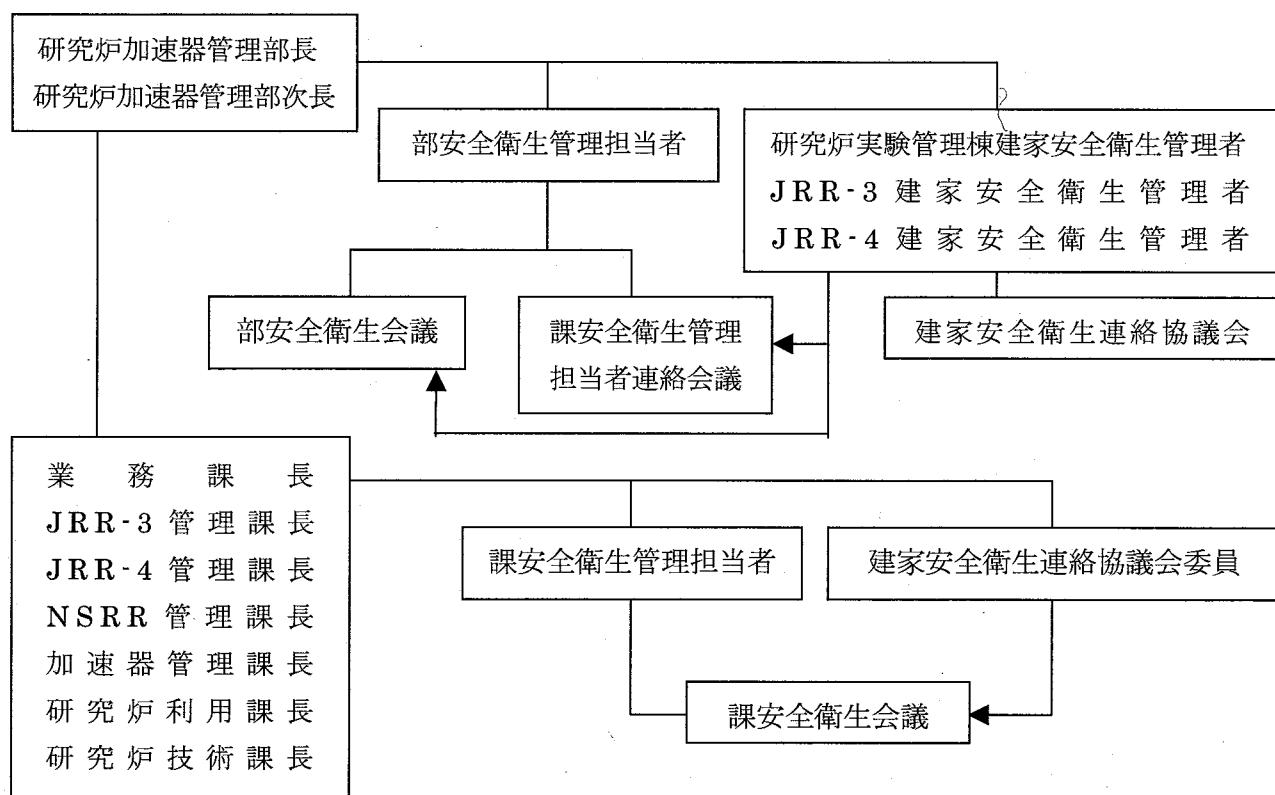
(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

部内安全審査会は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に基づく安全審査機関として、また、原子力科学研究所原子炉施設品質保証管理規程に基づく品質保証審査機関として、品質保証活動に係る重要事項に関すること、原子炉施設及び使用施設の設置及び変更並びに工事認可に関すること、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関すること、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、その他研究炉加速器管理部長が指示した事項に関すること等について安全審査を行う組織である。以下に組織を示す。



(2) 研究炉加速器管理部内安全衛生管理組織

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



5.2 安全点検状況

(1) 研究炉部内安全審査会（平成 17 年度上期）

平成 17 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 17 年 4 月 12 日 (第 1 回)	1. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について
平成 17 年 4 月 27 日 (第 2 回)	1. JRR-4 運転手引の一部改正について 2. JRR-4 使用施設本体施設等使用手引の一部改正について 3. 放射性同位元素等使用許可書(JRR-3)の一部改正について 4. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 5. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について
平成 17 年 5 月 17 日 (第 3 回)	1. JRR-3 原子炉施設保安規定の一部改正について 2. JRR-3 使用施設等保安規定の一部改正について 3. JRR-4 原子炉施設保安規定の一部改正について 4. JRR-4 使用施設等保安規定の一部改正について 5. NSRR 原子炉施設保安規定の一部改正について 6. NSRR 使用施設等保安規定の一部改正について 7. JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物の設計変更について
平成 17 年 5 月 30 日 (第 4 回)	1. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について 2. JRR-3 特定施設運転手引の一部改正について
平成 17 年 6 月 13 日 (第 5 回)	1. 中性子ラジオグラフィ装置における水素ガス使用に係る実験について 2. JRR-3 原子炉施設の点検実施要領書について 3. JRR-4 原子炉施設の点検実施要領書について 4. JRR-3 原子炉施設保安規定の一部改正について
平成 17 年 7 月 8 日 (第 6 回)	1. JRR-4 の整合性の点検実施状況の確認について
平成 17 年 7 月 11 日 (第 7 回)	1. JRR-3 の整合性と点検実施状況の確認について
平成 17 年 7 月 12 日 (第 8 回)	1. JRR-3 原子炉施設の整合性点検結果報告書について 2. JRR-4 原子炉施設の整合性点検結果報告書について 3. JRR-4 運転手引の一部改正について 4. JRR-3 原子炉施設品質保証計画の一部改正について 5. JRR-3 使用施設等品質保証計画の一部改正について

開 催 日	審 査 事 項
平成 17 年 9 月 2 日 (第 9 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 高分解能粉末中性子回析装置 (HRPD) における実験 (ガスハイドレート研究) について 2. JRR-3 冷中性子源装置減速材容器の交換作業について 3. JRR-3 原子炉施設保安規定の一部改正について 4. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について 5. JRR-4 運転手引の一部改正について 6. JRR-3 使用施設等運転手引の一部改正について 7. JRR-4 使用施設等運転手引の一部改正について 8. JRR-3 特定施設運転手引 (原子炉施設) の一部改正について 9. JRR-3 特定施設運転手引 (核燃料物質使用施設等) の一部改正について 10. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 11. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について
平成 17 年 9 月 9 日 (第 10 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 東海研究所キャプセル等設計・製作基準の一部改正について 2. 東海研究所キャプセル等検査基準の一部改正について 3. ラジオアイソトープ製造棟防護活動手引について 4. DSF (北地区) 防護活動手引の一部改正について 5. JRR-1 防護活動手引の一部改正について 6. JRR-3 核物質防護要領の一部改正について 7. JRR-4 核物質防護要領の一部改正について 8. DSF (北地区) 核物質防護要領の一部改正について 9. JRR-3 原子炉施設品質保証計画の一部改正について 10. JRR-4 原子炉施設品質保証計画の一部改正について 11. JRR-3 使用施設等品質保証計画の一部改正について 12. JRR-4 使用施設等品質保証計画の一部改正について 13. NSRR 本体施設運転手引の一部改正 (参考) について 14. NSRR 本体施設使用手引の一部改正 (参考) について 15. NSRR 防護活動手引の一部改正 (参考) について 16. NSRR 地震対応手引の一部改正 (参考) について 17. 臨界管理手順書(NSRR 施設)の一部改正 (参考) について
平成 17 年 9 月 16 日 (第 11 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 一般高圧ガス製造施設運転・点検要領の一部改正について 2. JRR-4 冷凍高圧ガス施設運転要領の一部改正について 3. レーザ機器の取扱に関する作業基準 (RI 製造棟) の一部改正について 4. レーザ機器の取扱に関する作業基準 (JRR-3 利用施設) の一部改正について

開 催 日	審 査 事 項
平成 17 年 9 月 16 日 (第 11 回)	<p>5. 実験用小動物の照射実験要領の一部改正について</p> <p>6. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（研究炉技術管理課）の一部改正について</p> <p>7. 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</p> <p>8. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（RI 製造棟）の一部改正について</p> <p>9. 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</p> <p>10. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（NSRR 管理室）の一部改正（参考）について</p> <p>11. JRR-3 原子炉施設品質保証計画の一部改正について</p> <p>12. JRR-4 原子炉施設品質保証計画の一部改正について</p> <p>13. JRR-3 使用施設等品質保証計画の一部改正について</p> <p>14. JRR-4 使用施設等品質保証計画の一部改正について</p> <p>15. NSRR 原子炉施設品質保証計画の一部改正（参考）について</p> <p>16. NSRR 使用施設等品質保証計画の一部改正（参考）について</p>

(2) 研究炉加速器管理部内安全審査会（平成 17 年度下期）

平成 17 年度における研究炉加速器管理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 17 年 10 月 21 日 (第 1 回)	<p>1. JRR-3 非標準照射キャップセルの設計・製作について</p> <p>2. JRR-4 の運転手引の一部改正について</p> <p>3. タンデム加速器建家における核燃料物質の使用の変更の許可申請について</p>
平成 17 年 11 月 21 日 (第 2 回)	1. 保全計画に基づく保全活動の実施状況（JRR-4 原子炉施設）について
平成 17 年 12 月 16 日 (第 3 回)	<p>1. CNS 工場立会検査及び使用前検査について</p> <p>2. CNS 使用前検査のための対応要領作成について</p>
平成 18 年 1 月 10 日 (第 4 回)	1. 「運転計画の作成要領」の制定について
平成 18 年 1 月 27 日 (第 5 回)	<p>1. 使用前検査の対応要領（JRR-3、JRR-4、NSRR）</p> <p>2. 施設検査の対応要領（JRR-3、JRR-4、NSRR）</p> <p>3. 「原子力科学研究所 原子炉施設保安規定 第 7 編 NSRR の管理」の一部変更について</p>

開催日	審査事項
平成 18 年 1 月 27 日 (第 5 回)	4. 「原子力科学研究所 原子炉施設保安規定 第 5 編 JRR-3 の管理」の一部変更について 5. 「原子力科学研究所 原子炉施設保安規定 第 6 編 JRR-4 の管理」の一部変更について
平成 18 年 2 月 6 日 (第 6 回)	1. 「原子力科学研究所 原子炉施設保安規定 第 5 編 JRR-3 の管理」の一部変更について 2. 「原子力科学研究所 原子炉施設保安規定 第 6 編 JRR-4 の管理」の一部変更について 3. 「JRR-3 原子炉施設品質保証計画」の一部改正について 4. 「JRR-3 施設定期検査対応要領」制定について 5. 「JRR-3 測定機器及び監視計器の管理要領」制定について
平成 18 年 2 月 13 日 (第 7 回)	1. NSRR 原子炉施設の「保全計画に基づく保全活動の実施状況」について (報告)
平成 18 年 2 月 16 日 (第 8 回)	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 JRR-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 18 年 3 月 3 日 (第 9 回)	1. 「日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所の原子炉施設(JRR-4 原子炉施設)の変更に係る設計及び工事の方法の許可申請書〔第 5 次反射体要素の製作〕」について
平成 18 年 3 月 29 日 (第 10 回)	1. 「JRR-3 本体施設運転手引」の一部改正について 2. 「JRR-3 使用施設等本体施設使用手引」の一部改正について 3. 「JRR-4 本体施設等運転手引」の一部改正について 4. 「JRR-4 使用施設本体施設等使用手引」の一部改正について 5. 「JRR-3 利用施設運転手引」の一部改正について 6. 「JRR-4 利用施設運転手引」の一部改正について 7. 「実験用小動物の照射実験要領」の一部改正について 8. 「NSRR 本体施設運転手引」の一部改正について 9. 「NSRR 本体施設使用手引」の一部改正について

開催日	審査事項
平成18年3月30日 (第11回)	1. 「JRR-3 原子炉施設品質保証計画」の一部改正について 2. 「JRR-3 使用施設等品質保証計画」の全部改正について 3. 「JRR-4 原子炉施設品質保証計画」の一部改正について 4. 「JRR-4 使用施設品質保証計画」の全部改正について 5. 「NSRR 原子炉施設品質保証計画」の一部改正について 6. 「NSRR 使用施設等品質保証計画」の全部改正について 7. 「JRR-3 施設定期検査対応要領」の一部改正について

(3) 安全衛生パトロール

平成17年度における部内の安全衛生パトロールは、次のとおり実施された。

1) 部長による安全衛生パトロール

四半期ごとに実施した。

2) 課長による安全衛生パトロール

各課ごとに毎月実施した。

3) 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール

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

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 17 年 9 月 5 日	大規模地震対応 自主防災訓練	地震発生後の施設等の点検及び人員掌 握を行った。	161 名
平成 18 年 2 月 28 日	研究炉加速器管 理部総合訓練	JRR-3 使用済燃料貯蔵施設を対象施設 として研究炉加速器管理部の事故対応 総合訓練を実施した。	28 名
平成 17 年 11 月 7 日	消火訓練	部内の職員及び委託作業者等を対象に、 各建家毎に消火器及び屋内外消火栓を 使用した消火訓練を実施した。 <テキスト> 消火器の取扱説明書	31 名
平成 17 年 11 月 18 日			15 名
平成 17 年 11 月 28 日			48 名
平成 17 年 11 月 30 日			3 名
平成 18 年 2 月 6 日			12 名
平成 18 年 2 月 23 日			12 名
平成 18 年 1 月 5 日	核物質防護に關 する再教育訓練	JRR-3、4、NSRR の原子炉施設及び DSF 施設の防護区域に立入る職員及び業者 を対象に、核物質防護に関する教育訓練 を実施した。 <テキスト> 研究炉加速器管理部核物質防護訓練資 料	223 名
平成 18 年 1 月 6 日			

(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 17 年 4 月 28 日 平成 17 年 11 月 2 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。	17 名 16 名
平成 17 年 4 月 5 日～ 4 月 8 日 平成 17 年 10 月 5 日～ 10 月 6 日 平成 17 年 10 月 11 日～ 10 月 12 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> 配属時及び放射線業務従事者就業前保安教育訓練資料	3 名
平成 17 年 6 月 28 日	再保安教育訓練	関係法令及び保安規定、品質保証、施設概要、放射線管理、核燃料物質及び核燃料物質により汚染された物の取扱、非常時に採るべき処置に関することについて教育訓練を実施した。 <テキスト> 平成 17 年度再保安教育訓練資料	13 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參加した。			

(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 17 年 4 月 27 日 平成 17 年 10 月 11 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。	46 名 42 名
平成 17 年 4 月 18 日～ 4 月 27 日 平成 17 年 10 月 11 日～ 10 月 19 日 平成 18 年 1 月 16 日～ 2 月 7 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> 新人・異動職員等研修資料	9 名
平成 17 年 7 月 11 日 平成 17 年 7 月 12 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教育訓練を実施した。 <テキスト> 関係法令教育訓練資料 他	38 名
平成 17 年 4 月 15 日 平成 17 年 4 月 18 日 平成 17 年 5 月 11 日 平成 17 年 10 月 14 日 平成 17 年 10 月 20 日 平成 17 年 10 月 21 日 平成 18 年 2 月 6 日 平成 18 年 3 月 1 日 平成 18 年 3 月 2 日	核物質防護に関する教育訓練	JRR-3 の防護区域に立入る職員等を対象に核物質防護に関する教育訓練を実施した。 <テキスト> 核物質防護及び研究炉施設の出入り管理について	14 名
平成 18 年 1 月 30 日 平成 18 年 1 月 31 日 平成 18 年 2 月 13 日	放射線障害防止法に基づく教育訓練	放射線障害防止法に基づく教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線障害予防規定及び RI 取扱について	33 名
平成 17 年 4 月 12 日 平成 17 年 4 月 13 日 平成 17 年 4 月 14 日 平成 17 年 4 月 17 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	JRR-3 本体施設運転手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。	37 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 17 年 4 月 25 日 平成 17 年 4 月 26 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉施設、使用施設等保安規定、品質保証計画の一部改正に伴う教育訓練を実施した。	38 名
平成 17 年 5 月 19 日		職場の安全衛生に関する教育訓練を実施した。	38 名
平成 17 年 5 月 30 日 平成 17 年 6 月 1 日 平成 17 年 6 月 2 日		本体施設、特定施設運転手引改正に伴い、教育訓練を実施した。	38 名
平成 17 年 6 月 6 日 平成 17 年 6 月 9 日		放射線安全取扱手引改正に伴い、教育訓練を実施した。	38 名
平成 17 年 8 月 17 日 平成 17 年 8 月 18 日 平成 17 年 8 月 19 日 平成 17 年 8 月 22 日 平成 17 年 8 月 24 日		原子炉、使用施設品質保証計画の一部改正に伴い、教育訓練等を実施した。	38 名
平成 17 年 8 月 18 日 平成 17 年 8 月 22 日 平成 17 年 8 月 24 日		原子炉の停止が必要となるような注意喚起信号発生時の措置について模擬事象により教育訓練を実施した。	38 名
平成 17 年 9 月 20 日 平成 17 年 9 月 21 日		原子炉施設保安規定他 7 件の改正に伴い、教育訓練を実施した。	38 名
平成 17 年 10 月 25 日		原子炉施設の構造、性能及び運転、操作に関する教育訓練を実施した。	31 名
平成 17 年 11 月 28 日 平成 17 年 11 月 30 日		故障トラブル専門部会の報告書を用い、安全管理の一層の向上を図るため、教育訓練を実施した。	33 名
平成 17 年 12 月 19 日		放射線安全取扱手引改正に伴い、教育訓練を実施した。	31 名
平成 18 年 2 月 10 日 平成 18 年 2 月 14 日		原子炉等規制法及び関連法令、本体施設運転手引等改正に伴い、教育訓練を実施した。	34 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(4) JRR-4 管理課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 17 年 4 月 13 日	通報訓練	課員及び JRR-4 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	26 名
平成 17 年 10 月 20 日			25 名
平成 17 年 4 月 11 日～ 5 月 16 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>	3 名
平成 18 年 1 月 10 日～ 1 月 24 日		新人・異動職員等研修資料	
平成 18 年 2 月 20 日	核燃料物質等の取扱に関する教 育訓練	核燃料物質等の取扱に関する教育訓練	15 名
平成 18 年 3 月 8 日		を実施した。 <テキスト> 核燃料物質等の取扱について	
平成 17 年 4 月 22 日	核物質防護に関 する教育訓練	JRR-4 の防護区域に立入る職員等を対象に核物質防護に関する教育訓練を実施した。	10 名
平成 18 年 3 月 14 日		<テキスト> 核物質防護及び研究炉施設の出入り管理について	
平成 17 年 9 月 12 日	冷凍高圧ガス製 造施設保安教育 訓練	JRR-4 冷凍高圧ガス製造施設従事者を対象に保安教育を実施した。	12 名
平成 17 年 9 月 15 日		<テキスト>	
平成 17 年 9 月 26 日		冷凍高圧ガス危害予防規定 他	11 名
平成 17 年 12 月 5 日			
平成 17 年 4 月 1 日	規定、手引等改 正に伴う教育訓 練・勉強会等	監視カメラ使用等を含む巡視点検の検討を実施した。	15 名
平成 17 年 4 月 13 日		運転手引改正について技術検討会を実施した。	53 名
平成 17 年 7 月 11 日			
平成 17 年 8 月 31 日			
平成 17 年 10 月 17 日			
平成 17 年 10 月 18 日			
平成 17 年 4 月 25 日		放射線安全取扱手引改正に伴い教育訓練を実施した。	15 名
平成 17 年 5 月 16 日		新法人発足後の原子炉施設、使用施設等の保安規定について技術検討を行った。	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 17 年 6 月 8 日 平成 17 年 6 月 21 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	「総点検」に関する検討会を行い、安全意識、法令順守の醸成のための教育を実施した。	23 名 14 名
平成 17 年 6 月 22 日		原子炉施設、使用施設品質保証計画について教育訓練を実施した。	17 名
平成 17 年 7 月 25 日 平成 17 年 8 月 1 日 平成 17 年 11 月 21 日 平成 17 年 11 月 24 日		施設定期自主検査の説明会を行った。	44 名
平成 17 年 7 月 25 日		原子力体験セミナーに係る臨界実験について教育訓練を実施した。	15 名
平成 17 年 7 月 25 日		原子炉施設運転手引一部改訂に伴い、教育訓練を実施した。	19 名
平成 17 年 8 月 15 日		医薬用外毒物劇物管理マニュアルについて技術検討会を実施した。	11 名
平成 17 年 8 月 22 日		人的要因によるトラブル対策と、安全管理の一層の向上を図るため、教育訓練を実施した。	13 名
平成 17 年 9 月 7 日		原子炉施設、使用施設品質保証計画改正（案）及び核物質防護規定改正（案）について技術検討会を実施した。	9 名
平成 17 年 9 月 26 日		原子炉施設、使用施設保安規定の改正に伴い、教育訓練を実施した。	15 名
平成 17 年 11 月 9 日 平成 17 年 11 月 10 日		熱出力校正計画について討議を行った。	14 名
平成 17 年 11 月 14 日		施設安全に係る打合せ及び JMTR における不適合事項に関する今後の対応について討議を行った。	14 名
平成 17 年 11 月 30 日		人的要因トラブル排除対策計画及び技術検討会議運営要領について技術検討会を実施した。	12 名
平成 17 年 12 月 26 日 平成 18 年 1 月 12 日		原子炉等規制法及び関連法令改正に伴う教育訓練を実施した。	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 18 年 1 月 16 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	非常時の措置に関する教育訓練を実施した。運転手引作成ガイドライン等について技術検討会を実施した。	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隨時実施するとともに、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

(平成 17 年 10 月 1 日以降)

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 17 年 10 月 13 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。	30 名
平成 17 年 10 月 17 日～ 10 月 20 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト>	2 名
平成 17 年 10 月 17 日～ 10 月 19 日		原子炉等規制法他	
平成 17 年 10 月 14 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練	運転手引、品質保証計画、核物質防護規定改正に伴い教育訓練を実施した	13 名
平成 17 年 10 月 14 日	練・勉強会等	保安規定改正に伴い、教育訓練を実施した。	3 名
平成 17 年 10 月 14 日		医薬用外毒物管理マニュアル改正に伴い、教育訓練を実施した。 県条例（排水対策）の改正に係る説明会を実施した。	2 名
平成 17 年 10 月 3 日～ 10 月 31 日		使用施設運転に関する実務研修を実施した。	1 名
平成 17 年 11 月 9 日 平成 17 年 11 月 18 日		品質保証活動における職務と担当及び安全管理の一層の向上について教育を行った。	13 名
平成 17 年 12 月 28 日		人的要因トラブルに対する安全対策について教育訓練を実施した。	13 名
平成 18 年 1 月 31 日		HTTR 作業員指負傷の水平展開を行うとともに、注意喚起を行った。	12 名
平成 18 年 2 月 10 日 平成 18 年 3 月 8 日 平成 18 年 3 月 14 日～ 3 月 15 日 平成 18 年 3 月 22 日		労働安全衛生法に関する教育訓練を実施した。	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 18 年 2 月 10 日 平成 18 年 3 月 8 日～ 3 月 9 日 平成 18 年 3 月 14 日～ 3 月 15 日 平成 18 年 3 月 22 日～ 3 月 23 日	規定、手引等改 正に伴う教育訓 練・勉強会等	核燃料物質の取扱、放射線管理等につい て教育訓練を実施した。	13 名
平成 18 年 2 月 28 日		カプセルの使用前検査における校正記 録の不備対策に関する教育を実施した。	13 名
平成 18 年 3 月 30 日		品質保証基本計画について教育訓練を 実施した。	10 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(6) 加速器管理課が実施した保安教育訓練

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

(平成 17 年 10 月 1 日以降)

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 17 年 10 月 17 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。	19 名
平成 18 年 3 月 3 日 平成 18 年 3 月 9 日～ 3 月 14 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行った。	15 名
平成 17 年 11 月 1 日	運転訓練	タンデム加速器を運転するための教育訓練を実施した。 <テキスト> 「タンデム加速器運転訓練」資料	1 名
平成 18 年 2 月 23 日	一般高圧ガス製造施設保安教育訓練	タンデム加速器高圧ガス製造施設従事者を対象に保安教育を実施した。 <テキスト> 高圧ガス製造施設運転要領	3 名
平成 17 年 12 月 14 日 平成 17 年 12 月 21 日 平成 18 年 1 月 12 日 平成 18 年 1 月 26 日 平成 18 年 3 月 15 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	加速器施設の構造、特徴等について技術勉強会を実施した。	14 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(7) 研究炉利用課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 17 年 4 月 8 日	通報訓練	課員及び RI 製造棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	18 名
平成 17 年 4 月 25 日 平成 17 年 10 月 13 日		課員及び JRR-1 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	21 名 19 名
平成 17 年 4 月 11 日～ 4 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>	3 名
平成 18 年 1 月 16 日～ 1 月 17 日		保安規定、放射線安全取扱手引 他	
平成 17 年 5 月 23 日～ 5 月 27 日	再保安教育訓練	課員及び JRR-1、JRR-3、JRR-4、RI 製造棟施設に従事する者に対する教育訓練を実施した。 <テキスト>	10 名
平成 17 年 5 月 30 日		放射線防護、放射線取扱手引	23 名
平成 17 年 5 月 31 日		関係法令及び保安規定	
平成 17 年 7 月 29 日			23 名
平成 17 年 8 月 1 日			
平成 17 年 8 月 31 日			
平成 17 年 9 月 1 日			
平成 17 年 11 月 24 日			19 名
平成 18 年 2 月 28 日			20 名
平成 18 年 3 月 3 日			
平成 18 年 3 月 6 日			
平成 17 年 10 月 18 日	JRR-3 共同利用 利用者教育	JRR-3 共同利用の利用者を対象に、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	1 名
平成 17 年 4 月 21 日	一般高圧ガス製 造施設保安教育 訓練	JRR-3 一般高圧ガス製造施設従事者を対象に保安教育を実施した。 <テキスト>	4 名
平成 18 年 2 月 23 日		高圧ガス製造施設保安教育計画 他	4 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 17 年 4 月 28 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	JRR-3 の計画外停止を例として、非常時に採るべき処置に関する教育訓練を実施した。	23 名
平成 17 年 6 月 29 日 平成 17 年 6 月 30 日		品質保証基本計画の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。	23 名
平成 17 年 9 月 29 日 平成 17 年 9 月 30 日 平成 17 年 10 月 3 日		新法人発足に伴う規則、規定、手引、要領等制定に関する保安教育を実施した。	23 名
平成 17 年 9 月 26 日		JRR-3 冷中性子源装置減速材容器の更新に係る工場検査に伴う検査員教育を実施した。	2 名
平成 17 年 11 月 24 日		安全管理の一層の向上について勉強会を実施した。	19 名
平成 18 年 1 月 31 日		原子炉等規制法、規則改正に伴い、勉強会を実施した。	15 名
平成 18 年 2 月 28 日		JRR-3 水力、気送照射設備及び JRR-4 医療照射設備に関し、勉強会を実施した。	13 名
平成 18 年 3 月 22 日		JRR-3、JRR-4 利用施設の運転手引改正に伴い、技術検討会を実施した。	14 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(8) 研究炉技術課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 17 年 4 月 15 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。	14 名
平成 17 年 10 月 12 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。	19 名
平成 17 年 10 月 14 日			17 名
平成 17 年 10 月 6 日	配属時保安教育訓練	異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 配属時保安教育訓練テキスト	1 名
平成 17 年 12 月 26 日 平成 18 年 1 月 6 日	再保安教育訓練	臨界安全についての再教育訓練を実施した。 <テキスト> 臨界安全管理資料	8 名
平成 17 年 5 月 19 日 平成 17 年 10 月 18 日 平成 17 年 10 月 21 日 平成 18 年 3 月 1 日 平成 18 年 3 月 2 日 平成 18 年 3 月 9 日	核物質防護に関する教育訓練	DSF の防護区域に立入る職員及び業者を対象に核物質防護に関する教育訓練を実施した。 <テキスト> 核物質防護及び研究炉施設の出入り管理について	9 名
平成 18 年 1 月 16 日	SF アダプタの保管廃棄及びエドロ型輸送容器の運搬作業に伴う保安教育訓練	SF アダプタの保管廃棄及びエドロ型輸送容器の運搬作業に伴い、関係法令、保安規定等について保安教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力安全法令の体系他	4 名
平成 17 年 4 月 27 日 平成 17 年 4 月 28 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練	放射線安全取扱手引改訂に伴う教育訓練を実施した。	9 名
平成 17 年 5 月 26 日	練・勉強会等	施設品質保証計画、施設保安規定の一部改正に伴う教育訓練を実施した。	9 名
平成 17 年 6 月 22 日 平成 17 年 6 月 24 日		県主導通報訓練対応要領に係る教育を実施した。 原子炉施設等に係る総点検を行った。	9 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 17 年 7 月 8 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	文科省からの通達により、実験室で発生した火災事例を基に原子炉施設の安全管理の徹底を図った。	9 名
平成 17 年 7 月 26 日		原子炉施設等に係る整合性の再点検を行い、結果を踏まえ保安教育を実施した。	9 名
平成 17 年 8 月 29 日		防災週間における自主防災訓練として地震対応要領について教育を実施した。	9 名
平成 17 年 9 月 14 日 平成 17 年 9 月 20 日		茨城県公害防止条例の改正に伴い、保安教育を実施した。	9 名
平成 17 年 9 月 22 日 平成 17 年 9 月 26 日		新法人発足に伴い、規定等の全面改正に係る保安教育を実施した。	9 名
平成 17 年 11 月 25 日		新法人発足に伴い、事故故障災害時の通用連絡に関する運用基準について教育を実施した。	7 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

6. 国際協力



International Cooperation

This is a blank page.

6.1 二国間協力

6.1.1 日本原子力研究開発機構とインドネシア原子力庁（JAEA-BATAN）の研究協力

本協力協定（正式名：「研究炉の利用と安全性、ラジオアイソトープの製造と利用、放射線防護及び放射性廃棄物管理の分野におけるインドネシア原子力庁と日本原子力研究開発機構との間の取決め」）は、平成 16 年 3 月 17 日付けで期間満了となり、BATAN と協議を重ね、付属書 I-A（中性子散乱）、付属書 III-A（原子炉物理及び技術）及び付属書 IV（ラジオアイソトープの製造と利用）に関しては、BATAN が独自に対応できる力を備えてきたことから、協力内容を情報交換として技術の定着化を図るとともに、取り決めの期間を 3 年延長した。付属書 V（原子力人材養成）に関しては、コースフォローアップを通して安全技術の底上げに貢献するため、取り決めの期間を 3 年間延長した。平成 17 年度は、このため付属書 III-A（原子炉物理及び技術）については、研究員の受入・派遣ではなく情報交換のみなされた。

6.1.2 日本原子力研究開発機構とタイ原子力庁（JAEA-OAP）の研究協力

（付属書 I：研究炉の分野における協力）

平成 6 年度に原研とタイ原子力庁（OAP）との間の研究協力協定（現在の正式名：「研究炉の分野における研究協力に関するタイ原子力庁と日本原子力研究開発機構との間の実施取決め」）が締結された。平成 17 年度は、この協定に基づいて研究協力を 11 年度目にあたる。また、今年度は協力協定の 3 年間の再延長の手続きを行い、OAP がこれまでの協力により研究炉の運営・管理に携わる要員の技術的向上が図られたことから、今後は研究炉に関する技術的フォローアップを主眼とした情報交換を行うことで合意に達した。

平成 17 年度は、「炉心モデル挙動特性計算」、「照射装置の改良」というテーマで 2 名受け入れ、技術指導を行った。

また、第 12 回目の運営委員会が平成 17 年 7 月 11 日、12 日に日本原子力研究所（当時）東海研究所で開催され、平成 17 年度の活動、平成 18 年度の実施計画等について話し合われた。

（1）炉心モデル挙動特性計算（受入）

原子力機構－タイ原子力庁（OAP）との研究協力取り決めるに基づき、平成 17 年 11 月 14 日から 12 月 9 日までの 26 日間、タイ原子力庁の研究員 1 名を受け入れ、原子力研究開発機構で開発されたモンテカルロ核計算コードである MVP について、計算手法等について指導を行った。指導及び取り組んだ内容としては下記の順番で行った。①MVP の入門的内容。②球体系等の簡単な体系を用いた臨界計算。③タイの研究炉 TRIGA MARKIII のインプットファイルを作成し、その臨界計算。④TRIGA MARKIII で将来計画されている炉心周りにおける中性子照射設備に関して、計画されている照射設備の中性子束分布計算。

①の内容としては、まず MVP をパソコンにインストールする作業から行った。今回用いた MVP (version 2.0) は Windows 版である。インストール後、MVP の特徴、インプットファイルの構成等について指導を行った。

②の内容としては、球体系等の簡単な体系を用いた臨界計算を行うことにより、インプット

ファイルの作成→計算の実行→アウトプットファイルの編集といった計算の基本的な流れについて指導を行った。今後複雑な炉心体系のインプットファイルを作成するのに必要となってくる格子構造についても数マス程度の簡単なインプットを用いて指導を行った。反応度を求める以外にも、各種核反応率及び中性子束を求める方法等についても指導を行った。

③の内容としては、実際のタイの研究炉 TRIGA MARKⅢの体系のインプットファイルを作成して、その臨界計算を行った。炉心構成及び制御棒高さを容易に変更できるようにし、今後の炉心計算の利便性を図った。実験で求まった臨界制御棒位置における k_{eff} の計算値を求めると、1.009 という結果が得られたことより、比較的精度の良いインプットファイルを作成することができたと考えられる。

④の内容としては、将来 TRIGA MARKⅢで計画されている中性子照射設備について、その中性子束分布を求めた。炉心周りに半径 12.7 cm の照射孔を 14 個設置することを計画しているが、そのそれぞれの孔における中性子束を求め、照射設備について検討を行った。

今回の計算では、中性子束分布の計算は照射孔全体の中性子量を求めるという簡易的な計算しか行っていないため、今後具体的に照射孔の検討を行う場合には、照射孔のより詳細なインプットファイルの記述が必要となってくる。

(2) 照射による宝石の色づけの大量生産（受入）

原子力機構－タイ原子力庁（OAP）との研究協力取り決めに基づき、平成 17 年 11 月 14 日から約 1 ヶ月間、「照射による色付けした宝石の増産」というテーマで OAP から研修生 1 名を受け入れた。

本研修では、同時期 OAP から JRR-3 で受け入れた研修生と協力の下、タイの TRR-1/M1 の照射孔位置における中性子束分布をモンテカルロ MVP コードを用いて詳細に計算し、炉心外周部に新たな照射設備を設置することによる増産が可能であることが確認できた。

6.2 國際會議、海外協力、調査等

6.2.1 「アジア原子力協力フォーラム(FNCA)」

(1) マレーシア出張報告

アジア原子力協力フォーラム（以下、FNCA という。）の枠組の中で行われている研究炉利用分野における研究炉基盤技術プロジェクトの会議に参加し、FNCA 参加各国への協力として、「研究炉の安全かつ安定な運転と利用の高度化を図るために、アジアの参加各国で炉心管理に関する核計算技術を共通化すること」を目的として、情報提供及び活動を実施した。

参加各国の現状把握として、参加各国の研究炉の性能、使用している核計算コードの概要及び計算誤差、核計算に関する今後の課題等、参加各国の核計算に関する現状の報告が行われた。参加国の中には、自ら群定数を作成するコードを持っていない国もある。これらの国に対して、核計算技術の共有化を目的として、共通核計算コードとしての SRAC のコード導入は極めて有益である。

日本側からの情報提供として、SRAC コードのインストール方法、インプットデータ作成方法、サンプルプログラムの実行方法、デモンストレーション等が実施され、参加各国が、本コードの使用に関する基本事項を習得した。これらの情報提供及び活動により、参加各国が共通核計算コードとして SRAC コードを自国研究炉へ適用する準備が整った。

次年度の会議では、参加各国による自国研究炉の計算結果の報告、さらに、日本側から炉心燃焼計算手法に関する情報提供が実施される予定である。

(2) マレーシア研修生受入

マレーシア原子力庁(MINT)より 1 名を平成 17 年 6 月 21 日から平成 17 年 9 月 16 日までの 3 ヶ月間、JRR-3 管理課で受け入れた。

期間中は、JRR-3 原子炉施設に関して、制御系統施設、冷却系統施設、炉心構造物等について、それらの機能・構造等を学習した。研修期間中、JRR-3 の原子炉起動・停止の機会があり、それらの操作についても、学習を行った。また、燃料管理、水質管理、利用施設等について、概要を学習した。研修期間中、JRR-4 においても上記と同様の研修を行い、また、NSRR、JMTR、ホット試験室の施設見学も実施した。

研修者が自国で運転管理を実施している原子炉は TRIGA 型原子炉であり、JRR-3 や JRR-4 と炉型が異なるが、共通の装置・施設が多数あったことで、今後の自国での運転管理に役立つ幅広い知識・情報を得ることができた。

6.2.2 試験研究炉等の高経年化対策に係わる安全確保に関する調査・検討

(1) 米国における試験研究炉の高経年化問題の現状についての調査

財原子力安全技術センターが文部科学省から受託した「試験研究炉等の高経年化対策に係わる安全確保に関する調査・検討」の中で、当センターからの依頼により、米国における試験研究炉の高経年化問題の現状について調査した。調査においては、アイダホ国立研究所(INL 研究所)が所有する ATR 炉及びオークリッジ国立研究所 HFIR 炉の専門家と意見交換を行い、熱出力の大きい試験研究炉の高経年化の現状を調査した。また、米国の原子力規制委員会(NRC)の職員と意見交換を行い、大学等が所有する小型の研究炉施設の高経年化規制状況に

について調査した。

1) ATR 炉（軽水減速・冷却タンク型、250MW）

ATR 炉は、米国における最も熱出力の大きい試験研究炉である。運転開始は 1967 年でこれまで 39 年間運転され、今後 2050 年まで運転を継続することが計画されている。

材料の高経年化の観点から、もともとの設計で予測した現象を超えた新しい劣化現象には遭遇していないとのこと。高速中性子束が高いため、ハフニウム制御棒、ベリリウム反射体、照射用インパイルチューブ等の炉内構造物の全ては、約 7 から 10 年の周期で交換することとしている。原子炉圧力容器は炉心から約 1m 離れているため、その中性子照射量は小さい。このため、他炉で遭遇している炉内構造物の高経年化の問題はないとのこと。

一方、装置の旧式化は、高経年化現象よりも骨の折れるもうひとつの問題があるとのこと。古い装置であるが元来きちんと保守できるものの、そのスペア部品を見つけることが困難なことが重大な問題となっている。コンピュータ及びそのソフトの旧式化はそのひとつの例であるとのこと。

2) HFIR 炉（軽水減速・冷却タンク型高速中性子束研究炉、85MW）

この炉は ORNL 国立研究所が運営している試験研究炉であり、運転開始が 1966 年でこれまで 40 年間運転されている。最近は、中性子回折の基礎研究を進めるための改造が積極的に行われていた。

高経年化により装置が不作動となる現象として 1 次冷却系ポンプモータの故障があげられ、これに対しては電磁コイルの巻き換えが行われていた。2 次冷却系配管、換気空調系等が腐食したため、新品と交換していた。古くなったモーターコントロールが新品に置き換えられつつあった。今後は、変圧器、核分裂計数管、安全系の盤、二次冷却系配管等を含む数多くの系統及び設備の交換が計画されていた。中性子照射及びガンマ線照射による脆化の進み具合を積極的に評価し、原子炉圧力容器の寿命の延長が行われていた。

3) 大学等が所有する小型の研究炉施設（NRC にて）

NRC が規制する原子炉施設では、原子炉の設置許可の期限が 20 年であり、それ以後は再度許可を得る必要があるようであった。このため、再度許可を得るため原子炉の保守補修が必要になり、結果としてこれが日本の定期安全レビューと同様な効果があるようであった。先方の説明の中で、旧式化の問題として、特に古い計装、制御系統（例えば、もう製作されていない真空管の構成機器）などの取替え部品の入手が困難となっているとの発言が印象的であった。

(2) ハルデン原子炉施設での高経年化問題の現状についての調査

前記(1)で述べた調査の一環として、同センターからの依頼により、ノルウェーのハルデン原子炉施設（BWR、20MWth、試験研究炉）での高経年化問題の現状として、①高経年化問題に関連してどのような法規制が施設に課せられているのか、②どのような高経年化に起因する事象事例があるか、③どのような高経年化対応計画が策定されているかについて調査した。なお、ハルデン原子炉施設は、1959 年に臨界を迎えて以来、50 年近く経た現在においても順調に運転を続け、原子炉計装開発のための各種試験と燃料照射試験を実施し、安全審査等の判断基準等の整備に貢献してきている。

ハルデン炉はノルウェーの国内法で規制されており、高経年化に関して特段規制側の介入はないものの、事業者として自主的に ASME 等の圧力容器規格に基づき、サーバイランス試験を周期的に行い、構造健全性の予測を実施していた。特に、運転継続を判断する上での決定因子は原子炉容器（溶接部を含む）の高速域中性子照射による延性低下であると認識しており、当該容器の最大照射部位周囲に遮へい体を装荷して長寿命化を図っていた。

ハルデン炉では、自らの研究事業で得た予算を補修に充てるとともに補修のための設計・製作は外注せずに自らの工場等で実施する体制であり、補修のための予算獲得は我が国の研究炉設置者と比べて自由度が高い。そのような財政的状況の下で、長期的供用に向けて、原子炉容器以外の設備については構造健全性の監視・評価の結果に応じて随時更新していた。一方、他の研究炉について考えた場合、施設の仕様は一品一葉であり、また、補修のための予算の獲得の可能性も事業者により多様となろう。それ故、高経年化に対する対応も設置者により異なるであろう。したがって、高経年化対策に係る安全基準等の策定を考えた場合、種々の研究炉に包括的に課すべき基本的要件は少なく、逆に具体的手法等の標準要件が多様となることが予想される。

(3) 国際原子力機関 (IAEA) における試験研究炉安全基準策定活動の調査

原子力安全技術センターが文部科学省から受託した「試験研究炉等の高経年化対策に係わる安全確保に関する調査・検討」の中で、当センターからの依頼により、3月28日～30日にかけてウィーンで開催された IAEA 主催の第21回 NUSSC (Nuclear Safety Standard Committee) 会合に出席し、NUSSC で実施している発電用原子炉施設、試験研究用原子炉施設、核燃料サイクル施設等を対象とした安全確保策の国際標準化の動向を調査した。

IAEA は、発電用原子炉施設、試験研究用原子炉施設、核燃料サイクル施設等の原子力施設を対象として、放射線安全を確保するための考え方を国際標準として整備するため、同機関内に CSS (Commission on Safety Standards : 安全基準委員会) を親委員会とする次の検討委員会を設置し、これまでに策定に向けた条文案の審議を幾度となく重ねてきたところである。

- ・ NUSSC: Nuclear Safety Standard Committee (原子力安全基準委員会)
- ・ WASSC: Waste Safety Standards Committee (廃棄物安全基準委員会)
- ・ RASSC: Radiation Safety Standards Committee (放射線安全基準委員会)
- ・ TRANSSC: Transport Safety Standards Committee (輸送安全基準委員会)

今回の会合では、現段階で未承認の 78 件の基準文書（総計 157 件、発行済み 79 件）のうち、14 件の基準案について、ほぼ完成段階にあるものを承認し、親委員会へ上げるための案件（6 件）、並びに、これから案文作りをするものに対してその骨子（プロファイル）を承認し、親委員会へ上げるための案件（8 件）に対して審議を行った。今回は研究炉専用の基準に係る審議案件はなかったが、研究炉も対象とされている案件の審議状況について以下に示す。

① 基本安全原則 (Draft Series 298)について

本図書は、最上位に位置づけられ、原子力関連施設を対象とした安全確保の基礎とすべき原則を備えた基準である。これは、これまでに十分に審議され、ほぼ完成段階にある。このため、会合の場では、次の 2 点を除いては表現上のコメントが数点提起されただけであり、親委員会

に上げることで承認を得た。

- ・ practical、reasonable 等の判断基準を別に必要とする用語の使用を避ける。
- ・ 深層防護に関しては NUSSC 参加極間で見解が区々であり、WASSC や RASSC 等のメンバーも含めてタスクチームを置いて見解を統一してはどうか。

なお、DS298 の整備に伴い、BSS (Basic Safety Standards : 基本安全原則) の見直しも実施しており、NUSSC、WASSC、RASSC 及び BSS 見直し担当者との合同会合の必要性についての提案があり、今年の 4 月に実施することで合意された。

② 放射性物質取扱施設の廃止措置に係る安全基準 (Draft Series 333) について

本図書は、基本安全原則の直下の階層に位置づけられる比較的上位の基準類の一つであり、ほぼ完成段階にある。本基準を WASSC で審議したところ、WASSC から現状対応できない以下のコメントがあり、親委員会に上げず、再度 WASSC での調整を図ることで合意を得た。

- ・ 行政府審査のための要件及び安全評価の是認のための要件がない。
- ・ 埋設施設に対しては、浅地中埋設施設の要件に適合することを求めるべきではない。
- ・ 最終廃止措置報告書は不要である。

③ 安全評価・確認 (Draft Series 348) について

本図書は、基準類の直下の階層に位置づけられた標準類の一つである。本図書は、立案の初期段階にあり、前回は 100 を超えるコメントを受けて再審議となったものである。今回も、前回提起された各極からのコメントに対する対応の具体的説明が試されず議論が紛糾し、また、他の図書との棲み分け・整合に対する見直しの意見があり、改訂 4 版に対して事務局宛に 2 週間以内にコメントを出し、その後議長判断で参加極コメント聴取のための配布の決定をすることとなった。

④ 原子力発電プラント及び研究炉の高経年化対応に係る安全指針 (Draft Series 382) について

本図書は、標準類の階層の下位層に位置づけられる指針類の一つとして今後立案されるものである。これまでには 2005 年 6 月の親委員会で骨子に関する承認が得られ、条文案の策定に移行したものである。図書の構成としては、指針を示す本文と、指針を具現化するための方法論等を示す添付書類から成る。会合では、事務局から図書の取り纏めの状況の報告聴取が議題であった。報告では、研究炉設置者を対象とした調査を実施した結果、研究炉施設の多様性、予算獲得の困難さ等から、共通して包括的に指針化する要件が極めて少なく、逆に研究炉用の添付書類が膨大になり、発電炉と共に扱う困難さに鑑み、発電炉とは分離した構成で、若しくは TECDOC のような技術指針レベルの図書として立案を進め、2007 年の第 2 四半期までにド ラフトを完成する予定とのこと。

⑤ 原子力発電プラント及び研究炉の廃止措置 (Draft Series 402) について

本図書は、前述の「放射性物質取扱施設の廃止措置に係る安全基準 (DS333)」の下部に位置づけられ、原子力発電プラント及び研究炉の廃止措置に係る安全確保のための指針を示すものである。本会合では、特段の議論もなく、親委員会で骨子に関する承認を得ることで了承された。

6.2.3 国際原子力安全交流派遣事業

(1) バングラデシュ出張報告

今回の出張は、財原子力安全研究協会（以下、原安協という。）が文部科学省から受託した「国際原子力安全交流派遣事業」のバングラデシュにおける専門家会合に同協会からの国際原子力安全交流専門委員・サブグループとしての委員委嘱を受け、研究炉の利用に関する専門家として協力を行った。本専門家会合の目的は、バングラデシュとの技術交流を通じて、我が国の研究炉に関わる技術をバングラデシュの研究炉の管理・利用に役立てるとともに、原子力開発に係わる情報を収集し、我が国のアジア協力に貢献することである。このため、平成17年8月13日(土)から8月19日(金)の約1週間、石川秀高氏（原安協国際研究部長）、白井英次氏（原安協研究参与：原研OB）、山田忠則氏（㈱巴商会：原研OB）と共にバングラデシュ原子力委員会及びシャバール原子力研究所を訪問し、施設視察、同研究所の専門家との情報交換及び討論を以下のとおり実施した。

8月14日(日)は原子力委員会（Dr.C.S.Karim 委員長）を訪問し、バングラデシュの研究炉の運営に関する方針等についての説明や今回の専門家会合の課題などについての要望を承った。具体的には、研究炉自体の安全性、利用及び実験の際の安全性及び、今後の研究炉の多方面における利用の展開に関するものであった。その後、シャバール原子力研究所に移動し、研究炉（TRIGA MARK-II、炉出力3MW）、照射設備、中性子散乱装置、中性子ラジオグラフィ装置、RI製造設備などの施設視察を行い、専門家会合のために必要な施設の状況把握を行った。

8月15日(月)はバングラデシュ原子力委員会においてシャバール研究所の各分野の専門家から「研究炉の概要」、「利用の概要」、「中性子放射化分析の活動」、「燃料管理」、「研究炉の規制」の現状について説明を受けた。

8月16日(火)から17日(水)はシャバール原子力研究所で各分野の専門家を集めた専門家会合が開催された。ここで我々は、「研究炉（JRR-3, JRR-4）の概要」、「中性子放射化分析支援システム」及び「キャプセル設計、製作及び検査」についての紹介を行った。その後、利用分野毎の問題点を整理し、質疑応答の中で必要な助言を行った。その代表的なものを挙げると以下のとおりである。①研究炉燃料の燃焼率計算の実施についてはバングラデシュ原子力委員会としての最重要課題であるが、これまで原研から4名派遣（原安協による専門家派遣）し協力しているにも係らず具体的な成果が得られていない。バングラデシュの研究員はモンテカルロ法による計算に興味を示しているが、原研の専門家が推奨し、所有しているSRACなどの取扱い容易な計算コードでまずは着手してみることを助言した。②I-131 製造量増加のために照射試料（TeO₂）の温度計算を手計算で試みたが、計算コードを用いてその検証を行ってほしいとの要望があった。試料重量をサーモラベルなどで実測しながら少しづつ增量していく方法も一つの手法である。計算コードによる温度計算については原安協が持ち帰り検討することとなった。③中性子ラジオグラフィ設備は天井部の遮へいがないため、炉出力が250kW以下でないと空間線量率の上昇により利用できない。このため、実験の適用範囲を拡大するために高出力での利用ができるよう天井部の遮へい体設置を提案した。④(n,f)法によるMo-99 製造については、高濃縮ウランの入手と分離後に発生する大量の放射性廃棄物の取扱いについて考慮する必要がある。⑤中性子放射化分析設備についての高度化計画については、報告者が原子力研究

交流制度に基づく放射化分析のテーマでバングラデシュの専門家を9月から受入れるため、その際に別途相談することとした。

(2) バングラデシュ研修生の受入れ

平成17年度文部科学省(MEXT)原子力研究交流制度に基づき、平成17年9月6日から平成18年3月3日までの約6ヶ月間、バングラデシュの原子力科学技術研究所(INST)の研究員1名を研究炉利用課において受入れた。

研究テーマは「 k_0 法に基づく中性子放射化分析」と称したトレーニングを目的とする研修で、JRR-3及びJRR-4の照射設備、放射化分析装置等を利用して、 k_0 法に基づく多元素同時分析を実施した。本研修においては、Ge検出器の校正、照射孔の中性子スペクトルに係る係数測定、分析試料の照射・開封、ガンマ線スペクトルの測定及び解析、 k_0 ソフトウェアを用いた核種の定量などの一連の作業を通じて、 k_0 法に関する広範囲な技術について指導を行った。本研修に成果を確認する目的で実施した環境標準試料(NIST SRM-1633b)の分析においては、23元素を10%以内の正確さで定量できる技術を有したことを確認した。このため、実試料としてシリコン半導体材料及び土壤の未知試料についての元素分析を行い、それぞれ20元素、25元素の定量をした。これまでの研修内容および実試料の分析結果については、Final Reportとして取り纏め報告した。

(3) ベトナム・ダラト原子力研究所

財原子力安全研究協会が文部科学省より受託した事業「国際原子力安全交流派遣事業」の一環としてベトナム・ダラト原子力研究所に赴き、JRR-3における品質保証活動について発表を行い、ベトナムの品質保証に関する状態と今後の予定をベトナム側から説明を受けるとともに、それらに係る質疑応答及び問題点等をベトナム側と議論した。

ベトナム側は将来発電炉を設置する及び既存の研究炉を改造するという計画があり、現在品質保証システムを導入することを計画している。

これに対して、品質保証システムを導入するにあたって考慮すべき点についてベトナムの状況を考慮し、以下の提案を行うことにより、ベトナムの原子力安全性向上に努めた。

- 1) 原子炉の運転を行うために最低限遵守すべき法律が十分に制定されていないベトナムの現状を踏まえ、品質保証システム導入にあたり、まず最低限守るべき事項を明確に定める必要がある。その際、関係者が遵守できる内容であること及び原子炉の安全上必要とされる内容であることが要求されるので、関係者間で十分に議論・検討の上、決定すべきである。
- 2) 品質保証システムはレビュー・評価を実施することが重要である。JRR-3においては国の保安検査、内部監査等のレビュー・評価が組み込まれているが、ダラト原子力研究所は国のかなる検査も殆ど実施されていない現状を考慮すると、品質保証システムを導入する際にレビュー制度の確立についてより注意すべきである。
- 3) 原子炉施設の運転により生じるトラブルの品質保証上の対応についても重要となる。JRR-3においては不適合管理、是正・予防措置の対応を実施することにより、同様なトラブル発生防止に努めている。これはトラブルばかりではなく現状において改善点がある場合についても同

様である。このように、ベトナム側が品質保証システムを導入した場合、トラブル発生後に同種のトラブル発生防止に努め、品質（原子炉施設の安全）向上に留意し、導入された品質保証システムについて継続的に改善するよう心がけるべきである。

- 4) 品質保証システムは明文化することを心がけ、それを適切に保管すべきことについても要求されている。これを適切に活用し、ベトナム側で現在顕在化している技術伝承問題に係る改善の一助とする。

6.2.4 中性子散乱国際会議

世界中の中性子散乱実験者が集まる 2005 年中性子散乱国際会議 (International Conference on Neutron Scattering ; ICNS2005) がオーストラリアのシドニーで開催され、750 名程度の参加があった。日本からは 142 名と参加国中 2 番目の人数の多さであった。この国際会議で、当方で進めている JRR-3 の冷中性子ビーム強度 10 倍化計画の開発の概要及び、JRR-3 ビームホールに設置している冷中性ビーム分岐装置に関するポスター発表を行い、情報交換を行った。本会議は世界中の中性子散乱実験者に対して、JRR-3 のビーム利用高度化に向けた活動状況を説明する良い機会であった。会議期間内にオーストラリアの Australian Nuclear Science and Technology Organization (Ansto) に設置される新設の研究用原子炉 OPAL (Open Pool Australian Light-water reactor) の見学を行い、最新の情報を得た。ICNS2005 での研究発表は JRR-3 の冷中性子ビーム強度 10 倍化計画に向けた開発研究及び、JRR-3 ビームホールに設置している冷中性ビーム分岐装置の性能向上のための開発研究に関して、ポスター発表を行った。

一方、オーストラリアの新型研究用原子炉である OPAL の見学を行った。2006 年に中性子ビームを出し、2007 年からは定常運転を行う予定となっている。見学時の状況は中性子ビーム実験装置の建設途中であった。原子炉建家とガイドホールの建設は終了しており、見学はガイドホールと炉室の中性子散乱実験室に限り行われた。OPAL の炉心サイズは $600 \times 350 \times 350 \text{ mm}^3$ とコンパクトコアが採用されており、低濃縮ウラン (19.7%) を使用する予定である。出力は 20MW、発生する中性子は炉心で $4 \times 10^{14} \text{n/cm}^2/\text{s}$ である。OPAL では冷中性子源の減速材として液体重水素を使用している。また減速材容器形状は φ350 mm ほどの大きさの中空半球形状になるように作られており、減速材容器材質はアルミ材が使用されていた。研究炉加速器管理部が計画している新型減速材容器の設計思想と基本的には変わらないことを確認した。

炉室と隣接したガイドホールには熱中性子ビームのビームラインが 2 本と冷中性子ビームを輸送するビームライン 2 本が途中まで建設されていた。中性子導管の断面積は $500 \times 30 \text{ mm}^2$ と JRR-3 より 3.75 倍も大きい。このこと及びコンパクトコアの採用により、中性子導管で運ばれる中性子ビーム強度は JRR-3 の中性子導管によって輸送される中性子ビーム強度と比較すると 1 衡強くなっている。

中性子散乱実験装置は炉室とガイドホールに設置される。炉室にも冷中性子ビーム取り出し口が設置される。この冷中性子ビーム取り出し口には三軸中性子分光器が設置される予定である。炉室の床面積は見たところ、JRR-3 の炉室と同じか、それより狭い床面積であった。ガイドホールに設置される中性子散乱実験装置は 9 台（予定）となるが、殆ど設置されておらず、中性子粉末回折装置の単色化装置の遮へい体と床面が作られていたのみであった。

6.2.5 ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) に関する協力

中国原子能科学研究院 (China Institute of Atomic Energy, CIAE) で現在進めているホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) に関する研究開発に対して、同研究所反応堆工程研究設計所からの BNCT の技術指導に関する招聘依頼に基づき、CIAE を訪問して JRR-4 における医療照射技術及び日本の BNCT 研究の現状等に関する講演と情報提供を行った。講演には、反応堆工程研究設計所の Xue XiaoGang 所長並びに BNCT の検討を行っている微型反応堆工程研究室の研究員ら約 20 名が参加し、意見交換を行った。また、CIAE 内で建設中の研究用原子炉、China Advanced Research Reactor (CARR) などの各原子炉施設の視察も行った。

JRR-4 の医療照射設備に関する講演では、医療照射用の中性子ビームを発生する中性子ビーム設備、施療室等について紹介し、JRR-4 の中性子ビーム性能とその特徴を示した。また、BNCT の線量評価に重要な、ホウ素濃度の測定に関して JRR-4 に整備している即発 γ 線測定装置、誘導結合プラズマ発光分光分析 (ICP-AES) などの紹介を行った。線量評価技術に関する講演では、原子力機構で開発した線量評価システム、JCDS の特徴とシステムに導入している輸送計算技術、線量評価手法等について紹介を行った。

CIAE の現在の BNCT 研究計画は、MNSR と同等の 30kW 級トリガー型原子炉を北京市内にある病院に併設し、病院内で BNCT を実施する計画である。この CIAE 訪問に伴い BNCT 研究を検討している北京市内の病院を訪問して同病院の脳神経外科医である Gao Zhi Xian 教授に BNCT の原理とその治療効果、日本の BNCT 研究の現状について紹介を行った。CIAE では、2006 年中に BNCT 専用原子炉の設計を行い、病院への設置を開始したいとの意向であった。医師グループは、病院に照射設備が完成した段階で、基礎研究等を開始して BNCT の準備を進めるとのことであった。

CIAE は、原子力機構に対して今後も BNCT に関する情報、特にホウ素濃度測定技術、線量評価技術等に関する情報提供と協力を希望しており、これに対しては MEXT の交流制度等を利用することなどを提案した。今後も医療照射技術を提供して中国の BNCT の確立に貢献することは、アジア地域、延いては、世界各国に対して原子炉技術の医学分野への応用を日本が牽引していく観点からも、意義があるものと考える。

CIAE 研究所内にある各原子炉施設の視察では、現在建設中の研究用原子炉、CARR 並びに、高速増殖炉 (China Experimental Fast Breeder Reactor) を見学した。両施設ともに当初の計画から遅れており、高速増殖炉については 2005 年に初臨界の予定が 2007 年以降に遅れており、CARR においては現在建家を建築している段階であるが、完成時期については目処が立っていないとのことであった。

7. むすび



Conclusions

This is a blank page.

研究炉加速器管理部は、JRR-3、JRR-4、NSRR 及びタンデム加速器の運転管理並びに運転及び利用に関する技術開発を実施している。平成 17 年度の主な業務及び成果は以下のとおりである。

JRR-3 関連では、7 サイクルの施設共用運転を計画していたが、制御棒駆動装置の異常に伴う手動停止など、計 5 回の計画外停止が生じたため、7 サイクルで 156 日間の運転となった。

JRR-4 関連では、41 サイクル（1 サイクル／週）の施設共用運転を計画したが、制御棒挿入障害事象が発生し、その復旧作業に時間を要したため、37 サイクル運転（145 日）となった。

研究炉の利用では、JRR-3 及び JRR-4 の利用の調整を計画的に行い、照射件数 633 件、キャップセル総数 2,922 個、実験利用では延べ利用日数 5,511 件・日の利用実績があった。また、JRR-4においては、医療照射（BNCT）が 12 回行われるとともに、原子炉を用いた研修により原子力技術者の育成に貢献した。

研究炉の技術管理では、冷却材等の水・ガス管理及び重水計量管理、使用済燃料の貯蔵に係る管理を実施した。使用済燃料に用いる JRC-80Y-20T 型核燃料輸送容器の改造では、上期に設計変更申請及び改造部の詳細設計を行い、下期において改造作業及び容器承認の取得をして改造を完了した。第 L17 次取替用燃料体（20 体）の製作を計画通り遂行した。なお、本製作は、平成 18 年 6 月の使用前検査合格をもって完了している。

JRR-3 の冷中性子ビーム強度 10 倍化計画については、液体水素が喪失した場合の高性能減速材容器の応力解析を実施し、その健全性を確認した。中性子導管に用いる高性能ミラーの形状・寸法と製作性と、その冷中性子ビーム強度の関係を明らかにした。耐放射線中性子導管として有力なガラス状カーボン基板は、光学測定により、従来のガラス基板のものと同等の性能を確保できるという結論を得た。また、大型シリコンの均一照射方法について検討を開始した。

JRR-4 を用いたホウ素中性子捕捉療法（BNCT）に関する照射技術の高度化では、様々な部位への適用を可能にするため、延長コリメータを実用化して頭頸部ガンへの照射を実現するとともに、座位照射を可能にする患者固定治具を整備した。

ラジオアイソトープ利用に関する技術開発では、ガン治療用医薬の開発を目指した放射性レニウム標識化合物の精製・濃縮技術の研究を進め、装置化の見通しを得た。また、土壤中の油水分濃度を計測できる装置の開発を進め、可搬性を確保するため装置の小型化を実現した。

今年度、特に実施した技術的事項として、JRR-3 では、二次冷却材温度制御方法の改善、制御棒（S-1）駆動回路異常への対応、原子炉建家換気空調設備炉室給気系の送風機の異音発生への対応、プロセス制御計算機操作端末の更新、JRR-3 冷中性子源装置減速材容器の製作及び交換があった。

NSRR は、燃料安全評価研究グループの実験計画に基づき、高燃焼度の軽水炉燃料を対象とした 4 回のパルス実験を計画どおり実施した。また、高圧水カプセル部品の製作及び高富化度高燃焼度の MOX 燃料に対応したカプセル装荷装置 B 型の製作を完了した。

タンデム加速器は 182 日の利用運転を行った。2 回の故障があったが、全ての実験課題について運転を遂行した。高電圧ターミナルの多価イオン源の配置変更工事を実施し、安定な多価イオン加速に成功した。下期から放射性イオン加速実験装置を利用した KEK との共同研究を開始した。

研究炉及びタンデム加速器の安全管理では、部内安全審査会を 22 回開催し、四半期毎の部長による安全衛生パトロール、部安全衛生会議等を行い、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練を行う等、安全衛生管理の徹底に努めた。

国際協力としては、二国間協力協定に基づくタイとの人的交流及び情報交換、インドネシアとの情報交換、文部科学省原子力研究交流制度に基づくバングラデシュ及びマレーシアからの研究員の受入等を実施した。タイとの研究協力は、平成 17 年 12 月 15 日で満了となり、3 年間の延長が合意された。また、アジア原子力協力フォーラム (FNCA) の枠組みの中で行われている研究炉利用分野における研究炉基盤技術プログラムの会議に参加し、情報提供及び活動を実施した。

今後、研究炉及びタンデム加速器の安定かつ安全運転の継続に努めるとともに、性能向上及び利用の高度化を進め、科学技術の総合的発展に貢献する最先端の独創的・先導的な研究開発が可能となる国際的な最高水準の大型研究施設として原子力機構内外の利用拡大に努める。

あとがき

本報告書は、放射線管理第1課及び放射線管理第2課並びに研究炉加速器管理部各課室の者が平成17年度の研究炉加速器管理部の活動について執筆し、編集委員会で編集したものであります。

平成17年10月1日の日本原子力研究開発機構の発足以前のNSRR及びタンデム加速器の運転管理、技術開発等は、旧日本原子力研究所の原子炉安全工学部及び物質科学部で実施されたものでありますが、この年報の中にまとめた方が読者にとって理解しやすいものと考え、本報告書に含めました。

本報告書を、平成17年度に実施した研究炉加速器管理部の活動を理解していただく時等に活用していただきますようお願いします。

編集委員長

編集委員会メンバー

委員長	桜井 文雄 (研究炉加速器管理部長)
副委員長	山下 清信 (研究炉加速器管理部次長)
委員	車田 修 (JRR-3 管理課) 平根 伸彦 (JRR-4 管理課) 黒澤 伸悟 (NSRR 管理課) 松田 誠 (加速器管理課) 小山 芳己 (研究炉利用課) 松本 正勝 (研究炉技術課)
事務局	森 繁 (研究炉加速器管理部業務課長) 小池 澄子 (研究炉加速器管理部業務課)

This is a blank page.

付 錄

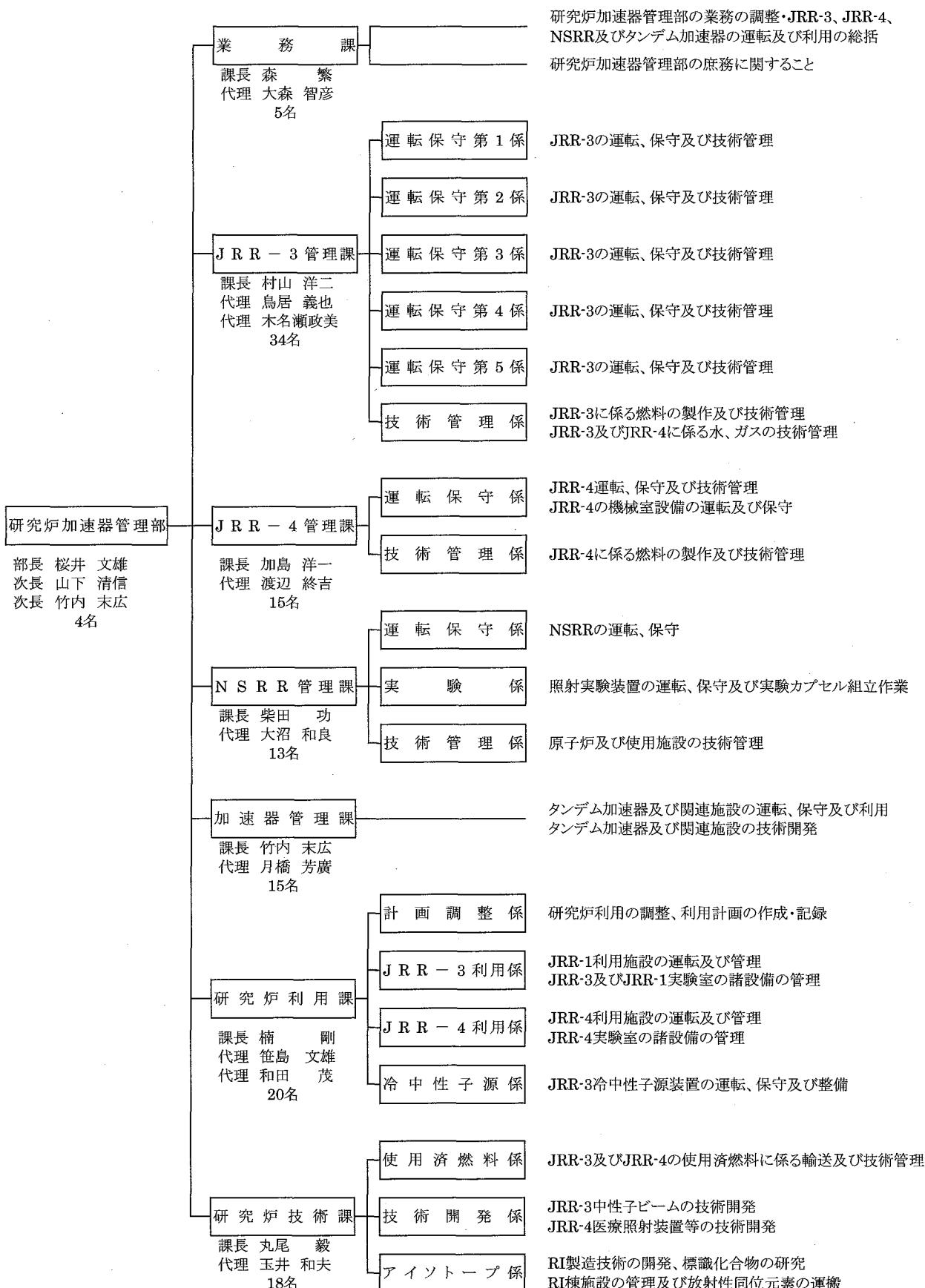


Appendices

This is a blank page.

付録1 研究炉加速器管理部の組織と業務

平成18年3月31日現在



付録 2 JAEA-Research 等一覧

著 者	標 題	レポートNo.
加島	研究用原子炉（JRR-4）の制御棒挿入障害事象に係る再発防止対策	JAERI-Tech 2005-042
高橋	研究炉利用における研究成果集（平成15年度）	JAERI-Review 2005-034
研究炉部	平成16年度研究炉部年報（運転・利用と研究・技術開発）	JAERI-Review 2005-036
山下	研究炉等（JRR-3、JRR-4 and JMTR）を用いた中性子核変換ドーピング Si 半導体（NTD-Si）製造機能拡充の検討	JAEA-Review 2005-006
竹内	JAERI TANDEM ANNUAL REPORT 2004	JAEA-Review 2005-004
高橋	研究炉利用における研究成果集（平成16年度）	JAEA-Review 2006-005
平根	JRR-4 低濃縮ウランシリサイド燃料炉心の特性試験	JAEA-Tech 2006-028

付録3 口頭発表一覧

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
橋本、松岡 他	Labeling of Bifunctional Chelating Agent, MAG3, with Carrier-free ^{188}Re (二官能性配位子 MAG3 の無担体 ^{188}Re による標識)	テクネチウムに関する国際シンポジウム (H17.5)
松岡、橋本 他	Application of PZC to $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ generator (吸着剤 PZC を利用した $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレーター)	テクネチウムに関する国際シンポジウム (H17.5)
中村、市村、岸楠	JRR-4における医療照射の実施体制及び技術の現状	第2回日本中性子捕捉療法研究会 (H17.7)
熊田、村山 他	BNCT 線量評価システムの現状と今後の展望	第2回日本中性子捕捉療法研究会 (H17.7)
熊田、山本、村山 他	非開頭 BNCT での患者の照射位置変動が付与線量に及ぼす影響	第2回日本中性子捕捉療法研究会 (H17.7)
立川 他	^{252}Cf 線源と ^6Li 含有シンチレータ+フォトダイオードを用いる土壤密度・水分計	第42回アイトップ・放射線研究発表会 (H17.7)
松田、竹内、月橋 他	原研タンデム加速器の現状	第18回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (H17.7)
中村、花島、中野谷、吉田	原研タンデムインターロックシステムの更新	第18回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (H17.7)
中野谷、松田 他	TRIACにおけるECRイオン源の現状	第2回日本加速器学会年会 (H17.7)
熊田	医療照射(BNCT)用線量評価システムの開発	日本保健物理学会 (H17.8)
米田、林、諒訪 三代、車田、大場	^7N 測定による原子炉出力モニターの適用性	日本原子力学会 2005年秋の大会 (H17.9)
永富、山本、小菅 渡辺	反応度計を用いた動的測定法による JRR-4 制御棒価値の測定	日本原子力学会 2005年秋の大会 (H17.9)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
田村、山本、村山他	JRR-3 冷中性子導管の改良における中性子ビーム輸送特性計算	日本原子力学会 2005年秋の大会 (H17.9)
本石、反田、橋本 松岡 他	アルミナ製 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータから溶出する ^{188}Re の濃縮	2005 日本放射化学会年会 (H17.9)
米田、林、諒訪	^{17}N 原子炉出力モニターに関する研究	GLOBAL 2005 (H17.10)
熊田、山本	粒子線治療用線量評価システムの研究開発	日本原子力学会「モンテカルロ 計算法高度化」研究専門 委員会 (H17.10)
橋本 他	Therapeutic effects of a new ^{186}Re -labeled bisphosphonate in a rat model of bone metastasis (癌性骨転移モデルラットを用いた新規 ^{186}Re 標識ビスホスホネートの治療効果について)	18th Annual Congress of the European Association of Nuclear Medicine (H17.10)
田村、山本、中村 笹島、村山 他	Performance of Neutron Bender System at JRR-3 for the Cold Neutron Beam Line (JRR-3 冷中性子ビームラインのための中性子ベンダー システムの評価)	International Conference on Neutron Scattering(ICNS2005) (H17.11)
山本、田村、村山 他	Conceptual design for upgrading JRR-3 cold neutron beam (JRR-3 冷中性子ビーム高性能化の概念設計)	International Conference on Neutron Scattering(ICNS2005) (H17.11)
山下	原子炉の構造・運転等について	防衛庁における講義
松岡、橋本 他	吸着剤 PZC を利用した $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレーター	第 11 回放射線プロセシング ジム
橋本 他	骨を標的とした $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 及び $^{186/188}\text{Re}$ 標識オリゴアスパラ ギン酸の設計	第 5 回放射性医薬品・画像診断薬研究会
熊田	JRR-4 におけるホウ素中性子捕捉療法のための線量評 価技術	京都大学原子炉実験所専 門研究会 (H18.2)
熊田	ホウ素中性子捕捉療法の線量評価に関する精度管理	平成 17 年度陽子線医学 利用研究会 (H18. 2)

発表者	標題	発表会議名
		発表予定日
熊田、山本 他	中性子捕捉療法の照射範囲にリング状ビームを照射する手法に対する患部周辺の熱中性子束分布特性の評価	日本原子力学会 2006年春の大会 (H18.3)
出雲、和田、鳥居 木名瀬、村山	研究炉（JRR-3）の経年変化に関する技術評価	日本原子力学会 2006年春の大会 (H18.3)
楠、笠島、高橋 相沢 他	水冷却炉における制御照射の現状と課題	日本原子力学会 2006年春の大会 (H18.3)
長	TOKAI-ISOL 用ウラン標的イオン源の開発	「停止・低速不安定核を用いた核分光研究」研究会 (H18.3)
山下	Review of Present Status of the Activities in Research Reactors Technology Project (「研究炉基盤技術プロジェクト」の現状活動レビュー)	7th FNCA Coordinators Meeting (H18.3)
仁尾、池亀、諏訪 井坂、大内、峯島 本橋、鳥居、村山 木名瀬 他	JRR-3 プロセス制御計算機の更新計画	研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会 (H18.3)

付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標題	発表誌名
橋本、松岡 他	Labeling of Bifunctional Chelating Agent, MAG3, with Carrier-Free ^{188}Re (二官能性配位子 MAG3 の無担体 ^{188}Re による標識)	Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences
松岡、橋本 他	Application of PZC to $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ generator (吸着剤 PZC を利用した $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレーター)	Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences
熊田、山本 他	Combination of Boron and Gadolinium Compounds for Neutron Capture Therapy. An in Vitro Study (中性子捕捉療法におけるボウ素化合物とガドリニウム化合物の混合、インビトロ研究)	Journal of Experimental and Clinical Cancer Research
橋本 他	Development of a Rhenium-186-Labeled MAG3-Conjugated Bisphosphonate for the Palliation of Metastatic Bone Pain Based on the Concept of Bifunctional Radiopharmaceuticals (二官能性放射性医薬品の概念に基づいた癌性骨転移の疼痛緩和を目指したレニウム 186 標識 MAG3 結合ビスホスホネートの開発)	Bioconjugate Chemistry
熊田、山本 他	中性子捕捉療法のための線量評価システム、JCDS の開発	日本応用物理学会放射線分科会誌「放射線」
堀、和田、笹島、楠	Current Status of Irradiation Facilities in JRR-3 and JRR-4 (JRR-3 及び JRR-4 の照射設備の現状)	Proceeding of Fifth JAERI-KAERI Joint Seminar on Advanced Irradiation and Pie Technologies

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L17次)の製作	申請 年月日 番号	平成15年5月21日 15原研19第12号	平成16年10月21日 16原研19第24号
		変更 年月日 番号	—	平成17年10月14日 17原機(科研)001
		認可 年月日 番号	平成15年6月2日 15諸文科第1190号	
J R R 4	冷中性子源装置クライオス タットの一部(交換用部品) の製作及び交換について	申請 年月日 番号	平成16年8月5日 16原研19第15号	平成16年11月8日 16原研19第27号
		変更 年月日 番号	—	平成17年10月14日 17原機(科研)005
		認可 年月日 番号	平成16年8月27日 16諸文科第1930号	平成18年2月16日 16諸文科第2794号
N S R R	特殊反射体要素I型の製作	申請 年月日 番号	平成18年3月28日 17原機(科保)132	
		認可 年月日 番号		
B-I型高圧水カプセルの 製作	申請 年月日 番号		平成16年8月26日 16原研27第56号	平成16年10月8日 16原研27第67号
	認可 年月日 番号		平成16年9月24日 16諸文科第2090号	平成17年5月26日 16諸文科第2480号
X I-II型大気圧水カプセル の製作	申請 年月日 番号		平成17年3月23日 17原研27第17号	平成17年6月29日 16原研27第31号
	変更 年月日 番号		—	平成17年10月14日 17原機(科研)003
	認可 年月日 番号		平成17年5月17日 16諸文科第4055号	平成18年2月17日 17諸文科第1700号
カプセル装荷装置B型の 製作	申請 年月日 番号		平成17年6月24日 17原研27第32号	平成17年8月1日 16原研27第50号
	変更 年月日 番号		—	平成17年10月14日 17原機(科研)002
	認可 年月日 番号		平成17年7月21日 17諸文科第1425号	平成18年3月24日 17諸文科第2555号
B-I型高圧水カプセルの 製作・第2回	申請 年月日 番号		平成17年10月20日 17原機(科研)007	平成17年11月29日 17原機(科研)010
	認可 年月日 番号		平成17年11月17日 17諸文科第3665号	

付録6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績*(1)

	国名	受入 派遣 の別	2000 平成 12年度	2001 平成 13年度	2002 平成 14年度	2003 平成 15年度	2004 平成 16年度	2005 平成 17年度	
原子力研究交流 制度に基づく 受け入れ及び派遣	インドネシア	受入							
		派遣		1(2W)					
	中国	受入			1(3M)	2(3M)			
		派遣	2(2W)			2(13D)			
	マレーシア	受入			1(6M)			1(3M)	
		派遣							
	タイ	受入	1(3M)			1(3M)			
		派遣							
二国間協定に に基づく受け入れ 及び派遣	ベトナム	受入	1(3M)						
		派遣	1(2W)	1(2W)		1(2W)			
	韓国	受入		1(2M)					
		派遣							
	バングラデシュ	受入						1(6M)	
		派遣							
	インドネシア *(2)	受入	5(3-4W) 4(6-9W)	3(1-8W)	2(8W)	2(4W)			
		派遣	1(Y) 11(1-2W)	6(1-4W)	6(2-8W)	5(2-9W)			
その他 (JICA, JAIF, IAEA等)	タイ	受入	3(3-7W)	3(4W)	3(4W)	2(4W)	3(4W)	2(4W)	
		派遣	1(Y) 3(5D-2W)	1(3M) 2(10D, 2W)	1(1Y) 3(10D, 2W)	1(1Y) 1(2W)	1(1Y) 3(2W)	1(9M)	
合計		受入	16	8	8	8	3	4	
		派遣	19	11	10	10	4	1	

注 *(1) 平成 11 年度以前の実績は、「平成 11 年度研究炉部年報（運転利用と研究技術開発）」

JAERI-Review 2000-036 (2001) を参照。

*(2) 平成 12 年度はこれまでの附属書Ⅲ-A に加えて、附属書 I -A、附属書 VI に基づく受け入れ及び派遣者数も加算した。

付録 6.1 平成 17 年度 受入れ者一覧

氏名(国籍)	性別	年齢	派遣元	期間	研修テーマ	受け入れ課室	協定
Mr. Syed Mohammad Hossain (パングラデシュ)	男	40 才	バングラデシュ 原子力科学研究所	平成 17 年 9 月 6 日から 平成 18 年 3 月 3 日まで (3 ヶ月間)	K_0 法に基づく中性子放射化 分析	研究炉利用課	MEXT
Mr. Ridzuan Bin Abdul Mutalib (マレーシア)	男	28 才	マレー・シア原子力庁	平成 17 年 6 月 21 日から 9 月 16 日まで (3 ヶ月間)	研究炉の管理	JRR-3 管理課	MEXT
Mr. Kosol Moombansao (タイ)	男	43 才	タイ原子力庁	平成 17 年 11 月 13 日から 12 月 10 日まで (4 週間)	照射装置の改良	研究炉利用課	J-0
Mr. Varavuth Kajornrith (タイ)	男	40 才	タイ原子力庁	平成 17 年 11 月 13 日から 12 月 10 日まで (4 週間)	炉心モデル拳動特性計算	JRR-3 管理課	J-0

付録 6.2 平成 17 年度 派遣者一覧

氏名	派遣先	期間	派遣目的	所属課室	協定
大久保 実	タイ原子力庁	平成 17 年 4 月 1 日から 平成 17 年 12 月 15 日まで (259 日間)	TRIGA 炉、新研究炉支援	国際技術協力員	J-0

付録7 表彰、特許

[表 彰]

- ・火力及び原子力発電所現場永年勤務者表彰

社団法人 火力原子力発電技術協会

受賞者 JRR-3 管理課 根本 吉則

JRR-4 管理課 新井 信義

受賞月日 平成 17 年 10 月 12 日

[特 許]

な し

付録 8 平成17年度下期実施計画及びその実施結果

研究炉加速器管理部(平成17年10月26日計画)
(H18年3月31日現在)
1/7

重要課題	実施項目	当該年度の達成目標	中期期間を経た進進め方、目標達成度	実施状況	特記事項	備考	担当課室
JRR-3 (1)施設・設備の安定運転・保守	①安定運転の実施 ②保安規定を遵守した安全確保	運転日数43日(計画)運転日数の90%を達成	安定運転の継続	達成	達成目標以上の47日の運転を実施した。		JRR-3課(主) 利用課 技術課
	・施設定期自主検査の実施 ・施設定期検査の受検 ・保安規定の遵守状況の検査を受検	・計画通りの遂行 ・計画通りの受検、合格(最終合格は18年4月) ・指摘事項なし	達成	計画通り実施しており、4月に合格見込み			
	③新燃料の製作	・計画通りの製作(18年5～6月に最終の使用前検査に合格)	達成	計画通り製作し、現在、燃料要素検査等を実施中			
	④17次燃料	・発注・契約	達成	1/20発注、3/22契約			
	④研究炉使用済燃料の輸送申請	・輸送容器の容器承認のための申請 ・輸送容器の改造	達成	計3回のヒアリングを経て10月20日付けで申請。			
	・米国及び英国へライセンス申請	・H17.10月末までに申請 ・H18.3月末までに完了	達成	平成18年3月29日付 容器承認書取得			
	JRR-4	運転日数60日(計画)運転日数の95%を達成	安定運転の継続	達成	達成目標以上の75日の運転を実施した。	12月に医療照射を3回実施した。	JRR-4課(主) 利用課
	①安定運転の実施						
	②保安規定を遵守した安全確保	・施設定期自主検査の実施 ・施設定期検査の受検 ・保安規定の遵守状況の検査を受検	達成	計画通り実施した。 計画通り受検し、合格指摘事項なし	計画通り実施した。 計画通り受検し、合格指摘事項なし	計画の他、日曜日の運転を3日実施した。6月の点検保育期間の代替及び医療照射)	

付録8 平成17年度下期実施計画及びその実施結果

研究炉加速器管理部(平成17年10月26日計画)
(H18年3月31日現在)

重要課題 2/7

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	実施状況	特記事項	備考	担当課室
(1)施設・設備の実験計画に基づく運転の達成	NSRR ①安定運転の実施 ②保安規定を遵守した安全確保 *燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく運転の達成 *実験者の実験計画に基づく運転の達成 *利用者の実験計画に基づく運転の達成 *安全確保の継続	燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく運転の達成 *計画通りの遂行 *計画通りの受検、合格 *施設定期検査の受検 *保安規定の遵守状況の検査を *指摘事項なし	実験計画に基づく運転実施した。 計画通り実施した。 計画通り実施した。 指摘事項なし	達成 達成 達成	2月、3月にハルス照射運転を実施した。 1月に残りの2回を受検した。			NSRR課
タンデム加速器 ①安定運転の実施		運転時間2500時間(計画日数の93%)を達成	安定運転の継続	達成	2732時間(3月末現在までの計画運転時間の100%)の運転を実施した。			加速器課
②安全確保 *定期保守整備の実施 *高圧ガス設備定期検査受検			安全確保の継続	達成 達成	最高加速電圧を19MVに記録更新(ビームなし)。マシンタイムで過去最高ビーム加速電圧18MVで長時間にわたるビーム加速運転を実現し、ユーザーの高エネルギービームの要望に応えた。	11月7日終了		

付録 8 平成17年度下期実施計画及びその実施結果

研究炉加速器管理部(平成17年10月26日計画)
(H18年3月31日現在)
3/7

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	実施状況	特記すべき事項	備考	担当課室
(2)利用ニーズに応じた技術開発と整備	JRR-3 ①冷中性子ビームの高度化 ・高性能減速材容器の詳細設計 ・高性能減速材容器の中性子利得解析及び、発熱分布解析を完了	H24年度にビーム強度10倍を達成 H20年度までに高性能減速材容器の設計を完了	H19年度までに高性能スーパーミラーを用いた冷中性子導管の設計、22年度までに設置を完了	達成	高性能減速材容器の中性子利得解析及び、発熱分布解析を完了し、更に、構造仕様を定め、H18年度の強度試験用容器の製作準備を整えた。	候補材料の全てに大して照射試験の準備が完了した		技術課
	耐放射線導管開発のための材料選定及び照射キヤブセルと照射試料の製作 ②C2冷中性子ビーム導管の改修(理事長ファンド)	・照射試験準備を完了 ・冷中性子ビーム導管のミラーホルダー及びミラーの作成	H18年度にミラーの性能評価、導管の補修を完了	達成	平成18年度に、作成したミラーへの組込み・調整等を行い、JRR-3第6サイクルから供用再開の予定	放振協による製作が約2ヶ月遅れているが、5月末には設置完了予定。		技術課(主) 利用課
	③外部冷却法によるSI照射装置(均一照射装置)の性能向上(外部資金) ④自動SI照射装置(均一照射装置)の詳細設計	改修の完了 ・自動SI照射装置(均一照射装置)の詳細設計を完了	H18年度から供用開始 H18年度、新たな高性能SI照射装置を設置。 (外部資金)	改修中 (達成 (H18年7月7日)) ほぼ達成	詳細設計の確認評価作業中。			利用課
JRR-4	①原子炉運転研修 ②脳腫瘍以外のガンへのBNCT対応 ③BNCT医療照射増加に対する対応	国際総合原子力技術センター・第65回原子炉研修一般課程の一環として実施 患者セッティングシステムの改進及び延長コリメーターの特性試験の完了 1日2回実施のための2班体制を確立	東京大学専門職大学院の研修の一環として実施 H18年度以降、患者セッティングシステムの改進及び延長コリメーターの特性試験の完了 年間40回のBNCT実施に対応できる体制を確立	達成 達成 達成	第65回原子炉研修一般課程の運転練習を実施した。 延長コリメータの特性試験を完了し、実際の臨床研究への供用を開始した。患者セッティングシステムの座位置照射に対応するための改造を完了した。 1日2回実施を達成した。			JRR-4課 技術課 利用課
NSRR	実験装置、機器類の整備	高温高压水カプセル部品の製作及び同カプセル装荷装置の製作完了	燃料安全評価研究グループの計画する高燃焼度燃料、MOX燃料実験を実現	達成	高温高压水カプセル部品及び同カプセル装荷装置の製作を計画通りに完了した。	部品の製作完了は年度末に完了し、次年度はこの使用前検査を受検し合格する。		NSRR課

付録8 平成17年度下期実施計画及びその実施結果

研究炉加速器管理部(平成17年10月26日計画)
(H18年3月31日現在)

4/7

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	実施状況	特記すべき事項	備考	担当課室
(2)利用ニーズに応じた技術開発と整備	①ビーム強度の増強	多価イオン源のターミナル内移設を完了し、利用を再開。移設により質量数分解能が約130ままで約4倍向上。	H18年度多価イオン源本体自身を高性能のイオン源に交換し、ビーム強度の2倍以上の増強、加速エネルギー(電荷数)の1.5倍の増強を達成	達成	安定に稼働、質量数分解能約130実現			加速器課
	② tandem 加速器ブースター・高質量数イオンビームの加速効率向上	*高質量数イオンビーム加速度低速イオン加速 超伝導空洞の試作完了 ・外部資金獲得準備の完了	18年度に性能試験を実施 低速の高質量数イオンビームをブースターで加速する技術基盤の確立 先端基礎研究センターの超重元素核化学・核物理研究の計画にに対応するため、KEKのTRIAC(放射性核種イオン加速実験装置)とタンデム加速器ブースタードを接合し、ビーム強度を十倍以上に増強する。 (先端基礎と協力し外部資金獲得が条件)	達成	空洞試作完了	科研費特定領域として「超重元素の科学」を申請。加速器に関する研究課題を担当した。		
	③施設共用化	18年度からの施設共用化の準備完了	18年度中、全利用の約20%の施設共用化達成	達成	半期のマシンタイム予定日数獲得100日に刈り21日の応募獲得	ホームページに「研究炉ひろば」を掲載した。一部、記事を追加・更新した。		利用課
JRR-3,JRR-4情報の発信	「研究炉のひろば」の開設を含めた研究炉利用ホームページの拡充更新の完了	利用拡大	達成					
産業利用の推進	産業連携推進部との協力による利用料金の算定	円滑な産業利用の達成	達成	利用料金の算定を終了した		利用課		
先進的医療に有効なRI利用技術の開発	*癌治療に有用な高放射能濃度レニウム188溶液を安定的に得るための知見取得 の、回収率偏差を生ずる要因の究明に向けた研究	H18年度以降、放射能濃度レニウム188溶液を安定的に得るための知見取得	達成	イオン交換カラム法により、これまでの約8倍濃縮に相当する94%のレニウム188を1mlの生理食塩水溶液として得ることができる知見を取得した。		技術課		

付録 8 平成17年度下期実施計画及びその実施結果

研究炉加速器管理部(平成17年10月26日計画)
(H18年3月31日現在)
5/7

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	実施状況	特記すべき事項	備考	担当課室
(3) 安全管理、教育	①保安規定に基づく保安教育の実施	漏れのない教育の実施	継続的実施	計画通り実施している。 計画通り実施している。 計画通り実施した。	1/6時点:約70% 3月末に100%	業務課 JRR-3課 JRR-4課 NSRR課	全課
	②安全衛生会議	毎月1回の実施	継続的実施	計画通り遂行した。 計画通り遂行した。	2月17日(金)実施予定	加速器課 技術課 全課	加速器課 技術課 全課
	③当部内総合訓練の実施	JRR-3(使用済燃料貯蔵施設 (北地区)等を対象とした訓練 を1回実施	継続的実施	該当なし。 達成	該当なし。	業務課 JRR-3課 JRR-4課 NSRR課	業務課 JRR-3課 JRR-4課 NSRR課
	④施設利用者への安全教育の実施	漏れのない教育の実施	継続的実施	計画通り実施した。 計画通り遂行した。	2月17日(金)実施予定	加速器課 技術課 全課	加速器課 技術課 全課
	⑤放射線従事者作業管理の徹底	放射線作業内容の記録	継続的実施	計画通り実施している。	2月1回(審議事項がない場合は除く)	業務課 全課	業務課 全課
	⑥部長安全パトロールの実施	2回	継続的実施	計画通り実施している。			
	⑦部内安全審査の実施	月1回(審議事項がない場合は除く)	継続的実施	計画通り実施している。			

付録8 平成17年度下期実施計画及びその実施結果

研究炉加速器管理部(平成17年10月26日計画)
(H18年3月31日現在)

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	実施状況	特記すべき事項	備考	担当課室
(3)安全・管理、教育の実施	⑧資格取得 ・原子炉主任技術者資格取得教育 ・技術士	・月1回の実施	各種資格の継続的取得 継続的実施	達成	月約1回の教育を実施した。			山下次長 業務課主導、 全課 業務課 JRR-3課
	・1次試験合格者；9名（受験者の50%）	0 3	0 3 1 4 1 1 0 1	0 達成 達成 未達成 達成 達成 1名合格 達成	3名合格 2名合格 1名合格(25%) 1名合格 目標よりも早く合格者を得た。 1名合格	大内靖弘、新居昌至、 細谷俊明 石黒裕大、堀口洋徳 阿波清晃 堀直彦 竹内真樹		JRR-4課 NSRR課 加速器課 利用課 技術課 JRR-3課 業務課 JRR-3課
	・二次試験合格	0	0	0 達成	目標以上の3件の外部発表を実施した。	「F17N原子炉出力モニターに関する研究」、GLOBAL2005、つくば、10月J等		
	・1名合格 ・JAEA研究開発報告書等、合計17件	0 1	0 1 2 0 3 2	0 達成 達成 達成 0 達成 達成	目標どおり2件の外部発表を実施した。 6件の発表、ただし、4件は他研究グループとの共著、共同による目標通り2件の外部発表を実施した。	平成17年度弥生研究会等 JAERI-Review 2006-2005 研究院利用における研究成績集(平成16年度)等		NSRR課 加速器課 利用課
	・第1種放射線取扱主任者 ⑨ 成果公開	0	0 1 2 0 3 2 9	0 達成 達成 達成 0 達成 達成 達成	報告書3件及び口頭発表12件			技術課 JRR-3課
(4)機器物の処理・保管、施設等の稼上げ管理及び高経年化対策	①JRR-3の高経年化対策 ・冷中性子用減速材容器の交換 ②JRR-4の高経年化対策 ・プロセス計算機の更新 ③タンデム加速器本体の更新 ・黒鉛反応体の更新 ④電圧ターミナル内の劣化した配線の更新	・計画通りの遂行(H18年4月に合格) ・更新の完了 ・国工事認可取得 ・完了	計画的な遂行 計画的な遂行 計画的な遂行 H18年度に1体製作 計画的な遂行	達成 達成 達成 達成	・計画通り、プロセス制御計算機操作端末機器の更新を完了 ・機器の更新 ・計画通り、H18年3月28日申請 ・10月実施。以後問題なし。			JRR-4課 加速器課

付録 8 平成17年度下期実施計画及びその実施結果

研究炉加速器管理部(平成17年10月26日計画)
(H18年3月31日現在)7/7

JAEA-Review 2006-036

重要課題 題題	実施項目	当該年度の達成目標	中期期間を経じた進め方、目標達成度	実施状況	特記事項	備考	担当課室
(5) その他	①アジア国際協力 ・タイOAPとの二国間協定の実施 ・文部科学省原子力交流制度に対する受け入れ ・文部科学省「国際原子力交流安全派遣事業」への対応 ・IAEAへの協力 ②コピー用紙の消費削減	・研究者受け入れ及び国際技術協力員1名の派遣 ・バングラデシュ研究員1名の受け入れ ・ベトナムにおける専門家会合に1名の派遣 (約1週間) ・インドネシアにおける"Follow-up Safety Analysis Mission on the Safety Analysis Report"に1名派遣(1週間)	H17年12月で実質的に終了 希望者があれば対応 依頼があれば対応 要請があれば対応 要請が取り消され実施せず 未達成	研究者受け入れ終了(12月10日) 月15日) 研究者受け入れ1名(H17年9月8日～H18年3月3日)	達成 達成 達成 要請が取り消され実施せず 未達成	JRR-3課 JRR-3課 MEXT「国際原子力交流安全派遣事業」ベトナムにおける専門家会合に利用課	利用課(主) JRR-3課 (副) 利用課

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	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
立体	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	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
質量体積(比体積)	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電気密度	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
(物質量の)濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(数の)1	1

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad	$m \cdot m^{-1}=1$ ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)	$m^2 \cdot m^{-2}=1$ ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
圧力、応力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m^2
工率、放射束	ユール	J	$N \cdot m$
電荷、電気量	ワット	W	$N^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
電位差(電圧)、起電力	クロン	C	J/s
静電容量	ボルト	V	$N \cdot m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
電気抵抗	アーチム	F	C/V
コンダクタンス	シemens	S	V/A
磁束密度	テスラ	T	$N \cdot m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-2}$
インダクタンス	ヘンリイ	H	$V \cdot s$
セルシウス温度	セルシウス度	°C	Wb/m^2
照度	ルーメン	lm	Wb/A
(放射性核種の)放射能	ベクレル	Bq	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-2}$
吸収線量、質量エネルギー一分与、カーマ	グレイ	Gy	$cd \cdot sr^{(c)}$
線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量、個	シーベルト	Sv	lm/m^2
人線量当量、組織線量当量			$m^2 \cdot cd=m^2 \cdot cd$

(a)ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なる性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表4に示されている。

(b)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“1”は明示されない。

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

(d)この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa·s	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-1}$
トルク	ニュートンメートル	N·m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg \cdot s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度、放射照度	ワット每平方メートル	W/m ²	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量熱容量(比熱容量)、質量エンタルピー	ジュール毎キログラム	J/(kg·K)	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量エネルギー(比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
熱伝導率	ワット每メートル毎ケルビン	W/(m·K)	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
電界の強さ	ボルト每メートル	V/m	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	$m^{-3} \cdot s \cdot A$
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	$m^{-2} \cdot s \cdot A$
誘電率	ファラード每メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
透磁率	ヘンリー每メートル	H/m	$m \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mol^{-1}$
モルエンタルピー	ジュール毎モル每ケル	J/(mol·K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
モル熱容量	ビン		
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
吸収線量	グレイ每秒	Gy/s	$m^2 \cdot s^{-3}$
放射強度	ワット每ステラジアン	W/sr	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
放射輝度	ワット每平方メートル	W/(m ² ·sr)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$

表5. SI 接頭語

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

表6. 國際単位系と併用されるが國際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	$1^\circ=(\pi/180) rad$
分	'	$1'=(1/60)^\circ=(\pi/10800) rad$
秒	"	$1''=(1/60)'=(\pi/648000) rad$
リットル	L	$1L=1 dm^3=10^{-3} m^3$
トン	t	$1t=10^3 kg$
ネーピ	Np	$1Np=1$
ベル	B	$1B=(1/2) ln10(Np)$

表7. 國際単位系と併用されこれに属さない単位で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 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.6021733(49) \times 10^{-19} J$
統一原子質量単位	u	$1u=1.6605402(10) \times 10^{-27} kg$
天文単位	ua	$1ua=1.49597870691(30) \times 10^{11} m$

表8. 國際単位系に属さないが國際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	里	1 海里=1852m
ノット	ト	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600) m/s
アール	ル	$1 a=1 dam^2=10^2 m^2$
ヘクタール	ha	$1 ha=1 hm^2=10^4 m^2$
バル	bar	$1 bar=0.1 MPa=100 kPa=1000 hPa=10^5 Pa$
オングストローム	Å	$1 Å=0.1 nm=10^{-10} m$
バーン	b	$1 b=100 fm^2=10^{-28} m^2$

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	$1 erg=10^{-7} J$
ダイナ	dyn	$1 dyn=10^{-5} N$
ボアズ	P	$1 P=1 dyn \cdot s / cm^2=0.1 Pa \cdot s$
ストーカス	St	$1 St=1 cm^2/s=10^{-4} m^2/s$
ガウス	G	$1 G=10^{-4} T$
エルステッド	Oe	$1 Oe=(1000/4\pi) A/m$
マクスウェル	Mx	$1 Mx=10^{-8} Wb$
スチル	sb	$1 sb=1 cd/cm^2=10^4 cd/m^2$
ホル	ph	$1 ph=10^4 lx$
ガル	Gal	$1 Gal=1 cm/s^2=10^{-2} m/s^2$

表10. 國際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリ	Ci	$1 Ci=3.7 \times 10^{10} Bq$
レントゲン	R	$1 R=2.58 \times 10^{-4} C/kg$
ラド	rad	$1 rad=1 cGy=10^{-2} Gy$
レム	rem	$1 rem=1 cSv=10^{-2} Sv$
X線単位	γ	$1 \gamma=1 nT=10^{-9} T$
ガンマ	Jy	$1 Jy=10^{-26} W \cdot m^{-2} \cdot Hz^{-1}$
フェルミ	fm	$1 fermi=1 fm=10^{-15} m$
メートル系カラット	Torr	$1 metric carat=200 mg=2 \times 10^{-4} kg$
ト標準大気圧	atm	$1 Torr=(101.325/760) Pa$
カリ	cal	$1 atm=101.325 Pa$
ミクロ	μ	$1 \mu=1 \mu m=10^{-6} m$