



平成18年度研究炉加速器管理部年報

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

Annual Report of Department of Research Reactor
and Tandem Accelerator, JFY2006
(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 2007

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っ
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

© Japan Atomic Energy Agency, 2007

平成 18 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

(2007 年 9 月 20 日受理)

研究炉加速器管理部は、JRR-3(Japan Research Reactor – 3), JRR-4(Japan Research Reactor – 4), NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) の研究炉並びにタンデム加速器を運転管理し、それらを利用に供するとともに関連する技術開発を行っている。平成 18 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 181 日間の、JRR-4 では 37 サイクルで 149 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 の施設共用では計画的な調整を行い、シリコン照射等の照射件数 628 件、放射化分析等のキャプセル総数 3,067 個、中性子ビーム実験利用では延べ利用日数 6,338 件・日の利用に供した。
- ③ JRR-3 の冷中性子ビーム強度 10 倍化計画では、冷中性子源強度を 2 倍にする高性能減速材容器の耐圧試験用容器の製作を行った。また、冷中性子導管のスーパーミラー化に向けてビーム特性の解析、高性能スーパーミラーの耐久試験、ビーム分岐技術の開発などを行った。
- ④ JRR-4 を用いた医療照射(BNCT)では 34 回順調に実施された。照射技術の開発では、頭頸部癌への適用例が増加し、凹凸のある患部への照射が多くなったため、延長マルチリーフコリメータの開発などを行った。
- ⑤ シリコン照射技術開発では、JRR-3 均一照射設備の NTD-Si 生産量増量化のための概念設計、12 インチシリコン均一照射装置の開発と照射試験装置の検討などを行った。
- ⑥ NSRR は、高度化燃焼度のプルトニウム-ウラン混合酸化物燃料(MOX 燃料)を対象としたパルス照射実験を 4 回と、未照射燃料実験を 9 回実施し、燃料の安全性研究に貢献した。
- ⑦ タンデム加速器は 201 日の運転を行い、機構内外の重イオンを利用した物質科学研究に貢献した。その内、45 日は産学連携推進部が本年度から開始した施設共用の実施に貢献した。開発では高性能イオン源への交換による高電圧端子内イオン源の増強計画などを推進した。

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2006
(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 September 20, 2007)

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

- 1) JRR-3 was operated for 181 days in 7 cycles and JRR-4 for 149 days in 37 cycles to provide neutrons for research and development of in-house and outside users.
- 2) JRR-3 and JRR-4 were utilized through deliberate coordination as follows:
 - a) Neutron irradiations of 628 materials, for neutron transmutation doping of silicon etc.
 - b) Capsule irradiations of 3,067 samples, for neutron activation analyses etc.
 - c) Neutron beam experiments of 6,338 cases × days.
- 3) Concerning to the 10 times increasing plan of cold neutron beams from JRR-3, a pressure resistant test model of the high-performance neutron moderator vessel which had been designed to increase cold neutrons twice as much as the present one was fabricated. Various developments for upgrading cold neutron guide tubes with super mirrors were in progress.
- 4) Boron neutron capture therapy was carried out 34 times using JRR-4. Improved neutron collimators were built to fit well to any irregular outline for cancer around the neck.
- 5) NSRR carried out 4 times of pulse irradiations of high burn-up MOX fuels and 9 times of un-irradiated fuels to contribute to fuel safety researches.
- 6) The Tandem Accelerator was operated for 201 days to contribute to the researches of nuclear physics and solid state physics with high energy heavy ions. The new utilization program of sharing beam times with outside users was performed by carrying out 45 days. The beam intensity increasing program with a high performance ion source, in place of the compact one which has been working in the high voltage terminal, has made great progress.

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	19
2.1.4 放射線管理	22
2.1.5 水・ガス管理	24
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	27
2.2 JRR-4 の運転管理	28
2.2.1 運転	28
2.2.2 保守・整備	29
2.2.3 燃料・炉心管理	31
2.2.4 放射線管理	33
2.2.5 水・ガス管理	33
2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	33
2.3 NSRR の運転管理	36
2.3.1 運転	36
2.3.2 保守・整備	39
2.3.3 燃料・炉心管理	40
2.3.4 放射線管理	41
2.4 タンデム加速器の運転管理	43
2.4.1 運転	43
2.4.2 保守・整備	45
2.4.3 高圧ガス製造施設	47
2.4.4 放射線管理	48
2.5 主な技術的事項	50
2.5.1 JRR-3 制御棒駆動装置可動コイル用定電流電源の試作	50
2.5.2 JRR-3 プロセス制御計算機システムの更新計画	54
2.5.3 漏えい監視盤の改造	59
2.5.4 保守データを活用した研究用原子炉 (JRR-3) の保守管理方法の検討	64
2.5.5 JRR-4 特殊反射体要素 I 型の製作	66
2.5.6 NSRR 原子炉プールライニング肉厚測定装置の製作	69
2.5.7 ターミナル 180 度偏向電磁石のビット落ち修理	71
3. 研究炉及び加速器の利用	73

3.1	利用状況	75
3.2	照射利用	80
3.2.1	JRR-3における照射	83
3.2.2	JRR-4における照射	83
3.3	実験利用	90
3.3.1	JRR-3における実験	90
3.3.2	JRR-4における実験	94
3.3.3	NSRRにおける実験	94
3.3.4	タンデム加速器における実験	94
3.3.5	実験室の利用状況	97
3.3.6	医療照射	98
3.3.7	動物実験	98
3.4	保守・整備	100
3.4.1	JRR-3 照射設備等の保守・整備	100
3.4.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	101
3.4.3	NSRR 照射設備等の保守・整備	102
3.5	施設共用	105
3.5.1	炉内中性子照射等専門部会	105
3.5.2	中性子ビーム利用専門部会	105
3.5.3	タンデム加速器専門部会	105
3.5.4	研究炉医療照射委員会	109
4.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	111
4.1	JRR-3 の高度化の技術開発	113
4.1.1	高性能減速材容器の開発	113
4.1.2	中性子導管の高効率化（スーパーミラー化）	115
4.1.3	耐放射線ミラーの開発	119
4.1.4	中性子ビーム分岐技術の開発	120
4.1.5	冷中性子ベンダーシステムの改良	121
4.2	医療照射技術の開発	126
4.2.1	照射技術の高度化	126
4.2.2	線量評価技術の高度化	129
4.2.3	肺癌への照射に対応するための技術開発	133
4.3	シリコン照射技術の開発	136
4.3.1	中性子核変換ドーピング Si 半導体(NTD-Si)製造用 JRR-3 高性能 シリコン照射装置の概念設計	136
4.3.2	12 インチシリコン照射筒の設計及び JRR-3 の核設計	153
4.3.3	12 インチシリコン均一照射試験装置の開発	154
4.4	^{177}Lu 大量製造を目指した Yb-Lu 分離技術の開発	157

4.5	タンデム加速器系の開発	161
4.5.1	永久磁石型 14.5GHz ECR イオン源による高多価・高強度重イオンビームの開発	161
4.5.2	ISOL イオン源の開発	165
4.5.3	超伝導加速空洞に対する高圧純水洗浄の効果	165
4.5.4	Low β 超伝導加速空洞の性能試験	167
5.	研究炉及び加速器の安全管理	171
5.1	研究炉加速器管理部の安全管理体制	173
5.2	安全点検状況	175
5.3	訓練	180
6.	国際協力	197
6.1	文部科学省原子力研究交流制度等	199
6.2	二国間協力	202
6.2.1	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	202
6.2.2	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	202
7.	むすび	203
	あとがき	207
	付録	209
	付録 1 研究炉加速器管理部の組織と業務	211
	付録 2 JAEA-Research 等一覧	212
	付録 3 口頭発表一覧	214
	付録 4 外部投稿論文一覧	219
	付録 5 官庁許認可一覧	221
	付録 6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	222
	付録 7 表彰、特許	224
	付録 8 平成 18 年度実施計画及びその実施結果	226

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	19
2.1.4 Radiation Monitoring	22
2.1.5 Water and Gas Managements	24
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	27
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4	28
2.2.1 Operation	28
2.2.2 Maintenance	29
2.2.3 Reactor Core Management	31
2.2.4 Radiation Monitoring	33
2.2.5 Water and Gas Management	33
2.2.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	33
2.3 Operation and Maintenance of NSRR	36
2.3.1 Operation	36
2.3.2 Maintenance	39
2.3.3 Reactor Core Management	40
2.3.4 Radiation Monitoring	41
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator	43
2.4.1 Operation	43
2.4.2 Maintenance	45
2.4.3 High-pressure Gas Handling System	47
2.4.4 Control of Radiation	48
2.5 Major topics of Technical Development	50
2.5.1 The Trial Manufacture of the Constant Current Source for the Control Rod Drive Mechanism Coil of JRR-3	50
2.5.2 Renewal Planning of JRR-3 Process Computer System	54
2.5.3 Modification of Leak Monitoring System	59
2.5.4 JRR-3 Maintenance Program Utilizing Accumulated Maintenance Data	64
2.5.5 Production of Special Reflector Element Type I of JRR-4	66
2.5.6 Development of NSRR Reactor Pool Lining Measurement System	69
2.5.7 Trouble of Bit Omission on the Terminal 180 Degrees Bending Magnet	71
3. Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	73
3.1 Status of Utilization	75
3.2 Irradiation	80
3.2.1 Irradiation in JRR-3	83
3.2.2 Irradiation in JRR-4	83
3.3 Experiments	90

3.3.1	Experiments in JRR-3	90
3.3.2	Experiments in JRR-4	94
3.3.3	Experiments in NSRR	94
3.3.4	Experiments in the Tandem Accelerator Facility	94
3.3.5	Status of Utilization in Laboratories	97
3.3.6	Medical Irradiation	98
3.3.7	Experiments with Mouse	98
3.4	Maintenance	100
3.4.1	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	100
3.4.2	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	101
3.4.3	Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	102
3.5	Specialist Committee for Common utilization of JAEA's Research Facilities	105
3.5.1	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	105
3.5.2	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	105
3.5.3	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	105
3.5.4	The Specialist Committee for Medical Irradiations at Research Reactor	109
4.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	111
4.1	Development for Upgrading of JRR-3 Cold Neutron Beam Utility	113
4.1.1	Development of New Moderator Vessel	113
4.1.2	Arrangements of Neutron Guide Tubes for Effective Transportation of Cold Neutron Beam	115
4.1.3	Development of a Radiation Resistant Mirror	119
4.1.4	Development of Neutron Beam Splitting Devices	120
4.1.5	Improvement of the Bender System	121
4.2	Development of BNCT Technology	126
4.2.1	Improvement for Medical Irradiation Technology	126
4.2.2	Improvement of Dosimetry Technology for BNCT	129
4.2.3	Development for Medical Irradiation Technology for Pulmonary Cancer	133
4.3	Development of Irradiation Technology for Semi-conducting Silicon Production	136
4.3.1	Conceptual Design of JRR-3 Automated Silicon Irradiation Device for Neutron-Transmutation-Doped Silicon Semiconductor (NTD-Si)	136
4.3.2	Design of the Irradiation Hall for 12 Inch Silicon and Nuclear Design for JRR-3	153
4.3.3	Development of the Experimental Equipment for 12 Inch Silicon Irradiation	154
4.4	Development of the Yb-Lu Separation for the Production of High Radioactive ^{177}Lu	157
4.5	Accelerator Development	161
4.5.1	Development of Intense Heavy Ion Beam with High Charge State by Using All Permanent Magnet Type 14.5 GHz ECR Ion Source	161
4.5.2	Development of Ion-source for JAEA-ISOL	165

4.5.3	Effect of High Pressure Water Jet Rising for Superconducting Acceleration Cavity	165
4.5.4	Performance Test of Low Beta Superconducting Twin Quarter Wave Resonator	167
5.	Safety Administration for Research Reactors and Tandem Accelerator	171
5.1	Organization of Safety Administration	173
5.2	Present Status of Safety Inspection	175
5.3	Training	180
6.	International Cooperation	197
6.1	MEXT Scientist Exchange Program	199
6.2	Bilateral Cooperation	202
6.2.1	JAEA-BATAN Cooperation	202
6.2.2	JAEA-OAP Cooperation	202
7.	Conclusions	203
	Postscript	207
	Appendices	209
Appendix 1	Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	211
Appendix 2	List of JAEA-Research Reports	212
Appendix 3	List of Papers Presented at Meetings	214
Appendix 4	List of Published Papers	219
Appendix 5	List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	221
Appendix 6	List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research reactors and Tandem Accelerator	222
Appendix 7	Commendation, Applied Patents	224
Appendix 8	Plans and Outcomes in Services and Technical Developments	226

まえがき

研究炉加速器管理部は、2005年10月1日に日本原子力研究開発機構発足に伴い設立された部であり、JRR-3、JRR-4、NSRR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し、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℃の研究炉である。JRR-4は、低濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型、定格出力3,500kW、1次冷却水炉心出口平均温度47℃の研究炉である。これらの研究炉は、原子力の研究・開発と利用のための大型研究施設として、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、重イオンによる原子核物理、核化学、物性物理の基礎的研究に貢献してきた。

当部としては、今後も原子力を含めた幅広い科学技術分野において、最先端の独創的・先導的な研究開発が国際的な最高水準の研究環境で行えるよう、研究炉及びタンデム加速器の安定・安全運転及び安全確保に努めるとともに、施設の特長を活かした性能向上と利用の高度化を図るための技術開発を進めることを基本方針としている。この基本方針に基づき、平成18年度の主要な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(使用前検査まで)を完了し、また第L18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、37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並びに実験室の施設共用、JRR-3冷中性子源装置の安全・安定運転を図る。
- (4) 研究炉の技術管理については、使用済燃料40体の輸送を実施する。
- (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行う。
- (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。産学連携推進部への外部からの応募に基づく施設共用を開始する。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を高性能イオン源に交換する。

This is a blank page

1. 概 要

Overview

This is a blank page

研究炉加速器管理部は JRR-3、JRR-4、NSRR 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である。

先ず平成 18 年度の運転・利用・技術開発状況を振り返ると、JRR-3 では、7 サイクルで 156 日間の共同利用運転を計画どおり達成した。JRR-4 では、37 サイクル（145 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 633 件、キャプセル総数 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。

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、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。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。

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。

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。

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 18 年度の主要な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 次及び第 L18 次の燃料の製作を計画どおりに実施する。使用済燃料 40 体の対米輸送を実施する。JRR-4 については、37 サイクルの施設共用運転を行う。
- (2) 研究炉の利用については、JRR-3 及び JRR-4 並びに実験室の施設共用、JRR-3 冷中性子源装置の安全・安定運転を図る。
- (3) 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。
- (4) JRR-4 を用いたホウ素中性子捕捉療法（BNCT）の臨床研究の発展のための医療照射技術の向上を進める。
- (5) 中性子核変換ドーピング（NTD）による Si 半導体の製造用高性能照射装置の開発を推進する。
- (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行う。
- (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。産学連携推進部への外部からの応募に基づく施設共用を開始する。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を高性能イオン源に交換する。

その結果、平成 18 年度末の時点で上記の業務はほぼ計画どおり達成し、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 181 日間の、JRR-4 では 37 サイクルで 149 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。第 L17 次燃料の製作を完了し、また使用済燃料 40 体の対米輸送を成し遂げた。
- (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 628 件、放射化分析等のキャプセル総数 3,067 個、中性子ビーム実験利用では延べ利用日数 6,338 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、冷中性子源強度を 2 倍にする高性能減速材容器の耐圧試験用容器の製作を行った。また、冷中性子導管のスーパーミラー化に向けてビーム特性の解析、高性能スーパーミラーの耐久試験、ビーム分岐技術の開発などを行った。
- (4) JRR-4 を用いる BNCT は、順調に 34 回実施された。これは前年度実績の 12 回の約 3 倍増である。照射技術の開発では、頭頸部癌への適用例が増加し、凹凸のある患部への照射が多くなったため、延長マルチリーフコリメータの開発などを行った。
- (5) シリコン照射技術開発では、JRR-3 均一照射設備の NTD-Si 生産量増量化のための概念設計、12 インチシリコン均一照射装置の開発と照射試験装置の検討などを行った。
- (6) NSRR は、高度化燃焼度のプルトニウム-ウラン混合酸化物燃料(MOX 燃料)を対象としたパルス照射実験を 4 回と、未照射燃料実験を 9 回実施し、燃料の安全性研究に貢献した。原子炉プールライニングの高経年化安全対策としてプールライニング材の健全性確認用肉厚測定装置を製作した。
- (7) タンデム加速器は 201 日の運転を行い、機構内外の重イオンを利用した物質科学研究に貢献した。その内、45 日は産学連携推進部が本年度から開始した施設共用に寄与した。開発では高性能イオン源への交換による高電圧端子内イオン源のビーム増強計画、ブースターの超伝導加速空洞の高圧純水洗浄による性能回復試験などで成果を上げている。

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18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18年度の施設共用運転は、平成18年度研究炉運転・管理計画に基づき7サイクルで181日間の運転（1サイクル26日間×6+25日間×1=181日間）を予定し、計画どおり運転した。

平成18年度に計画外停止は発生しなかった。

本年度の運転実績を第2.1.1表及び第2.1.2表に示す。

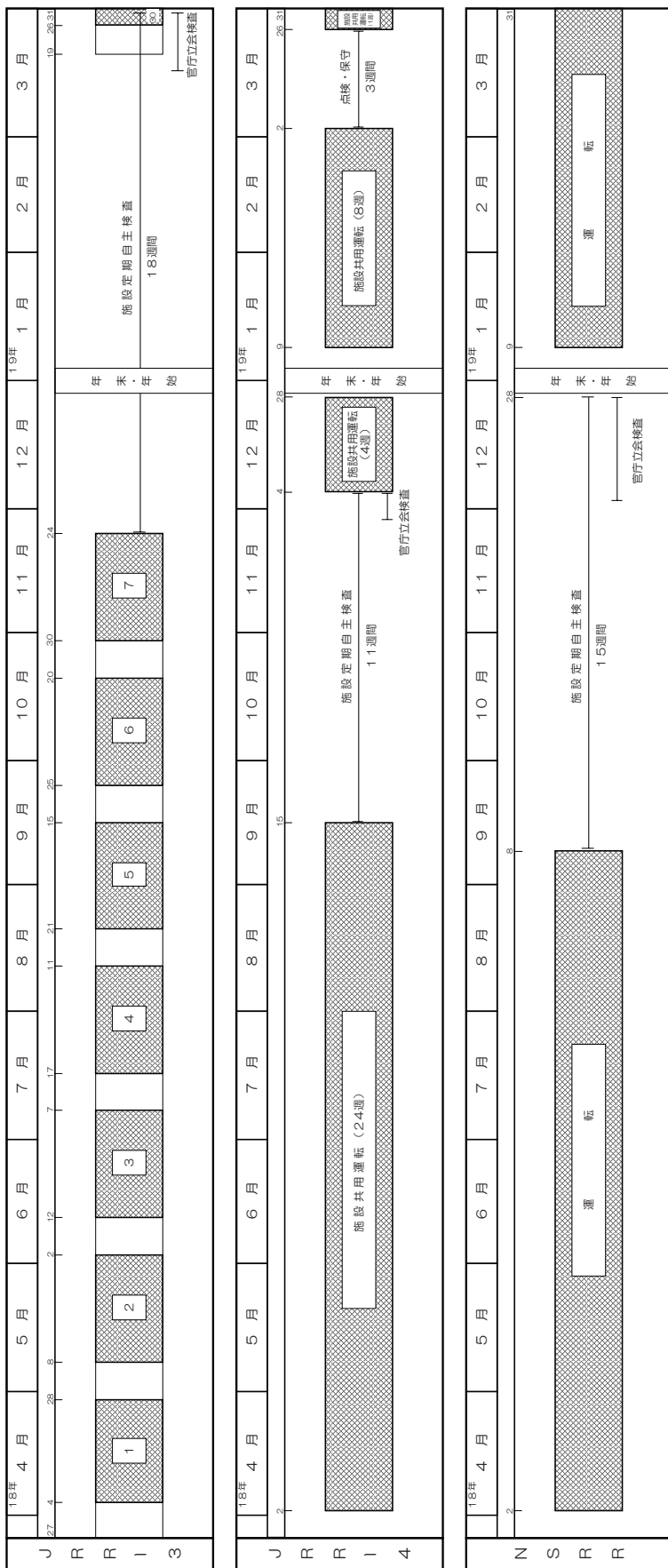
第2.1.1表 JRR-3 運転実績表

サイクル No.	運転期間	運転時間 (hr:min)	出力量 (MWh)	出力量累計 (MWh)	計画外停止
年度当初	—	61990 : 37	—	1,170,050.1	—
18-01	3/27～4/30	598:37	11,185.0	1,181,234.9	0
02	5/1～6/4	605:30	11,599.3	1,192,834.2	0
03	6/5～7/9	606:52	11,584.2	1,204,418.4	0
04	7/10～8/13	606:55	11,563.5	1,215,981.9	0
05	8/14～9/17	606:48	11,685.2	1,227,667.1	0
06	9/18～10/22	606:48	11,554.3	1,239,221.4	0
07	10/23～11/26	606:50	11,661.9	1,250,883.3	0
施設定期 自主検査	11/27～3/18	0:0	0.0	1,250,883.3	0
19-01	3/19～4/29	150:05*	2,518.6*	1,253,401.9*	0
年度累計	—	4371:18	—	—	0
累計	—	66361:55	—	1,253,401.9	—

*：平成19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
—	—



JRR-4 1サイクル(週)基準運転表

日	月	火	水	木	金	土
		日中運転	同左	同左	同左	
		実験準備又は運転	夜間停止			

JRR-3 1サイクル 基準運転表

第1週	第2週	第5週
月/火/水/木/金/土/日	月/火/水/木/金/土/日	月/火/水/木/金/土/日
1 2 3 4 5 6 7	1 2 3 4 5 6 7	22 23 24 25 26
燃料取出, 挿入 燃料交換 燃料調整 燃料調整 燃料調整 燃料調整 燃料調整	燃料取出, 挿入 燃料交換 燃料調整 燃料調整 燃料調整 燃料調整 燃料調整	燃料取出, 挿入 燃料交換 燃料調整 燃料調整 燃料調整 燃料調整 燃料調整

年間週間割

JRR-3	JRR-4	NSRR
施設共用運転 18週間	施設共用運転 37週間	施設共用運転 36週間
施設定期自主検査 1週間	施設定期自主検査 12週間	施設定期自主検査 15週間
施設定期自主検査 1週間	施設定期自主検査 2週間	施設定期自主検査 1週間
施設定期自主検査 1週間	施設定期自主検査 1週間	施設定期自主検査 1週間

第2.1.1図 平成18年度 研究炉運転・管理実績

2.1.2 保守・整備

(1) 概況

平成18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JRR-3中性子計装設備対数出力炉周期計及び安全計高圧電源の製作、キャンドモータポンプの更新、出力表示設備の更新、プロセス計装盤の更新、ヘリウム圧縮機の更新、2次冷却材ポンプの遮断器更新、冷却塔ファン減速機のオーバーホール、ヘリウムタンクシールの交換等である。

(2) 主な保守整備

1) JRR-3中性子計装設備対数出力炉周期計及び安全計高圧電源の製作

中性子計装設備には、起動系、線形出力系、対数出力炉周期系、安全系の4系統があり、各系統は中性子検出器、増幅器、絶縁増幅器、高圧電源（正及び負）、リレーユニット等により構成されている。

このうち高圧電源は中性子検出器へ高電圧を供給している重要な機器であり、高い信頼性を有するよう設計されている。また、各系統には各2台の高圧電源（正及び負）があり、線形出力系、対数出力炉周期系、安全系の高圧電源は同一仕様であり、共通に使用できるようになっている。しかし、製作後15年以上が経過し、経年劣化による故障が考えられること及び高圧電源の内部を構成する部品の入手が困難なことから、予防保全として新たに対数出力炉周期系及び安全系用の高圧電源（正）の製作を各2台行った。第2.1.2図に高圧電源の写真を示す。

高圧電源は製造後、寸法検査、出力電圧測定、時間安定度測定、リップル電圧測定などの検査を行い、所定の性能を満足していることを確認した後、JRR-3に据付けた。今回新たに高圧電源を製作するにあたっては、部品調達に係る利便性を考慮し、部品構成の見直しを行った。その結果、高圧モジュールの採用や旧型において使用していた高価な絶縁リレーを使用しない構成となり、保守性が向上した。

2) キャンドモータポンプの更新

JRR-3冷却系設備及びプロセス放射能監視設備に使用しているポンプは、水封性の優れているキャンド型を多用している。これらのキャンドモータポンプは運転時間に応じて定期的に分解点検と消耗品の交換を行っているが、製作後18年以上が経過し、ポンプ本体の経年劣化が考えられる。このため、キャンドモータポンプを更新し、原子炉の安全運転に供するものである。平成18年度は、1次冷却材モニタポンプ及び2次冷却材モニタポンプの更新を実施した。更新にあたり、1次冷却材モニタポンプは、流体温度が40℃を超えることからモータの絶縁種をE種からH種に変更し、熱に対する信頼性を向上した。また、制御棒駆動装置冷却水ポンプの作製を行った。更に積算運転時間の短い炉プール水モニタポンプ及び原子炉プール溢流ポンプについては、ステータを作製した。次回の定期自主検査において、制御棒駆動装置冷却水ポンプの据付、炉プール水モニタポンプ及び原子炉プール溢流ポンプのステータ交換を行う予定である。ポンプの概略を第2.1.3図に示す。

3) 出力表示設備の更新

原子炉運転状態を JRR-3 施設関係者及び施設利用者に対し確実に提供する為に、視認性の高く耐用年数に優れた LED を用いた回転灯と出力表示盤に更新した。設置場所を第 2.1.4 図及び第 2.1.5 図に示す。回転灯は回転部の負荷をなくし電気信号で回転する電気式に変更することにより、原子炉の状態を安定して提供できるようになった。出力表示盤は、従来の運転表示盤と出力表示盤の機能を統合して原子炉運転状態及び原子炉出力表示ができるものとし、表示内容、設置箇所、表示器のサイズ等の検討を行った結果、炉室及びビームホールのどこからでも運転情報を得ることができるようになった。出力操作は制御室に設置した操作パネルを用い、原子炉起動ステップの出力(10kW、100kW、200kW、2MW、10MW、15MW、18MW、20MW)及び出力上昇時に使用する「出力上昇中」のみにして表示操作方法を容易にした。また、「運転中」「停止中」表示を制御棒の励磁信号に連動させることにより、操作者が介在せずに迅速に自動表示されるようになった。さらに電波時計の標準時刻表示機能を新たに加え、施設内において時刻の共有ができ緊急時等の対応が円滑に行えるようになった。

4) プロセス計装盤の更新

プロセス計装盤は、JRR-3 制御室に設置され原子炉本体設備の集中監視を目的とし、スクラム、リバース、アラームの警報表示器、水位・温度・流量等の指示計及び記録計から構成されている。スクラム、リバース及びアラームの警報表示器は、運転員に警報表示窓の点灯、点滅及び警報音で、設備の異常を通報している。

従来のプロセス計装盤に設置されている各警報表示器は、安全保護系のように 2 重化されている各項目に対しても、A 系又は B 系いずれかの警報信号が入力すると、警報項目の全面が点灯するように製作されている。この方式では、2 重化されている各項目の A 系又は B 系のどちらが発報したのか、判別できなかった。これに対し、各警報表示窓を左右 2 分割し、A 系と B 系に分割することにより、原子炉の異常時や、原子炉起動前点検等の警報動作の際に各警報項目の A 系又は B 系の判別が迅速に行え、より正確な情報を運転員が受けることができるようになった。

更新は、左右 2 分割点灯が可能な警報表示器に更新し、多重化されている信号（スクラムの 25 項目（全項目）リバースの 2 項目、アラームの 11 項目）について、A 系は左側、B 系は右側が点灯するようにした。その他の項目については、全面点灯とした。警報表示状態を、第 2.1.3 表に示す。機種選定にあたっては、従来の警報表示器のパネルカットをそのまま使用できるものを選定した。また、表示窓の文字についても、より適切な語句になるように一部変更を行った。表示窓の文字は、従来の透明プレートに彫刻するのではなく、ユーザーが OHP シートにプリンターで印刷し、指定の大きさにカットして表示窓に装着するため、より読みやすい文字の大きさ、太さならびにフォントを実機で確認しながら決定した。

左右 2 分割点灯を行うには、追加した警報分の警報ユニットが必要になる、警報ユニットは、内部にシーケンス回路が設定されており、警報の受信、発報、確認、及びリセット等のシーケンス制御ができるものであり、従来のものより小型化されている。追加分 38 台、既設分 54 台、予備部分 28 台、合計 120 台を設置した。また、警報発報時の確認、リセット等のシーケンスは、既設品と同様にした。

警報ユニットの追加に伴い、使用する直流電源が増大したため、直流電源装置を既設の 20A か

ら 30A に変更した。さらに、これらの直流電源装置、警報ユニット及び警報表示器の発する熱を、速やかに排気するために、天井ファンを設置した。プロセス制御計算機で使用している、ファン本体及びノイズ対策の施されている電源ユニットを使用した。設置による排熱の効果を測定した結果、盤内部と外部の温度差が、設置前の 4℃ から設置後は、0.5℃ に減少し、熱が盤内にこもらず天井ファンの効果が確認された。

5) ヘリウム圧縮機の更新

JRR-3 では、炉心で発生する中性子を効率良く実験に利用するために重水反射体が設けられており、重水冷却設備は重水反射体で発生する熱を 2 次冷却系に伝達するために設置されている。重水冷却設備は重水系及びヘリウム系で構成し、ヘリウム系は重水の劣化防止及び重水の放射線分解により生じる分解ガスを重水に戻し回収するために、重水のカバーガスであるヘリウムガスを循環している系統である。

ヘリウム圧縮機はヘリウムガスを循環させるための機器であり、ヘリウム系において重要な役割を担っている。

既設ヘリウム圧縮機は JRR-3 改造の竣工（平成 2 年）以来、毎年分解点検を実施しており、平成 15 年の分解点検において、経年変化によるクロスヘッド及びクロスヘッドガイド部の磨耗が確認された。これによりピストンロッドに曲がりが発生し、シールオイルのシール部品であるステップシールの偏磨耗を生じて、シールオイルの漏洩を起こす状況となっていた。最近はその影響が顕著に表れるようになり、通常は年 1 回の分解点検であるが、更新前の平成 17 年度、平成 18 年度の 2 年間では各 2 回（合計 4 回）の分解点検を実施して、オイルシール部品等の交換を行ってきた。

更新に際して、これまでの不具合事象からの対策を取り入れ、新たにヘリウム圧縮機を製作した。主な対策内容は、シールオイルのシール部品（ステップシール）の二重化、ピストンロッドの偏芯防止機能の追加、クロスヘッドの構造変更による分解・組立の容易化、シールオイルのレベル変動を早期に発見するために油面計警報スイッチの二重化等である。なお、更新にあたっては設計及び工事の方法の認可申請（設工認）を行い認可を受けた。

据付作業は平成 19 年 2 月 6 日から 2 月 8 日に実施した。据付後、外観検査で異常のないこと、ヘリウム漏えい検査で漏えいのないこと、また作動検査を行い、所定の容量を確認し、さらに各部振動値、温度の測定を行い異常のないことを自主点検において確認した。2 月 14 日に使用前検査として据付外観検査、作動検査を受検し合格した。

6) 2 次冷却材ポンプの遮断器更新

2 次冷却系設備は、1 次冷却材設備等から伝えられた熱を冷却塔により大気中に放散させるための設備である。

2 次冷却材の循環は 2 次冷却材ポンプで行っており、2 次冷却材ポンプの起動・停止は、電動機への電源投入・遮断をする遮断器により行っている。

既設の磁器遮断器は JRR-3 改造の竣工（平成 2 年）以来約 17 年間使用しているもので、メーカーの部品生産、メンテナンス対応が平成 17 年で停止となったため、JRR-3 の受変電設備に使用し、点検保守の経験を有する真空遮断器を更新機種に選定し、平成 18 年度定期点検時に更新する事にした。

真空遮断器のサイズは磁気遮断器に比べ小型になるが、真空遮断器の1次断路部及び2次プラグを既存の磁気遮断器と互換性を有するよう製作することで、遮断器を収納する高圧電動機起動盤の改造を必要としない更新とした。

更新する真空遮断器は製作日数を要する（約6ヶ月）ことから平成17年度に製作を行い、更新作業を平成18年度に実施した。

製作時には構造点検、開閉試験、抵抗測定、耐電圧試験、絶縁抵抗測定を実施し合格した。更新作業時には、構造点検、操作試験、絶縁抵抗測定、シーケンス試験により遮断器の健全な動作を確認し、遮断機を高圧電動機起動盤に納めた。さらに、実作動による2次冷却材ポンプの起動・停止、2次冷却系の運転が正常に行えていることを確認した。

尚、既設の磁気遮断器はアスベストを含む特定有害産業廃棄物となる部品を使用しているため、遮断器を分解して対象部（アークシュート）を取り外し、安全対策課に処分を依頼した。

7) 冷却塔ファン減速機のオーバーホール

2次冷却系設備は、1次冷却系設備、重水冷却系設備等から伝えられた熱を冷却塔より大気に放散させるための設備である。

2次冷却塔ファンは、冷却塔の機器でNo.1、2、3と3基あり、2次冷却材の冷却塔出口温度を一定にするため、冷却塔ファン減速機を介してファンの回転数を制御している。冷却塔ファン減速機のオーバーホールは、冷却塔の定期点検の一環として3基全て実施した。オーバーホールは、平成7年、平成13年に実施しており、消耗部品であるオイルシール、ベアリング以外に、前回の点検結果から歯車、軸を平成2年の竣工以来初めて交換し、減速比測定、軸振れ測定、バックラッシュの測定、ハウジングの液体浸透探傷検査、外観検査、試運転で温度測定、振動測定を行い、異常が無いことを確認した。さらに、現地に据付け後、冷却塔ファン作動試験を行い、振動、温度、電流値に異常の無いことを確認した。

8) ヘリウムタンクシールの交換

重水のカバーガスであるヘリウムガスの循環系設備の一部であるヘリウムタンクは、ヘリウム系内の圧力変動を吸収し、系統内を定圧に維持するために設置するもので、タンク内にはフロートが設置してあり、系統内の圧力変動に伴ってフロートが昇降するようになっている。ヘリウムタンクは定期点検毎にヘリウムガスの漏えいがないことを確認しているが、設置以来約20年が経過し、タンク構成部品であるヘリウムタンクシール膜（以下シールと呼ぶ）の劣化が懸念されていたため、ヘリウムタンクの分解点検を行い、シールの交換作業を行うことでヘリウムタンクの健全性の維持を図った。本作業においてシール取り付け後のヘリウムタンク内部検査、外観検査、作動試験、ヘリウム漏えい検査を行っているが全て問題ないことを確認した。交換を行ったシールの外観検査を行った結果、シール固定部にひび割れを確認した。シール交換前にタンクからのヘリウムガスの漏えいは確認されていないが、今後もヘリウムガスの漏えいの有無を確認しながら定期的なシール交換をしていく予定である。

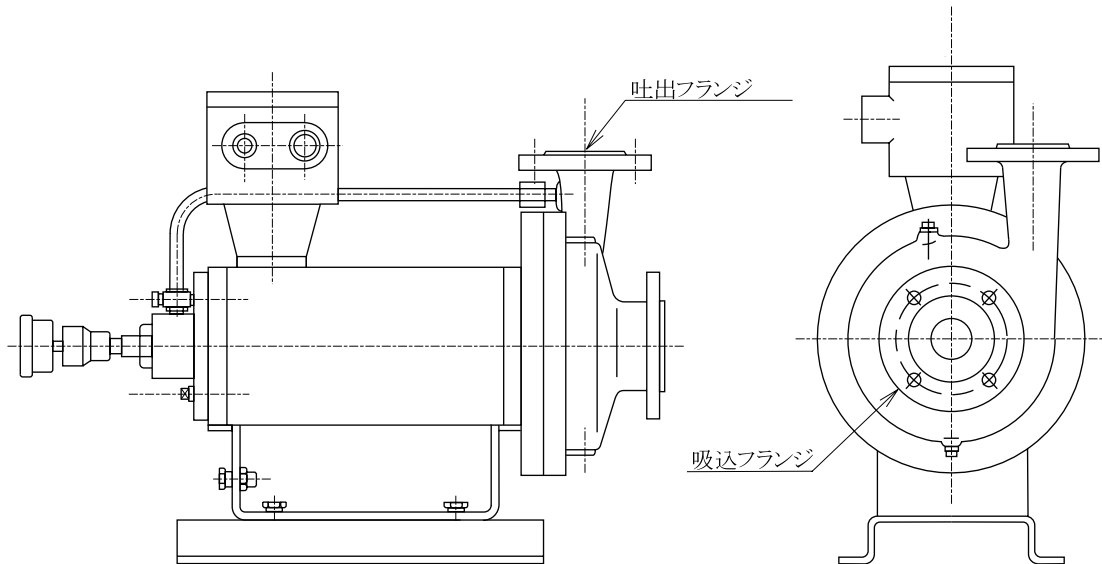


(前面より)



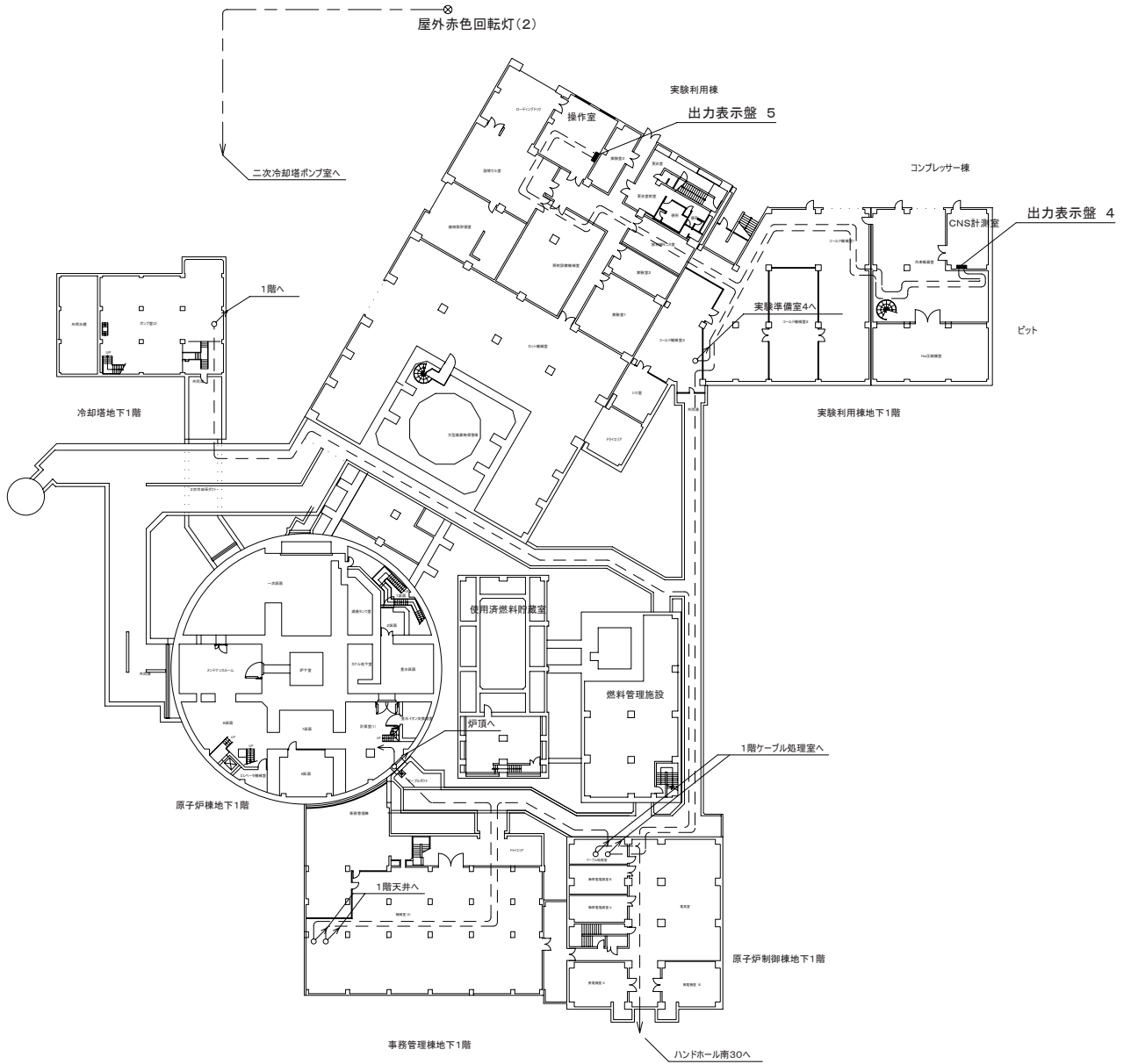
(背面より)

第 2.1.2 図 高圧電源

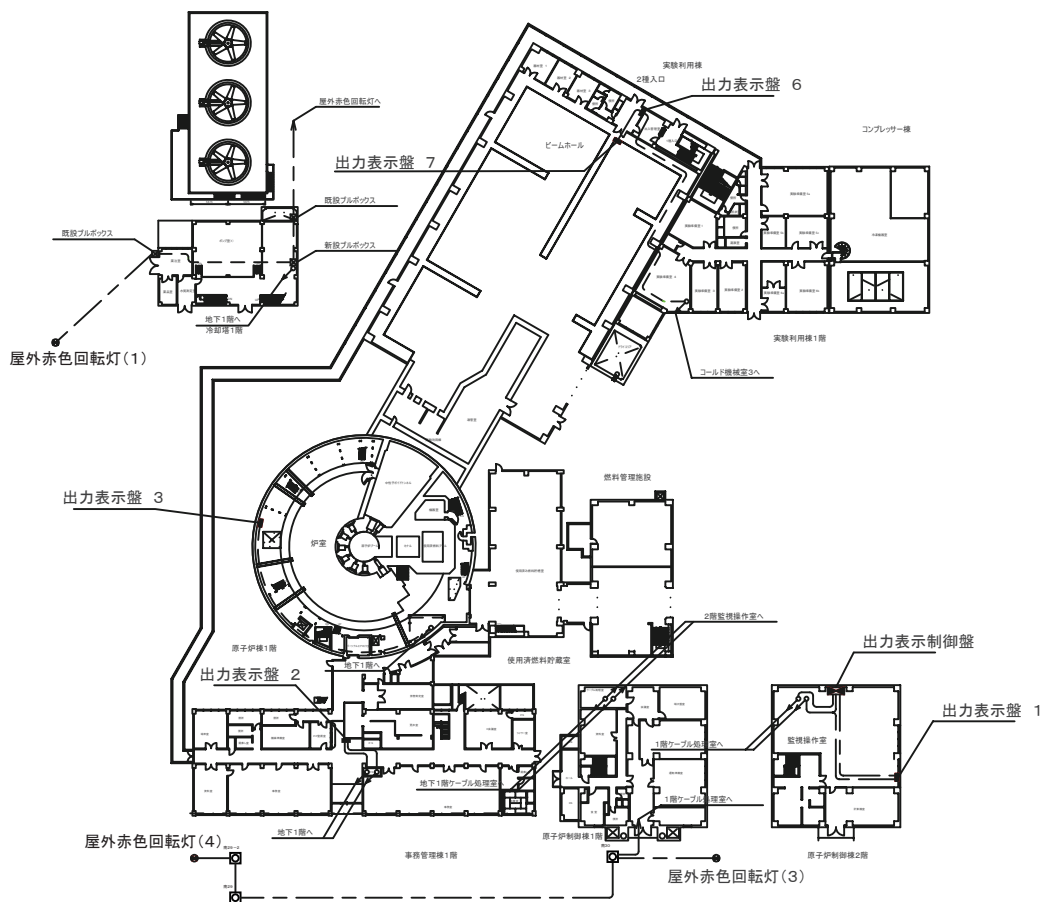


名 称 (型 式)	出 力 (kW)	電 流 (A)	定格流量 (m ³ /h)	揚 程 (m)
CRDM冷却ポンプ (H101-2.2H-1S7SP)	2.2	5.5	5.2	39
1次冷却材モータポンプ (H101-1.5H-1S7)	1.5	4.0	1.2	35
2次冷却材モータポンプ (H212-1.5E-1S7)	1.5	4.0	1.2	20
炉プール水モータポンプ (HD210-1.5H-1S7)	1.5	4.0	0.6	18
原子炉プール溢流ポンプ (H213-2.2E-1S7SP)	2.2	5.5	12.0	25

第2.1.3図 キャンドモータポンプ概略図



第 2.1.4 図 建家地階



第 2.1.5 図 建家1階

第 2.1.1.3 表 プロセス計装盤の警報表示

スクラム

安全系 中性子束 高	対数出力 炉周期 短	1 次冷却材 流量 低	1 次冷却材炉 心出口温度 高	1 次冷却材 炉心出入口 温度差 大	原子炉プー ル水位 低	1 次冷却材 主ポンプ No.1 停止	1 次冷却材 主ポンプ No.2 停止	1 次冷却材補 助ポンプ No.1 停止	1 次冷却材補 助ポンプ No.2 停止
サイフオンブ レーク弁 No.1 開	サイフオンブ レーク弁 No.2 開	自然循環弁 開	重水流量 高	重水温度 高	重水溢流タン ク水位 高	重水ダンプ弁 -A開	重水ダンプ弁 -B開	水平地震動 大	鉛直地震動 大
燃料事故 モニタ 高	実験利用設備 異常	電源電圧 異常	安全スイッチ	手動スクラム					

リバース

安全系 中性子束 高	対数出力 炉周期 短	自動制御範 囲外 (誤差出 力 大)	自動中微調 整棒下限	手動 リバース					
---------------	---------------	--------------------------	---------------	------------	--	--	--	--	--

アラーム

安全系 中性子束 高	対数出力 炉周期 短	線形出力系 電源異常	1 次冷却材 流量 低	1 次冷却材 炉心入口 温度 高	1 次冷却材 炉心出口 温度 高	1 次冷却材 炉心出入口 温度差 大	原子炉プー ル水温度 高		
原子炉プー ル水位 低	重水流量 低	重水温度 高	重水溢流タン ク水位 高	重水再結合器 入口温度 高	重水再結合器 出口温度 高	ヘリウム流量 低	2 次冷却材 流量 低	2 次冷却塔 入口温度 高	2 次冷却塔 出口温度 高
燃料事故 モニタ 高	燃料破損	プロセス モニタ	放管モニタ	重水漏洩検知				安全保護系 バイパス中	安全保護系 盤異常

部分の警報表示は、左右 2 分割点灯。その他の部分は、全面点灯。

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（標準型燃料体16体、フォロー型燃料体4体）については、米国B WXT社で平成16年10月から製作を開始し、平成17年7月にブリスタ検査、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、平成18年4月に発送前検査を実施し、4月30日にJRR-3へ納入された。

第L18次取替用燃料体20体（標準型燃料体14体、フォロー型燃料体6体）については、仏国C ERCA社で平成18年7月から製作を開始し、平成18年10月にブリスタ検査、平成19年3月に燃料板検査を行い、計画どおりに製作されていることを確認した。その後、平成19年12月に燃料要素検査及び発送前検査を実施し、平成20年3月に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。平成18年9月に実在庫検査（棚卸し）を行うとともに、文部科学省（核物質管理センター）及びIAEAの実在庫検認を受けた。

3) 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18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

R3-18-01 サイクルからR3-18-07 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12体、フォロー型燃料要素2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、最大核的熱水路係数（ピーキングファクタ）の低減を図った。炉心から取り出した燃料の最大燃焼度は、57.6%（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、R3-18-01、R3-18-02、R3-18-04、R3-18-05、R3-18-06及びR3-18-07サイクルにおいて燃料交換を実施した。第2.1.6図にR3-18-01サイクルからR3-18-07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、R3-18-01サイクル初期で、試料無状態換算で、9.97% $\Delta k/k$ （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、9.51% $\Delta k/k$ （設置許可上の反応度停止余裕の制限値1% $\Delta k/k$ 以上）であった。

試料反応度を考慮した過剰反応度の推移において、毒物飽和時の過剰反応度は、年間を通して3% $\Delta k/k$ ～6% $\Delta k/k$ 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18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16体、フォロー型2体であり、炉心への再装荷のため使用済燃料プールで貯蔵していた使用済燃料（標準型）6体を引き渡した。また、第8回研究炉使用済燃料の対米輸送でフォロー型40体を米国エネルギー省に向け搬出した。従って、在庫量は28体の減である。なお、貯槽No.1で貯蔵中の旧JRR-3の使用済燃料である二酸化ウラン燃料体、金属天然ウラン燃料体、同要素及びD S F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 $1.17 \times 10^{-1} \sim 1.81 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

使用済燃料貯槽No.1 : 検出限界以下（検出限界 $4.80 \times 10^{-1} \sim 5.95 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

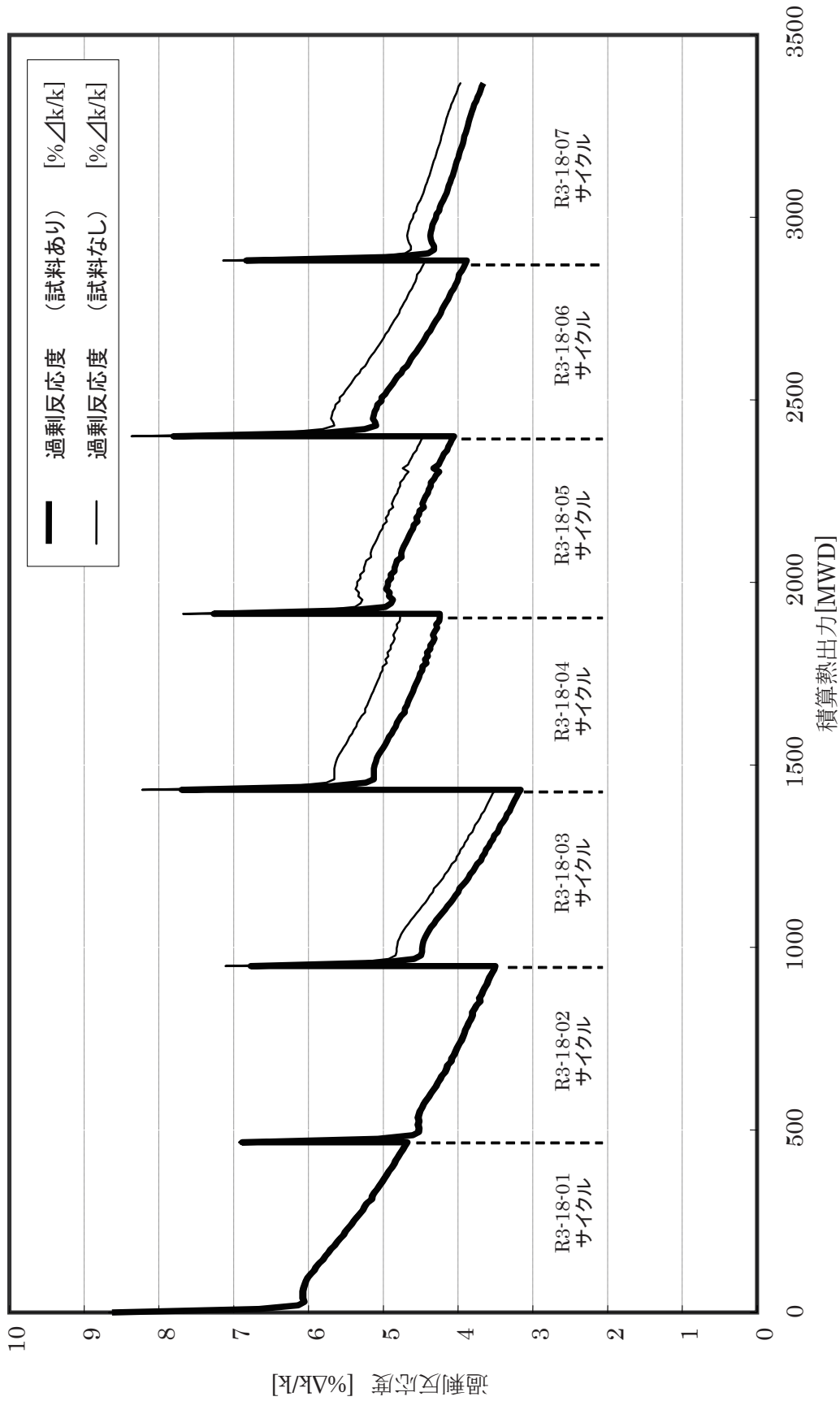
使用済燃料貯槽No.2 : 検出限界以下（検出限界 $5.01 \times 10^{-1} \sim 8.90 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

保管孔(D S F) : 1.002×10^{-2} Bq/ml

3) 第8回研究炉使用済燃料の対米輸送

米国の「外国研究炉の使用済核燃料引き受け政策」に基づく第8回目となる研究炉使用済燃料の対米輸送を実施し、JRR-3 使用済燃料（板状燃料／フォロー型）40体を米国エネルギー省に向け搬出した。今回の輸送では、陸上輸送及び船積み作業を3月3日に予定したが、日本原子力発電株式会社東海発電所物揚場（以下「原電東海港」という。）における有義波が入港判断基準（1.5m以下）より高い日が続いたため、使用済燃料専用船の入港が4日間延期された。このため、3月7日にJRR-3燃料管理施設から陸上輸送を行い、原電東海港にてデンマーク国籍の使用済燃料専用船に船積みした。搬入先である米国エネルギー省（DOE）サバナリバーサイトへの到着は4月上旬の予定である。

なお、平成17年5月に核物質防護の強化を目的として原子炉等規制法が改正されたことに伴い、今回の陸上輸送及び海上輸送では、設計基礎脅威（DBT）の適用を受けての初めての輸送となった。また、「原子力科学研究所輸送情報管理要領」の制定（平成18年7月）を受け、輸送に係る情報の管理が一段と厳しくなった。



第 2.1.6 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、一次冷却材主ポンプ及び補助ポンプ分解点検作業、ヘリウム圧縮機更新作業及び使用済燃料対米輸送作業等であった。これらの作業はいずれも適切な放射線防護処置を行ったため、作業者の異常な被ばく及び汚染はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質

JRR-3から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を第2.1.4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：2.2m³）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及び³Hの年間放出量は 1.3×10^9 Bq及び 3.1×10^{10} Bqであり、それぞれの放出管理目標値の0.002%及び0.42%であった。

(3) 実効線量

JRR-3における放射線業務従事者の実効線量を第2.1.5表に示す。

第 2.1.4 表 JRR-3 から放出された放射性物質の年間放出量と年間平均濃度

	放射性ガス		放射性塵埃			放射性廃液	
	⁴¹ A r	³ H	⁶⁰ C o	¹³¹ I	³ H	⁶⁰ C o	
年間放出量 (Bq/y)	1.3×10^9	3.1×10^{10}	0	0	1.3×10^9	1.0×10^6	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.2 \times 10^{-3}$	$<5.1 \times 10^{-5}$	$<3.6 \times 10^{-10}$	$<9.7 \times 10^{-10}$	7.6×10^0	5.9×10^{-3}	

第 2.1.5 表 JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
従事者数 (人)	839	998	1083	1038	1281
総線量 (人・mSv)	6.6	4.1	3.2	0.2	14.1
平均線量 (mSv)	0.01	0.00	0.00	0.00	0.01
最大線量 (mSv)	0.4	0.3	0.3	0.1	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

今年度の装荷重水量に変動はなく、JRR-3 及び JRR-4 の年度末の重水装荷量はそれぞれ 7,285kg 及び 368kg であった。また、未使用重水量は、重水の棚卸しに伴い台秤を更新したことにより、台秤による重量の誤差分が生じた。その分を計量調整として 3kg 払出した。未使用重水の在庫量は 309kg となった。今年度の回収重水は移動がなく、年度末で 16,038kg であった。

重水の管理状況を第 2.1.6 表から第 2.1.8 表に示す。

(2) 水・ガス管理

7 サイクルの施設共用運転に伴う水・ガス分析を行った。これらの主な分析結果を第 2.1.9 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 6.04～6.56 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 5.73～6.07 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 0.19～0.61 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 0.07～0.08 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 8.1～8.9 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、二次水の導電率による管理を、800～850 μ S/cm 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 99.42～99.47mol% であり、濃度低下は認められなかった。また、pH の測定結果は 5.91～6.34 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 0.12～0.24 μ S/cm、精製系出口で 0.02 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、97.73～98.23vol% の濃度であった。また、ヘリウム系に酸素ガスを 2 回、合計 300 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 0.71～0.87vol% で管理基準値 (2.0 vol%以下) の範囲であった。

5) 原子炉プールイオン交換樹脂

No.2イオン交換樹脂塔 (KR2602) は、R3-17-05サイクルから使用し、R3-18-03サイクルま

で6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90,908m³であった。R3-18-04サイクルから使用しているNo.1イオン交換樹脂塔は正常に機能している。

6) 重水イオン交換樹脂

今年度の精製系の樹脂塔の交換はなかった。原子炉運転終了時の積算精製量は 11,083m³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 1.02ppm 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 2.1.6 表 JRR-3 および JRR-4 の装荷重水量

	平成 17 年度末	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	平成 18 年度末
	装荷重水量(kg)				装荷重水量(kg)
JRR-3	7,285	0	0	0	7,285
JRR-4	368	0	0	0	368
合計(kg)	7,653	0	0	0	7,653

第 2.1.7 表 JRR-3 未使用重水保管量

平成 17 年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成 18 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	3	309

第 2.1.8 表 JRR-3 の回収重水量

平成 17 年度末	受入れ(kg)			払出し(kg)			平成 18 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)
16,038	0	0	0	0	0	0	16,038

第 2.1.9 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	6.04~6.56	
	導電率 (μS/cm)	精製系入口	5.0以下	0.19~0.61
		精製系出口	—	0.07~0.08
	全β放射能濃度 *1) (Bq/cm ³)	1次冷却水	—	7.12×10 ² ~8.46×10 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	—	7.70×10 ² ~8.71×10 ²
		1次系精製水	—	2.32×10 ¹ ~4.40×10 ¹
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	6.45×10 ² ~9.32×10 ²		
1次精製系	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.33~6.64	
SF プール	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	5.73~6.07	
SF 精製水	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	6.18~6.59	
ヘリウム	ヘリウム濃度 (Vol%)	90 以上	97.73~98.23	
	再結合器入口 重水素濃度 (Vol%)	2.0 以下	0.71~0.87	
重 水	濃度 (mol%)	高濃度に維持	99.42~99.47	
	水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~8.0	5.91~6.34	
	全β放射能濃度 (Bq/cm ³) *1)	—	3.69×10 ² ~4.92×10 ²	
	全γ放射能濃度 (Bq/cm ³) *2)	—	3.70×10 ² ~5.38×10 ²	
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³) *3)	—	1.51×10 ⁸	
	導電率 (μS/cm)	精製系入口	2.0 以下	0.12~0.24
精製系出口		—	0.02	
2 次冷却水	原水水素イオン濃度指数 (pH)	—	7.2~7.8	
	2 次冷却水水素イオン濃度指数 (pH)	6~9	8.1~8.9	

*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 18 年 11 月 9 日現在の値

2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

使用済燃料貯蔵施設の運転・保守を行うとともに、定期自主検査を実施した。

(1) 貯蔵設備の管理

1) 貯槽の水質管理

JRR-3における貯槽の水質は、年度を通じて維持管理基準値以内に管理した。平成18年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を第2.1.9表に示す。各貯槽においては、水素イオン濃度指数 (pH)、導電率、トリチウム濃度等に大きな変動はなく、適切な水質管理がなされた。

2) 循環系設備の管理

使用済燃料貯蔵施設 (DSF) 内に設置されている循環系設備機器類 (循環ブロー、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、空気作動弁の分解点検を実施して、機能及び性能を維持した。

3) 使用済燃料貯槽浄化系イオン交換樹脂塔の交換

使用済燃料貯槽No.1, No.2の水質の維持に用いているイオン交換樹脂塔No.1を、性能の劣化に伴い予備品と交換し廃棄物処理場に搬出した。処分した樹脂塔は、平成15年8月から平成18年4月まで使用し、積算精製量は約10,700m³、表面の最大線量当量率は200 μ Sv/hであった。

(2) JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の海外ライセンスの取得等

平成17年9月に国内においてJRC-80Y-20T型核燃料輸送物の設計承認書を取得し、同年11月に米国政府へ海外ライセンスの申請を行っていたが、平成18年7月7日付けでライセンス (有効期限：平成20年9月8日) を取得した。また、JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器については、核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書に基づき、定期自主検査 (外観検査、気密漏洩検査、吊上荷重検査、未臨界検査、伝熱検査、遮へい検査) を実施し、当該輸送容器の健全性を確認した。

(3) 事業所内運搬容器の定期自主検査

原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則第15条に基づき、事業所内運搬容器7基 (I型：2基、II型：5基) について、定期自主検査 (外観検査、寸法検査、吊り上げ検査、遮へい検査、気密漏えい検査) を実施し、設計条件を満足していることを確認した。

2.2 JRR-4の運転管理

平成18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18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。また、原子炉の計画外停止は発生しなかった。ただし、平成18年4月20日の運転は、起動前点検中に微調整棒の動作不良が発生したため中止した。当日中に原因となった制御棒駆動用回路（モータドライバ）の交換を実施し、微調整棒が所定の性能を満足することを確認したことで翌日から計画通り施設共用運転を行った。

平成18年度におけるJRR-4運転実績を第2.2.1表に示す。

平成18年度の運転日数は157日であったが、そのうち施設共用運転は149日であり、施設定期自主検査等点検のために8日運転を行った。

医療照射の実施状況については、平成18年度は計34回実施している。当該年度については、頭頸部腫瘍及び肺肉腫に対する照射を21回実施した。また、脳腫瘍及び髄膜腫に対する照射（13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。

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	—	36498:06	—	75,082,721	—
2006 .4	16	86:58	160,091	75,242,812	0
.5	15	79:37	174,507	75,417,319	0
.6	18	104:20	204,524	75,621,843	0
.7	17	101:41	148,334	75,770,177	0
.8	18	93:40	210,181	75,980,358	0
.9	9	56:43	119,610	76,099,968	0
.10	0	0	0	76,099,968	0
.11	5	21:15	19,677	76,119,645	0
.12	17	103:40	206,782	76,326,427	0
2007 .1	16	98:05	194,688	76,521,115	0
.2	18	99:39	181,772	76,702,887	0
.3	8	48:20	100,537	76,803,424	0
本年度計	157	893:58	1,720,703	—	0
本年度末積算値	—	37392:04	—	76,803,424	—

平成19年3月31日現在

2.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成 18 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、微調整棒制御棒駆動装置の垂直変換部及び特殊反射体要素 I 型の交換作業と制御棒駆動用回路（モータドライバ）交換作業である。

(2) 主な保守整備

1) 微調整棒制御棒駆動装置の垂直変換部及び特殊反射体要素 I 型の交換作業

JRR-4 計測制御系統施設の健全性を維持し、原子炉の安定運転を図るため、微調整棒垂直変換部及び特殊反射体要素 I 型を予備品と交換した。なお、垂直変換部（No.7）は、予備機として保管していたもので、分解点検を実施後に使用中の垂直変換部（No.5）と交換した。また、特殊反射体要素 I 型は、平成 19 年に製作し、予備品として保管していたものである。交換作業終了後、微調整棒制御棒駆動装置の作動状況を確認するため、施設定期自主検査に準じた試験検査を実施し、所要の性能を満足していることを確認した。また、特殊反射体要素 I 型の交換が炉心の特性に影響を与えないことを確認するため、微調整棒の制御棒校正を実施し、前回（平成 18 年 11 月 27 日）実施した結果と大きな差異が無いことを確認した。

2) 制御棒駆動用回路（モータドライバ）交換作業

平成 18 年 4 月 20 日、起動前点検において制御棒駆動用回路（モータドライバ）が異常を感知し、微調整棒が動作不良になったため、当日の原子炉の運転を中止し、制御棒駆動用回路（モータドライバ）を予備品と交換した。交換作業終了後、微調整棒の作動状況を確認するため、施設定期自主検査に準じた作動検査を実施し、所要の性能を満足していることを確認した。

3) プール水精製系パッキン交換作業

プール水精製系のバルブ及びフランジ部のパッキンについて、長期使用による劣化が見られたため、交換作業を実施した。既設のパッキンはネオプレンゴム製であったが、ボルトの締め付け時にトルク管理が可能なシートパッキン（ノンアスジョイントシート）に変更し、交換を実施した。パッキン交換後、漏えい検査を実施し、漏れが無いことを確認した。

4) 1 次冷却水精製系 No.2 イオン交換樹脂交換作業

1 次冷却水精製系は、イオン交換樹脂塔 No.1 と No.2 の 2 系統のラインが設けられている。このうち No.2 イオン交換樹脂塔は、平成 14 年 3 月から使用開始し、精製能力の低下が見られた平成 17 年 4 月まで使用したもので、No.1 の樹脂塔に切り替えた後は、廃棄のため冷却保存を行っていた。その後、約 1 年 5 ヶ月の冷却期間を経て表面線量当量率が低下していることを確認したため、No.2 イオン交換樹脂をドラム管に廃棄し、No.1 の樹脂塔の予備塔としてイオン交換樹脂の充填及び整備作業を実施した。

5) サイフォンブレイク弁（VDB-2）の交換作業

No.2 プールから No.1 プールへ水移動時に使用する VDM-2 を開操作したところ、VDM-2 のサイフォンブレイク弁である VDB-2 が開のまま動作しない事象が発生した。経年劣化により電動部が固着したことが原因であることが判明したため、VDB-2 を予備品と交換した。交換後、動作が良好であることを確認した。

6) ITV カメラ増設作業

JRR-4 は、原子炉施設の設備の状態を監視するために 4 台の ITV カメラが設置されている。その 4 台に加えて新たに 4 台の ITV カメラを増設し、監視箇所を追加するとともに、映像の 4 分割表示が可能なユニットの設置作業等を実施した。据付終了後、作動試験等を実施し、8 台全ての ITV カメラが正常に動作することを確認した。

7) 炉心タンク内点検作業

平成 17 年 6 月 10 日に「制御棒挿入障害事象」が発生したことに伴い、当該年度においても炉心タンク内の点検作業を実施した。制御棒振れ止め金具のテフロン板の交換及びテフロン板固定ねじ部の緩み確認を行い、異常の無いことを確認した。

8) 排気第 3 系統 Pre フィルタ交換作業

通常排気設備の排気第 3 系統は、Pre フィルタが 20 枚、HEPA フィルタが 20 枚の排気フィルタチャンバが設けられている。このうち Pre フィルタの差圧が管理値 (300Pa) に達したため、Pre フィルタの交換作業を実施した。交換作業終了後、フィルタ差圧が回復したことを確認した。

2.2.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料管理燃料交換

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

(2) 燃料交換

平成 18 年 11 月 24 日、炉心内で使用中の燃料要素 3 体（燃焼度* 約 23%、約 21%、約 4% : 各 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 19 年 3 月 20 日、炉心内で使用中の燃料要素 2 体（燃焼度* 約 22%、約 15% : 各 1 体）と、未使用燃料要素 1 体及び一時保管中の燃料要素 1 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のうち、燃焼度の低い燃料要素については、以降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 72MWD で、過剰反応度は年度当初が 5.77% $\Delta k/k$ 、燃料交換前後の反応度は、平成 18 年 11 月 24 日が交換前 5.12% $\Delta k/k$ 及び交換後 5.78% $\Delta k/k$ 、平成 19 年 3 月 20 日が交換前 5.33% $\Delta k/k$ 及び交換後 5.83% $\Delta k/k$ 、年度末が 5.81% $\Delta k/k$ であった。また、1MWD 当たりの年間平均反応度減少率は約 -0.016% $\Delta k/k$ 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18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5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3体、在庫量は2体の増である。

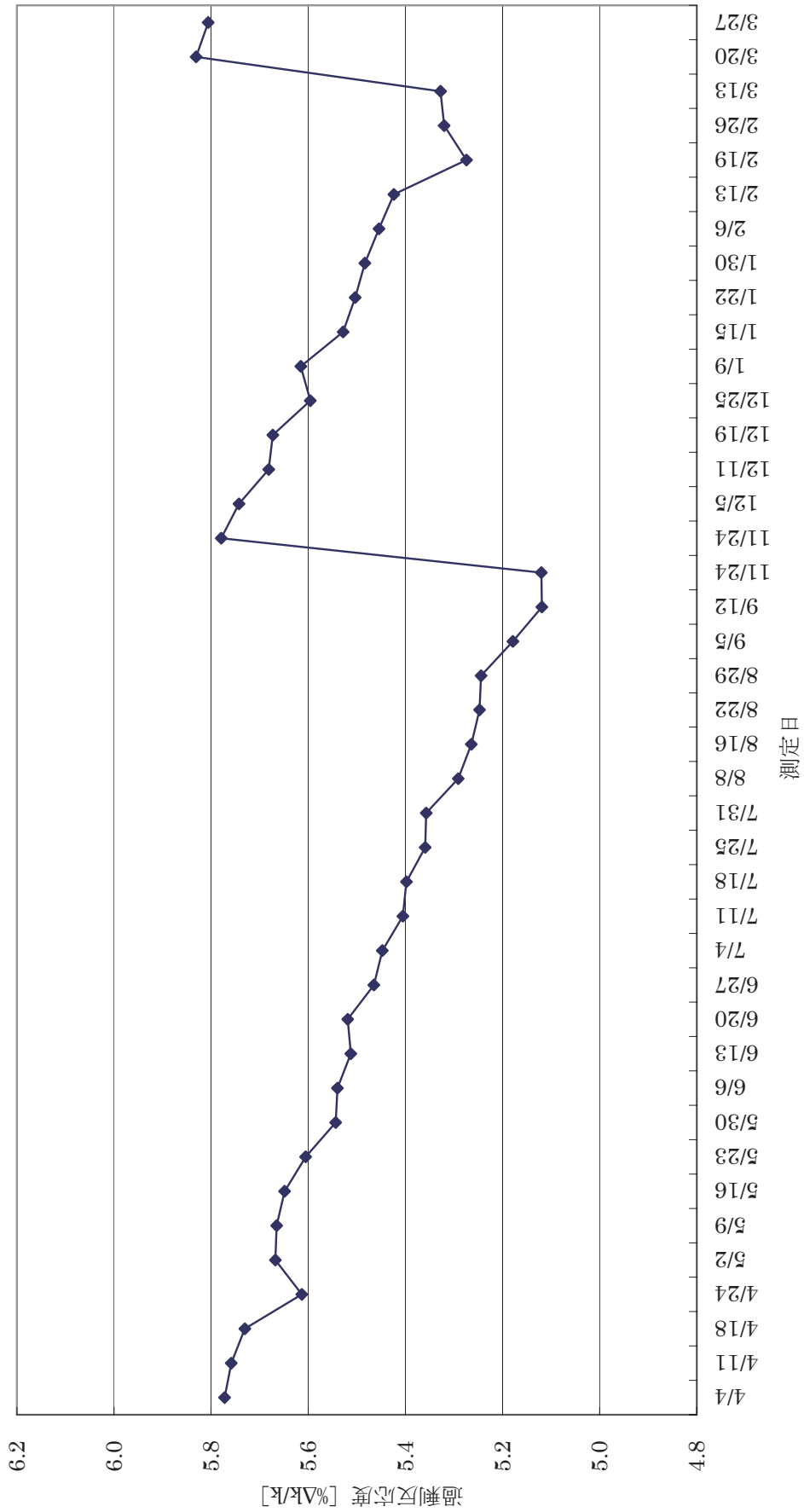
2) 放射能濃度の監視

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

No.1 プール : 検出限界以下（検出限界 $1.72 \times 10^{-1} \sim 1.76 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

ただし、5月10日及び9月6日の測定においては、それぞれ 2.11×10^{-1} Bq/ml、 1.96×10^{-1} Bq/ml の放射能濃度であったため、 γ 線スペクトル測定を行い使用済燃料の破損でないことを確認した。

No.2 プール : 検出限界以下（検出限界 $1.67 \times 10^{-1} \sim 1.76 \times 10^{-1}$ 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、排気フィルタ交換作業、1次冷却水精製系イオン交換樹脂交換作業、制御棒駆動部ダンパーオイル交換作業、No.1 プール点検・清掃作業、燃料交換作業、微調整棒垂直変換部分解点検及び反射体要素交換作業等であった。これらの作業はいずれも適切な放射線防護処置を行ったため、作業者の異常な被ばく及び汚染はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

JRR-4 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を第 2.2.2 表に示す。放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は $1.2 \times 10^9 \text{Bq}$ であり、放出管理目標値 ($9.6 \times 10^{11} \text{Bq}$) の 0.13% であった。

(3) 実効線量

JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量を第 2.2.3 表に示す。

2.2.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

平成 18 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 2.2.4 表に示す。

1) 1次冷却水系

1次冷却水の pH の測定値は 5.61~6.32、1次冷却水精製系の pH の測定値は 5.73~6.90 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 0.46~0.64 $\mu \text{S/cm}$ であり、管理基準値 (10 $\mu \text{S/cm}$ 以下) の範囲であった。また、精製系出口の導電率は 0.06~0.21 $\mu \text{S/cm}$ 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 7.44~7.89 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、年間を通して維持管理基準値 (導電率 : 10 $\mu \text{S/cm}$ 以下、pH : 5.5~7.0) を満足していた。

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

核種	放射性ガス		放射性塵埃		放射性廃液		
	⁴¹ Ar	⁶⁰ Co	¹³¹ I	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	³ H	
年間放出量 (Bq/y)	1.2×10 ⁹	0	0	4.1×10 ⁵	—	3.9×10 ⁷	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	<1.5×10 ⁻³	<5.6×10 ⁻¹⁰	<2.2×10 ⁻⁹	4.1×10 ⁻³	<3.2×10 ⁻³	3.9×10 ⁻¹	

第 2.2.3 表 JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
従事者数 (人)	96	111	167	149	212
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 2.2.4 表 JRR-4 冷却水測定結果

系 統	項 目	管 理 基 準 値	測 定 結 果	
1 次冷却系	水素イオン濃度指数 (pH)	5.5~7.0	5.61~6.32	
	導電率 (μ S/cm)	精製系入口	10.0 以下	0.46~0.64
		精製系出口	—	0.06~0.21
	全 β 放射能濃度 (Bq/cm ³) *1)	—	$4.63 \times 10^1 \sim 7.51 \times 10^1$	
	全 γ 放射能濃度 (Bq/cm ³) *2)	—	$1.09 \times 10^2 \sim 1.52 \times 10^2$	
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	$9.93 \times 10^{-1} \sim 1.41 \times 10^0$	
1 次精製系	水素イオン濃度指数 (pH)	5.5~7.0	5.73~6.90	
2 次冷却系	原水水素イオン濃度指数 (pH) *3)	—	6.06~7.27	
	2 次冷却水水素イオン濃度指数 (pH) *3)	6~9	7.44~7.89	

*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卓上型 pH 計での測定

2.3 NSRR の運転管理

2.3.1 運転

(1) 概況

平成 18 年度は、燃料安全評価研究グループの依頼に基づき、実験のための単一パルス運転を 11 回実施した。また、平成 18 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 18 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 6.04～6.38 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 0.17～0.40 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 0.08～0.20 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 5.89～6.29 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 0.20～0.59 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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 (kWh)	出 力 量 累 計 (kWh)	計 画 外 停 止	備 考
DW-1	4/27	2:03	5401:20	31.0	143,852.8	0	単一パルス運転
522-1	5/23	1:42	5404:10	9.6	143,879.1	0	単一パルス運転
522-2		1:08		16.7		0	単一パルス運転
特性試験	7/4	3:55	5408:05	0	143,879.1	0	定出力運転
970-11	7/21	1:57	5410:02	27.8	143,906.9	0	単一パルス運転
522-3	7/28	1:45	5413:04	22.8	143,955.5	0	単一パルス運転
522-4		1:17		25.8		0	単一パルス運転
RH-2	8/25	2:37	5415:41	28.8	143,984.3	0	単一パルス運転
特性試験	9/1	1:12	5416:53	0.3	143,984.6	0	定出力運転
特性試験		1:13		0.1		0	定出力運転
特性試験	11/24	2:01	5420:07	0.1	143,984.8	0	定出力運転
特性試験	11/27	1:02	5424:04	0.1	143,985.1	0	定出力運転
特性試験		2:55		0.2		0	定出力運転
特性試験	11/28	2:01	5426:05	0	143,985.1	0	定出力運転
特性試験	11/29	1:57	5430:57	0	143,985.2	0	定出力運転
特性試験		2:55		0.1		0	定出力運転
特性試験	11/30	1:48	5432:45	0	143,985.2	0	定出力運転
特性試験	12/1	2:57	5435:42	0	143,985.2	0	定出力運転
特性試験	12/4	1:37	5437:19	0.1	143,985.3	0	定出力運転
特性試験	12/5	1:05	5438:24	0	143,985.3	0	定出力運転
特性試験	12/6	1:50	5441:51	0.1	143,985.4	0	定出力運転
特性試験		1:37		0		0	定出力運転
特性試験	12/7	1:21	5443:12	38.8	144,024.2	0	定出力運転
特性試験	12/8	4:03	5447:15	899.7	144,923.9	0	定出力運転
特性試験	12/11	2:32	5449:47	33.6	144,957.5	0	単一パルス運転
特性試験	12/12	1:10	5451:45	29.4	145,000.8	0	単一パルス運転
特性試験		0:48		13.9		0	台形パルス運転
特性試験	12/13	0:47	5454:14	19.7	145,045.5	0	台形パルス運転
特性試験		1:42		25.0		0	台形パルス運転

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 (kWH)	出 力 量 累 計 (kWH)	計 画 外 停 止	備 考
特性試験	12/14	1:01	5456:09	15.5	145,076.3	0	合成パルス運転
特性試験		0:54		15.3		0	合成パルス運転
特性試験	12/15	0:54	5458:33	15.6	145,139.1	0	合成パルス運転
特性試験		0:45		20.4		0	合成パルス運転
特性試験		0:45		26.8		0	合成パルス運転
特性試験	12/19	1:05	5459:38	29.4	145,168.5	0	単一パルス運転
特性試験	12/21	1:27	5462:44	25.0	145,250.4	0	台形パルス運転
特性試験		0:55		30.0		0	単一パルス運転
特性試験		0:44		26.9		0	合成パルス運転
特性試験	1/10	1:02	5463:46	17.9	145,268.3	0	単一パルス運転
BZ-1	1/31	1:54	5465:40	31.1	145,299.4	0	単一パルス運転
特性試験	2/13	1:15	5466:55	25.1	145,324.5	0	単一パルス運転
BZ-2	3/1	1:57	5468:52	31.5	145,356.0	0	単一パルス運転
359-1	3/22	1:40	5471:49	28.2	145,412.3	0	単一パルス運転
359-2		1:17		28.1		0	単一パルス運転

* : 平成19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	6.04～6.38
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.17～0.40 [※]
燃料貯留プール水pH	5.5 ～ 7.5	5.89～6.29
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.20～0.59
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	0.08～0.20 [※]

※測定時に脱塩塔出口導電率がプール水導電率より低いことを確認している。

2.3.2 保守・整備

(1) 概況

平成 18 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、冷却系統施設ポンプの分解点検、炉心支持構造体の外観検査、プロセス監視盤等の表示灯の LED 化、原子炉棟屋根の補修等である。

(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) 冷却系統施設ポンプの分解点検

NSRR 原子炉冷却系統施設は、プール水の温度を調整する補助冷却設備、精製を行うプール水精製系及び補給水系等からなる施設である。このうち、プール水精製系及び補助冷却設備のポンプ(3台)は健全性を確保する観点から NSRR 原子炉施設保全計画により 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 8 年に行っていることから、プール水精製ポンプ、補助冷却 1 次ポンプ及び補助冷却 2 次ポンプの分解点検を平成 18 年度施設定期検査期間中に実施し、各ポンプのケース、インペラ及び主軸等の主要部品に異常がないことを確認した。また、メカニカルシール、軸受け及びガスケット等の消耗品の交換を行った。

なお、ガスケット及びパッキンに関しては石綿製品の代替化の促進の観点から、代替製品への切り換えをおこなった。

3) 炉心支持構造体の外観検査

炉心支持構造体は健全性を確保する観点から NSRR 原子炉施設保全計画により 10 年を目安に外観検査を行うこととしている。

前回の外観検査は平成 8 年に行っていることから、平成 18 年度施設定期検査期間中に外観検査を実施した。検査の結果、有害な傷、割れ等の異常は認められず、炉心支持構造体の状態は良好に保たれていることを確認した。

4) プロセス監視盤等の表示灯の LED 化

プロセス監視盤Ⅱは、主要機器の作動状況を監視するためのものであり、MWB 盤は、NSRR の冷却系統施設の一部で、機械棟補給水エリアの監視及び操作を行うものである。

これらの盤は、設置後 30 年以上が経過しているため、経年変化による劣化や交換部品の調達が不可能になる等の観点から、表示灯の LED 化を実施した。

5) 原子炉棟屋根の補修

NSRR 原子炉建家は海岸から近く、屋根の塗装が塩害等により浮き及び剥がれが生じている。今回、対策としてパテ補修、エポキシ系防触塗料による下塗り及び塩化ゴム系塗料による上塗りを行った。

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 18 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、核燃料物質所内移動票の起票する計量管理はなかった。また、平成 18 年 10 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、文部科学省（核物質管理センター）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 (2006.3.31)	23	21	5
受け入れ	0	0	0
払い出し	0	0	0
今年度末貯蔵数 (2007.3.31)	23	21	5

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、未照射実験カプセル解体作業とガス炉燃料実験の照射後試験等であった。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、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
	⁴¹ Ar	原子炉棟		燃料棟	⁶⁰ Co
		⁶⁰ Co	¹³¹ I	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)	<9.8×10 ⁻³	<5.7×10 ⁻¹⁰	<7.6×10 ⁻⁹	<6.1×10 ⁻¹⁰	——

(2) 燃料交換

本年度の燃料交換はなかった。

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)	44	62	94	59	125
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)

2.4 タンデム加速器の運転管理

2.4.1 運転

(1) 概況

平成 18 年度のタンデム加速器の実験利用運転では 2 回のマシンタイムが実施された。第 1 回のマシンタイムは 5 月 19 日から 9 月 21 日の間の 100 日、第 2 回のマシンタイムは 12 月 9 日から 3 月 29 日の間の 101 日である。合計すると 201 日であり、これはほぼ例年通りである。

以下の第 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 18 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	100	101	201
その内ブースター利用日数	25	20	45
その内ブースター加速日数	14	13	27
保守日日数	5	6	11
休日日数	5	6	11
故障中止日数	5	1	6
実験中止日数	1	0	1
加速器開発日数	4	2	6

第 2.4.2 表 平成 18 年度 1 年間の業務状況

区分	日数	%
実験利用運転	201	55.1
定期整備・保守	94	25.8
休日〔整備・保守期間内の休日〕	62	17.0
故障修理	6	1.6
実験中止	1	0.3
コンディショニング	2	0.5

(2) タンデム加速器の運転

平成 18 年度におけるタンデム加速器の加速電圧の分布を第 2.4.3 表に示す。17 年度以来ターミナル電圧 18.0MV での安定運転が可能になったが今年度は 6 日であった。

加速イオン種と使用日数を第 2.4.4 表に示す。加速可能イオン種は約 40 元素あるが本年度は 19 元素、26 核種のイオンを加速した。また、 ^1H の一部、 ^{14}N 、 ^{16}O の一部、 ^{22}Ne 、 ^{40}Ar 及び ^{86}Kr 、 $^{134,136}\text{Xe}$ 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。この中では Xe が固体の照射効果に多く利用された。他はすべて負イオン源から加速された。利用の多いイオン種は O イオンであり、主として核化学の研究に使用さ

れた。また、H、Li も多く利用され、これらは不安定核加速実験およびそのためのイオン源開発に用いられた。

第 2.4.3 表 平成 18 年度タンデム加速器の加速電圧分布

17-18	MV	6	days	2.9	%
16-17		10		4.9	
15-16		72		35.1	
14-15		50		24.4	
13-14		18		8.8	
12-13		14		6.8	
11-12		4		2.0	
10-11		5		2.4	
9-10		11		5.4	
8-9		9		4.4	
7-8		4		2.0	
6-7		2		1.0	
5-6		-			

第 2.4.4 表 平成 18 年度 加速イオン種と日数

¹ H	28	days	³¹ P	1	days
^{6,7} Li	28		^{32,34} S	13	
¹¹ B	2		⁴⁰ Ar	5	
^{12,13} C	8		^{58,64} Ni	13	
¹⁴ N	8		⁷⁶ Ge	4	
^{16,18} O	32		⁸⁶ Kr	3	
¹⁹ F	9		¹⁰⁰ Mo	1	
²² Ne	5		^{134,136} Xe	24	
²⁷ Al	3		¹⁹⁷ Au	6	
^{28,30} Si	4				

(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 7 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 27 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 18 日である。全体の 22% 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 33% 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 days
^{40}Ar	157-181	2
^{64}Ni	215-290	9
^{76}Ge	333-390	4
^{86}Kr	280	3
^{100}Mo	360	2
^{134}Xe	410	3

平成 18 年 12 月 14 日及び 15 日に隔年に開催される、「タンデム領域の重イオン科学」研究会 1) を東海村リコッティにおいて開催した。当研究会において、タンデム利用の実験研究について討論するとともに、加速器のセッションを設け、タンデム加速器施設の運転状況、整備開発状況及び計画について発表した。また、今後の展望について「重イオン加速器分野の展望」と題し討論を行った。1)

参考文献

- 1) 「タンデム領域の重イオン科学」研究会 JAEA-Conf (投稿中)

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加部及び真空関係の点検整備を行った。

(1) 定期整備

平成18年度の定期整備は、前期は定常的な整備、後期は定常的な整備に加えビーム電流増強のためのターミナルイオン源移設と加速管低インピーダンス化のための抵抗交換作業を行った。定常的定期点検整備としては、ローターテングシャフト、チャージングチェーン、ターミナル電圧安定化システム、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。また、荷電変換用カーボンフォイルの使用済み品の交換を行った。定常的整備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(H18.3.27～H18.5.21)

- ①ターミナル冷却水系の整備(180°偏向電磁石ゴムホース更新、液面計設置)
- ②180°偏向電磁石制御回路(一部素子交換)系整備
- ③旧ターミナルイオン源用偏向電磁石(BMTI-1)撤去
- ④チャージングモーター・タイミングベルト交換
- ⑤タンクベース高電圧導入端子(FCCB-1,IPCB-1,CPSCB-1)清掃
- ⑥ブースター・サブバンチャー周波数調整機構整備
- ⑦ヘリウム冷却設備オイルセパレーター活性化

後期：主な整備内容(H18.9.22～H18.12.5)

- ①加速管高エネルギー側電圧分割抵抗を1.2GΩから0.4 GΩに変更
- ②ターミナルイオン源の整備(10GHz ECRイオン源を14.5GHz ECRイオンに置換えも、アンプ故障により元に戻す。その他ソースガス調整等)
- ③不使用のターミナルシングルスリットの撤去
- ④真空イオンポンプ(IPTL-1)再生
- ⑤チャージング・チェーンのこま詰め
- ⑥ビームエネルギー安定化用スリットアンプの更新
- ⑦ブースター加速空洞(#10クライオスタット)洗浄
- ⑧付帯設備(地震計、エレベーター発電機、加速器電源自動電圧調整器、軽イオンターゲット室空調機更新、放送設備改造)整備

(2) RS ベアリング交換作業

本作業は、タンデム加速器本体の動力伝達装置の一部である回転シャフトを安定に駆動させるために行う保守作業であり、マシンタイム終了毎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。

(作業実績)

- 1) 平成 18 年 4 月 24 日～交換箇所 RS-1 #3、#19 RS-2 #14、#18
- 2) 平成 18 年 9 月 28 日～交換箇所 RS-1 #1 RS-2 #7A、#9、#11

(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。

(作業実績・定期整備)

- 1) 平成 18 年 6 月 8 日
- 2) 平成 18 年 11 月 20 日
- 3) 平成 19 年 2 月 13 日

(修繕作業)

平成 18 年 11 月 6 日～11 月 8 日

RNB 加速実験室用遮へい扉の不具合を修繕するため、遮へい扉と接触するコンクリート床面を 10cm ほど切削し、適度な隙間を設けるようコンクリート仕上げを行った。

(4) 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 ターミナル発電機の振動による真空洩れ
→真空洩れ箇所溶接修理と発電機のアライメント
- ②ターミナル電圧不安定性の発生→チャージング系総点検と高電圧導入ケーブル補修

③イオン源からの真空洩れ→真空洩れ修理と加速管コンデショニング

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・製造許可された施設で、タンデム加速器の高圧タンクに絶縁ガスとして、0.44 MPa 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 18 年度において、タンデム高圧ガス製造施設は、高圧ガス保安法に基づき保安検査、定期自主検査及びこれらの検査に係る各種整備作業を以下のように実施した。

平成 18 年 4 月

ターボコンプレッサーNo.1 の本体から異音発生があったため、分解オーバーホールを行った。オーバーホール後は良好に動作している。

平成 18 年 7 月

SF₆ ガス移送系および加速器タンク周辺の SF₆ ガスの大規模なリーク調査を行った。結果、タンク本体に取付けられている 6 ヶ所のビューポートフランジよりリークを発見したため、フランジの補修を行った。

平成 18 年 8 月

事前・保安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、圧力比較検査、安全弁作動検査、液面計止め弁作動検査、高圧リミットスイッチの作動試験）を実施。開放検査は本年度は対象機器がないため実施しない。保安検査は平成 18 年 8 月 31 日に行われ合格した。

平成 18 年 8 月

第一種圧力容器（ベーパーライザー）の定期自主検査を実施。性能検査は 8 月 22 日に実施され合格した。

平成 18 年 10 月

ターボコンプレッサーNo.2 の本体から異音発生があったため、分解オーバーホールを行った。オーバーホール後は良好に動作している。

平成 19 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、液面計止め弁作動検査、高圧リミットスイッチの作動試験）を実施した。

(2) 液化窒素貯槽

本施設は、タンデム加速器を利用した実験で使用する半導体検出器の冷却等及び液化窒素をガス状にして真空装置の真空を破るとき等に使用するために設置されたものである。本年度の総受入量は、約 16,400 リットルであった。また、本施設は毎年度 2 回の定期自主検査を行っている。

(作業実績・定期自主検査)

- 1) 平成 18 年 8 月 10 日
- 2) 平成 19 年 2 月 2 日

(3) ヘリウム冷凍機

1) 概況

平成 18 年度のタンデム加速器ブースター用ヘリウム冷凍機は、タンデム加速器のマシントイムに合わせ、前段部 5,113 時間、後段部 4,951 時間の運転を行った。

第 2.4.6 表 平成 18 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	2,425	2,688	5,113
後段部	2,421	2,530	4,951

2) 定期自主検査

2 つの冷凍機は、それぞれ冷凍能力 258.3 トンの同一能力のものであり、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いる。

9 月から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、起動器盤内点検、試験運転等を行った。また、圧縮機のメカニカルシール部開放点検、アンローダ部開放点検、軸心確認調整、水熱交換器水側開放点検、制御盤内点検・内部機器更新、オイルフィルタ開放点検、サクシヨンストレーナ開放点検を行い問題なく完了した。

12 月に高圧ガス保安協会の施設検査を受け合格した。

2.4.4 放射線管理

(1) 概況

18 年度に実施された主な放射線作業は 4～5 月と 10～11 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無く、放射線管理上特に問題は無かった。また、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。

(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。放射性廃液の総排出量は 70 m³であった。廃液中の ⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Np の放出率、平均濃度ともに例年とほぼ同じで通常の範囲内であった。また上記以外の核種の検出は無かった。放出された放射性塵埃の量はいずれも検出限度未満であった。

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

核種	放射性廃液				放射性塵埃	
	^{60}Co	^{137}Cs	^{237}Np	その他	^{60}Co	^{237}Np
年間放出率 (Bq/y)	1.9×10^5	1.6×10^5	2.0×10^4	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	2.7×10^{-3}	2.3×10^{-3}	2.9×10^{-4}	0	$< 1.5 \times 10^{-10}$	$< 9.9 \times 10^{-11}$

2.5 主な技術的事項

2.5.1 JRR-3 制御棒駆動装置可動コイル用定電流電源の試作

(1) 目的及び概要

JRR-3 制御棒駆動装置は可動コイルと磁性体であるプランジャとが制御棒駆動装置案内管を介して磁気結合しており、プランジャ等の管内駆動部を保持するために、最大約 17A の励磁電流を必要とする。また、上下の駆動時や流水により制御棒に力が加わった場合、コイルとプランジャの相対位置が変動する可能性があるため変動しないように可動コイルの励磁電流を制御する必要がある。

既設電源は、定期的な点検及び部品交換等を行うことにより性能を確保してきたが、設置後 17 年以上経過し交換部品の供給も難しくなっている。パワートランジスタ等の一部の部品については既に生産中止になっている物もあり同一仕様の電源はできない。そのために部品の入手性、信頼性、耐久性を考慮した電源装置を試作する。

電源装置は、保持用可動コイル及び制御用可動コイルへ電源を供給する電源部、相対位置信号及び制御棒への駆動要求信号を受けて電流を制御する定電流制御回路及び警報回路から構成される。試作にあたっては、制御の主要部分である電源部について、既設の筐体を使用する観点から大きさ、電源変換効率等を考慮するとともに、直流安定化方式としてスイッチングレギュレータ方式が使用できるか確認する。電源装置の概要図を第 2.5.1 図に示す。

(2) 試作内容

既設の直流安定化電源方式は、シリーズレギュレータ方式を採用していた。この方式は、リップル値が小さく安定度が高い利点を有するが、トランジスタから生じる電力損失が大きく発熱量が高い欠点を有していた。そこで、リップル値はシリーズレギュレータ方式に比べ大きくなるが発熱が小さく電力変換効率が良く、小型軽量にできるスイッチングレギュレータ方式による電源の設計・試作を行った。本試作は、DC 電源、可動コイル駆動アンプ（保持用及び制御用兼用）、アンプ収納用シャーシ（冷却ファン付）及びシャーシ冷却ファン用電源各 1 台ずつから構成される。機器における各仕様を以下に示す。

1) DC 電源

- ・入力電圧: AC200V、50Hz、3φ
- ・出力電圧: DC330V
- ・寸法 : 133mm(H)×483mm(W)×635mm(D)
- ・効率 : 87% (最大出力時)

2) 可動コイル駆動アンプ

- ・連続出力電流 : 45A
- ・飽和抵抗 : 0.08Ω
- ・入力仕様:主入力 差動
インピーダンス 最小100kΩ
最大入力電圧 ±20V シングル又は差動

同相除去比 最小70dB

- ・直流出力抵抗：4000Ω
- ・直流電源感度：0.2mA/V max
- 3) 可動コイル駆動アンプ収納用シャーシー
 - ・寸法：610mm(H)×483mm(W)×310mm(D)
- 4) シャーシー冷却ファン用電源
 - ・出力電圧：DC28V

(3) 試験検査

以下の項目の試験検査を実施し、所定の性能を確認した。

- 1) 入出力信号測定試験・・・入力電圧を変化させ、出力電流の範囲を測定する

入力電圧信号	範囲 DC+0V～+10V
出力電流信号（保持用）	範囲 0～+17A
出力電流信号（制御用）	範囲 0～+10A
- 2) 応答（立上がり、立下がり）特性試験・・・応答特性が40ms以下であることを確認する。
- 3) リップル電圧測定試験・・・出力電流におけるリップル電圧値を測定する。
- 4) ノイズ測定試験・・・出力電流におけるノイズ値を測定する。
- 5) 入力電圧変動試験・・・入力電圧変動に対する出力電圧及び出力電流の変動値が、±1%以内であることを確認する。
- 6) 騒音測定試験・・・定電流電源から1メートル位置での騒音値を測定する。
- 7) 発熱測定試験・・・入出力の電力量を測定し、その差から発熱量を算出する。
- 8) エージング試験・・・168時間エージングを行い、出力電圧及び出力電流等に異常が無いことを確認する。

(4) 既設電源との比較

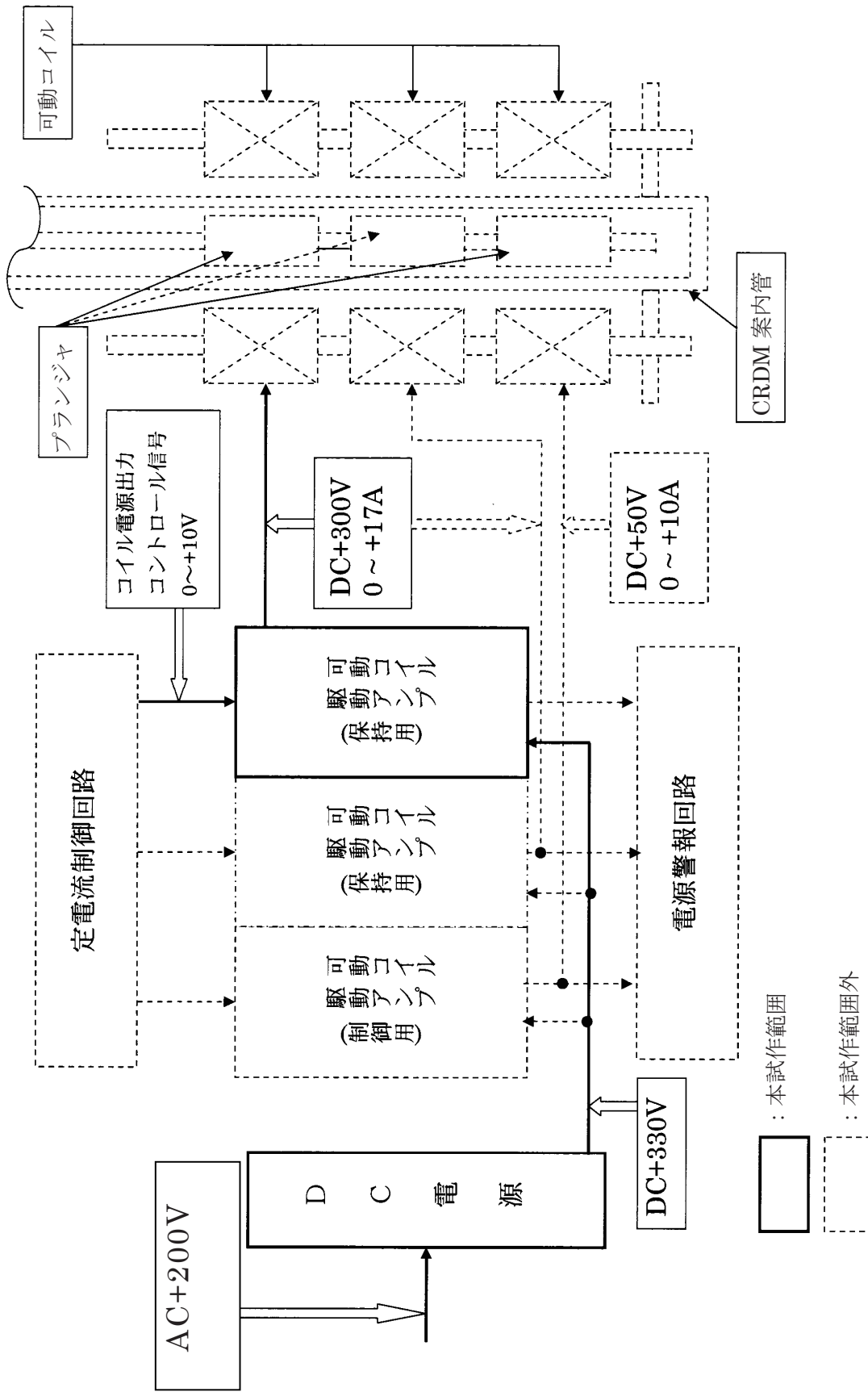
シリーズレギュレータ方式とスイッチングレギュレータ方式との主なデータの比較を第2.5.1表に示す。今回の試作の結果、試作電源は既設電源に比べコンパクト化及び発熱量の大幅な低減化が得られた。応答速度については、遅くなれば相対位置（管内駆動部に対する可動コイルの位置）のずれ量が大きくなるため、ずれ量が最小になるように制御しなければならない。試作電源は、負荷変動に対する立ち上がり、立ち下りの応答速度も速く相対位置のずれの心配も無いように思われる。また、リップル値については、周期が約50kHzの波形であった。リップル電圧は、可動コイルの温度及び定値安定性に影響を与えるため低減しなければならない。試作電源のアンプ仕様は、スイッチング周波数51kHzではリップルノイズ出力5V以下と規定されており、このスイッチングノイズが波形に表れたものと考えられる。実機可動コイルでは高周波数での追従は無いので使用には支障が無いと思われる。周波数もほぼ一定なのでローパスフィルタを電源出力部に挿入し、ノイズ除去する方法も検討していく方針である。

第2.5.1表 既設電源と試作電源のデータ比較

項目	既設電源 (シリーズレギュレータ方式)	試作電源 (スイッチングレギュレータ方式)
発熱量(保持用のみ)	6033W	842W
電源変換効率	29%	91.5%
負荷応答速度	40ms	0.8ms
リップルノイズ	200mVp-p (50Hz)	2.4Vp-p (50kHz)
質量及び体積	大きい	小さい

(5) まとめ

今回の試作結果を踏まえ、今後は定電流制御回路を製作しスイッチングレギュレータ方式での特性試験を実施していく予定である。



第 2.5.1 図 電源装置の概要図

2.5.2 JRR-3 プロセス制御計算機システムの更新計画

(1) 概要

JRR-3 プロセス計算機システムは、フィールド・コントロール・ユニット及び操作端末で構成され、操作端末にて、プロセス状態の集中監視・制御が行える構成となっている。また、このシステムは、本体設備（特定設備、放射線管理設備を含む）、照射利用設備及び冷中性子源装置の 3 系統があり、いずれも、データ収集等を行う上位計算機に接続されている。このうち、本体設備のシステムを長期間安定して運転を継続するため、設備の更新計画を段階的・部分的に進めている。平成 17 年度に、ステップ 1 として、操作端末の更新を行った。平成 19 年度には、ステップ 2 として、フィールド・コントロール・ユニット制御部の更新を行う予定である。このことにより、本体設備（特定設備、放射線管理設備を含む）のプロセス制御計算機は、通信方式が変更（HF バスから V ネットに変更。いずれも、横河電機(株)独自方式）になり従来の JRR-3 上位計算機との通信を行うことができなくなってしまうため、従来の JRR-3 上位計算機を代行する計算機システムの開発が必要になった。

システムの開発にあたり、従来の JRR-3 上位計算機が有する機能のうち維持しなくてはならないものの選択を行った。

さらに、本体設備の通信ライン停止による照射利用設備及び冷中性子源装置への影響について調査するため、確認試験を実施した。

(2) 既設 JRR-3 上計算機システムの機能について

JRR-3 上位計算機システムは、主に以下の機能を有している。

- ① JRR-3 プロセス制御計算機が行う警報処理結果を入力する。
- ② プロセス放射能監視設備回路テスト結果、放射線監視設備回路テスト結果及び照射工程管理データの結果を、JRR-3 プロセス制御計算機に出力する。
- ③ JRR-3 プロセス制御計算機から受信した定周期データ（10 秒周期）をサイクル運転単位で外部記憶装置に保存する。
- ④ 帳票データを、帳票専用ファイルにサイクル運転単位で保存する。
- ⑤ プロセスデータ及び機器の状態等が設備機器の系統に則してグラフィカルに表示する。
（グラフィック表示機能）
- ⑥ 収集している全てのデータについてトレンド表示が可能で任意の、グループ毎に割付の変更ができる。（トレンド表示機能）
- ⑦ 原子炉の運転データの加工、補正、演算を行い、時報、日報、週報、サイクル報、月報等の帳票記録作成を行う。（帳票記録機能）
- ⑧ JRR-3 で行う照射試料の照射実験に関して、照射申し込みから照射実験報告までの一連の作業を取り扱うとともに、照射申し込みから工程作成までの作業について、安全上の観点から設けられた制約条件の確認を行う機能を持つことにより、照射受付業務を支援し、また照射実績を管理する。（照射工程処理機能）
- ⑨ 放射線管理に関する一部収集データ等の加工演算処理を行い以下のデータを保存する。
 - ・ 瞬時値最大値

- ・ 10分平均値
- ・ 1時間平均値
- ・ 1日平均値
- ・ 1日積算排出値
- ・ 1日平均濃度
- ・ 濃度月間平均
- ・ 平均濃度／平均濃度（月間）

- ⑩制御棒の校正データ（測定値）を元に、微分曲線表示、積分曲線表示、余剰反応度表示等を行う。（制御棒校正データ処理機能）
- ⑪Xe,Sm蓄積・崩壊計算は、原子炉運転に影響するXe,Sm蓄積・崩壊計算を行う。
- ⑫JRR-3の運転時間、出力量の累計等を行い、運転実績表として出力する。（運転実績処理）
- ⑬定期自主検査期間中の作業時に、現在行っている系統隔離作業について、隔離範囲を定めた隔離系統図、系統隔離リスト、作業票、操作禁止タグ等を作成する。（系統隔離支援機能）
- ⑭各種計器の計器仕様データ、及び点検校正データをデータベース化することにより、データ処理業務の省力化、データの信頼性向上、並びにデータの有効活用を図る。（計器保守管理機能）
- ⑮機器の起動停止回数及び運転時間を集計する。また、バルブ、ポンプ等の詳細データをデータベース化し検索表示する。（設備機器管理機能）
- ⑯運転要領書、展開接続図等を登録し、検索表示する。（図書管理機能）

(3) 処理・機能の取捨選択

(2)に示すように、JRR-3 上位計算機システムは多くの機能を有している。これらの機能の中で、本体設備の JRR-3 プロセス制御計算機の通信ラインが停止されても、維持しなくてはならない機能の取捨選択を行った。

検討の結果を第 2.5.2 表に示す。これらの機能を維持する方法として、JRR-3 プロセス制御計算機の操作端末のみを使用する方法と、外部のパーソナルコンピュータも使用する方法がある。以下に、その詳細について示す。

1) 操作端末のみを使用する方法

本来、JRR-3 プロセス制御計算機は、設備の操作・監視をメインとしており、その他の処理を同時に行うと機器負荷が増し不安定な状態になることが懸念されているので、収集したプロセスデータの長期間保存や、帳票の作成等の処理を行わない設計になっている。

しかし、6 台ある操作端末のうち 1 台を、設備の操作・監視を行わない設定とすることによって、下記の処理・機能を安定して実行できることとした。また、機構側で自由に設定ができるようにした。

①トレンド表示機能

約 60 日間のデータを保存できるため、長期間のトレンド表示が可能になった。また、

平成 19 年度の JRR-3 プロセス制御計算機の更新によって、対数トレンドの表示が可能になる。

②帳票記録機能

定時又は要求時に収集する帳票の作成が可能である。しかし、収集タイミングが定時及び要求時と、混在する帳票（運転記録Ⅱ）については、外部のパーソナルコンピュータを使用して実現する。

2) 外部のパーソナルコンピュータも使用する方法

1)で使用する操作端末から、イーサネットで外部のパーソナルコンピュータに接続し、データを入力して、演算、加工を行い以下の処理・機能を実施する。

①放射線監視設備のプロセスデータの加工演算処理及び保存

放射線監視設備は、大量の放射線管理データに演算処理を行い、平均値、積算値及び濃度等の数値を算出している。これらの処理を実行するために、外部のパーソナルコンピュータを使用する。この場合、瞬時のデータ処理は不可能になってしまうが、十分利用可能であることを確認している。

②余剰反応度表示

余剰反応度は、制御棒校正データを使用し制御棒位置から算出する必要がある。この処理のため、外部のパーソナルコンピュータを使用する。

③運転実績処理

運転実績処理は、運転時間と出力量を基に運転実績表の作成に必要なデータを算出するもので、平均、積算等の処理のため、外部のパーソナルコンピュータを使用する。従来の JRR-3 上位計算機と同様に、運転実績図の作図が行えるように検討を行っている。

(4) 本体設備 JRR-3 プロセス制御計算機の通信ライン停止の影響調査

本体設備 JRR-3 プロセス制御計算機の通信ラインを停止し、JRR-3 上位計算機とのデータの授受ができなくなることによって、どの程度の影響が JRR-3 プロセス制御計算機及び JRR-3 上位計算機に出るか、確証試験を実施した。その結果、原子炉起動前点検の自動点検処理に、影響が確認された。自動点検は、JRR-3 上位計算機が点検結果の判定を行い、その結果を JRR-3 プロセス制御計算機へ出力しているが、JRR-3 上位計算機から点検結果が入力されないため影響が出たことが判った。JRR-3 プロセス制御計算機で点検結果の判定ができるように、検討を行うこととした。

その他の処理については、影響は確認されなかった。

第 2.5.2 表 JRR-3 上位計算機システム処理・機能の要・不要及び開発方法一覧 (1/2)

No.	処 理 ・ 機 能	要 ・ 不 要	移 植 の 方 法	備 考
1	JRR-3 プロセス制御計算機とのデータの授受 ①プロセスデータを 10 秒周期で入力 ②警報処理結果の入力 ③起動前点検結果の入力	①、③必要 ②不要	①操作端末にてデータを取得する。 ③操作端末にて、起動前点検の手順変更を検討する。	
2	サイクル単位でのデータの保存 ①プロセスデータの保存 ②帳票データの保存	①、②必要	①操作端末にて、サイクルにこだわらず保存する。(CSV 形式での保存) ②外部のパワーソナルコンピュータにて、サイクルにこだわらず Microsoft Excel での保存が可能	
3	グラフィック表示機能	不要	_____	
4	トレンド表示機能	必要	操作端末にて、表示が可能	
5	帳票記録機能 データの加工、補正、演算を行い、時報、日報、週報、サイクル報、月報等の帳票記録作成	必要	操作端末にて、作成が可能 一部、外部のパワーソナルコンピュータにて、作成する。	
6	照射工程処理機能 照射申し込みから照射実験報告までの作業を総合的に取り扱う。	必要	本体設備のプロセス制御計算機通信ラインの停止に影響されないことを確認した。	確証試験にて確認済み
7	放射線監視設備のプロセスデータの加工演算処理及び保存 瞬間値最大値、10 分平均値、1 時間平均値、1 日平均、1 日積算排出値、1 日平均濃度、濃度月間平均、平均濃度/平均濃度 (月間)	必要	外部のパワーソナルコンピュータにて、プロセスデータの加工が可能 (CSV 形式での保存)	

第 2.5.2 表 JRR-3 上位計算機システム処理・機能の要・不要及び開発方法一覧 (2/2)

No.	処 理 ・ 機 能	要・不要	移 植 の 方 法	備 考
8	制御棒校正データ処理機能 ①微分・積分曲線表示 ②余剰反応度表示	①不要 ②必要	②外部のパーソナルコンピュータにて、プロセスデータを基に作成する。	
9	Xe,Sm 蓄積・崩壊計算機能	不要	—	
10	運転実績処理	必要	外部のパーソナルコンピュータにて、プロセスデータを基に作成する。	
11	系統隔離支援機能 定自検期間中の作業時に、隔離系統図、系統隔離リスト、作業票、操作禁止タグ等を作成する。	必要	本体設備のプロセス制御計算機通信ラインの停止に影響されない。	
12	計器保守管理機能 各種計器の計器仕様データ、点検校正データのデータベース化	必要	本体設備のプロセス制御計算機通信ラインの停止に影響されない。	
13	設備機器管理機能 ①機器の起動停止回数及び運転時間の集計 ②バルブ、ポンプ等の詳細データのデータベース化	①必要 ②必要	①操作端末にて実現可能か、検討中 ②本体設備のプロセス制御計算機通信ラインの停止に影響されない。	
14	図書管理機能 運転要領書、展開接続図等を登録し、検索表示する。	必要	本体設備のプロセス制御計算機通信ラインの停止に影響されない。	

2.5.3 漏えい監視盤の改造

(1) 概要

JRR-3 の漏えい監視設備は、漏水センサ、終端抵抗部及び漏えい検知器により構成され、異常時には、漏えい監視盤、常設警報盤、プロセス制御計算機及び副警報盤に警報を発報している。

漏えい監視盤の信頼性を向上させるために、漏えい検知器を多チャンネル方式から独立方式の新型漏えい検知器に更新した。また、入出力信号ケーブルをコネクタ接続方式から端子台接続方式にするとともに、電源部を二重化構造とした。漏えい監視設備系統図を第 2.5.2 図及び漏えい監視盤回路図を第 2.5.3 図に示す。

(2) 更新内容

1) 漏えい検知器の更新

10 系統の漏水センサからの入力信号を集約監視していた従来の多チャンネル方式から 1 系統毎の漏水センサからの信号を監視する単独チャンネル方式に変更した。これにより機器が分散し、漏えい検知器の点検、故障時の対応の容易性を高めるとともに、他機へ与える影響を抑える効果が図られた。

2) 入出力信号接続方式の更新

既設コネクタ接続方式から端子台接続方式に更新した。また、各配線に線番を明記し、ケーブルの整理を行った。接続方式の変更図を第 2.5.4 図に示す。これにより長期間の使用に耐える強固で確実な接続が可能となった。

3) 電源部の更新

漏えい検知器の負荷容量を供給可能な電源とサーキットプロテクタを組み合わせた回路の二重化構造とした。これにより一方の電源部に異常が生じた場合、他機により電源供給され、システムダウンすることなく安定した漏えい監視機能を堅持することが可能となった。

(3) 試験

1) 電源部バックアップ試験

漏えい検知器供給電源の入力電源用サーキットプロテクタの一方が断となった場合、他方の電源で電源を供給されることを確認した。

2) 作動試験

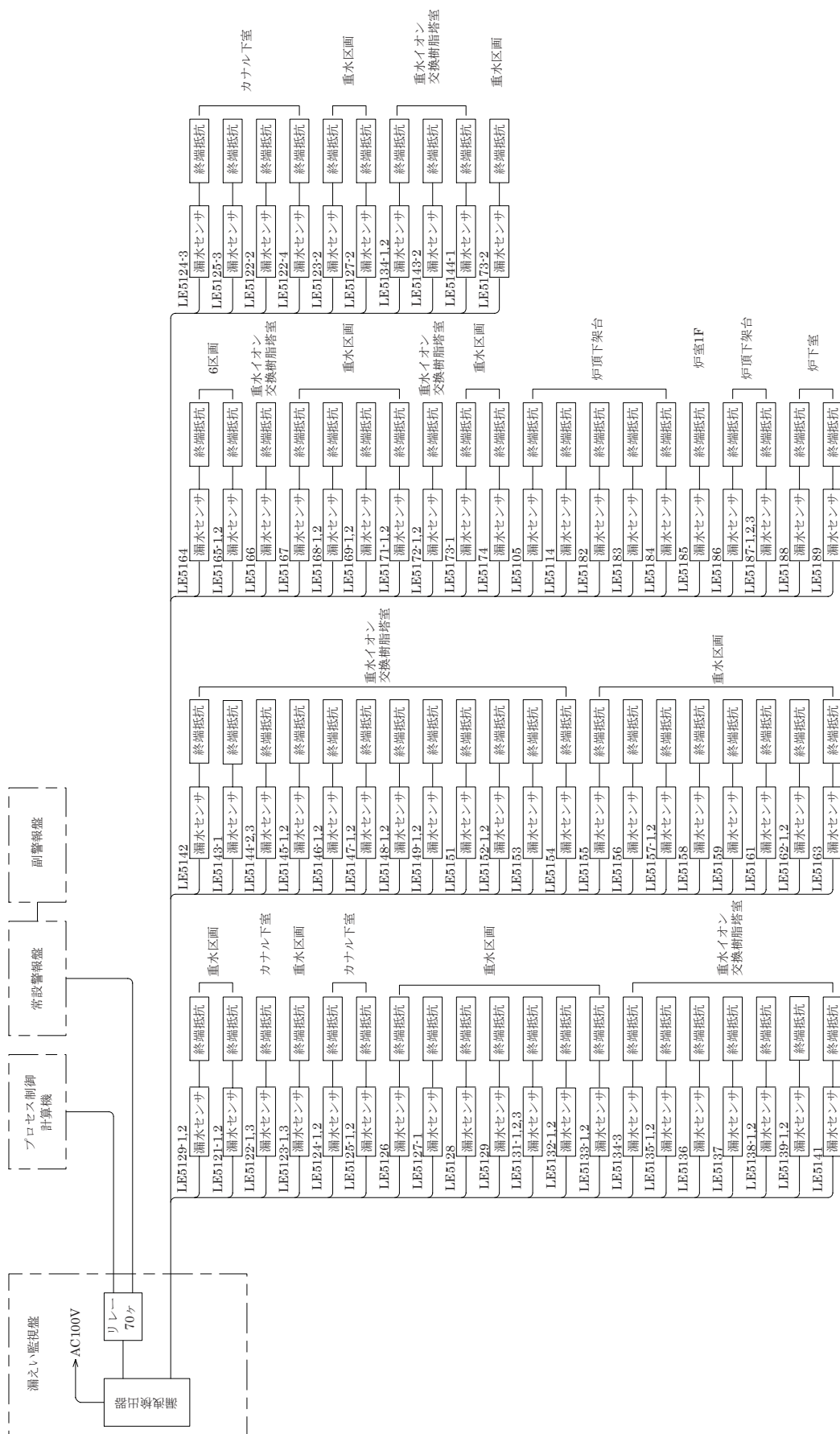
漏水センサに規定量の純水を滴下し、漏えい監視盤、常設警報盤、プロセス制御計算機及び副警報盤に警報が発報することで漏えい監視機能が確立されていることを確認した。

(4) 結果

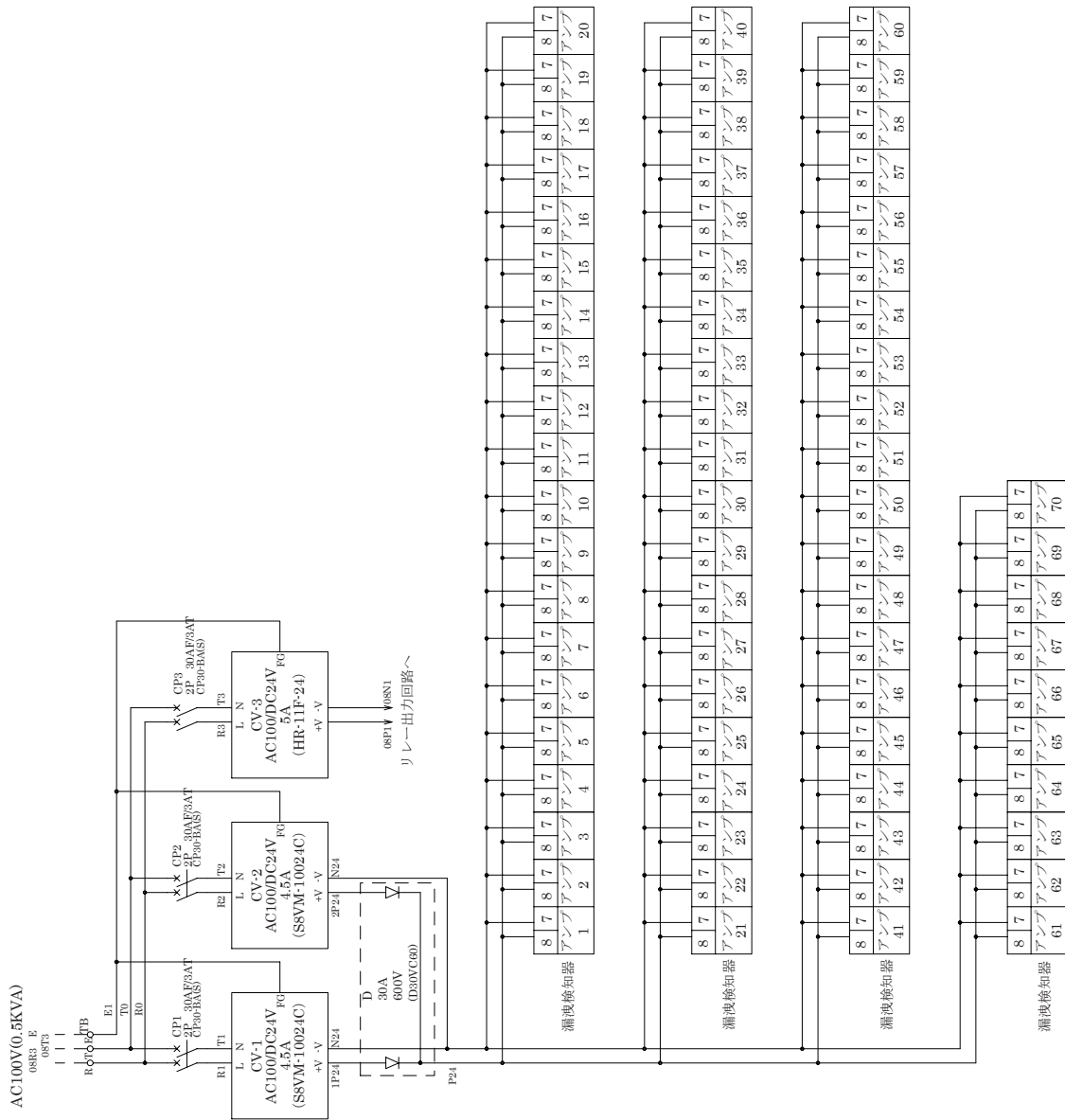
電源部を二重化構造としたことで、電源トラブル時においても、確実に安定した漏えい検知機能を堅持することが可能となり、原子炉の運転に欠くことのできない漏えい監視機能の信頼性が向上した。

また、既設漏えい検知器の多チャンネル方式では、点検及び故障時には集約監視している 10

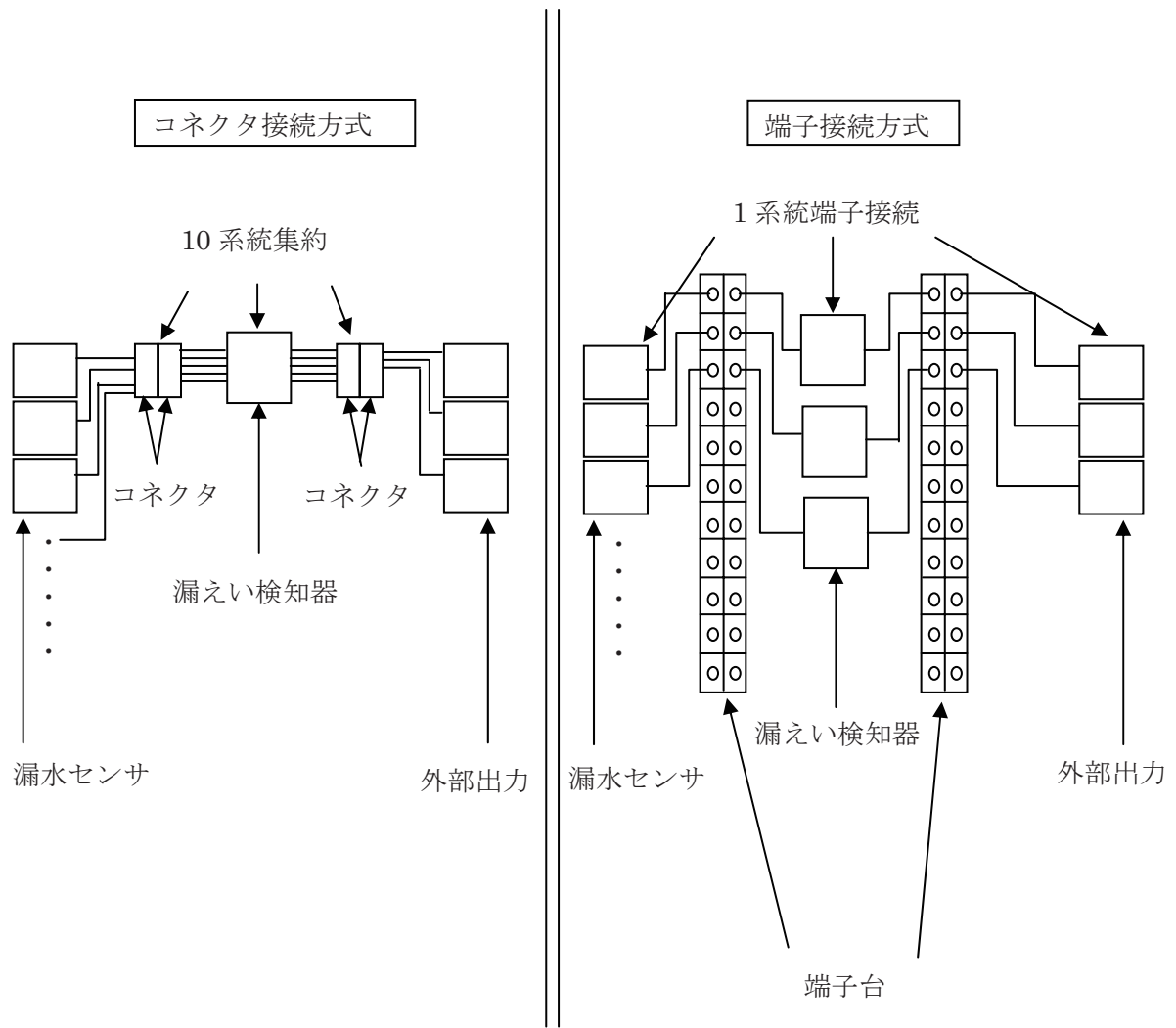
系統のチャンネルの機能を停止させなければならなかったが、単独方式に更新することにより、点検及び故障時には該当機器のみの対応で漏えい監視機能への影響を極力抑えた構造に更新した点でも漏えい監視機能の安定性を高める結果となった。



第2.5.2図 漏えい監視設備系統図



第2.5.3図 漏えい監視盤回路図



第 2.5.4 図 接続方式の変更図

2.5.4 保守データを活用した研究用原子炉(JRR-3)の保守管理方法の検討

(1) 概要

JRR-3は、安全上重要な設備機器に対しては、主として予防保全である時間計画保全（定期的に保守を行う方法）を中心に保守管理を行い、安全上重要でない設備機器に対しては事後保全（故障後に保守を行う方法）を行うことにより、改造後約15年にわたり安全安定にJRR-3の運転を行ってきた。しかし、最近になって事後保全で管理していた設備の経年変化に起因していると考えられるトラブルにより原子炉の計画外停止の事例が増加してきた。一方、設備の保守対応に必要な資源（人・予算）の確保が年々厳しくなっている。このような状況を踏まえ、JRR-3では安全性・信頼性を確保しつつ、経済性を考慮した合理的な保守管理を実施するため、過去の保守データを有効活用し、状態基準保全（機器設備の状態に基づいて保守を行う方法）への移行を考慮した、適切な予防保全を行うための保守管理方法に対する検討を行った。

(2) 従前の保守管理方法

JRR-3における設備機器の保全は、設備機器の安全上の重要性に見合った効率的な保全方法を行う観点から大きく2つに分けられる。1つは安全上重要な設備機器（以下、安重機器という。）に対するものである。ここでいう安重機器は、「発電用軽水型原子炉施設の安全上機能の重要度分類に関する審査指針」における異常発生防止系(PS)及び異常影響緩和系(MS)のクラス1、2及び3の一部に相当するものである。もう1つは安重機器以外の全てに対する保全であり、原子炉運転に直接的に関係しない設備機器（安全上重要でない設備機器（以下、非安重機器という。））の保全である。

これらの例として、JRR-3の安重機器には原子炉本体、1次冷却系、工学的安全施設、2次冷却系ポンプ等の機器があり、非安重機器としては、原子炉プール溢流系、2次冷却系送風機、気体廃棄設備等の機器がある。これまでJRR-3設備機器に対する保全方式は、安重機器については主に予防保全の時間計画保全で、非安重機器については主に事後保全で対応していた。

(3) 最近のトラブルについて

JRR-3におけるこれまでの保全は、一部例外はあるものの、主に「時間計画保全」と「事後保全」を中心に管理しており、このような保守の下、原子炉を順調に運転してきた。しかし、最近になって主として事後保全により管理していた設備機器の経年化に起因していると思われる機械的トラブルが目立ちはじめ、原子炉安全運転に直接的に影響はないものの、実験設備等の保全の観点から原子炉計画外停止する事例が増加した。平成17年度には炉室給気系送風機の異常と冷中性子源装置ヘリウム圧縮機油漏えいによる計画外停止の2件があり、どちらも非安重機器によるものであった。

今後、高経年化が進んでいくJRR-3において、現状の稼働率を維持していくには、設備機器のトラブルを未然に防ぐ保全を行っていくことが何より必要となってきた。しかしながら、保全活動への資源の確保が年々厳しくなっており、現状の保全を単にそのまま継続実施したのでは、稼働率及び設備維持管理コストの観点から今後相当のリスクを負うことになるため、

JRR-3における現状の保守管理方法を見直す必要がある。

(4) 保守管理の見直しの方針

JRR-3では、基本的には毎年1回の定期自主検査及びそれ以外の簡易保守を適時実施してきた。これらの保守時に取得したデータは、前検査との単純比較のような短いスパンで活用されていた。そこで、安重機器、非安重機器それぞれについて、過去に蓄積してきた保守データを長期的な視点から見ることにより、今後の保守管理に有効活用することとした。このように長期的にデータを見ることにより、経時的な変化を観察することができると同時に、トラブルが発生しそうな（故障発生のリスクが高い）設備機器が明らかになる可能性がある。

安重機器については、適正化〔過剰な保全の可能性がないか〕という観点から、保全時期、頻度等について見直す。過去の保守データから保全推奨時期が判断可能なものについては、時間計画保全の最適化（保全間隔の延長、短縮）を行い、さらに、時間計画保全から状態監視保全の移行の可能性を検討する。

非安重機器については、予防保全化〔状態基準保全を取入れる〕という観点で、保守の方法を見直し、状態基準保全への移行を検討する上では、保守を実行するに重要である性能監視指標を設定する。

(5) 今後の保守管理方法

<安重機器の保守管理>

安重機器の分解点検及び部品交換時期においては、過剰保全の可能性があるため、分解点検等の時間計画保全の最適化を継続して進めていく。また、原子炉停止時の保守エリアにおける被ばく線量が低いことなど設備機器にアクセスし易い研究炉の特徴を活かして状態基準保全の適用が可能か今後も検討を行っていく。時間計画保全の最適化を行うためには、データ取得が最も重要であり、定期自主検査等のオーバーホール期間を利用して、積極的に手入れ前後（分解前後）の寸法測定、振動測定等データを取得するよう努めていく。このデータ取得により、その後の部品さらには設備機器全体の劣化進行度等が明らかになり、安重機器の保守間隔の適正化が可能であると考えられる。劣化進行度を一定時間間隔で確認することにより、部品レベルで健全性を把握することが可能になり、安重機器に対する保守の効率化、客観性が高まることが期待できる。

<非安重機器の保守管理>

非安重機器の保守管理においては、状態基準保全への移行を積極的に行うこととする。現状、非安重機器は事後保全であるため、現状保守以外にも必要な保守が存在する可能性がある。したがって、設備機器の構造性能上要求されている状態監視項目を挙げ、現状の保守項目と比較することにより、不足している項目を考察する。このようにして得た保守項目において状態基準保全が適用可能か検討し、過去の保守データが存在する場合は、それを活用して状態監視基準を設定する。状態基準保全の移行においては、資源の初期投資が嵩むおそれがあるため、それを抑えるとともに、安全性、信頼性を損なうことのない有効的な保守を検討することとする。また、安重機器同様、保守時には分解前のデータ取得を積極的に実施する。

2.5.5 JRR-4 特殊反射体要素 I 型の製作

(1) 背景

JRR-4 の炉心には 6 種類の反射体要素が挿入されており、これらの供用期間は高速中性子の照射量により管理している。このうち、特殊反射体要素 I 型については、平成 19 年中に製作時の設計照射量に達することが予想されたため、予防保全のため新規に一体製作することとした。

(2) 特殊反射体要素 I 型の概要

第 2.5.5 図に特殊反射体要素 I 型の概略図を示す。

JRR-4 特殊反射体要素 I 型は反射材として黒鉛ブロックを使用し、アルミニウム溶接構造の被覆内にヘリウムガスとともに封入したものである。上部には炉内での取扱いのための吊り手が取り付けられており、下部は格子板への挿入部となるプラグが接合されている。また、反射体要素側面にガイドプレート及びガイドローラーが取り付けられており、微調整棒 (C5) のガイド機構を有する反射体要素である。

(3) 設工認及び使用前検査

特殊反射体要素 I 型の製作に際し、平成 18 年 3 月 28 日に設工認申請を行い、同 6 月 1 日に認可を得た。その後、特殊反射体要素 I 型完成後、平成 19 年 1 月 25～26 日に使用前検査を受検し、平成 19 年 1 月 26 日に合格証を得た。

(4) 設計

第 2.5.3 表に特殊反射体要素 I 型の主な設計仕様を示す。

使用材料及び寸法は、従来の特殊反射体要素 I 型と同一の設計としたため、炉心の核計算については省略した。ただし、耐熱強度及び耐震強度については、現在の低濃縮シリサイド燃料炉心での評価を行うため再計算している。

(5) 製作及び工場立会検査

製作に際して、品質保証基本計画及び JRR-4 品質保証実施計画に基づき、製作メーカーに必要な文書を提出させ、すべての文書について JRR-4 管理課長の承認を得た後、製作を開始した。

製作中の管理については、各工程の完了時に予め定めた要領書に従い工場立会検査を実施し、適切に製作されていることを確認した。検査に使用した測定器等については、検査前に校正証明書及びトレーサビリティ証明書を製作メーカーに提出させ、適切に管理、校正されていること及び有効期限内であることを確認した後、使用した。

(6) 交換作業及び動作確認

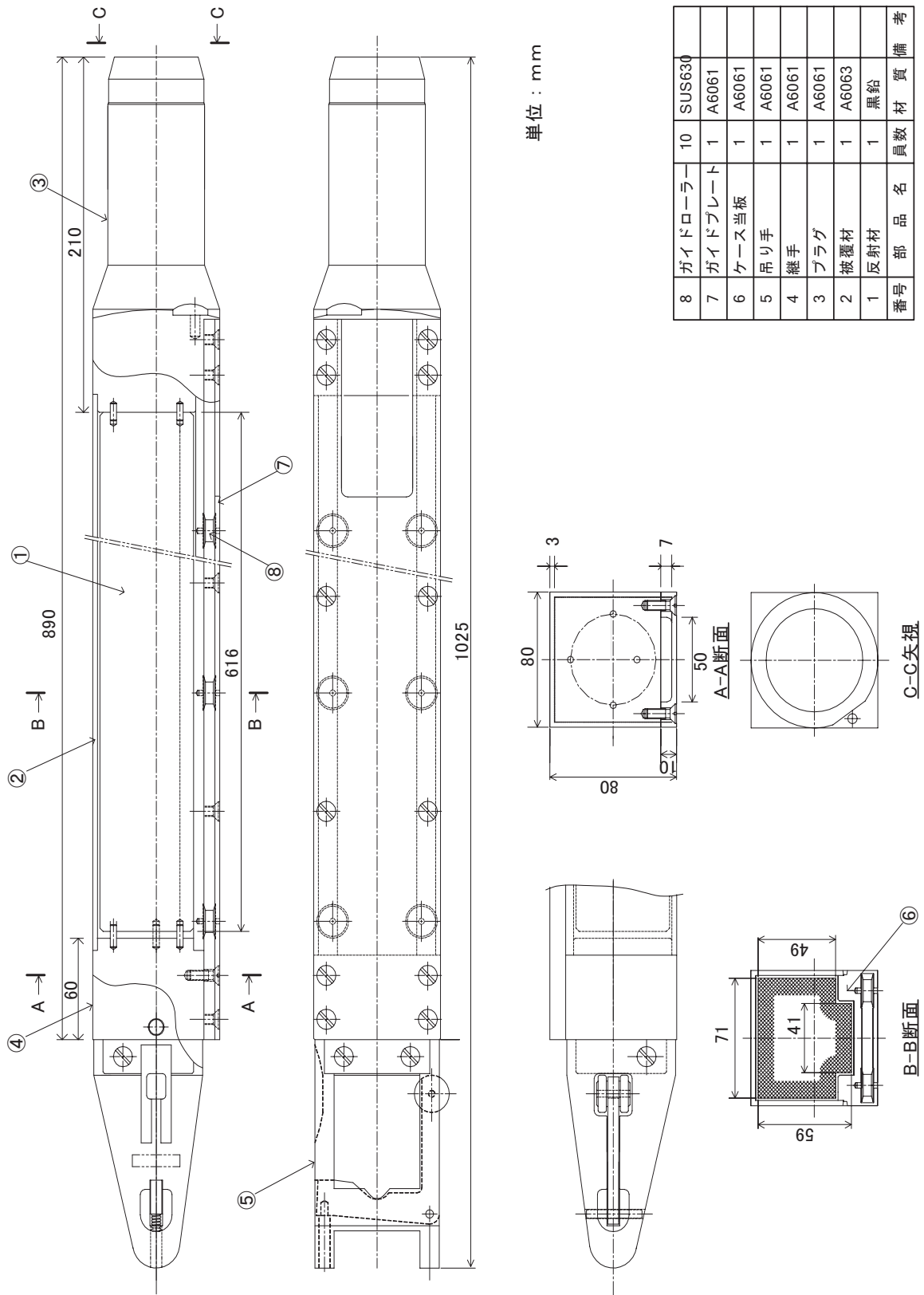
完成した特殊反射体要素 I 型は陸上輸送により JRR-4 まで運搬し、平成 19 年度保守点検期間中の平成 19 年 3 月 7 日に JRR-4 管理課員によって既設の特殊反射体要素 I 型と交換された。交換作業に当たっては、制御棒の点検作業業者と調整し、微調整棒を取り外した状態で交換作

業を行い、作業後に据付状態を確認した後、微調整棒の取り付けを行った上で、微調整棒の動作確認を行った。動作確認の結果、特殊反射体要素 I 型が微調整棒の動作を阻害することなく、円滑に動作することを確認した。

なお、交換した特殊反射体要素 I 型は、No.1 プールの使用済燃料貯蔵棚にて保管している。

第 2.5.3 表 特殊反射体要素 I 型の主な設計仕様

項 目		設計条件
熱出力		3,500kW
炉心	最大高速中性子束 (反射体領域)	$2.5 \times 10^{17} \text{ n/ (m}^2 \cdot \text{s)}$
1 次冷却材	冷却水の種類	軽水
	流量	8m ³ /min
	炉心出口平均温度最大値	60 °C
	炉心内最大圧力	約 0.1MPa
特殊反射体要素 I 型	表面最高温度	117 °C
	耐震設計	A クラス相当



第 2.5.5 図 特殊反射体要素 I 型の概略図

2.5.6 NSRR 原子炉プールライニング肉厚測定装置の製作

(1) 目的・概要

NSRR では、高経年化による原子炉プールライニングの長期的な安全性について、ライニングの必要肉厚を定期的に調査することが重要な保全計画として位置づけられている。このためプールライニングに使用されているアルミニウム材の経年変化に対する健全性等の確認を行うため、平成 17 年度に実施した概念設計に基づき装置の製作を行った。

(2) 内容

概念設計として、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 15mm）の腐食、減肉及び溶接線近傍の状態をプールの側面及び底面について調べ、経年変化に対する健全性等の確認を目的とし、検査方法は原子炉プール内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。測定装置は、超音波探傷を行って測定データを処理する超音波探傷装置と、プールの側面及び底面に沿って探触子を移動させる走行装置で構成することとした。各探傷装置の概要図を第 2.5.6 図に示す。

平成 18 年度は、各走行装置の設計、製作及び各走行装置と超音波探傷装置を組み合わせたモックアップ試験を実施した。

超音波探傷装置は、探触子、信号処理装置、表示部等で構成する。探触子は、測定条件及び使用状況等を考慮し周波数 5MHz、素子数 128 個という仕様のもを用い、防水構造となっているためプール水中においても探傷が行える。探触子からの信号は信号処理装置にて処理され、表示部であるパソコン上にリアルタイムで探傷結果が表示されるため、視覚的に状態を判断することができる。また、専用ソフトを使用することで、探触子、試験体、探傷条件等の各種条件設定を変更することにより詳細な調査が可能となる。探傷結果については、収録した探傷データ、位置データ（移動量、測定位置）及び各種設定値等を合わせて保存することにより、今後の定期的な検査時に同じ条件にて測定を行うことが可能であり、経年変化の確認において再現性が図れる。

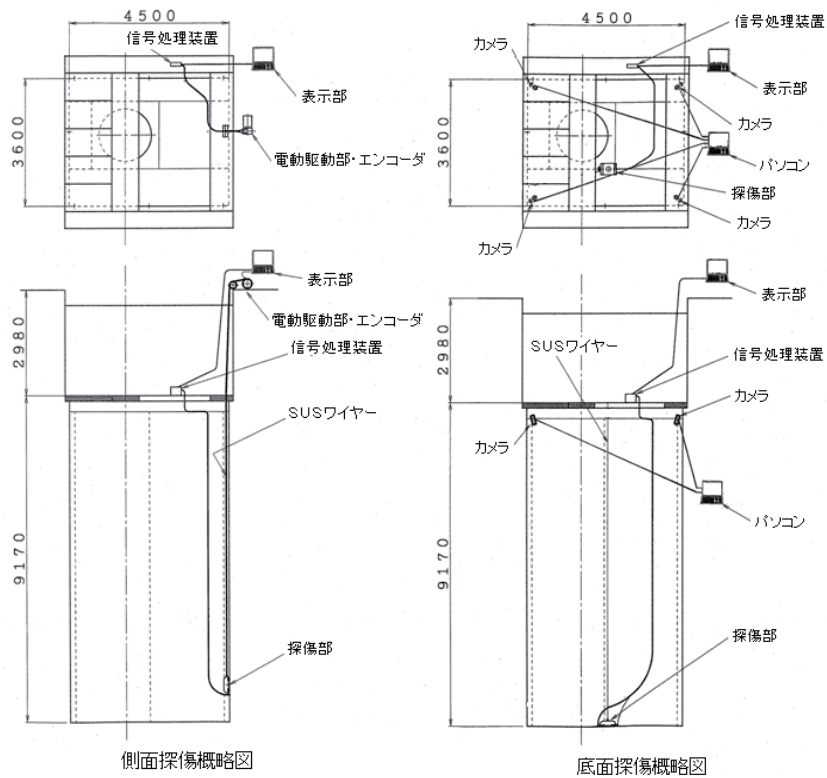
走行装置は、炉プールの側面及び底面に沿って探触子を移動させるための探傷部及び関連機器で構成する。側面走行装置は、電動駆動部及び探触子を取り付けた探傷部等で構成し、測定は、電動駆動部でワイヤーを巻き上げまたは巻き下げることによりプールの側面に沿って探傷部を上下させて行う。また、側面との距離をある程度一定に保つ必要があるため探傷部に取り付けたポンプにより本体を側面に押しつける力を持たせる構造とした。底面走行装置は、プール底面を座標化する機器及び探触子を取り付けた探傷部等で構成する。測定は、プールの上面に設置した 4 個のカメラによりプール底面を撮影し、その撮影画像をパソコン上で座標化（マップ化）する。その座標化した仮想底面にて測定範囲を設定し、探傷部からの位置情報をもとに自動制御にて行う。各装置とも駆動速度は約 50mm/min とし、側面探傷装置は電動駆動部に取り付けたエンコーダ、底面探傷装置は測定ごとの座標を記録することにより測定時の移動量及び位置を同時に計測する。

外観・員数検査及びモックアップでの走行試験を行い、各走行装置とも動作及び測定に関し、判定基準内であったことから良好な結果が得られた。今後は炉プールでの測定を考慮しての改

善点及び測定精度等の関係から各走行装置への探触子の取り付け方法について改良を検討する必要がある。

(3) その他

平成 19 年度には、モックアップでの動作試験及び測定に関する事項（測定精度、データ処理等）の改善を行い、炉プールでの試験測定までを実施し、平成 20 年度には原子炉プールでの検査を行う。また、今後は定期的にプールライニングについての調査を実施し、経年変化に対する健全性等の評価を行っていく予定である。



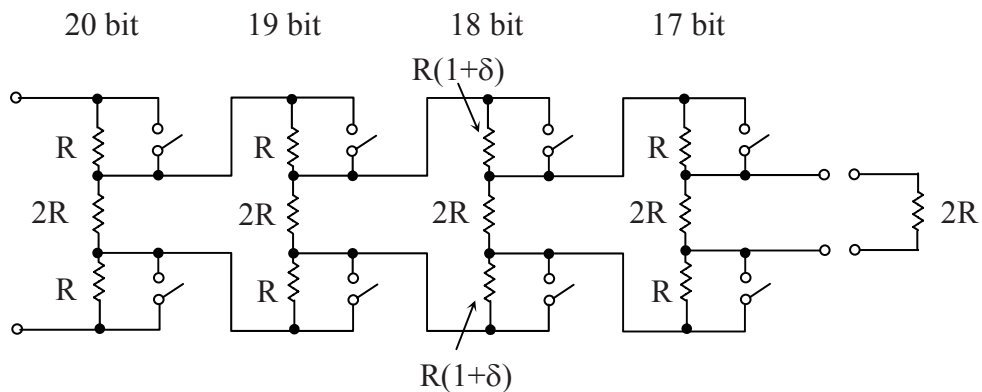
第 2.5.6 図 各探傷装置概要図

2.5.7 ターミナル180度偏向電磁石のビット落ち修理

加速器運転中、ターミナル180度偏向電磁石電流値を単調増加させてビームを偏向している際に、ある電流値で突然ビームがなくなり、その前後の電流値ではビームが観測できているという現象が発生した。制御系DA変換回路での制御電流値のビット落ちが疑われたため、2006年度前期整備期間中に保守作業を行った。

調査したところ、20ビットケルビンバレー分圧回路での制御信号のビット落ちが判明した。さらに調査したところ、ケルビンバレー回路内の20個あるラッチングリレーのうち、LSBから7ビット目のリレーコイルが断線していることが判明した。リレー交換後、DA変換回路でのビット落ちは無くなった。DA変換回路の動作を細かく調べたところMSB付近での確度が悪かったため、上位ビット出力が滑らかに変化するように各ビットの重みを考慮してケルビンバレー分圧回路に抵抗補正を行った。以下に補正抵抗値を決定するまでの概要を示す。

ケルビンバレー分圧回路のLSBから18ビット目の確度が悪いため、これを抵抗補正することを考えた。第2.5.7図に分圧回路の上位4ビットまでの構成概略を示す。ケルビンバレー分圧回路では、あるビットから下位ビットを見たときのインピーダンスは常に $2R$ であるので、第2.5.7図では16ビット目以降を $2R$ と表している。18ビット目の抵抗を $R(1+\delta)$ に補正したとすると、抵抗補正による上位ビットへの影響は第2.5.4表のようになる。

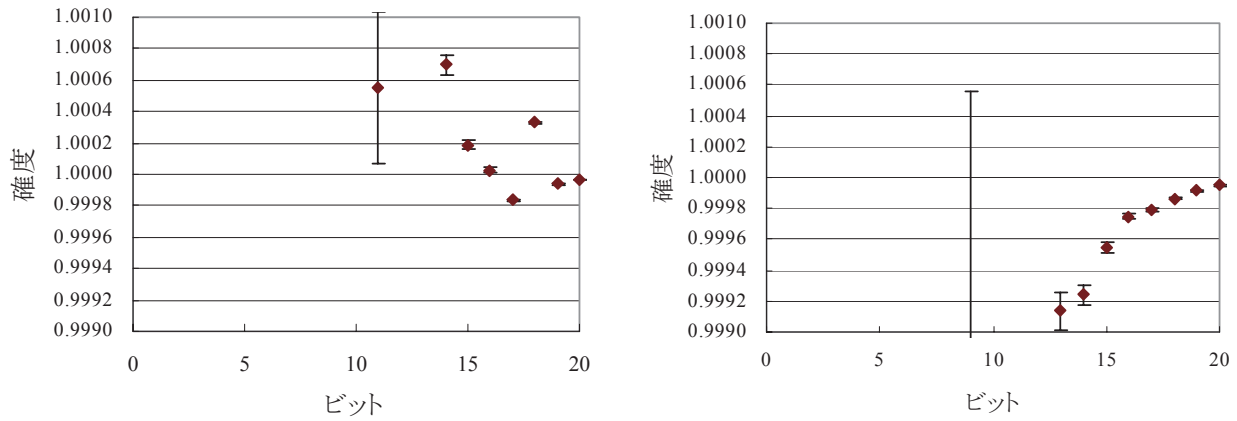


第2.5.7図 ケルビンバレー分圧回路（上位4ビット）

第2.5.4表 抵抗補正による各ビットへの影響

ビット	正規重み	抵抗補正後の重み	次段への伝搬	変分の比
20	1/2	$(1/2)(1-\delta/32)$	$(1/2)(1+\delta/32)$	-1
19	1/4	$(1/4)(1-3\delta/32)$	$(1/4)(1+5\delta/32)$	-3
18	1/8	$(1/8)(1+21\delta/32)$	$(1/8)(1-11\delta/32)$	+21
17	1/16	$(1/16)(1-11\delta/32)$	$(1/16)(1-11\delta/32)$	-11

抵抗補正前にビット18をセットしたときの電圧変化は 3.1×10^{-4} V (実測値)であった。この電圧を0Vにするような δ の値は、 $-3.1 \times 10^{-4} = 21 \delta / 31$ より、 $\delta = -0.472 \times 10^{-3}$ となる。よって、抵抗補正分 δ をビット18の抵抗 $R (=5k\Omega)$ への並列抵抗で実現するとき、 $R=10M\Omega$ となる。第2.5.8図に抵抗 $10M\Omega$ 補正前後でのDA変換誤差を示す。ケルビンバレー分圧回路のビット18に $10M\Omega$ 並列抵抗補正を行ったことにより、上位ビットの出力が滑らかに変化するようになった。



(a) 抵抗補正前

(b) 抵抗 10 MΩ補正後

第2.5.8図 ケルビンバレー分圧回路のDA変換誤差

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 利用の状況

平成 18 年度の研究炉の施設共用運転は、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 60,806（時間・照射孔）であった。このうち、気送照射孔による短時間照射 41%、水力照射孔による長時間照射 14%、垂直照射孔によるサイクル照射 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 122,232（時間・実験孔）で、利用率は全ての設備において 100%であった。

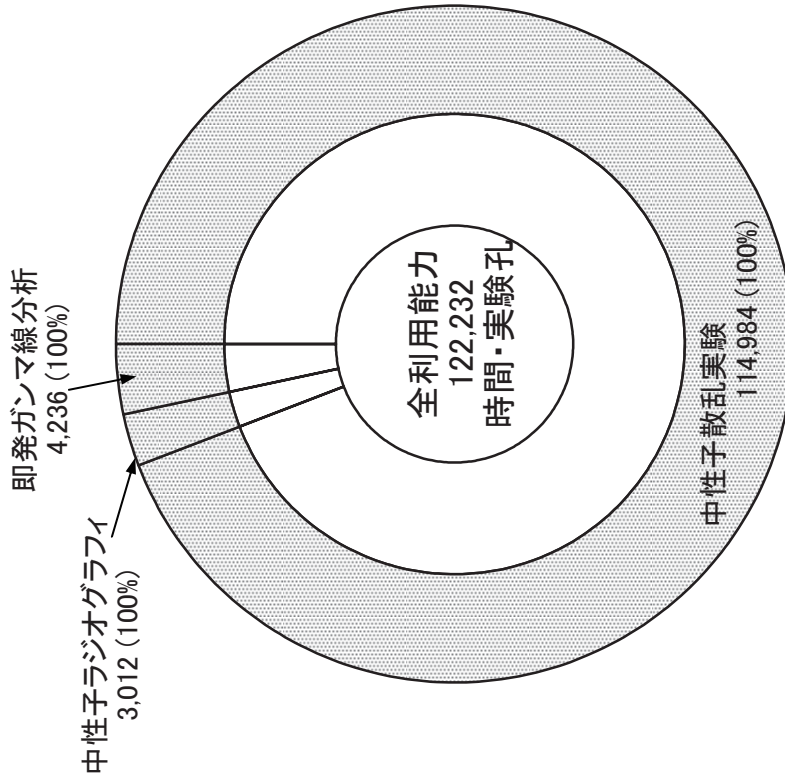
第 3.1.2 図に JRR-4 における照射及び実験、それぞれの利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 2,610（時間・照射孔）であった。このうち気送管、T パイプによる短時間照射 48%、S、D パイプによる長時間照射 30%、N パイプによるシリコン照射が 32%であった。実験に係る設備利用能力は 3,480（時間・実験孔）で、中性子ビーム設備や即発ガンマ線分析装置の利用率は約 72%と高かった。

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による高度化軽水炉燃料安全技術調査のための実験として、照射済 MOX 燃料実験を 3 回、照射済酸化ウラン燃料実験を 1 回、高温ガス炉の反応度事故時における燃料の安全性に対する判断基準策定のための実験として、未照射燃料実験を 4 回、燃料被覆管が PCMI 破損する際の機械的振動を加速度計により検出することを試みる、加速度計による破損検出実験を 2 回、常温時及び昇温時のカプセルワース確認のための B-I 型高圧カプセル予備実験を 1 回、キスラー製圧力センサの NSRR 実験への適用性を確認するための圧力計特性試験を 1 回、合計 12 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。平成 18 年度のタンデム加速器の実験利用運転では 2 回のマシンタイムが実施された。第 1 回の実験マシンタイムは 5 月 19 日から 9 月 21 日の間の 100 日、第 2 回の実験マシンタイムは 12 月 9 日から 3 月 29 日の間の 101 日である。合計すると 201 日であり、これはほぼ例年通りである。加速器開発の実験日数 20 日は主に TRIAC 関係のイオン源とタンデム加速器開発の実験である。利用形態は 18 年度から変わり、協力研究は無くなり、施設共用と共同研究及び機構内利用に 3 形態になった。共同研究には TRIAC との TRIAC を用いた共同研究も含まれる。共同研究が例年より増えている。

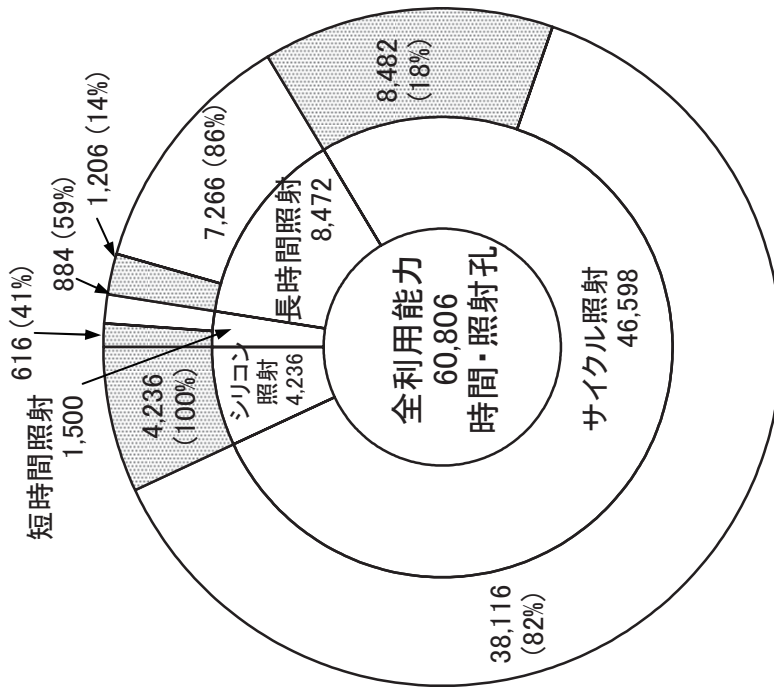
第 3.1.1 表 NSRR における実験（試験）回数

	回 数
照射済 MOX 燃料実験	3 回
照射済酸化ウラン燃料実験	1 回
未照射燃料実験	4 回
加速度計による破損検出実験	2 回
B-I 型高压カプセル予備実験	1 回
圧力計特性試験	1 回
合 計	12 回



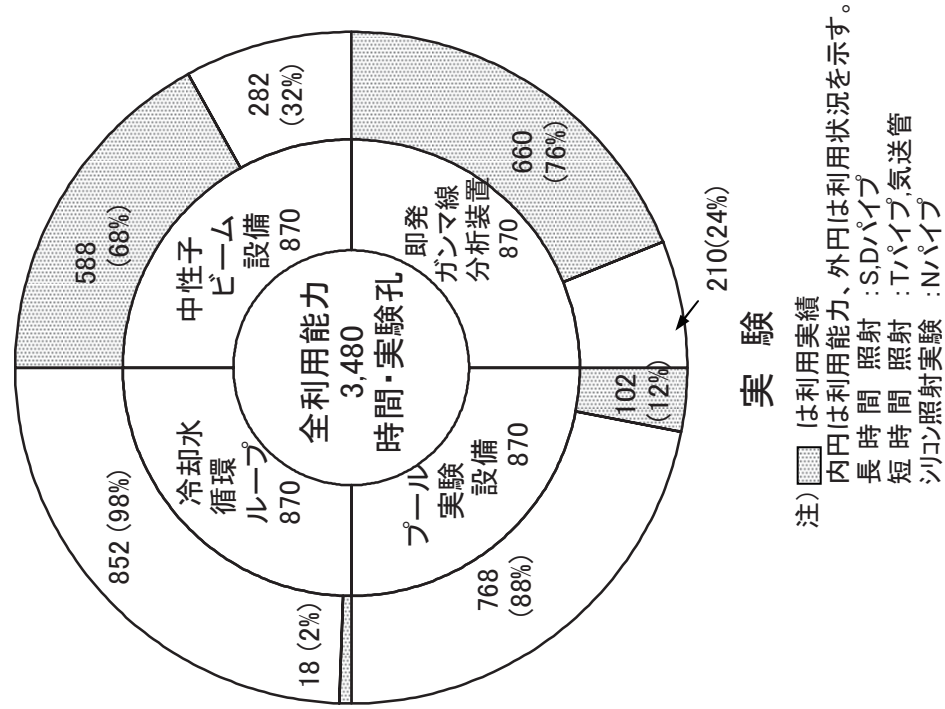
実験

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

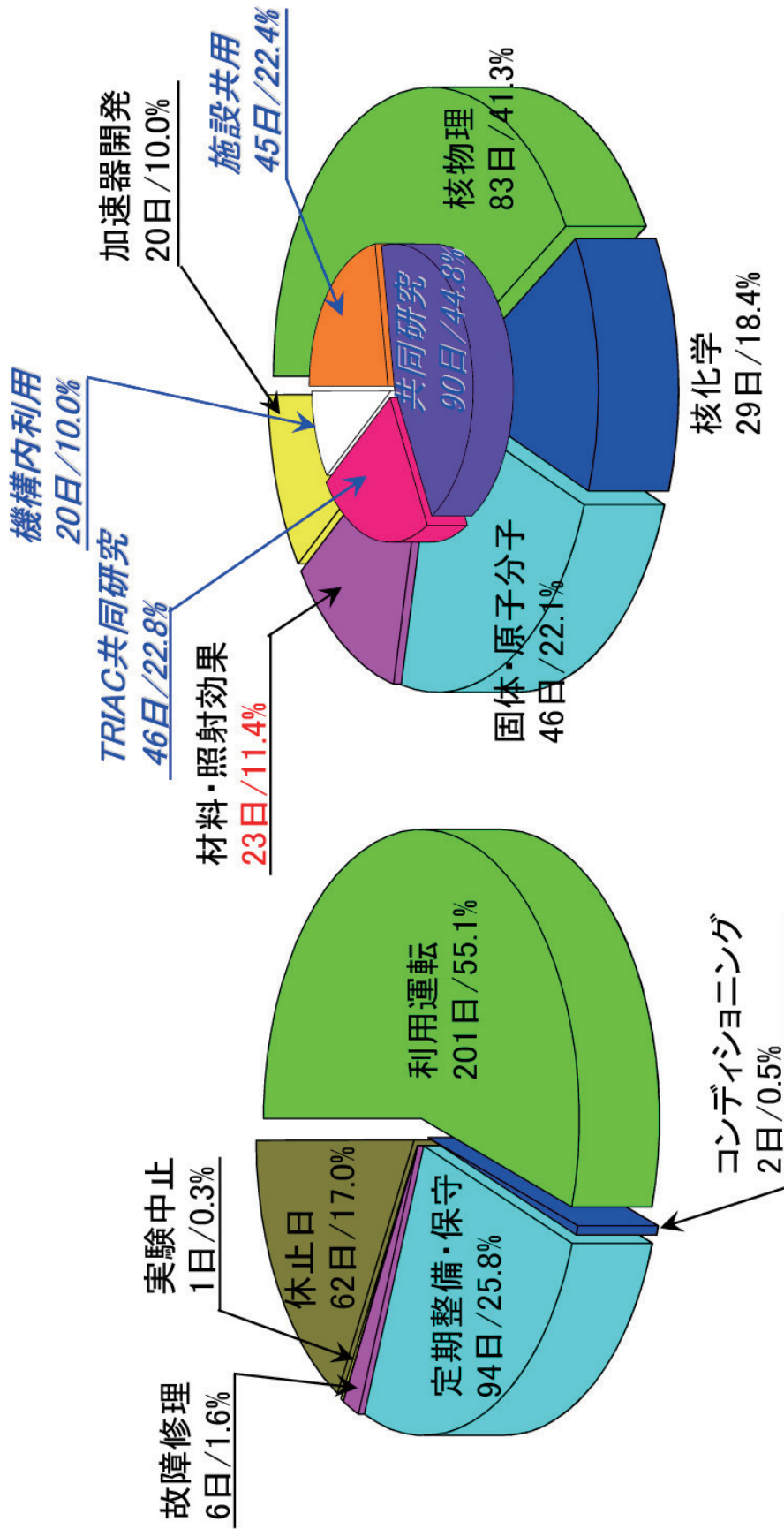


照射

第3.1.1.1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



ブースター運用日数：27日（13.4%） TRIAC利用運転：46日（22.8%）

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 628 件、キャプセル個数 3,067 個（シリコン照射を含む）の照射実績であった。

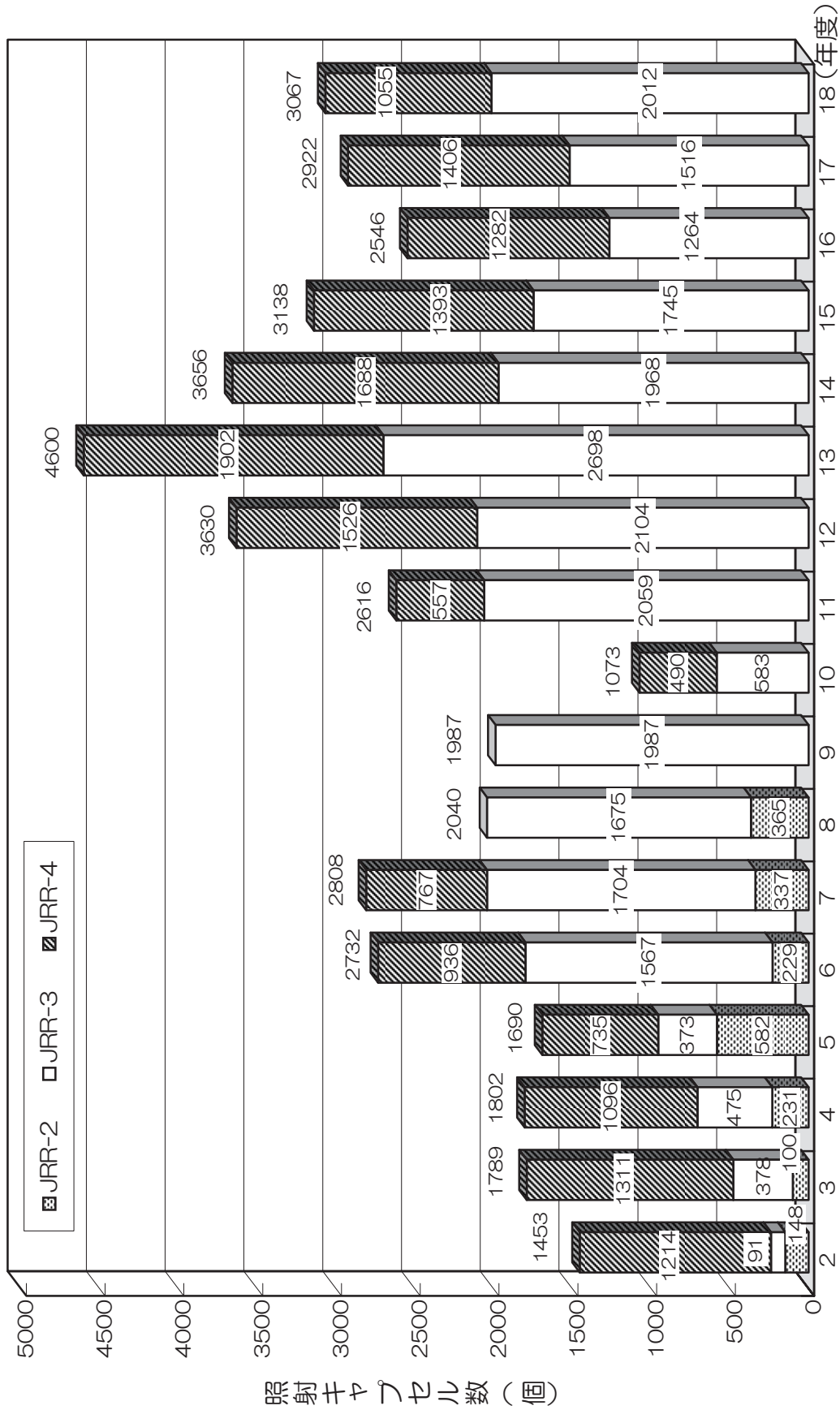
第 3.2.1 表に平成 18 年度の照射利用実績を示す。JRR-3 の照射における利用件数及び照射キャプセル個数は、所内利用 55 件 105 個、所外利用 235 件 1,907 個で合計 290 件 2,012 個の実績であった。JRR-4 においては、所内利用 33 件 142 個、所外利用 305 件 913 個で合計 338 件 1,055 個の照射が行われた。

平成 2 年度からの研究炉における照射利用（照射キャプセル数）の推移を第 3.2.1 図に示す。平成 18 年度の実績は平成 17 年度を若干上回る結果となった。

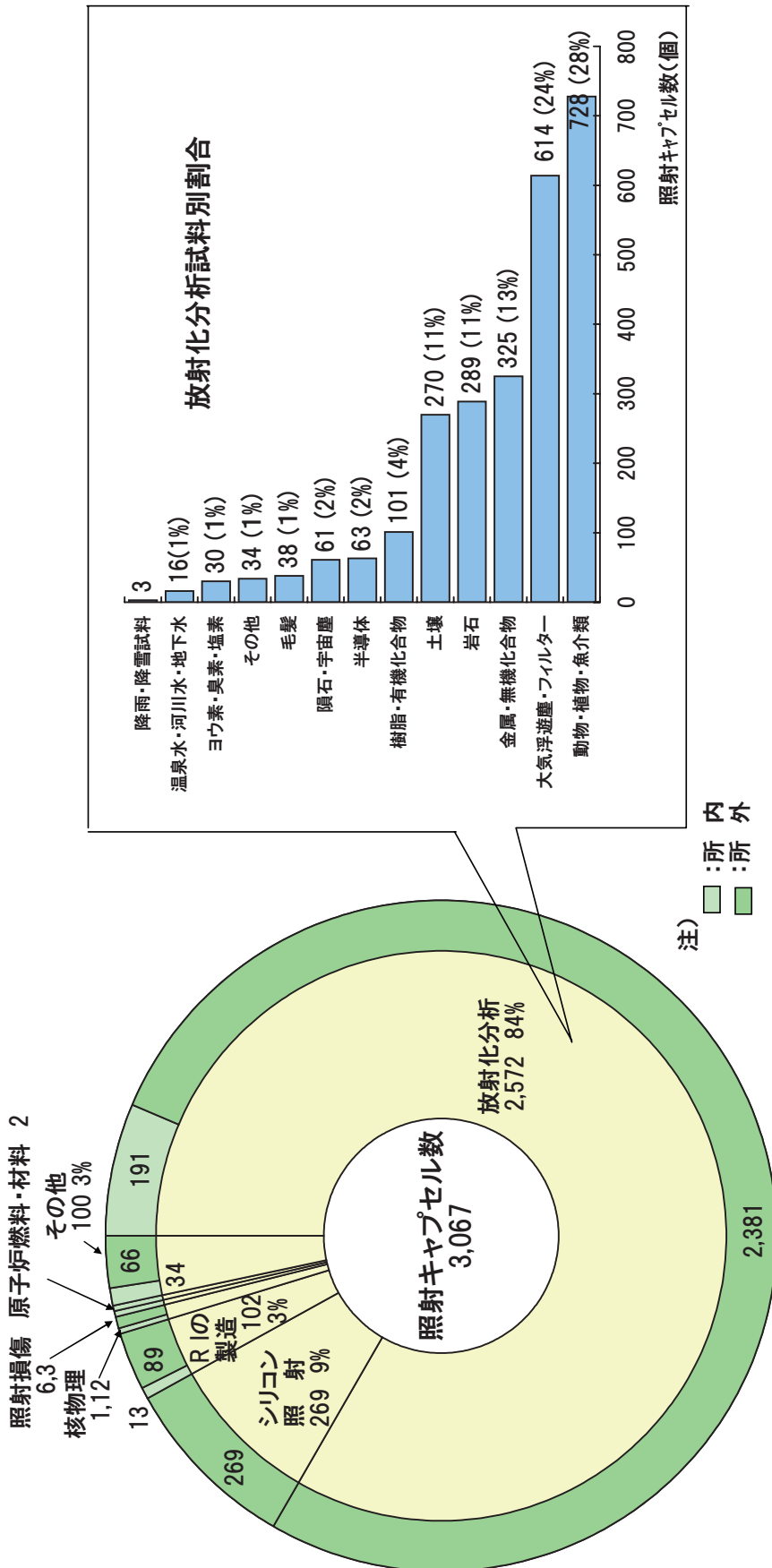
第 3.2.2 図は平成 18 年度の照射利用を目的別に示したものである。例年どおり放射化分析の占める割合が大きく（84%）なっている。

第 3.2.1 表 研究炉における照射利用実績（平成 18 年度）

原 子 炉		所 内	所 外	合 計
J R R - 3	件 数	55	235	290
	個 数	105	1,907	2,012
J R R - 4	件 数	33	305	338
	個 数	142	913	1,055
合 計	件 数	88	540	628
	個 数	247	2,820	3,067



第3.2.1図 研究炉における照射キャプセルの推移



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 サイクルの施設供用運転が行われた。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 10 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 112 個、気送照射設備 (PN-1, 2) が 196 個、放射化分析用照射設備 (PN-3) で 1494 個のキャ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 18 年度に実施されたシリコン照射の本数 (重量) は 269 本 (4,447 kg) 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 サイクルの施設供用運転が行われた。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) での照射キャプセル数が 262 個、気送管照射設備 (PN) が 658 個であった。

長時間照射用設備の利用では、S パイプ 34 個、D パイプ 21 個、N パイプ 3 個、N パイプにおけるシリコンの照射は 77 本 (711.8 kg) 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18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 2, 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 2, 3	S I 1		
1サイクル (4/4~4/28)	件数						1			1					5	8	5	1	21	
	個数						1			1					6	8	113	24	153	
	継続		(1)																(1)	
2サイクル (5/8~6/2)	件数						2	2	1					7	13	3	1	29		
	個数						2	2	15					7	33	63	27	149		
	継続		(1)																(1)	
3サイクル (6/12~7/7)	件数		1				7	1						8	15	11	1	44		
	個数		1				8	1						9	16	271	27	333		
	継続		(1)																(1)	
4サイクル (7/17~8/11)	件数		1				6		1			1		7	17	6	1	40		
	個数		1				6		2			1		7	18	157	27	219		
	継続		(2)																(2)	
5サイクル (8/21~9/15)	件数		1				2	2	3					5	6	3	1	23		
	個数		1				2	5	17					5	7	51	27	115		
	継続		(1)																(1)	
6サイクル (9/25~10/20)	件数						3	4	1		1			18	16	12	1	56		
	個数						3	8	1		1			20	17	443	33	526		
	継続		(1)																(1)	
7サイクル (10/30~11/24)	件数		1				12	1	1		1	1		1	22	25	11	1	77	
	個数		1				14	5	1		2	1		1	22	76	360	27	510	
	継続																		(0)	
サイクル合計	件数	0	4	0	0	0	33	10	7	1	2	2	0	1	72	100	51	7	290	
	個数	0	4	0	0	0	36	21	36	1	3	2	0	1	76	175	1458	192	2005	
	継続	(0)	(7)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(7)	

第3.2.3表 JRR-4における照射実績（平成18年度）

月	照射孔	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					1	6			3		10
	個数					20	9			6		35
	継続											(0)
5	件数		1	1		1	13	1		4	1	22
	個数		1	1		4	27	1		11	1	46
	継続											(0)
6	件数					1	12	2	1	3	1	20
	個数					15	23	2	1	8	2	51
	継続											(0)
7	件数			1		1	11	3		4	5	25
	個数			1		10	16	3		6	107	143
	継続											(0)
8	件数					1	18	4	2	4	4	33
	個数					8	25	4	3	8	44	92
	継続											(0)
9	件数					1	10	3	1	2	5	22
	個数					15	15	5	1	3	41	80
	継続											(0)
12	件数				1	1	28	4	4	3	22	63
	個数				1	11	37	4	4	9	141	207
	継続											(0)
1	件数	7	1			3	34	5	4	4	12	70
	個数	8	1			16	48	9	4	11	114	211
	継続											(0)
2	件数	1		1	2	6	29	4	5	4	14	66
	個数	1		1	2	25	48	4	5	12	68	166
	継続											(0)
3	件数	1					3			1	2	7
	個数	1					4			3	16	24
	継続											(0)
全月 合計	件数	9	2	3	3	16	164	26	17	32	66	338
	個数	10	2	3	3	124	252	32	18	77	534	1055
	継続	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	(0)

第3.2.4表 平成18年度JRR-3炉心領域キャプセル照射概要

サイクルNo. (R3-18-**) 日付 (定格出力運転時間)	01 4/4~4/28 (601.5h) 研究炉技術課 17-06~ RGM-70 A0 -0.06%	02 5/8~6/2 (601.5h)	03 6/12~7/7 (601.5h)	04 7/17~8/11 (601.5h)	05 8/21~9/15 (601.5h)	06 9/25~10/20 (601.5h)	07 10/30~11/24 (601.5h)
RG-1				(7サイクル 4210.5hr)			
RG-2							
RG-3			照射技術課 RGM-78 SUS -0.30% (2サイクル 1203.0hr)	照射技術課 (G, V) 再照射 RGR-79 Ir -0.19%	照射技術課 (G, V) 再照射 RGM-76H Fe -0.37% (3サイクル 1804.5hr)		東北大学 (G) RGM-77H A0203 ◎
RG-4							
BR-1							
BR-2							
BR-3							
BR-4							
VT-1						照射技術課 RGM-132 Ir RGM-133 Ir -0.21%	照射技術課 RGM-134 Ir RGM-135 W03 ※ ◎
SH-1							
DR-1							大学共同利用開放研究室 DRM-03 Mn+A0 ※
備考							
備							

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18年度JRR-3炉心領域キャプセル照射一覧

キャプセル名称	照射依頼元	照射試料	キャプセル構造	計装	温度制御	照射孔	照射量※ (μcm^2)	照射サイクル (照射期間)	照射温度 ($^{\circ}\text{C}$)	キャプセル反応度 ($\% \Delta k/k$)
RGM-70	研究炉技術課	Al	1重気密	—	—	RG-1	3.03×10^{21} 1.52×10^{21}	17-06~18-05 (7サイクル)	—	-0.06
RGM-78	照射技術課	SUS	2重気密	—	—	RG-3	8.66×10^{20} 4.33×10^{20}	18-03~18-04 (2サイクル)	—	-0.30
RGM-76H	照射技術課	Fe	1重気密	K T/C 12本	混合ガス制御 真空制御	RG-4	1.30×10^{21} 6.50×10^{20}	17-07 18-05~18-06 (3サイクル)	400	-0.37
RGR-79	(株)千代田テクノ	Ir	1重気密	—	—	RG-4	4.33×10^{20} 2.17×10^{20}	18-04 (1サイクル)	—	-0.19
VTR-132	(株)千代田テクノ	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10^{20} 4.33×10^{20}	18-06 (1サイクル)	—	—
VTR-133	(株)千代田テクノ	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10^{20} 4.33×10^{20}	18-06 (1サイクル)	—	-0.21
VTR-134	(株)千代田テクノ	Ir	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10^{20} 4.33×10^{20}	18-07 (1サイクル)	—	—
VTR-135	研究炉技術課	WO ₃	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10^{20} 4.33×10^{20}	18-07 (1サイクル)	—	-0.33
RGM-77H	東北大学	Al ₂ O ₃	1重気密 2重気密	K T/C 4本	混合ガス制御	RG-3	4.33×10^{20} 2.17×10^{20}	18-07~ (1サイクル)	440	—
DRM-03	大学共同利用 開放研究室	Mn+Al	1重気密	—	—	DR-1	6.50×10^{19} —	18-07 (1サイクル)	—	—

※上段：熱中性子照射量

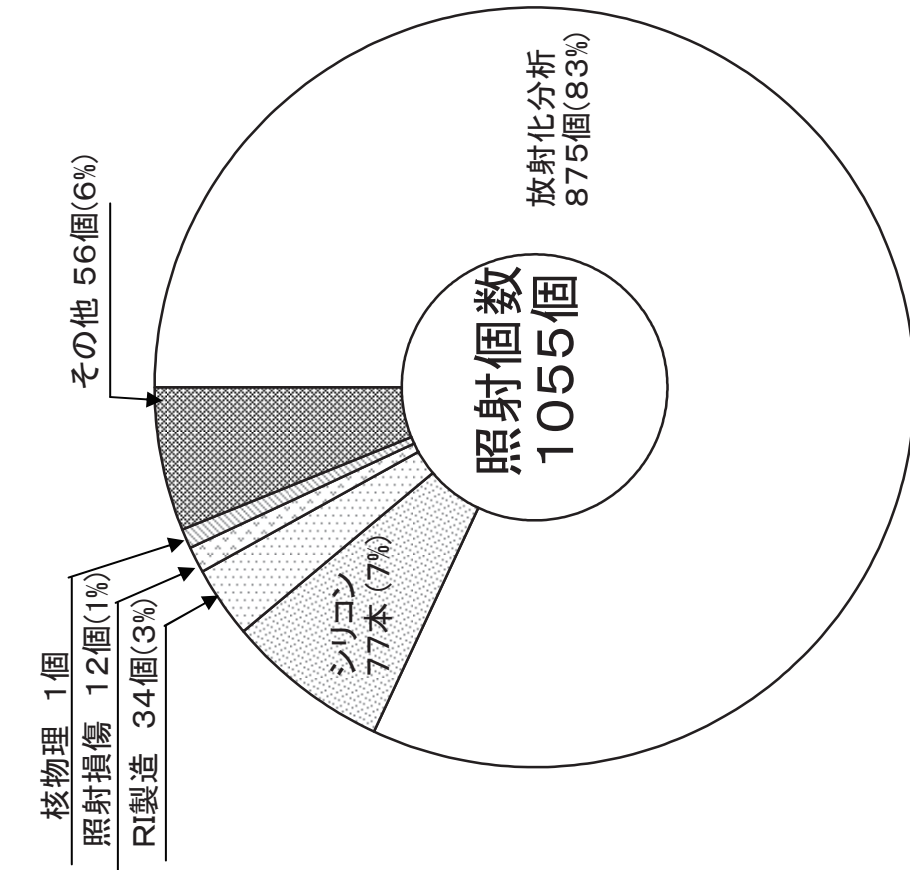
下段：高速中性子 (>1MeV) 照射量

第3.2.6表 シリコン照射実績（平成18年度）

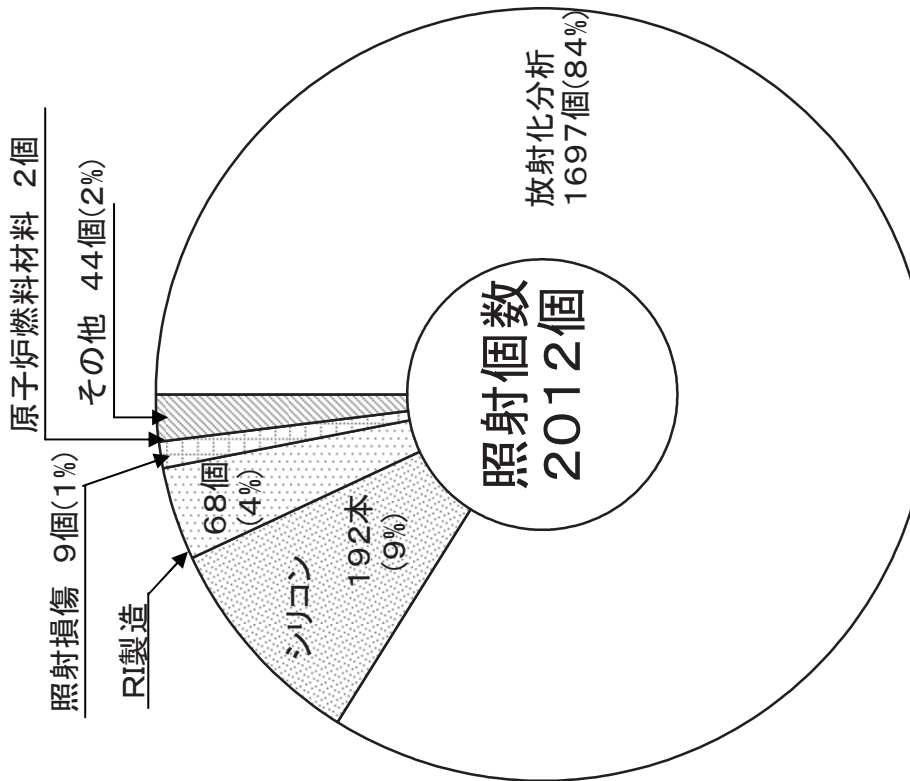
サイクル	JRR-3(SI-1)	
	本数	重量(kg)
1	24	457.445
2	27	464.443
3	27	583.234
4	27	550.127
5	27	469.615
6	33	618.975
7	27	591.341
小計	192	3,735.2

月	JRR-4(Nパイプ)	
	本数	重量(kg)
4	8	66.286
5	11	115.698
6	6	62.901
7	6	60.268
8	8	70.651
9	3	31.084
12	11	94.932
1	12	103.511
2	12	106.431
3	—	—
小計	77	711.8

JRR-3,4合計 269 本
 4,446.9 kg



JRR-4



JRR-3

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(2,897 件・日)、所外利用 736 件(3,441 件・日)で合計 1,203 件(6,338 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 103 件(159 件・日)、所外利用 63 件(68 件・日)で合計 166 件(227 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 6,565 件・日であった。

3.3.1 JRR-3 における実験

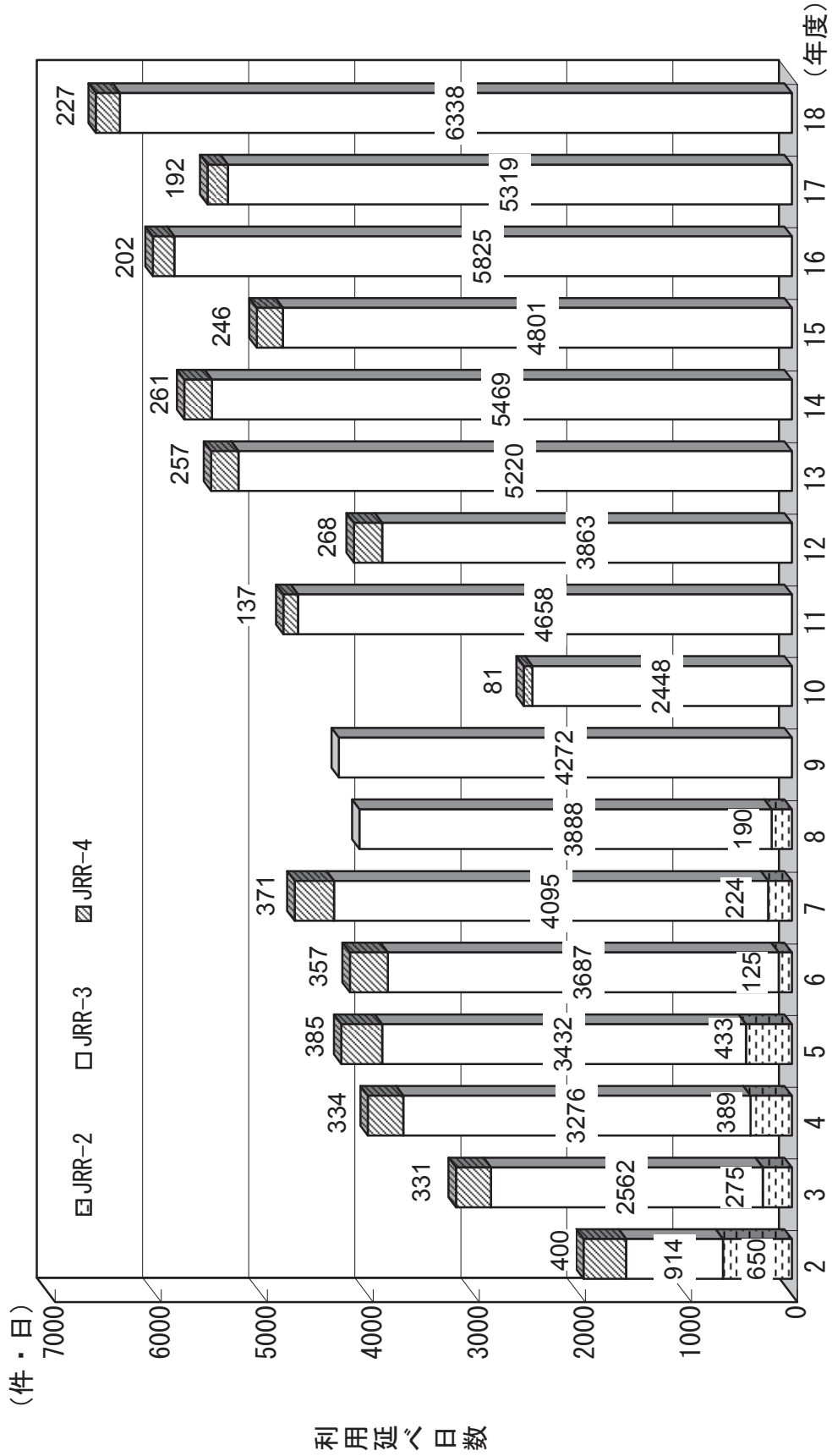
中性子散乱実験では、中性子回折装置や中性子分光器を用いてナノ材料の構造・機能の解明、電池材料等エネルギー関連材料、磁性材料、超伝導材料、高分子材料及びタンパク質等生体物質の機能や構造解明のための実験が行われた。また、民間企業による残留応力測定や工業製品の結晶構造解析等も実施された。

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、現在も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。

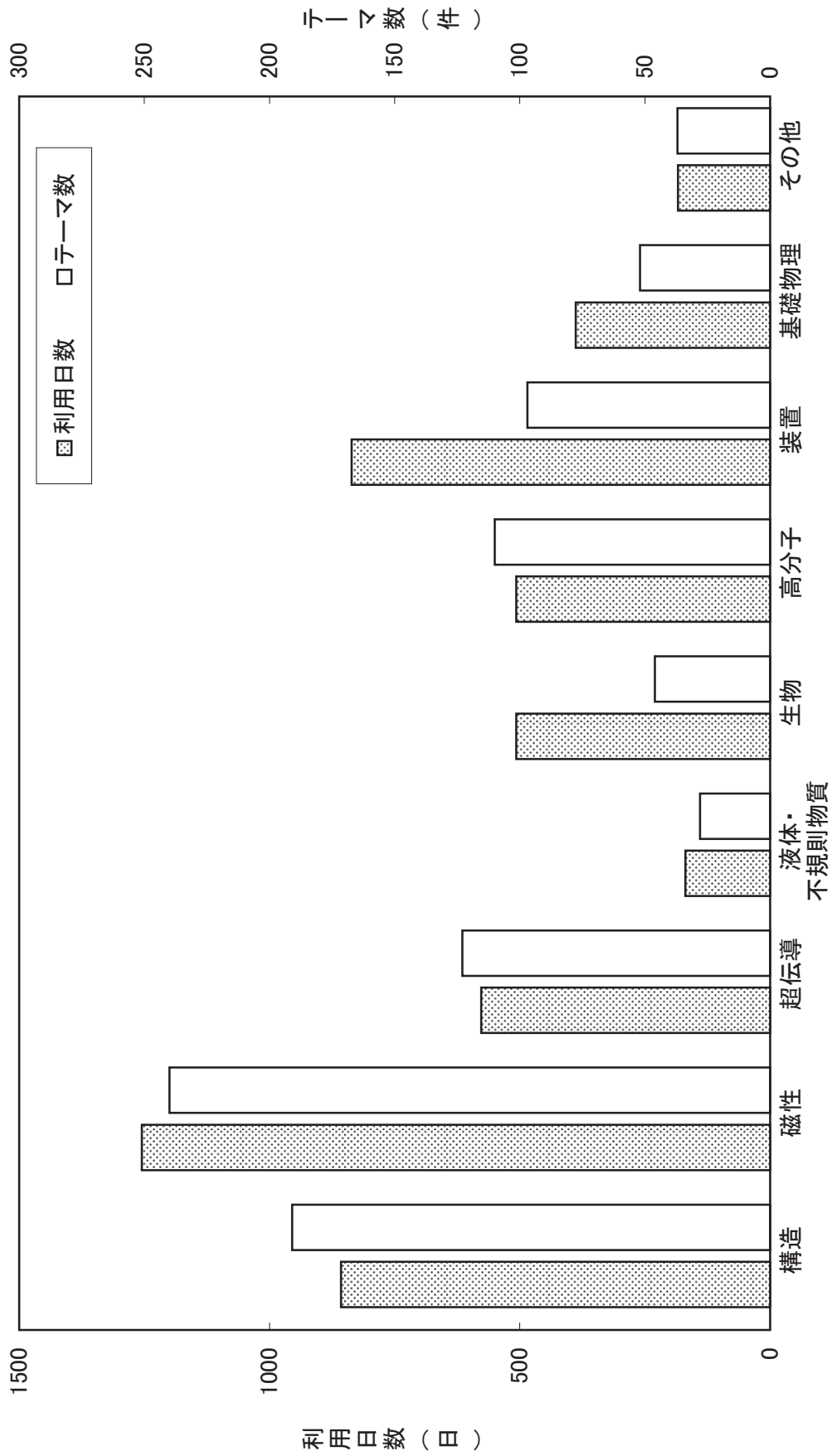
中性子ラジオグラフィ実験（NRG）では、高速ビデオカメラ、冷却型 CCD 及び SIT 管カメラを用いて固気二層流の定量評価、非破壊試験法の開発、新型電池用材料の開発及び中性子産業利用技術の開発を目的とした各種実験が実施された。また、フィルム法では植物や生体組織の画像解析が実施された。

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。

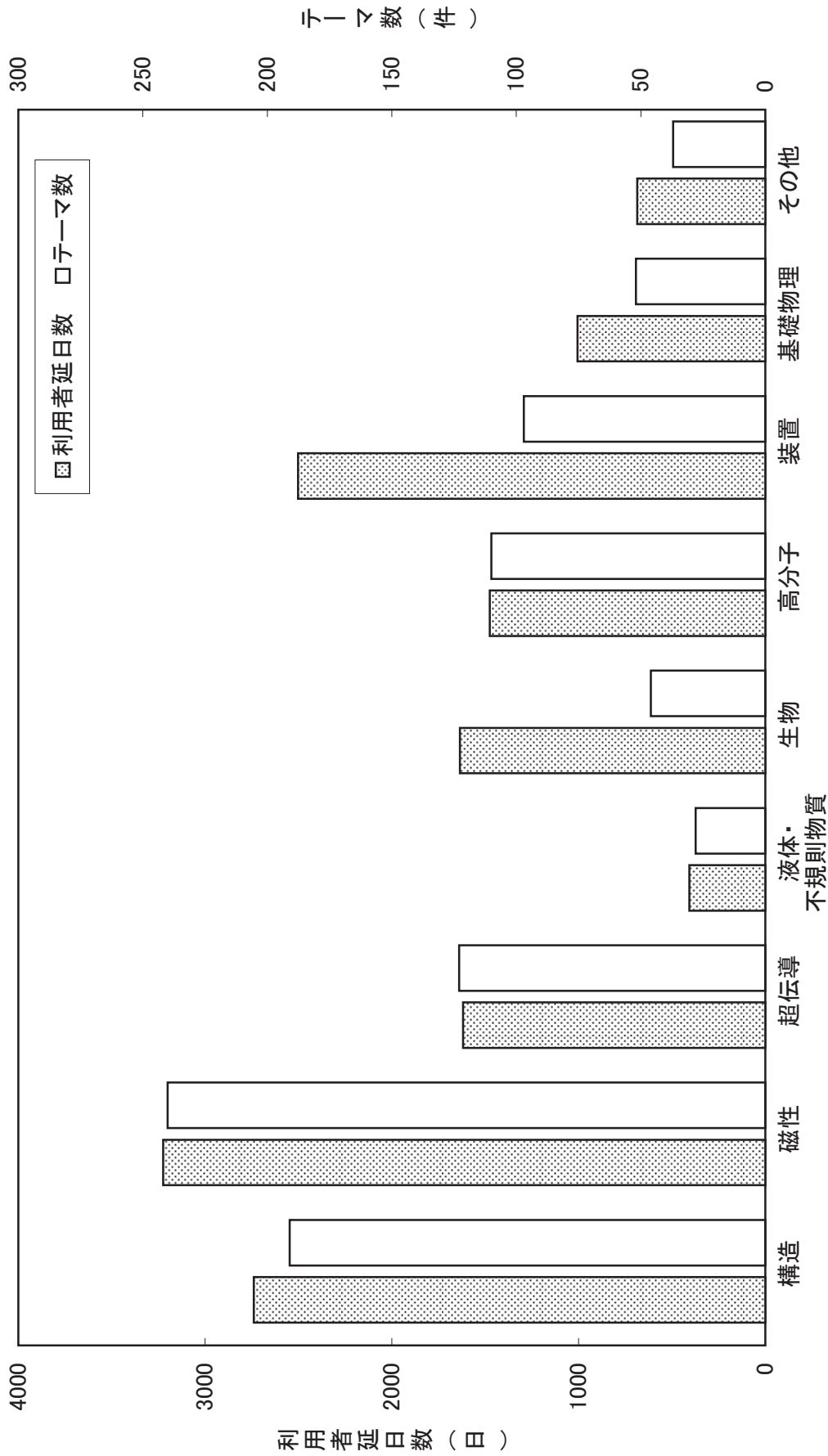
平成 18 年度の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、所内 8,887 人・日、所外（ほとんどが大学関係）10,387 人・日で合計 19,274 人・日の実績であった。



第3.3.1図 研究炉における実験利用状況



第3.3.2図 中性子散乱実験分野別利用状況 (I)



第3.3.3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・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、中性子捕捉療法臨床研究（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 566 人・日、所外 197 人・日で合計 763 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、平成 16 年度より実験が開始された高度化軽水炉燃料安全技術調査の一環で行われている、プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料（MOX 燃料）を対象とした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、その内の 1 実験は、平成 17 年度に製作した新型カプセルである高圧水カプセルを用いた実験を行った。また、未照射実験においても、定期点検を挟み合計 9 実験を実施し、そのうち 1 実験は、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（圧力センサー）のノイズを調べる特性試験を行った。

3.3.4 タンデム加速器における実験

(1) 利用概況

平成 18 年度のタンデム加速器の全体的な利用申込状況は第 3.3.1 表の通りで、ほぼ近年の状況と同じである。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 20 日は主に TRIAC 関係のイオン源とタンデム加速器開発の実験である。また、利用形態では第 3.3.3 表に示す通りである。利用形態は 18 年度から変わり、協力研究は無くなり、施設共用と共同研究及び機構内利用の 3 形態になった。共同研究には TRIAC を用いた共同研究も含まれる。共同研究の利用日数が例年より増えている。

第 3.3.1 表 平成 18 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	4
共同研究・施設共用	35
実験課題申込件数	40
所外・機構外利用者延べ人数	219
所内・機構内利用者延べ人数	232
利用機関の数	41

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	83	41.3	27
核化学	29	18.4	13
原子・固体物理・照射効果	69	33.5	44
加速器開発	20	10.0	18
合計	201	100	93

第 3.3.3 表 利用形態毎の利用件数と比率

利用形態	利用日数	利用率 [%]
施設共用	45	22.4
共同研究	90	44.8
共同研究 (TRIAC)	46	22.8
所内・機構内単独利用	20	10.0

(2) 研究分野別発表件数

研究分野別の発表件数を第 3.3.4 表 に示す。

第 3.3.4 表 研究分野別発表件数

研究分野	論文掲載件数	関連刊行物等	学会・研究会口頭発表
核物理	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

- ・ ビームエネルギーを短時間に変えることができるブースターの特徴を活かすことにより、 $Z=114,115$ の超重元素合成の基礎データとなる $^{76}\text{Ge}+^{208}\text{Pb}$ 及び ^{209}Bi 反応の核融合障壁分布を測定した。
- ・ $^{34}\text{S}+^{238}\text{U}$ 反応断面積を測定し、サブバリア領域のビームエネルギーによる超重核合成の可能性を見出した。
- ・ TRIAC からの ^8Li ビームを用いて、天体核反応で重要となる低エネルギー領域における $^8\text{Li}(d,t)$ 反応率を測定した。
- ・ 核分光による核構造研究では、これまでに確認されたウラン同位体の中で最も重い ^{242}U の励起構造を確立した。
- ・ 多重ガンマ線検出装置 (GEMINI-2) を利用し、TRIAC を用いた放射性核種のクーロン励起の予備実験を行い、Zr, Xe 同位体の多重クーロン励起実験により低励起準位構造を明らかにした。

2) 核化学

原子番号 104 のラザホージウム Rf を $^{248}\text{Cm}(^{18}\text{O},5n)^{261}\text{Rf}$ 反応で合成し、シングルアトムレベルでの化学的性質を、逆相クロマトグラフ法で調べた。

3) 固体物理・原子物理・照射効果研究

- ・ 軽水炉燃料中の微細組織形成過程を解明するために、 UO_2 模擬物質である CeO_2 への高エネルギーXe イオン照射を行い、電子顕微鏡観察による表面組織変化およびX線回折測定による結晶性劣化挙動などについて情報が得られている。
- ・ 圧力容器鋼モデル合金である Fe-Cu 合金において、照射領域と非照射領域との硬さの差が存在することを利用した照射領域の空間マッピング技術の開発が進められた。
- ・ TRIAC からの短寿命核種イオン $^8\text{Li}(T_{1/2}=0.84\text{sec})$ のビームを用いて、超イオン電導体 LiAl、LiGa、LiIn 中の Li イオンの拡散係数を系統的に直接測定した。
- ・ 物質中の高速イオンの挙動を調べるため、入射エネルギー 2.0MeV/u の S イオンが極薄い炭素薄膜 ($0.9\text{--}10.0\ \mu\text{g/cm}^2$) を通過した後の多価 S イオンの電荷分布測定を継続している。

4) 加速器開発

加速器開発の実験成果については 4.5 で述べる。

(4) 参考資料 [実験装置一覧]

第 3.3.5 表はタンデム加速器施設で利用されている実験装置である。

第 3.3.5 表 タンデム加速器施設の主な実験装置

ターゲット室	ビームライン	実験装置名	装置の概要・利用目的
軽イオンターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	L-1	照射チェンバー	固体材料への均一照射（大口徑試料照射可能）
	L-2	照射チェンバー	固体材料への均一照射 （室温から 1200 度℃まで試料温度まで可変）
	L-3	重イオンスペクトロメーター(ENMA)	重イオン核反応生成粒子を高分解能で検出できる角分布測定装置
	L-4	照射チェンバー	固体材料への均一照射（極高真空装置）
第 2 重イオンターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-1	低温照射チェンバー、照射チェンバー	固体材料への均一照射 （極低温から数 100 度℃まで試料温度可変）
	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置	入射イオンビームからの電子分光用 0 度電子分光装置で原子物理用
ブースターターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-3 BA	照射チェンバー、核分光測定装置	高エネルギーイオン単純照射、核分光研究用ガンマ線測定装置
	H-3 BB	反跳生成核分離装置 (RMS)	核反応で 0 度方向付近に放出される生成粒子の高性能質量分離装置
	H-3 BC	多重ガンマ線検出装置	ビームによる核反応で生成される多重ガンマ線を測定する核分光実験装置、
第 1 重イオンターゲット室 〔第 2 種管理区域〕	H-4	現在使用していない	
	H-5	現在使用していない	レーザー核分光用装置設置中
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 で照射した土壌、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料や半導体材料中微量元素の放射化分析、放射化分析試料の作製や開封・化学処理等が実施された。また、実験室 1 では保安管理部業務課主催による出入業者を対象とした放射線作業の基礎教育実習、(財)放射線計測協会主催による原子力関係の職場で働く方々を対象とした放射線管理入門講座・放射線管理計測講座の教育実習の場としても活用された。

平成 18 年度に実施された実験項目は 7 件、実験延べ日数は 138 日であった。

(2) JRR-3 実験室

JRR-3 実験室では、気送管照射設備で照射した土壌、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、半導体材料、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、鉱物のフィッシュン・トラック年

代測定用試料の作製が行われた。その他としては実験や照射設備特性測定の際に用いたフラックスモニターの開封・測定が実施された。

平成 18 年度に実施された実験項目は 30 件、実験延べ日数は 146 日であった。

(3) JRR-4 実験室

JRR-4 実験室では、気送管や水力照射設備で照射した土壌、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、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、鉍物のフィッション・トラック年代測定用試料の作製、鉛ビスマス合金中に生成されるポロニウムの挙動に関する研究が実施された。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 18 年度に実施された実験項目は 31 件、実験延べ日数は 103 日であった。

3.3.6 医療照射

平成 18 年度の医療照射は、JRR-4 において 34 回実施された。脳腫瘍治療、頭頸部腫瘍等への照射であった。これらの照射はいずれも順調に終了した。なお、第 3.3.6 表に平成 18 年度に実施された医療照射の概要を示す。

3.3.7 動物実験

平成 18 年度の動物実験は、JRR-4 において 9 回実施された。内訳は、マウス実験が 8 回、ラット実験が 1 回であった。

また、RI 製造棟では、施設共用化を目指す一環として、照射小動物飼育実験を行うための施設整備を行った。これは、JRR-4 で行われている小動物を用いた中性子捕捉療法評価のための照射実験について、長期間にわたって飼育観察実験を実施する目的で進められた。

照射小動物を放射性同位元素として扱うため、施設改修を含めた放射性同位元素使用変更手続きを行い、それに基づいて改修工事を行った。工事完了後には、施設検査を経て、「RI 製造棟における実験用小動物の実験要領」を作成し、平成 18 年度中に実験を開始できる状態に整備を完了させた。

第 3.3.6 表 JRR-4 医療照射実績

実施		患者	病名	実施		患者	病名
回	年月日			回	年月日		
1	18. 4. 4	女・日本	頭頸部腫瘍	18	18. 12. 5	女・日本	脳腫瘍
2	18. 4. 4	男・日本	頭頸部腫瘍	19	18. 12. 5	女・日本	脳腫瘍
3	18. 4. 11	男・日本	頭頸部腫瘍	20	18. 12. 12	男・日本	頭頸部腫瘍
4	18. 4. 26	男・日本	頭頸部腫瘍	21	18. 12. 19	女・日本	脳腫瘍
5	18. 4. 26	男・日本	頭頸部腫瘍	22	18. 12. 26	男・日本	脳腫瘍
6	18. 5. 2	男・日本	脳腫瘍	23	19. 1. 16	男・日本	頭頸部腫瘍
7	18. 6. 13	女・日本	頭頸部腫瘍	24	19. 1. 16	女・日本	脳腫瘍
8	18. 6. 13	男・日本	肺肉腫	25	19. 1. 23	男・日本	脳腫瘍
9	18. 6. 27	男・日本	脳腫瘍	26	19. 1. 23	女・日本	頭頸部腫瘍
10	18. 7. 11	女・日本	頭頸部腫瘍	27	19. 1. 30	女・日本	脳腫瘍
11	18. 7. 19	女・日本	頭頸部腫瘍	28	19. 2. 20	男・日本	頭頸部腫瘍
12	18. 7. 19	女・日本	脳腫瘍	29	19. 2. 20	女・日本	頭頸部腫瘍
13	18. 7. 25	男・日本	脳腫瘍	30	19. 2. 27	女・日本	頭頸部腫瘍
14	18. 7. 25	女・日本	髄膜腫	31	19. 2. 28	男・日本	頭頸部腫瘍
15	18. 8. 22	女・日本	頭頸部腫瘍	32	19. 2. 28	女・日本	頭頸部腫瘍
16	18. 8. 29	男・日本	肺肉腫	33	19. 3. 27	男・日本	頭頸部腫瘍
17	18. 9. 5	女・日本	髄膜腫	34	19. 3. 27	女・日本	頭頸部腫瘍

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 18 年度の JRR-3 照射利用施設の施設定期自主検査を、平成 18 年 11 月 27 日から平成 19 年 3 月 16 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おいて、機器作動検査、主要機器の校正検査、インターロック検査等を実施し、異常の無いことを確認した。

(2) 保守・整備

JRR-3 照射設備において平成 18 年度には、以下の保守・整備を実施した。

1) 気送照射設備の循環ブロワー分解点検

気送照射設備の PN-1 及び PN-2 で使用している循環ブロワーは、照射系内の窒素ガスを循環し、集合弁の切り換えにより試料の炉心照射位置への挿入及び試料の冷却、そして一定時間経過後、炉心からの試料の取出しを行うためのものである。この循環ブロワーは 5 年間隔で分解点検を実施しており、今年度はその時期にあたることから実施した。

分解点検では、ローター・シャフト外観点検、ベアリング、オイルシール、ガスケット及び O リング類等の交換、センタリングの確認を行った。その後、試運転では、振動測定、聴音確認、各部の温度測定、回転速度確認を行い、所定の性能を満足し正常に作動することを確認した。また、PN-1 循環ブロワーは異音の発生により、平成 18 年 6 月に予備の電動機と交換し、PN-2 循環ブロワーについては長期間使用しているため、平成 19 年 1 月に電動機を更新した。取外した電動機は予備として保管している。

2) 中性子導管用真空ポンプの吸着剤（モレキュラーシーブ）交換

中性子導管用真空ポンプの吸気口側にはフォアライントラップが取付けられており、吸着剤が充填されている。これにより真空ポンプから逆流する油蒸気を吸着除去し、清浄な真空を得ることができる。吸着剤は、機械的振動や吸着剤自体の膨張、収縮の繰り返しを受け一定期間の使用を経て粒状から粉末状になり、目詰まりを起し排気性能が損なわれる。吸着剤の充填は平成 12 年以降実施していないことから、今年度吸着剤の充填を行った。中性子導管用真空ポンプは、炉室に 2 台、実験利用棟ガイドホールに 7 台設置されているが、全ての吸着剤の充填を行った。

3) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（以下「CNS」という。）の運転は、原子炉の運転に合わせて 7 サイクルを実施した。各サイクルにおける運転は安定したものであった。

CNS の保守・整備は、本体設備については安全弁、遠隔操作弁の点検及び警報設定器等の更新を実施した。また、真空断熱層のガス分析装置を更新した。ヘリウム冷凍設備については、オイルポンプ、冷却水ポンプ、手動弁等の点検を実施した。また、圧縮機吐出弁開度計を耐震型に変更した。各々の設備点検終了後、総合機能試験を実施し、各機器が正常に作動することを確認した。

3.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

平成 18 年度に JRR-4 は 37 週（サイクル）の運転が実施された。4 月 20 日に、原子炉起動前点検時に微調整棒（C5）用モータドライブの不具合が発生し、当日の運転が中止となった。

本年度の施設定期自主検査は、平成 18 年 9 月 19 日から平成 18 年 12 月 1 日までの期間実施された。また、平成 19 年 3 月 5 日から平成 19 年 3 月 23 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) 簡易照射筒設備 T パイプ（水力照射設備）

T パイプ及び制御盤の外観検査、作動試験、制御盤の絶縁抵抗測定、T パイプ用の線量計（3 台）の点検を行い正常であることを確認した。

2) 簡易照射筒設備 S,D,N パイプ

S,D,N パイプ及び制御盤の外観検査、作動試験、制御盤の絶縁抵抗測定、S,D,N パイプ用ホルダーの点検を行い正常であることを確認した。

3) 気送管照射設備

気送管及び制御盤の外観検査、作動試験、制御盤の絶縁抵抗測定、気送管用の線量計の点検を行い正常であることを確認した。

4) プール（実験設備） 簡易照射筒

照射筒の外観検査を行い正常であることを確認した。

5) プール（実験設備） 即発γ線分析装置

中性子導管及び制御盤の外観検査、作動試験、制御盤の絶縁抵抗測定を行い正常であることを確認した。

6) 中性子ビーム設備

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

7) 冷却水循環ループ

配管、ポンプ及び操作盤の外観検査、ポンプの作動試験、ポンプ及び操作盤の絶縁抵抗測定、配管、ポンプの漏洩検査を行い正常であることを確認した。

8) 散乱実験設備

遮へいシャッター、遮へいドアの外観検査を行い正常であることを確認した。

9) 医療照射設備

照射台、ガス供給装置、BNCT 用生物監視装置等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) 照射設備等の保守・整備

1) 簡易照射筒設備 S,D,N パイプ

簡易照射筒設備で照射したシリコン試料を原子炉プールから取り出すための試料取出機の昇降機構部分に不具合が発生した。原因は、試料取出機の昇降機構のウインチワイヤーロープが磨耗したためであった。同ワイヤーロープの交換と、昇降機構のウインチと案内ローラの位置

調整の修理を行い、昇降機構の作動が円滑であることを確認した。

2) 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に不具合が発生し、中性子導管の旋回動作に支障をきたしていた。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、中性子導管の旋回動作が正常であることを確認した。

3) 医療照射設備

医療照射用照射台のカート部分に歪みが発生し、照射台とカートの着脱動作を行う際に、リミット機構が作動し着脱動作を行えない状態となった。歪んだカートの加工調整を行い、正常に着脱動作することを確認した。

医療照射を行う際、血液中のホウ素濃度測定に使用する ICP 発光分光分析装置とデータ処理部の通信に不具合が生じたため修理を行った。同分析装置データ処理部の交換を行い、ICP 発光分光分析装置とデータ処理部の通信が正常に行われたことを確認した。

(3) 実験室の保守整備

1) 放射化分析装置の点検

実験室に設置されている放射化分析装置の、定期自主点検を実施した。主な点検内容は、高圧電源、アンプ、アナログデジタルコンバータ（ADC）、多重波高分析器（MCA）等測定系の点検調整及び各検出器の分解能・検出効率測定等である。また、自動試料交換装置放射化分析装置用オートサンプルチェンジャーに三つの不具合が生じていたため修理を行った。一つ目は、同装置の電源投入後の初期状態においてロボットソレノイドが動作不良であった。ロボットソレノイド本体に使用されているパッキンを交換した。二つ目は、鉛遮へい体電動扉開閉機構の停止位置のずれであった。電動扉の停止位置のずれについては位置決め用リミットスイッチの位置調整を行った。三つ目は、自動測定時の異常停止であった。対策としては、シーケンサデータを再インストールし、諸調整を行った。これらの三つの調整後、自動試料交換装置放射化分析装置用オートサンプルチェンジャーの自動運転を行い、正常に作動することを確認した。

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 18 年度の NSRR の定期自主検査は、平成 18 年 9 月 11 日から平成 18 年 11 月 30 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

懸吊室及び胴部のしゃへい体について目視により外観検査を行い、昇降装置、ロードセル等については作動検査、校正検査、動作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) カプセル装荷装置 B 型

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

① 大気圧水カプセル用

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

② 高圧水カプセル用

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

3) セミホットケーブル上部台座

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

4) セミホットケーブル

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

5) セミホットセル

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

6) 貯留タンク設備

貯留タンク本体についてろ過水の水頭圧による漏えい検査を行い、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。

7) グローブボックス

グローブボックス本体及びグローブについて目視により外観検査を、機器、装置については作動検査を、制御盤については絶縁抵抗検査を行いそれぞれ異常のないことを確認した。

8) フード

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

H-3 (カプセル解体用フード; 原子炉棟地下1階) の本体及びグローブについて目視による外観検査を、負圧計については校正検査を、操作盤については絶縁抵抗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) 燃料輸送容器の操作盤の改良

前年度、ノイズ対策として操作盤内に遮蔽板の設置、駆動モータノイズ吸収素子の設置、ロードセル表示器の電源及び信号線分離の改造を行ったが、その後も操作中のタイミング等によりノイズの影響を受け、運転が停止することがあったため、制御リレーをノイズキラー付リレーに交換することによるノイズ対策を行った。リレー交換後、操作盤内の改造回路について絶

縁抵抗測定を行い正常であることを確認した後、燃料輸送容器用懸吊機と操作盤を接続し、手動運転に関しては、繰り返し作動させ且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、ロードセル表示器においても、操作／運転中の表示状態も安定しており十分な効果のあることを確認した。

2) 燃料輸送容器本体の除染作業

輸送作業の回数を重ねることにより輸送容器内部の放射能汚染が激しくなっているため、外部への放射能汚染を防止し、今後の輸送作業を安全に行うために、ホット試験施設管理部実用燃料試験施設試験棟の除染作業用設備を借用し、輸送容器を分解して内部の除染作業を行った。除染後の汚染結果はスミヤ法によりバックグラウンドのレベルまで除染することができた。

3) 実験データ収録装置の更新

現在使用しているデータ収録装置は、経年劣化等に伴い個々のアンプ及び信号ケーブル等が使用不能な状態の物が徐々に出てきている。新たに高圧水カプセル実験を開始したことを機会に、より良い実験データを取得するためにデータ収録装置一式（データアンプ、信号ケーブル、データ収録装置）を更新した。

3.5 施設共用

3.5.1 炉内中性子照射等専門部会

当専門部会が対象とする共用施設は燃料・材料照射や放射化分析等を目的とする照射利用及び照射後試験のための施設で、JRR-3、JRR-4、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18年度の活動は、平成18年度（下期）及び平成19年度（上期）に係る専門部会を東京事務所でそれぞれ7月4日（火）、2月5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（下期）及び平成19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については下期分8件（JRR-3:2件、JRR-4:6件（JRR-3利用分1件を含む）、常陽:1件）、上期分5件（JRR-3:2件、JRR-4:4件（JRR-3利用分2件を含む）、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それぞれ1件、0件であった。

今後の課題として特にないが、委員から利用拡大について継続的に努力するよう要望があった。

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18年度の活動は、平成18年度（下期）及び平成19年度（上期）に係る専門部会を東京事務所でそれぞれ7月19日（水）、2月16日（金）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（下期）及び平成19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については下期分36件（JRR-3:34件、JRR-4:2件）、上期分49件（JRR-3:47件、JRR-4:2件）に対して、上期分1件を除き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それぞれ7件、9件であった。

今後の課題として、新たな研究を始めるための中性子ビーム利用装置の提案、装置の高性能化、装置の再配置などについて計画的な整備を進める必要があるとの提言があった。

研究設備に関する報告においては、大学が新たにJRR-3ビームホールに設置する小型収束型中性子小角散乱装置（mf-SANS）などに関する報告があった。

3.5.3 タンDEM加速器専門部会

(1) 第2回タンDEM加速器専門部会

平成18年度下期施設共用課題の公募が産学連携推進部により実施され、21日の応募があった。内訳は第3.5.1表の通りである。第2回タンDEM加速器専門部会は平成18年7月14日に開催された。

施設共用の成果公開型7課題、成果非公開型2課題があった。課題審査では成果公開型につ

いて口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果、非公開型を含む全 9 課題が採択され、採択日数は要求通り 21 日となった。

(2) 第 3 回タンデム加速器専門部会

平成 19 年度上期施設共用課題の公募が産学連携推進部により実施され、30 日の応募があった。

内訳は第 3.5.2 表の通りである。第 3 回タンデム加速器専門部会は平成 18 年 12 月 22 日に材料物性・照射効果分野、12 月 25 日に核物理・核化学分野について開催された。

課題審査では応募のあった施設共用の成果公開型 8 課題、成果非公開型 2 課題について口頭説明を含めた審査を行った。審議の結果、成果非公開型 2 課題を含む全 10 課題が採択され、採択日数は 24 日となった。

(3) 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〕

19 年度共同研究・自己使用枠研究課題について、タンデム加速器専門部会の専門委員に出席を依頼し、課題審査会を行った。

自己使用枠課題の審査会では申込のあった 24 課題〔第 3.5.3 表参照〕の審査を行った。

(4) 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〕

19 年度 TRIAC を用いた KEK との共同研究は、タンデム加速器大整備に伴いこれまでの年間 50 日から、年間 40 日に枠を縮小して割り当てられた。

タンデム加速器専門部会に報告された 19 年度の課題の採択結果は、実験が 5 課題 35 日、開発が 5 日であった〔第 3.5.3 表参照〕。

第 3.5.1 表 平成 18 年度下期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〕	採択日数 〔日〕
06B-D01	非公開	L-2	照射チェンバー	0.5	0.5
06B-D02	非公開	L-2	照射チェンバー	0.5	0.5
06B-D03	公開	L-2	照射チェンバー	4	4
06B-D04	公開	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置	6	6
06B-D05	公開	H-1	照射チェンバー	2	2
06B-D06	公開	H-3-BB	反跳核実験装置	4	4
06B-D07	公開	R-2	一種照射チェンバー	1	1
06B-D09	公開	H-1	照射チェンバー	2	2
06B-D10	公開	R-2	一種照射チェンバー	1	1

第 3.5.2 表 平成 19 年度上期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〕	採択日数 〔日〕
2007A-D01	公開	H-1	照射チェンバー	2	2
2007A-D02	公開	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置	4	3
2007A-D03	公開	H-1	照射チェンバー	2	2
2007A-D04	公開	R-1	オンライン同位体分離器	5	4
2007A-D05	公開	H-3-BB	反跳核実験装置	3	3
2007A-D06	公開	R-2	一種照射チェンバー	1	1
2007A-D08	公開	L-2	照射チェンバー	4	3
2007A-D09	公開	R-1	オンライン同位体分離器	5	2
2007A-D10	非公開	L-2	照射チェンバー	2	2
2007A-D11	非公開	L-2	照射チェンバー	2	2

第 3.5.3 表 平成 19 年度タンデム加速器共同研究・自己使用枠課題

固体物理			
2007SC01	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
2007SC02	知見康弘	安全研究センター	Fe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
2007SC03	左高正雄	原子力基礎工学部門	重粒子線の材料中の動的過程
2007SP01	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
2007SP02	石川法人	原子力基礎工学部門	溶融飛跡形成による照射損傷の損傷評価法の研究
2007SP03	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			
2007NC01	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
2007NC02	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
2007NC03	小泉光生	原子力基礎工学部門	Xe核における構造進化の研究
2007NC04	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
2007NC05	塚田和明	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
2007NC06	浅井雅人	先端基礎研究センター	Cf標的を用いた超重核の α - γ 核分光
2007NC07	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
2007NC08	西中一郎	先端基礎研究センター	アクチノイドターゲット重イオン融合核分裂における核分裂片角度異方性異常
2007NC09	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
2007NC10	光岡真一	先端基礎研究センター	重イオン融合反応における密着融合の検証
2007NC11	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
2007NC12	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
2007NC13	石井哲朗	先端基礎研究センター	Cf標的を用いた超重核のインビーム核分光
2007NC14	石井哲朗	先端基礎研究センター	インビーム核分光による超重核研究のための測定器の開発
2007NC15	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
2007NC16	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
2007NP01	牧井宏之	先端基礎研究センター	RIイオントラップ装置の開発
2007NP02	西尾勝久	先端基礎研究センター	中性子数126の閉核を有するアクチノイド原子核の合成
TRIAC			
RNB-07J01	小泉光生	原子力基礎工学部門	不安定核のクーロン励起実験
RNB-07J02	須貝宏行	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-06K02	平山賀一	KEK	核スピン偏極した ^{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-07K04	村田次郎	立教大学	偏極核を用いた時間反転生の破れ探索実験の基礎開発
RNB-07K05	福田共和	大阪電気通信大学	Measurement of the $^8\text{Li}(\alpha, n) ^{11}\text{B}$ reaction cross section for astrophysical interest
RNB-07K06	佐藤 渉	大阪大学	高配向熱分解グラファイト中 ^{111}Cd の超微細場測定
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

当委員会は、平成18年度において、4回の委員会を開催した。第1回委員会を東京事務所第3会議室にて4月24日に開催した。主な議題は、①平成18年度上期に追加及び変更申請された研究課題の審査、②ICP-AESを用いたホウ素濃度の定量、③その他についてであった。第2回委員会を東京事務所第2会議室にて6月7日に開催した。主な議題は、①肺癌の適用、②肺癌照射に対応するための技術的検討、③その他についてであった。第3回委員会を東京事務所第3会議室にて9月27日に開催した。主な議題は、①第42回～第63回医療照射の実施について（症例報告）、②JRR-4でのBNCT実施者が審査を受ける倫理委員会の状況、③研究炉医療照射委員会の委員会成立条件と決議条件、④その他についてであった。第4回委員会を東京事務所第3会議室にて平成19年1月22日に開催した。主な議題は、①平成18年度研究課題京都大学グループの補足説明資料（プロトコール）の一部変更、②平成19年度研究課題の審査、③その他についてであった。平成19年度研究課題の審査においては、JRR-4における医療照射5件及び医療照射基礎実験1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1件であった。

平成18年度の医療照射は、34件実施された。当委員会で、34件の医療照射について、医療照射実施計画書について、審査、確認を行った。

This is a blank page

4. 研究炉及び加速器利用技術の高度化

**Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and
Tandem Accelerator**

This is a blank page

4.1 JRR-3の高度化の技術開発

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行っている。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及び④中性子分岐技術の開発を主幹開発項目として進めている。

①高性能減速材容器の開発では、従来のステンレス製の容器からアルミニウム製の船底形容器に変更し、冷中性子を約2倍にする。これを実現するために、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な配置を検討し、平成20年度から24年度にかけて設置する予定である。また、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となることから、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、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の選定を行っている。また、ビーム強度を増倍するだけでなく、装置配置の自由度を増すことで常設の実験装置の数を増やすことも重要であることから、④中性子分岐技術では中性子ベンダーシステムの開発を行う。

そこで、本年度は高性能減速材容器の耐圧試験用容器の製作及び各種試験の準備並びに冷却異常過渡解析コードの整備を進めた。また、冷中性子導管のスーパーミラー化に伴う各実験装置へ供給するビーム性能の影響について解析的に調査を行うとともに、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た。特に、冷中性子ベンダーシステムの性能を向上させるため、高反射率ミラーへの変更を行った。

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

既存の水素冷却系の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18年度はABAQUS(Ver6.4)を用いて実施した強度解析において曲率を2.0cmに変更したケースを行い、強度を満足することを確認した。しかし、容器製作にあたり曲率部分の接続部分の一部で不自然な接続箇所があり、容器の形状を見直した。新しいモデルについて、前回同様ABAQUSを用いて強度解析を実施した。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11,885個、接点数11,670)を使用し、解析条件として上端部を完全拘束し、内圧0.45MPaを加圧した。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 $1.5\sigma_m = 1.5 \cdot 98 = 147$ (MPa)以下であること、二次応力評価として $2\sigma_y = 2 \cdot \sigma_y = 490$ (MPa)以下であることとした。解析結果は前回の解析と比較して、一次局部膜応力が7 (MPa)上昇し、108 (MPa)となったが、内面にかかる二次応力は8 (MPa)低下して、286 (MPa)となった。不自然な接続を修正しても、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していることを確認できた。

(2) 高性能減速材容器の耐圧試験用模擬容器の製作

高性能減速材容器は中性子吸収特性の低いアルミ合金（A6061-T、厚さ 2mm）を採用することにしており、中性子利得を大きくするためにビーム導出側を窪ませた船底型の形状となっている。また、極低温、高放射線下の環境におかれるため、これに適合したアルミ合金の溶接方法にて製作しなければならない。さらに応力が集中し難いビームの抽出に影響しない背面の円筒部分で溶接する構造とした。容器本体は 2 枚の薄肉の胴部分（肉厚 2mm）を切り出し、背面で溶接して形成される。特にビーム側の内胴は複雑な形状となることから、切削加工には 5 軸制御の NC 機械加工機による精密な 3 次元切削が必要となる。強度解析で使用した 3D-CAD のデータ（Pro/E 形式）を基に製作図面（IGES 形式）を作成し、CAM データへの変換作業を行った。CAM ソフトは TOOLS を使用し NC 加工機用の CAM データを作成した。肉厚の加工精度は強度解析で用いている肉厚 2mm 以上とし、発熱の増加を 1 割に抑えるために +0.2mm の公差とした。溶接前の各胴の縁(13 箇所)をノギスで寸法を測定した結果、内胴の平均は 2.17mm ($\sigma=0.04\text{mm}$)、外胴の平均は 2.14mm ($\sigma=0.03\text{mm}$) であった。±2 σ 未満程度とするためには、0.2mm の公差が妥当である。なお、耐圧試験用模擬容器と耐圧試験機との連結には、圧力センサー及び白金抵抗体を取り付けた測定用単管を用い、容器側のアルミ製のフランジは JIS の規格品がないため、破壊試験を実施することを想定して、4MPa でも耐えるように設計した。

(3) 可視化流動試験用の模擬容器の製作

可視化流動試験では容器内の沸騰流動様式を調べるために作動流体としてフロンを使用した試験を計画している。流動状態を視認するためには容器を透明にする必要があり、ガラス製の容器を製作した。高性能減速材容器の形状が複雑なため、パイレックスガラス等では製作できないことが分かり、石英ガラスをガラス溶接して製作することにした。可視化流動試験用模擬容器の肉厚は 3mm を基本とし、特に 20mm から 25mm に上方に向けて拡大する胴内部のチャンネル幅を再現するようになっている。また、ヘンデル棟 1 階の大実験室へ移動した可視化流動試験装置も、安全弁の追加と配線工事を行い実験できる状態にした。作動流体として使用する予定であったガルゲンであるが、解析に必要な物性値がなく、他のフロンにするかどうか検討が必要である。ベンチマーク実験となるよう来年度は RELAP で解析可能なフロンを選択する予定である。

(4) 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、昨年度、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。本年度は、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行い、正常に動作するよう継続して改良を行った。来年度は、フロン流体等を扱えるよう物性値の追加作業を行い可視化流動試験と比較する。また、高性能減速材容器の冷却異常事象を選定し解析を

行う。

4.1.2 中性子導管の高効率化(スーパーミラー化)

冷中性子源となる液体水素によって減速された冷中性子を高効率で輸送することにより、冷中性子ビームを使用した実験装置に、より多くの中性子ビームを提供することができる。冷中性子ビーム 10 倍化計画においては、現在の輸送効率の 5 倍を目標として開発を進めているが、ビーム強度だけでなく各ビームポートの中性子スペクトル及び分散の変化が及ぼす各実験装置への影響を正當に評価することも重要となるので、これまでに実績のあるモンテカルロ計算コード McStas[1]を使用して、ビームの性能評価を行っている。

本年度は①3 軸中性子分光器の試料位置における性能、②C2 及び C3 中性子導管のユニット交換パターンに対する強度の変化について評価した。①3 軸中性子分光器の試料位置における性能では、冷中性子ビームラインに設置している Ni 中性子導管から Ni/Ti 多層膜スーパーミラーへの改良により得られる中性子ビームの特性の変化について評価し、典型的な 3 軸中性子分光器の試料位置における中性子ビーム強度及び分散について計算で評価した。②C2 及び C3 中性子導管のユニット交換パターンに対する強度の変化では、高性能スーパーミラーを使用した中性子導管のさまざまな配置パターンに対する輸送効率の計算を行った。あわせて、ユニット側面のミラーが 3Qc、上下面が 2Qc の中性子導管の時の輸送効率の計算も行った。

(1) 3 軸中性子分光器の試料位置における性能評価

C2 冷中性子ビームラインに設置してある Ni ミラー中性子導管を、Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに変更した際に、C2-1 ビームポートに設置してある 3 軸分光器(LTAS)の試料位置における中性子ビームの強度変化及び分散について計算を行った。装置側の計算条件は、3Qc、90%の反射率を持つ中性子ミラーとモザイクが 0.5 度、中性子反射率が 70%の Pyrolytic Graphite(PG)モノクロメーターを使用するものとした。

計算の結果を第 4.1.1 図及び第 4.1.2 図に示す。Ni/Ti 多層膜スーパーミラー中性子導管に変更すると、LTAS 分光器の試料位置 (試料サイズ：高さ 20mm×幅 10mm)における強度が Ni ミラーと比較すると 3.3 倍となる。なお、試料位置でのビームは PG によって単色ビーム(4.03Å)が導入されている。一方、散乱実験に重要となる水平方向の分散は、半値幅が 0.5 度と変化しないことが確認できた。また、散乱実験の場合には影響しない垂直方向のビーム半値幅が 1 度から 2 度へと増加しているという解析結果が得られた[2]。

(2) C2 及び C3 中性子導管のユニット交換パターンに対する強度の変化

C2 冷中性子ビームラインは固定プラグ内用 3 本、稼動プラグ内(シャッター内)用 1 本、曲導管部用 20 本、直導管部用 10 本の中性子導管ユニットで構成される。また、C3 冷中性子ビームラインは、固定プラグ内用 3 本、稼動プラグ内(シャッター内)用 1 本、曲導管部用 18 本、直導管部用 15 本の中性子導管ユニットで構成される。中性子導管の大きさ及び配列方法を詳細に再現したモデルを用いて McStas を用いて計算を行った。強度の評価ポイントは 1 番はじめのビームポートとし、C2 ラインの場合は C2-1 ビームポート、C3 ラインの場合、C3-1 ビーム

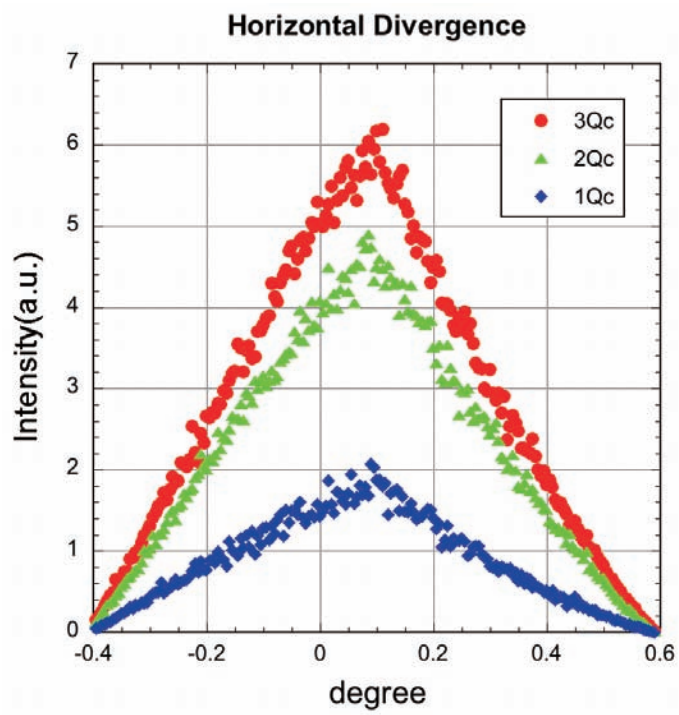
ポートで行った。以下、計算したケースを示す。

- ① Ni 中性子導管を Ni/Ti スーパーミラー中性子導管(3Qc,80%)に順次置換した場合の輸送効率の変化について評価する。
- ② 先端の中性子導管を交換せずに、Ni ミラー中性子導管としたときの効果を見積もる。
- ③ C2 冷中性子ビームラインに設置する中性子導管において、中性子導管における左右と上下のミラーの性能を変えたときの効果を評価する。冷中性子ビームの断面積は幅 20mm×高さ 120mm であるため、中性子導管の左右のミラーが多くの中性子の輸送にかかわっている。そのため、上下の中性子ミラーを安価で製作できる 2Qc に変更することは、製作時間、コストの面から重要である。

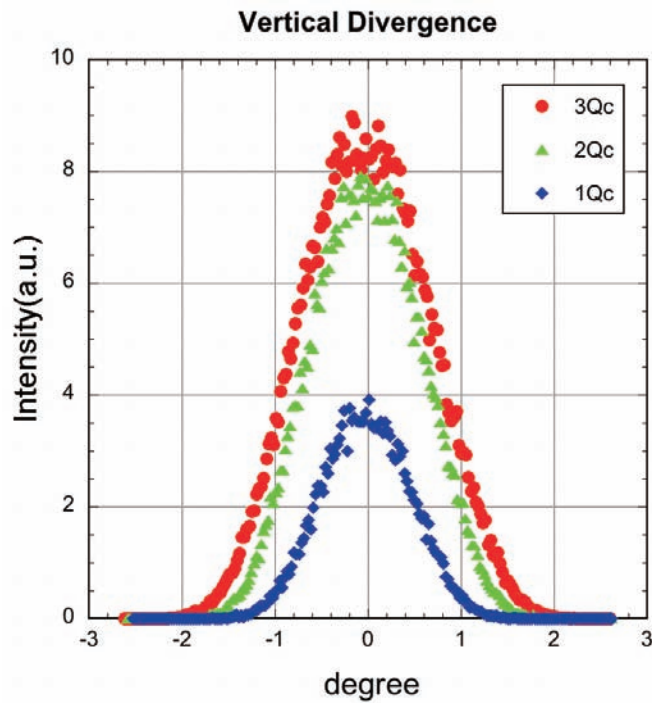
C2 ラインの解析結果を第 4.1.3 図に、C3 ラインの解析結果を第 4.1.4 図にそれぞれ示す。第 4.1.3 図の 1 段目と 2 段目を比較すると、C2 冷中性子ビームラインに設置している Ni ミラー中性子導管をすべて 3Qc 中性子反射率 80%の Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに置換した場合、3.84 倍になる。同様に第 4.1.4 図の 1 段目と 2 段目を比較すると、C3 冷中性子ビームラインの全ミラーをスーパーミラーに置換した場合は 5.05 倍に増加することが分かった。

次に 3 段目～7 段目を見ると、先端から順次 Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに置換した場合の効果を分かる。部分的に中性子導管を置換しても大きな効果が得られず、ライン全体の交換でないと強度増強に繋がらないことが分かった。また、8 段目の先端の固定プラグ内の中性子導管を交換しない場合には、強度の増加が C2 ラインでは 2.69 倍に、C3 ラインでは 3.61 倍に止まり、いずれも大幅な強度増強は望めないことが明らかになった。









最後に C2 導管の上下のミラーと左右のミラーの性能を変えた場合の解析結果を第 4.1.5 図に示す。ミラーの性能が劣化した分、輸送効率が 3Qc のミラーより明らかに低下してしまう。輸送効率による強度増強を最大限得るためには、上下とも 3Qc スーパーミラーを使用した中性子導管に使用する必要があることも明らかになった。









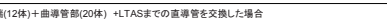

第 4.1.1 図 LTAS の試料位置における水平方向の分散










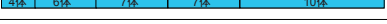
第 4.1.2 図 LTAS の試料位置における垂直方向の分散

(C2-1) 80%, 3Qc	輸送効率	計算結果
現在の場合 	1	1.52×10^9
すべて3Qc,80%に交換した場合 	3.84	5.83×10^9
先端(プラグ中性子導管12体)のみを交換した場合 	1.01	1.53×10^9
先端(12体)+炉室上流側(6体)のみを交換した場合 	1.08	1.64×10^9
先端(12体)+炉室導管室(13体)のみを交換した場合 	1.37	2.05×10^9
先端(12体)+曲導管部(20体)のみを交換した場合 	2.18	3.32×10^9
先端(12体)+曲導管部(20体)+LTASまでの直導管を交換した場合 	3.84	5.83×10^9
曲導管部(20体)+LTASまでの直導管を交換した場合 	2.69	4.09×10^9

第 4.1.3 図 C2-1 ビームポートでの中性子ビーム強度

(C3-1) 80%, 3Qc	輸送効率	計算結果
現在の場合 	1	8.92×10^8
すべて3Qc,80%に交換した場合 	5.05	4.51×10^9
先端(プラグ中性子導管12体)のみを交換した場合 	1.01	8.98×10^8
先端(12体)+炉室上流側(6体)のみを交換した場合 	1.11	9.89×10^8
先端(12体)+炉室導管室(13体)のみを交換した場合 	1.49	1.33×10^9
先端(12体)+曲導管部(20体)のみを交換した場合 	2.25	2.01×10^9
先端(12体)+曲導管部(20体)+LTASまでの直導管を交換した場合 	5.05	4.51×10^9
曲導管部(20体)+LTASまでの直導管を交換した場合 	3.61	3.22×10^9

第 4.1.4 図 C3-1 ビームポートでの中性子ビーム強度

(C2-1) 80%, 3Qc	輸送効率	計算結果
現在の場合 	1	1.52×10^9
すべて3Qc,80%に交換した場合 	3.02	4.59×10^9
先端(プラグ中性子導管12体)のみを交換した場合 	1.01	1.53×10^9
先端(12体)+炉室上流側(6体)のみを交換した場合 	1.08	1.64×10^9
先端(12体)+炉室導管室(13体)のみを交換した場合 	1.73	2.03×10^9
先端(12体)+曲導管部(20体)のみを交換した場合 	1.97	2.99×10^9
先端(12体)+曲導管部(20体)+LTASまでの直導管を交換した場合 	3.02	4.59×10^9
曲導管部(20体)+LTASまでの直導管を交換した場合 	2.26	3.43×10^9

第 4.1.5 図 C2-1 ビームポートでの中性子ビーム強度(左右と上下が異なるミラー)

4.1.3 耐放射線ミラーの開発

減速材容器からより近い位置に中性子導管を設置することで、より多くの立体角を占める中性子ビームを取り出し、輸送することが可能となるため、効率のよい冷中性子の輸送を行うときのひとつの手段となる。言い換えると長波長中性子を効率良く取り出したい場合には、入射する中性子の立体角を大きく取ることができるため、冷中性子源に中性子導管を接近させる方法が有効であると言える。これを実現するためには中性子導管には、これまでにない高い耐放射線性が求められる。現在の JRR-3 の冷中性子ビーム供給では、生体遮蔽内に設置している中性子導管はソーダガラス基板に Ni 単層膜を成膜した導管が用いられており、生体遮蔽体外に設置している標準の仕様の中性子導管（ホウ珪酸ガラス製の基板に Ni 単層膜を成膜した導管）とは異なる。スーパーミラーの場合、膜応力が大きくなり、放射線劣化による多層膜の剥離が懸念されている。本研究の目的は耐放射線性に有望、かつ、Ni/Ti 多層膜が成膜できる表面粗さ(rms,Ra<10Å)が得られる材料と加工法を探索し、実用できる中性子導管を開発することである。本年度は、耐放射線性を調べるために、耐放射線性に有望な材料としてガラス状カーボンとソーダガラス(フロートガラス)を基板として、Ni/Ti 多層膜スーパーミラーの成膜を行った。成膜を行った試料に関して中性子反射率の測定を行った。

(1) 成膜方法及び中性子反射率測定方法

昨年度、基板の表面粗さ等の測定を終了していた試料に Ni/Ti 多層膜を成膜した。成膜には J-PARC センター所有の大型スパッタ装置を使用した。このスパッタ装置は Ar イオンビームを用いてスパッタを行う装置であり、最大直径 500mm の成膜が可能である大型装置である。本装置にガラス状カーボンの照射用試料及び中性子散乱実験用試料、並びに、フロートガラスの照射用試料及び中性子散乱実験用試料を同時に取り付け、成膜を行った。次に中性子反射率は JRR-3 の C2 ラインに設置されている SUIREN を使用して測定した。試料はガラス状カーボンについては直径 ϕ 105mm×厚さ 1.5mm、ソーダガラスについては直径 ϕ 100mm×厚さ 1.8mm の中性子反射率測定用の試料を使用した。

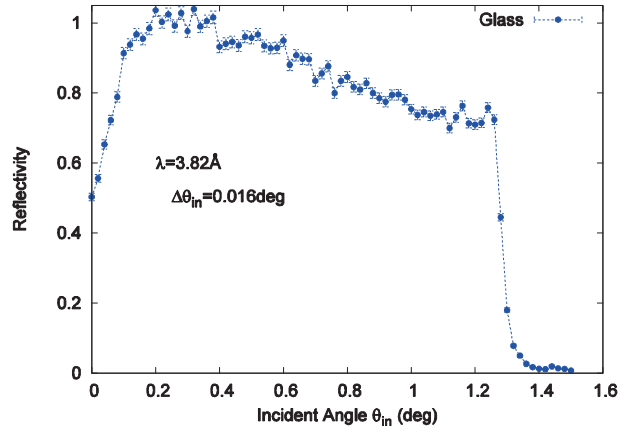
(2) 実験結果

測定の結果、フロートガラス基板に成膜した Ni/Ti スーパーミラーは第 4.1.6 図に示すとおり、3Qc で 80% の反射率を持つことが明らかになった。一方、ガラス状カーボン基板に成膜した Ni/Ti スーパーミラーは第 4.1.7 図に示すとおり、ソーダガラスで得られた散乱角に対する中性子反射率分布とは異なり、1 Qc 相当の散乱角 0.4° で 80% の中性子反射率を示し、3Qc を示す散乱角の 1.2° まで、中性子反射率が単調に低下していく現象が現れた。

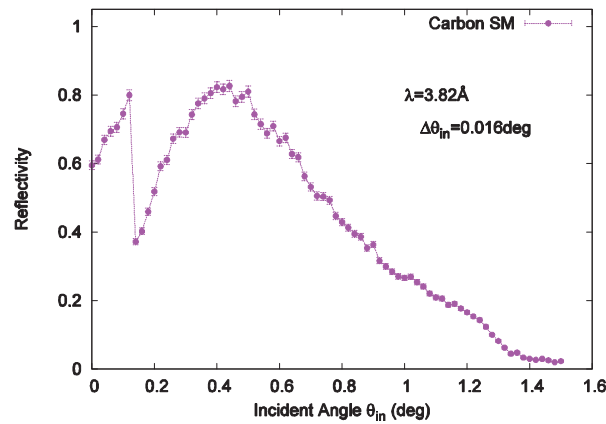
(3) 考察及び今後の予定

ガラス状カーボンを基板とする中性子ミラーが実用可能な Ni/Ti 多層膜スーパーミラーにならない原因のひとつとして、基板の厚みによる影響が考えられる。成膜により片面に延びの膜応力がかかり基板がゆがむため、中性子反射率測定が正常に測定できなかったのではないかと考えられる。次の段階として、製作した照射用キャプセルを用いて、照射試験を開始する。照

射試験後の反射率評価としては光学測定によって行う。



第 4.1.6 図 耐放射線中性子導管用ソーダガラス基板上に成膜した Ni/Ti 多層膜スーパーミラーの射率の測定結果



第 4.1.7 図 耐放射線中性子導管用グラスカーボン基板上に成膜した Ni/Ti 多層膜スーパーミラーの反射率の測定結果

4.1.4 中性子ビーム分岐技術の開発

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を開発している。これは、限られた実験室空間を有効利用する重要な技術である。この中性子ビーム制御技術は中性子ビーム分岐装置に適応が可能であり、ビームポートの増設を行うことができる。新設したビームポートに、中性子ビーム実験装置を設置することで、逼迫するマシンタイムの供給増が行えるとともに、新しい分野の研究を行うことが出来る。本年度は、①冷

中性子ベンダーシステムの改良及び②熱中性子ベンダーシステム用ミラーの製作を行った。

(1) 冷中性子ベンダーシステムの改良

冷中性子ベンダーシステムの改良は平成 17 年度経営戦略費の申請が採択され、これによって製作した中性子ミラー用基板に Ni/Ti スーパーミラー膜を成膜し、新たに製作したミラーホルダーを組み立てることで、冷中性子ベンダーの全面的な改良を行うものである。本年度はすべてのガラス基板及びシリコン薄板両面にスーパーミラーを成膜し、冷中性子ベンダーシステム内の直導管、10 度分の曲導管、20 度分の曲導管の組み立てを行った。また、冷中性子ベンダーシステムによって分岐された冷中性子ビーム強度の測定を 0 度分岐と 10 度分岐に対し行った。

(2) 熱中性子ベンダーシステム用ミラー製作

照射位置で熱中性子ビームを集中させる際にその位置を可能な限りビーム取り出し口近傍に配置するためには、小さな曲率半径で熱中性子ビームを曲げる装置の開発が必要である。今年度は本装置の要となる両面 Ni/Ti 多層膜スーパーミラーの製作を実施した。

成膜には、冷中性子ベンダーと同様の大型スパッタ装置を使用した。シリコン基板への両面中性子ミラーの製作は、冷中性子ベンダー用基板の成膜と同様に行った。しかし、成膜装置のマシントイムの関係で、専用の時間が取れなかったため、冷中性子ベンダー用ミラーを成膜する際に、余ったスペースにシリコン基板を貼り付けることで、成膜をおこなった。来年度は、製作したミラー基板に多層膜を成膜し、多層膜ミラーの製作を行う。さらに、その多層膜スーパーミラーを用いて熱中性子ビームを短距離で曲げる装置の集合体として組み上げる。また、実際に熱中性子ビームを使用した実験を開始する。

4.1.5 冷中性子ベンダーシステムの改良

平成 15 年度に冷中性子ビームを短距離で曲げることにより冷中性子ビームを分岐する装置(冷中性子ベンダーシステム)を C2 ビームラインに設置し、分光器の再配置を行った。ビームホールの限られたスペースで分岐を行う必要があったため、約 1m という非常に短い曲率半径でビームを 20 度曲げる必要があった。分岐には成功したものの計画していたビーム強度が得られず、共用化に問題が残った。本システムの改良にあたり解析的な検討を行い、冷中性子ビーム輸送効率の低下の原因として、①冷中性子ベンダーシステム内曲導管が複数ミラーユニットから構成され、その接続ずれに伴う中性子のロス、②曲導管に使用されている薄型両面ミラーの反射率が十分でない、③直導管内のミラーの取り付け精度が低いなどが原因として挙げられた。

(1) 性能向上のための対策

これらを改良するための対策として、①接続誤差を軽減するため、薄型両面ミラー用基板のサイズを今までの 30mm×60mm(ユニット A)又は 30mm×100mm(ユニット B)から 40mm×160mm(ユニット C)へと大きくし接続回数を減らした。これにより 20 度分岐では、今までのユニット A×2 とユニット B×2 の 4 ユニットから C×2 の 2 ユニットへ、また、10 度分岐で

は、今までのユニット A+ユニット B の 2 ユニットからユニット C の 1 ユニットにユニット数を減少らした。つまり、20 度分岐では 4 つのユニットを使用していたところを 2 つのユニットに、10 度分岐では 2 つのユニットから 1 つのユニットへ減らし、接続によるロスを抑えた。

②に対応する対策として、曲導管用に使用されるシリコン基板表面の表面粗さは納入時には二乗平均粗さ(rq)が 6Å であり、スーパーミラー成膜のための基板として必要条件を満たしているが、さらに高い反射率を得るためには rq で 3Å 程度まで再研磨することが望ましい。これにともない、シリコン基板を 3Å になるまで再研磨したものを使用した。また、直導管に使用する中性子ミラー基板はボロン入りフロートガラスで製作した。サイズは最大で 40mm×400mm、厚みは 3mm であった。フロートガラスは非常に平滑な表面を持っているため(rq で 1Å 前後)、研磨せずに所定のサイズに切り分け洗浄するだけとした。これらの基板の成膜には耐放射線ミラーと同様に J-PARC センター所有の大型スパッタ装置を使用した。このスパッタ装置は最大直径φ500mm の成膜が可能であることから、我々が必要としている 30×460mm 及び 40×400mm のサイズの基板の成膜を一度に 8 から 10 枚ほど行える。

シリコン基板を用いた両面中性子ミラーの製作ではスパッタ装置の構造上の制限より、シリコン基板の片面ずつ成膜を行なわなければならない。一方の成膜面を成膜していると、反対側の面までスパッタ原子が回り込み汚染されるため、両面とも同性能のミラーが製作できなくなる問題があった。そこで、被成膜面と反対側の成膜面をアルミ箔でマスクすることにより、相互汚染の影響を回避した。ただし、1 度の成膜で同時に 16 枚しか成膜ができず、1 度の成膜には約 3 日かかるため、1 週間で両面ミラーが 16 枚しか製造できない。予備品を含めて必要な両面ミラーの枚数は 160 枚あったので、10 週間かけて成膜を行った。製作した中性子ミラーの性能評価は、中性子反射率計を用いて行った。

直導管の部分における③の問題には、長いガラス基板にスーパーミラー成膜し、これを金属枠に取り付けて精度良く組み立てることで対応した。金属枠に使用した鉄の膨張係数 $14 \times 10^{-6} \text{K}^{-1}$ であり、基板に使用したパイレックスの膨張係数 $3.3 \times 10^{-6} \text{K}^{-1}$ と大きく異なるため、接着剤の選定に注意する必要がある。耐放射線製に優れ、ゴム状の弾性を持つことから、ガラス基板のスーパーミラーと金属枠の接着には、変成シリコーン樹脂を含むエポキシ系接着剤を使用した。曲導管の組み上げ精度を向上させるため 0.2mm 厚さの両面ミラーとスペーサーとを交互に重ね合わせることで、0.2mm 幅の中性子導管の集合体を製作した。曲導管及び直導管のユニットは既存のベンダーシステム内に固定した。第 4.1.10 図はベンダーシステムの概略である。

(2) 性能の評価

1) 中性子反射率の測定結果

JRR-3 ビームホールに設置している SUIREN(反射率計)で、中性子反射率の測定を行った。第 4.1.8 図に示すとおり、直導管で使用されるガラス基板の Ni/Ti スーパーミラーは 3Qc で中性子反射率 80%であった。また、シリコン基板の Ni/Ti スーパーミラーの測定結果は第 4.1.9 図に示すとおり 3Qc で中性子反射率 90%得られており、十分高い性能が得られていることを確認した。

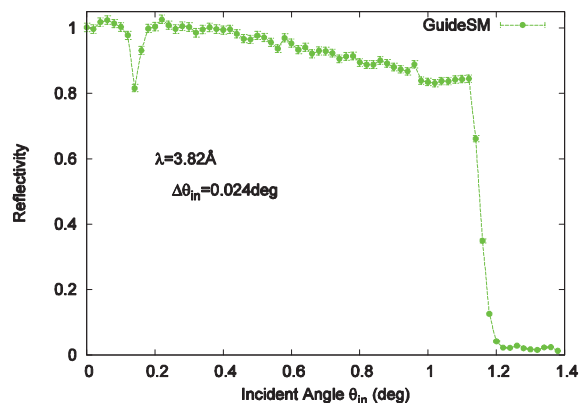
2) システムの性能評価

平成 18 年度の第 6 サイクル終了までにすべての直導管と 10 度分岐用の曲導管が製作できたので、既存のユニットと交換した。輸送効率等測定にはこれまでどおり金箔の放射化量を測定し、中性子ビーム分岐後の中性子ビーム強度を評価した。スペクトル測定には中性子チョッパーを使用した飛行時間法を用いるが、測定波長を較正するため、20 度分岐におけるスペクトルの観測を行った。J-PARC センター所有のチョッパーと検出器のシステムを使用し、上流に設置している SUIREN(反射率計)のモノクロメーターの角度を振ることで、チョッパー分光器で測定しているスペクトルの同定を行った。

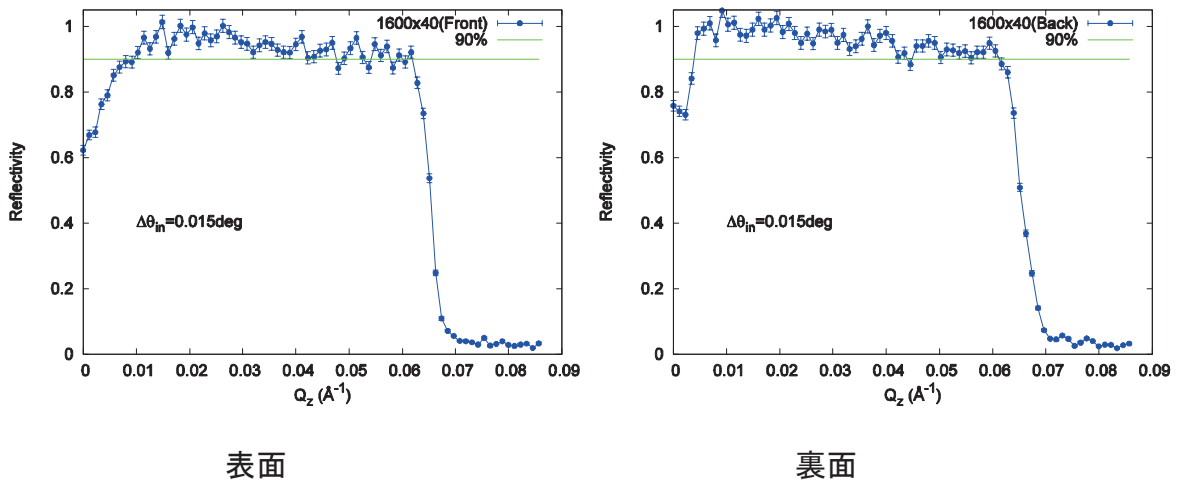
金箔によるフラックスの測定結果では 10 度分岐のビーム強度は改造の前後で約 4 倍の増加が観測された [3]。SUIREN のモノクロメーターにより、下流にあるビームスペクトルにディップが現れることを利用して、SUIREN のモノクロメーターを制御して、4.35、4.86、5.31、5.61 Å にディップが現れるようにした。その結果、20 度分岐で測定されるスペクトルは第 4.1.11 図のとおりとなり、これまで報告していた冷中性子スペクトルがずれていることが明らかとなった。このスペクトルを用いて評価したところ 20 度分岐の特性波長は 5.2 Å 程度であることが明らかになった。

参考文献

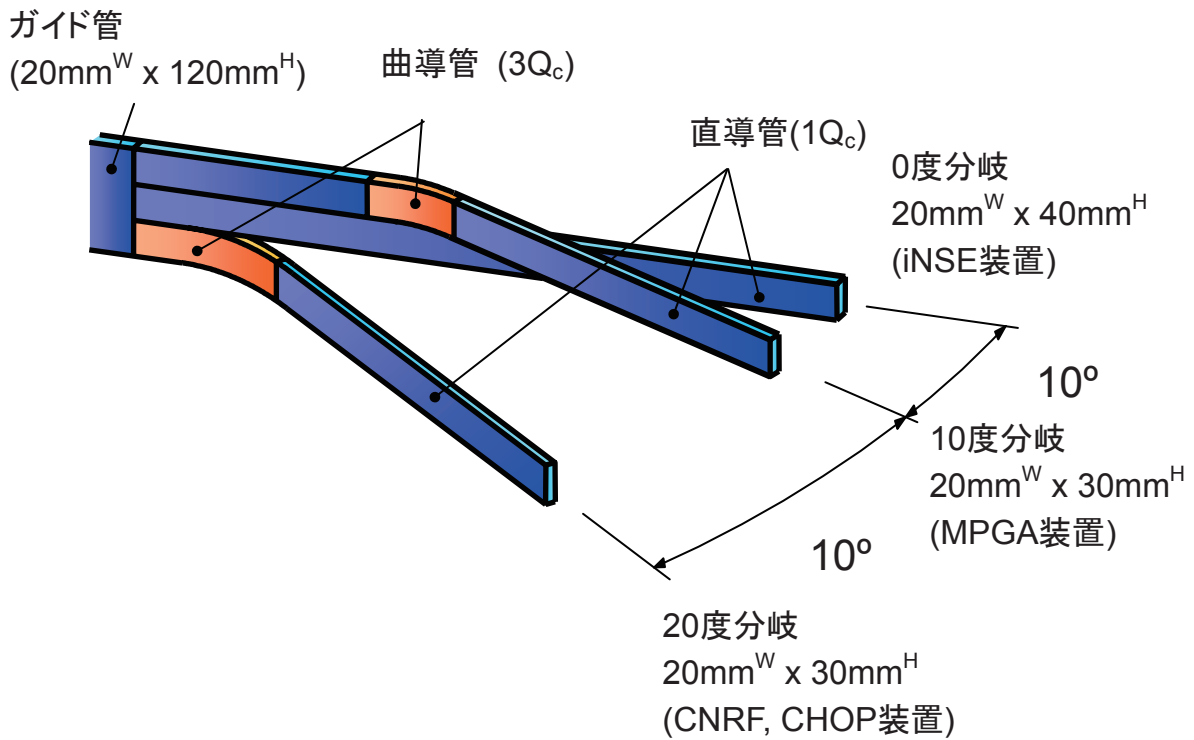
- [1] K. Lefmann and K. Nilesen Neutron News, 10, 20(1999).
- [2] 田村, ほか、日本原子力学会、2006 秋の年大会、F50
- [3] 田村, ほか、日本原子力学会、2007 春の年会、A41,



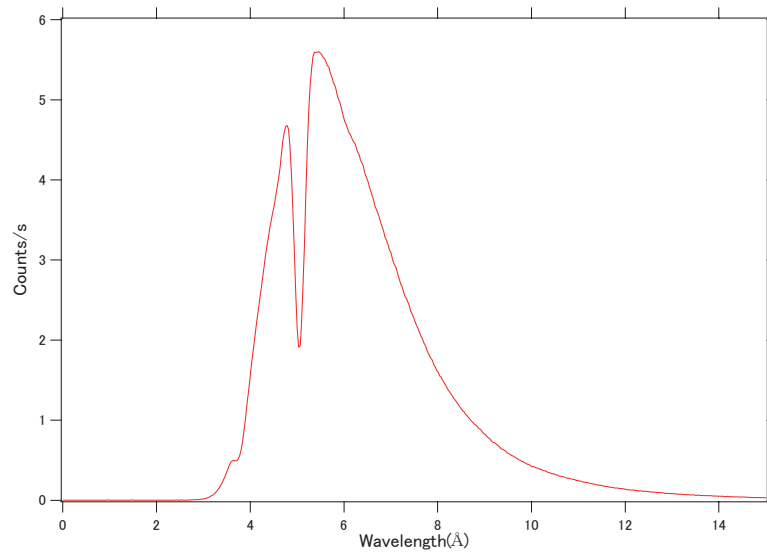
第 4.1.8 図 冷中性子ベンダー直導管用ガラス基板に成膜した Ni/Ti 多層膜スーパーミラーの反射率の測定結果



第 4.1.9 図 冷中性子ベンダー曲導管用シリコン基板に成膜した Ni/Ti 多層膜スーパーミラーの反射率の測定結果



第 4.1.10 図 ベンダーシステムの概略図



第 4.1.11 図 C2-3-3 ビームポートの正しいスペクトル

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。JRR-4 で実施されている BNCT の臨床研究においては、脳腫瘍だけでなく、頭頸部、肺、各部位の皮膚がんへの適用も開始されていることもあり、近年臨床試験の件数が急増している。これを踏まえ、あらゆる部位のがんへの照射を可能とする適用拡大に対応した技術と 1 日 4 回の照射を可能にする技術を確認する。さらに、これらの技術を活用し国際放射線単位測定委員会 (ICRU) が勧告する照射条件に対する実現精度：5%以内の照射を目指すとともに、照射に伴う全身の被ばく線量を適切に評価できる技術の確立を目標としている。

近年の BNCT ではより治療効果を高めるために、悪性脳腫瘍に対する照射ではこれまで用いられてきたホウ素化合物 (BSH) に悪性黒色腫や頭頸部癌で用いられているホウ素化合物 (BPA) も加えて 2 剤併用しての照射、などさまざまな新しい試みが行われており、その効果が期待される。その一方で異なる 2 つのホウ素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った。

本年度は頭頸部癌に対する BNCT 適用例が増加し、凹凸のある患部への照射や座位照射の回数が多くなった。これらに対応するためマルチリーフコリメータの改良及び座位照射専用照射台の整備などの照射技術の高度化を行った。また、線量評価精度を向上させるために、リアルタイム熱中性子モニタの整備及び ICP によるホウ素濃度測定の実用化について検討を行った。さらに、適用拡大の臨床研究で実施されている肺癌への線量評価方法の適用性を確認するため、ファントム実験並びに解析を実施し、その評価精度を確認した。

4.2.1 照射技術の高度化

(1) 延長マルチリーフコリメータの製作

平成 17 年度から頭頸部癌に対する BNCT の臨床研究が開始されている。頭頸部癌に対する照射の中で、鼻腔内悪性黒色腫の症例に対する照射では、顔面から患部にビームを入射させるケースが多くなり、患部に近接する眼などの放射線感受性の高い重要な組織の保護及び周囲の正常部位への余剰線量の低減が課題となっている。従来の照射方法はフッ化リチウム入りの熱可塑性プラスチック (以下、LiF プラスチックと呼ぶ) を使って照射範囲のみを穴をあけたドーナツ状の円盤 (厚さ 2cm 程度、外径：12cm～15cm) を製作し、患者側もしくはビーム孔側に取り付けて、照射を行っていた。

しかし、この方法では、LiF プラスチックの加工精度の問題から事前の数値シミュレーションで求めた照射条件の実現性に問題があることが分かった。任意のビーム孔形状を簡便に形成する方法として、平成 13 年度に整備したマルチリーフコリメータを応用することを考えた。マルチリーフコリメータは、フッ化リチウムとポリエチレンを混合した厚さ 6mm のリーフを左右に 30 枚ずつ重ね合わせ、個々のリーフを左右にスライドさせることで任意のビーム孔形状を簡便に設定することができるコリメータである。脳腫瘍の照射を前提に開発された既存のマルチリーフコリメータはビーム孔部の表面が照射室壁面よりも 10mm 炉心側に入り込んだ形状となっており、延長コリメータを用いてビーム孔部と患部を密着させる必要のある頭頸部癌の照射には適さない。そこでこのマルチリーフコリメータを既存のリーフと交換し、コリメ

ータ本体に組み合わせて使用できる壁面から突出している形状のリーフを製作することとした。

新たに製作したリーフは、壁面から 10cm 突出しているリーフ（10cm 延長リーフ）と 15cm 突出しているリーフ（15cm 延長リーフ）をそれぞれ 1 セットずつ整備した。第 4.2.1 図の(a)は 10cm 延長リーフ、(b)は 15cm 延長リーフの断面概略図を示している。また第 4.2.2 図は 10cm 延長リーフを本体に組み合わせ、さらにこのマルチリーフコリメータを照射孔位置に組み込んだ様子を示している。この写真ではビーム孔形状として $\phi 10\text{cm}$ の円形ビーム形状を模擬した状態を設定したものである。今回製作した 10cm 及び 15cm 延長リーフは既存のリーフと組み合わせて使用することが可能である。この方式だと長さの異なる延長リーフ（7cm 延長、12cm 延長など）を用意すれば、これらを組み合わせることでさらに自由度の高いビーム孔形状を作り出すことが可能である。また、第 4.2.3 図の(b)に示すように壁からの突出範囲を患者の患部周辺の形状に合わせて調整することで、従来の延長コリメータではビーム孔と患者との間に空間ができ（第 4.2.3 図の(a)を参照）周囲に中性子の漏えいがあったが、本方式を適用することで漏洩を防止するとともに、患部に密着させることができる。適用例として第 4.2.3 図の(c)は今回整備した 10cm 延長リーフと 15cm 延長リーフを組み合わせてコリメータ本体に組み込んだ様子を示す。

今後は延長マルチリーフコリメータを用いて、フリービーム条件下での照射実験及び円筒水ファントムに対する照射実験を行い、遮へい性能、中性子強度及びファントム内の中性子分布特性を測定する。さらにファントム実験を再現するために MCNP の計算モデルを作成し、解析を行う。まず、数例の実験及び解析結果を比較し、延長マルチリーフコリメータで形成する種々のビーム条件の解析による再現性を調査し、計算モデルの妥当性を評価する。さらに得られた延長マルチリーフコリメータの計算モデルと JCDS とを組み合わせ、延長マルチリーフコリメータの実用化のための環境を整備する。

(2) 座位専用照射台の整備

平成 17 年度から実施されている頭頸部癌への照射では、主に座位状態での照射が行われている。座位用照射台が整備されていたが、頭頸部癌への照射を想定したものではなく、患者を固定するために吸引バッグなどの固定ジグなどを用いて支持しなければならなかった。また、座面の最低地上高も約 650mm であることから、座高の高い患者や悪性脳腫瘍に対する座位照射では、ビーム孔の高さ（床からビーム中心まで 1,350mm）に患部を合わせる事が困難であった。さらにベッドに寝た状態（臥位）での照射では頭部を固定して照射することが可能であるが、頭部の固定が困難な座位照射では、首を支点にして頭部が動き易いという特性がある。照射中にビーム孔と患部との位置関係がずれると計画している線量と異なることになるため、頭部を支えて固定することが必要である。これらを踏まえ新しい座位専用の照射台を製作することとし、これに適合した顎受けと頬受け用のジグ及びこれを固定する可動式の支柱、肘受けなども同時に整備した。なお、この顎受け用ジグは、既存の座位照射台にも取り付けて使用することができる。第 4.2.4 図に製作した座位専用照射台の概略図を示す。

座位専用照射台の特徴として、

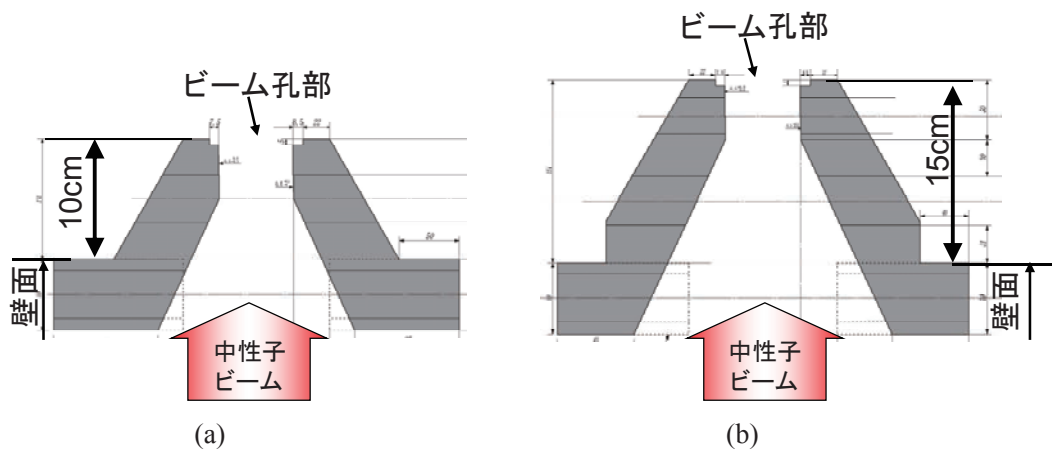
- ・座面の高さを最低 51cm まで下げることができ、座高の高い患者や脳腫瘍への照射に対

しても座位照射を行うことができる。

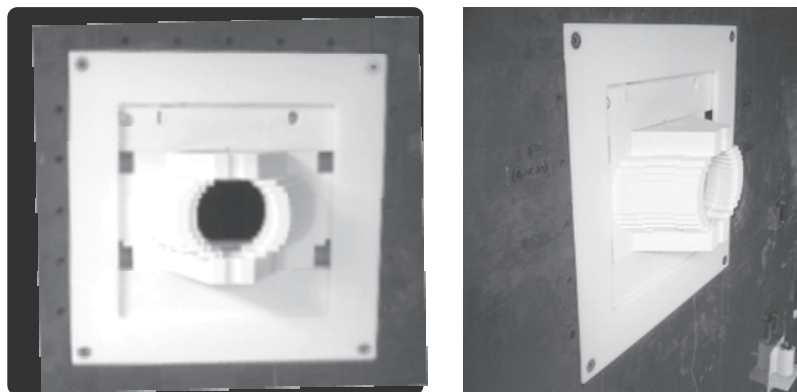
- ・背もたれ板（背板）を最大 200mm 平行移動することができ、患者の背中を照射台に密着させて固定できる。
- ・台座部に対して照射台を前方へ 350mm スライドさせることができ、上記の背板のスライド機能と組み合わせて患者正面（顔面など）への照射に対して患者の背中を固定して照射することができる。
- ・顎受け用ジグと専用の支柱によって照射中に頭部を支えることができる。また頬受け用ジグを使用することで頭部を固定し、照射中の頭部の動きを抑制して照射精度を向上できる。

などがある。

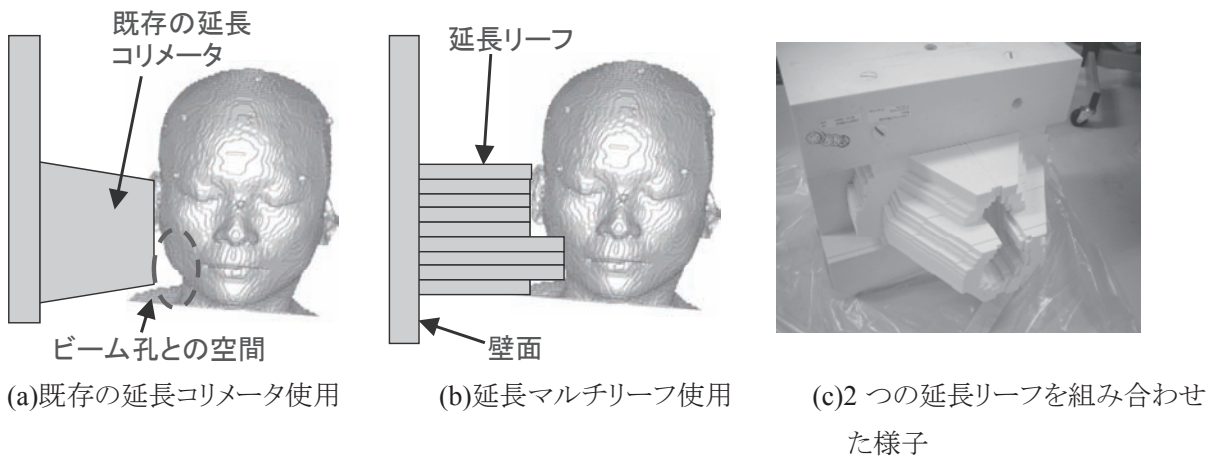
従来の座位照射台と併せて 2 台の座位照射台を整備したことで、1 日に 2 回座位照射を実施する場合、1 人目の照射と並行して 2 人目のセッティング準備を開始することができ、1 日の作業を短縮することが可能となった。また患者ごとに照射台を使い分けることで 2 人目の患者への無駄な被ばくと作業中の医師らの被ばくも抑えることができる。今後は京都大学などとの共同研究に基づいて実際の BNCT への適用を図る。



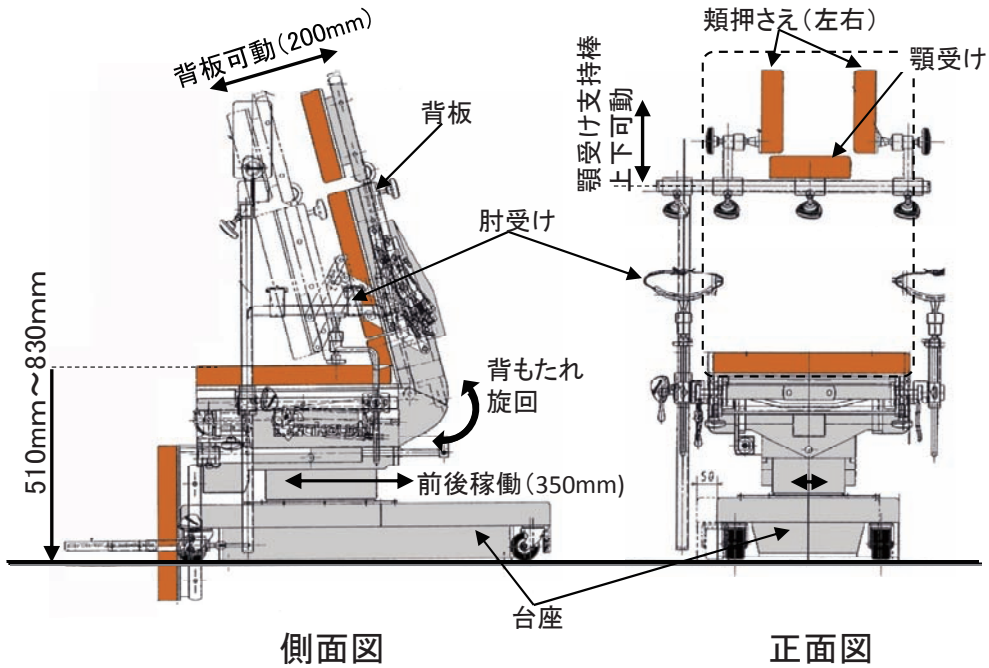
第 4.2.1 図 延長マルチリーフの断面概略図



第 4.2.2 図 10cm 延長マルチリーフを組み合わせたコリメータを照射室に設置した様子



第 4.2.3 図 異なる延長リーフを組み合わせた様子



第 4.2.4 図 座位専用照射台の概略図

4.2.2 線量評価技術の高度化

(1) リアルタイム熱中性子モニタの整備

BNCTによって患者に付与される線量をより高精度に評価し、さらに照射を効率的に実施するための技術として、リアルタイム線量評価技術の開発を進めている。この第1段階として従来の小型 Si 半導体検出器である同時モニタに変えて、応答の早い SOF (Scintillator with

Optical Fiber detector) の導入を検討している。SOF は ${}^6\text{LiF}$ を塗布したプラスチックシンチレータと塗布していないシンチレータとをカップリングした検出器 (バイクロン社製 BC-490) であり、シンチレータからの光信号を光ファイバで伝送し、増倍管、波形整形アンプ回路及びカウンタ等を内蔵する本体部と組み合わせて小型熱中性子測定器として動作する。測定可能な熱中性子強度は最大で 1×10^{10} ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$) 程度までであり、データ処理速度は熱中性子を秒単位まで計測可能である。検出器部がコンパクト (直径約 3 mm) で、伝送ケーブルが直径約 2mm (1mm の光ファイバ 2 本の組み合わせ) の柔軟な光ファイバであることから、BNCT 時の患者に付与される熱中性子を計測することを目的に、これまで東京大学との共同研究によって開発を行ってきた。

平成 18 年度は、SOF 本体を 2 台、接続する光ファイバ・ケーブル (長さ 30m) を 6 本、検出器部 (プローブ) を長さ 0.3m のものを 4 個、長さ 2m のものを 2 個、ループ状プローブを 2 本整備した。第 4.2.5 図にプローブの概略図を示す。長さ 0.3m のプローブ及びループ状プローブは患者側に取り付けるものとし、長さ 2m のプローブはコリメータ内に配置して原子炉からの中性子ビームの変動を計測するために使用することを検討している。

整備した SOF を使用するため、まず中性子に対する校正を行った。SOF は、本体、光ケーブル、プローブの組み合わせによって校正係数が異なるため、使用する全ての組み合わせに対する校正が必要である。校正方法は円筒水ファントム内のビーム中心軸上に表面から深さ 40mm の位置に SOF を配置し、同一点に金線 (長さ 10mm、直径 ϕ 0.25mm) を配置して熱外中性子ビームモード (ENB モード) での照射を行い、金線の放射化量測定によって熱中性子束を求め、SOF 計測値を校正した。

SOF の BNCT 臨床現場への適用性を確認するため、2 つの SOF をビームコリメータ内と患者側に取り付けて照射中の熱中性子束の変動を計測した。なお、これらの実験は京都大学、筑波大学、徳島大学との共同研究に基づいて実施した。第 4.2.6 図は、BNCT 時にコリメータ内に設置した SOF の計測値と患者側に取り付けた SOF のそれぞれの計測結果を示している。患者側 SOF とビーム側 SOF の計測データを比較することで、照射中の患者の動き (位置変動) を観察することができる。この症例の場合、照射開始後から少しずつビーム孔から離れていることがビデオモニターで確認され、SOF でもこれによって付与される中性子強度が低下していることが確認できた。照射途中に医師が患者に対して所定の照射位置に戻るよう指示していたが、SOF 側でも付与される中性子強度が照射開始時の強度に戻していることを、この計測によって確認できる。

今後の計画としては、引抜金線に代わり SOF を中性子ビームモニタとして導入するため、任意の原子炉出力下で引抜金線と SOF で同時に測定を行い、引抜金線値に対する SOF 値の相関性を評価する。また、より高い熱中性子束場 (5×10^9 ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$) 程度) での照射、長時間照射 (高フルエンス) での照射実験を行い、SOF の劣化特性を評価して、実際に BNCT に適用する際の校正頻度、検出器の交換頻度を検討する。

また医療機関との共同研究の範囲で、BNCT 時に患者に SOF を取り付けて計測を行い、実際の BNCT への適用性を検証するとともに、患者に付与される線量の変動等に関するデータを集積する。得られた SOF の特性測定の結果を基にリアルタイム線量評価技術の第 1 ステップ

として位置づけているコリメータ内 SOF 整備及びビーム変動の計測データを照射量（時間）制御に反映する方法の検討を行う。次に第 2 ステップとして患者側の計測データを線量評価にフィードバックし、患者の位置変動にも追従したリアルタイム線量評価とこれに基づく照射量制御を行うシステムの検討を行う。

(2) ICP によるホウ素濃度測定

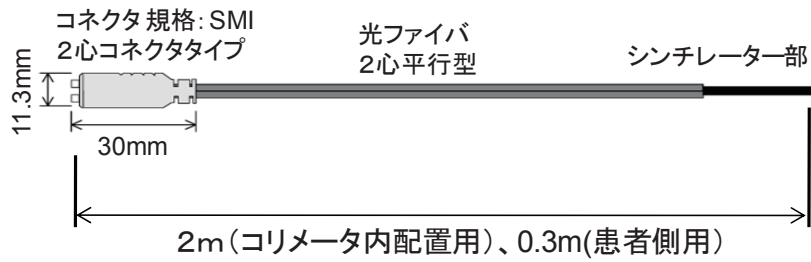
BNCT の一連の作業の効率化を図るため、BNCT 実施に不可欠な血中のホウ素 (^{10}B) 濃度測定において、原子炉運転を必要としない誘導プラズマ発光分光分析（以下、ICP）による測定を本格運用することを検討した。ICP による測定精度を向上させる対策として、①検量線作成のためのホウ素標準物質として従来のホウ酸水から BSH 水溶液に変更、②ICP 測定場にエアコンを設置し、測定環境を安定化させた。改良した測定法の測定精度を評価するため、平成 18 年度下期から行われた BNCT（16 症例）の患者の血液試料（70 個）について、ICP と PGA による測定を行い、PGA の測定値と比較した。

70 個の測定結果について、PGA 測定値に対する ICP の測定値を比較した結果を第 4.2.7 図に示す。PGA の測定値に対する ICP 測定値の誤差は約-4.7%で、標準偏差が 2.9%であった。ここでホウ素濃度約 30ppm 以上の BSH を含む試料についてのみ評価した結果では、約-5.7%で、標準偏差が 1.5%と安定している。一方、ホウ素濃度が 30ppm 以下に集まっている BPA のみの血液試料では誤差が-3.1%で、BSH を含む血液試料の群より PGA 値に近い値となった。ただし、標準偏差は約 3.5%であった。

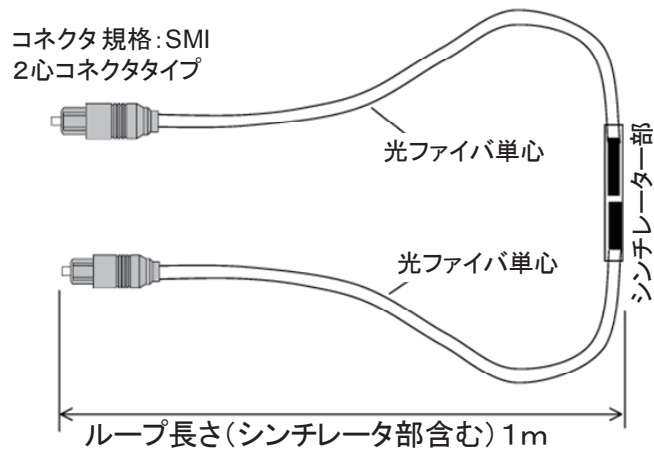
ICP の測定値が PGA 値に対して約 4.7%低くなる要因（特に BSH+BPA の試料で強い傾向にある）として、血液サンプルと検量線作成用試料（BSH 水溶液）のマトリックス組成、粘性の違いが影響していると考えられる。多くの有機物や無機物が含まれている血液では、ホウ素をプラズマ化するためのエネルギーが有機物や無機物の分解、イオン化に費やされ、発光強度が低下してしまう。また粘性が増加すると、輸液量が低下するため結果的にプラズマ化するホウ素原子が減少してしまうことも考えられる。これらの影響を受けないようにするために、内標準法及び標準添加法があり、これらの適用性について引き続き検討する必要がある。

その他、ICP による血液測定における別の誤差要因として、共存元素による分光干渉と血液による B.G.変化についても調査したが、BG 補正については検出限界より十分高い濃度で測定していることから必要が無いことが分かった。またメモリー効果についてもホウ素薬剤では、影響は少なく分析結果には影響のないことを確認した。

ICP による血液測定は平成 19 年度にも継続してデータを集積し、PGA 測定値との比較による評価を行う。

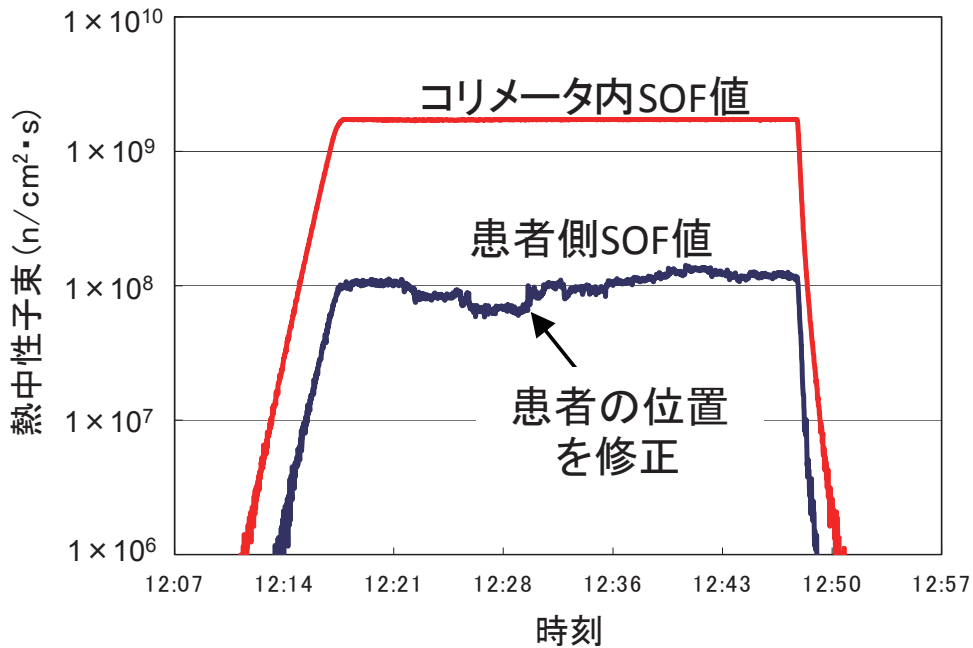


(a)標準型プローブ

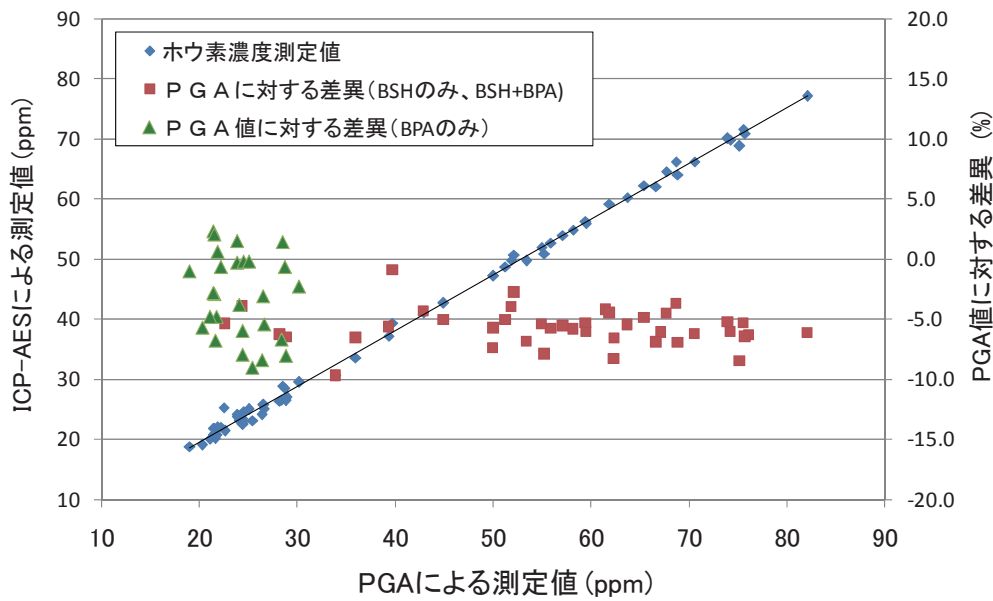


(b)ループ状プローブ(頭部などに巻きつけて設置)

第 4.2.5 図 2 種類のプローブの概略図



第 4.2.6 図 BNCT に適用した 2 つの SOF の計測データ



第 4.2.7 図 血液サンプルを PGA と ICP で測定した結果

4.2.3 肺癌への照射に対応するための技術開発

肺癌に対する BNCT の実施にあたり、肺領域に対する中性子照射の基礎データの集積を目的として、肺を模擬した物質を組み合わせた肺ファントムを製作し、中性子照射実験を実施した。実験体系を MCNP で計算を行い、その再現性を確認するため、実験と計算値を比較した。

(1) 肺ファントム実験及び解析方法

40×40×40cm の水ファントム内に肺等価材質であるタフリング（京都科学社製）を 2 セット配置し、胸部を模擬した肺ファントム（片肺のサイズ：14.5cm×25.0cm×9.5cm）を製作した。片肺の中心には腫瘍を模擬したアクリル球（半径：1.5cm）を設置し、この肺ファントムをビーム軸が腫瘍のある側の肺の中心軸に一致するように配置して、熱外中性子ビームによる照射実験を行った。第 4.2.8 図に肺ファントム実験の概略を示す。タフリング内のビーム中心軸上と腫瘍部中心上のビーム軸と直行する線上及びファントム中心線上（水中）に金線を配置して熱中性子束分布を測定した。別の日に、金線と同様の位置に TLD を設置して γ 線量分布についても測定を行った。

同一の実験体系の詳細な計算モデルを設定して肺ファントム内の熱中性子束分布と γ 線量率分布を求め、実験値との比較を行った。計算に用いたタフリングの材質組成は、京都科学の示すカタログデータ（素材証明書）に基づく組成を設定したが、密度に関してタフリングは容易に水分を吸収する物質であるため、密度の実測値はカタログ値より 12.5%大きくなった。そのため、カタログ値より多い分については水分として計算を行った。

(2) 実験結果と解析結果との比較

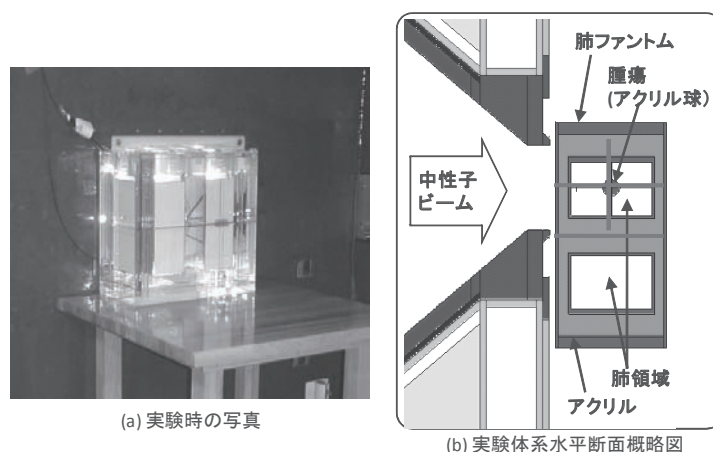
ビーム中心軸上の熱中性子束分布について実験値と計算値を比較した結果、第 4.2.9 図のとおり肺領域手前の水中領域までは比較的良く一致しているものの、肺領域に入射した後の肺の前半領域において計算値は実験値より高くなる傾向を示した。同様に、 γ 線についてビーム中心軸上において実験値と計算値を比較した結果、第 4.2.10 図のとおり前半の水領域におけるピーク値及び肺前半領域において両者は離れているが、それ以外の領域においては比較的良く一致している

(3) 考察及び今後の予定

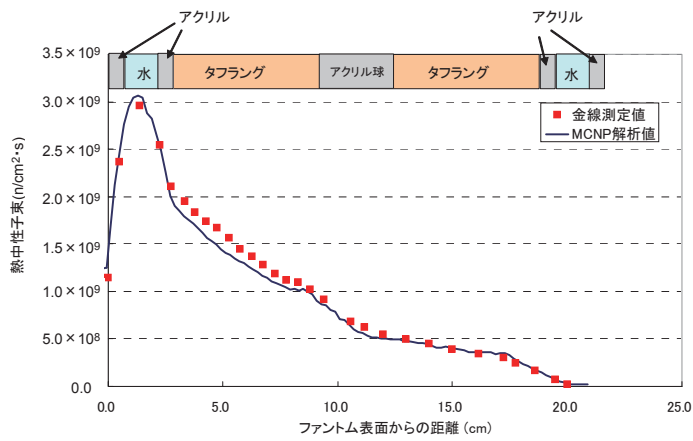
ビーム軸上の肺領域に入射した後の熱中性子束計算値が実験値より低くなった原因として、計算に用いたタフリングの材質組成が実験時のタフリングの組成と一致していないことが考えられる。タフリングはX線に対して人体組織と同じ吸収率を持つ物質を使用したものであるが中性子での利用を考慮された物質ではない。今後は、タフリングの水分対策を十分にとるとともに、タフリング自体の特性についても調査を行う。

γ 線の実験及び解析結果に差異が生じた原因については、計算、測定両面から原因を追求中である。

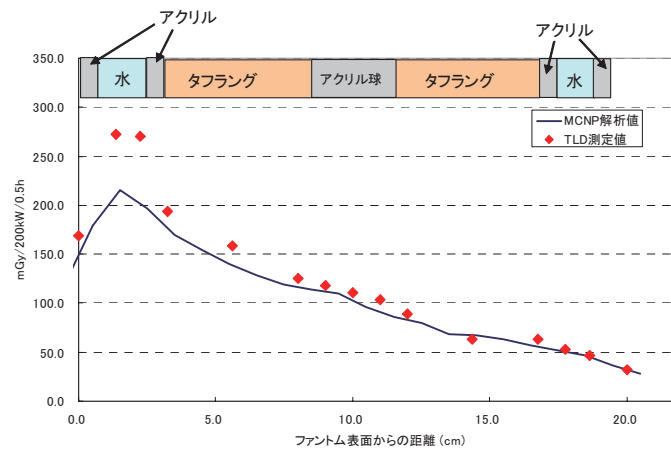
今後の予定としては、実験と計算の差異の原因について追求し、その次のステップとして JCDS が出力するデータでの解析精度を検証し、肺癌に向けた線量評価作業の基礎的評価を行う。



第 4.2.8 図 肺ファントム実験の概略



第 4.2.9 図 ビーム中心軸上の熱中性子束分布の比較



第 4.2.10 図 ビーム中心軸上のγ線量分布の比較

4.3 シリコン照射技術の開発

4.3.1 中性子核変換ドーピング Si 半導体 (NTD-Si) 製造用 JRR-3 高性能シリコン照射装置の概念設計

中性子核変換ドーピング Si 半導体（以下「NTD-Si」という。）は高性能の電力制御用半導体素子としての高品位特性を有している。NTD-Si の需要は、最近のハイブリッド車の増産に伴い増大している。このような需要増大に対応するため、中性子照射に適した日本原子力研究開発機構の研究炉（JRR-3, JRR-4, JMTR）を用いた NTD-Si 増産の技術的課題に対する対策を進めている。その有効な対策の一つとして JRR-3 均一照射設備を利用した高性能シリコン照射装置の概念設計を行った。高性能シリコン照射装置概略図を第 4.3.1 図に示す。また、設備名称として、既設の装置をシリコン照射装置、新設の装置を高性能シリコン照射装置として名称区分する。

JRR-3 の均一照射設備は、最大直径 6 インチ（約 152.4mm）、長さ 600mm の Si インゴットに熱中性子を照射し P を Si 中に均一にドーピングする設備である。長尺な Si インゴット全体に対し均一に中性子照射を行うため Si インゴットを軸方向に上下反転して 2 度照射する方式が採用されており、反転作業を手作業で行っている。このため、シリコン照射装置内で反転作業が可能な許容線量率まで減衰させる必要があり、48 時間以上の待機後に反転作業を行っている。

照射設備の運転稼働率を高め NTD-Si 生産量の増量を図るためには、手作業による操作工程を少なくし、待機時間を短くする全自動化装置の導入が有効である。このため、本概念設計では、照射済 Si の自動反転機構の開発及びバターンテーブル機構、移送機構を自動化した。安全上要求される構造設計、遮へい設計及び耐震設計の基準を全て満足した。

(1) 設計仕様

1) 設計条件

本高性能シリコン照射装置概念設計の各要求事項を以下に示す。

構造設計	: ① 待機時間削減を目的とした自動化 : ② Si インゴットを押さえ込む機構 : ③ 装荷用キャスクの重量制限に対する構造の開発（装荷用キャスク総重量は、天井クレーンの吊上荷重（30ton）以下とする。） : ④ 上部遮へい体(1 枚あたり)の耐荷重(13ton 以下)以下 : ⑤ 手動バックアップ機構の開発
遮へい設計	: 装荷用キャスク表面線量当量率が 60 μ Sv/h 以下の遮へい性能
耐震設計	: B クラス

2) 構造設計

高性能シリコン照射装置は、基本方針である駆動部のホルダー反転照射の自動化、Si の自動による連続照射機構、Si の損傷防止機構等の機能的な要求条件を満足する設計及び構造上の制約設計条件を満足する設計を行う。設計条件を第 4.3.1 表に示す。

3) 遮へい設計

下記の条件にて、照射物を含む装荷用キャスク及び駆動機構外表面における基準線量当量率を $60\mu\text{Sv/h}$ 以下（遮へい区分Ⅲ）となるよう遮へい設計を行う。

①JRR-3 原子炉運転は、5 週間を 1 サイクルとする運転パターンを標準とし、4 週間の連続運転の後、原子炉を 1 週間停止させ、この間に燃料要素及び照射キャプセルの交換を行う。

②1 年間あたり 7 サイクルの運転期間を基本としているため、遮へい設計におけるホルダーの蓄積最大放射線量が最大となる 7 サイクル目において評価を行う。高性能シリコン照射装置のホルダーの蓄積照射時間を示した照射工程モデルを第 4.3.2 図に示す。

4) 耐震設計

高性能シリコン照射装置の耐震設計における耐震設計は、以下に示す条件に耐える設計を行うものとする。

① 地震力は水平方向から作用するものとし、鉛直方向の地震力は考慮しないものとする。

② 耐震設計条件

高性能シリコン照射装置 : Bクラス

③ 上部遮へい体の許容荷重

イ 上部遮へい体（摺動遮へい体（東）） : 13ton

ロ 上部遮へい体（摺動遮へい体（西）） : 13ton

ハ 固定遮へい体の許容荷重 : 13ton

(2) 設 計

1) 概要

高性能シリコン照射装置の構造概念図を第 4.3.3 図に、主な設計仕様を第 4.3.2 表に示す。

2) 構造設計

高性能シリコン照射装置の構造設計は、以下に示す評価対象部位の強度について、使用材料の機械的強度を評価した。

① 装荷用キャスク本体の吊金具部の強度評価。

② 装荷用キャスクの吊具の強度評価。

③ キャスク台座の吊金具部の強度評価

④ ホルダーの強度評価。

装荷用キャスク及び吊具構造設計対象図を第 4.3.4 図に示す。

イ 計算条件

構造設計に使用する主要材料の許容応力を第 4.3.3 表に示す。

ロ 構造設計結果

構造設計は、上記 2) 項①～④について実施し、いずれも設計基準値を下まわり、十分な強度を有している。計算結果を第 4.3.4 表に示す。

3) 遮へい設計

高性能シリコン照射装置の遮へい設計は、装荷用キャスクにホルダー、アルミリンクチェーン等放射化物を内蔵したときの装荷用キャスク外表面での線量当量率の計算を行う。また、上部遮へい体に対する遮へい線源は炉心部の線源であり、シリコン照射装置の製作時に解析済である。従って、上部遮へい体透過後の線量当量率を加算する事により装荷用キャスク外表面への評価を行う。評価に用いた線源強度は、燃焼計算コード ORIGEN79 で計算した。線量当

量率計算は、3次元点減衰核積分法に基づく QAD-CGGP2 コードを用いて行った。

炉心からの線源は、炉心上部に原子炉プール水及び上部遮へい体を配置した 2次元円柱状の体型で DOT3.5 で計算した既存設備改造時の評価結果を用いた。

① 線源計算

装荷用キャスクに収納される線源（原子炉内での照射により放射化するもの。）は、以下の 4 種類がある。

イ ホルダー：[材質：純アルミニウム (A1050)]

ロ アルミリンクチェーン：[材質：アルミニウム合金 (A5052)]

ハ 接続アダプター：[材質：純アルミニウム (A1050) 及びアルミニウム合金(A5052)]

ニ Si 単結晶：[Si 純度：99.99999999%]

これらのうち、Si 単結晶の線源強度は、同一条件で照射されるホルダーによる線源強度と比較して無視できるため省略する。これらの炉心内照射時のモデルを第 4.3.5 図に示す。

② 遮へい設計計算結果

遮へい計算は、線源となるホルダー (9 本)、接続アダプター及びアルミリンクチェーンを装荷用キャスク内に収納した場合に、装荷用キャスク表面において線量当量率が $60\mu\text{Sv/h}$ 以下となることを示す。

線量当量率の計算は、点減衰核積分法に基づく QAD-CGGP2 コードを用いて線量当量率を求めた。計算結果は、装荷用キャスク本体部の計算結果を第 4.3.6 図に示す。また、装荷用キャスクアルミリンクチェーン収納部計算結果を第 4.3.7 図に示す。

これらの結果から、装荷用キャスク表面での線量当量率は、装荷用キャスク本体部の最大値で Da3 位置において $34.9\mu\text{Sv/h}$ 、装荷用キャスクアルミリンクチェーン収納部の最大値で Db12 位置において $54.4\mu\text{Sv/h}$ であり、いずれも基準値 ($60\mu\text{Sv/h}$ 以下) を満足している。

4) 耐震設計

高性能シリコン照射装置の耐震設計は、①装荷用キャスクの固有周期及び②装荷用キャスクの転倒並びに③キャスク台座の位置決めリングのせん断応力について評価を行う。なお、装荷用キャスクを仮置き場に移動して設置する場合、キャスク台座を使用するものとする。固有周期計算モデルを第 4.3.8 図に、転倒評価モデルを第 4.3.9 図に示す。

イ 耐震設計計算結果

耐震設計は、上記 4)項①～③について実施し、いずれも設計基準値を下まわり、十分な強度を有している。計算結果を第 4.3.5 表に示す。

(3) まとめ

構造設計では、NTD-Si 照射増産の重要ポイントとなる、ホルダー反転機構、連続照射機構、Si の損傷防止機構等の自動化装置の設計を行った。特に、ホルダー反転機構及び Si の損傷防止機構の設計では、ホルダーの上下にインナーリングをセットすることにより内蔵 Si を固定する構造とし、更にホルダー反転機

構では、インナーリングの内側から耐放射線用ゴムの緩衝材により内蔵 Si を上下から押さえ込む構造とした。この構造設計により、待機時間を大幅に短縮でき、Si の連続照射が可能となった。構造設計に伴う装荷用キャスク吊金具、吊具及びホルダーの強度評価を行った結果、各部の応力は、いずれも設計基準値を下まわり、十分な強度を有していることを確認した。

遮へい設計では、装荷用キャスク及びキャスク台座の遮へい性能が要求される箇所について、遮へい計算を実施し、実効線量率が所定の基準を満足するような遮へい能力を有する構造とした。計算の結果、装荷用キャスクのいずれの面においても $60\mu\text{Sv/h}$ 以下であることを確認した。

耐震設計では、装荷用キャスク及びキャスク台座の転倒及びキャスク台座リングの応力を評価した。いずれも所定の基準を満足していることを確認した。

概念設計の結果、シリコン照射装置の操作機能を全自動化した装置の概念設計を行い機能及び構造の安全性並びに耐久性を確認した。今回の設計では 1 週間あたり 9 本の照射を設計し、土曜日及び日曜日は冷却に充てたが、土曜日及び日曜日も照射を行う 4 週間連続照射では、約 2.7 倍の NTD-Si 照射量の増産が可能となる。

第 4.3.1 表 構造設計条件

名称		項目	設計条件
高性能シリコン照射装置	装荷用キャスク キャスク台座	使用温度	常温(40℃以下)
		最高圧力	0.1MPa (水深約 6.5m)
		γ線量率	4.4×10 ⁵ (Sv/h)
		最大高さ	FL+約 2,800mm
		最大外径	φ1,600mm
		最大照射物寸法	直径：157.5mm、長さ：700mm
	照射物	高純度単結晶 Si	
吊具	吊上荷重	2.94×10 ⁵ (N)	

第 4.3.2 表 高性能シリコン照射装置の設計仕様

名称		主要寸法(mm)	重量	主要材料	基数	
高性能シリコン照射装置	装荷用キャスク	装荷用キャスク本体	幅：約 1,480 長さ：約 1,755 高さ：約 1,681	約 28.75 ton	SUS304 遮へい材：Pb	1 基
		ホルダー	外径：約 160 長さ：約 840		A1050	9 本
		駆動機構	幅：約 1,000 長さ：約 1,050 高さ：約 975		SUS304、 A5052 他	1 基
	キャスク台座	幅：約 1,610 長さ：約 1,885 高さ：約 50	約 1.1 ton	SUS304	1 基	
	吊具	外径：約 1,930 高さ：約 2,845	約 0.8ton	SUS304、 SS400、S45C	1 基	
収納物	高純度単結晶シリコン	6 インチ 1 本あたり： 約 φ153mm× 約 700mm	約 30 kg	Si： 99.999999999 (%)	9 本	

第 4.3.3 表 主要材料の許容応力一覧表

構成要素	材質	形状	厚さ等 (mm)	σ_{tia} 許容引張応力 (許容圧縮応力) (N/mm ²)	τ_a 許容せん断応力 (N/mm ²)	σ_{da} 許容支圧応力 (N/mm ²)
吊 具	SS400	板、棒	16 以下	81.6	47.1	114
			16 を超え 40 以下 40 を超えるもの	78.3 71.6	45.2 41.3	109 100
吊具ピン 吊り機構	S45C	棒	—	115	66.3	161
				163	94.1	228
装荷用キヤスク 胴部 吊金具	SUS304	板、棒	—	68.3	39.4	95.6
ホルダー 昇降用ピン部	A1050	棒	—	6.66	3.84	9.32

第 4.3.4 表 構造設計結果一覧表 (1/2)

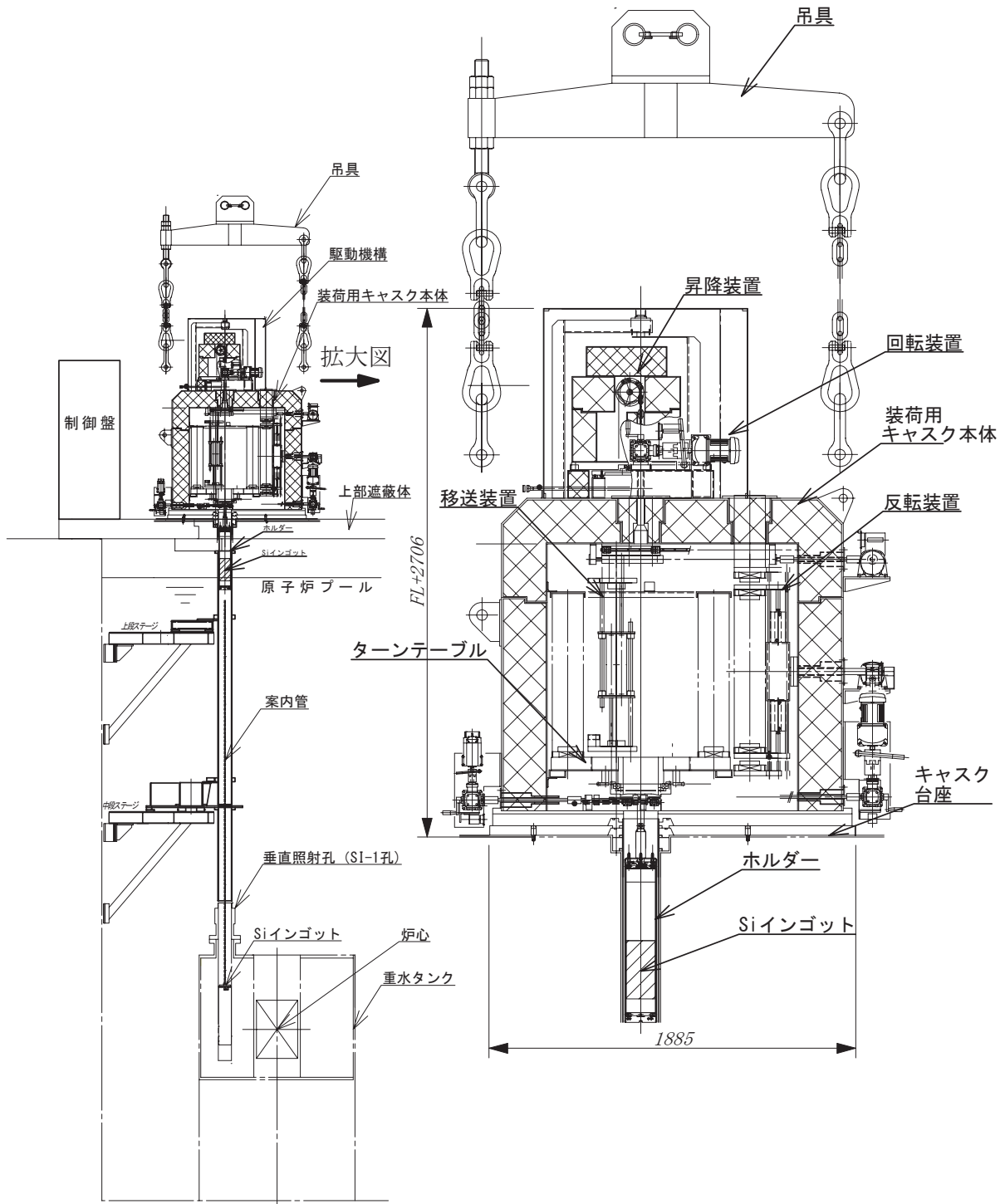
No	評価位置	材料	計算式	計算結果 発生応力 (N/mm ²)			許容応力		評価
				引張応力	σ_t	σ_t	応力の種類	設計基準値 (N/mm ²)	
1	外胴部	SUS304	$\sigma_t = \frac{W}{A}$	引張応力	σ_t	7.34	σ_{ta}	68.3	$\sigma_t < \sigma_{ta}$
	吊金具 a 部	SUS304	$\tau = \frac{W'}{2A}$	せん断応力	τ	34.1	τ_a	39.4	$\tau < \tau_a$
3	吊金具溶 接部 b 部	SUS304	$\sigma = \frac{1}{2}\sigma_b + \sqrt{\frac{1}{4}\sigma_b^2 + \tau_a^2}$	曲げ応力	σ_b	0.35	$0.8\sigma_{ta}$	54.6	$\sigma < 0.8\sigma_{ta}$
				せん断応力 組合せ応力	τ_a σ	14.0 14.2			
4	吊金具溶 接部 C 部	SUS304	$\sigma = \frac{1}{2}\sigma_b + \sqrt{\frac{1}{4}\sigma_b^2 + \tau_a^2}$	曲げ応力	σ_b	38.4	$0.8\sigma_{ta}$	54.6	$\sigma < 0.8\sigma_{ta}$
				せん断応力 組合せ応力	τ_a σ	15.4 43.9			
5	吊金具 穴部	SUS304	$\sigma_p = \frac{P}{A_p}$	支圧応力	σ_p	26.7	σ_{da}	95.6	$\sigma_p < \sigma_{da}$
6	クレーン 取付用ピ ン	S45C	$\sigma = \frac{1}{2}\sigma_b + \sqrt{\frac{1}{4}\sigma_b^2 + \tau_a^2}$	曲げ応力	σ_b	99.0	σ_{ta}	115	$\sigma < \sigma_{ta}$
				せん断応力 組合せ応力	τ_a σ	25.9 106			
7	ピン取付 プレート の孔部	SS400	$\tau = \frac{W''}{A}$	せん断応力	τ	40.7	τ_a	45.2	$\tau < \tau_a$
8	ピン取付 プレート の取付溶 接部	SS400	$\sigma_t = \frac{0.707W}{2h\ell} + \frac{W}{2 \times 2h_1\ell}$	引張応力	σ_t	34.5	$0.8\tau_{ta}$	36.1	$\sigma_t < 0.8\tau_{ta}$

第 4.3.4 表 構造設計結果一覧表 (2/2)

No	評価位置	材料	計算式	計算結果発生応力 (N/mm ²)		許容応力		評価
				応力の種類	設計基準値 (N/mm ²)	応力の種類	設計基準値 (N/mm ²)	
9	アーム①	SS400	$\sigma = \frac{1}{2}\sigma_b + \sqrt{\frac{1}{4}\sigma_b^2 + \tau_a^2}$	曲げ応力	68.6	σ _{ta}	71.6	σ < σ _{ta}
				せん断応力 組合せ応力	4.23 68.9			
10	アーム②	SS400	$\sigma = \frac{1}{2}\sigma_b + \sqrt{\frac{1}{4}\sigma_b^2 + \tau_a^2}$	曲げ応力	18.4	σ _{ta}	71.6	σ < σ _{ta}
				せん断応力 組合せ応力	6.13 20.3			
11	アーム先端部孔③	SS400	$\tau = \frac{W'}{2A}$	せん断応力	23.6	τ _a	41.3	τ < τ _a
12	アーム孔部④	SS400	$\sigma_p = \frac{P}{A_p}$	支圧応力	27.6	σ _{da}	100	σ _p < σ _{da}
13	アーム先端ボス部⑤	SS400	$\sigma = \frac{1}{2}\sigma_b + \sqrt{\frac{1}{4}\sigma_b^2 + \tau_a^2}$	曲げ応力	68.3	0.8τ _a	80.0	σ < 0.8τ _a
				せん断応力 組合せ応力	30.6 76.1			
14	①吊り機構	S45C	$\sigma_t = \frac{W}{A}$	引張応力	28.4	σ _{ta}	115	σ _t < σ _{ta}
				②その他の吊り機構	73.5(kN)	評価 <	保証荷重	118(kN) 122.5(kN)
15	キヤスタク台座	アイボルト	JIS B2801、BB-44 チェーンスリング (12.5ton 用)	使用荷重(W)	5.3(kN)	評価 <	設計基準値	9.32(kN)
				負荷荷重	τ	τ _a	3.84	τ < τ _a
16	ホルダー昇降及び回転用ピン部	A1050	$\tau = \frac{W'}{2A}$	せん断応力	2.15	τ _a	3.84	τ < τ _a

第 4.3.5 表 耐震設計結果一覧表

No	評価位置		設計項目	設計結果		判定基準
1	装荷用キャスク	固有周期	固有振動数	f1	201(Hz)	20(Hz)以上
2		転倒	安定度	S	1.39	1 以上
3	キャスク台座	位置決めリング	せん断応力	τ	3.24	$\tau < S_y$ $S_y = 118 \text{ (N/mm}^2\text{)}$



第 4.3.1 図 新設均一照射設備（高性能シリコン照射装置）概略図

シリコン照射自動化、4週間連続照射(土日含む冷却期間) 合計3.6バッチ照射

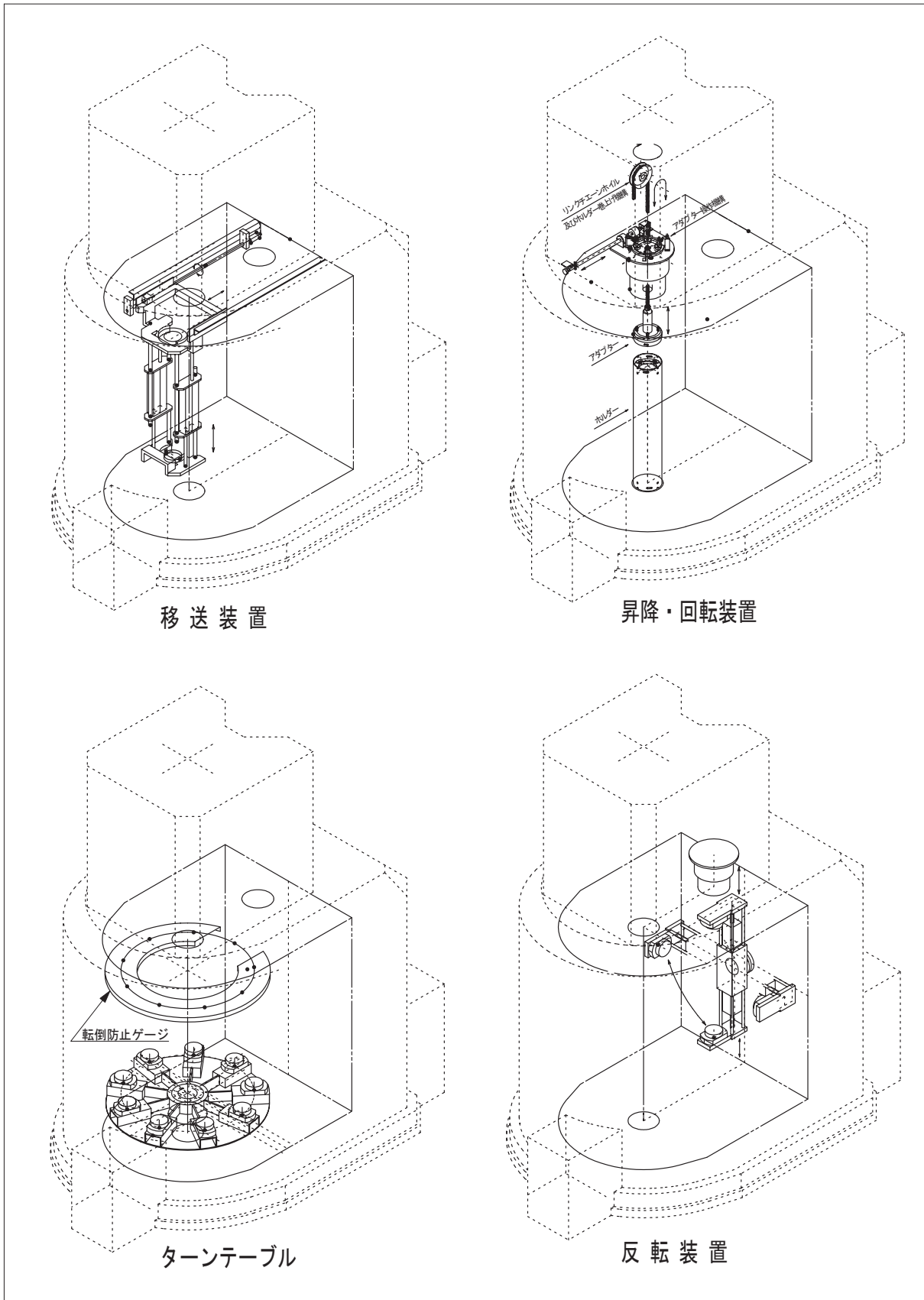
Figure 1: A detailed Gantt chart for the automated silicon irradiation process. It shows a sequence of 9 irradiation batches (シリコン照射) and 9 cooling periods (冷却期間). The chart is organized into columns for each day from Monday to Sunday. Each cell indicates the start and end time of an activity. The irradiation periods are shaded in black, and the cooling periods are white. The total duration is 3.6 batches.

Figure 2: A detailed Gantt chart for the automated silicon irradiation process, showing a different schedule or configuration than Figure 1. It features 9 irradiation batches and 9 cooling periods, with specific start and end times for each activity across a week.

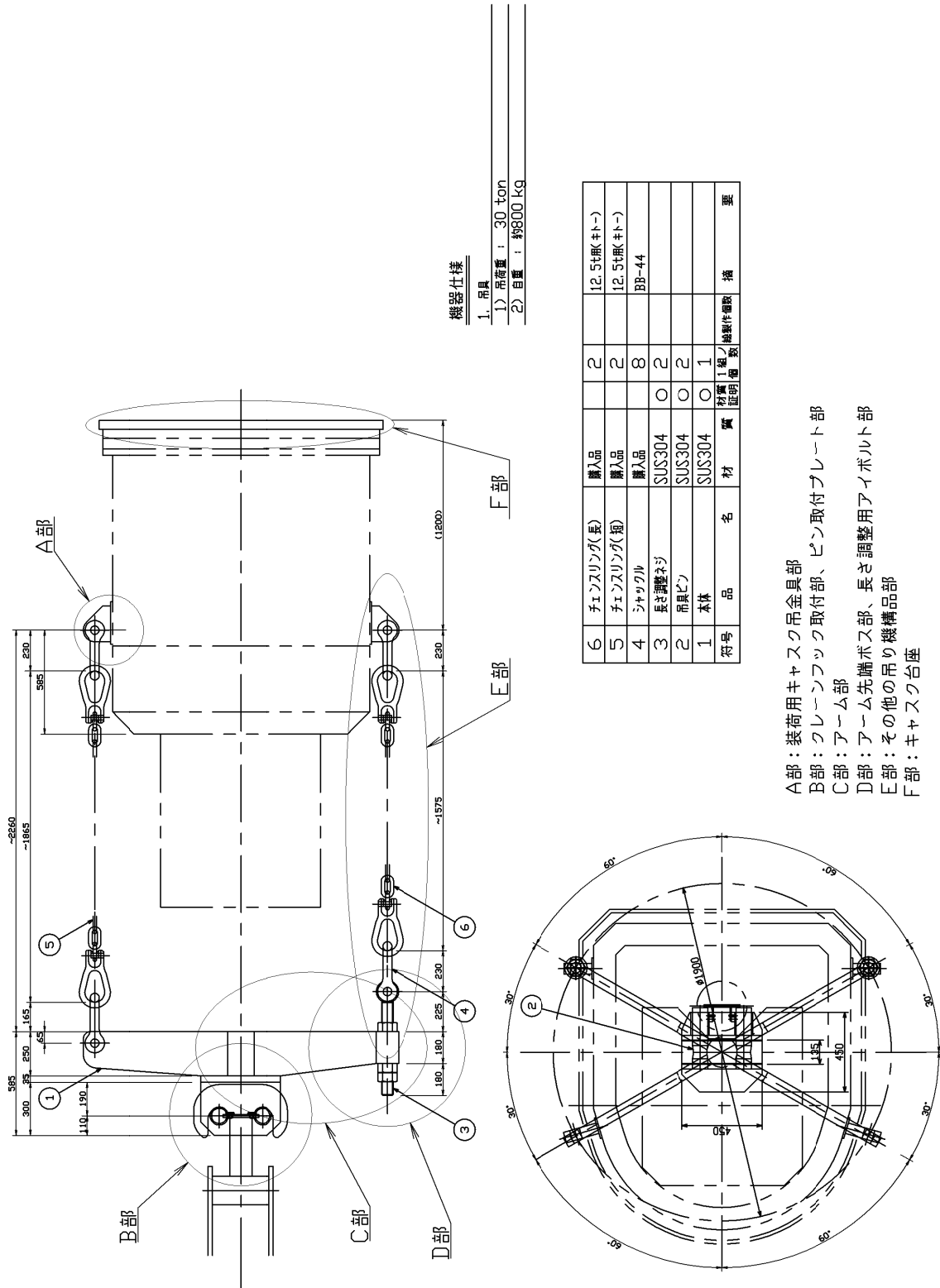
Figure 3: A detailed Gantt chart for the automated silicon irradiation process, illustrating a third configuration. It details the timing of 9 irradiation batches and 9 cooling periods over a week.

Figure 4: A detailed Gantt chart for the automated silicon irradiation process, showing the fourth configuration. It maps out the 9 irradiation batches and 9 cooling periods with their respective start and end times.

第4.3.2図 Si照射工程モデル



第 4.3.3 図 高性能シリコン照射装置の構造概念図



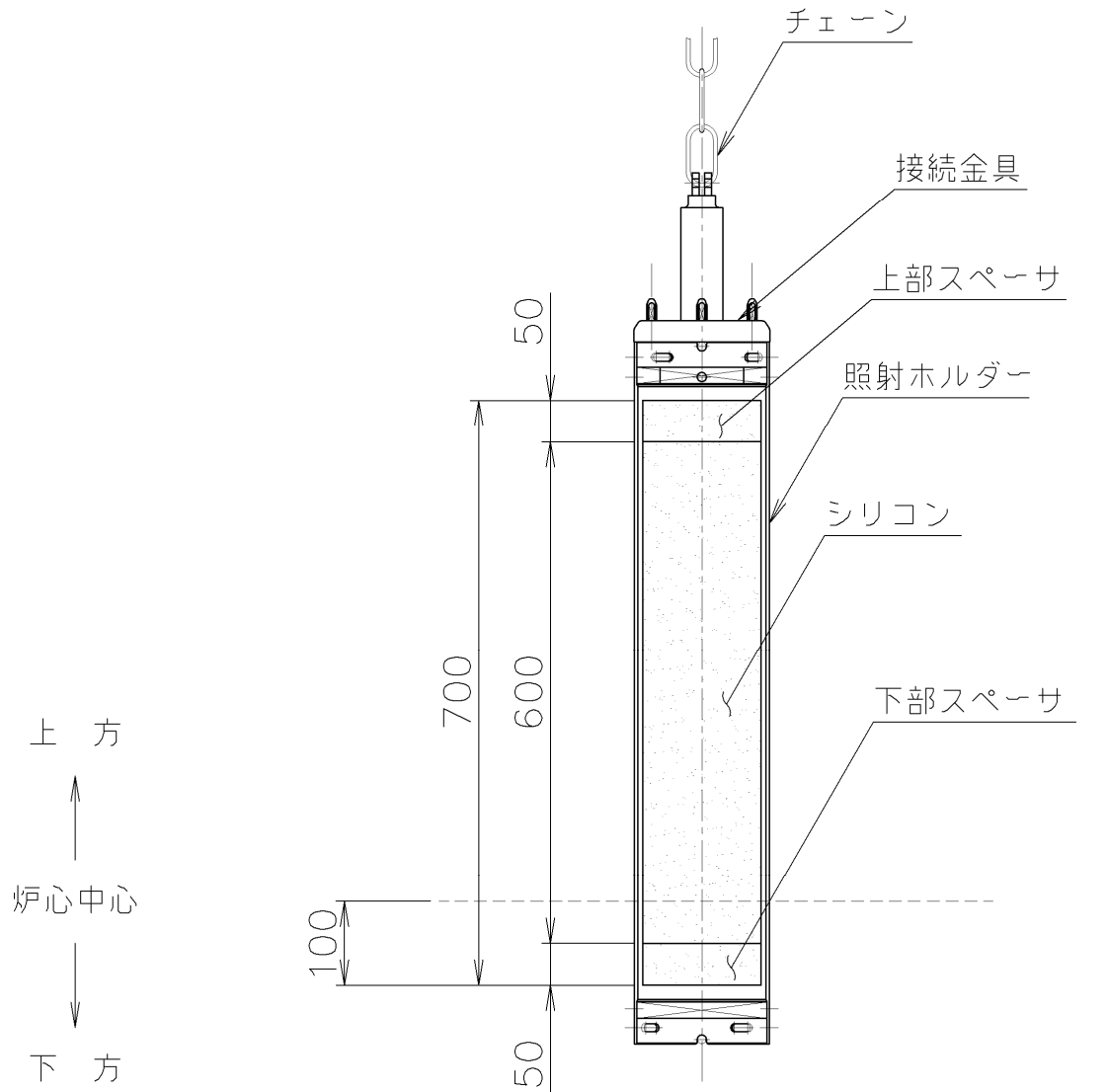
機器仕様

- 1. 吊具
- 1) 吊荷重 : 30 ton
- 2) 自重 : 約800 kg

符号	品名	材質	数量	検査	備考
6	チェーンリンク(吊)	購入品	2		12.5t用(キト)
5	チェーンリンク(箱)	購入品	2		12.5t用(キト)
4	シャックル	購入品	8		BB-44
3	長さ調整ネジ	SUS304	0	○	
2	吊具ピン	SUS304	0	○	
1	本体	SUS304	0	○	
				材質1編/検査作図	

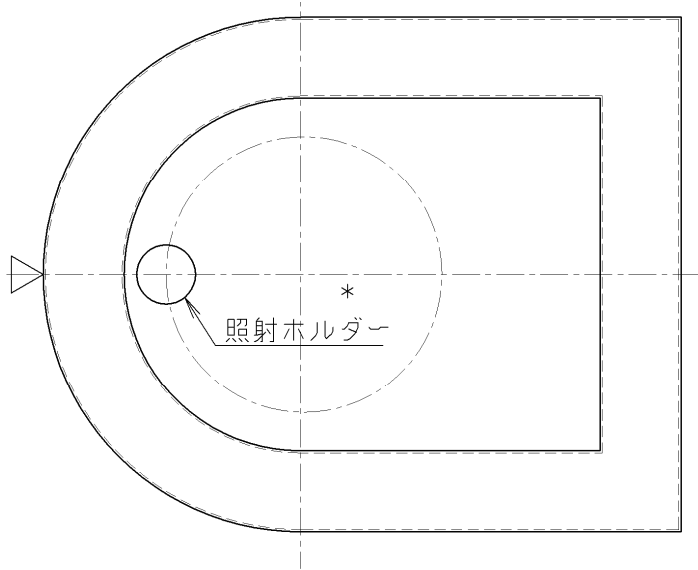
- A部 : 装荷用キャスク吊金具部
- B部 : クレーンフック取付部、ピン取付プレート部
- C部 : アーム部
- D部 : アーム先端ボス部、長さ調整用アイボルト部
- E部 : その他の吊り機構品部
- F部 : キャスク台座

第 4.3.4 図 装荷用キャスク及び吊具構造設計対象図

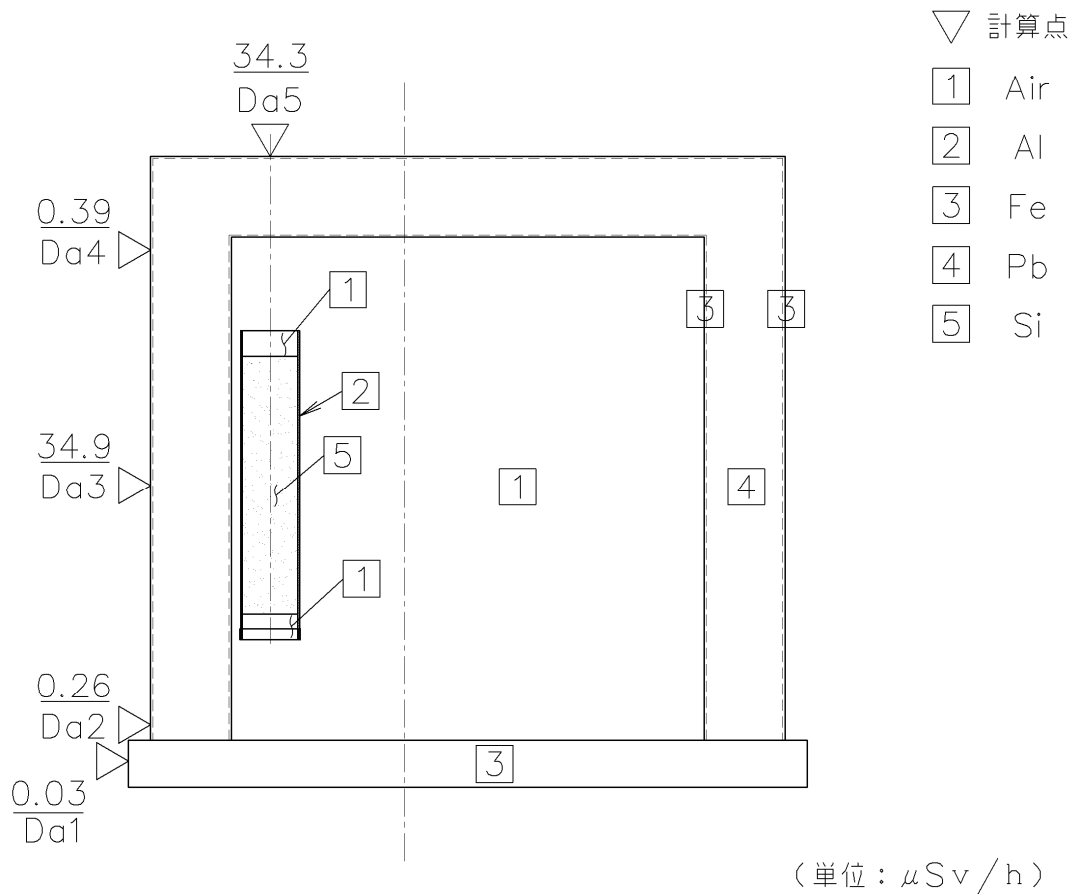


(単位：mm)

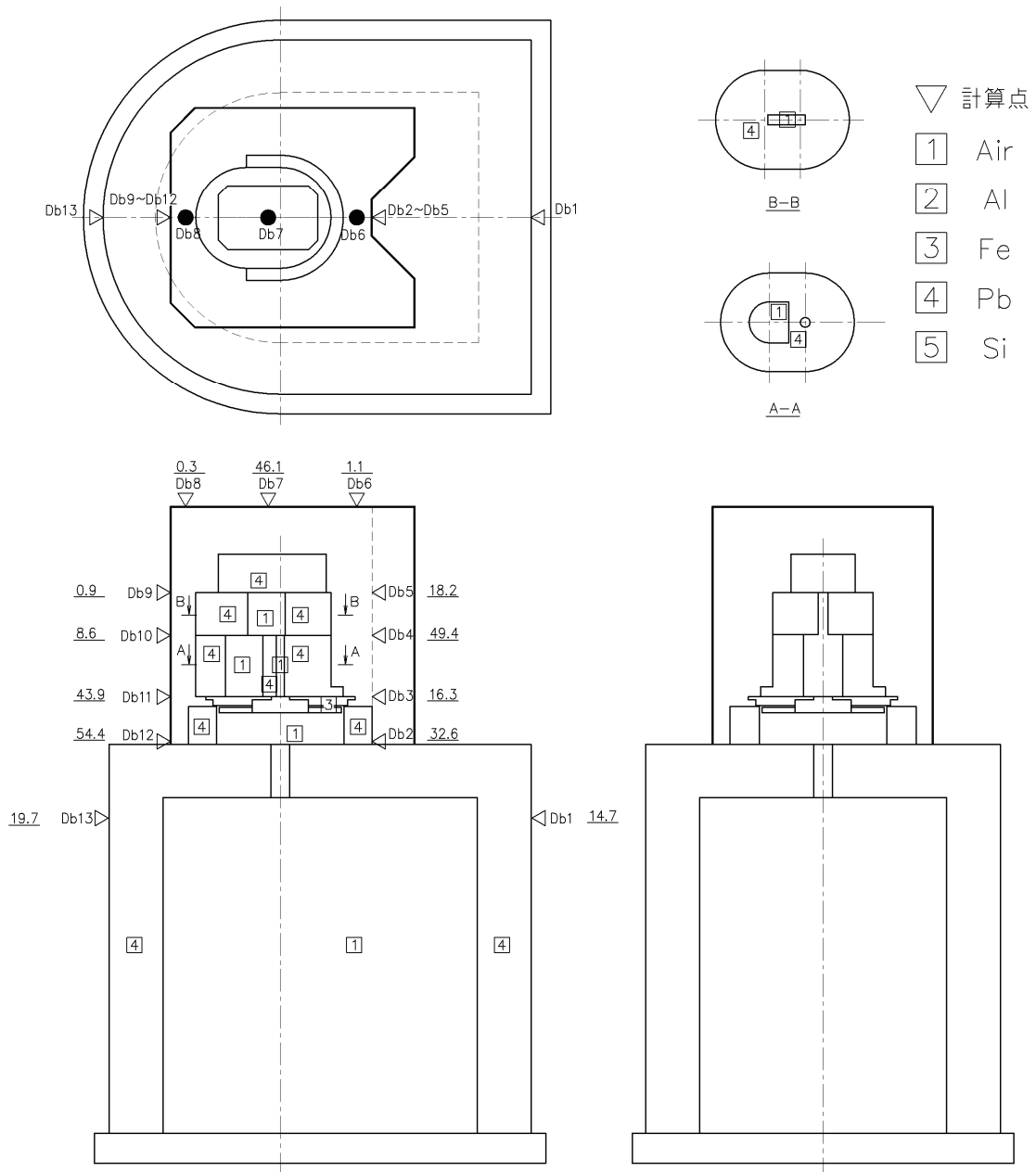
第 4.3.5 図 炉心内照射モデル



* 9本分の線源強度を有する

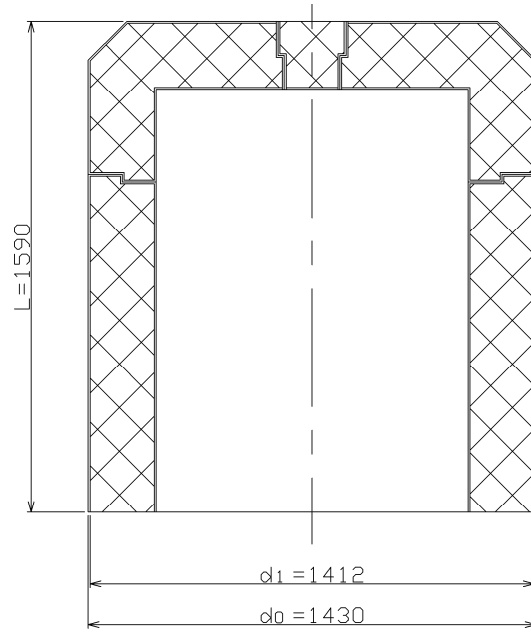


第 4.3.6 図 装荷用キャスク本体部計算点の位置図

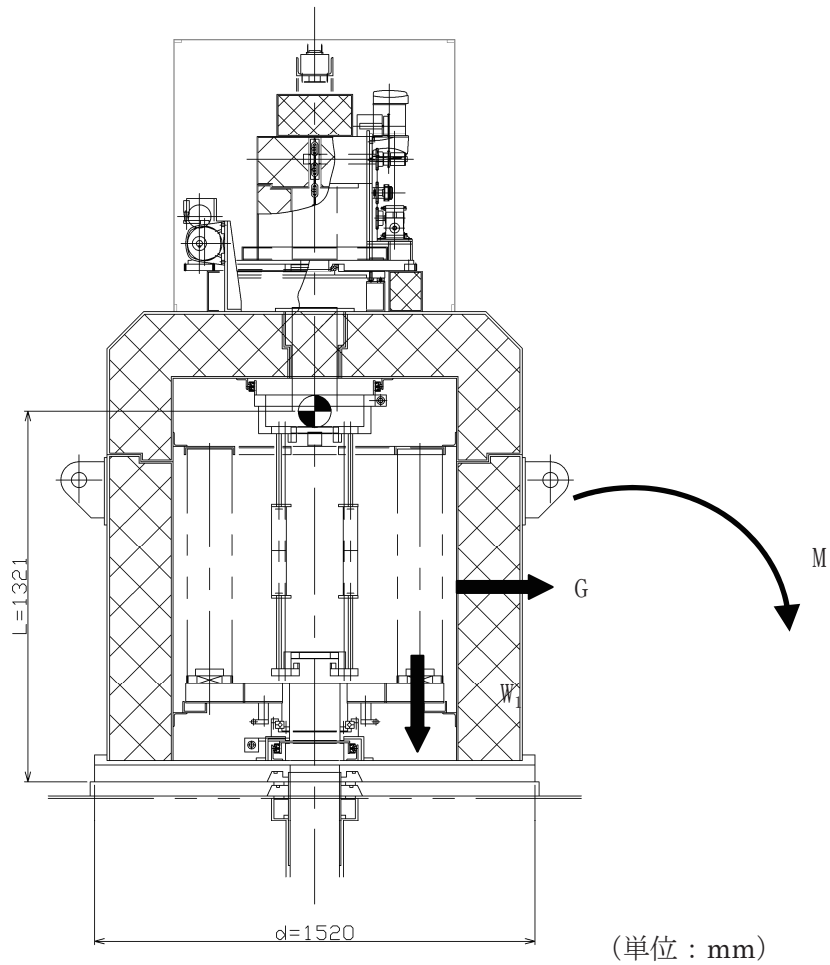


(単位: $\mu\text{Sv/h}$)

第 4.3.7 図 装荷用キャスクアルミリンクチェーン収納部計算点の位置図



第 4.3.8 図 固有振動数計算モデル



(単位 : mm)

第 4.3.9 図 高性能シリコン照射装置転倒計算モデル

4.3.2 12 インチシリコン照射筒の設計及び JRR-3 の核設計

現在、JRR-3 では 6 インチ径シリコンの照射を行っている。原子炉でシリコンを照射することによりドーピングを行う方法を NTD 法と呼ぶが、この NTD シリコン（以下、NTD-Si と記す）は他のドーピング方法（CZ 法等）に比べて均一にドーピングでき高品位なシリコン半導体が得られることから、需要が拡大してきている。これに伴い NTD-Si のウェハーサイズも大口径化が産業界から求められ、JRR-3 においてもシリコンインゴットのサイズを現行の 6 インチから 12 インチに拡大可能かどうかの検討を開始した。

JRR-3 において 12 インチシリコンを照射するには、大きく分けて 2 つ問題点がある。一つ目は照射孔の設置場所の問題であり、12 インチ径シリコンはシリコンインゴットの直径だけでも約 30cm もあり、これを照射する照射孔の直径は 36cm にも及ぶ。現在、JRR-3 の重水タンクには水平実験孔が 9 本(1G～7G、8T 及び 9C)挿入され、これらに影響しないように 12 インチ径シリコン照射筒を設置するのは非常に困難である。また、2 つ目の問題点として、現行の 6 インチ NTD-Si は径方向に均一なドーピング精度が維持されているが、12 インチ径になると現行の照射法ではシリコン中心と外部面では中性子分布に偏りが生じ、ドーピング精度が低下することが挙げられる。今回の JRR-3 の核設計では上記 2 点の問題を解決すべく基礎的な解析を行った。なお、解析にはモンテカルロ計算コード MVP を使用した。

本設計による 12 インチシリコン照射孔の設置候補を第 4.3.10 図に示す。設置候補を探すに当たって、垂直照射孔をすべて残すという方針を取ったため、水平実験孔を除外しなければ現実的な設置場所は見つからなかった。第 4.3.10 図で示すように、現行シリコン照射孔の近くに設置することにして、水平実験孔 1G を除外した。水平実験孔 1G 及び現行のシリコン照射孔を除外した体系を用いて計算を進めた。12 インチという大きなシリコンを照射するにはフラックスが高く、より内部に中性子が届くようにやや高いエネルギーを用いる方が良い。そのため、炉心に近い場所に照射孔を設置することにした。

現行のシリコン照射筒の設置場所は比較的炉心から離れているため十分に熱化された中性子が多く入射される。また、シリコンの径も 6 インチと比較的小さいので熱化された中性子でもシリコン内部に十分に届く。しかし、12 インチ径シリコンでは熱中性子のみではシリコン内部に十分に中性子が届かずドーピング分布に偏りが生じる。このため、シリコン内部に中性子が届くようにエネルギーの高い中性子を入射させなければならない。エネルギーの高い中性子を増加させるために、12 インチシリコンは炉心に近い方が良いが、熱中性子の数が多ければシリコン表面での反応が大きくなり、結果的にドーピング分布は悪くなる。よって、熱中性子を抑えながら高速中性子を通過させるフィルターをシリコン周りに設置する方法が良いと考えられる。アルミに 2% のボロンを添加したフィルターを使用した場合の ^{30}Si の中性子吸収反応率計算結果を第 4.3.11 図に示す。シリコンを径方向に 6 分割、高さ方向に 6 分割しており、シリコン中心領域での反応率に対するそれぞれの領域の反応率の平均は 1.02 であり、最大値は 1.089 となった。以上の対策でドーピングの均一性向上が図られることが分かった。今後は、より最適な照射が出来るように計算を進めていく予定である。

4.3.3 12 インチシリコン均一照射試験装置の開発

中性子核変換ドーピング Si 半導体(NTD-Si)は高性能のパワーデバイスとしての高品位特性を有しており、最近のハイブリッド車の増産状況等を反映し、その需要が急激に増大するものと見込まれる状況にある。このような需要増大に対応するため、上記の通り JRR-3 を用いた NTD-Si 増産の技術的課題として照射シリコンの 12 インチ化の検討が進められている。その検討の一環として JRR-4 に 12 インチ NTD-Si 照射装置を設置し、モンテカルロ輸送計算による設計解析結果の実証を行い、JRR-4 における NTD-Si の増産を図る。このため、JRR-4 における 12 インチ NTD-Si 照射装置の基礎設計を行った。

12 インチ径 NTD-Si 照射装置は、炉心タンク外壁の No.1 プール内に設置し、中性子束の増大を目的とした黒鉛及びヘリウム複合型の反射体カバー内で直径 12 インチ、高さ 60cm のシリコンを回転させることにより周方向に均一照射することとした。第 4.3.12 図に JRR-4 における 12 インチ径 NTD-Si 照射装置の概略図を示す。設計解析にはモンテカルロ輸送計算コード MCNP-5 を使用し、シリコン回転軸方向及び半径方向の熱中性子束分布の均一化に関しては反転法及びフィルター法等を検討し、以下の設計方針に係る概念を得ることができた。

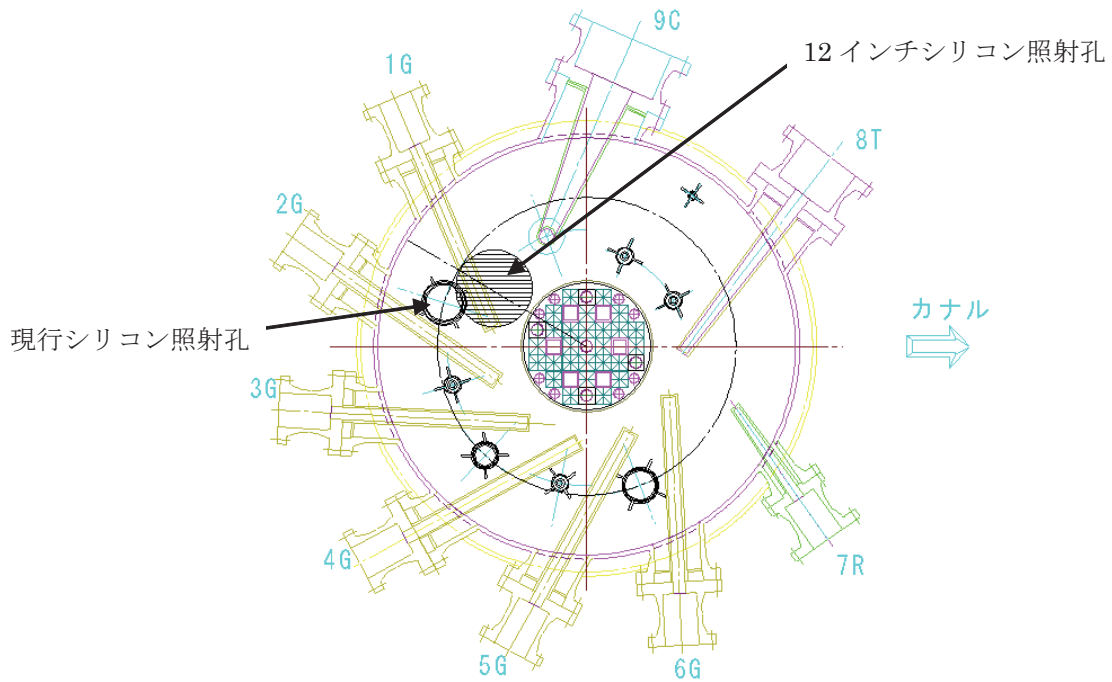
- 1) 12 インチ径シリコンインゴットを単純に炉心タンク外壁で照射しただけでは、シリコン中心の熱中性子束に対する外周の熱中性子束の比 (O/C 比) は、約 1.16 にもなり、シリコン半径方向の核反応の均一化は見込めない。そこで、シリコン側面に入射される熱外中性子の割合を増大させ、シリコン内部での中性子の熱化を促すことを目的として、熱中性子フィルターをシリコン周囲の炉心タンク側に設置する。
- 2) シリコン全長に対し熱中性子フィルターの上下方向の長さを短くすることにより、シリコン上下からの中性子流入の効果が得られ、シリコン半径方向の核反応の均一度はさらに増す。ただし、シリコン上下の一部は、O/C 比が著しく大きくなるため、製品として無視することとする。
- 3) 上記 2)の方法によって半径方向の分布は改善するが、シリコン上下部分の歪みが大きくなる傾向にあり、従来の反転法による高さ方向の分布の改善は見込めない。従って、炉心に対する NTD-Si 照射装置の位置、熱中性子フィルターの幅、高さ及び組成を調整することにより、ワンスルー工程で回転軸方向の均一化を可能とするフィルター法を採用する。

上記の設計方針を採り入れ、シリコン照射位置、熱中性子フィルターの寸法、材質等について様々なパターンで解析を行った結果、シリコンを燃料芯材中心から-10cm に配置し、熱中性子フィルターを 2wt%天然ボロン含有アルミニウム、厚さ 5mm とすることにより、シリコン中心から鉛直方向±24cm の範囲で O/C 比が 1.11 となる照射条件を見出すことができた。ただし、シリコン領域の平均熱中性子束は、原子炉出力 3,500kW で 12 インチシリコンを単純に炉心タンク外壁で照射した場合の約 $1.0 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ に対し、 $4.2 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ に減少する。第 4.3.13 図にシリコン領域における軸方向熱中性子束分布を示す。

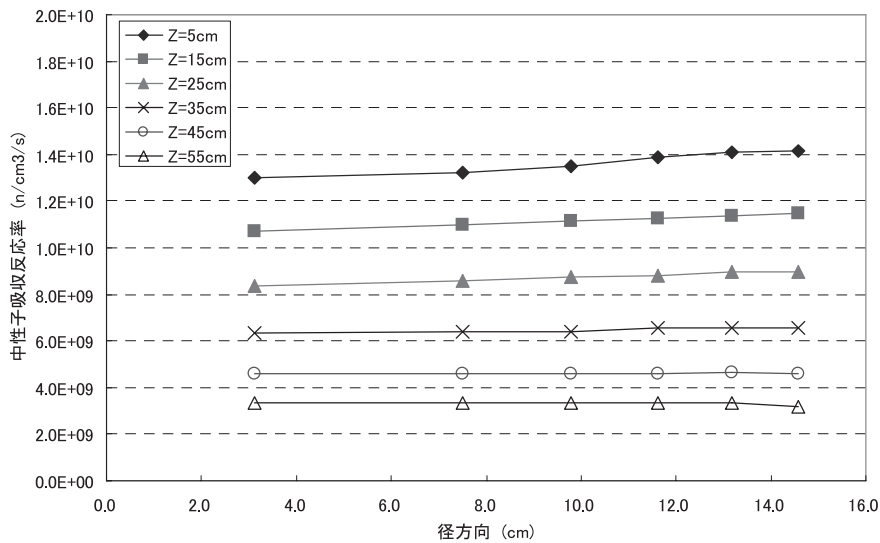
しかしながら、このときの核反応 $^{30}\text{Si}(n, \gamma)^{31}\text{Si} \rightarrow ^{31}\text{P}$ による ^{31}P 生成率は $5.62 \times 10^7 \text{ atom/cm}^3 \cdot \text{s}$ となり、原子炉出力 3,500kW、6 時間運転が年間 65%行われるとし、n 型シリコン単結晶の目

標抵抗率を $250 \Omega \text{cm}$ とした場合、12 インチ径シリコンの年間生産重量は約 550kg となる。これは平成 17 年度の JRR-4 における現行の 5 インチシリコンの照射実績である約 800kg に対して、7 割であることから、本実験装置を用いて生産できれば 1.7 倍の増産が見込める。

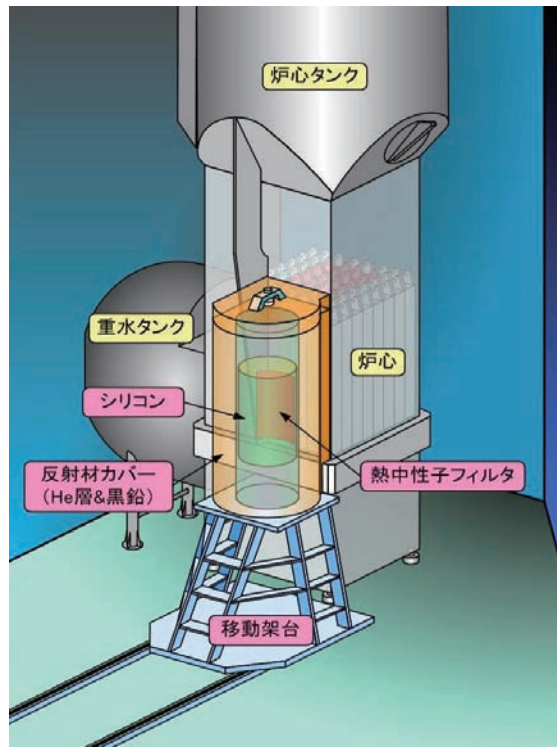
今後、熱中性子フィルターの形状、寸法、天然ボロン濃度等のパラメータに更なる改良を加え、より適切な照射条件を検討する。



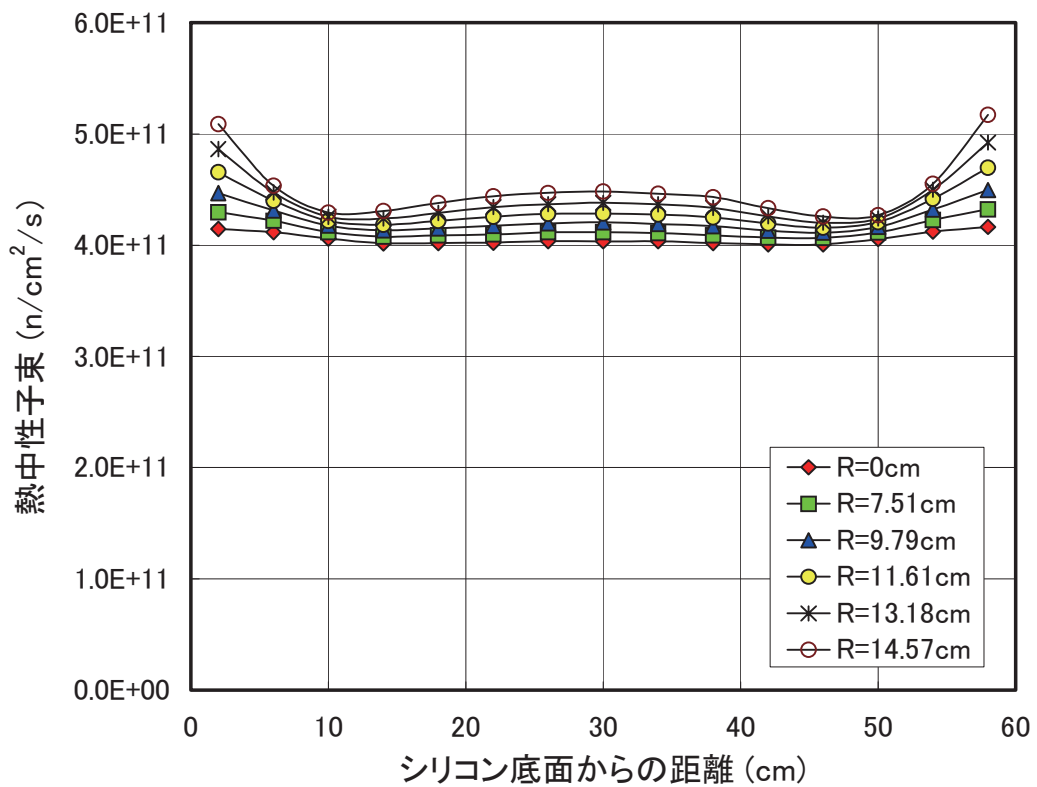
第 4.3.10 図 12 インチシリコン照射孔設置場所



第 4.3.11 図 ホウ素フィルターを使用した場合の中性子吸収反応率分布



第 4.3.12 図 JRR-4 における 12 インチ NTD-Si 照射装置の概略図



第 4.3.13 図 シリコン領域における軸方向熱中性子束分布 (R は半径方向距離を示す)

4.4 ^{177}Lu 大量製造を目指した Yb-Lu 分離技術の開発

(1) はじめに

RI をがん治療に利用するには、その物理的性質（半減期、 β 線等のエネルギー）に加え、RI の比放射能（安定同位体中に含まれる割合）も重要な要素の一つである。すなわち、治療効果 を高めるためには、より多くの RI を目的のがん組織へ送ることが必要である。目的のがん組織に集まる同位体（放射性同位体+安定同位体）の数が一定である場合を考えてみると、放射性同位体も安定同位体も生体内では同じ体内分布をするため、安定同位体に対する放射性同位体の割合が多い方（高比放射能 RI）が、治療効果 を高めるためには有利である。実際、標識抗体などを利用する放射免疫治療の分野では、より高い比放射能の RI が望まれている。

β 線放出核種である ^{177}Lu は、がん治療用核種の一つとして有望であり、半減期が 6.73 日、 β 線の最大エネルギーが 498 keV で、組織中の β 線の飛程は 1.8 mm と短い。さらに、画像化に適した 208 及び 113 keV の γ 線を放出する。 ^{177}Lu は、通常 $^{176}\text{Lu}(n, \gamma)^{177}\text{Lu}$ 反応を利用して製造されるが、無担体の ^{177}Lu を製造するために、 $^{176}\text{Yb}(n, \gamma)^{177}\text{Yb}$ (半減期 1.91 時間) \rightarrow ^{177}Lu 反応を利用した製造研究を行っている。本製造法では、ターゲット物質であるマクロ量の Yb_2O_3 (10-20 mg) から無担体 ^{177}Lu を分離する方法の確立が鍵となる。しかし、Lu と Yb の化学的性質の類似性から単独の分離方法により効率よく完全分離を達成するのは難しい。以前、無担体 ^{177}Lu の製造法として、逆相イオン対カラムを用いた方法を報告した¹⁾。その方法では、 Yb_2O_3 ターゲット量が 1 mg までは、 ^{177}Lu と Yb を完全に分離することが可能であるが、5 mg 以上になると分離が不完全になることを明らかにした。その後、希土類元素分離用の樹脂として、固相抽出分離用樹脂 (Ln Resin, Eichrom Technologies 社製) が開発され、塩酸濃度を切り替えることにより、Yb と Lu を分離することが可能であることが示された²⁾。しかしながら、Yb がマクロ量の場合、Lu のフラクションに Yb がわずかに混入することが、観察されている。

そこで、我々は、高放射エネルギー (GBq オーダー) の高純度無担体 ^{177}Lu の製造法の確立を目指して、固相抽出分離カラム法と逆相イオン対カラム法を組み合わせた分離方法を検討することとした。すなわち、第 1 段階の分離法として、固相抽出分離カラムにより、 ^{177}Lu フラクションに含まれる Yb_2O_3 量を 1-3 mg 以下に減少させ、次に、逆相イオン対カラムにより、 ^{177}Lu と Yb の完全分離を達成する方法である。今年度は、まず、固相抽出分離カラムを用いた分離条件の検討を行った。

(2) 実験

照射は、石英アンブルに封入した 97.6%濃縮 $^{176}\text{Yb}_2\text{O}_3$ 11-12 mg を JRR-3 で 5 時間または JRR-4 で 6 時間行った。 $^{176}\text{Yb}_2\text{O}_3$ 濃縮ターゲット中に含まれる ^{174}Yb (1.93%) から生成する ^{175}Yb (半減期: 4.2 日) を Yb のトレーサとして利用した。照射済み試料は半減期 1.9 時間の ^{177}Yb の壊変を待ってから 1 M 塩酸に加熱溶解し、蒸留水による希釈によって 0.1 M 塩酸溶液とした。Lu と Yb の分離に使用する固相抽出分離用樹脂として、Ln Resin 50-100 μm (Eichrom Technologies 社製) を使用した。 ^{177}Lu と Yb の分離は、カラム 内径 11 mm、長さ 150 mm、溶離液 2 M, 3 M, 6 M 塩酸、流速 約 3 ml/min で行った。溶出液は、フラクションコレクターによって 10 ml ずつ分取し、 ^{177}Lu 及び ^{175}Yb の放射エネルギーを Ge 半導体検出器によ

る γ 線測定から求めた。

(3) 結果と考察

JRR-3, JRR-4による照射条件及び ^{177}Lu 及び ^{175}Yb の生成量を第4.4.1表にまとめた。

第4.4.1表 ^{177}Lu , ^{175}Yb の生成量

照射日	原子炉	照射孔	照射時間	Yb ₂ O ₃ 量 mg		照射終了時から90時間後の放射エネルギー	
						MBq	MBq/mg Yb
2006/11/22	JRR-3	HR-1	5 時間	11.5	^{177}Lu	105.0	10.4
					^{175}Yb	120.9	12.0
2007/1/18	JRR-4	Sパイプ	6 時間	10.9	^{177}Lu	32.8	3.4
					^{175}Yb	35.3	3.7
2007/3/1	JRR-4	Dパイプ	6 時間	11.1	^{177}Lu	43.3	4.4
					^{175}Yb	50.3	5.2

基本的な分離手順は、試料溶液を Ln resin カラムに添加後、まず、2 M 塩酸 1000 ml で Yb を溶出させ、その後、3 M 塩酸 30 ml 及び 6 M 塩酸 100 ml で ^{177}Lu を溶出させる。分離実験に使用する Yb₂O₃ 量を 5 mg から 20 mg まで変化させた場合の結果を第 4.4.2 表に示した。なお、Yb₂O₃ 量 10–20 mg は、JRR-3 (中性子束 $1 \times 10^{14} \text{ n cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) で 10 日間照射することにより 3.6–7.2 GBq ^{177}Lu (4 日間経過時) が生成するターゲット量に相当し、がん治療効果の確認のための実験には、十分な放射エネルギーが得られる。

第 4.4.2 表 ^{177}Lu フラクシオン (3-6 M 塩酸) に含まれる ^{177}Lu , Yb の割合

Yb ₂ O ₃ 量	5.0 mg	10.32 mg		19.72 mg
2 M HCl の量	1000 ml	1009 ml	1218 ml	1014 ml
^{175}Yb (Yb ₂ O ₃)	11.4% (0.6 mg)	16.4% (1.7 mg)	11.9% (1.2 mg)	12.1% (2.4 mg)
^{177}Lu	96.2%	96.0%	82.9%	85.1%

5 mg Yb₂O₃ 量の場合の分離曲線を第4.4.1図に示した。 ^{177}Lu の回収率は、96%以上と高く、その中に含まれるYb₂O₃量は、全量の11.4% (Yb₂O₃量として約0.6 mg) であった。この結果は、一次分離としては、十分な分離結果である。

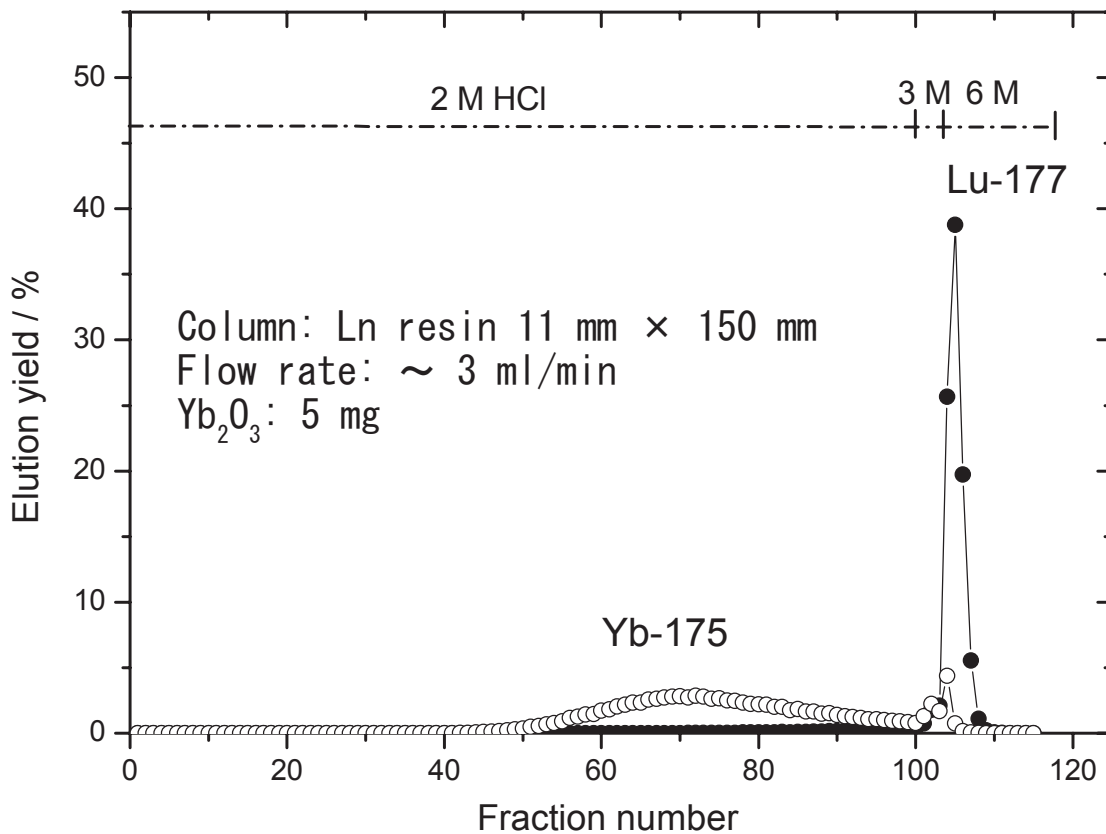
10 mg Yb₂O₃ 量の場合、分離液 (2 M HCl) の量を5 mg Yb₂O₃ 量の実験と同じ1000 mlにした場合、 ^{177}Lu の回収率は約96%で、その中に含まれるYb₂O₃量は、全量の16.4% (Yb₂O₃ 1.7 mg) であった。そこで、2 M HClの量を1200 mlに増やした結果、 ^{177}Lu フラクシオンに含まれるYb量は、全体の11.9% (Yb₂O₃ 1.2 mg) に減少したが、同時に、 ^{177}Lu の回収率も83%に減少する結果となった。

20 mg Yb₂O₃ 量の場合、第 4.4.2 図に示すように、これまでの結果に比べ、Yb の溶出が早くなる (ピークの非対称性が増大) と共に、2 M HCl で溶出する ^{177}Lu の割合も増加した。 ^{177}Lu の回収率は約 85%で、その中に含まれる Yb₂O₃ 量は、全量の約 12% (2.4 mg) であった。

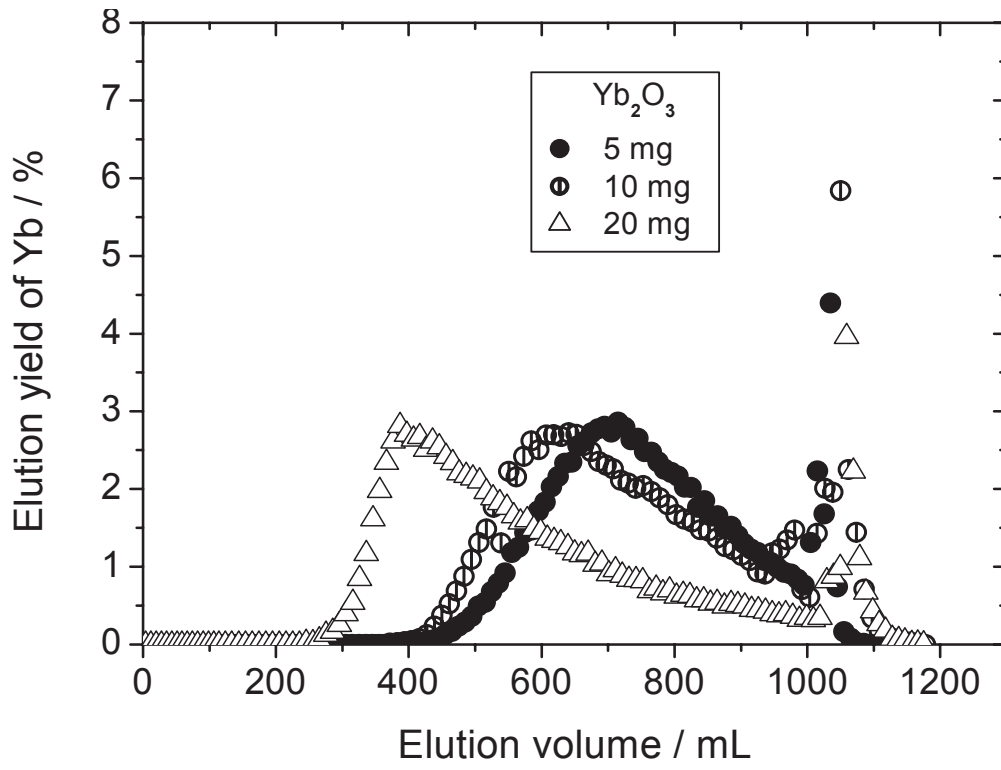
以上の結果、Ln Resin を用いた一次分離によって、使用する Yb_2O_3 量が20 mgでも、 ^{177}Lu フラクション中に含まれる Yb_2O_3 量を2.5 mg以下に減らすことができることを明らかにした。そこで、二次分離である逆相イオン対カラム分離法によって、 Yb_2O_3 量 2.5 mgで、LuとYbの完全分離ができれば、ターゲットである Yb_2O_3 量が20 mgまでは、高純度無担体 ^{177}Lu を得ることが可能となる。そこで、今後は、逆相イオン対カラム分離法による2.5-3 mg Yb_2O_3 で完全分離を達成する条件の探索を行い、両者組み合わせによる完全分離の条件を明らかにし、高純度無担体 ^{177}Lu の製造法の確立を図る。

参考文献

- 1) K. Hashimoto et. al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 255, 575(2003).
- 2) S. Mirzadeh et. al., US Patent 6,716,353 B1 (2004)



第 4.4.1 図 5 mg Yb_2O_3 量の場合の Yb と Lu の溶離曲線



第 4.4.2 図 Yb の溶離曲線の Yb₂O₃ 量依存性

4.5 タンデム加速器系の開発

4.5.1 永久磁石型 14.5GHz ECR イオン源による高多価・高強度重イオンビームの開発

タンデム加速器では高電圧端子内に ECR イオン源 (TECRIS) を設置し、加速される重イオンビームのエネルギー、強度の増強を行っている。ECR イオン源により生成される高電離・高強度の重イオンビームを直接加速することにより、タンデム加速方式の弱点であるストリッパフォイルの寿命の問題からも解放され、安定したビーム強度の増強が可能となっている。現在のイオン源は 10GHz の RF 周波数で動作する永久磁石型 ECR イオン源 (Nanogan) であり、これにより加速されたイオンビームと従来の負イオン源からの場合との実際に利用されたビーム電流の比較を第 4.5.1 図に示す。軽い質量域では約 2 倍、重質量域では約 10 倍に増強されたことがわかる。しかしながら第 4.5.2 図に示すように 10GHz イオン源の場合、イオンの電荷はストリッパフォイルによる荷電変換後の電荷に及ばないために、ビームエネルギーに関しては Xe ビームを除き十分な増強ができていない。一方 14.5GHz の永久磁石型 ECR イオン源では多価のイオン生成により大幅なエネルギー増強が期待できる。現在我々は 14.5GHz のイオン源への更新計画を進めている。

プラズマ閉じ込めのミラー磁場が永久磁石で形成される永久磁石型 ECR イオン源の運転の主なパラメータは、ソースガス流量、RF 電力、バイアス電圧の 3 点に簡略化される。我々は多価イオンを引き出すためにガスミキシング法を採用している。ガスミキシング法とは目的とするイオンとは別の軽いイオンを同時に生成すると、目的のイオンが軽いイオンとの衝突により冷却されイオンの閉じ込め時間を長くする方法であり、多価イオン生成に有効である。イオン源の動作試験ではそれらのパラメータを変化させて、各パラメータの最適化を図った。高電圧端子への設置前に、各運転パラメータの変化により生成されるイオンビームがどのように振舞うかをあらかじめ確認しておくことは、イオン源の安定運転に重要である。我々はイオン源運転の簡略化のためにソースガスとして目的とするイオンガスと酸素または窒素との混合ガスを用いており、その混合比は試験により最適化してある。第 4.5.3 図に Xe と O₂ ガスの混合比を変えながら行った多価イオンの生成試験の結果を示す。イオン源の調整は多価イオンのビーム量が最大となるように最適化を行った。O₂ ガスが増えるに伴い多価イオンの 20⁺、24⁺が増えていき、低電荷の 12⁺は減っていくことがわかる。ここで我々は多様な電荷のイオンを数μA のビームとして取り出したかったのでここでは混合比 (Xe:O₂=1:51) を選択した。以下はこの混合比での試験結果である。第 4.5.4 図に RF 出力、バイアス電圧を固定しガス流量 (真空度) を変化させたときの結果を示す。4~6×10⁻³Pa の特定の真空領域で強いビーム強度が得られ、領域外では激減している。RF 出力とビーム強度の関係は第 4.5.5 図に示すようになり、RF 出力を上げるに伴い高多価イオンの強度が増していくことがわかる。現状では高電圧端子でのイオン源冷却を強制空冷 (SF₆) 方式で行っているため RF 出力は 200W までを上限としているが、出力を上げることでさらに高多価のイオン生成が可能となることを示唆している。各種希ガスイオンの生成試験の結果、高多価イオンの生成にはガスの混合比及びガス流量は現在使用している 10GHz のイオン源 (Nanogan) とほぼ同じ結果であった。

第 4.5.1 表にテストベンチでの 14.5GHz イオン源のビーム生成試験で得られた各種イオンのビ

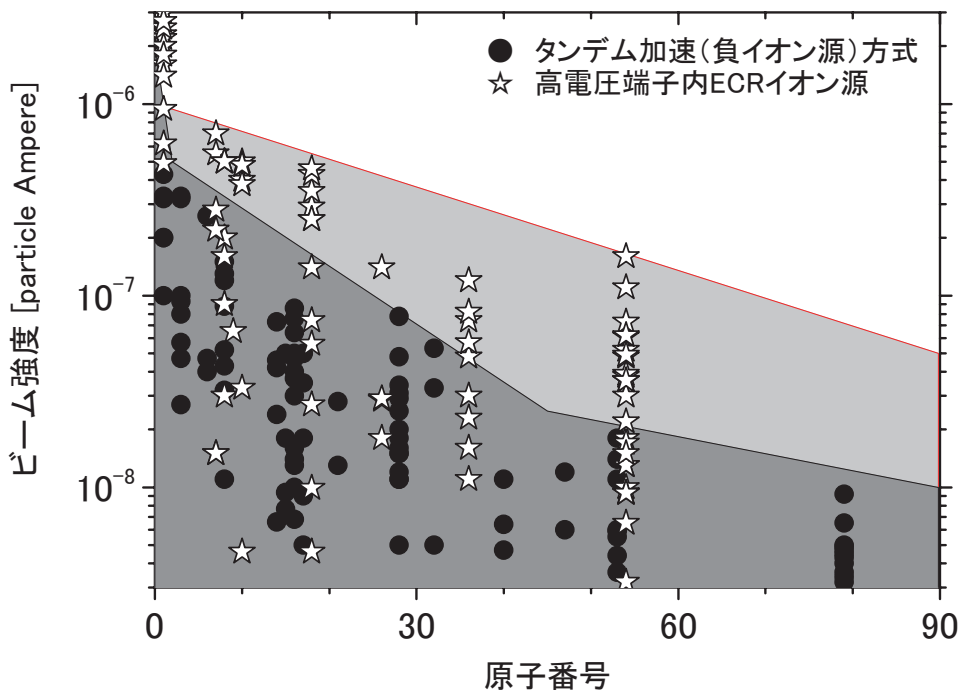
ーム電流を示す。ほぼイオン源のスペック通りのイオン生成に成功し、第 4.5.2 図に示した通りの多価イオンの生成が確認できた。例えば Xe イオンにおいては 1 μ A 引き出せる最高電荷は 27+ で現在の約 1.5 倍となり、同じ電荷の場合、ビーム電流値は 10 倍以上となっている。したがってイオン源の更新を行うことで得られるビームエネルギーは約 1.5 倍となり、ビーム電流に関してはタンデム加速器の加速管のビーム負荷の制約があるが約 10 倍に増強されることが期待できる。

第 4.5.1 表 14.5GHz 永久磁石型 ECR イオン源により生成された多価イオン電流値

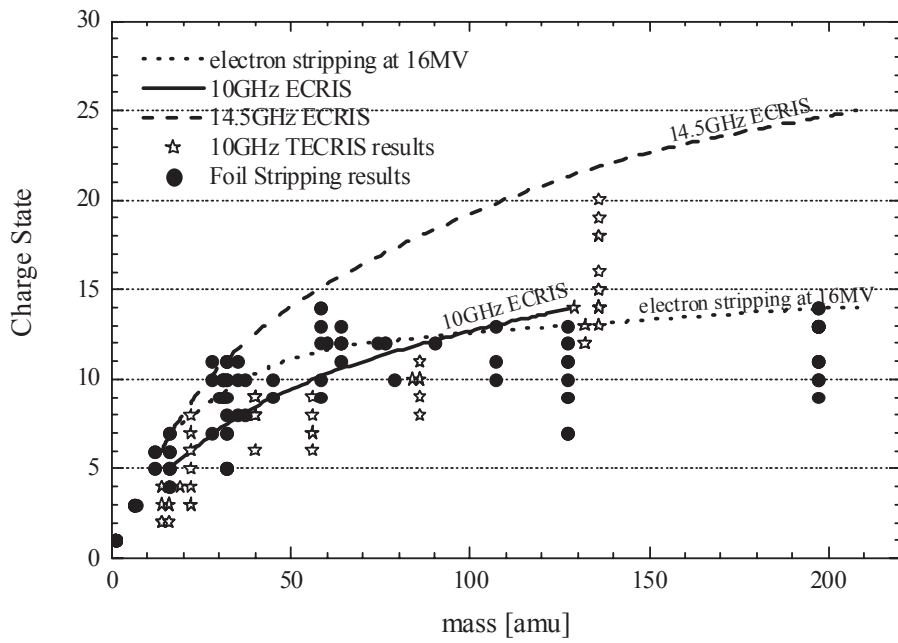
q	4	5	6	7	8	9	11	12
Ne	31	26	13	3.6	0.8			
Ar	→	→	→	→	21	13	2.2	0.5

単位：[μ A]

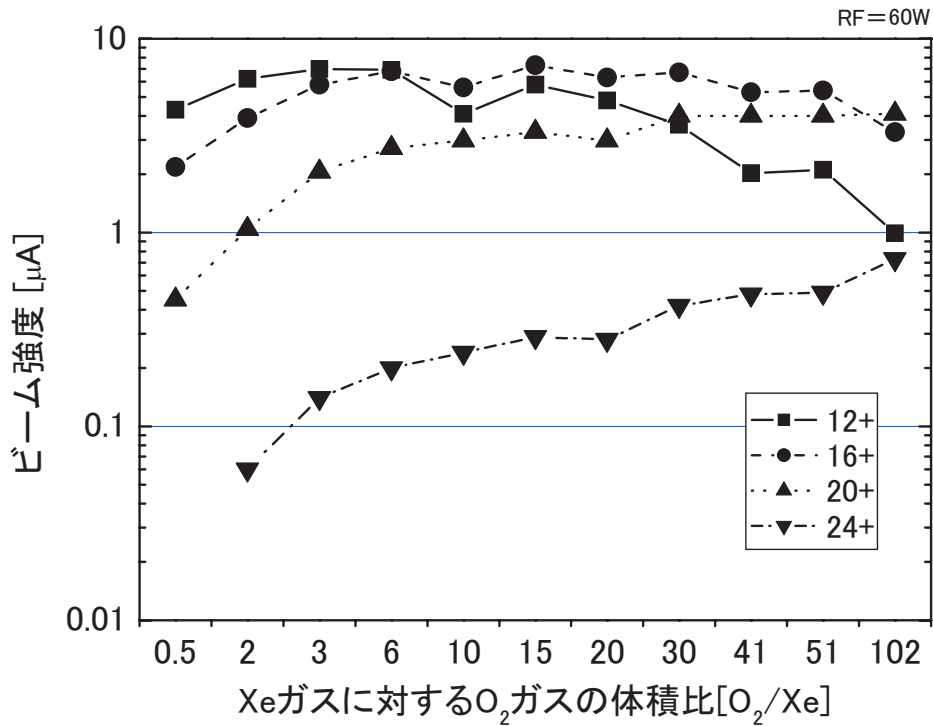
q	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	24	27
Kr	9.3	9.6	9.3	5.1	4.7	1.4	1.1	0.4					
Xe	→	→	→	→	→	→	→	→	15	14	12	7.8	1.0



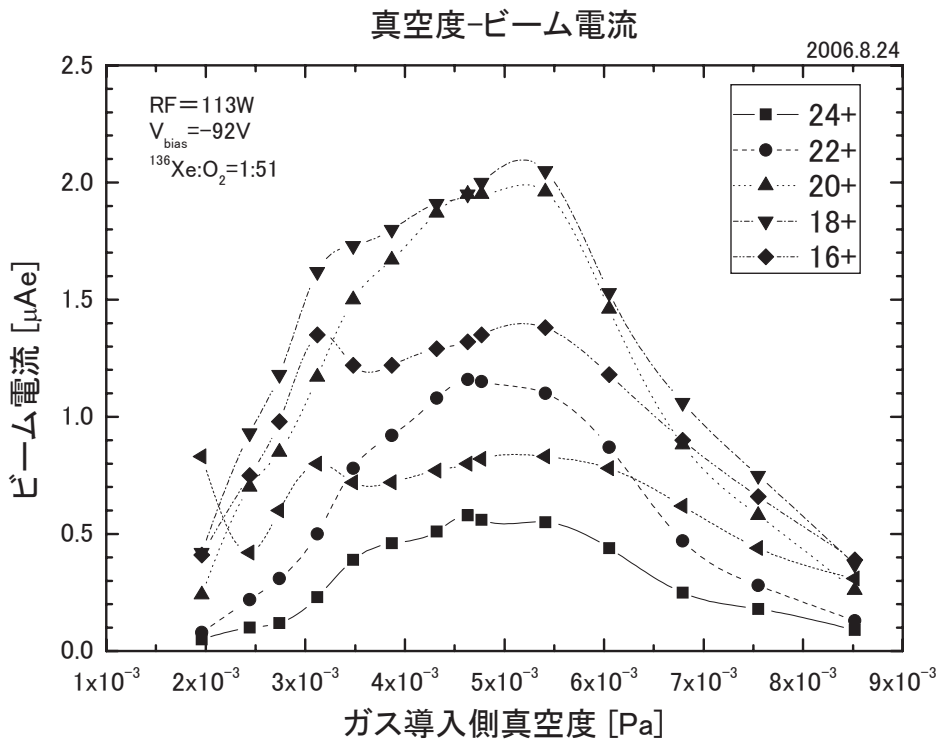
第 4.5.1 図 負イオン入射によるタンデム加速方式と 10GHz 高電圧端子内イオン源によるビーム強度の比較



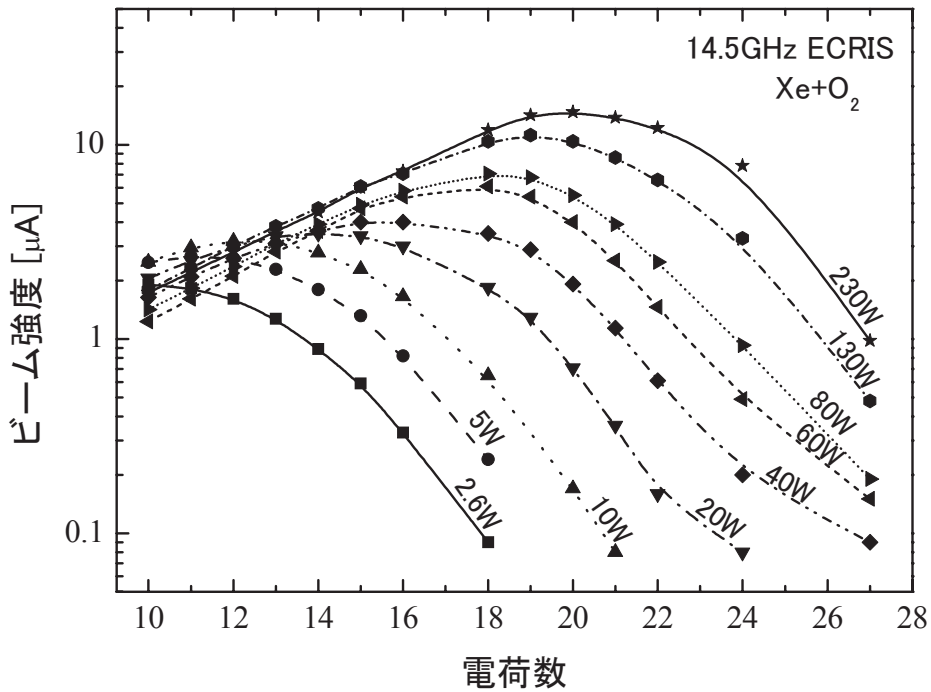
第 4.5.2 図 負イオン入射によるタンデム加速方式と 10GHz 高電圧端子内イオン源による高電圧端子でのビーム電荷の比較



第 4.5.3 図 ソースガスの混合比と多価イオン強度



第 4.5.4 図 ソースガス流量（真空度）と多価イオン強度



第 4.5.5 図 RF 出力と多価イオン強度

4.5.2 ISOL イオン源の開発

短寿命核加速実験装置 CB-ECRIS のオフラインテストでは、オンライン同位体分離器から安定核種ビームを供給する必要がある。100nA 程度の Ba 安定核種ビームを安定供給する場合、既存の ISOL 用表面電離型イオン源(SIS-II)では入力電力 520W 程度・イオン源温度 1500°C の運転条件が必要であった。このとき、イオン源に種として仕込む BaO の蒸気圧は数 Pa 程度となる。この運転条件では、BaO は急速に蒸発・減少し、蒸気圧を一定に保つこと、即ち引き出し電流値を一定に保つことが困難で、数時間の運転が限界であった。

金属表面での電子のやり取りでイオン化を行う表面電離を十分に機能させることが、イオン源温度を高温まで上げる要因であるため、表面電離以外の効率の高いイオン化機構を付加することができないかと考えた。改良型表面電離型イオン源(SIS-III)では、イオン化室引き出し孔前面にカソード板を設置し、数百 V を印加し熱電子をイオン化室方向に加速しておくことで、引き出し孔から噴出している Ba 蒸気を電子衝撃した。電子衝撃機構(EI モード)と表面電離機構(SI モード)でイオン電流を比較した。入力電力 520W・イオン源温度 1500°C 程度で Ba⁺イオン(イオン化ポテンシャル IP=5.2eV)が 950nA(EI), 200nA(SI)となり、EI での方が大きな電流が得られることが分かった。さらに EI モードでは Ba²⁺イオン(IP=10eV)や N₂⁺イオン(IP=15.58eV)など、通常の表面電離型イオン源ではイオン化が考えられないイオン化ポテンシャルの高いイオンも観測できた。

この高いイオン化効率は短寿命核を分離する上で魅力的であるため、オンラインでのイオン化テストを行った。しかし、オンラインテストにおいては EI モードの発現は確認できず、SIS-II に比べてもイオン化効率が低くなる結果となった。短寿命核の場合ごく微量生成される核反応生成物を迅速に標的から蒸発させることが重要であり、入力電力 800W・イオン源温度 2000°C の運転条件となる。この運転条件の違いにより、電子衝撃機構の発現が抑えられていると考えられる。

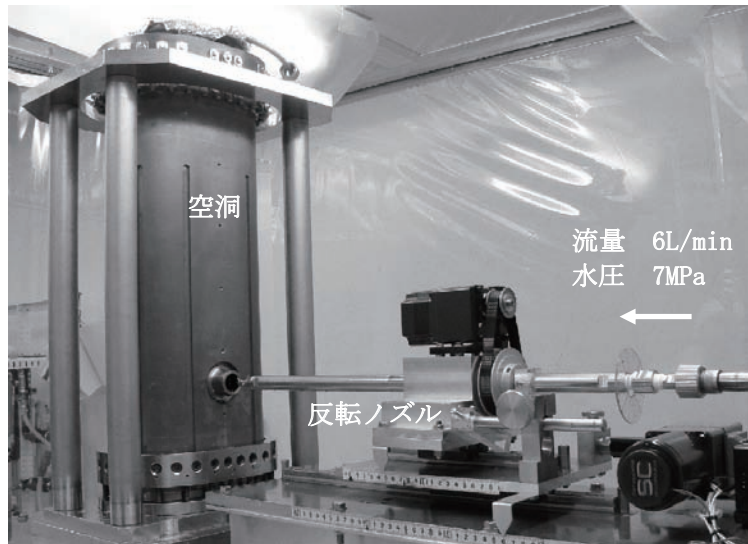
SIS-III イオン源の EI モードは比較的低い温度でも発現するため、BaO の蒸発が抑えられ、数日間 Ba ビームを安定供給できるようになり、CB 等のオフラインテストに活用している。

4.5.3 超伝導加速空洞に対する高圧純水洗浄の効果

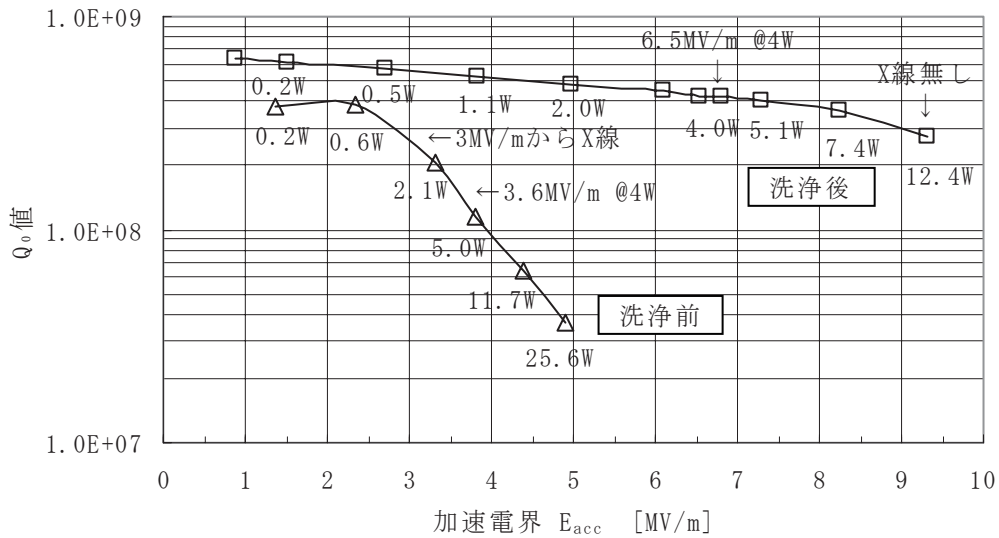
超伝導ブースターは 1994 年に設置され、加速電界の平均は約 5MV/m であった。しかし、超伝導加速空洞の電界性能は徐々に低下してきており、現在では約 4MV/m となっている。性能が低下した要因のひとつとして、ニオブ表面へゴミが蓄積して電子が電界放出される現象(フィールドエミッション)が起こっていることが挙げられる。超伝導加速空洞ではニオブ表面の清浄度が非常に重要であり、近年、表面洗浄法として高圧純水洗浄の技術が開発された。我々の用いた高圧純水洗浄は、イオン交換樹脂で製造した毎分 6 リットルの超純水に炭酸ガスを流して電気伝導度を 30 μ S/cm とし、コンプレッサーで 7MPa まで加圧してニオブ表面に吹き付け、ゴミや化学物質などを除去する方法である。加速器管理課では 2005 年度に高圧純水洗浄装置を製作した(第 4.5.6 図)。

洗浄効果を検証するために L37~L40 の 4 空洞に対して洗浄試験を行った。第 4.5.7 図はオンラインの L40 空洞に対する高圧純水洗浄の効果(Q₀・E_{acc} 曲線)である。洗浄前は 3MV/m 付近からフィールドエミッションによって X 線が発生し、4W 消費時の加速電界は 3.6MV/m であっ

た。それが洗浄後には高い加速電界でも X 線は観測されず、4W 消費時の加速電界は 6.5MV/m まで上昇した。また、第 4.5.2 表は L37~L40 空洞の洗浄前後における 4W 消費時の加速電界である。試験を行った 4 空洞すべてにおいて性能の回復がみられ、加速電界の平均が 4.3MV/m から 5.9MV/m へと改善された。次回の定期整備より他の空洞に対しても高圧純水洗浄を行い性能の回復を図る予定である。



第 4.5.6 図 高圧純水洗浄装置



第 4.5.7 図 L40 空洞に対する高圧純水洗浄の効果

第 4.5.2 表 L37～L40 空洞の洗浄前後における加速電界（4W 消費時）

空洞 No.	洗浄前 $E_{acc} @4W$ [MV/m]	洗浄後 $E_{acc} @4W$ [MV/m]	差 $\Delta E_{acc} @4W$ [MV/m]
L37	4.7	5.3	+0.6
L38	3.5	5.9	+2.4
L39	5.4	6.0	+0.6
L40	3.6	6.5	+2.9
平均	4.3	5.9	+1.6

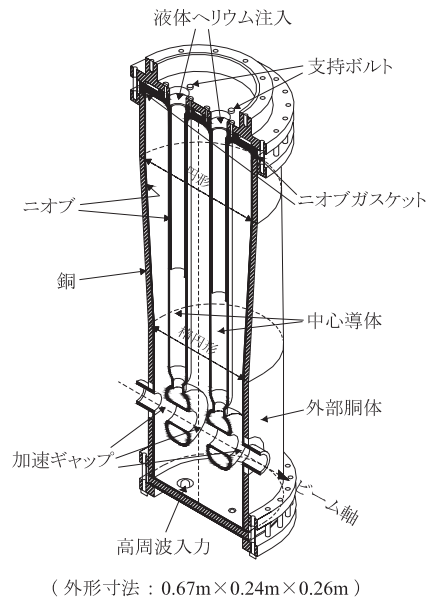
4.5.4 Low β 超伝導加速空洞の性能試験

加速器管理課では 2004 年度から低速度重イオンを加速できる Low β 超伝導加速空洞の開発を行っている。2005 年度にはプロトタイプ製作が完了しており、2006 年度に空洞のオフライン性能試験を行った。

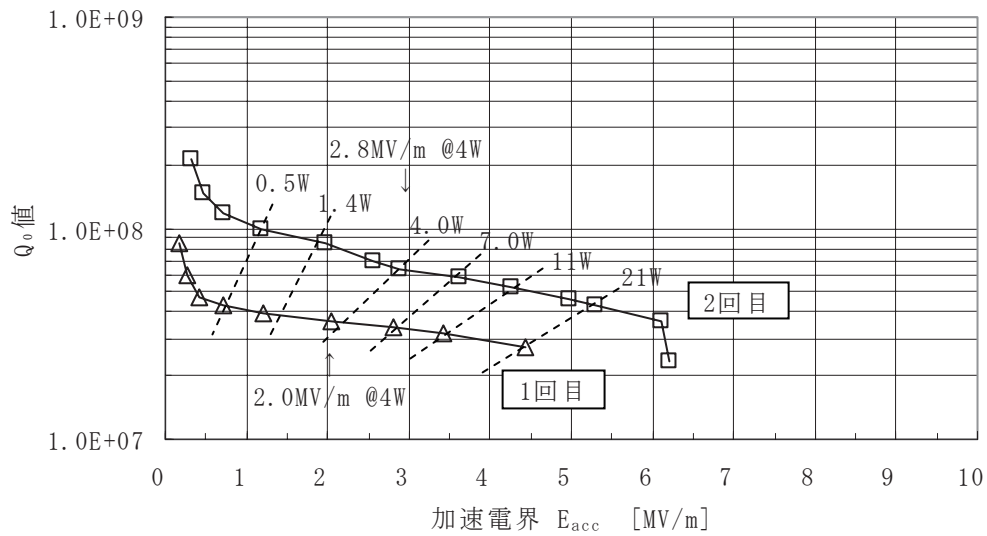
第 4.5.8 図に Low β 空洞の断面図を示す。空洞は 3 ギャップの 2 芯 1/4 波長型空洞共振器で、共振周波数は 129.8MHz である。最適ビーム速度は光速の 6% ($\beta_{opt}=0.06$) に設計されており、現在の超伝導ブースター ($\beta_{opt}=0.10$) よりも低速度の重イオンを加速できる。中心導体は超伝導体のニオブでできており、4.2K の液体ヘリウムにより直接冷却される。外部胴体はニオブと銅のクラッド板でできており、銅の高い熱伝導率を利用して間接的に冷却される。また、中心導体と外部胴体はニオブ製の超伝導ガスケットで接続される構造になっている。外部胴体の上端は電解研磨を行うことができなかったため、化学研磨液を塗って表面処理を行った。

第 4.5.9 図に空洞のオフライン性能試験結果を示す。1 回目の性能試験ではニオブガスケットの周辺で温度上昇が観測され、 Q_0 値: 8×10^7 、4W 消費時の加速電界: $2.0MV/m$ にとどまった。ニオブガスケットの接続が不十分であることが考えられたので、ガスケットを押えているボルトを増し締めしたところ Q_0 値: 2×10^8 、4W 消費時の加速電界: $2.8MV/m$ まで性能が向上した。

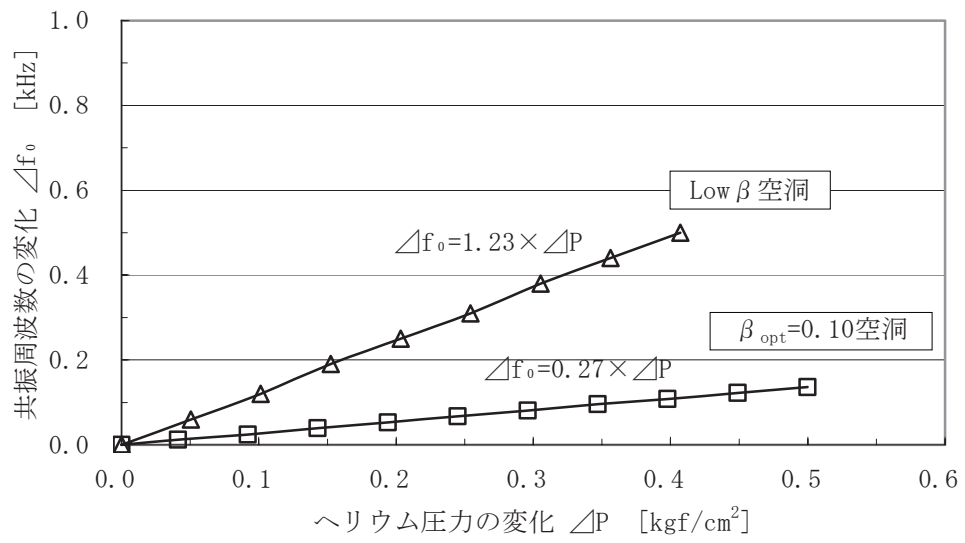
また、周波数安定性の試験も合わせて行った。Low β 空洞は細い中心導体が 2 本入る構造となっているため、現在の超伝導ブースター ($\beta_{opt}=0.10$) よりも機械的強度が低く、周波数安定性が悪いと考えられる。この周波数変動は主にヘリウム圧力の変化によって中心導体天板が変形することで引き起こされる。第 4.5.10 図はヘリウム圧力に対する共振周波数の変化で、Low β 空洞の周波数変動は $1.23kHz/(kgf/cm^2)$ であった。これは $\beta=0.1$ 空洞の $0.27kHz/(kgf/cm^2)$ と比べて約 4.5 倍大きい値であった。



第 4.5.8 図 Low β 超伝導加速空洞の断面図



第 4.5.9 図 オフライン性能試験結果



第 4.5.10 図 ヘリウム圧力に対する共振周波数の変化

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

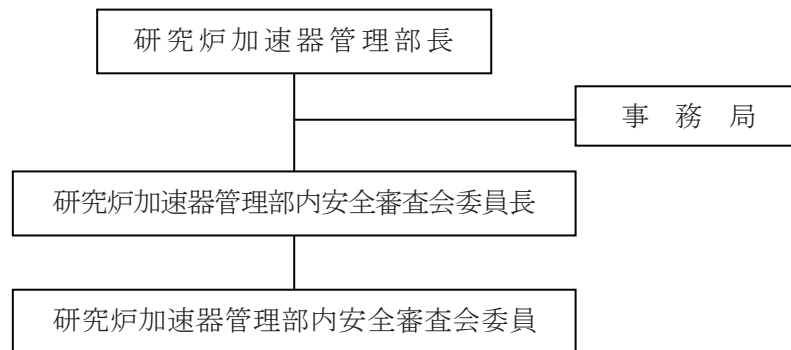
This is a blank page

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、各課で行われているほか、部内においては以下の管理体制で行った。

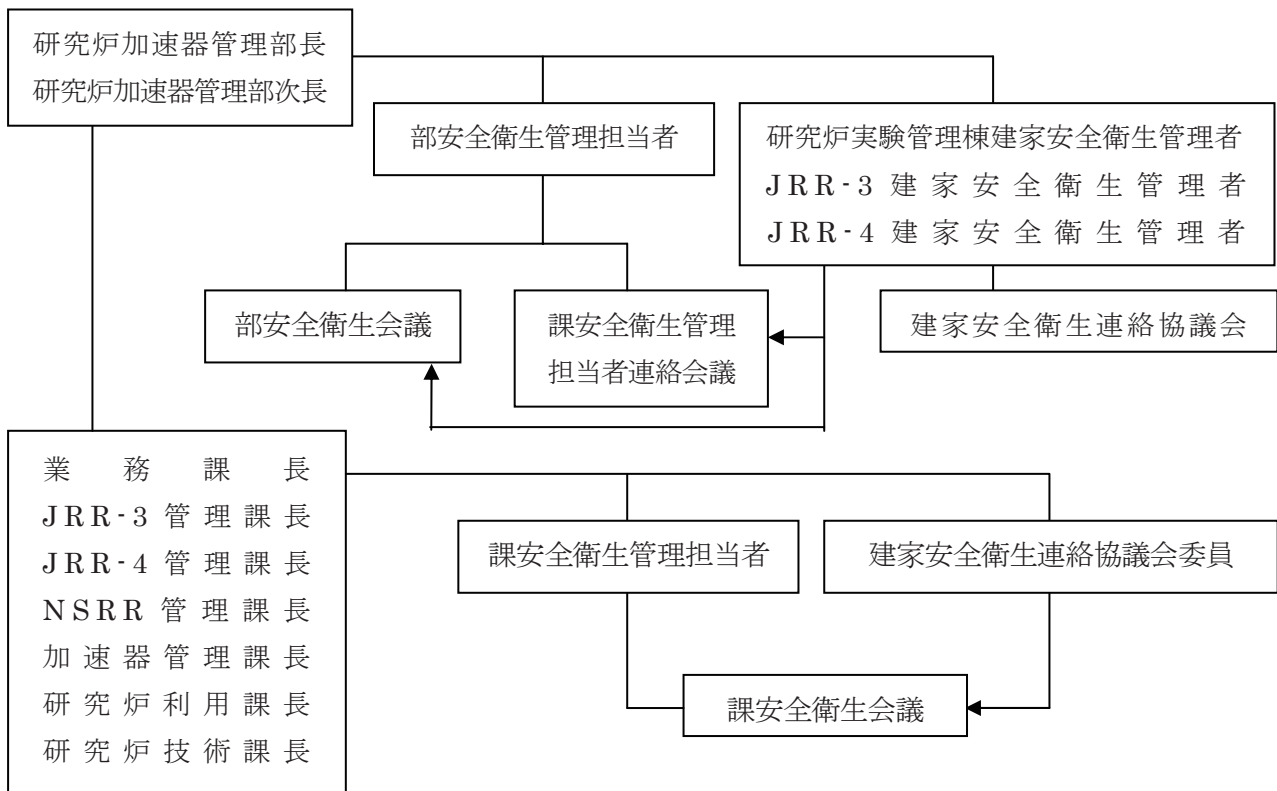
(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

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、原子炉施設及び使用施設等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等に関すること、原子炉施設及び使用施設等の運転に伴う問題に関すること、品質保証活動に関する施設の基本的な事項に関すること、保安活動又は品質保証活動に関する重要事項に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、その他部長が指示した事項に関すること等について審査した。平成18年度は22回開催し、83件について審査を行った。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。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随時実施した。以下に組織を示す。



5.2 安全点検状況

(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

平成 18 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 18 年 4 月 21 日 (第 1 回)	1. JRR-3 高経年化対策に関する報告について
平成 18 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 利用施設運転手引の一部改正について 3. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 4. T2-3 多目的単色熱中性子ビームポートの設置について
平成 18 年 5 月 22 日 (第 3 回)	1. 設計及び工事の方法の認可申請書 (X-IV 型大気圧水カプセルの製作・第 7 回) について 2. JRR-3 原子炉施設及び JRR-3 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領の制定について 3. JRR-4 原子炉施設及び JRR-4 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領の制定について 4. NSRR 原子炉施設及び NSRR 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領の制定について 5. 測定機器及び監視計器の管理要領の制定について 6. JRR-3 施設定期検査対応要領の一部改正について
平成 18 年 6 月 1 日 (第 4 回)	1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (RGM-78 キャプセル)
平成 18 年 6 月 20 日 (第 5 回)	1. 原子炉施設 (JRR-3 原子炉施設) の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (ヘリウム圧縮機の一部更新) (案) について
平成 18 年 7 月 6 日 (第 6 回)	1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (¹⁹² Ir 線源製造用無計装照射キャプセル)
平成 18 年 7 月 11 日 (第 7 回)	1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (¹⁹² Ir 線源製造用無計装照射キャプセル : RGR-79)
平成 18 年 7 月 27 日 (第 8 回)	1. NSRR 施設定期検査対応要領の制定について 2. JRR-4 施設定期検査対応要領の制定について
平成 18 年 8 月 8 日 (第 9 回)	1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (RGM-76H 照射キャプセルの再照射)

開催日	審査事項
平成 18 年 9 月 13 日 (第 10 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3-非標準照射キャプセルの設計・製作について (VTR-132、133 キャプセル) 2. JRR-4 運転手引の一部改正について 3. JRR-4 使用施設本体施設等使用手引の一部改正について
平成 18 年 9 月 20 日 (第 11 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (JRR-3 管理課) の一部改正について 2. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (JRR-4 管理課) の一部改正について 3. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (研究炉利用課) の一部改正について 4. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (ラジオアイソトープ製造棟) の一部改正について 5. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (NSRR 管理課) の一部改正について 6. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (加速器管理課) の一部改正について 7. 許可使用に係る変更許可申請書 (ラジオアイソトープ製造棟) について
平成 18 年 9 月 28 日 (第 12 回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 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 2. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (JRR-3 管理課) の一部改正について 3. 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 4. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (ラジオアイソトープ製造棟) の一部改正について 5. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (NSRR 管理課) の一部改正について 6. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル (加速器管理課) の一部改正について 7. JRR-3 施設防護活動手引の制定について JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について 8. JRR-4 防護活動手引の制定について JRR-4 運転手引の一部改正について JRR-4 使用施設本体施設等使用手引の一部改正について 9. NSRR 施設防護活動手引の制定について NSRR 本体施設運転手引の一部改正について NSRR 本体施設使用手引の一部改正について NSRR 地震対応手引の一部改正について 10. タンデム加速器施設防護活動手引の一部改正について 11. JRR-1 施設防護活動手引の一部改正について 12. JRR-3 使用済燃料貯蔵施設 (北地区) 防護活動手引の一部改正について 13. RI 製造棟防護活動手引の一部改正について

開催日	審査事項
平成 18 年 9 月 28 日 (第 12 回)	14. JRR-3 原子炉施設品質保証計画の一部改正について JRR-3 使用施設等品質保証計画の一部改正について JRR-4 原子炉施設品質保証計画の一部改正について JRR-4 使用施設等品質保証計画の一部改正について NSRR 原子炉施設品質保証計画の一部改正について NSRR 使用施設等品質保証計画の一部改正について
平成 18 年 10 月 17 日 (第 13 回)	1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (RGM-77H、VTR-134 キャプセル) 2. 保安活動及び品質保証活動の評価要領の制定について 3. NSRR 原子炉施設及び NSRR 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領の一部改正について JRR-3 原子炉施設及び JRR-3 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領の一部改正について JRR-4 原子炉施設及び JRR-4 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領の一部改正について
平成 18 年 11 月 30 日 (第 14 回)	1. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について
平成 18 年 12 月 14 日 (第 15 回)	1. 試験研究用原子炉施設の高経年化対策に関する報告 (案) について
平成 18 年 12 月 20 日 (第 16 回)	1. 試験研究用原子炉施設の高経年化対策に関する報告 (案) について
平成 18 年 12 月 27 日 (第 17 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-4 原子炉施設品質保証計画の一部改正について 3. NSRR 原子炉施設品質保証計画の一部改正について
平成 19 年 1 月 9 日 (第 18 回)	1. 試験研究用原子炉施設の高経年化対策に関する報告 (NSRR 原子炉施設) (別紙) 保全計画に基づく保全活動の実施状況について 2. JRR-3 施設定期検査対応要領の一部改正について
平成 19 年 1 月 16 日 (第 19 回)	1. 小型収束型小角散乱装置 (mfSANS) の設置について
平成 19 年 2 月 6 日 (第 20 回)	1. 実験用小動物の照射実験要領の一部改正について 2. JRR-1 施設防護活動手引の一部改正について 3. タンデム加速器施設防護活動手引の一部改正について 4. JRR-3 施設防護活動手引の一部改正について 5. JRR-3 使用済燃料貯蔵施設 (北地区) 防護活動手引及びラジオアイソト

開催日	審査事項
<p>平成 19 年 2 月 6 日 (第 20 回)</p>	<p>ープ製造棟防護活動手引の一部改正について 6. JRR-4 施設防護活動手引の一部改正について 7. NSRR 施設防護活動手引の一部改正について 8. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について 9. JRR-4 運転手引の一部改正について 10. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について 11. JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について 12. JRR-4 使用施設本体施設等使用手引の一部改正について 13. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について 14. 許認可申請書類に係る確認要領の制定について.</p>
<p>平成 19 年 3 月 19 日 (第 21 回)</p>	<p>1. JRR-3 原子炉施設の耐震安全性評価実施計画書について 2. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (VTR-136、137 キャプセル) 3. RI 使用施設の変更許可申請 (RI 製造棟) について 4. RI 使用施設の変更許可申請 (タンデム加速器建家) について</p>
<p>平成 19 年 3 月 23 日 (第 22 回)</p>	<p>1. RI 使用施設の変更許可申請 (RI 製造棟) について 2. RI 使用施設の変更許可申請 (JRR-1) について 3. RI 使用施設の変更許可申請 (JRR-4) 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-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について 6. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 7. JRR-4 運転手引の一部改正について 8. JRR-4 使用施設本体施設等使用手引の一部改正について 9. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 10. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について 11. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について</p>

(3) 安全衛生パトロール

平成 18 年度における部内の安全衛生パトロールは、次のとおり実施された。

1) 部長による安全衛生パトロール

四半期ごとに実施した。

2) 課長による安全衛生パトロール

各課ごとに毎月実施した。

3) 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール

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

5.3 訓練

(1) 研究炉加速器管理部が実施した保安教育訓練

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 4 月 12 日 平成 18 年 4 月 14 日	品質保証関係規定について	品質保証関係規定の改正に伴う部内説明会を行った。 <テキスト> 品質保証体系の改正におけるポイント 原子炉施設品質保証基本計画の改訂に係る解説書	59 名 28 名
平成 18 年 11 月 28 日 平成 18 年 12 月 6 日	消火訓練	消火器、屋内消火栓を使用した消火訓練を実施した。	133 名 48 名

(2) 業務課が実施した保安教育訓練

当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 4 月 27 日 平成 18 年 11 月 22 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。	40 名 39 名
平成 18 年 10 月 17 日	再保安教育訓練	関係法令及び保安規定、品質保証、施設の構造、放射線管理、核燃料物質及び核燃料物質等により汚染された物の取扱い、非常時の場合に採るべき措置に関することについて教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線業務従事者再教育訓練用テキスト、ほか	18 名
平成 19 年 1 月 11 日	非常時の場合に採るべき処置に関すること	火災発生時の通報連絡について教育訓練を実施した。 <テキスト> 119 番通報するには、ほか	16 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(3) JRR-3 管理課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 5 月 12 日 平成 18 年 5 月 15 日 平成 18 年 10 月 25 日 平成 18 年 10 月 26 日 平成 18 年 10 月 30 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。	55 名 9 名 55 名 8 名 1 名
平成 18 年 6 月 5 日	茨城県主導による通報訓練	茨城県主導による通報訓練について、教育訓練を行った。 ＜テキスト＞ 茨城県主導による通報訓練の基本シナリオについて	42 名
平成 19 年 2 月 8 日	JRR-3 原子炉建家避難訓練	JRR-3 原子炉建家の非常口を使用した避難訓練を実施した。	56 名
平成 18 年 4 月 13 日～ 4 月 14 日 平成 18 年 4 月 24 日～ 5 月 15 日 平成 18 年 10 月 3 日～ 10 月 18 日 平成 18 年 12 月 4 日～ 12 月 6 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員等を対象に、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 平成 18 年度異動職員等研修資料（テキスト集）	1 名 2 名 1 名 1 名
平成 18 年 9 月 19 日 平成 18 年 9 月 21 日 平成 18 年 10 月 5 日 平成 18 年 10 月 23 日 平成 18 年 11 月 28 日 平成 18 年 11 月 29 日	再保安教育訓練	課員及び JRR-3 建家関係者を対象に放射線業務従事者に対する保安教育訓練（再教育訓練）を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所放射線安全取扱手引、ほか	37 名 3 名 2 名 41 名 40 名 1 名
平成 18 年 5 月 1 日 平成 18 年 5 月 8 日	観察事項の改善措置について	1 次冷却材ポンプ分解点検の観察事項の改善措置について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 観察事項の改善措置について (1 次冷却材ポンプ分解点検)	39 名 3 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 6 月 1 日 平成 18 年 11 月 20 日	ヘリウム圧縮機の設工認申請業務に係る教育訓練	ヘリウム圧縮機の設工認申請業務に携わるものに対し、教育訓練を行った。 ＜テキスト＞ 原子力規制関係法令集，ほか	4 名 4 名
平成 18 年 11 月 24 日 平成 19 年 3 月 6 日	JRR-3 取替用燃料体（第 L17 次）の製作に係る教育訓練	JRR-3 取替用燃料体（第 L17 次）の製作に係る工場立会検査に携わる者に対し、教育訓練を行った。 ＜テキスト＞ 原子力規制関係法令集，ほか	2 名 2 名
平成 19 年 1 月 15 日 平成 19 年 1 月 16 日	火災発生時の通報連絡について	火災発生時の通報連絡について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 火災時の通報連絡ルール	38 名 3 名
平成 19 年 2 月 7 日	法令等の遵守の徹底について	法令等の遵守の徹底について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ JAEA の基本方針，ほか	41 名
平成 18 年 8 月 16 日	分電盤内の配線溶断に伴う安全確保の徹底	JRR-3 実験利用棟の分電盤内の配線溶断に伴う安全確保の徹底について、教育訓練を行った。 ＜テキスト＞ 火災発生防止のための安全確保の徹底について	42 名
平成 19 年 2 月 8 日	放射線障害予防規程及び RI 取扱いについて	放射線障害予防規程及び RI 取扱いについて教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線障害予防規程及び RI 取扱について	41 名
平成 18 年 4 月 3 日 平成 19 年 2 月 7 日 平成 19 年 3 月 23 日 平成 19 年 3 月 28 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。 ＜テキスト＞ JRR-3 本体施設運転手引	42 名 41 名 36 名 3 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 4 月 5 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	JRR-3 施設定期検査対応要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。	42 名
平成 18 年 5 月 23 日		<テキスト>	42 名
平成 19 年 1 月 9 日		JRR-3 施設定期検査対応要領	41 名
平成 19 年 2 月 8 日			41 名
平成 19 年 2 月 7 日		JRR-3 施設防護活動手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。	41 名
		<テキスト>	
		JRR-3 施設防護活動手引	
平成 19 年 2 月 7 日		JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。	41 名
		<テキスト>	
		JRR-3 使用施設等本体施設使用手引	
平成 18 年 10 月 17 日		保安活動及び品質保証活動の評価要領の制定に伴い、教育訓練を実施した。	10 名
		<テキスト>	
		保安活動及び品質保証活動の評価要領	
平成 19 年 1 月 4 日		JRR-3 原子炉施設品質保証計画の改正に伴い、教育訓練等を実施した。	41 名
平成 19 年 2 月 8 日		<テキスト>	41 名
		JRR-3 原子炉施設品質保証計画	
平成 18 年 4 月 5 日		原子炉施設、使用施設等保安規定の改正に伴う教育訓練を実施した。	12 名
平成 18 年 4 月 6 日			13 名
平成 18 年 4 月 7 日		<テキスト>	14 名
平成 18 年 4 月 10 日		原子炉施設保安規定	10 名
平成 18 年 4 月 11 日		核燃料物質使用施設等保安規定	4 名
平成 18 年 4 月 14 日			17 名
平成 18 年 4 月 20 日			3 名
平成 18 年 4 月 27 日			4 名
平成 18 年 11 月 22 日			41 名
平成 18 年 5 月 1 日		原子炉、使用施設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。	38 名
平成 18 年 5 月 8 日		<テキスト>	3 名
平成 18 年 9 月 28 日		原子炉施設品質保証基本計画	42 名
		核燃料物質使用施設等品質保証基本計画	

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 10 月 17 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	<p>JRR-3 原子炉施設及び JRR-3 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。</p> <p><テキスト></p> <p>JRR-3 原子炉施設及び JRR-3 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領</p>	41 名
<p>上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。</p>			

(4) JRR-4 管理課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 4 月 28 日 平成 18 年 5 月 10 日 平成 18 年 10 月 27 日 平成 18 年 11 月 2 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 7 名 23 名 9 名
平成 18 年 6 月 26 日 平成 18 年 6 月 27 日 平成 18 年 7 月 3 日	非常事態総合訓 練について	非常事態総合訓練の概要等について教 育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 非常事態総合訓練概要, ほか	26 名 2 名 19 名
平成 18 年 4 月 10 日～ 5 月 23 日 平成 18 年 10 月 5 日～ 11 月 2 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	4 名 1 名
平成 19 年 3 月 22 日 平成 19 年 3 月 23 日 平成 19 年 3 月 27 日 平成 19 年 3 月 28 日	再保安教育訓練	課員及び JRR-4 建家関係者を対象に放 射線業務従事者に対する保安教育訓練 (再教育訓練) を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所放射線安全取扱手引, ほか	1 名 8 名 5 名 1 名
平成 18 年 9 月 11 日 平成 18 年 9 月 13 日	施設定期自主検 査に係る教育訓 練について	施設定期自主検査に係る教育訓練を行 った。 ＜テキスト＞ 施設定期自主検査計画書	13 名 4 名
平成 19 年 1 月 10 日 平成 19 年 1 月 12 日	火災発生時の通 報連絡について	火災発生時の通報連絡について、教育訓 練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所消防計画, ほか	11 名 4 名
平成 18 年 7 月 24 日 平成 18 年 7 月 28 日	情報管理、伝達 の確実性確保に ついて	情報管理、伝達の確実性確保について教 育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 「許認可申請書等に他部署が管理するデ ータを使用する時の確実なコミュニケ ーションの設置について」	12 名 3 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 19 年 2 月 5 日	法令等の遵守の徹底について	法令等の遵守の徹底について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 法令等の遵守の徹底について	15 名
平成 19 年 3 月 27 日 平成 19 年 3 月 28 日	原子炉停止期間中の操作について	原子炉停止期間中の操作について教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉停止期間中の操作について	13 名 2 名
平成 18 年 5 月 22 日 平成 18 年 5 月 23 日	関係法令及び保安規定について	関係法令及び保安規定について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 関係法令及び保安規定について	10 名 6 名
平成 18 年 4 月 17 日 平成 18 年 4 月 25 日 平成 18 年 4 月 26 日 平成 19 年 3 月 27 日 平成 19 年 3 月 28 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	JRR-4 運転手引改正について技術検討会を実施した。 <テキスト> JRR-4 運転手引, ほか	15 名 16 名 15 名 13 名 1 名
平成 18 年 4 月 17 日 平成 18 年 5 月 23 日		原子炉、使用施設品質保証基本計画について教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設品質保証基本計画, ほか	1 名 6 名
平成 18 年 5 月 29 日 平成 18 年 6 月 6 日 平成 18 年 8 月 21 日 平成 18 年 10 月 10 日 平成 19 年 1 月 30 日		JRR-4 原子炉施設、使用施設品質保証計画改正について技術検討会を実施した。 <テキスト> JRR-4 原子炉施設品質保証基本計画, ほか	15 名 1 名 4 名 17 名 17 名
平成 18 年 5 月 15 日		JRR-4 原子炉施設及び JRR-4 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領について、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-4 原子炉施設及び JRR-4 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領	14 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(5) NSRR 管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を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 18 年 4 月 26 日	通報訓練	課員及び NSRR 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	40 名
平成 18 年 4 月 17 日～ 4 月 28 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉等規制法, ほか	5 名
平成 18 年 4 月 24 日～ 4 月 28 日			1 名
平成 18 年 7 月 5 日～ 7 月 6 日			1 名
平成 18 年 4 月 13 日	X-IV 型大気圧水カプセルの製作について	X-IV 型大気圧水カプセルの製作について教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉設置許可申請書, ほか	4 名
平成 19 年 3 月 2 日 平成 19 年 3 月 8 日	部総合訓練について	部総合訓練について教育訓練を実施した。 <テキスト> 部総合訓練シナリオ	34 名 50 名
平成 18 年 7 月 27 日	情報管理、伝達の確実性確保について	情報管理、伝達の確実性確保について教育訓練を実施した。 <テキスト> 「許認可申請書等に他部署が管理するデータを使用する時の確実なコミュニケーションの設置について」, ほか	15 名
平成 18 年 7 月 14 日 平成 18 年 8 月 4 日 平成 18 年 10 月 10 日	関係法令及び保安規定について	関係法令及び保安規定について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 関係法令及び保安規定について, ほか	12 名 4 名 1 名
平成 18 年 12 月 27 日	危険予知活動等の実施要領について	危険予知活動等の実施要領について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 危険予知活動及びツールボックスミーティング実施要領, ほか	22 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 19 年 1 月 11 日 平成 19 年 1 月 15 日	火災発生時の通報連絡について	火災発生時の通報連絡について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所消防計画, ほか	22 名 3 名
平成 19 年 2 月 7 日 平成 19 年 2 月 8 日	法令等の遵守の徹底について	法令等の遵守の徹底について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 法令等の遵守の徹底について	22 名 2 名
平成 18 年 7 月 26 日 平成 18 年 7 月 27 日 平成 18 年 8 月 2 日 平成 18 年 10 月 16 日 平成 18 年 10 月 17 日	施設の構造、性能及び運転操作	施設の構造、性能及び運転操作について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 施設の構造、性能及び運転操作	24 名 24 名 2 名 1 名 1 名
平成 18 年 9 月 6 日 平成 18 年 10 月 5 日	放射線管理に関する事	放射線管理に関する事について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線障害予防規程, ほか	24 名 2 名
平成 18 年 9 月 25 日 平成 18 年 10 月 11 日	核燃料物質の取扱いについて	核燃料物質の取扱いについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> 核燃料物質の取扱いについて	21 名 6 名
平成 18 年 9 月 25 日 平成 18 年 10 月 11 日	電気保安に関する事	電気保安に関する事について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 電気保安教育訓練資料	21 名 6 名
平成 18 年 4 月 21 日 平成 18 年 4 月 28 日 平成 18 年 5 月 15 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉、核燃料物質使用施設等保安規定改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定 核燃料物質使用施設等保安規定	11 名 3 名 1 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 4 月 4 日 平成 19 年 1 月 15 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉、使用施設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。 <テキスト> 原子炉施設品質保証基本計画 核燃料物質使用施設等品質保証基本計画	2 名 28 名
平成 18 年 5 月 16 日 平成 18 年 10 月 26 日 平成 19 年 3 月 6 日 平成 19 年 3 月 27 日 平成 19 年 3 月 28 日		NSRR 本体施設運転手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> NSRR 本体施設運転手引	23 名 22 名 25 名 31 名 2 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(6) 加速器管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を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 18 年 5 月 11 日 平成 19 年 1 月 18 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。	36 名 33 名
平成 18 年 6 月 22 日	応急措置訓練	課員及びタンデム加速器棟関係者を対象に応急措置訓練を実施した。	21 名
平成 18 年 4 月 28 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> 放射線防護について、ほか	3 名
平成 19 年 1 月 11 日	火災発生時の通報連絡について	火災発生時の通報連絡について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所消防計画、ほか	23 名
平成 19 年 1 月 26 日 平成 19 年 2 月 13 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。 <テキスト> 原子力科学研究所放射線安全取扱手引、ほか	17 名 6 名
平成 18 年 9 月 15 日～ 12 月 5 日	施設定期整備について	施設定期整備時における安全衛生管理等について、教育訓練を実施した。	26 名
平成 18 年 5 月 18 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	2 名
平成 18 年 8 月 1 日 平成 18 年 8 月 17 日 平成 18 年 8 月 24 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。 <テキスト> 製作図面等	9 名 10 名 9 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(7) 研究炉利用課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 4 月 25 日 平成 18 年 4 月 28 日 平成 18 年 11 月 6 日 平成 18 年 11 月 10 日	通報訓練	課員及び JRR-1 建家関係者を対象に通 報訓練を実施した。	36 名 1 名 36 名 6 名
平成 18 年 4 月 12 日～ 4 月 14 日 平成 18 年 10 月 10 日～ 10 月 13 日 平成 18 年 10 月 30 日～ 11 月 6 日	配属時保安教育 訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を 実施した。 <テキスト> 保安規定、放射線安全取扱手引、ほか	1 名 2 名 2 名
平成 18 年 4 月 28 日 平成 18 年 5 月 8 日 平成 18 年 5 月 9 日 平成 18 年 5 月 15 日 平成 18 年 5 月 19 日 平成 18 年 9 月 29 日 平成 18 年 10 月 3 日 平成 18 年 10 月 24 日 平成 18 年 11 月 28 日	関係法令及び保 安規定について	関係法令及び保安規定について、教育訓 練を実施した。 <テキスト> 関係法令及び保安規定について、ほか	26 名 3 名 5 名 2 名 1 名 24 名 8 名 4 名 1 名
平成 18 年 7 月 31 日 平成 18 年 8 月 3 日 平成 18 年 8 月 16 日 平成 18 年 8 月 28 日 平成 18 年 8 月 31 日 平成 18 年 9 月 1 日 平成 18 年 9 月 4 日	核燃料物質及び 核燃料物質によ って汚染された 物の取扱いにつ いて	核燃料物質及び核燃料物質によって汚 染された物の取扱いについて、教育訓練 を実施した。 <テキスト> R I 安全取扱いの基礎、ほか	25 名 9 名 4 名 27 名 7 名 2 名 1 名
平成 19 年 1 月 12 日 平成 19 年 1 月 15 日	火災発生時の通 報連絡について	火災発生時の通報連絡について、教育訓 練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所消防計画、ほか	37 名 2 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 6 月 28 日 平成 18 年 7 月 3 日 平成 18 年 7 月 10 日 平成 18 年 10 月 31 日 平成 18 年 11 月 2 日 平成 18 年 11 月 6 日	非常の場合に採 るべき措置に関 すること	非常の場合に採るべき措置に関するこ とについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> 非常時の措置、ほか	32 名 3 名 4 名 28 名 8 名 2 名
平成 19 年 2 月 6 日 平成 19 年 2 月 7 日	法令等の遵守の 徹底について	法令等の遵守の徹底について、教育訓練 を実施した。 <テキスト> 法令等の遵守の徹底について	31 名 9 名
平成 18 年 11 月 27 日 平成 18 年 11 月 30 日 平成 18 年 12 月 5 日 平成 18 年 12 月 27 日 平成 19 年 1 月 4 日	放射線障害に関 すること	放射線障害に関することについて、教育 訓練を実施した。 <テキスト> 放射線障害予防規程、ほか	28 名 10 名 1 名 36 名 3 名
平成 19 年 1 月 29 日 平成 19 年 1 月 30 日 平成 19 年 1 月 31 日 平成 19 年 2 月 26 日 平成 19 年 2 月 28 日 平成 19 年 3 月 1 日	施設の構造、性 能及び運転操作	施設の構造、性能及び運転操作につい て、教育訓練を実施した。 <テキスト> 施設の構造、性能及び運転操作、ほか	27 名 6 名 6 名 24 名 6 名 9 名
平成 19 年 2 月 8 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> JRR-3 一般高圧ガス製造施設事故時の 通報連絡系統図、ほか	10 名
平成 18 年 4 月 28 日 平成 18 年 5 月 8 日 平成 18 年 5 月 9 日 平成 18 年 5 月 15 日	規定、手引等改 正に伴う教育訓 練・勉強会等	原子炉施設、核燃料物質使用施設等の品 質保証基本計画の一部改正に伴い、教育 訓練を実施した。 <テキスト>	26 名 3 名 5 名 2 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 5 月 19 日 平成 18 年 5 月 29 日 平成 18 年 6 月 1 日 平成 19 年 2 月 14 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉施設品質保証基本計画，ほか	1 名 28 名 6 名 39 名
平成 18 年 5 月 29 日 平成 18 年 6 月 1 日 平成 18 年 6 月 8 日 平成 19 年 3 月 12 日		放射線安全取扱手引の改定に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引	28 名 6 名 3 名 38 名
平成 19 年 3 月 26 日		事故対策規則の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 事故対策規則	38 名
平成 19 年 2 月 19 日		JRR-3 施設定期検査対応要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 施設定期検査対応要領	39 名
平成 18 年 12 月 26 日 平成 19 年 3 月 30 日		JRR-3、JRR-4 利用施設の運転手引改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 利用施設運転手引，ほか	38 名 38 名
平成 18 年 6 月 8 日 平成 18 年 8 月 28 日 平成 18 年 10 月 25 日 平成 18 年 10 月 31 日 平成 18 年 11 月 2 日 平成 18 年 11 月 6 日		JRR-3、JRR-4 の原子炉施設及び使用施設の保安に係る文書及び記録の管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 原子炉施設及び JRR-3 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領，ほか	3 名 37 名 38 名 28 名 8 名 2 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(8) 研究炉技術課が実施した保安教育訓練

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

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 18 年 4 月 13 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。	39 名
平成 18 年 4 月 17 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。	36 名
平成 18 年 12 月 7 日	配属時保安教育訓練	異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 配属時保安教育訓練テキスト、ほか	1 名
平成 18 年 5 月 23 日～ 5 月 26 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。	28 名
平成 18 年 7 月 27 日		<テキスト>	9 名
平成 18 年 7 月 28 日		放射線業務従事者訓練テキスト、ほか	1 名
平成 19 年 1 月 11 日			23 名
平成 19 年 1 月 24 日 平成 19 年 2 月 28 日	使用済燃料輸送について	使用済燃料輸送について教育訓練を実施した。 <テキスト> 研究炉使用済燃料の輸送について、ほか	14 名 31 名
平成 19 年 1 月 10 日	火災発生時の通報連絡について	火災発生時の通報連絡について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子力科学研究所消防計画、ほか	12 名
平成 18 年 5 月 25 日 平成 18 年 5 月 26 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	放射線安全取扱手引改定に伴う教育訓練を実施した。	8 名 2 名
平成 18 年 5 月 12 日		原子炉、核燃料物質使用施設等保安規定改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定 核燃料物質使用施設等保安規定	10 名
平成 18 年 5 月 16 日			3 名
平成 18 年 8 月 30 日		事故対策規則の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト>	10 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
		事故対策規則	
平成 18 年 9 月 27 日 平成 18 年 10 月 5 日		JRR-3 使用済燃料貯蔵施設（北地区）防護活動手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 使用済燃料貯蔵施設（北地区）防護活動手引	7 名 3 名
平成 19 年 1 月 31 日 平成 19 年 2 月 2 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	JRR-3 使用済燃料貯蔵施設（DSF）防護活動手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 使用済燃料貯蔵施設（DSF）防護活動手引	8 名 3 名
平成 18 年 6 月 29 日		JRR-3、JRR-4 の原子炉施設及び核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 原子炉施設及び JRR-3 核燃料物質使用施設等の保安に係る文書及び記録の管理要領、ほか	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. 国際協力

International Cooperation

This is a blank page

6.1 文部科学省原子力研究交流制度等

(1) 受入れ

1) 研究炉の炉心管理

文部科学省(MEXT)の平成 18 年度原子力研究交流制度に基づき、平成 18 年 12 月 18 日から平成 19 年 3 月 28 日までの約 3 ヶ月間、マレーシアの原子力技術研究所(MINT)の研究員 1 名を NSRR 管理課において受け入れた。

研究テーマは「研究炉の炉心管理」と称した研修で、研究炉の炉心管理について理解を深めることが目的である。

本研修では、NSRR において研究員に対し施設の構造、運転及び管理等の研修を行ったほか、JRR-3 管理課及び JRR-4 管理課の協力の下、各原子炉施設における、施設の構造・運転及び SRAC と MVP コードを用いた炉心管理についての講習を行った。また、研究炉技術課の協力の下、MVP コードの利用方法について指導を行った。本研修の成果を確認する目的で実施した MINT の研究炉(TRIGA-Mark II 型)における実効増倍率の計算においては、実炉心と良く一致することを確認した。

これまでの研修内容及び計算結果については、Final Research Report として取り纏め報告した。

2) 研究炉の運転管理

文部科学省の平成 18 年度原子力研究交流制度に基づき、平成 18 年 9 月 22 日から平成 18 年 12 月 22 日までの約 3 ヶ月間、「研究炉の運転管理」という研究テーマでベトナム(ダラット研究所)から研究員 1 名を受け入れた。

今回の研究目的は、研究炉の運転管理のうち、JRR-3 で実施している品質保証(以下「QA」という。)についての理解を深め、将来、ダラット研究所で導入する QA に資するというものであった。

受入研究員は、まず導入に必要となる QA の概念を理解するとともに、実際に JRR-3 がどのように QA を運用しているかについて確認することに主眼をおき、研究を実施した。また、その他の原子炉施設に赴き、運転員等と運転保守・管理に係る意見交換も実施した。これを通し、自施設における管理方法の最適化への一助となり、受入研究員の今後の業務に有意義なものとなったと確信している。

受入終了時、今回の受入について意見交換を行った結果、受入研究員から今回の研究目的は達成され、帰国後、QA 導入について鋭意努力するという回答を得た。

3) 研究炉の高度化の技術開発

文部科学省の平成 18 年度原子力研究交流制度に基づき、平成 18 年 11 月 6 日から平成 19 年 1 月 31 日までの 87 日間、中国原子能科学研究院(CIAE)の研究員 1 名を受入れ、JRR-4 で実施されているホウ素中性子捕捉療法(BNCT)に関する情報提供と技術指導を行った。特に BNCT 実施に不可欠な血中内ホウ素濃度の測定方法について解説し、JRR-4 に整備している即発γ線分析装置(PGA)を用いた血中濃度測定に関する技術指導を行った。また、JRR-4 の医療照射設備を見学するとともに、線量評価システム及び患者セッティングシステムなどの BNCT 実施に必要な機器、ソフトウェアについて情報提供を行った。

さらに期間中に JRR-4 で実施された BNCT の際、実際の患者の血液サンプルの測定を体験させた。

現在中国では BNCT 専用の原子炉を建造して BNCT を実現するプロジェクトが進められており、実際に BNCT を実施するためには患者の血中ホウ素濃度を的確に測定する技術の確立が不可欠である。現時点で中国には BNCT 時の血中ホウ素濃度を測定する技術を有しておらず、またこの手法を把握している研究者も限られている。したがって受入研究員が本交流制度によって習得した技術と知見を活用し、中国での BNCT プロジェクトの成功に貢献されることを期待する。

(2) 派遣

1) ホウ素中性子捕捉療法に関連する研究開発

文部科学省の平成 18 年度原子力研究交流による専門家派遣制度に基づき、平成 19 年 3 月 7 日から 3 月 13 日までの 7 日間、中国の中国原子能科学研究院 (CIAE) を訪問し、原子力機構におけるホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) に関連する研究開発と日本の BNCT 研究の現状などに関する講演を行うとともに、技術指導を行った。講演には CIAE の BNCT 研究を推進している反応堆工程設計部の部長 Prof. Guote Ke 並びに微型反応堆工程研究室の研究者ら約 20 名が参加した。講演後には線量評価技術、照射技術に関する技術討論を行い、特に JRR-4 の中性子スペクトル可変技術と線量計算手法に関する技術指導を行った。CIAE は現在、後述の企業と共同で BNCT 専用の原子炉の設計を進めていることから、BNCT 実現に不可欠な多くの情報を必要としており、日本の技術とこれまでの経験について情報提供を行った。

CIAE と共同で BNCT の線量計算技術に関する研究開発を行っている北京応用物理与数学研究所 (Institute of Applied Physics & Computational Mathematics, IAPCM) を訪問し、原子力機構で開発した線量評価システム、JCDS (JAEA Computational Dosimetry System) と患者の位置合わせ技術に関する講演を行った。講演会には CIAE と IAPCM の研究者約 40 名が参加した。講演会後には研究者と技術討論を行ったが、特に原子力機構の患者セッティングシステムについて関心が深かった。患者の位置合わせ精度については線量評価と同様に非常に重要であることを認識させるとともに、原子力機構で開発した複数レーザー光を用いた位置合わせ法に関する技術指導を行った。

中国での BNCT を実現するために CIAE と共同で BNCT 専用原子炉を建造、運営し、さらに国内外の医師に BNCT 設備を提供しようとしている企業：北京凱佰特科技有限公司 (Beijing Capture Tech Co.Ltd) に CIAE の研究員とともに訪問し、日本の BNCT 研究の現状と関連する研究開発に関する講演を行った。中国の医師らは日本の臨床研究について高い関心を持っており、特に近年 JRR-4 で開始され、良い治療効果を示している頭頸部癌、悪性黒色腫に対する BNCT に興味を持っていた。講演後の技術討論では、線量評価におけるホウ素濃度測定的重要性について説明を行った。

(3) IAEA/JICA 研究員受入

IAEA から日本政府に対する要請に基づき国際協力機構(JICA)が受け入れた研修生のうちインドネシア バンダン TRIGA2000 の原子炉長 1 名を、平成 18 年 10 月 16 日から 10 月 27 日までの 2 週間、IAEA/JICA 研修員として JRR-4 管理課に受入れ、研修を行った。

本研修は IAEA の研究原子炉安全コースとしての研修であり、研修員本人のテーマは「原子炉建屋と空調システムの点検」及び「原子炉タンクと密閉構造の点検」の 2 項目であった。JRR-4 における研修においては、過去の点検記録の中から本人のテーマに対応できる記録を選定し、それぞれについて内容、要領、結果等の説明を行った。また、研修期間が JRR-4 の施設定期自主検査期間中でもあったため、適宜、自主検査作業現場に案内し、作業要領及び記録採取等の具体的方法を実地において説明した。

6.2 二国間協力

6.2.1 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 18 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・派遣は無く情報交換のみなされた。

6.2.2 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 18 年度は、この協定に基づいて研究協力を行う 12 年度目にあたる。また、昨年度、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。

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連する技術開発を実施している。平成 18 年度の主な業務及び成果は以下のとおりである。

JRR-3 は、7 サイクルで 181 日間の運転を計画通り達成することができた。計画外停止等は発生しなかった。

JRR-4 は、37 サイクル（1 サイクル／週）の施設共用運転を計画し、149 日の施設共用運転を実施した。微調整棒動作不良事象による計画外停止の発生により 1 日の利用中止があった。

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 628 件、キャプセル総数 3,067 個、実験利用では延べ利用日数 6,338 件・日の利用実績があった。JRR-4 においては、医療照射（BNCT）が前年と比べ 3 倍近く回数が増え 34 回行われ、また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。燃料製作では、第 L17 次燃料の製作が完了し、第 L18 次燃料の製作が開始された。また、使用済燃料 40 体の対米輸送を成し遂げた。

NSRR は、燃料安全評価研究グループの実験計画に基づき、高度化燃焼度のプルトニウム-ウラン混合酸化物燃料(MOX 燃料)を対象としたパルス照射実験を 4 回と、未照射燃料実験を 9 回実施し、燃料の安全性研究に貢献した。計画外停止は発生していない。

タンデム加速器はほぼ例年通りの 201 日の利用運転を行った。その内、45 日は産学連携推進部が本年度から開始した施設共用に寄与した。一方、本年度から協力研究が廃止されたことによって共同研究が 90 日になり、機構内単独利用は 20 日ではほぼ変わらず、前年度下期から始まった放射性核種ビーム加速装置を利用した KEK との共同研究は 46 日であった。3 回の故障があったが、1 件を除く全ての実験課題について運転を遂行した。

今年度、特に実施した技術的事項として、JRR-3 では、制御棒駆動コイル用定電流電源の製作、プロセス計算機システムの更新計画、漏えい監視盤の改造及び保守データを活用した研究用原子炉の保守管理方法の検討を行った。JRR-4 では特殊反射体要素の製作、NSRR では原子炉プールライニング肉厚測定装置の製作、そしてタンデム加速器ではターミナル 180 度偏向電磁石のビット落ち修理を行った。

研究炉及び加速器の利用技術の高度化では以下の成果があった。

JRR-3 の冷中性子ビーム強度 10 倍化計画については、冷中性子源強度を 2 倍にする高性能減速材容器について、設計した形状の見直しと強度解析による確認行い、耐圧試験用容器の製作を行った。冷中性子導管のスーパーミラー化に向けては、測定試料位置でのビーム特性の解析、スーパーミラー化による輸送効率の評価、ガラス状カーボン基板を用いた耐放射線スーパーミラーの開発の続き、10 度と 20 度偏向の曲導管の高性能化によるビーム分岐技術の開発などを行った。また、大型シリコンの均一照射方法について検討と JRR-4 を用いた具体的な取り組みを進めた。

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、頭頸部ガンなど様々な部位への適用を可能にするため、任意のビーム孔形状を簡単に形成できる延長マルチリーフコリメータを実用化した。また従来の座位照射台に加え、2 台目の改良型座位照射台を整

備し、並行して二人の患者のセッティング準備が可能となった。線量評価技術の高度化については、光ファイバーで信号を取り出す LiF プラスティックシンチレーター(SOF)を利用したリアルタイム熱中性子モニターの導入、誘導プラズマ発光分光分析(ICP)によるホウ素濃度測定の実用化に向けた評価検討を行った。肺がんへの対応については、肺を模擬した物質を組み合わせたファントムを製作し、中性子照射実験を実施し、良いデータを得た。

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ルテチウム(^{177}Lu)の製造技術の研究を行った。無担体の ^{177}Lu を製造するため $^{176}\text{Yb}(n, \gamma)^{177}\text{Lu}$ 反応を利用して実験を進めた。 ^{177}Lu 大量製造を目指した Lu-Yb 分離技術の開発を行うものである。

タンデム加速器系の開発では、永久磁石型 14.5GHz ECR イオン源による高多価・高強度重イオンビームの開発計画がある。現在使用している小型の ECR イオン源に置き換えるもので、テストベンチによる駆動試験の結果が報告された。その他に、放射性核種イオンを生成する ISOL イオン源の開発、タンデム加速器ブースターの超伝導加速空洞の高圧純水洗浄による性能回復の取り組み、低速重イオン加速用超伝導加速空洞の性能試験などを行った。

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、文部科学省原子力研究交流制度に基づくマレーシア、ベトナム及び中国からの研究員の受入、並びに中国への研究員派遣、二国間協力協定に基づくインドネシア及びタイとの情報交換、及び IAEA の要請で国際協力機構(JICA)が受け入れた研修生 1 名の受入を実施した。

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、研究炉加速器管理部各課、放射線管理第1課及び放射線管理第2課の関係者が平成18年度の活動について分担執筆し、編集委員会で編集したものです。関係者の協力を深く感謝します。

編集委員長

編集委員会メンバー

委員長	竹内 未広 (研究炉加速器管理部次長)
副委員長	寺門 雄一 (研究炉加速器管理部業務課長)
委員	小山 芳己 (研究炉技術課)
	小林 健一 (JRR-3 管理課)
	木村 和也 (JRR-4 管理課)
	黒澤 伸悟 (NSRR 管理課)
	松田 誠 (加速器管理課)
	馬籠 博克 (研究炉利用課)
事務局	星野 淳子 (研究炉加速器管理部業務課)

This is a blank page

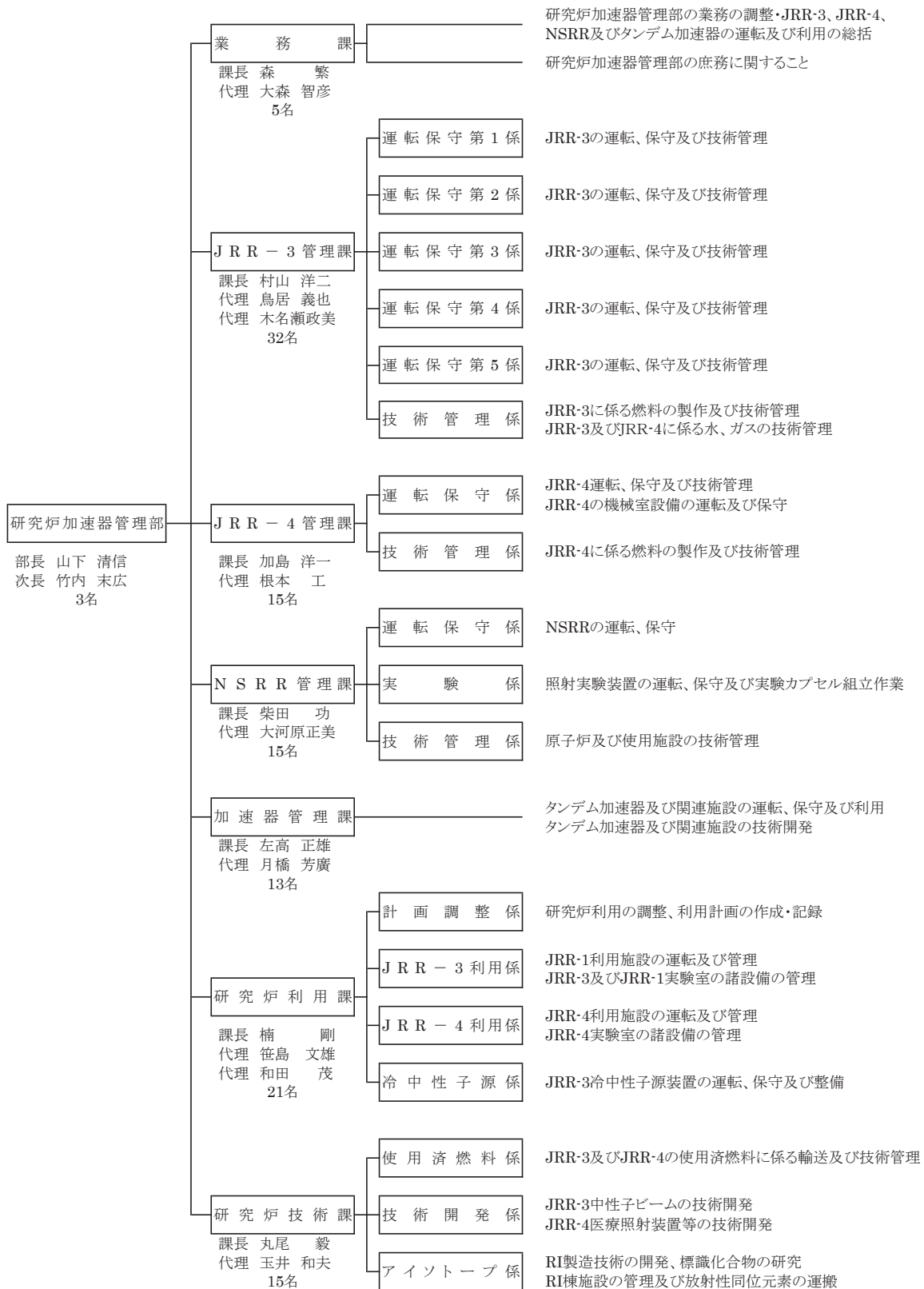
付 録

Appendices

This is a blank page

付録 1 研究炉加速器管理部の組織と業務

平成19年3月31日現在



付録2 JAEA—Research 等一覧

著者	標 題	レポートNo.
竹内	JAEA—Tokai TANDEM Annual Report 2005 (原子力機構東海タンデム加速器 2005 年度報告)	JAERI-Review 2006—029
羽沢, 永堀, 楠	JRR—3 冷中性子源装置の減速材容器ユニットの更新	JAEA-Tech 2006—046
研究炉加速器 管理部	平成 17 年度研究炉加速器管理部年報 (運転・利用と研究・ 技術開発)	JAEA-Review 2006—036
広瀬, 和田, 笹 島, 楠, ほか	中性子核変換ドーピング Si 半導体 (NTD-Si) 製造機能拡 充のための外部冷却法対応設備の製作 (共同研究)	JAEA-Tech 2006—059
村尾, 村松, 大 河原, 柴田	日本機械学会発電用原子力設備規格に基づく NSRR 照射 実験用 X-IV 型大気圧水カプセルの設計	JAEA-Tech 2006—062
鈴木, 村松, 鴨 志田	NSRR における反応度事故模擬実験を B-I 型高圧水カプ セルを用いて行うための取扱マニュアル	JAEA-Testing 2007—001
石黒	JRR-4 低濃縮ウランシリサイド燃料の初期炉心及び燃焼後 の炉心特性	JAEA-Tech 2007—017
広瀬, 和田, 楠	中性子核変換ドーピング Si 半導体(NTD-Si)製造用 JRR-3 高性能シリコン照射装置の概念設計	JAEA-Tech 2007—033
高橋	研究炉利用における研究成果集 (平成 17 年度)	JAEA-Review 2007—018
横尾, 堀口, 八 木, 永富, 山本, 笹島, 大山, 石 黒, 佐々木, 平 根, 木村, 新井	研究用原子炉 JRR-4 を用いた運転実習及び原子炉物理実 験	JAEA-Tech 2007—018
村松, 大河原, 鈴木, 柴田, ほ か	NSRR におけるカプセル装荷装置 B 型の設計・製作	JAEA-Tech 2007—028

著 者	標 題	レポートNo.
田村, 丸尾, 山下, ほか	改造JRR-3利用運転15周年記念シンポジウム報文集	JAEA-Conf 2007-006

付録3 口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
熊田, 山本, ほか	BNCT の患者の位置変動に対する照射精度への影響	第 91 回日本医学物理学 会学術大会 (H18.4)
熊田, 山本, 丸尾	ホウ素中性子捕捉療法のためのインバース・プランニング・システムの概念設計	第 93 回日本医学物理学 会学術大会 (H18.4)
橋本, ほか	Control of biodistribution of Rhenium-186-MAG 3-conjugated bisphosphonate using a competitive inhibitor of protein binding (蛋白結合阻害剤を用いたレニウム-186 標識 MAG3 結合ビスホスホネートの生体内分布のコントロール)	Society of Nuclear Medicine 53 rd Annual Meeting (H18.6)
立川, ほか	Cf-252 線源、Li-6 ガラスシンチレータ及びマイクロ波共振器を組合せ用いる土壌密度、水分、油分同時計測法の開発	第 43 回アイソトープ・ 放射線研究発表会 (H18.7)
松田, 竹内, 月橋, 花島, 阿部, 長, 石崎, 田山, 仲野 谷, 株本, 中村, 杓掛, 大内, 堀江, 吉田	原子力機構-東海タンデム加速器の現状	第 19 回タンデム加速器 及びその周辺技術の研究 会 (H19.7)
杓掛, 松田, 中村, 花島, 堀江	原科研タンデム加速器での発生トラブルとその対応	第 19 回タンデム加速器 及びその周辺技術の研究 会 (H19.7)
花島	原科研タンデム加速器ターミナル 180° 偏向電磁石電源の更新計画	第 19 回タンデム加速器 及びその周辺技術の研究 会 (H19.7)
株本, 竹内, 松田, ほか	低速度重イオン加速用超伝導 2 芯 1/4 波長型空洞共振器の開発	第 3 回日本加速器学会年 会・第 31 回リニアック 技術研究会 (H19.8)

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
松田, 竹内, 月橋, 花島, 阿部, 長, 石崎, 田山, 仲野 谷, 株本, 中村, 杓掛, 大内, 堀江, 吉田	原子力機構・東海タンデム加速器の現状	第3回日本加速器学会年 会・第31回リニアック 技術研究会 (H19.8)
長	Status of JAEA-KEK Radioactive Ion Beam facility, TRIAC (JAEA-KEK 放射性核種ビーム加速器施設 TRIAC の現 状)	19 th International Conference on the Application of Accelerators in Research and Industry (H19.8)
八木, 加島, 永富, 渡辺	JRR-4 反射体要素の発熱評価	日本原子力学会 2006 年秋の大会 (H18.9)
出雲, 村山, 木名 瀬, 鳥居, 加藤	過去の保守データを活用した JRR-3 の保守管理	日本原子力学会 2006 年秋の大会 (H18.9)
熊田, 山本, ほか	ホウ素中性子捕捉療法のための Inverse-Planning System の基盤技術の開発	日本原子力学会 2006 年秋の大会 (H18.9)
田村, 山本, 中村, 丸尾, ほか	JRR-3 冷中性子導管のスーパーミラー化に伴うビーム の分散について	日本原子力学会 2006 年秋の大会 (H18.9)
橋本, 本石, 反田, 松岡, ほか	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	第2回関東放射薬学研究 発表会 (H18.9)
橋本, 反田, ほか	^{186}Re 、 ^{188}Re -DMSA の安定性及び不純物の除去に関する 研究	2006 日本放射化学会年 会/第50回放射化学討 論会記念大会 (H18.10)
長, 佐藤, ほか	JAEA-ISOL 用イオン源の開発- I	2006 日本放射化学会年 会/第50回放射化学討 論会記念大会 (H18.10)

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
長	Status of JAEA-KEK Radioactive Ion Beam facility, TRIAC (JAEA-KEK 放射性核種ビーム加速器施設 TRIAC の現状)	The 6 th International Symposium on Advanced Science Research (H18.10)
熊田, 山本, ほか	Improvement of JAEA computational dosimetry system (JCDS) for boron neutron capture therapy (ホウ素中性子捕捉療法のための線量評価システム (JCDS)の高度化)	12 th International Congress on Neutron Capture Therapy (H18.10)
熊田, 山本, 丸尾	Development of inverse treatment planning system for neutron capture therapy (中性子捕捉療法のための逆方向治療計画システムの開発)	12 th International Congress on Neutron Capture Therapy (H18.10)
中村, 熊田, 岸	Characteristic of Thermal Neutron Flux Distribution in Phantom with Extended Collimator Developed for Head and Neck Cancer (頭頸部癌用に開発した延長コリメータにおけるファントム内の熱中性子束分布の特性)	12 th International Congress on Neutron Capture Therapy (H18.10)
木名瀬, ほか	Status of reduced enrichment program for research reactors in Japan (日本の研究炉における濃縮度低減計画の状況)	The RERTR-2006 international meeting (H18.10)
熊田, 山本, ほか	DEVELOPMENT OF JCDS, A COMPUTATIONAL DOSIMETRY SYSTEM AT JAEA FOR BORON NEUTRON CAPTURE THERAPY (ホウ素中性子捕捉療法のための線量評価システム、JCDS の開発)	European WorkGroup on Monte Carlo Treatment Planning (H19.10)
長, ほか	JAEA-ISOL 用イオン源の開発	第3回「停止・低速不安定核を用いた核分光研究」研究会 (H18.11)
市村	JRR-4 医療照射設備の利用について	平成 18 年度京都大学原子炉実験所専門研究会 (H19.2)

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
熊田, 山本, 丸尾	JRR-4 における BNCT 技術の現状と今後	平成 18 年度京都大学原子炉実験所専門研究会 (H19.2)
米田, 堀口, 山本, 熊田, ほか	肺腫瘍の BNCT 解析モデルの検証のための実験値と解析値との比較	平成 18 年度京都大学原子炉実験所専門研究会 (H19.2)
鈴木, ほか	高燃焼度燃料を対象とした反応度事故模擬実験のための高温カプセルの開発	International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management and Meeting of the International Group on Reactor Research (RRFM2007/IGORR) (H19.3)
山本, 田村, 熊田, 丸尾	Upgrading of JRR-3/JRR-4 neutron beam utilities —For Cold neutron beam and BNCT— (JRR-3/JRR-4 中性子ビーム利用の性能向上—冷中性子ビームと BNCT のために—)	International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management and Meeting of the International Group on Reactor Research (RRFM2007/IGORR) (H19.3)
出雲, 加藤, 木名瀬, 鳥居, 村山	JRR-3 Maintenance Program Utilizing Accumulated Operational Data (過去のデータを活用する JRR-3 の保守管理)	International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management and Meeting of the International Group on Reactor Research (RRFM2007/IGORR) (H19.3)
田村, 中村, 山本, ほか	中性子ベンダーシステムの性能向上	日本原子力学会 2007 年春の大会 (H19.3)

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
大場, 大和田, 福島, 竹内, 宇野, 村山	JRR-3 重水冷却設備ヘリウム圧縮機の更新	弥生研究会 「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 (H19.3)

付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
村山, 橋本, ほか	中性子 (研究炉、材料試験炉、ラジオアイソトープ (RI) 製造)	原子力ハンドブック (オーム社)
橋本, ほか	Rhenium-186-monoaminemonoamidedithiol-conjugated bisphosphonate derivatives for bone pain palliation (骨疼痛緩和を目的とした Re-186 標識モノアミンモノアミドジチオール結合ビスホスホネート誘導体)	Nuclear Medicine and Biology
橋本, ほか	Therapeutic Effects for the Palliation of Metastatic Bone Pain of a Rhenium-186 Complex-conjugated Bisphosphonate in an Animal Model (モデル動物を用いたレニウム-186 標識ビスホスホネートの転移性骨腫瘍の疼痛緩和に関する治療効果について)	Journal of Nuclear Medicine
橋本, ほか	Design, Synthesis, and Evaluation of $[^{188}\text{Re}]$ Organorhenium-Labeled Antibody Fragments with Renal Enzyme-Cleavable Linkage for Low Renal Radioactivity Levels (腎臓における放射能滞留低減を目的とした腎酵素による開裂結合を持つ有機金属レニウム ^{188}Re 標識低分子化抗体の設計、合成及び評価)	Bioconjugate Chemistry
橋本, ほか	Assessment of ^{186}Re chelate-conjugate bisphosphonate for the development of new radiopharmaceuticals for bones (骨への新規放射性医薬品の開発に関する ^{186}Re ビスホネート錯体の評価)	Nuclear Medicine and Biology
熊田, ほか	BORON NEUTRON CAPTURE THERAPY USING MIXED EPITHERMAL AND THERMAL NEUTRON BEAMS IN PATIENTS WITH MALIGNANT GLIOMA-CORRELATION BETWEEN RADIATION DOSE AND RADIATION INJURY AND CLINICAL OUTCOME (悪性脳腫瘍患者に対する熱-熱外混合中性子ビームを用いたホウ素中性子捕捉療法—照射線線量と放射線障害と臨床成績との相関関係—)	International Journal of Radiation Oncology, Biology, Physics
熊田, ほか	JRR-4 における中性子捕捉療法の線量評価	日本保健物理学会学会誌 「保健物理」

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L18次)の製作	申請	年月日 番 号	平成 15 年 5 月 21 日 15 原研 19 第 12 号	平成 18 年 7 月 11 日 18 原機 (科研) 011
		変更	年月日 番 号	—	平成 19 年 1 月 23 日 18 原機 (科研) 033
		認可 合格	年月日 番 号	平成 15 年 6 月 2 日 15 諸文科科第 1190 号	
	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 合格	年月日 番 号	平成 15 年 6 月 2 日 15 諸文科科第 1190 号	平成 18 年 6 月 30 日 16 諸文科科第 2623 号
	ヘリウム圧縮機の一部更新 について	申請	年月日 番 号	平成 18 年 7 月 4 日 18 原機 (科研) 010	平成 18 年 7 月 25 日 18 原機 (科研) 012
		変更	年月日 番 号	—	平成 19 年 1 月 23 日 18 原機 (科研) 031
		認可 合格	年月日 番 号	平成 18 年 7 月 19 日 18 諸文科科第 1885 号	平成 19 年 2 月 14 日 18 諸文科科第 2182 号
J R R 4	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	平成 18 年 9 月 15 日 18 原機 (科保) 075
		変更	年月日 番 号	—	平成 19 年 1 月 23 日 18 原機 (科保) 145
		認可 合格	年月日 番 号	平成 18 年 6 月 1 日 17 水原第 879 号	平成 19 年 1 月 26 日 18 水原第 454 号
N S R R	X-IV 型大気圧水カプセルの 製作	申請	年月日 番 号	平成 18 年 6 月 30 日 18 原機 (科研) 009	平成 18 年 8 月 9 日 18 原機 (科研) 014
		変更	年月日 番 号	—	平成 19 年 1 月 23 日 18 原機 (科研) 032
		認可 合格	年月日 番 号	平成 18 年 7 月 24 日 18 諸文科科第 1835 号	平成 19 年 3 月 14 日 18 諸文科科第 2393 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 合格	年月日 番 号	平成 17 年 11 月 17 日 17 諸文科科第 3665 号	平成 18 年 6 月 8 日 17 諸文科科第 4111 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	2001	2002	2003	2004	2005	2006
			平成 13年度	平成 14年度	平成 15年度	平成 16年度	平成 17年度	平成 18年度
原子力研究交流 制度に基づく 受入れ及び派遣	インドネシア	受入						
		派遣	1(2W)					
	中国	受入		1(3M)	2(3M)			1(3M)
		派遣			2(13D)			1(1W)
	マレーシア	受入		1(6M)			1(3M)	1(3M)
		派遣						
	タイ	受入			1(3M)			
		派遣						
	ベトナム	受入						1(3M)
		派遣	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						
二国間協定に基 づく受入れ及び 派遣	インドネシ ア	受入	3(1-8W)	2(8W)	2(4W)			
		派遣	6(1-4W)	6(2-8W)	5(2-9W)			
	タイ	受入	3(4W)	3(4W)	2(4W)	3(4W)	2(4W)	
		派遣	1(3M)	1(1Y)	1(1Y)	1(1Y)	1(9M)	
			2(10D,2W)	3(10D,2W)	1(2W)	3(2W)		
その他 (JICA, JAIF, IAEA 等)	受入	1(2W)	1(6M)	1(17D)			1(12D)	
	派遣							
合計	受入	8	8	8	3	4	4	
	派遣	11	10	10	4	1	1	

注 ^{*(1)} 平成 12 年度以前の実績は、「平成 12 年度研究炉部年報(運転利用と研究技術開発)」
JAERI-Review 2001 - 048 (2002) を参照。

付録6.1 平成18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
Ms. ABDUL KARIM, Julia (マレーシア)	女	30才	マレーシア原子力 庁	平成18年12月18日から 平成19年3月23日まで (3月間)	研究炉の炉心管理	NSRR 管理課	MEX T
Mr. TRANG CAO, Su (ベトナム)	男	44才	ベトナムラダット原 子力研究所	平成18年9月20日から 12月22日まで(3月間)	研究炉の運転管理	JRR-3 管理課	MEX T
Ms. ZOU Shuyun (中国)	女	28才	中国原子能科学研 究院	平成18年11月6日から 平成19年1月31日まで (87日間)	研究炉の高度化の技術開 発	研究炉技術課	MEX T
Mr. Henky Pordjo Rahardjo (インドネシア)	男	52才	インドネシア原子力 庁	平成18年10月16日から 10月27日まで (12日間)	原子炉運転研修	JRR-4 管理課	IAEA /JICA

付録6.2 平成18年度 派遣者一覧

氏名	派遣先	期間	派遣目的	所属課室	協定
熊田博明	中国原子能科学研 究院	平成19年3月7日から平成 19年3月13日(7日間)	ホウ素中性子捕捉療法 に関する技術指導	研究炉技術課	MEXT

付録7 表彰、特許

[表 彰]

- ・ 文部科学大臣表彰 若手科学者賞
「中性子捕捉療法分野における医療照射支援システムの研究」
文部科学省

受賞者	研究炉技術課	熊田 博明
受賞月日	平成 18 年 4 月 18 日	

- ・ 原子力エネルギー安全実務功労者表彰
経済産業省

受賞者	NSRR 管理課	柴田 功
受賞月日	平成 18 年 5 月 18 日	

- ・ 火力及び原子力発電所現場永年勤続者表彰
社団法人 火力原子力発電技術協会

受賞者	JRR-3 管理課	大和田 稔
	NSRR 管理課	吉田 薫
	NSRR 管理課	大沼 和良
	研究炉利用課	市村 茂樹
受賞月日	平成 18 年 8 月 10 日	

- ・ 平成 18 年度理事長表彰
創意工夫功労賞

受賞者	研究炉利用課	羽沢 知也
	研究炉利用課	永堀 和久
	研究炉利用課	高澤 宏充
	研究炉利用課	笹島 文雄
	研究炉利用課	楠 剛
受賞月日	平成 18 年 10 月 1 日	

- ・ 平成 18 年度理事長表彰
模範賞

受賞者	JRR-3 管理課	村山 洋二ほか 34 名
受賞月日	平成 18 年 10 月 1 日	

- 原子力・放射線安全管理功労表彰
核燃料物質・試験研究炉等安全管理功労者
(財)原子力安全技術センター、(財)日本分析センター
受賞者 NSRR 管理課 柴田 功
受賞月日 平成 18 年 11 月 8 日

- 自家消費製造事業所部会長表彰
自家消費製造事業所部会長賞「優良保安係員」
(社)茨城県高圧ガス保安協会
受賞者 加速器管理課 阿部 信市
受賞月日 平成 19 年 2 月 6 日

- 平成 18 年度原子力科学研究所長表彰
安全功労賞
受賞者 加速器管理課 月橋 芳廣
加速器管理課 阿部 信市
加速器管理課 石崎 暢洋
加速器管理課 田山 豪一
受賞月日 平成 19 年 3 月 28 日

- 平成 18 年度原子力科学研究所長表彰
業務品質改善賞
受賞者 JRR-3 管理課 村山 洋二ほか 31 名
受賞月日 平成 19 年 3 月 28 日

[特 許]

な し

研究炉加速器管理部(平成18年1月6日計画)
(平成19年3月31日結果)

付録8 平成18年度の実施計画及びその実施結果

重要課題	実施項目	当該年度の達成目標	中期期間を通じた進め方、目標	達成度	実施状況	特筆すべき事項	備考	担当課室	
(1)施設・設備の安定な運転・保守	JRR-3 ①安定運転の実施	運転日数163日(計画運転日数の90%)を達成	安定運転の継続	達成	今年度の運転計画日数181日に對して、100%の運転を達成			JRR-3課(主) 利用課 技術課	
				達成	・過去の保守データを活用した保守管理について検討を進め、原子力学会秋の大会においてその考え方について発表を行った。今年度内に報告書にまとめ、次年度早々に機構報告書として発刊する予定である。 ・運転手引に従い適切に研究炉の水ガス管理を行い、問題は生じていない。 ・計画通りの運転を行った。				
				達成	・He圧縮機のオイルシール部の磨耗によるオイルレベル低下(4/19発生)に対する予防措置として、オイルシール部のパッキン等の交換を行った。また、オイルレベルの連続監視を継続し、オイルレベルに変化がないことを確認した。予防保全の考えから、He圧縮機の更新を行い、2/14に使用前検査に合格した。				
				安全確保の継続					JRR-3課(主) 利用課 技術課
					達成	・計画通り、11/27から3/28にかけて施設定期自主検査を行なった。			
					達成	・定期検査計画書及び要領書の申請を10/18に行った。11/27に定期検査を開始し、3/28に最終立会検査に合格した。			
					達成	原子炉施設及び核燃料使用施設に係る保安検査を計画通りに受検した。指摘事項はなかった。			
				年7サイクル運転実施に必要な燃料を確保					JRR-3課
					達成	計画通りの製作し、6/30に最終の使用前検査に合格した。			
					達成	計画通りの製作を進めている。12/4から15にかけて第1回目の使用前検査(プリスタ検査(燃料心材と被覆材の接合状態を調べる検査))に合格した。			
					達成				
					達成				
					達成				
					達成				
					達成				

研究炉加速器管理部(平成18年1月6日計画)
(平成19年3月31日結果)

付録8 平成18年度の実施計画及びその実施結果

<p>(1)施設・設備の安定な運転・保守</p> <p>④研究炉使用済燃料の輸送</p>	<p>④研究炉使用済燃料の輸送</p> <p>計画通りの遂行(計画は、経営企画部と協議中)</p>	<p>保安規定、外運搬規則等の放射線安全、危険物運搬に係る諸規定を遵守し、滞りなく安全に実施</p>	<p>達成</p>	<p>6/12から16にかけて新燃料輸送容器(8基)及びコンテナ(2基)の定期自主検査を行い、健全に維持されていることを確認した。</p> <p>計画どおり40体の輸送を行った。</p>	<p>JRR-3課</p> <p>技術課</p>
<p>JRR-4</p> <p>①安定運転の実施</p> <p>・技術管理</p> <p>・運転保守</p> <p>②保安規定を遵守した安全確保</p> <p>・施設定期自主検査の実施</p> <p>・施設定期検査の受検</p> <p>・保安規定の遵守状況の検査を受検</p>	<p>運転日数143日(計画運転日数の95%)を達成</p> <p>計画通りの遂行</p> <p>計画通りの受検、合格</p> <p>指摘事項無し</p>	<p>安定運転の継続</p> <p>安全確保の継続</p>	<p>達成</p> <p>達成</p> <p>達成</p> <p>達成</p> <p>達成</p>	<p>今年度の運転計画日数150日に対して、149日の運転を実施した。</p> <p>07年1月26日の使用前検査に合格した。</p> <p>・計画通りの運転を行った。</p> <p>・設計照射量に近づいたため特殊放射体要素1型を新たに作成し1/26に使用前検査に合格した。また3/8日に炉心に装荷した。</p> <p>原子炉施設及び核燃料使用施設に係る保安検査を計画通りに受検した。指摘事項はなかった。</p>	<p>JRR-4課(主)</p> <p>利用課</p>
<p>NSRR</p> <p>①安定運転の実施</p> <p>・技術開発</p> <p>・技術管理</p> <p>・運転保守</p> <p>②保安規定を遵守した安全確保</p> <p>・施設定期自主検査の実施</p> <p>・施設定期検査の受検</p> <p>・保安規定の遵守状況の検査を受検</p>	<p>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</p> <p>計画通りの遂行</p> <p>計画通りの受検、合格</p> <p>指摘事項なし</p>	<p>利用者の実験計画に基づく運転の実施</p> <p>安全確保の継続</p>	<p>達成</p> <p>達成</p> <p>達成</p> <p>達成</p> <p>達成</p>	<p>18年度に計画したパルス実験を、計画どおり実施した。</p> <p>計画どおり3月に使用前検査に合格した。</p> <p>1月の特性試験に加えて、2月にも1回の特性試験を計画し実施した。</p> <p>運転・保守作業を計画どおり実施した。</p> <p>保安管理を確実に実施し、炉、核とも指摘事項はなかった。</p>	<p>NSRR課</p>

付録8 平成18年度の実施計画及びその実施結果

加速器課	2011日の利用運転を実施	達成	安定運転の継続	運転日数186日(計画運転日数の93%)を達成	①安定運転の実施	②安全確保	③高圧ガス設備定期検査受検	④冷中性子ビームの高度化	⑤高性能減速材容器の詳細設計	⑥高性能導管の詳細設計	⑦耐放射線導管開発のための耐放射線スーパバーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	⑧冷中性子ビーム導管の改修(理ダール及びミラーの据付を完了し、特性試験を実施して供用開始)	⑨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)	⑩自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計	⑪2次元シリコン照射技術開発	⑫均一照射手法の検討	⑬G2シリコン半導体の不純物評価	⑭カッピングング照射
加速器課	・2011日の利用運転を実施	達成	安定運転の継続 安全確保の継続	運転日数186日(計画運転日数の93%)を達成 計画通りの運行 計画通りの受検、合格	①安定運転の実施	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	③高圧ガス設備定期検査受検	④冷中性子ビームの高度化	⑤高性能減速材容器の詳細設計	⑥高性能導管の詳細設計	⑦耐放射線導管開発のための耐放射線スーパバーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	⑧冷中性子ビーム導管の改修(理ダール及びミラーの据付を完了し、特性試験を実施して供用開始)	⑨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)	⑩自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計	⑪2次元シリコン照射技術開発	⑫均一照射手法の検討	⑬G2シリコン半導体の不純物評価	⑭カッピングング照射
技術課	・高性能減速材容器の耐圧試験を開始し、詳細設計を継続。 高性能スーパバーミラー中性子導管の形状・寸法を決定した。	達成	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バ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	・高性能減速材容器の耐圧強度試験を行い構造設計上の知見を得た上で詳細設計を継続する。 ・冷中性子利得解析を実施しつつ、高性能スーパバーミラー中性子導管の形状・寸法を決定する等、設計を行う。	①安定運転の実施	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	③高圧ガス設備定期検査受検	④冷中性子ビームの高度化	⑤高性能減速材容器の詳細設計	⑥高性能導管の詳細設計	⑦耐放射線導管開発のための耐放射線スーパバーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	⑧冷中性子ビーム導管の改修(理ダール及びミラーの据付を完了し、特性試験を実施して供用開始)	⑨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)	⑩自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計	⑪2次元シリコン照射技術開発	⑫均一照射手法の検討	⑬G2シリコン半導体の不純物評価	⑭カッピングング照射
技術課	・製作手法を同定し、試作品を製作した。理想的な製品の製作に成功。コスト及び製作性ではアルミが有利と結論。 照射前の反射率測定の結果、クワスカホンは不十分なことが判明。したがって、アルミ基盤が優れると結論付けた。	達成	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バ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	・ガラスカーボン製基盤の耐放射線スーパバーミラー及びアルミ基盤の耐放射線スーパバーミラーに対して製作性及びコストの評価を実施し、双方の優劣を評価。 ・ガラスカーボン製基盤の耐放射線スーパバーミラー及びアルミ基盤の耐放射線スーパバーミラーに対して照射試験を実施し、中性子輸送特性の優劣を評価。	①安定運転の実施	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	③高圧ガス設備定期検査受検	④冷中性子ビームの高度化	⑤高性能減速材容器の詳細設計	⑥高性能導管の詳細設計	⑦耐放射線導管開発のための耐放射線スーパバーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	⑧冷中性子ビーム導管の改修(理ダール及びミラーの据付を完了し、特性試験を実施して供用開始)	⑨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)	⑩自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計	⑪2次元シリコン照射技術開発	⑫均一照射手法の検討	⑬G2シリコン半導体の不純物評価	⑭カッピングング照射
技術課	・次年度は、最有力候補のガラス基盤とアルミ基盤について、照射後の反射率の比較を行う。なお、アルミ基盤については本年度照射を終了させている。	達成	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バ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	・冷中性子ビーム導管のミラーホールの据付、調整を行い、冷中性子導管の補修を完了	①安定運転の実施	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	③高圧ガス設備定期検査受検	④冷中性子ビームの高度化	⑤高性能減速材容器の詳細設計	⑥高性能導管の詳細設計	⑦耐放射線導管開発のための耐放射線スーパバーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	⑧冷中性子ビーム導管の改修(理ダール及びミラーの据付を完了し、特性試験を実施して供用開始)	⑨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)	⑩自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計	⑪2次元シリコン照射技術開発	⑫均一照射手法の検討	⑬G2シリコン半導体の不純物評価	⑭カッピングング照射
利用課	・外部冷却法によるSi照射装置の製作、据付、調整、性能評価、特性試験を行い、補修完了した。 JAEA-Technology 2006-059 報告書が完成した。;JAEA-Technology 2007-033。	達成	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バ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	・自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計を評価し、共同研究の要求に応じて製作を検討する。	①安定運転の実施	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	③高圧ガス設備定期検査受検	④冷中性子ビームの高度化	⑤高性能減速材容器の詳細設計	⑥高性能導管の詳細設計	⑦耐放射線導管開発のための耐放射線スーパバーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	⑧冷中性子ビーム導管の改修(理ダール及びミラーの据付を完了し、特性試験を実施して供用開始)	⑨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)	⑩自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計	⑪2次元シリコン照射技術開発	⑫均一照射手法の検討	⑬G2シリコン半導体の不純物評価	⑭カッピングング照射
技術課	・照射量解析精度の確認方法及び均一照射手法の案を確定した	達成	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バ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	・照射量解析精度の確認方法及び均一照射手法の案を確定した	①安定運転の実施	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	③高圧ガス設備定期検査受検	④冷中性子ビームの高度化	⑤高性能減速材容器の詳細設計	⑥高性能導管の詳細設計	⑦耐放射線導管開発のための耐放射線スーパバーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	⑧冷中性子ビーム導管の改修(理ダール及びミラーの据付を完了し、特性試験を実施して供用開始)	⑨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)	⑩自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計	⑪2次元シリコン照射技術開発	⑫均一照射手法の検討	⑬G2シリコン半導体の不純物評価	⑭カッピングング照射
利用課	・G2シリコン半導体の不純物元素の分析を行い、6元素を定量した。また、SiC半導体材料についても同様に実施し、18元素の定量を行った。 JRR-3第3,第4サイクルにおける照射を実施し、報告書の担当箇所を作成した。	達成	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バ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	・平成19年度は、常陽での照射後試験をJRR-3にて照射する。	①安定運転の実施	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	③高圧ガス設備定期検査受検	④冷中性子ビームの高度化	⑤高性能減速材容器の詳細設計	⑥高性能導管の詳細設計	⑦耐放射線導管開発のための耐放射線スーパバーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	⑧冷中性子ビーム導管の改修(理ダール及びミラーの据付を完了し、特性試験を実施して供用開始)	⑨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)	⑩自動Si照射装置(均一照射装置)の詳細設計	⑪2次元シリコン照射技術開発	⑫均一照射手法の検討	⑬G2シリコン半導体の不純物評価	⑭カッピングング照射

研究炉加速器管理部(平成18年1月6日計画)
(平成19年3月31日結果)

付録8 平成18年度の実施計画及びその実施結果

<p>(2)利用 ニーズに 対応した 技術開 発と整備</p>	<p>JRR-4 ①原子炉運転研修 ②大学との連携による人材育成</p>	<p>原子炉運転研修センター・第66回原子炉 子炉研修一般課程の一環として実施 東京大学大学院原子力専攻等に 協力して、JRR-4を提供する とともに実習・演習の講師を派 遣する。</p>	<p>原子力研修センター、東京大学 専門職大学院の研修の一環とし て実施</p>	<p>達成</p>	<p>1月9日から3月28日まで一般課程 (後期)の研修生の受け入れ完了。</p>	<p>JRR-4課</p>
<p>③脳腫瘍以外への医療照射への 適用も含めたリアルタイム線量 評価技術の確立</p>	<p>・様々な照射体位に対応できる 患者セッティング技術を確立。 ・照射中の中性子束変化を取 り込んだ線量評価を可能にする ため、中性子モニタリング装 置(試作品)の特性を確認す る。</p>	<p>H18年度以降、リアルタイムホウ素 濃度測定技術及び患者セッティング システムの高性能化を図り、20年度 に、より高品質で、かつ、1日に最大 4回のBNCTを実現</p>	<p>達成</p>	<p>・頭頸部がん以外の、例えば肺が んにも適用できるようになった。 ・中性子モニタリング装置としてSOF モニターを購入し、特性を明らかに した。</p>	<p>JRR-4課 技術課</p>	
<p>④BNCT医療照射増加に対する 対応</p>	<p>1日2件が実施できる体制を確 立する。既に、4月に2回の1日2件実施 の実績を得た。</p>	<p>年間40回のBNCT実施に対応でき る体制を確立</p>	<p>達成</p>	<p>第4四半期には5回の1日2件照射を真 施した。</p>	<p>利用課</p>	
<p>NSRR 実験装置、機器類の整備</p>	<p>NSRR高圧水カプセル等の使 用前検査を受検し合格すると ともに、大気圧水カプセルの製作 に係る国の認可を得て、年度 内に製作を完了する。</p>	<p>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</p>	<p>達成</p>	<p>計画どおり、び大気圧水カプセルの 使用前検査を受検して合格した。</p>	<p>NSRR課</p>	
<p>②タンデム加速器</p>	<p>高性能多価イオン源への交換 実施・完了。</p>	<p>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</p>	<p>達成ならず</p>	<p>高性能のイオン源に交換し終えた 段階で高周波(14.5GHzのマイクロ ウェーブ)電源が故障したため、元 のイオン源に戻し運転を再開した。 高周波電源は故障修理中である。</p>	<p>加速器課</p>	
<p>②タンデム加速器ブースター ・高質量イオンビームの加速 効率向上</p>	<p>・高質量イオンビーム加速用 低速イオン加速超伝導空洞の 性能試験の完了</p>	<p>低速の高質量多重イオンビーム をブースターで加速する技術基 盤の確立</p>	<p>達成</p>	<p>超伝導空洞の極低温性能試験を計 画通り実施した。得られた加速電界 は4フットの高周波入力で3MV/m であった。</p>	<p>19年度に入ってから改 良を加え5.8MV/m まで向上し期待以 上の性能を達成し ている。</p>	

付録8 平成18年度の実施計画及びその実施結果

研究炉加速器管理部(平成18年1月6日計画)
(平成19年3月31日結果)

<p>(2)利用ニーズに対応した技術開発と整備</p>	<p>③施設共用化の実施</p>	<p>施設共用運転の遂行</p>	<p>期間中、全利用の約20%の施設共用化達成</p>	<p>達成</p>	<p>・2017年の利用運転の内45日(22.4%)を施設共用のための運転した。 研究炉加速器ひびは、携帯サイトを継続的に更新した。 平成18年度に、3回の中性子ビーム利用専門部会、2回の炉内中性子等商社専門部会、4回の研究炉医療照射委員会を開催した。研究炉利用者懇談会の申込受付を3月1日に開始した。 平成18年度に4回の研究炉医療照射委員会を開催した。また、個別の医療照射の度に、Fax及び電子メールにより意見を聴取した。</p>	<p>下期に成果非公開の利用が加わった。</p>	<p>加速器課 利用課 利用課</p>
<p>産業利用の推進</p>	<p>JRR-3、JRR-4情報の発信</p>	<p>研究炉利用ホームページを継続的に更新する。 産学連携推進部との協力により照射利用の拡充を図る。</p>	<p>利用拡大 円滑な産業利用の達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>技術課</p>
<p>①先進的医療に有効なR利用技術の開発</p>	<p>BNCT臨床研究の推進</p>	<p>①先進的医療に有効なR利用技術の開発</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>技術課</p>
<p>②R取扱研修及び大学との連携による人材育成</p>	<p>国際総合原子力技術センター及び東京大学大学院原子力専攻に協力してR棟を提供すると共に、講師を派遣する。</p>	<p>国際総合原子力技術センター及び東京大学大学院原子力専攻に協力してR棟を提供すると共に、講師を派遣する。</p>	<p>H18年度以降、放射性レニウムのがん治療臨床応用に必要となる知識技術を確立することにも、他の有用Rの製造技術を確立</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>技術課</p>
<p>(3)安全管理、教育</p>	<p>①当部内総合訓練の実施(保活)</p>	<p>NSRR施設を対象とした訓練を1回実施</p>	<p>継続的実施</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>業務課主導 全課</p>
<p>②部長安全ハットロールの実施(保活)</p>	<p>4回実施する</p>	<p>4回実施する</p>	<p>継続的実施</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>業務課主導 全課</p>
<p>③部内安全審査の実施(保活)</p>	<p>月1回(審議事項がない場合は除く)</p>	<p>月1回(審議事項がない場合は除く)</p>	<p>継続的実施</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>業務課主導 全課</p>
<p>④保安規定に基づく保安教育の実施(保活)</p>	<p>漏れのない教育の実施</p>	<p>漏れのない教育の実施</p>	<p>継続的実施</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>業務課主導 全課</p>
<p>⑤安全衛生会議</p>	<p>毎月1回の実施</p>	<p>毎月1回の実施</p>	<p>継続的実施</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>業務課主導 全課</p>
<p>⑥施設利用者への安全教育の実施(保活)</p>	<p>漏れのない教育の実施</p>	<p>漏れのない教育の実施</p>	<p>継続的実施</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>業務課主導 全課</p>
<p>⑦放射線従事者作業管理の徹底</p>	<p>放射線作業内容の記録</p>	<p>放射線作業内容の記録</p>	<p>継続的実施</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>達成</p>	<p>業務課主導 全課</p>

研究炉加速器管理部(平成18年1月6日計画)
(平成19年3月31日結果)

付録8 平成18年度の実施計画及びその実施結果

③安全・管理・教育	⑧資格取得	合格人数	継続的実施	未達成	達成	達成	全課
・原子炉主任技術者	・核燃料取扱主任者 ・第1種放射線取扱主任者	1 2	継続的実施	未達成	達成	1名合格 1名合格 3名合格	JRR-24課 JRR-23課 加速器課
・原子力技術士 1次		10	継続的実施	未達成	達成	1名合格 2名合格 1名合格	JRR-23課 NSRR課 加速器課
・原子力技術士 2次		1	継続的実施	達成	達成	1名合格 1名合格	JRR-23課 技術課
・第2種電気主任技術者		0	継続的実施	—	—	0	全課
・第3種電気主任技術者		1	継続的実施	達成	達成	1名合格	加速器課
・その他(第1種圧力容器取扱作業主任者/酸素欠乏危険作業主任者/高圧ガス製造保安責任者等)		2	継続的実施	達成	達成	29名合格	全課
⑨ 成果・報告	・学術論文(審査有)	公開する成果及び報告の数 2	継続的実施	達成	達成	目標以上の9編の論文を発表した。	全課の合計
・JAEA研究開発報告書		15	継続的実施	未達成	未達成	12編の報告書を作成した。	全課
・特許、実用新案		3	継続的実施	未達成	未達成	—	全課
・口頭発表(論文無)		13	継続的実施	達成	達成	目標以上の20件の外部発表を実施した。	全課
・国際会議発表(論文有)		3	継続的実施	達成	達成	目標以上の5件の発表を実施した。	全課
・その他(解説等)		0	継続的実施	—	—	—	全課
・国内会議発表(論文有)		0	継続的実施	達成	達成	目標以上の5件の発表を実施した。	全課

研究炉加速器管理部(平成18年1月6日計画)
(平成19年3月31日結果)

付録8 平成18年度の実施計画及びその実施結果

(4)廃棄物の処理・保管、施設等の廃止管理及び高経年化対策	①JRR-3の高経年化対策(保活)	更新の完了 ・更新の完了	計画的な遂行 計画的な遂行	達成	・He圧縮機の更新については、計画通りに更新をすすめ、2/14に使用前検査に合格した。 ・特殊反射体要素I型を新たに作成し、1/26に使用前検査に合格した。また3/8日に炉心に装着した。 9月30日までに電源類の空冷ファンの交換を完了した。	JRR-3課 JRR-4課 加速器課
	②JRR-4の高経年化対策(保活)	・微調整棒用反射体の製作及び更新 実施完了	計画的な遂行	達成		
	③JRR-4の電源類の高経年化対策(保活)	・電源類の空冷ファンの交換	達成	達成		
その他	①アジア国際協力	・HI9年3月に期間満了のため、対応。 ・文部科学省原子力交流制度対応	計画的な遂行	達成	協定は、国際部を中心に締結された。 ・マレーシアからの研修生1名を12月18日から3月20日まで受け入れ研修を実施した。(NSRR) ・ダラト研究所(ベトナム)からの研修生1名を9月20日から12月20日まで受け入れ、研究炉の品質保証活動等に対する研修を行った。(JRR-3)	利用課 全課
	アジア原子力協力フォーラム(FNCA)研究炉基礎技術プロジェクトの推進し、参加各国の研究炉の安全安定運転及び利用技術の向上を図る	・フィンランドで行われる第2回ワークショップをリードし、第3回ワークショップまでの活動及び最終報告の内容の合意をえる。	計画的な遂行	達成	フィンランドで行われた第2回ワークショップをリードし、第3回ワークショップまでの活動及び最終報告の内容の合意をえた(山下、加藤)。	JRR-3課
	コピー用紙の消費削減	・昨年度実績の1割削減	継続的削減	達成	昨年度実績の1割削減を達成した。	業務課主簿、全課

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
質量体積 (比体積)	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(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5. SI 接頭語

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

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

- (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った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。組立単位を形作る際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
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻¹
表面張力	ニュートン毎メートル	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg ² ・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎平方メートル	rad/s ²	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ジュール毎平方メートル	W/m ²	kg ² ・s ⁻³
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム	J/K	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・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・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎メートル毎セルシウス度	J/(m・K)	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻¹
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s ² ・A
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s ² ・A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・mol ⁻¹
モルエントロピー	ジュール毎モル毎セルシウス度	J/(mol・K)	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ ・s ² ・A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg ² ・s ⁻³ =m ² ・kg ² ・s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg ² ・s ⁻³ =kg ² ・s ⁻³

表6. 国際単位系と併用されるが国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	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	l, L	1 l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10 (Np)

表7. 国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	1 eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国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	海里	1 海里=1852m
ノット	ノット	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	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=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バール	b	1 b=100fm 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	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイナ	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St=1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G=10 ⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe=(1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 ⁻⁸ Wb
スチル	sb	1 sb=1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位系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
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位	X unit	1 X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ	fm	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	carat	1 metric carat=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ=1um=10 ⁻⁶ m

