



JAEA-Review

2006-001



JP0650283

材料試験炉－運転と技術開発 No.19－ (2004 年度)

Annual Report of JMTR, No.19 FY2004 (April 1, 2004-March 31, 2005)

材料試験炉部

Department of JMTR

大洗研究開発センター
O-arai Research and Development Center

JAEA-Review

February 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に刊行している研究開発報告書です。
本レポートの全部または一部を複写・複製・転載する場合は下記にお問い合わせ下さい。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

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

Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

This report was issued subject to the copyright of Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about the copyright and reproduction should be addressed to :

Intellectual Resources Section,

Intellectual Resources Department

2-4, Shirakata-shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, JAPAN

Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

©日本原子力研究開発機構, Japan Atomic Energy Agency, 2006

材料試験炉－運転と技術開発 No.19－
(2004 年度)

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター
材料試験炉部

(2006 年 1 月 4 日 受理)

2004 年度（平成 16 年度）は、第 152 サイクルから第 158 サイクルまでの計 7 サイクルの利用運転を行い、軽水炉炉内構造物の照射誘起応力腐食割れの研究、核融合炉ブランケットの開発研究、材料基礎研究、放射性同位元素（RI）の製造・開発等を目的とした照射試験及び照射後試験を実施した。また、サイクル間作業を効率良く実施することにより、これまでの年間最大運転日数である 181 日運転を達成した。第 155 サイクルには、誤操作による自動停止があり、再発防止対策を講じるとともに教育訓練を実施した。

施設の保守・安全管理に関しては、原子炉施設に係る定期評価を実施し、今後 10 年間の長期保全計画を策定した。また、核物質防護に係る施設整備を実施し、米国より新燃料を搬入した。

照射技術の開発に関しては、IASCC 照射下試験のための種々の装置を整備して照射済試験片を用いた照射下試験を開始するとともに、IASCC 照射環境下における電気化学的腐食電位測定用キャプセルの製作及び水質評価モデルの検討等を進めた。照射後試験技術の開発に関しては、照射済試料を用いた IASCC き裂進展試験データを採取するとともに、負荷状況やき裂進展状況等を測定するための技術を確立した。このほか、照射試験及び照射後試験技術の開発に関する韓国原子力研究所（KAERI）との研究協力、ジュールホロビツツ炉に関するフランス原子力庁（CEA）との情報交換を実施した。

Annual Report of JMTR, No.19

FY2004

(April 1, 2004 - March 31, 2005)

Department of JMTR

O-arai Research and Development Center

Japan Atomic Energy Agency

Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 4, 2006)

During the FY2004 (April 2004 to March 2005), the Japan Materials Testing Reactor (JMTR) was operated in seven operation cycles in order to carry out various irradiation tests and post-irradiation examinations for studies on IASCC of internal structures of light water reactor, development of the fusion blanket, basic materials research, radioisotope production, and so on. Efficient works between each cycles enables 181 days operation in a year, which is the maximum operation days since the JMTR operation was started in 1968. In 155th operation cycle, unscheduled shutdown happened by false operation, and proper actions were taken for recovery.

A periodical evaluation related to maintenance and safety management of the reactor facilities was carried out, and long-term maintenance plans were established for the next ten years. Facilities on a storage of fuels for the JMTR were improved, and the fuels were transported from the United States of America.

Regarding development on techniques for irradiation examinations, the IASCC in-situ tests were started using irradiated specimens, and capsules were improved for the measurement of electrochemical potential. A water radiolysis model in the JMTR in-pile loop was also studied for evaluating a water quality under the IASCC irradiation environment. Regarding development on techniques for post-irradiation examinations, data of IASCC crack growth test were collected using irradiated materials, and methods for the measurement of crack growth length were established. Information exchange as international collaborations were conducted with the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) for irradiation and post-irradiation examination techniques and with CEA for the project of Jules Horowitz Reactor.

Keywords: JMTR, Irradiation, Post-irradiation Examination, IASCC, Light Water Reactor

目 次

1	概要	1
2	JMTR の運転管理	2
2.1	原子炉の運転管理	2
2.2	照射設備の運転管理	12
2.3	ホットラボの運転管理	15
2.4	放射線管理	19
3	JMTR の利用	23
3.1	照射試験の利用状況	23
3.2	照射後試験利用状況	32
4	JMTR 照射利用に関する技術開発	40
4.1	照射技術	40
4.2	照射後試験技術	44
5	国際協力	51
5.1	汎用照射試験技術に関する日韓研究協力	51
5.2	フランス原子力庁との情報交換に関する国際協力	52
6	特記事項	53
6.1	JMTR の将来計画に関する検討	53
6.2	JMTR 原子炉施設の定期的な評価	53
あとがき		54
付録 1	材料試験炉部の組織	55
付録 2	外部発表	56
付録 3	研究報告書類（旧原研レポート）	56
付録 4	協力研究	57
付録 5	官庁申請許認可一覧	58
付録 6	プレス発表一覧	59
付録 7	計画外停止への対応	60

Contents

1	Outline	1
2	Operation and Maintenance	2
2.1	Reactor Facility	2
2.2	Irradiation Facility	12
2.3	Hot Laboratory	15
2.4	Radiation Monitoring	19
3	Utilization of JMTR	23
3.1	Irradiation Tests	23
3.2	Post-irradiation Examinations	32
4	Development on Techniques for Irradiation Utilization	40
4.1	Irradiation Techniques	40
4.2	Techniques for Post-irradiation Examinations	44
5	International Cooperation	51
5.1	JAERI-KAERI Cooperative Research Program on General Irradiation Techniques	51
5.2	Cooperative Research with CEA	52
6	Other Topics	53
6.1	Discussion about Forward Planning about JMTR	53
6.2	Periodical Evaluation of JMTR Facility	53
	Postscript	54
Appendix1	Organization of Department of JMTR	55
Appendix2	Publication and Presentations	56
Appendix3	JAERI Publication Reports	56
Appendix4	Cooperative Studies	57
Appendix5	License and Approval Granted by the Regulatory Authority	58
Appendix6	News Release	59
Appendix7	Troubles Reports	60

材料試験炉・運転と技術開発 No.19 (2004 年度) 図及び表一覧

表一覧

- 表 2.1.1 JMTR 運転実績
 表 2.1.2 各サイクルにおける過剰反応度
 表 2.1.3 各サイクルにおける停止余裕
 表 2.1.4 各サイクルにおける制御棒 SR-1、2 の自動制御範囲での反応度
 表 2.1.5 JMTR 第 152 サイクル運転中の液体廃棄物発生量
 表 2.1.6 JMTR 第 153 サイクル運転中の液体廃棄物発生量
 表 2.1.7 JMTR 第 154 サイクル運転中の液体廃棄物発生量
 表 2.1.8 JMTR 第 155 サイクル運転中の液体廃棄物発生量
 表 2.1.9 JMTR 第 156 サイクル運転中の液体廃棄物発生量
 表 2.1.10 JMTR 第 157 サイクル運転中の液体廃棄物発生量
 表 2.1.11 JMTR 第 158 サイクル運転中の液体廃棄物発生量
 表 2.1.12 JMTR 原子炉施設の放射性固体廃棄物 (β ・ γ) の搬出量
 表 2.1.13 その他の修理及び改造
 表 2.2.1 JMTR 照射設備の諸元
 表 2.2.2 キャプセルの照射実績 (2004 年度)
 表 2.2.3 キャプセル照射装置の使用台数 (2004 年度)
 表 2.2.4 ラビットの照射実績 (2004 年度)
 表 2.3.1 放射性固体廃棄物 (β ・ γ) の発生量 (2004 年度)
 表 2.3.2 セル内汚染除去作業実績 (2004 年度)
 表 2.4.1 放射線業務従事者の実効線量の状況 (原子炉施設及び照射施設)
 表 2.4.2 放射性気体廃棄物の放出状況 (原子炉施設及び照射施設)
 表 2.4.3 JMTR から廃棄物管理施設へ移送した放射性液体廃棄物の状況
 表 2.4.4 放射線業務従事者の実効線量の状況 (ホットラボ施設)
 表 2.4.5 放射性気体廃棄物の放出状況 (ホットラボ施設)
 表 2.4.6 ホットラボから廃棄物管理施設へ移送した放射性液体廃棄物の状況
 表 3.1.1 キャプセルの一覧 (2004 年度)
 表 3.1.2 水力ラビットの一覧 (2004 年度)
 表 3.1.3 サイクル毎の照射実績 (2004 年度)
 表 3.1.4 照射目的別分類 (2004 年度)
 表 3.1.5 利用者別分類 (2004 年度)
 表 3.1.6 RI 製造キャプセル一覧 (2004 年度)
 表 3.2.1 照射後試験キャプセル一覧 (2004 年度)
 表 4.2.1 照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の主な仕様

図一覧

- 図 2.1.1 JMTR 改良 LEU 炉心配置図
- 図 2.1.2 炉心配置写真（第 157 サイクル）
- 図 2.1.3 JMTR 運転及び保守作業工程
- 図 2.3.1 ホットラボ 1 階平面図
- 図 3.1.1 照射キャップセル利用割合（2004 年度）
- 図 3.1.2 水カラビット利用割合（2004 年度）
- 図 3.2.1 ホットラボの利用実績
- 図 4.1.1 IASCC 照射下試験用の制御装置及びキャップセル構造
き裂進展電位差測定法概念図
- 図 4.2.1 照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の外観写真
- 図 4.2.2 0.5T コンパクトテンション(CT) 試験片
- 図 4.2.3 照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の制御盤の外観写真
- 図 4.2.4 試験水循環系統の概略図
- 図 4.2.5 試験水循環装置の外観写真
- 図 4.2.6 イオン交換器の外観写真
- 図 4.2.7 遠隔操作型原子間力顕微鏡

1 概 要

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) は、熱出力 50MW の高中性子束材料試験炉で、照射後試験施設ホットラボを併設しており、1970 年（昭和 45 年）の利用運転開始以来、国内唯一の炉内照射試験専用の原子炉として、軽水炉燃料・材料、核融合炉材料等の研究開発、材料基礎研究、RI の生産等を目的に日本原子力開発機構内外に広く利用されている。

2004 年度の JMTR 利用運転は、前年度から開始した第 152 サイクルと第 153 サイクルから第 158 サイクル途中までの年間 7 サイクルの運転を実施した。年間の運転実績は、延べ運転時間 4,210 時間（計画 4,174 時間）、積算出力 8,641MWh（計画 8,696MWh）であり、これまでの年間最大運転日数である 181 日運転を達成した。主な照射利用は、軽水炉の高経年化対策に関連した照射誘起応力腐食割れ（Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking : IASCC）の研究やコンクリートの健全性に関する研究、大学の基礎研究、核融合炉ブランケット材の研究、短寿命 RI の製造等であり、第 153 サイクルから第 158 サイクルまでの間に照射されたキャップセル数は、キャップセル 48 本（延べ 145 サイクル本）、ラビット 29 本であった。なお、故障・トラブルに関しては、第 155 サイクルの特性試験時（原子炉出力 20kW）において誤操作による自動停止があった。規制当局への報告、再発防止の対策を講じ、教育訓練を実施し試験を再開した。

ホットラボにおける照射後試験は、64 本の照射キャップセルについて実施し、原子炉構造材、軽水炉圧力容器鋼等の試料を含む 36 本のキャップセルについて照射後試験を完了した。

施設の保守・管理では、JMTR 原子炉施設及びホットラボ施設の定期自主検査を実施するとともに、機器の更新及び設備・機器の高経年化対策等を行い、施設の安全かつ安定な運転に努めた。

法律に定められた原子炉施設に係る施設定期評価では、JMTR 原子炉施設の保守点検実績調査及び設備機器の経年変化に関する評価等を実施した。この結果に基づき今後 10 年間の長期保全計画を策定し、大洗研究所長の承認を得た。

核燃料等の管理では、米国 NRC の協力を得て、核物質防護対策に関する整備工事を実施するとともに、米国で製作した新燃料を搬入した。

照射技術開発に関しては、IASCC 照射下試験に向けた荷重負荷装置の設置、モックアップ流動試験及び遠隔操作による溶接試験等開発した技術の確認を行うとともに、予め JMTR で照射した試験片を高温高圧水環境下で応力負荷を制御可能とした国内初の原子炉照射下試験（IASCC の発生及びき裂進展）を開始した。また、IASCC 照射環境下における電気化学的腐食電位測定のためのキャップセルの設計、製作、水質評価プログラムのモデルの検討・データ収集等を進めた。また、IASCC 照射下試験環境下における水質評価については、原子炉起動時の水質（溶存酸素濃度、溶存水素濃度及び過酸化水素濃度）の変化を測定した。この測定結果から、原子炉出力の上昇に伴い各濃度は低下傾向を示すことを確認し、評価コード結果からこの原因は照射温度による影響が支配的であることを明らかにした。

照射後試験技術に関しては、照射済試料を用いた IASCC き裂進展試験により 1,400 時間に及ぶデータを採取し、負荷状況、き裂進展状況等を測定する技術を確立した。

以上のほか、照射技術、照射後試験技術の開発に関する韓国原子力研究所（KAERI）との研究協力のもとに、情報交換を行った。また、フランス原子力庁（CEA）との人員派遣取決めに基づき、ジュールホロビッツ炉（JHR）等に関する情報交換を行った。

2 JMTR の運転管理

2.1 原子炉の運転管理

2.1.1 運 転

(1) 実 績

2004 年度は、前年度から引き続いて運転中の第 152 サイクルと、第 153 サイクルから第 158 サイクルまでの 7 サイクルを運転した。第 152 サイクルの運転中（4 月 4 日）に地震による原子炉自動停止があり、予定より 2 日短縮して運転を終了した。また、第 155 サイクルの特性測定時（10 月 7 日）に、誤操作による原子炉自動停止があり、原因の調査と対策を実施後、予定より 6 日遅れて 10 月 22 日に原子炉を起動した。

今年度は、前年度に引き続きサイクル間の作業を 3 交替勤務体制で実施するつなぎ運転を実施することにより、JMTR 運転開始以来、年間 181 日の安全・安定運転を初めて遂行することができた。

施設定期自主検査は、7 月 21 日から実施し、10 月 25 日に施設定期検査の最終検査を受検し、合格した。

JMTR の標準的な改良 LEU 炉心配置及び炉心配置写真をそれぞれ図 2.1.1 及び図 2.1.2 に示す。2004 年度の JMTR 運転及び保守作業工程を図 2.1.3 に、JMTR 運転実績を表 2.1.1 に示す。年間の運転時間は、4,210 時間 8 分、積算出力は、8,640.6MWd であった。

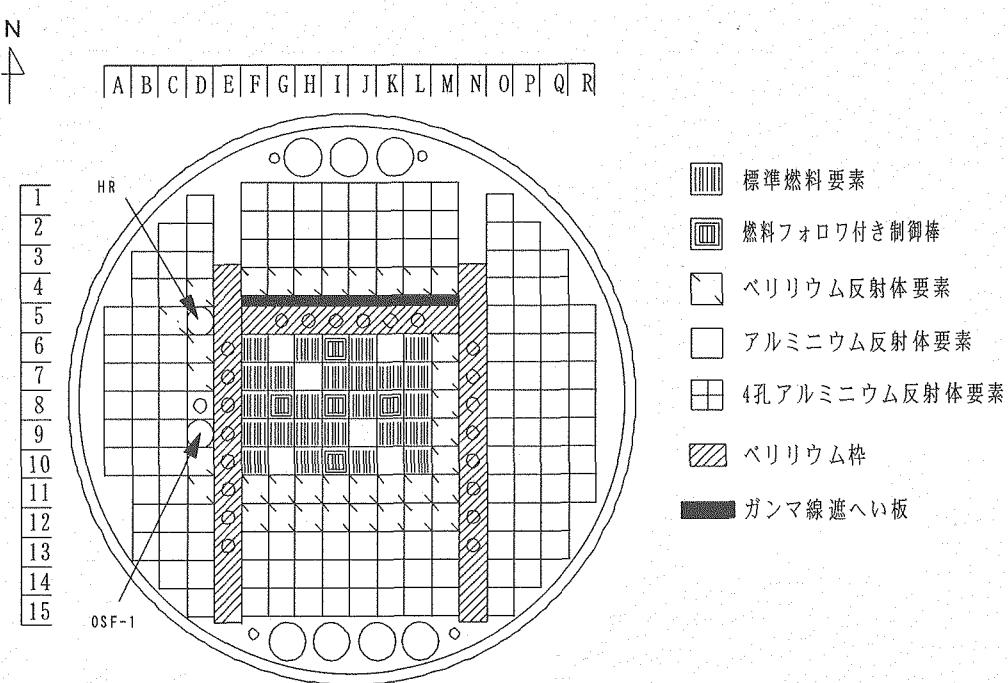


図 2.1.1 JMTR 改良 LEU 炉心配置図

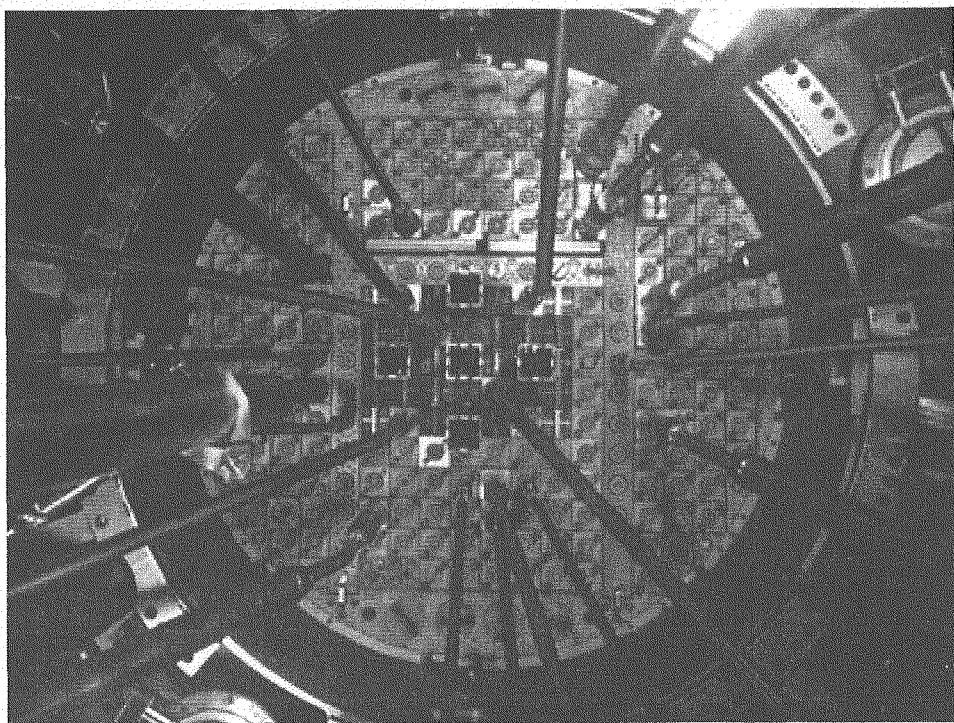


図 2.1.2 炉心配置写真（第 157 サイクル）

	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
運転サイクル	152cy 3/8 4	153cy 9	154cy 7 15				155cy 22	156cy 21 29	157cy 27 27	158cy 26 6		4/4
施設定期自主検査					本体施設 照射施設 特定施設 21				25			

図2.1.3 JMTR運転及び保守作業工程

表2.1.1 JMTR運転実績

サイクルNo.	原子炉起動日	原子炉停止日	積算出力(MWd)	運転時間注1) (h:m)
152	2004. 3. 8	2004. 4. 4	166.1 ^{注2)}	80:01 ^{注2)}
153	2004. 5. 9	2004. 6. 7	1435.8	698:25
154	2004. 6. 15	2004. 7. 14	1436.4	698:01
155	2004. 10. 22	2004. 11. 21	1463.2	721:52
156	2004. 11. 29	2004. 12. 27	1385.6	674:29
157	2005. 1. 27	2005. 2. 26	1485.8	722:05
158	2005. 3. 6	2005. 4. 4	1267.7 ^{注3)}	615:15 ^{注3)}
年度内の合計			8640.6	4210:08

注1) 運転時間は特性試験運転を含む。

注2) 積算出力及び運転時間は、2004.4.1からの値

注3) 積算出力及び運転時間は、2004.3.31までの値

(2) 炉心の核特性

各サイクルの運転に先立ち、低出力(20kW)運転により核特性試験を実施している。各サイクルにおける過剰反応度、停止余裕及び制御棒SR-1、SR-2の自動制御範囲での反応度をそれぞれ表2.1.2から表2.1.4に示す。

表2.1.2 各サイクルにおける過剰反応度

サイクルNo.	過剰反応度(%Δk/k)	制限値(%Δk/k)
152	13.2	
153	13.3	
154	12.9	
155	12.0	15以下
156	13.0	
157	12.4	
158	12.8	

表 2.1.3 各サイクルにおける停止余裕

サイクルNo.	停止余裕(% $\Delta k/k$)	$k_{eff}(-)$	制限値(-)
152	35.97	0.735	
153	27.69	0.783	
154	33.47	0.749	
155	39.20	0.718	0.9 以下
156	42.05	0.704	
157	40.91	0.710	
158	43.21	0.698	

表2.1.4 各サイクルにおける制御棒SR-1、2の自動制御範囲での反応度

サイクルNo.	測定年月日	SR-1(% $\Delta k/k$)	SR-2(% $\Delta k/k$)
152	2004. 3. 6	0.210	0.216
153	2004. 5. 7	0.224	0.219
154	2004. 6. 13	0.200	0.223
155	2004. 10. 18	0.208	0.235
156	2004. 11. 27	0.205	0.240
157	2005. 1. 25	0.213	0.246
158	2005. 3. 4	0.214	0.242

(3) 水質管理

原子炉一次冷却系統及びプールカナル系統(純水を使用)は、それぞれ精製系統を有しており、その水質は、原子炉運転中はもちろん停止中も定期的にポンプで循環させることにより、pH 5.5 ~7.0、電気伝導率 $2 \mu S/cm$ 以下に管理することができた。

原子炉二次冷却系統及び UCL(Utility Cooling Line)系統では、系内の腐食防止のため防食剤を添加したろ過水を使用している。さらに藻等の発生防止のため次亜塩素酸ナトリウム、スケールの付着防止のため硫酸を注入している。水質は原子炉二次冷却水及び UCL 水を 1 日 1 回サンプリングし、pH、防食剤濃度、電気伝導度、残留塩素濃度について分析し、併せて腐食試験片を当該系統内に設置し、腐食速度(MDD)を試験することで管理した。いずれにおいても良好な結果を得られた。

(4) 液体廃棄物の発生量

JMTRから排出される放射性廃液は、タンクヤードにある廃液タンクに貯留され、ここから廃棄物管理施設へ移送する。

各運転サイクル毎に発生した液体廃棄物の放射能濃度及び放射能量を表 2.1.5 から表 2.1.11 に示す。

表2.1.5 JMTR第152サイクル運転中の液体廃棄物発生量

系統名	項目	第1, 2廃液タンク	第4, 5廃液タンク	第6, 7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m ³)	183	-	-	183
	最高濃度 (Bq/m ³)	1.9×10^8	-	-	
	放射能 (MBq)	9.7×10^3	-	-	9.7×10^3
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m ³)	-	-	3.8	3.8
	最高濃度 (Bq/m ³)	-	-	1.5×10^6	
	放射能 (MBq)	-	-	5.7	5.7
液体廃棄物B	廃液量 (m ³)	-	-	-	-
	最高濃度 (Bq/m ³)	-	-	-	
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m ³)	183	-	3.8	186.8
	放射能 (MBq)	9.7×10^3	-	5.7	9.7×10^3

表2.1.6 JMTR第153サイクル運転中の液体廃棄物発生量

系統名	項目	第1, 2廃液タンク	第4, 5廃液タンク	第6, 7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m ³)	143	-	-	143
	最高濃度 (Bq/m ³)	1.7×10^8	-	-	-
	放射能 (MBq)	2.4×10^4	-	-	2.4×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m ³)	-	34	4.4	38.4
	最高濃度 (Bq/m ³)	-	2.04×10^6	1.5×10^6	-
	放射能 (MBq)	-	4.7×10^1	6.6	5.3×10^1
液体廃棄物B	廃液量 (m ³)	-	-	-	-
	最高濃度 (Bq/m ³)	-	-	-	-
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m ³)	143	34	4.4	181.4
	放射能 (MBq)	2.4×10^4	4.7×10^1	6.6	2.4×10^4

表2.1.7 JMTR第154サイクル運転中の液体廃棄物発生量

系統名	項目	第1, 2廃液タンク	第4, 5廃液タンク	第6, 7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m ³)	111.0	42.0	-	153.0
	最高濃度 (Bq/m ³)	9.1×10^7	2.90×10^5	-	-
	放射能 (MBq)	3.6×10^3	1.2×10^1	-	3.6×10^3
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m ³)	-	8.1	1.8	9.9
	最高濃度 (Bq/m ³)	-	7.3×10^5	4.0×10^3	-
	放射能 (MBq)	-	5.91	7.2×10^{-3}	5.91
液体廃棄物B	廃液量 (m ³)	-	-	-	-
	最高濃度 (Bq/m ³)	-	-	-	-
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m ³)	111	50.1	1.8	162.9
	放射能 (MBq)	3.6×10^3	1.8×10^1	7.2×10^{-3}	3.6×10^3

表2.1.8 JMTR第155サイクル運転中の液体廃棄物発生量

系統名	項目	第1, 2廃液タンク	第4, 5廃液タンク	第6, 7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m^3)	186.0	-	-	186.0
	最高濃度 (Bq/ m^3)	2.8×10^8	-	-	-
	放射能 (MBq)	1.1×10^4	-	-	1.1×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m^3)	-	9.4	-	9.4
	最高濃度 (Bq/ m^3)	-	2.1×10^5	-	-
	放射能 (MBq)	-	2	-	2
液体廃棄物B	廃液量 (m^3)	-	-	-	-
	最高濃度 (Bq/ m^3)	-	-	-	-
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m^3)	186	9.4	-	195.4
	放射能 (MBq)	1.1×10^4	2	-	1.1×10^4

表2.1.9 JMTR第156サイクル運転中の液体廃棄物発生量

系統名	項目	第1, 2廃液タンク	第4, 5廃液タンク	第6, 7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m^3)	149.0	16.8	-	165.8
	最高濃度 (Bq/ m^3)	2.0×10^8	1.9×10^5	-	-
	放射能 (MBq)	8.3×10^3	3.15	-	8.3×10^3
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m^3)	-	17.8	4.3	22.1
	最高濃度 (Bq/ m^3)	-	7.2×10^5	1.4×10^6	-
	放射能 (MBq)	-	1.28×10^1	6.0	1.8×10^1
液体廃棄物B	廃液量 (m^3)	-	-	-	-
	最高濃度 (Bq/ m^3)	-	-	-	-
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m^3)	149.0	34.6	4.3	187.9
	放射能 (MBq)	8.3×10^3	1.28×10^1	6	8.3×10^3

表2.1.10 JMTR第157サイクル運転中の液体廃棄物発生量

系統名	項目	第1, 2廃液タンク	第4, 5廃液タンク	第6, 7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m^3)	185.0	9.1	-	194.1
	最高濃度 (Bq/ m^3)	2.3×10^8	5.0×10^5	-	-
	放射能 (MBq)	1.4×10^4	4.6	-	1.4×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m^3)	-	8.5	-	8.5
	最高濃度 (Bq/ m^3)	-	3.0×10^5	-	-
	放射能 (MBq)	-	2.55	-	2.55
液体廃棄物B	廃液量 (m^3)	-	-	-	-
	最高濃度 (Bq/ m^3)	-	-	-	-
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m^3)	185.0	17.6	-	202.6
	放射能 (MBq)	1.4×10^4	7.1	-	1.4×10^4

表2.1.11 JMTR第158サイクル運転中の液体廃棄物発生量

系統名	項目	第1, 2廃液タンク	第4, 5廃液タンク	第6, 7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m ³)	164.3	8.8	-	173.1
	最高濃度 (Bq/m ³)	3.9×10^8	3.3×10^5	-	-
	放射能 (MBq)	2.6×10^4	2.9	-	2.6×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m ³)	-	-	4.3	4.3
	最高濃度 (Bq/m ³)	-	-	1.50×10^6	-
	放射能 (MBq)	-	-	6.45	6.45
液体廃棄物B	廃液量 (m ³)	-	-	-	-
	最高濃度 (Bq/m ³)	-	-	-	-
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m ³)	164.3	8.8	4.3	177.4
	放射能 (MBq)	2.6×10^4	2.9	6.45	2.6×10^4

(5) 固体廃棄物の発生量

JMTR から発生した放射性固体廃棄物は、分別して各々指定の容器に収納して、適時廃棄物管理施設へ搬出した。搬出量を表 2.1.12 に示す。

表2.1.12 JMTR原子炉施設の放射性固体廃棄物(β・γ)の搬出量

廃棄物種別	可燃	不燃	フィルタ
第1四半期	11.56	1.40	0.00
第2四半期	11.46	1.44	14.49
第3四半期	3.28	0.66	0.00
第4四半期	4.76	1.12	1.86
合計	31.06	4.62	16.35

(単位 : m³)

2.1.2 保守管理

JMTR の安全を確保し、安定運転を維持するため、JMTR 本体施設及び特定施設にかかる保守管理を行った。

(1) 施設定期検査

運転中及び停止期間中を通じ、原子炉施設、特定施設、照射施設についての点検を実施した。施設定期検査は、2004 年 7 月 21 日から 10 月 25 日の期間で実施した。文部科学省の立会検査は、第 1 回を 8 月 20 日、第 2 回を 9 月 29 日～10 月 1 日、第 3 回を 10 月 18 日、第 4 回を 10 月 25 日に受検し、第 4 回検査後に施設定期検査合格証が即日交付された。

(2) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定及び核燃料物質使用施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、JMTR 本体施設及び特定施設並びにホットラボ特定施設について点検整備を行うとともに、所要の検査を行った。また、クレーン及びボイラ施設について法令に基づく性能検査に合格した。

(3) 月例点検・日常点検

クレーン、エレベーター、気密扉（年 6 回）、バッテリー（年 3 回）については、月例点検等により定期的に健全性の確認を実施した。

(4) 炉心要素管理

JMTR では、反射体要素等の各炉心要素の使用限度を中性子照射量及び変形量（曲がり量）から定め、炉心要素の管理を行っている。また、ベリリウム枠、 γ 線遮へい板、反射体要素等については、定期的な外観検査によって有害な変形及び損傷がない事を確認した。2004 年度は炉心要素の交換はなかった。

(5)-1 修理及び改造

大洗研究所原子炉施設保安規定第 4 編第 37 条に係る修理及び改造は無かった。

(5)-2 その他の修理及び改造

その他の修理及び改造等を行った設備をその理由、方法と共に表 2.1.13 に示す。

表 2.1.13 その他の修理及び改造

設備	修理改造理由	修理改造方法
○ 一次冷却系統設備		
移送ポンプ No.11, 2号機	定期的な点検整備	分解点検
熱交換器 No.1, 2, 3	定期的な点検整備	開放点検
主要弁（空気作動弁）	定期的な点検整備	分解点検
チラーユニット	経年劣化	ポンプ更新
○ 紙排氣系統設備		
ホットラボ紙排氣ダクト	経年劣化	ダクト更新
ホットラボ蒸気配管	経年劣化	配管更新
吸収式冷凍機	経年劣化	点検整備
○ 排水処理設備		
ライニング配管	経年劣化	配管更新
○ 二次冷却系統設備		
冷却塔ファン中間軸	経年劣化	中間軸更新
○ 電気設備		
低周波電源装置	定期的な点検整備	軸受け交換
主循環ポンプや断器	経年劣化	更新
高圧変圧器		点検整備
磁気しや断器	経年劣化	部品交換、点検整備
ホットラボ低電圧バスダクト	経年劣化	更新
原子炉建屋避雷針	経年劣化	更新
○ 営繕・その他の設備		
機械室ケーブルピット	浸水による不具合	閉止栓取付
炉廻りシルバーウインチワイヤー	経年劣化	交換
カナル人員用気密扉締付装置	故障	更新

2.1.3 燃料管理

(1) 受け入れ

米国 BWXT で製作された第 32 次製作分の標準燃料 20 体及びフォロワ 7 体を 12 月に受け入れて、新燃料貯蔵庫に保管した。これをもって、2006 年 5 月までの JMTR 運転が可能となった。

(2) 払い出し

2004 年度の使用済燃料の対米輸送は、予算が認められずに中止となった。なお、米国の海外試験研究炉使用済燃料引取政策は当初 2009 年 5 月までであったが、引取政策を 10 年間延長するという政策変更があった。

(3) 査察

これまで JMTR では、年 3 回の定期査察と年 1 回の実在庫検認を受けていたが、2004 年 9 月 15 より IS（統合保障措置）が導入され、年 1 回の実在庫検認と年 1 回の短期通告査察及び 50% 確率の短期通告査察となった。

(4) その他

2004 年 5 月に、高燃焼度（60%）使用済燃料の対米輸送に対応するために、JMS（使用済燃料輸送キャスク）容器の内容物追加による設計承認を取得した。

2.2 照射設備の運転管理

2.2.1 運転

JMTR では、キャップセル照射設備、水カラビット照射設備及び BOCA (Boiling Water Capsule) /OSF-1 (Qarai Shroud Facility) 照射設備を用いて照射試験を行うことができる。各照射設備の諸元を表 2.2.1 に示す。今年度の各照射設備の運転状況は、以下のとおりである。

(1) キャップセル照射設備

今年度に照射したキャップセルの延べ本数は 145 サイクル・本である。その内訳は、計測付キャップセル 101 サイクル・本、無計測キャップセル 44 サイクル・本である。燃料材料試料別の分類では、燃料キャップセル 3 サイクル・本、材料キャップセル 142 サイクル・本である。各運転サイクルのキャップセル照射実績を表 2.2.2 に示す。

計測付キャップセルのうち、核融合炉用ブランケットのトリチウム増殖材を照射し、トリチウムの生成・回収特性を測定する BFT (Blanket Functional Test) キャップセルは、今年度 6 サイクル・本の照射を実施した。また、BWR 用ステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れを研究する IASCC キャップセルは、今年度 49 サイクル・本の照射を実施した。IASCC キャップセルは 2006 年度の第 165 サイクルまでに計 23 本の照射が計画されているが、これまでに 18 本のキャップセルを照射し、10 本のキャップセルの照射を終了した。

計測付キャップセルの照射装置として、真空温度制御・ヒータ温度制御併用装置 9 台、水環境制御装置 2 台、BFT キャップセル制御装置 1 台がある。なお、真空温度制御・ヒータ温度制御併用装置 1 台は標準的な温度制御キャップセル 2 本を、水環境制御装置 1 台は IASCC キャップセル 5 本を同時に照射する能力がある。各運転サイクル毎の照射装置使用台数を表 2.2.3 に示す。

(2) 水カラビット照射設備

今年度のラビット照射本数は 29 本で、その内訳は所内利用が 3 本、大学利用が 26 本である。各運転サイクルのラビット照射実績を表 2.2.4 に示す。

(3) BOCA/OSF-1 照射設備

BOCA 照射設備は 2001 年度から運転を休止している。OSF-1 照射設備は、炉内管を冷却するため炉内管頂部にシールプラグを装着した状態で運転を実施した。

2.2.2 保守管理

2004年7月16日から同年10月18日までの照射設備定期自主検査期間中に、照射施設に係る施設定期自主検査及び定期点検を実施した。

(1) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定及び核燃料物質使用施設等保安規定に基づき、各照射施設の施設定期自主検査を実施し、全て合格した。

(2) 定期点検

キャプセル照射設備、BOCA/OSF-1 照射設備、水力ラビット照射設備及び照射施設の共通設備について、運転に使用する機器や治具等の定期点検を実施し、結果は全て良好であった。

(3) 水力ラビット循環ポンプの分解点検

循環ポンプのメカニカルシール交換及び内部点検のための分解点検を行った。

(4) BFT スイープガス装置の水分計センサー交換

BFT スイープガス装置の水分計センサーが使用寿命に達したため交換した。

表 2.2.1 JMTR 照射設備の諸元

照射設備	冷却材	冷却材温度 (°C)	冷却材圧力 (MPa)	高速中性子束 (最大) ($\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	熱中性子束 (最大) ($\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)
キャプセル	軽水	約 50	約 1.4	4.0×10^{18}	4.0×10^{18}
水カラビット	軽水	約 40	1.0	8.8×10^{16}	1.1×10^{18}
BOCA/OSF-1	軽水	約 273	7.2	2.2×10^{17}	1.5×10^{18}

照射設備	最大発熱量 (kW)	試料最大外径 (mm)	特 長
キャプセル	100	61	照射目的に応じて中性子束密度・照射温度の柔軟な設定が可能
水カラビット	20	26	照射時間を制御して目的の照射量を得ることが可能
BOCA/OSF-1	24	15	正確な出力評価に基づく BWR 燃料の出力急昇試験が可能

表 2.2.2 キャプセルの照射実績 (2004 年度)

運転サイクル	153	154	155	156	157	158	合計
燃料キャプセル	1	1	1	0	0	0	3
材料キャプセル	22	22	23	23	26	26	142
計 ^(注)	23 (16)	23 (16)	24 (17)	23 (16)	26 (18)	26 (18)	145 (101)

注: () 内の数値は、計測付キャプセルの数を示す。

表 2.2.3 キャプセル照射装置の使用台数 (2004 年度)

運転サイクル	153	154	155	156	157	158	合計
真空温度制御・ヒータ 温度制御併用装置	9	9	9	9	9	9	54
水環境制御装置	2	2	2	2	2	2	12
BFT キャプセル制御装置	1	1	1	1	1	1	6

表 2.2.4 ラビットの照射実績 (2004 年度)

運転サイクル	153	154	155	156	157	158	合計
所内利用	0	0	3	0	0	0	3
大学利用	5	4	3	5	5	4	26
計	5	4	6	5	5	4	29

2.3 ホットラボの運転管理

2.3.1 運転管理

(1) 照射後試験

JMTR のホットラボは、主に JMTR で照射された試料の照射後試験を行うため 1971 年から使用を開始し、原子力分野で使用される燃料や材料の研究・開発のための非破壊試験や破壊試験を含む広範囲な照射後試験及び RI 試料の搬出等を行っている。

ホットセルは、 β ・ γ 取扱い施設であるコンクリートセルとこれに付属する顕微鏡鉛セル、材料試験用鉛セル及び鉄セルの 3 ラインで構成されている。これらの配置を図 2.3.1 に示す。

2004 年度に照射後試験を実施した照射済キャップセル等は 64 本であり、延べ 262 項目の試験を実施し、このうち 36 本のキャップセルについて照射後試験を終了した。主な照射後試験として、IASCC に関する経済産業省プロジェクトの「高経年 BWR プラントの維持基準策定のための IASCC データ整備に関する研究」の一環として、SUS304 材の SSRT(Slow Strain Rate Testing) 及びき裂進展等の IASCC 試験を行った。核融合炉構造材の研究開発に関しては、低放射化フェライト鋼材の引張試験及び破壊靭性試験を行った。軽水炉圧力容器鋼材の破壊靭性評価に関する研究としては、A533B 材の引張試験、曲げ試験等の実施をおこなった。また、原子力発電所高経年化に係る健全性確認のためのコンクリート材の圧縮試験等を実施した。

(2) 特定施設の運転

本体施設の運転に伴う給排気設備、空調設備、給排水衛生設備の運転は、異常無く実施した。

(3) 遮へい容器の受け入れ、搬出状況

遮へい容器を使用した事業所外輸送は、BM 型 8 件、A 型 7 件、L 型 3 件であった。

(4) 放射性廃棄物の管理

ホットラボ本体施設及びホットラボ特定施設の運転に伴って放出された放射性塵埃・ガスについては 2003 年度と同程度であり特に異常は認められなかった。放射性液体廃棄物は、JMTR タンクヤードへ送水した。また、放射性固体廃棄物は、大洗研廃棄物管理施設へ搬出した。その発生量を表 2.3.1 に示す。

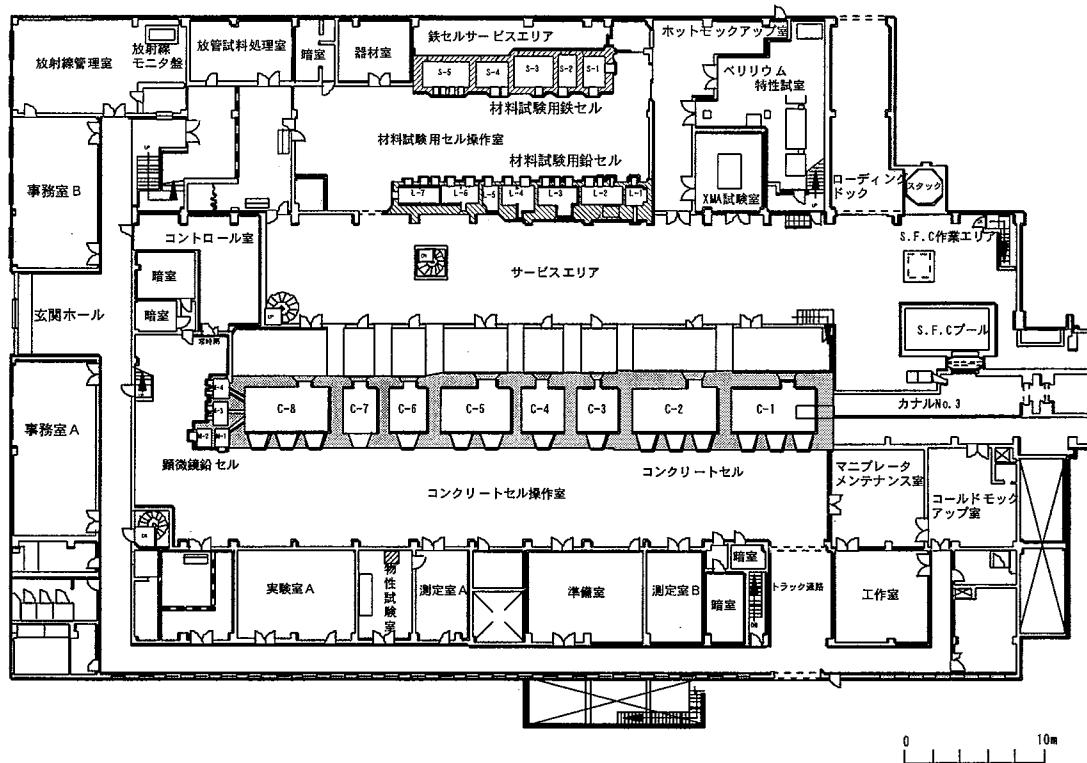


図 2.3.1 ホットラボ 1 階平面図

表 2.3.1 放射性固体廃棄物 (β ・ γ) の発生量 (2004 年度)

区分 四半期	廃棄物 A (m^3)			廃棄物 B (m^3)	
	可燃	不燃	フィルタ	キャン	その他
第1四半期	1.24	0.10	0	0.30	0
第2四半期	3.98	0.38	1.93	0.34	0
第3四半期	1.74	0.24	0.09	0.10	0
第4四半期	1.48	0.24	0.35	0.18	0
合計	8.44	0.96	2.37	0.92	0

2.3.2 保守管理

(1) 概要

ホットラボ施設を安全に運転し、照射後試験を円滑に遂行していくために、施設定期自主検査を毎年度実施している。2004 年度の施設定期自主検査は、本体施設について 2004 年 4 月 21 日から 2005 年 2 月 18 日、特定施設について 2004 年 5 月 25 日から 2005 年 1 月 11 日の間に適時実施した。

(2) 施設定期自主検査

核燃料物質使用施設等保安規定及び放射線障害予防規定に基づく施設定期自主検査として、ホットラボ施設の本体施設及び特定施設について点検整備を実施した。

(3) 月例点検・日常点検

本体施設に関してはセル安全装置の監視盤、インセルモニター、セルの警報装置、負圧計についての月例点検、特定施設に関してはセル及び排風機差圧の月例点検を行うことにより、定期的に本体施設及び特定施設の健全性を確認するとともに、日常点検によりセルの安全装置、電源設備、廃棄設備(気体・液体)等の点検を行い、設備の安全を確保し、照射後試験業務を遂行した。

(4) 建家の補修、機器の更新

施設点検時に、ホットラボ商用電源設備の一部に絶縁抵抗の低下が認められたため、定期自主検査期間を 10 月下旬まで延長し、当該部を更新した。また、硬さ測定装置の整備を行った。

(5) 汚染除去

ホットラボでは、毎年、本体施設の保守点検整備を行うため、これに先立ちセル内の汚染除去作業を実施している。

2004 年度の除染作業は、コンクリートセルの遠隔除染作業を皮切りに、7 月 12 日から 8 月 6 日にかけて実施した。また、機器保管用に使用したコンクリート No.7 セルのセル内除染作業を 8 月 23 日から 8 月 27 日の 5 日間で実施した。除染は、マスタースレーブマニプレータ等を使用し、セル内架台上面、内装機器等に汚染剥離材を塗布・剥離する方法と濡れウエスを用いての拭き取り法による遠隔除染の後、作業者がセル内に立ち入りセル内架台、セル内壁面、内装機器を濡れウエス等により拭き取る方法で行った。セル立ち入り除染作業時は内部被ばく防止のため、自給式加圧服及び全面マスク等を使用した。本作業の結果、各セル内の表面密度は、汚染の高い局所的な部分を除いて各セルの除染目標値以下となった。

セルの汚染除去作業の主な実績を表 2.3.2 に示す。

表 2.3.2 セル内汚染除去作業実績(2004 年度)

項目	コンクリートセル			顕微鏡鉛 セル 1, 2, 3, 4	鉛セル 1~3, 6	鉄セル 2, 3	合計	
	1	3, 4, 5, 8	7					
実施月/日	-	7/12~ 7/30	8/23~ 8/27	-	7/26~ 8/6	7/26~ 8/3		
実施日数(日)	遠隔除染等	-	10	3	-	7	5	25
	立入除染	-	7	1	-	-	2	10
立入除染作業 (延べ人数)	職 員	-	28	15	-	14	10	67
人数 (延べ人数)	業 者	-	38	-	-	-	10	48
表面密度 (最大)	立入除染前	-	47.0	35.8	-	43.2	45.8	-
(Bq/cm ²) ^{*1}	立入除染後	-	<10.0	<1.2	-	<0.4	<0.4	-
廃棄物量 (m ³) ^{*2}	可 燃	-	1.30	0.18	-	-	0.34	1.82
	不 燃	-	0.08	0.02	-	-	0.02	0.12
	フィルタ	-	1.03	0	-	-	0.06	1.09
除染作業者の 実効線量 (mSv) ^{*3}	最 大	-	0.26	0.02	-	0.06	-	-
	平 均	-	0.12	0.01	-	0.02	-	-
主な装備	自給式加圧服, 全面マスク 半面マスク, PVC 上下 タイベック			-	全面マスク 半面マスク PVC 上下 タイベック			

^{*1}:スミヤ測定値^{*2}:カートンボックス 1 個 0.02(m³), コンクリートセルフィルタ 1 組 0.13(m³),鉄セルフィルタ 1 組 0.02(m³)で計算^{*3}:ポケット線量計の値

2.4 放射線管理

2.4.1 原子炉施設の放射線管理

原子炉施設の運転・保守並びに施設定期検査等に係る放射線管理を実施した。管理区域内外の線量当量率、空気中の放射性物質の濃度、表面密度、放出放射能及び放射線業務従事者の被ばくについて、放射線管理上問題となる点はなかった。

(1) 放射線作業時の管理

定常業務以外の主な放射線作業は、移送ポンプメカニカルシール交換作業、水環境制御装置イオン交換樹脂の交換作業等であった。これらを含む全作業による個人の最大実効線量、集団実効線量は、原子炉施設においては 0.2mSv、1.3 人・mSv、照射施設においては 0.4mSv、2.6 人・mSv であり、保安規定に定める線量限度を十分に下回り、問題はなかった。

(2) 管理区域の一時指定

保安規定に基づいて一時的に管理区域を指定した件数は 13 件であった。その内訳は、炉室内への新燃料搬入の際のトラック通路の指定が 12 件（第 2 種管理区域指定）及び排気設備の保守のための指定が 1 件（第 1 種管理区域指定）であった。

(3) 個人被ばくの管理

放射線業務従事者に対する年間の実効線量の集計を原子炉施設と照射施設とに区分して表 2.4.1 に示す。その結果、保安規定に定める線量限度を十分に下回っていた。また、対外計測法による内部汚染検査では、受検者の全てが検出下限値 (0.1mSv) 未満であった。

(4) 排気及び排水の管理

1) 排気中の放射性塵埃及び放射性ガスの管理

原子炉施設の排気口から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度及び年間放出量を表 2.4.2 に示す。放射性塵埃は、 ^{89}Sr 以外の核種については年間を通して検出下限濃度未満であった。JMTR の運転に伴う放射性ガス (^{41}Ar) の年間放出量は $5.6 \times 10^{13}\text{Bq}$ であり、保安規定に定める放出管理目標値 ($1.3 \times 10^{14}\text{Bq}/\text{年}$) の約 43% であった。

2) 放射性廃液の管理

JMTR で発生し、廃棄物管理施設へ移送した放射性廃液の廃液量及び放射能を表 2.4.3 に示す。

表 2.4.1 放射線業務従事者の実効線量の状況（原子炉施設及び照射施設）

原子炉施設

(2004年度)

作業者区分	放射線業務 従事者 (人)	実効線量分布(人)					平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)	集団 実効線量 (人・mSv)
		検出下限 線量未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv超え 5.0mSv以下	5.0mSv超え 15mSv以下	15mSvを 超える者			
職員等	70	69	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1
外来研究員	5	5	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	152	145	7	0	0	0	0.01	0.2	1.2
全作業者	227	219	8	0	0	0	0.01	0.2	1.3

照射施設

(2004年度)

作業者区分	放射線業務 従事者 (人)	実効線量分布(人)					平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)	集団 実効線量 (人・mSv)
		検出下限 線量未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv超え 5.0mSv以下	5.0mSv超え 15mSv以下	15mSvを 超える者			
職員等	32	23	9	0	0	0	0.06	0.4	1.8
外来研究員	2	2	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	76	73	3	0	0	0	0.01	0.3	0.8
全作業者	110	98	12	0	0	0	0.02	0.4	2.6

注) 職員等: 職員、出向職員をいう。

外来研究員等: 外来研究員、共同利用研究者をいう。

全作業者数は、同一人が異なる作業者区分で放射線作業登録を行っている場合があるので、一致しないことがある。

表 2.4.2 放射性気体廃棄物の放出状況（原子炉施設及び照射施設）

(2004年度)

排気口名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種又は 測定線種	平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)	核種	平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)
主排気口	全α	<3.3×10 ⁻¹¹	—	⁴¹ Ar	6.4×10 ⁻²	5.6×10 ¹³
	全β	<8.6×10 ⁻¹¹	—	³ H	3.0×10 ⁻⁵	2.6×10 ¹⁰
	⁶⁰ Co	<3.4×10 ⁻¹⁰	0			
	¹³¹ I	<1.2×10 ⁻⁹	0			
	⁸⁹ Sr	<8.6×10 ⁻¹²	1.5×10 ³			
	⁹⁰ Sr	<2.0×10 ⁻¹²	0			
ホット実験 室排気口	全β	<8.6×10 ⁻¹¹	—	—	—	—
	⁶⁰ Co	<3.4×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—

注) 平均濃度: 年間放出量を年間総排気量で除した値。ただし、その値が検出下限濃度より小さい場合は、「< (検出下限濃度)」と記す。

年間放出量: 検出下限濃度以上の放出量を1年間集計した値である。

表 2.4.3 JMTR から廃棄物管理施設へ移送した放射性液体廃棄物の状況 (2004年度)

廃棄物管理施設への輸送方法	廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種
廃液輸送管	2.3×10 ³	1.0×10 ¹²	³ H
		3.4×10 ⁸	²⁴ Na, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs
タンクローリ	2.8×10 ¹	2.5×10 ⁷	³ H
		0	⁶⁰ Co

2.4.2 ホットラボ施設の放射線管理

放射線管理の対象となった主な項目は、各セル内での放射性物質等の取扱い、定期点検期間中に実施されたセル除染・内装機器の保守点検、放射性物質等の搬出、放射線業務従事者の被ばく、排気及び排水であった。

管理区域内の線量当量率、空気中放射能濃度、表面密度及び環境への放出放射能濃度並びに放射線業務従事者の被ばくについて、放射線管理上問題となる点はなかった。

(1) 放射線作業時の管理

ホットラボ施設における主な作業は、セル立入り除染、内装機器の保守点検、照射済キャップセルの解体、照射済試料の搬出、JMTR 使用済燃料の切断・収納作業等であった。これらの作業のうちで特に放射線管理上注意が払われたのは、セル内立入り除染、内装機器の保守点検作業であった。作業に際しては、事前に放射性物質の移動及びマニプレーテによる遠隔除染を行った。さらに、外部被ばくの低減のために作業時間の管理、内部被ばく防止のために適切な防護具の着用、表面汚染の拡大防止のためにバリアの設置等を行った。その結果、個人の最大実効線量は 0.5 mSv、集団実効線量は 3.1 人・mSv で保安規定に定める線量限度を十分に下回り、問題はなかった。

(2) 搬出放射性物質等の管理

ホットラボ施設から搬出した RI 用照射済試料、核燃料物質に係る線量当量率及び表面密度は、全て搬出基準値以下であった。

(搬出基準値)	線量当量率 : L 型輸送物	表面	5 μ Sv/h
	A 型、B 型輸送物等	表面	2 mSv/h
		表面から 1m	100 μ Sv/h
表面 密 度 :	α 線を放出する放射性物質		0.04 Bq/cm ²
	α 線を放出しない放射性物質		0.4 Bq/cm ²

(3) 個人被ばくの管理

放射線業務従事者に対する年間の実効線量の集計を表 2.4.4 に示す。その結果、保安規定に定める線量限度を十分に下回っていた。また、体外計測法による内部汚染検査では、受検者の全てが検出下限値 (0.1mSv) 未満であった。

(4) 排気及び排水の管理

1) 排気中放射性塵埃及び放射性ガスの管理

排気口から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均放射能濃度及び年間放出量を表 2.4.5 に示す。放射性塵埃、放射性ガスともに年間を通して検出下限濃度未満であり、いずれも保安規定に定める放出管理基準値（法令で定める周辺監視区域外の空気中濃度限度値の 10 倍）を十分に下回っていた。

2) 放射性廃液の管理

ホットラボ施設の廃液貯槽から、JMTR タンクヤードの廃液貯槽経由で廃棄物管理施設へ移送した放射性廃液の廃液量及び放射能を表 2.4.6 に示す。

表 2.4.4 放射線業務従事者の実効線量の状況（ホットラボ施設）

(2004 年度)

作業者区分	放射線業務 従事者 (人)	実効線量分布(人)					平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)	集団 実効線量 (人・mSv)
		検出下限 線量未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv 超え 5.0mSv 以下	5.0mSv 超え 15mSv 以下	15mSv を 超える者			
職員等	31	26	5	0	0	0	0.05	0.5	1.7
外来研究員	10	10	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	97	90	7	0	0	0	0.01	0.3	1.4
全作業者	138	126	12	0	0	0	0.02	0.5	3.1

注) 職員等: 職員、出向職員をいう。

外来研究員等: 外来研究員、共同利用研究者をいう。

全作業者数は、同一人が異なる作業者区分で放射線作業登録を行っている場合があるので、一致しないことがある。

表 2.4.5 放射性気体廃棄物の放出状況（ホットラボ施設）

(2004 年度)

放射性塵埃			放射性ガス		
核種又は 測定線種	平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)	核種	平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)
全 α	$<5.2 \times 10^{-11}$	—	^{85}Kr	$<1.1 \times 10^{-3}$	1.4×10^9
全 β	$<1.4 \times 10^{-10}$	—		$<2.4 \times 10^{-4}$	2.3×10^9
^{239}Pu	$<5.2 \times 10^{-11}$	0			
^{137}Cs	$<3.9 \times 10^{-10}$	0			
^{131}I	$<1.5 \times 10^{-9}$	0			
^{89}Sr	$<5.1 \times 10^{-12}$	0			
^{90}Sr	$<3.7 \times 10^{-12}$	0			

注) 平均濃度: 年間放出量を年間総排気量で除した値。ただし、その値が検出下限濃度より小さい場合は、「<(検出下限濃度)」と記す。

年間放出量: 検出下限濃度以上の放出量を1年間集計した値である。

表 2.4.6 ホットラボから廃棄物管理施設へ移送した放射性液体廃棄物の状況

(2004 年度)

廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種等
3.4×10^1	$\beta : 7.9 \times 10^7$	$^{60}\text{Co}, ^{134}\text{Cs}, ^{137}\text{Cs}$
	$\alpha : 5.3 \times 10^4$	全 α

3 JMTRの利用

3.1 照射試験の利用状況

JMTRには様々な照射目的に対応できるようにキャプセル照射設備、BOCA/OSF-1 照射設備（休止中）、水力ラビット照射設備が設置されている。これらの照射設備を利用した 2004 年度のキャプセル一覧を表 3.1.1 に、水力ラビット一覧を表 3.1.2 に示す。また、各サイクル毎の照射実績を表 3.1.3 に示す。キャプセルの延べ本数は 145 サイクル・本であった。水力ラビットは 29 本を照射し、延べ照射時間は約 1,654 時間であった。

照射実績を照射目的別及び利用者別に分類した結果を表 3.1.4、表 3.1.5、図 3.1.1 及び図 3.1.2 に示す。キャプセルに関して、延べ本数（サイクル・本）で表わした照射目的別の割合では、軽水炉関係が 69.7%、核融合炉関係が 6.9%、大学共同利用関係が 5.5%、照射技術開発関係が 5.5%、RI 製造関係が 9.0%、基礎基盤研究関係が 2.1%、高温ガス炉関係が 1.4% であった。所内の利用者別の割合では、研究開発が 22.8%、共同研究が 50.3%、協力研究が 6.9%、受託研究が 9.7%、また、所外の利用者別の割合では、RI 生産が 4.8%、大学が 5.5% であった。水力ラビットに関して、照射目的別の割合では、大学共同利用関係が 89.7%、基礎基盤研究関係が 10.3% であった。

3.1.1 軽水炉関係

軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化の研究に関しては、鋼材中の不純物元素量に着目して粒界脆化挙動を調べるための照射試験（00M-64A キャプセル）、軽水炉構造材の中性子照射による材料劣化を調べるための照射試験を行った（03M-40A、-41A、-42A、-43A キャプセル）。

日本原子力発電㈱との間で実施している共同研究「高経年化 BWR プラントの IASCC に関する研究」（00M-7A、-9A、-12A、-14A、-17A キャプセル）及び経済産業省原子力安全・保安院の高経年化対策関連技術調査の一環として（財）産業創造研究所との間で実施している共同研究「高経年 BWR プラントの維持基準策定のための IASCC データ整備に関する研究」（00M-24A、-25A、-27A、-28A、-29A、-30A、-31A キャプセル）に関しては、水環境制御装置を用いて IASCC 照射試験を行った。また、IASCC 感受性に及ぼす照射速度効果を調べるための照射試験を行った（01M-81A キャプセル）。

経済産業省原子力安全・保安院の確率論的構造健全性評価技術調査として、軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射による誘起不純物偏析を調べるための照射試験、粒界割れに対する破壊靭性評価手法を確立するための照射試験を行った（02M-70A、-71A キャプセル）。

日本原子力発電㈱との間で実施している共同研究「原子力発電所の高経年化に係るコンクリートの健全性に関する研究」に関しては、放射線を受けるコンクリートの特性を把握するため、実機の照射温度及び照射量に応じたコンクリートの強度変化、含水量変化を調べるために照射試験を行った(01M-37A、-38A、03M-50A、-51A、-52A キャプセル)。

3.1.2 核融合炉関係

トリチウム増殖材 (Li_2TiO_3) 微小球充填体の照射試験として、中性子パルス運転模擬下におけるトリチウム生成回収等に関するデータ取得を行った(99M-54J キャプセル)。さらに、核融合炉用低放射化材料の照射挙動に関する研究に関しては、改良型低放射化フェライト鋼及び酸化物分散強化型低放射化フェライト鋼の照射挙動特性に関するデータを取得するための照射試験を行った(04M-67A、-68A キャプセル)。

3.1.3 高温ガス炉関係

高温ガス炉開発に関する照射試験に関しては、耐熱セラミックス複合材料の熱及び機械的特性を調べるための照射試験を行った(03M-47AS キャプセル)。

3.1.4 大学共同利用関係

大学共同利用に関しては、原子炉圧力容器鋼材及びそのモデル合金の照射脆化メカニズムの研究(04M-15U、-16U キャプセル)、核融合構造材料の点欠陥蓄積過程に関する研究(04M-17U キャプセル)、SiC 複合材料の弾性定数に及ぼす照射効果に関する研究(03M-69U キャプセル)として照射試験を実施した。また、水力ラビット照射設備では、岩石の年代測定、ランタノイド核種の化学的挙動の研究に使用するトレーサの製造、圧力容器鋼材の中性子照射効果、核融合炉用炭素材料の中性子照射に関する研究等のための照射試験を行った。

3.1.5 RI 製造関係

アイソトープ研究開発課及び(株)千代田テクノルの依頼により、RI 製造のために照射したキャプセルは 11 本である。内訳は、医療用として $^{186}\text{W}/^{188}\text{Re}$ の製造技術開発のためのキャプセルが 4 本(03M-94RS、-96RS、-97RS、-98RS)、工業用 ^{192}Ir の製造のためのキャプセルが 4 本(0

3M-75RS、-78RS、-79RS、-80RS)、医療用¹⁹²Irの製造のためのキャップセルが3本(03M-82RS、-83RS、-85RS)であった。RI 製造キャップセルの一覧を表 3.1.6 に示す。

3.1.6 基礎基盤研究関係

基礎基盤研究に関しては、長寿命マイナーアクチノイド(MA)の核変換処理研究のため、MA 核変換用燃料を模擬した窒化物燃料の照射挙動を把握するための照射試験を行った(01F-51A キャップセル)。また、水力ラビット照射設備では、加速器駆動核変換システムの核破碎ターゲット及び冷却材となる鉛ビスマス合金を用いて、生成するポロニウムの挙動を研究するための照射試験を行った。

1/2

表 3.1.1 キャップセルの一覧 (2004 年度)

No	照射孔	キャップセル名	利 用 者	研 究 テ ー マ	目的別分類	照射期間 (サイクル)	サイクル 数
1	J-5	03M-94RS	研究炉利用課	^{188}Re 製造技術の開発	RI 製造	153-154	2
2	J-5	03M-97RS	"	"	"	155-156	1
3	J-5	03M-98RS	"	"	"	156-156	1
4	J-5	03M-96RS	"	"	"	157-158	2
5	G-11	03M-75RS	(株)千代田テクノル	工業用 ^{192}Ir 線源の製造	"	153-153	1
6	I-12	03M-78RS	"	"	"	156-156	1
7	F-11	03M-79RS	"	"	"	156-156	1
8	G-12	03M-80RS	"	"	"	158-158	1
9	I-5	03M-82RS	"	医療用 ^{192}Ir 線源の製造	"	154-154	1
10	I-5	03M-83RS	"	"	"	155-155	1
11	I-5	03M-85RS	"	"	"	157-157	1
12	IR-14	67M-RJ-4	原子炉第1課	JMTR 圧力容器サーベラנס試験	照射技術	1-165	6
13	F-12	02M-21J	照射第1課	照射装置に関する技術開発	"	153-154	2
14	G-3	01F-51A	新型燃料燃焼研究 Gr	マイナーアクチノイド核変換用燃料の評価試験	基礎基盤研究	145-155	3
15	K-11	03M-69U	東北大学 金属材料研究所	SiC の弾性係数に及ぼす中性子照射効果に関する研究	大学の研究	151-154	2
16	H-13	04M-15U	"	圧力容器鋼及びモデル合金の照射脆化メカニズムに関する研究	"	155-156	2
17	K-12	04M-16U	"	"	"	157-158	2
18	I-12	04M-17U	"	核融合構造材料の点欠陥蓄積過程に関する研究	"	157-160	2
19	E-10	03M-47AS	高温照射研究 Gr	高温照射に関する先端的基礎研究	高温工学	157-162	2
20	M-2	99M-54J	アランケット照射開発室	トリチウム増殖材の中性子過渡変化時におけるトリチウム放出挙動調査	核融合炉	136-165	6
21	K10-2	04M-67A	材料照射解析研究 Gr	核融合炉低放射化フェライト鋼の照射効果に関する研究	"	157-161	2
22	K10-3	04M-68A	"	"	"	157-161	2
23	C-13	00M-64A	機器信頼性研究室	圧力容器鋼の中性子照射誘起不純物粒界偏析調査等	軽水炉	142-156	4
24	I-13	02M-71A	" (受託)	軽水炉構造機器の健全性に関する研究	"	151-156	4
25	G-4	03M-40A	" (受託)	"	"	153-158	6
26	L-4	03M-41A	" (受託)	"	"	155-156	2
27	H-13	03M-42A	" (受託)	"	"	153-154	2
28	O-7	02M-72A	" (協研)	"	"	151-154	2
29	O-7	03M-43A	" (協研)	"	"	157-160	2
30	O-1	01M-37A	" (原電共研)	原子力発電所の高経年化に係わるコンクリートの健全性に関する研究	"	149-154	2
31	O-1	01M-38A	" (原電共研)	"	"	155-158	4
32	M-3	03M-50A	" (原電共研)	"	"	149-158	6
33	O-3	03M-51A	" (原電共研)	"	"	149-158	6
34	O-2	03M-52A	" (原電共研)	"	"	149-158	6
35	J-13	01M-81A	複合環境材料研究 Gr	炉内構造材料の照射速度効果に関する研究	"	148-165	6
36	G-6	00M-22A	" (受託)	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究	"	153-154	2
37	J-12	00M-7A	" (原電共研)	"	"	147-163	6
38	M-4	00M-9A	" (原電共研)	"	"	155-158	4
39	F-13	00M-12A	" (原電共研)	"	"	157-160	2
40	O-6	00M-14A	" (原電共研)	"	"	155-160	4
41	O-10	00M-17A	" (原電共研)	"	"	155-160	4
42	G-6	00M-24A	" (産創研共研)	"	"	155-158	4
43	K-6	00M-25A	" (産創研共研)	"	"	153-155	3
44	G-10	00M-27A	" (産創研共研)	"	"	147-156	4

表 3.1.1 キャプセルの一覧 (2004 年度)

2/2

No	照射孔	キャプセル名	利 用 者	研 究 テ ー マ	目的別分類	照 射 期 間 (サイクル)	サイクル 数
45	G-10	00M-28A	複合環境材料研究 Gr (産創研共研)	炉内構造材料の応力腐食割れに 関する研究	軽水炉	157-165	2
46	K-6	00M-29A	" (産創研共研)	"	"	157-165	2
47	H-7	00M-30A	" (産創研共研)	"	"	144-165	6
48	J-9	00M-31A	" (産創研共研)	"	"	144-165	6

表 3.1.2 水カラビットの一覧 (2004 年度)

1/1

照射孔 : HR

No.	ラビット名	利 用 者	研 究 テ ー マ	目的別分類	照 射 サ イ ク ル	照 射 時 間
1	UI52	東北大学金属材料研究所	岩石の地質年代測定	大学の研究	153	24 時間 00 分
2	UI53	"	"	"	"	24 時間 00 分
3	UI54	"	"	"	"	24 時間 00 分
4	UI55	"	"	"	"	24 時間 00 分
5	UI56	"	圧力容器鋼の中性子脆化メカニズムの研究	"	"	144 時間 00 分
6	UI57	"	岩石の地質年代測定	"	154	24 時間 00 分
7	UI58	"	Zr 金属の照射効果及び温度履歴効果に関する研究	"	"	10 時間 00 分
8	UI59	"	"	"	"	72 時間 00 分
9	UI60	"	"	"	"	144 時間 00 分
10	UI61	"	ランタノイド核種の化学的挙動の研究に使用するトレーサの製造	"	155	120 時間 00 分
11	UI62	"	"	"	"	120 時間 00 分
12	UI63	"	岩石の地質年代測定	"	"	24 時間 00 分
13	A149	核変換利用開発 Gr	加速器駆動核変換システムの安全性評価のための Po の挙動に関する研究	基礎基盤研究	"	38 時間 40 分
14	A150	"	"	"	"	38 時間 40 分
15	A151	"	"	"	"	38 時間 35 分
16	UI64	東北大学金属材料研究所	ランタノイド核種の化学的挙動の研究に使用するトレーサの製造	大学の研究	156	120 時間 00 分
17	UI65	"	核融合炉用炭素材料の中性子照射効果に関する研究	"	"	40 時間 00 分
18	UI66	"	"	"	"	39 時間 58 分
19	UI67	"	岩石の地質年代測定	"	"	24 時間 00 分
20	UI68	"	"	"	"	23 時間 58 分
21	UI69	"	"	"	157	24 時間 00 分
22	UI70	"	"	"	"	24 時間 00 分
23	UI71	"	ランタノイド核種の化学的挙動の研究に使用するトレーサの製造	"	"	168 時間 00 分
24	UI72	"	核融合炉用炭素材料の中性子照射効果に関する研究	"	"	40 時間 00 分
25	UI73	"	"	"	"	40 時間 00 分
26	UI74	"	"	"	158	168 時間 00 分
27	UI75	"	岩石の地質年代測定	"	"	24 時間 00 分
28	UI76	"	"	"	"	24 時間 00 分
29	UI77	"	"	"	"	23 時間 58 分

表 3.1.3 サイクル毎の照射実績（2004 年度）

項目	サイクル	153	154	155	156	157	158	計
照射設備	キャプセル	23	23	24	23	26	26	145
	BOCA/OSF-1	0	0	0	0	0	0	0
	計	23	23	24	23	26	26	145
	水力 ラビット	本 時間・本	5 240	4 250	6 380	5 248	5 296	4 240
キャ プ セ ル	計測付	16	16	17	16	18	18	101
	無計測	7	7	7	7	8	8	44
	燃料	1	1	1	0	0	0	3
	材料	22	22	23	23	26	26	142

水力ラビット以外の数字は本数

表 3.1.4 照射目的別分類（2004 年度）

照射目的	キャプセル、BOCA				水力ラビット			
	本	割合 (%)	サイクル・本	割合 (%)	本	割合 (%)	時間・本	割合 (%)
核融合炉	3	6.3	10	6.9	0	-	-	-
軽水炉	26	54.2	101	69.7	0	-	-	-
大学共同利用	4	8.3	8	5.5	26	89.7	1538	93.0
照射技術開発	2	4.2	8	5.5	0	-	-	-
RI 製造	11	22.9	13	9.0	0	-	-	-
高温ガス炉	1	2.1	2	1.4	0	-	-	-
基礎基盤研究	1	2.1	3	2.1	3	10.3	116	7.0
計	48	100	145	100	29	100	1654	100

表 3.1.5 利用者別分類（2004 年度）

利用者	キャプセル、BOCA				水力ラビット			
	本	割合 (%)	サイクル・本	割合 (%)	本	割合 (%)	時間・本	割合 (%)
研究開発	9	18.8	33	22.8	3	-	-	-
共同研究	18	37.5	73	50.3	0	10.3	116	7.0
協力研究	6	12.5	10	6.9	0	-	-	-
RI 生産	7	14.6	7	4.8	0	-	-	-
大学	4	8.3	8	5.5	26	89.7	1538	93.0
産業界	0	-	-	-	0	-	-	-
受託研究	4	8.3	14	9.7	0	-	-	-
計	48	100	145	100	29	100	1654	100

表 3.1.6 RI 製造キャップセル一覧 (2004 年度)

キャップセル名	照射試料	生成反応	利用目的	製造核種 (半減期)	生成量 (TBq) / キャップセル
03M-94RS	W_{O}_3 粉末	^{186}W ($2n, \gamma$) ^{188}W , ^{188}W (β^-) \rightarrow ^{188}Re	医療用線源 の開発	^{188}Re (16.98 h)	0.5
03M-96RS					0.75
03M-97RS					1.0
03M-98RS					
03M-75RS	Ir ペレット ($\phi 2 \times 2\text{mm}$)	^{191}Ir (n, γ) ^{192}Ir	工業用線源	^{192}Ir (74.02 d)	153
03M-78RS					
03M-79RS					
03M-80RS					
03M-82RS	Ir ペレット ($\phi 1.1 \times 1.2\text{mm}$) ($\phi 0.6 \times 3.5\text{mm}$)	^{191}Ir (n, γ) ^{192}Ir	医療用線源	^{192}Ir (74.02 d)	11
03M-83RS					
03M-85RS					

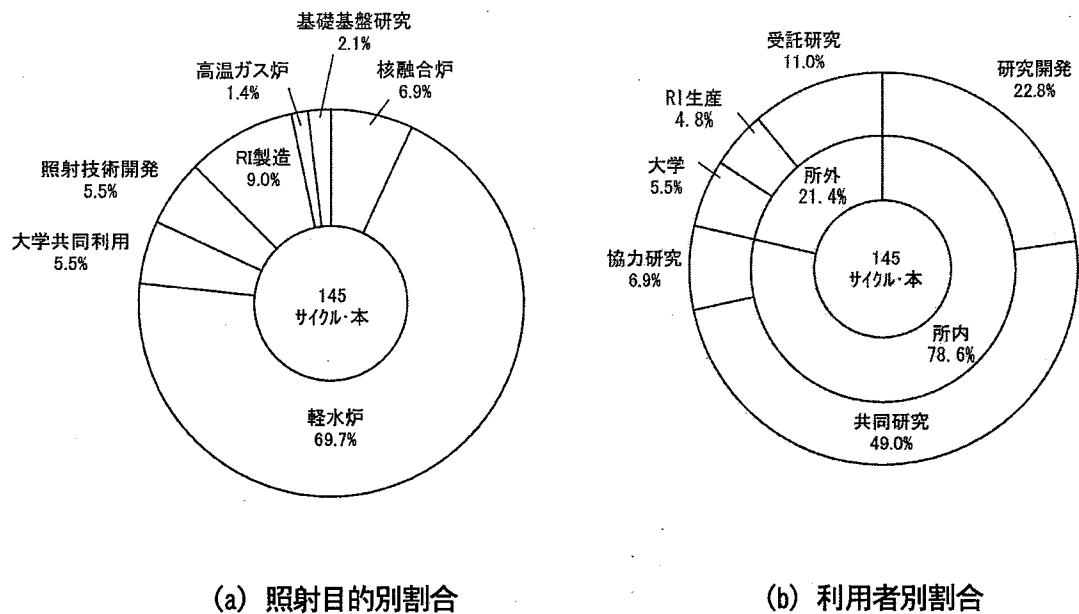


図 3.1.1 照射キャップセル利用割合（2004 年度）

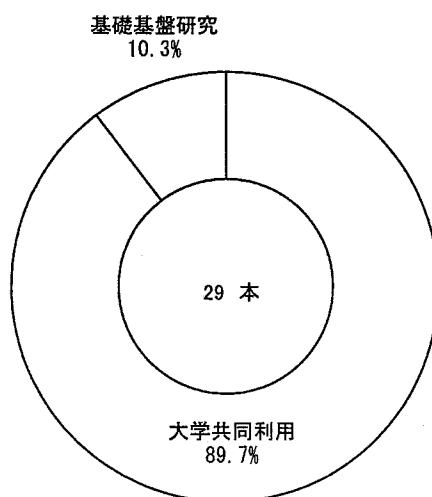


図 3.1.2 水力ラビット利用割合（2004 年度）

3.2 照射後試験利用状況

ホットラボでは主に JMTR で照射した燃料・材料試料の照射後試験を実施している。

2004 年度に照射後試験を実施した照射済キャップセル等は 64 本であり、このうち 36 本の照射後試験を終了した。キャップセル数で表した照射目的別の割合は軽水炉関係が 46%、RI 製造が 20%、核融合炉関係が 11%、大学共同利用が 7%、高温ガス炉関係が 17%、照射技術関係が 7%であり、利用者別の割合では、原研内一般が 83%、所外一般が 17%であった。また、照射試料別の割合は燃料試料が 4%、材料試料が 76%、RI 試料が 20%であった。

ホットラボの利用実績及び照射後試験キャップセルの一覧を図 3.2.1 及び表 3.2.1 に示す。

3.2.1 軽水炉関係

軽水炉構造機器の健全性に関する研究、原子力プラント用材料の信頼性・安全性に関する研究、軽水炉プラントの寿命評価に関する研究、原子炉炉内構造材の照射誘起応力緩和に関する研究等のため引張試験、破壊靱性試験、疲労試験、き裂進展試験、硬さ試験等の照射後試験を実施した。また、原子炉燃料体の照射挙動に関する研究、反応度事故に関する研究のため、FP ガス捕集・分析、破面観察等の照射後試験を実施した。

3.2.2 核融合炉関係

核融合プランケット照射試験に関する技術開発、核融合材料に関する研究等のため引張試験、スモールパンチ試験、破面観察、硬さ試験、曲げ試験等の照射後試験を実施した。

3.2.3 高温ガス炉関係

高温ガス炉燃料の温度モニタ確認試験のための外観検査、試料切断調整及び X 線マイクロアナライザーによる元素分析等を実施した。

3.2.4 大学共同利用関係

酸化物セラミック材料の電気及び光特性に関する研究、SiC の弾性定数に及ぼす中性子照射効果に関する研究、照射損傷発達機構の解明と温度変動照射効果に関する研究のためキャップセル解体、試料の搬出等の照射後試験を実施した。

3.2.5 RI 製造関係

RI 製造の研究及び工業用および医療用線源としての ^{192}Ir 、 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ の RI 製造のため、JMTR で照射する再使用キャップセルの組立、照射済キャップセルの解体、試料の搬出等の照射後試験を実施した。

3.2.6 照射技術開発関係

今後計画されている高照射キャプセルの健全性確認のため、既に JMTR で高照射されたキャプセル外筒から打ち抜き加工した引張試験片を製作し、引張試験、SSRT 試験等の照射後試験を実施した。

3.2.7 基礎基盤研究

高温照射に関する先端的基礎研究のため耐熱セラミックスの高温引張試験、破面観察等を実施した。また、加速器駆動核変換システムの安全評価に係る Po (ポロニウム) 生成ラビットキャプセルの解体、外部への搬出を行った。

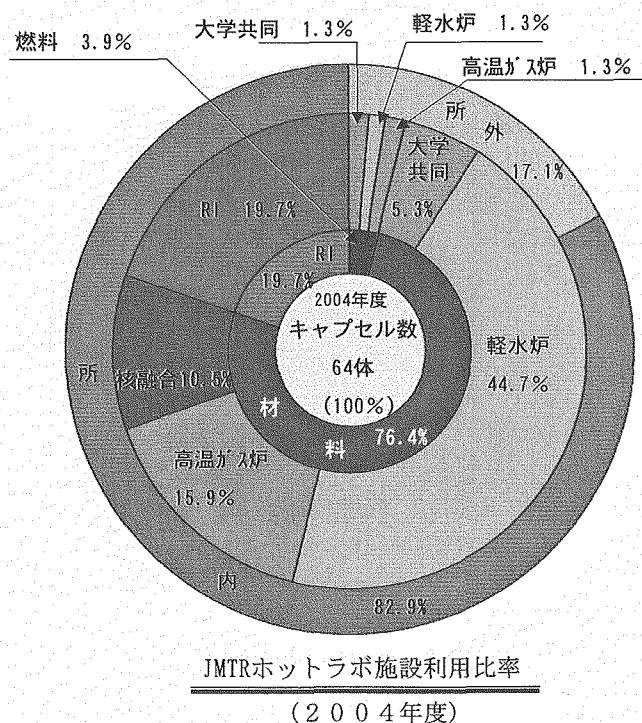


図 3.2.1 ホットラボの利用実績

表 3.2.1 照射後試験キャプセル一覧 (2004 年度)

1/6

	キャプセル名	利用者	研究テーマ	目的別分類	2004 年度に実施した主な照射後試験項目
1	01M-46J	プランケット 照射開発室	核融合炉プランケット照 射試験に関する技術 開発	核融合炉	引張試験・破面観察・金 相試験・硬さ試験・ 試料調整
2	02M-72A	機器信頼性 研究室	軽水炉構造機器の健 全性に関する研究	軽水炉	セル間ローディング・試 料移送・引張試験・磁気 測定
3	02M-50RS	アイソトープ 研究開発課	RI 製造の研究	RI 製造	再組立・キャプセル 解体・搬出
4	03M-94RS	"	RI 製造	"	"
5	03M-97RS	"	RI 製造の研究	"	"
6	03M-98RS	"	RI 製造の研究	"	"
7	00M-5A	複合環境材料 研究グループ	原子力プラント用材料 の信頼性・安全性の研 究	軽水炉	き裂進展試験・硬さ試験 引張試験・キャプセル解 体等
8	00M-6A	"	"	"	"
9	00M-8A	"	炉内構造材料（スチ ンレス鋼）の応力腐 食割れに関する試験	"	キャプセル解体 破面観察・再組立
10	00M-9A	"	"	"	コールド引張試験・SEM
11	97M-23A	"	原子炉炉内構造材の 照射下応力緩和に関 する研究	"	破面観察・応力緩和測定 SSRT 試験
12	98M-49J	プランケット 照射開発室	融合炉プランケット照 射試験に関する技術 開発	核融合炉	引張試験・衝撃試験 キャプセル解体

表 3.2.1 照射後試験キャプセル一覧 (2004 年度)

2/6

	キャプセル名	利用者	研究テーマ	目的別分類	2004 年度に実施した主な照射後試験項目
13	98M-64J	プランケット 照射開発室	核融合炉プランケット照 射試験に関する技術 開発	核融合炉	破壊韌性試験・硬さ試験 金相試験・破面観察
14	01M-37A	機器信頼性 研究室	軽水炉構造機器の健 全性に関する研究	軽水炉	圧縮試験・スペクトル 測定・破面観察
15	03M-67US	東北大学金属 材料研究所	酸化物セラミックス材料の 電気及び光特性に関 する研究	大学共同 利用	キャプセル解体・搬出
16	03M-68U	"	SiC の弾性定数に及 ぼす中性子照射効果 に関する研究	"	"
17	03M-69U	"	"	"	"
18	04M-15U	"	照射損傷発達機構の 解明と温度変動照射 修復の研究	"	"
19	02M-32RS	(株)千代田 テクノル	RI の製造	RI 製造	再組立・キャプセル 解体・搬出
20	03M-75RS	"	"	"	"
21	03M-78RS	"	"	"	"
22	03M-79RS	"	"	"	"
23	03M-82RS	"	"	"	"
24	03M-83RS	"	"	"	"

表 3.2.1 照射後試験キャップセル一覧 (2004 年度)

	キャップセル名	利用者	研究テーマ	目的別分類	2004 年度に実施した主な照射後試験項目
25	03M-85RS	(株)千代田テクノル	RI の製造	RI 製造	再組立・キャップセル解体・搬出
26	01F-51A	エネルギー・システム研究部	マイナーアクチノイド核変換用燃料の評価試験	"	キャップセル解体・搬出
27	93BF-81AK	燃料安全研究室	原子炉燃料体の照射挙動に関する研究	"	寸法測定・ギャップ測定
28	94F-9A	HTTR 技術開発室	燃料高性能化に関する研究	高温ガス炉	酸浸出液測定 寸法測定・重量測定
29	96BF-94AK	燃料安全研究室	原子炉燃料体の照射挙動に関する研究	軽水炉	外観検査・X 線検査 寸法測定
30	74M-52J	照射第 1 課	IASCC に係る予備 PIE	"	SSRT 試験・破面観察 引張試験
31	89M-4A	機器信頼性研究室	軽水炉プラントの寿命評価に関する研究	"	キャップセル解体・廃棄
32	89M-41J	複合環境材料研究グループ	照射装置に関する技術開発	"	キャップセル解体 SSRT 試験・破面観察
33	89M-42J	"	"	"	"
34	95M-15A	機器信頼性研究室	軽水炉プラントの寿命評価に関する研究	"	引張試験・金相試験 衝撃試験・硬さ試験
35	97M-22A	複合環境材料研究グループ	原子炉炉内構造材の照射誘起応力緩和に関する研究	"	SSRT 試験・破面観察 引張試験
36	98M-40A	高温照射研究グループ	高温照射に関する先端的基礎研究	基礎基盤研究	線量測定・試料移送

表 3.2.1 照射後試験キャプセル一覧 (2004 年度)

4/6

	キャプセル名	利用者	研究テーマ	目的別分類	2004 年度に実施した主な照射後試験項目
37	98M-41A	高温照射研究グループ	高温照射に関する先端的基礎研究	基礎基盤研究	線量測定・破面観察 試料移送
38	98M-43A	機器信頼性研究室	軽水炉構造機器の健全性に関する研究	軽水炉	引張試験・金相試験 硬さ試験
39	99M-30A	高温照射研究グループ	高温照射に関する先端的基礎研究	基礎基盤研究	線量測定・破面観察 試料移送・引張試験
40	99M-40A	"	"	"	線量測定・破面観察 引張試験・再組立
41	99M-58J	プランケット照射開発室	核融合炉プラネット照射試験に関する技術開発	核融合炉	疲労試験・曲げ試験 三点曲げ試験
42	00M-22A	複合環境材料研究グループ	原子力プラント用材料の信頼性・安全性研究	軽水炉	キャプセル解体・搬出
43	00M-62A	材料照射解析研究グループ	原子力材料の照射効果の研究	核融合炉	引張試験 破壊靭性試験・破面観察
44	00M-65A	"	"	"	"
45	00M-66A	"	"	"	"
46	02M-70A	機器信頼性研究室	軽水炉構造機器の健全性に関する研究	軽水炉	引張試験・破壊靭性試験・衝撃試験・破面観察
47	03M-42A	"	"	"	"
48	03M-46AS	高温照射研究グループ	耐熱セミックス複合材料の照射効果に関する研究	基礎基盤研究	X線検査・硬さ試験 破面観察

表 3.2.1 照射後試験キャップセル一覧（2004年度）

5/6

	キャップセル名	利用者	研究テーマ	目的別分類	2004年度に実施した主な照射後試験項目
49	2F3材	複合環境材料研究グループ	SCCの研究	RI 製造	再組立・キャップセル解体・搬出
50	A139	高温照射研究グループ	HITRを用いた効果的な実照射試験の照射条件、方法を設定	軽水炉	キャップセル解体 曲げ試験
51	A146～A148	核変換利用開発グループ	原子炉材料の照射効果に関する研究	"	キャップセル解体・搬出
52	A149～A151	"	"	"	"
53	J143	プランケット照射開発室	中性子照射による耐放射線性小型モータ部材の機能劣化調査	核融合炉	回転試験・劣化試験・硬さ試験
54	J144	プランケット照射開発室	中性子照射による耐放射線性小型モータ部材の機能劣化調査	核融合炉	回転試験・劣化試験・硬さ試験
55	J145	プランケット照射開発室	中性子照射による耐放射線性小型モータ部材の機能劣化調査	核融合炉	回転試験・劣化試験・硬さ試験
56	RGM-02H	複合環境材料研究グループ	IASCCの研究	軽水炉	腐食試験・搬出
57	RGM-03H	"	"	"	腐食試験・搬出・破面観察・SSRT試験
58	RGM-35H	"	"	"	破面観察
59	RGM-67H	耐食材料研究グループ	先進被覆管材料の研究	"	引張試験・硬さ試験・金相試験
60	SMIR-14	複合環境材料研究グループ	粒界腐食特性に基づく材料劣化現象の研究	"	XMA・腐食試験

表 3.2.1 照射後試験キャプセル一覧 (2004 年度)

6/6

	キャプセル名	利用者	研究テーマ	目的別分類	2004 年度に実施した主な照射後試験項目
61	SMIR-15	複合環境材料研究グループ	粒界腐食特性に基づく材料劣化現象の研究	"	XMA・腐食試験
62	サイクロロン 1	材料照射解析研究グループ	核融合材料に関する研究	"	SP 試験・破面観察
63	00M-20A	複合環境材料研究グループ	原子力プラント用材料の信頼性・安全性の研究	"	腐食試験・XMA
64	00M-23A	複合環境材料研究グループ	原子力プラント用材料の信頼性・安全性の研究	軽水炉	引張試験・金相試験 破面観察・硬さ試験

4 JMTR 照射利用に関する技術開発

4.1 照射技術

4.1.1 IASCC 照射試験（照射下試験に関する技術開発）

照射誘起応力腐食割れ（IASCC）は、放射線照射、腐食や応力などの複雑な要因により材料が損傷を受ける現象であり、原子力プラントの長寿命化を図る上で重要な研究課題である。現在 JMTR では、軽水炉（BWR）の環境を模擬した照射試験装置を設置し、照射試験を実施している。照射試験装置は、BWR を模擬した高温高圧水をキャップセルへ供給するための水環境制御装置と、試験片を収納した IASCC キャップセルから構成される。

IASCC 照射試験では、照射下試験（き裂進展試験、き裂発生試験）が主要な試験として位置づけられており、2004 年度は照射下試験のためのキャップセル組立及び照射試験を実施した。照射下試験用の制御装置及びキャップセルの構造を図 4.1.1 に示す。照射下試験に供するキャップセルは、予め照射された試験片をキャップセル内へ組み込む必要があるために、2003 年度に開発した遠隔操作の組立技術によりホットセル内で組み立てられた。照射下試験は JMTR 第 157 サイクルから開始され、2004 年度中にき裂進展試験用キャップセル 2 体、き裂発生試験用キャップセル 2 体の合計 4 体の照射下試験キャップセルが照射された。照射下試験の際、試験片へき裂を発生または進展させるための荷重は、キャップセル内の試験片負荷部に接続されているベローズの内圧を制御することで発生・制御されている。なお、照射中に CT 試験片のき裂進展長さを測定するき裂進展試験では、図 4.1.2 に示すき裂進展電位差測定法（6 端子法）にて高温高圧水中の CT 試験片のき裂進展長さを測定し、照射中に UCL 試験片の破断時間を測定するき裂発生試験では、試験片の破断の際に生じる負荷部ストロークを検知して試験片の破断を測定している。照射下試験キャップセルは 2005 年度に取り出され、破面観察等の詳細な評価が行われる予定である。

4.1.2 IASCC 照射試験（水質評価に関する技術開発）

IASCC 照射試験では、中性子照射量や照射温度とともに水質が重要なパラメータとなる。そのため水環境制御装置では、供給水の温度・圧力に加えて溶存酸素濃度、溶存水素濃度の制御を可能とし、試験片が装荷される IASCC キャップセルへの供給水及びキャップセル出口水の溶存酸素濃度、溶存水素濃度及び導電率をオンラインで測定している。IASCC 照射試験のうち特に照射下試験では試験片近傍の水質が最も重要な因子となる。そこで照射中のキャップセル内水質を解析的に評価することを目的に、WRAC(Water Radiolysis in A Crevice) コードをベースとした JMTR in-pile loop 用 radiolysis コード (WRAC-JM) の開発を進めている。WRAC-JM では、水の放射線分解による分解生成種の生成、二次反応による化学種の生成/消滅及び壁面との相互作用を考慮しており、また in-pile loop は主要機器毎にノード化し、酸素、水素、過酸化水素及びその他ラジカルの濃度を水の流れに従い計算している。なおキャップセル部については、その構造および照射線量分布等を考慮し複数ノードとすることで最適なモデル化を行っている。

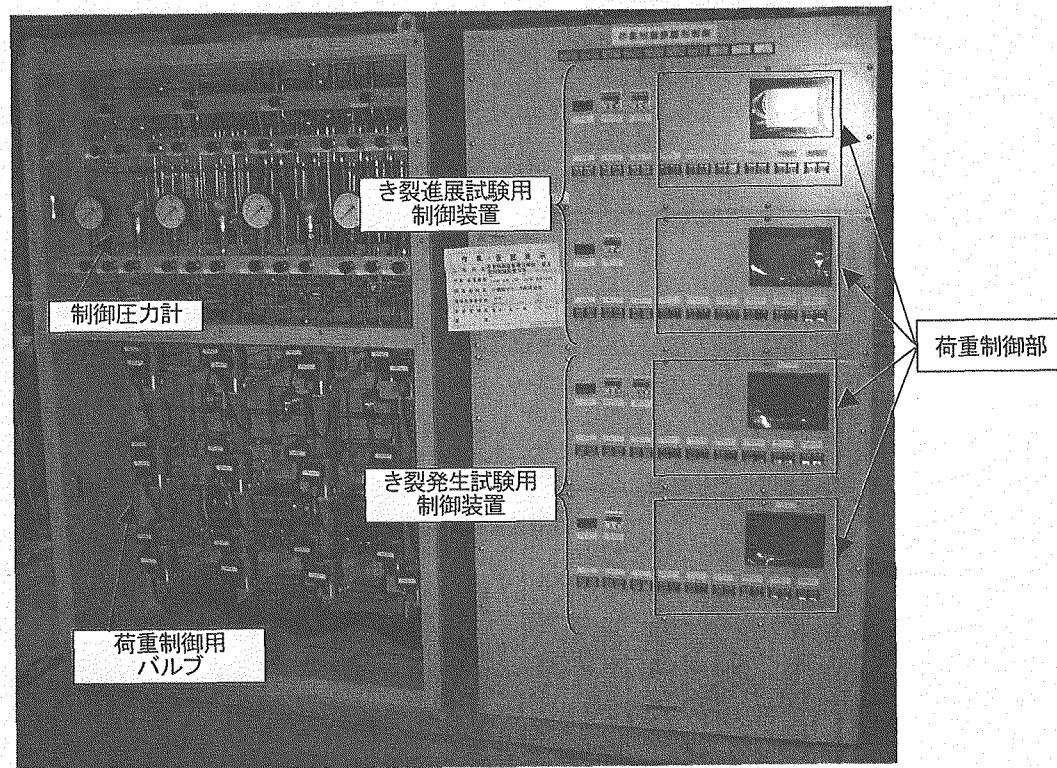
2004 年度は、コードの開発とともに原子炉運転中の温度や水質などの照射データを測定した。

WRAC-JM コードによる解析値と照射データの比較により、解析値は照射データを良く再現することを確認した。さらに原子炉起動時の溶存酸素濃度、溶存水素濃度及び過酸化水素濃度の変化を測定し、原子炉出力の上昇に伴い各濃度は低下する傾向を示すことを確認した。原子炉出力上昇に伴う各濃度の低下傾向は、WRAC-JM コードを用いた解析より照射温度の影響が支配的であることが明らかとなった。

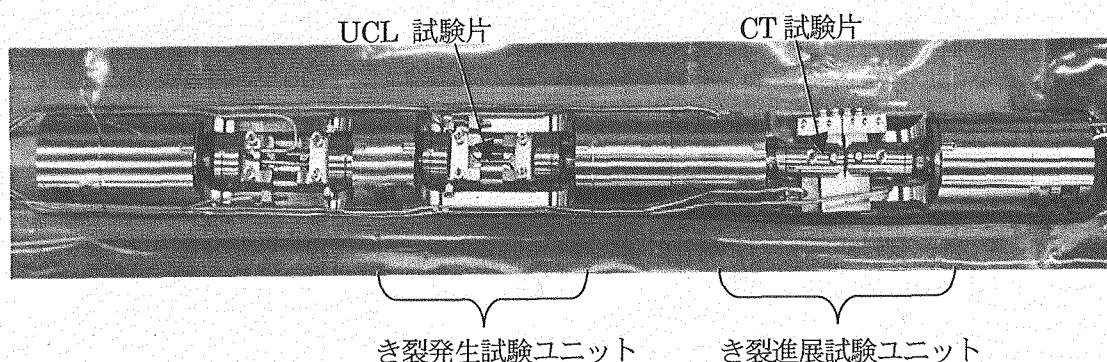
4.1.3 放射線誘起表面活性に関する照射試験

放射線誘起表面活性(Radiation Induced Surface Activation ; RISA)は、紫外線による光触媒反応と類似の現象と考えられており、材料の濡れ性や耐食性が向上することが確認されている。この RISA 現象を放射線照射場に応用することで、BWR 炉心の出力増加や事故時の炉心冷却時における安全余裕の現実的評価が期待されている。しかしながら、これまでの RISA 現象の検証実験では、ほとんどがガンマ線照射下ないし、照射後のものであり、中性子を含む複合照射環境下での実証例は少ない。そのため、伝熱促進の効果を定量的に検証するために JMTR を用いた照射試験の準備を進めている。検証試験では、強制流動場の限界熱流束(Critical Heat Flux : CHF)を実機相当の複合放射線照射下と非照射下での測定結果を比較し、除熱性能の変化を評価することを計画している。

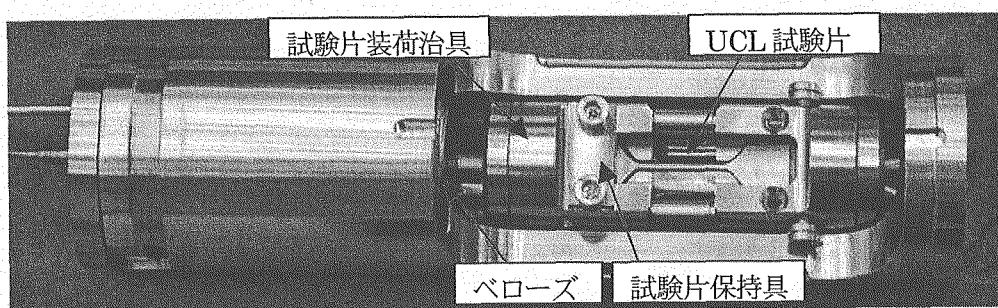
RISA 照射試験用キャップセルには CHF 試験用の照射試料が装荷されるが、照射試料はステンレス鋼製の円柱状(外径 24mm、長さ 105mm)であり、中心には軽水を流すための直径 2mm の流路が設けられている。さらに、その円周上に溝を設けシースヒータを巻きつけ、このヒーターの出力を制御することにより CHF 試験を行う。しかし、CHF 試験を行うためには高出力(20kW/m)を発生させる必要があるために、照射試験に必要となる技術としてヒーター取り付けに関する技術開発を行った。開発したヒーター付照射試料を模擬キャップセルに装荷し CHF 試験を行った結果、28kW/m のヒーター出力を達成することができた。今後は、非照射下での CHF 試験を行うとともに 2005 年度に照射下での CHF 試験を行う予定である。



(a) 制御装置外観



(b) キャプセル構造



(c) 試験片装荷部

図 4.1.1 IASCC 照射下試験用の制御装置及びキャップセル構造

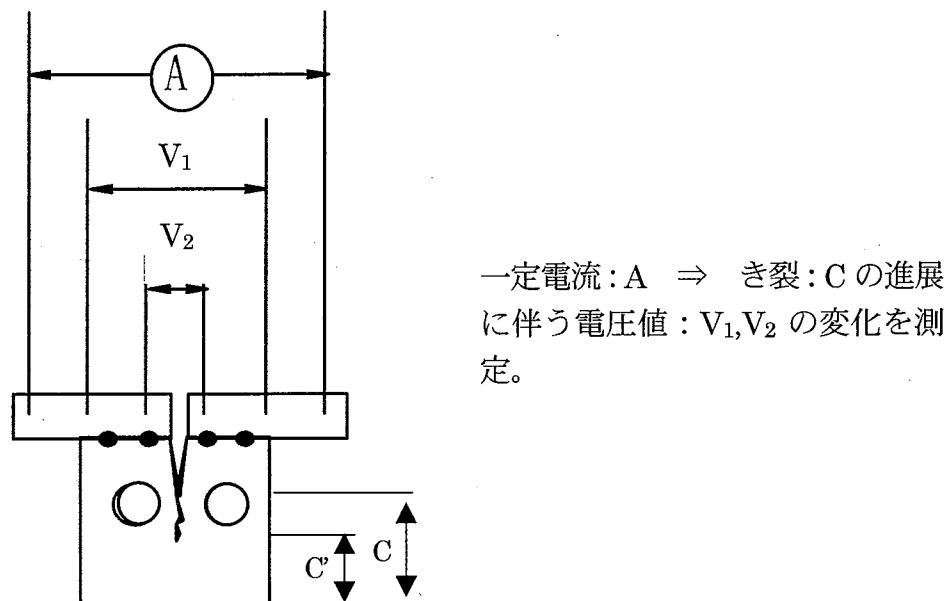


図 4.1.2 き裂進展電位差測定法概念図

4.2 照射後試験技術

4.2.1 高温水中 IASCC 進展試験装置の整備

(1) 概要

ホットラボでは、日本原子力発電（株）との共同研究「ステンレス鋼の多様な条件での IASCC に関する研究」に資するために、2001 年度に高温水中 IASCC 進展試験装置を材料試験用鉄セル内に設置し、2003 年度には、高経年化した沸騰水型原子炉（BWR : Boiling Water Reactor）における IASCC に係わる維持基準の整備に向けた経済産業省プロジェクトに資するため、照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置を新たにコンクリートセルに整備した。

2004 年度はこの高温水中 IASCC 進展試験装置を使用し、未照射試験片を用いての性能確認試験および照射済み試験片を用いてのき裂進展試験を行った。

(2) 装置本体

コンクリート No. 6 セルに設置した照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置本体の外観写真を図 4.2.1 に、試験装置の主な仕様を表 4.2.1 に示す。セル内には、ロードセルの最大負荷容量が 10kN の試験機 2 台を設置した。また、米国材料試験協会（ASTM）の規格 E813 に基づいて寸法を決めた、厚さ 0.5 インチ（12.7mm）のコンパクトテンション（CT）試験片（図 4.2.2 参照）2 個を装着して荷重制御のき裂進展試験を行うことが可能である。更に、試験片チャックを交換することによって、低歪み速度試験（SSRT : Slow Strain Rate Testing）にも対応できる。

BWR の運転条件と同一の温度及び圧力を再現するために設けた高圧試験槽（オートクレーブ）は、三重の O リングを用いて高温水の漏えいを防ぐように設計するとともに、クラッチ方式により遠隔操作で容易にオートクレーブの開閉が可能となるように改造したものである。この他、試験片のき裂進展量測定には直流電位差法を用いることから、電位差測定用の信号線を遠隔操作で容易に試験片の側面に点付けするための遠隔操作型スポット溶接装置をセル内に設置した。

コンクリートセル操作室に設置した制御盤の外観写真を図 4.2.3 に示す。制御盤には、試験片に付加する荷重や歪み量を制御するためのユニット及びオートクレーブ内を循環する試験水の温度と溶存酸素濃度を制御するためのユニットが組み込まれている。

(3) 試験水循環装置

照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の試験水循環系統の概略図を図 4.2.4 に示す。また、試験水の循環装置及びイオン交換器等の外観写真をそれぞれ図 4.2.5 及び図 4.2.6 に示す。試験片装着部を備えたオートクレーブの他に、試験水の熱交換器、予熱器及び冷却器をホットセル内に設置した。熱交換器は、オートクレーブの出口側配管の熱を入口側配管に伝えることで試験水の加熱効率の向上を図るものである。

材料試験用鉄セルに整備した装置では、熱交換器と予熱器を各 1 台アイソレーションルームに設置し、2 基のオートクレーブ内の試験水温度を同時に制御した。これに対してコンクリートセルに整備した装置では、それぞれの試験機の試験水循環系統に対する熱交換器と予熱器をホットセル内に設置し、試験水温度を独立して制御可能となった。これにより、1 台の試験機が常温運転となつても、もう 1 台の試験機では高温運転を続けることが可能となつた。更に、コンクリー

ト No. 6 セルのアイソレーションルームには、水質調整タンク、送水ポンプ、昇圧ポンプ、圧力調整弁及び水質計測ラインを備えた試験水循環装置、並びにイオン交換器を設置した。

水質調整タンクに蓄えた試験水は、送水ポンプ（仕様上の最大流量は 10ℓ/min）により系統内を循環する。更に、BWR の運転条件を模擬した試験を実施するために、最大流量 30ℓ/h の昇圧ポンプを用いて系統内の試験水を加圧するとともに、圧力調整弁を調節することによって、2 基のオートクレーブ内の圧力を最大 10MPa に昇圧することが可能である。また、試験水の温度は、予熱器とオートクレーブ周りの加熱ヒーターを用いて最高 300℃に加熱することが可能である。

系統内を流れる試験水の溶存酸素濃度、pH、導電率は水質計測系で測定する。腐食電位の計測は、オートクレーブに取り付けた Ag/AgCl 型外部参照電極と試料間の電位測定により行う。更に、試験水の溶存酸素濃度は、水質調整槽内で試験水中にバブリングする Ar ガス又は酸素ガスの流量を電磁弁で自動調節することによって数 ppb～20ppm の範囲で制御することができる。

(4) 装置の性能確認試験

本試験装置の整備が完了した後、装置を安全に運転するためのインターロック機能の動作確認試験を行い、機能が設計通りに動作すること及び警報の復帰後に装置を正常に運転できることを確認した。また、装置に未照射試験片 4 個を装着した状態で、試験水循環試験に関する運転を試験温度 288℃、試験圧力 8.5MPa、溶存酸素濃度 2ppm 又は 8ppm、試験水流量 15ℓ/h の条件で約 140 時間実施し、運転中に各条件が正常に制御できることを確認した。

(5) 装置の運用

2001 年度に高温水中 IASCC 進展試験装置を材料試験用鉄セル内に設置し、2003 年度に、照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置を新たにコンクリートセルに設置した。

2004 年度は未照射試験片を用いてのき裂進展試験、SSRT 試験を行い、さらに照射済みコンパクトテンション試験片に対し、試験温度 288℃、試験圧力 8.5MPa、溶存酸素濃度 32ppm の高温水中にてき裂進展試験を行い、約 1400 時間の試験中のき裂進展データを取得した。

2005 年度は引き続き照射済試料の SSRT 試験、IASCC き裂進展試験を実施する予定である。

4.2.2 遠隔操作型の腐食試験装置と遠隔操作型原子間力顕微鏡の開発

(1) 概要

原研－サイクル機構の融合研究として行われている「照射環境における原子炉構造材料の劣化現象に関する研究」に資するため、遠隔操作型の腐食試験装置と遠隔操作型原子間力顕微鏡(AFM)をホットセル内に設置した。

本装置は、照射済試料を用い、電気化学的腐食試験によって粒界を腐食させ、その腐食量をナノスケールで計測するための装置である。

2004年度は、遠隔操作による顕微鏡検出部カンチレバーの交換機構を追加し、顕微鏡本体をホットセル内に設置するとともに、電気化学的腐食試験を行った照射済試験片における粒界腐食量のデータを取得した。

(2) 装置本体

本装置は、市販の原子間力顕微鏡を使用し、試料のセッティング、観察視野の決定、測定が遠隔にて行えるように改造し、製作したものである。

装置はAFM部、光学顕微鏡部、試料台部、試料移動機構部、防振台部から構成される。装置の外観を図4.2.7に示す。

(3) 装置特徴

AFM部はエスアイアイ・ナノテクノロジー社製の走査プローブ顕微鏡NANOPICS2100型のヘッドユニットを取り外して、新たに製作した装置フレームに取り付けた。

試料台部はAFMに対する試料の傾きを、観察視野 $800 \times 800 \mu\text{m}$ に対して最大 $\pm 10 \mu\text{m}$ 以下に抑えるよう、樹脂埋めした試料を、試料押さえ板に押さえる構造とした。また、電気化学的腐食試験に必要な導線を試料に取り付けた状態のままで観察できるように、試料台の構造を工夫した。

装置フレームは、試料とAFM間の剛性と製作精度を確保するため、アルミ合金の削りだし加工により製作した。

(4) 本試験装置の性能試験

本装置の性能試験として、VLSI Standard Inc. 製の18nmの標準段差試料を用いた精度検査と、Tiスパッタコーティング試料を用いた垂直分解能検査を行った。この結果、18nmの標準段差に対する精度は $\pm 1\text{nm}$ 以下、垂直分解能は 2nm 以下であり、本研究に必要とされる10nm程度の垂直分解能が確保されている事を確認した。

表 4.2.1 照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の主な仕様

項目	内容
最大負荷容量	10 kN
最大ストローク	30 mm
制御波形	定荷重、定歪速度、三角波、台形波
対象試験片	0.5T-CT 試験片(厚さ:12.7, 6.4, 5.6mm)、 SSRT 試験片(厚さ:2mm、全長:44mm、平行部:長さ 16mm×幅 2mm)
最高試験温度	300 °C
最高試験圧力	10 MPa
最大流量	合計 30 l/h (1 台のオートクレーブで 15 l/h)
水質計測項目	溶存酸素濃度、pH、導電率
試験計測項目	温度、荷重、変位、き裂進展量、腐食電位

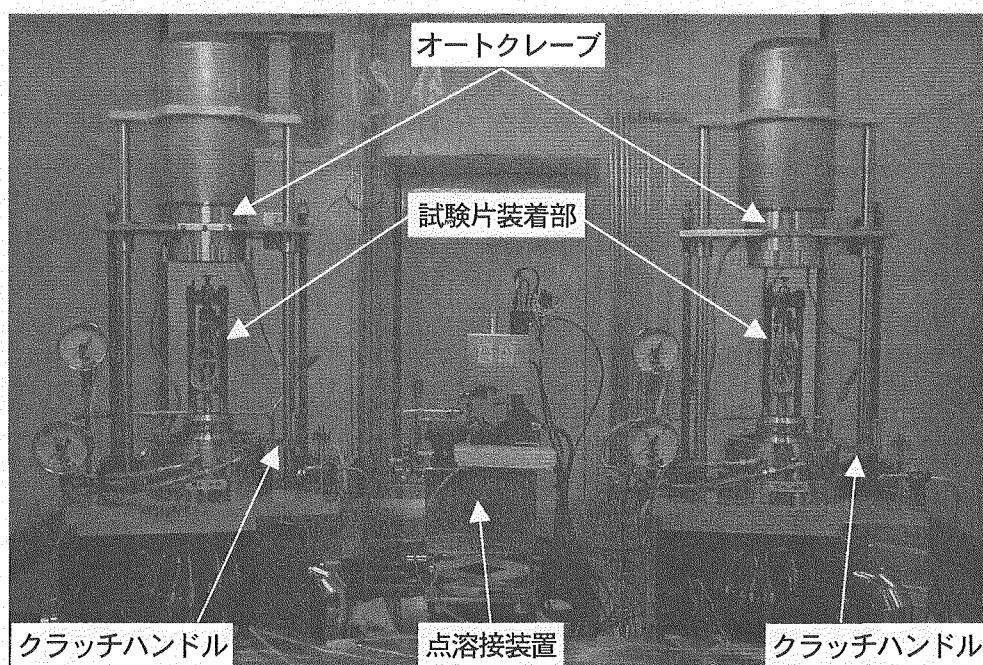


図 4.2.1 照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の外観写真

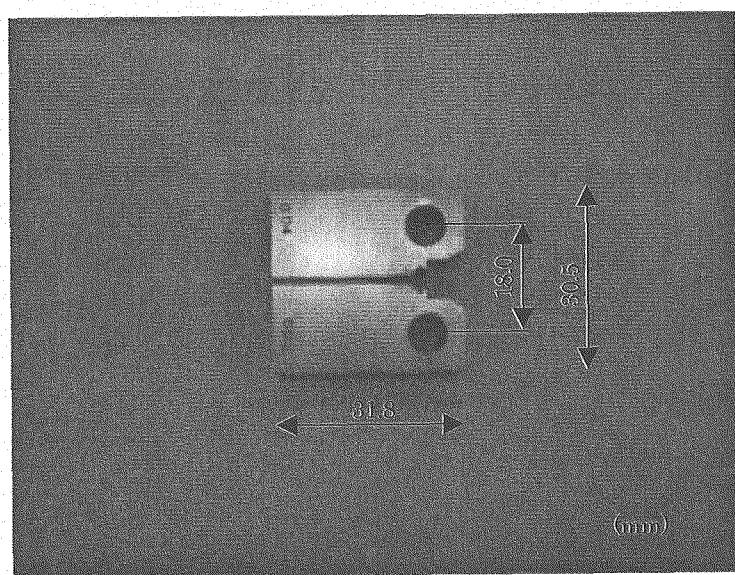


図 4.2.2 0.5T コンパクトテンション(CT)試験片

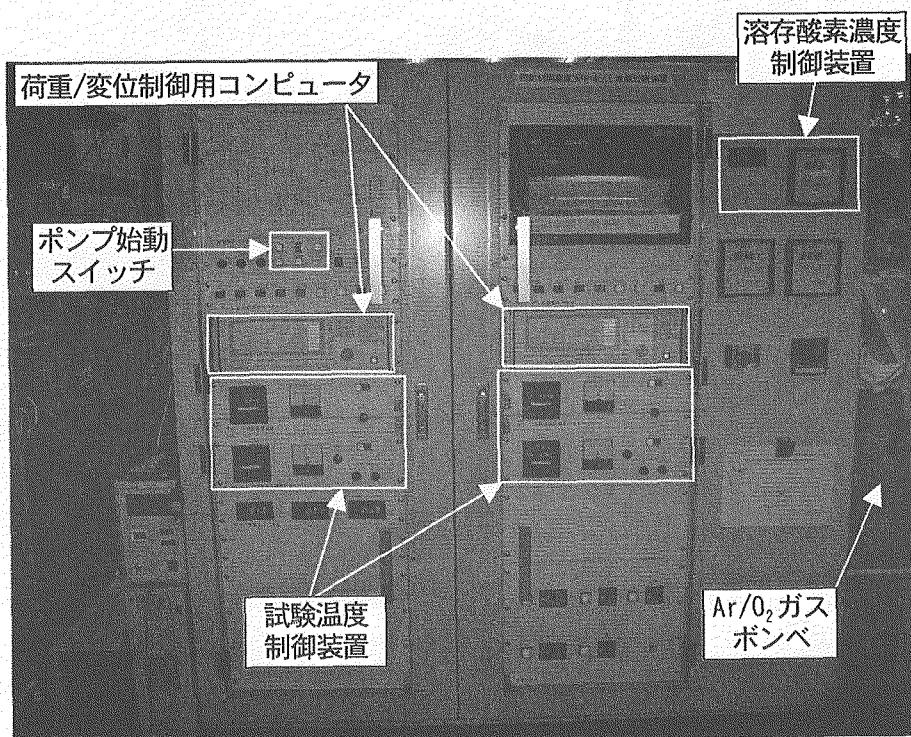


図 4.2.3 照射材用高温水中 IASCC 進展試験装置の制御盤の外観写真

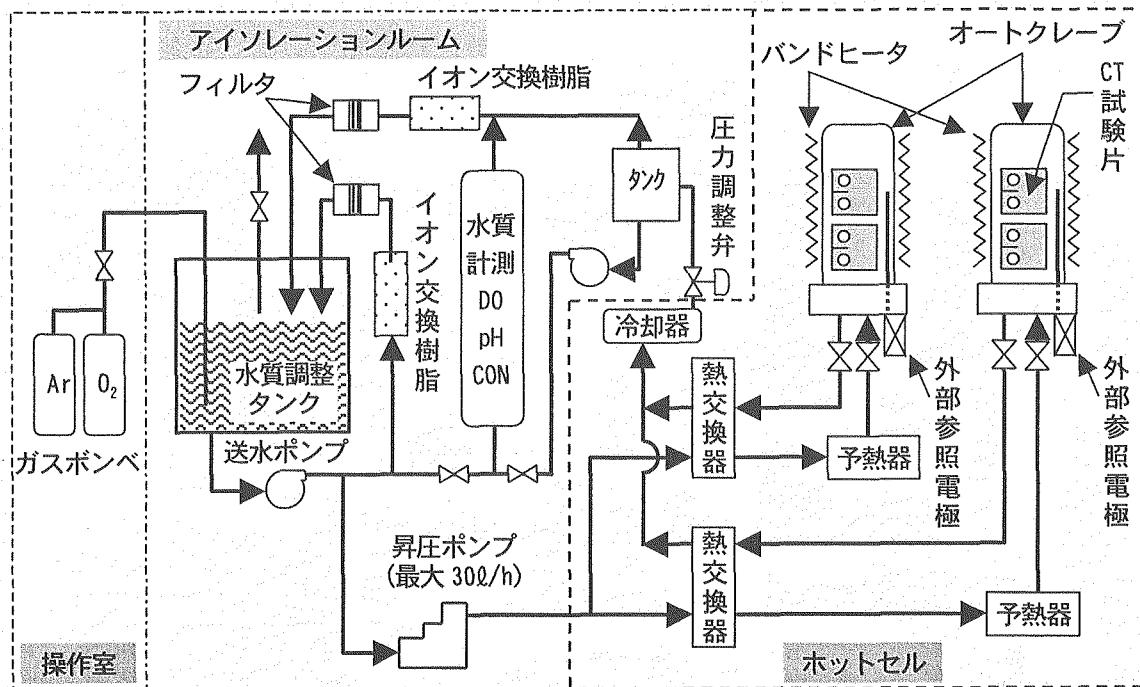


図 4.2.4 試験水循環系統の概略図

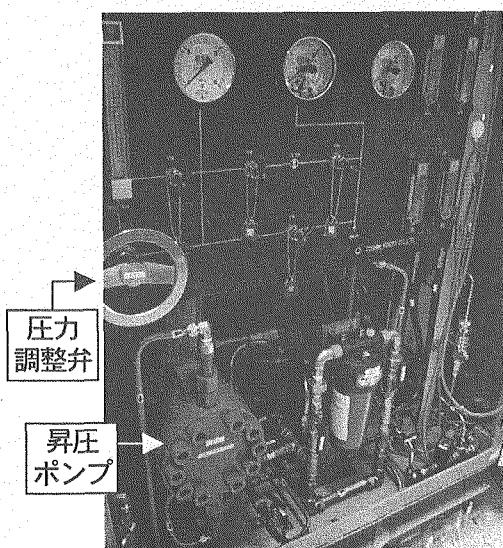


図 4.2.5 試験水循環装置の外観写真

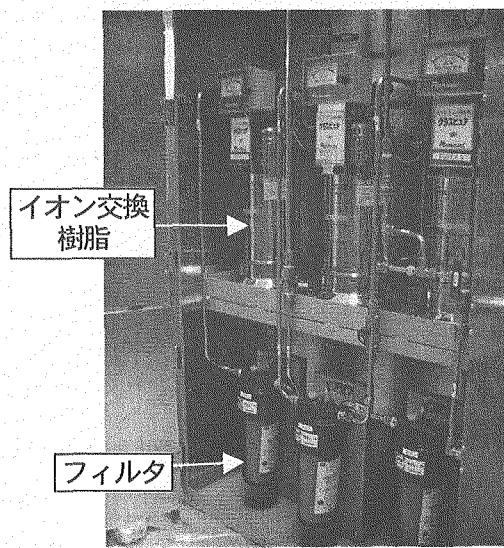


図 4.2.6 イオン交換器の外観写真

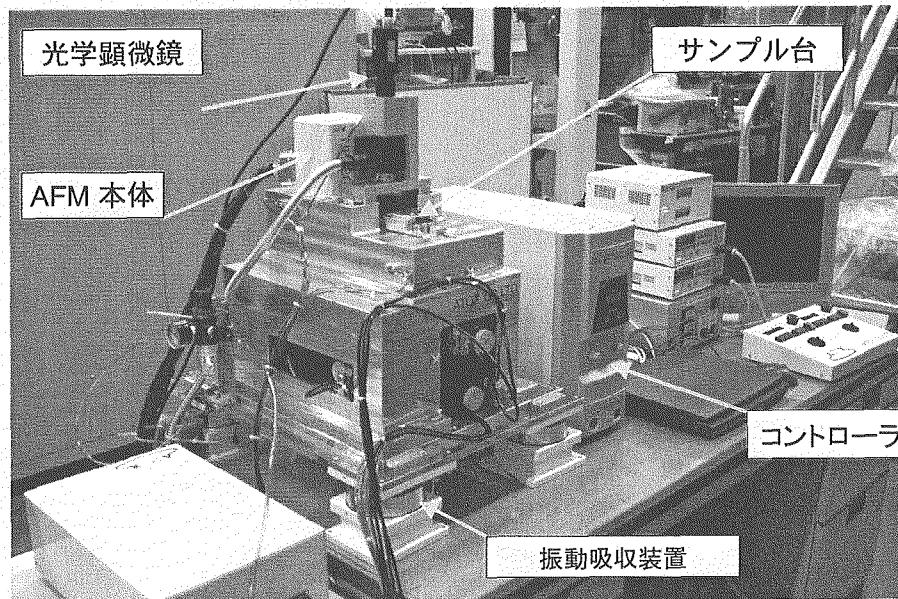


図 4.2.7 遠隔操作型原子間力顕微鏡

5 国際協力

5.1 汎用照射試験技術に関する日韓研究協力

日本原子力研究開発機構と韓国原子力研究所（KAERI）の間で締結された『原子力平和利用分野における研究協力実施取決め「計画4 原子炉材料の照射挙動に関する研究」及び「計画2 照射後試験技術の開発』に基づき、材料試験炉部ではこれまでに、軽水炉構造材等の照射試験技術及び照射キャップセルの再利用等並びに照射後試験施設の運転管理及び照射後試験技術開発等に関する情報交換を進めてきた。この結果、JMTRにおいて培われてきた種々の照射・照射後試験技術が、KAERIにおけるキャップセル・装置・機器の設計・製作及び照射手法並びに燃材料の照射後試験を行うための技術基盤の確立に大きく貢献している。2004年度に実施された情報交換の概要を以下に示す。

5.1.1 照射技術の開発

2004年11月28日～12月2日の5日間、照射第2課員1名がKAERIを訪問し、2005年に日本で開催予定の照射技術、照射後試験技術分野での日韓合同セミナーに関する日程、プログラム等の事前打ち合わせ並びに照射試験の一層の高度化を進めるための材料照射技術の情報交換を行った。

照射技術、照射後試験技術分野の日韓セミナーは3年毎に開催され、民間を含む照射・照射後試験の専門家が一堂に会して、これまで最新技術の情報交換・議論が行われてきた。これまで別々に開催していたが、2005年は照射・照射後試験分野合同で開催する事が提案されていたため、事前に原研が用意した日韓合同セミナーのドラフトを示し、ほぼ了承を得ることができた。

また、今回の情報交換では、原研から「IASCC研究ための照射試験装置（水環境制御装置）の基本設計と運転」及びKAERIから事前に要求のあった「OGL-1、FGS装置の概要」について紹介した。KAERIでは、ガス炉で使用する被覆粒子燃料の照射試験を行うガスループの設置に向けたプロジェクトが開始されており、OGL-1のFPガスマニタリングシステム、機器の構成、制御等について意見交換を行った。KAERI側からは、クリープキャップセル、燃料キャップセル、キャップセル温度制御装置等の現状と今後の開発並びにPWR及びCANDU炉の条件下で燃料の照射試験が可能なループ試験装置であるFTL(The 3pin Fuel Test Loop)の進捗状況について紹介があった。FTLは設置に関する安全評価、モックアップ試験等の準備は完了しており、2007年に照射試験を開始する予定である。今後FTLの照射試験に向けての技術開発等は、研究協力の有益な情報交換の課題になると考えられる。

今後も照射技術に関する情報交換の場は、益々重要になるため、本セミナーを継続していく必要がある。

5.1.2 照射後試験技術の開発

2004年11月28日～12月4日の7日間、照射後試験技術全般についての情報交換及び日韓セミナーの日程・プログラム等についての打ち合わせを行うため、ホットラボ課員1名がKAERIを訪問した。近年は、原研からはJMTRホットラボにおける遠隔溶接技術、再計装技術、非破壊試験技術等について、KAERIからは試験片加工技術について、それぞれの情報を交換している。さらに、2004年12月5日～12月11日までの間、照射後試験施設の運転管理、照射後試験技術等に関する情報交換を目的として、KAERIから2名の専門家が来所した。

これらの情報交換では、原研からJMTRホットラボが実施している照射後試験施設の運転管理、照射後試験技術等の情報をKAERIへ提供するとともに、KAERIからはKAERIの照射材料試験施設(IMEF)における高燃焼度燃料被覆管のリング引張試験片技術開発、照射後試験施設(PIEF)におけるPWR使用済燃料の健全性を確認するための照射後試験及び同技術開発の状況についての情報を入手することができた。

5.2 フランス原子力庁との情報交換に関する国際協力

フランス原子力庁(CEA)との人員派遣取決めに基づき、計画課職員1名が平成17年3月7日から19日の日程でCEAのカダラッシュ研究所及びサクレー研究所を訪問し、ジュール・ホロビッツ炉(JHR)及び照射装置の設計研究等に関する情報交換を行った。

JHRの設計は概念設計から詳細設計に移行しており、2005年末に、照射試験ニーズに対応した設備や実験装置の詳細を決定し、建設開始の判断がなされる大きな区切りを迎えようとしている。照射技術に関しては、ベルギーのモル研究所、オランダのペッテン研究所等の協力を得ながら、高温での材料照射試験、応力制御下での材料腐食試験、PWR燃料ピンのその場FPガス分析・クラスター照射試験、高温ガス炉の燃料照射試験、冷却水損失・反応度印加事故模擬試験等について開発が進められており、反射体領域でキャプセルを水平移動させることによる出力急昇試験技術、キャプセル内でのNaKの自然対流を利用した高温照射技術、音波を利用したその場FPガス分析技術等の先進的な照射試験装置の設計が検討されている。CEA側は、今回の情報交換を通してJMTRの照射試験技術に高い関心を示しており、今後も燃料の出力急昇試験に関する技術、IASCC照射試験に関する技術、高温・高dpa照射技術、計測技術について情報交換を進めたいとし、今後検討される研究協力の枠組みで調整したいとの要請があった。

JHRプロジェクトから得られた情報は、多くの先進的なアイディアを含んでいるため、今後、照射技術開発を進める上で有意義なものとなった。

6 特記事項

6.1 JMTR の将来計画に関する検討

平成16年3月に理事長に答申されたJMTR将来計画検討委員会（委員長：伊達宗行 大阪大学名誉教授）の報告書において、「平成18年以降の対応として、IASCC研究に関する照射試験の終了を目途に、JMTRは運転を停止し、本格的な改造にとりかかることが望ましい。」との提言がなされている。この提言に基づいて、機器等の改修範囲と優先順位について検討した。また、利用性の向上、運転経費の合理化等についても検討を開始した。

6.2 JMTR 原子炉施設の定期的な評価

「保安活動に関する評価」では、JMTR原子炉施設が材料照射のための原子炉であるという固有の条件を踏まえて、①運転計画管理、②照射設備の設計・製作の管理、③原子炉本体及び照射施設の運転管理、④原子炉施設及び照射施設の保守管理、⑤燃料管理、⑥放射線管理・環境モニタリング、⑦放射性廃棄物管理、⑧事故・故障発生時の対応及び緊急時の措置、⑨事故・故障等の経験反映状況について、現在まで行われてきた保安活動の実施状況を調査し、適切かつ有効なものであったかを評価した。

「最新の技術的知見の反映状況の評価」では、関係する指針等における最新の技術的知見に照らして、施設の現状について適合性を評価した。具体的には①水冷却型試験研究用原子炉施設に関する「安全設計審査指針」及び「安全評価指針」の反映、②兵庫県南部地震後の耐震評価の見直し、③原子力施設への航空機落下確率に対する評価、④美浜発電所3号機二次系配管破損事故の反映、について調査し、評価した。

「経年変化に関する技術的評価」では、JMTR原子炉施設が利用運転開始後33年を経過していることに鑑み、安全上重要な機器・構築物に対して、従来行ってきた保守点検の内容や補修・交換の実績調査を行い、考えられる経年変化事象について現状の保全活動が合理的なものかを評価した。また、安全上重要な機器であって補修・取替が難しい設備機器（原子炉圧力容器等）について、長期的機能維持の観点で経年変化事象に対して今後長期にわたる機能維持のための管理の方法が合理的なものか、その妥当性について調査し、評価した。

今回の定期評価の結果、保安活動において特別な改善要素はなく現状の保安活動を継続することで施設の保安が維持できる結論を得たが、さらなる安全維持の手段として「指差し呼称の習慣づけ」を改善提案した。保守点検の実績調査の結果及び設備機器の経年変化に関する評価の結果に基づいて今後10年間の長期保全計画について策定した。これについては「改善計画」及び「保全計画」として、平成17年1月31日付けをもって大洗研究所長の承認を得た。

あとがき

JMTR 年報は、本報が第 19 回目の刊行となります。
本報の作成に際してましては、関係各位からのご助言・ご指導をいただきましたこと、ここに謝意を表します。

JMTR 年報編集委員会

2004 年 JMTR 年報編集委員会名簿

委員長	新見 素二	(材料試験炉部次長)
副委員長	石塚 悅男	(計画課長)
委 員	檜山 和久	(原子炉第 1 課)
委 員	綿引 俊介	(原子炉第 1 課)
委 員	花川 裕規	(原子炉第 2 課)
委 員	塙 悟史	(照射第 1 課)
委 員	阿部 新一	(照射第 2 課)
委 員	扇柳 仁	(検査技術課)
委 員	柴田 晃	(ホットラボ課)
委 員	近藤 吉男	(放射線管理課)
事務局	阿部 真也	(材料試験炉業務課)

(所属は 2005 年 4 月現在)

2005.3末 現在

付録1 材料試験炉部の組織



付録 2 外部発表

A) 論文投稿

石井敏満：“2003 年度の赤外線サーモグラフィによる非破壊評価特別研究委員会活動報告”、非破壊検査（2004）

B) 講演・学会口頭発表

塙悟史、森雄一郎、松井義典、板橋行夫、佐藤智徳、内田俊介：“JMTR における IASCC 照射試験装置の水質制御”、日本原子力学会 2004 秋の大会 京都（2004.09）

塙悟史、根本義之、佐藤智徳、森雄一郎、板橋行夫、塙田隆、内田俊介：“JMTRIASCC 照射装置内水質の解析的評価”、5th International Workshop on LWR Coolant Water Radiolysis and Electro-chemistry U.S.A (2004.10)

石井敏満、川又一夫、清水道雄、大沢謙治：“JMTR ホットラボにおける再照射キャップセルの組立技術”、平成 16 年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」東海（2004.03）

長尾美春、土谷邦彦、石田卓也、河村弘、新見素二：“Neutronic evaluation for in-pile tests of fusion blanket in the JMTR-Tritium production in tritium Breeders-”、7th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-7) Tokyo (2005.05)

付録 3 研究報告書類（旧原研レポート）

材料試験炉部：“材料試験炉－運転と技術開発 No.18－（2003 年度）”
JAERI-Review 2004-029 (2005.01)

付録4 協力研究

(件名、実施期間、相手方、担当課室、研究内容順に記載)

(1) IASCC 照射試験における水質評価に関する研究

2004. 4. 1～2005. 3. 31 東北大学大学院工学研究科

照射第1課

照射誘起応力腐食割れ（IASCC）に係る照射試験の高度化に資するため、照射試料が装荷されるキャップセル内の水質を解析・評価することを目的に、照射下における水の放射線分解挙動を計算する in-pile loop 用 radiolysis コードの開発を進めた。

この計算コードは、水の放射線分解による分解生成種の生成、二次反応による化学種の生成／消滅及び壁面との相互作用を考慮した in-pile loop に適用可能となるよう開発するとともに、計算コードの検証に必要となる照射データの一部を取得した。

付録5 官庁申請許認可一覧

5. 1 設計及び工事の方法の認可

申請年月日	内 容	認可年月日
2003. 2. 28	JMTR 充填ポンプ出口配管の一部更新	2003. 4. 2

5. 2 使用前検査

申請年月日	件 名	合格年月日
2003. 4. 3	JMTR 充填ポンプ出口配管の一部更新	2003. 5. 23

5. 3 施設検査

申請年月日	件 名	合格年月日
	該当なし	

5. 4 施設定期検査

申請年月日	件 名	合格年月日
2003. 6. 17	施設定期検査	2003. 10. 7

付録 6 プレス発表一覧

発表年月日	件名	記事掲載新聞
2004. 4. 4	JMTR 原子炉施設の自動停止について	朝日新聞他 6 社
2004. 4. 7	JMTR の今後の計画に関する委員会の検討結果まとまる	朝日新聞他 7 社
2004.10. 7	JMTR 原子炉施設の自動停止について	朝日新聞他 6 社
2004.10.13	JMTR の自動停止に係る再発防止対策及び特性試験の再開について	読売新聞他 4 社

付録 7 計画外停止への対応

J M T R 原子炉施設の自動停止について（原因及び対策の概要）

1. 経緯

大洗研究所 JMTR（定格熱出力 50MW）は、施設定期検査の自主検査のため原子炉出力 20kW で過剰反応度測定を実施していたところ、2004 年 10 月 7 日 10 時 55 分、「照射設備異常」の信号により原子炉が自動停止した。

(1) 発生前

大洗研究所 JMTR（定格熱出力 50MW）は、2004 年 10 月 5 日から 10 月 8 日までの予定で施設定期検査の自主検査である過剰反応度測定、反応度変化率測定及び停止余裕測定のため特性試験を実施中であった。10 月 7 日 9 時 32 分に原子炉の起動前点検を行い、26 本炉心（最終炉心 29 本）にて 9 時 57 分に原子炉を起動し、10 時 14 分に原子炉出力 20kW 臨界に達した。10 時 18 分からペリオド法により過剰反応度測定を実施するため手動にて制御棒の引抜、挿入操作を繰り返していた。また、照射設備は停止中であったが、運転するための準備作業を実施していた。

(2) 発生時

原子炉出力を 20kW に安定させた後、原子炉出力の変化を監視をしていた 10 時 55 分、「照射設備異常」の信号により原子炉が自動停止した。

(3) 発生後

原子炉停止後の排気筒、原子炉建家内の放射線モニタの指示値は通常範囲内であることを確認した。

2. 環境への影響等

周辺環境への放射性物質による影響はない。

3. 原因調査状況

特性試験では照射設備は停止している。特性試験時に、「照射設備異常」の信号で原子炉が自動停止することは、想定外の事象であるが、「照射設備異常」の信号が発生したことから、原子炉制御室側と照射設備側とに分けて原因調査を行った。

(1) 原子炉制御室側の調査

「照射設備異常」の信号で原子炉が自動停止したことから、「照射設備」バイパスの状態を調査したところ、バイпасキーはバイパス投入位置にはなっていなかった。なお、運転員は起動前点検において「照射設備異常」のスクラム表示灯が消灯していることを確認した。バイパスキーは投入しなかった。（添付資料）

「照射設備異常」信号以外のスクラム信号が発生していないこと、原子炉制御室内において外乱を発生させる可能性のある作業は行っていないことを確認した。

(2) 照射設備側の調査

照射設備は停止中で、照射設備側の中央表示盤にて「OSF-1 照射設備」「BOCA 照射設備」のバイパスの状態を調査したところ、これらのバイパスキーはいずれもバイパス投入位置になっていた。

照射設備側の安全保護回路の点検作業が行われていることを確認した。調査したところ、「OSF-1 照射設備」の安全保護回路に係る配線の点検作業において、端子台のネジを緩めたため接触不良を起し「照射設備異常」のスクラム信号が発信され、原子炉が停止したことを確認した。また、照射設備側でこれ以外の外乱を発生させる可能性のある作業がなかったことを確認した。

4. 原因

原子炉が自動停止した原因是、原子炉起動前点検において原子炉制御室側の「照射設備」バイパスキーをバイパス投入位置にしなかったことに加え、原子炉運転中に「照射設備異常」に係る安全保護回路の点検作業を行ったことで「照射設備異常」のスクラム信号が発信されたことによるものである。

低出力運転時の「照射設備」のバイパスキーの操作については、運転手引本文では、バイパス位置にすることを定めているが、起動前の点検表である「JMTR 核計装・制御棒起動点検書」では、バイパスキーの投入状態のみをチェックするようになっていた。そのため、運転員は「照射設備異常」のスクラム表示灯が消灯していれば正常な状態であると認識し、バイパスキーを投入しなかったものである。

また、今回の「照射設備異常」に係る安全保護回路の点検作業については原子炉制御室では承知しておらず、炉室内作業の把握は十分ではなかった。

5. 対策

原子炉が自動停止した原因の再発防止は、原子炉制御室側の対策、照射設備側の対策及び総合的な対策に分けて、以下のように実施した。

(1) 原子炉制御室側の対策

低出力運転時、「照射設備」バイパスキーを確実に操作するため、運転手引(本体施設編)を以下のように改正した。

- 1) 「JMTR 核計装・制御棒起動点検書」に、低出力運転時について、「照射設備」バイパスキーをバイパス投入位置にしたことの確認欄を新たに設けた。
- 2) 原子炉起動前点検の最終確認表に該当する「JMTR 低出力運転時起動確認表」に、「照射設備」バイパスキーがバイパス投入位置になっていることの確認欄を新たに設けた。

(2) 照射設備側の対策

低出力運転時、照射設備停止中における点検作業により、再び安全保護回路が作動することのないようにするために、運転手引(照射施設編)を以下のように改正した。

- 1) 今回のような照射設備側の安全保護回路の点検作業を、今後、原子炉運転中に禁止する旨を運転手引(照射施設編)に明記した。

(3) 総合的な対策

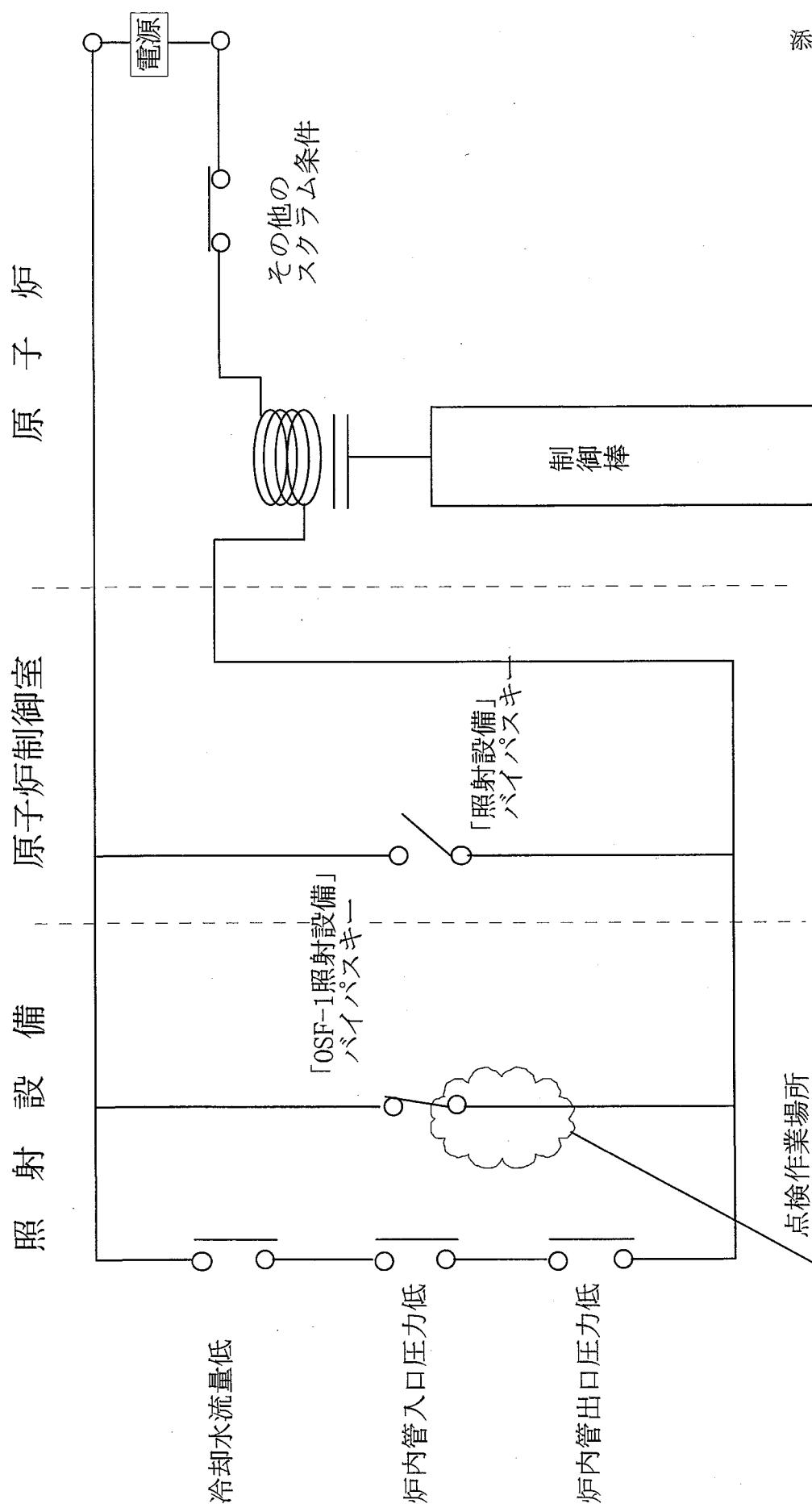
その他、以下のような総合的な対策を講じた。

- 1) 廉室内の作業管理を確実なものとするため、ルーチン業務以外の廉室内作業を実施する場合は、作業内容、作業者名、作業場所、作業期間等を記載した「廉室内作業通知書」を作成し、作業担当課長の承認を受けた後、原子炉運転班長に提出するものとする。また、原子炉運転中は、安全保護回路の作動条件に係る作業を禁止する旨 JMTR 運転手引(本体施設編及び特定施設編)にも明記した。
- 2) 原子炉運転班長は提出された「廉室内作業通知書」により、廉室内の作業状態を把握する。なお、原子炉の運転に支障が生ずるおそれがあると原子炉運転班長が認めた場合は、施設管理統括者が調整する。
- 3) 「JMTR 核計装・制御棒起動点検書」「JMTR 低出力運転時起動確認表」等の記載が不十分であったことから JMTR 運転手引(本体施設、特定施設及び照射施設編)の本文及び点検表について見直しを行い、原子炉施設、特定施設及び照射施設に係る運転に支障のないことを確認した。
- 4) 運転員、原子炉運転班長及び施設管理者に対して、改正された運転手引に係る教育訓練を実施し、改正内容の周知徹底及びチェック体制の確立を図った。

以上の対策を実施したことにより、類似トラブルの再発は防止できる。

なお、「OSF-1 照射設備」及び「BOCA 照射設備」については、平成 13 年度より利用されていないこと、また、当面利用計画がないことから、これらの照射設備により原子炉運転に支障を及ぼすことを防止するための設備の改善について検討することとする。

添付資料



照射設備に係る安全保護回路概略図