

JAERI-Review

JP0050558

2000-007



材料試験炉－運転と技術開発－No.13
(1998年度)

2000年5月

材料試験炉部

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、
お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division,
Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-
gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

材料試験炉-運転と技術開発 No.13
(1998 年度)

日本原子力研究所大洗研究所
材料試験炉部

(2000 年 3 月 13 日受理)

1998 年度は、5 サイクル（約 130 日）の利用運転を行い、BWR 燃料の出力急昇試験、軽水炉炉内構造材の照射誘起応力腐食割れ試験研究の他、基礎研究及び RI 製造等を目的として、延べ 134 本・サイクルのキャップセルと 107 本の水力ヒットの照射と照射後試験を行った。

技術開発に関しては、炉内 gamma 線分布評価、酸素ボテンシャルセンサ、軽水炉環境照射装置、アクチノド水素化物照射キャップセル、パルス照射のための回転キャップセル、キャップセル温度制御の自動化、微小試験片照射後試験技術、き裂進展長さ測定技術、非破壊的照射脆化診断法の開発を進めた。また、JMTR の稼動率向上のための炉心変更の検討を行った。

核融合炉ブランケットに関する研究開発では、トリチウム増殖材と中性子増倍材開発、トリチウム生成・回収特性、プラズマ対向機器熱負荷試験、照射済み構造材の再溶接性試験等を進めた。

Annual Report of JMTR, No.13
FY1998
(April 1, 1998-March 31, 1999)

Department of JMTR

Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken,

(Received March 13, 2000)

During FY 1998, the JMTR was operated for 5 cycles (130 days) and was utilized for research and development programs on LWRs including power ramping tests of BWR fuels and IASCC research of reactor materials, for a fusion reactor, for fundamental research of fuels and materials, and for radioisotope production. And a new core was investigated for reactor operating time increasing.

The improvement of evaluation in a reactor core gamma heating, development of oxygen sensor, development of irradiation rigs for irradiation tests of materials within BWR water condition, actinide hydride irradiation capsules, neutron pulse irradiation capsules, programmed temperature control system of capsules has been carried out.

As for post irradiation examination, the techniques for measuring of crack growth, mechanical proper tests by miniaturized specimen, non-destructive evaluation for characterizing neutron irradiation embrittlement.

As research on the blanket materials and components for thermonuclear fusion reactor was also progressed.

Keywords: Research Reactor, Irradiation Test, Reactor Operation, Post Irradiation Examination,

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 メンテナンス・エンジニアリング	18
2.4 ホットラボの運転管理	19
2.5 放射線管理	23
3 JMTR の利用状況	28
3.1 照射試験	28
3.2 軽水炉燃料出力急昇試験	32
3.3 RI 製造のための利用	33
3.4 JMTR 施設利用ネットワークシステムの整備	34
3.5 照射済燃料棒への再計装	40
3.6 照射誘起応力腐食割れ試験	41
4 主要な設備の整備	42
4.1 原子炉施設	42
4.2 照射設備	44
4.3 ホットラボ施設	46
5 JMTR 照射利用に関する技術開発	47
5.1 照射場評価	47
5.2 照射技術	54
5.3 照射後試験技術	60
5.4 JMTR 稼働率向上に向けた技術検討	63
6 核融合炉ブランケットに関する研究開発	66
6.1 微小球の開発	66
6.2 Li_2TiO_3 微小球からのトリチウム生成・回収特性	68
6.3 ブランケット照射試験体の開発	69
6.4 照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験	72
6.5 照射済構造材の溶接性確認試験	73
7 國際協力	74
7.1 國際協力	74
7.2 第6回研究炉に関するアジアシンポジウム (ASRR-VI) の開催	75
7.3 第3回照射後試験に関する日韓セミナーの開催	78
あとがき	79
付録 1 材料試験炉部の組織	80
付録 2 外部発表	81
付録 3 研究所研究報告書類(公刊資料)	89
付録 4 共同利用研究	89
付録 5 共同研究、協力研究等	90
付録 6 官庁申請許認可一覧	93

Contents

1	Outline	1
2	JMTR Operation and Maintenance	2
2.1	Reactor	2
2.2	Irradiation	12
2.3	Maintenance Engineering	18
2.4	Hot Laboratory	19
2.5	Radiation Monitoring	23
3	JMTR Utilization	28
3.1	Irradiation Tests	28
3.2	LWR Fuel Power Ramping Test	32
3.3	Radioisotopes Production	33
3.4	User Support Using Computer Network	34
3.5	Re-instrumentation to Post Irradiation Fuel	40
3.6	Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking Test	41
4	Renewal of Installations	42
4.1	Reactor	42
4.2	Irradiation Facilities	44
4.3	Hot Laboratory	46
5	Development on JMTR Irradiation Utilization	47
5.1	Evaluation of Neutron Field for Irradiation	47
5.2	Irradiation Techniques	54
5.3	Post Irradiation Examination Techniques	60
5.4	Feasibility Study for Improvement of Overall Availability in JMTR	63
6	Neutron Irradiation Studies for Fusion Blanket Development	66
6.1	Pebble Development	66
6.2	Tritium Release Behavior from Li_2TiO_3 Pebbles	68
6.3	Development of Mock-up for In-pile Functional Test	69
6.4	High Heat Load Test of Neutron Irradiated Plasma-facing Materials	72
6.5	Reweldability Test of Irradiated Materials	73
7	International Cooperation	74
7.1	International Cooperation	74
7.2	The Sixth Asian Symposium on Research Reactors (ASRR-VI)	75
7.3	The Third JAERI-KAERI Joint Seminar on the PIE Technology	78
	Postscript	79
	APPENDIX 1 Organization of Department of JMTR	80
	APPENDIX 2 Publications and Presentations	81
	APPENDIX 3 Publication Reports	89
	APPENDIX 4 Contracts for Irradiation Service	89
	APPENDIX 5 Cooperative Study	90
	APPENDIX 6 Permission and Approval by the Authority	93

1 概要

日本原子力研究所の材料試験炉（Japan Material Testing Reactor : JMTR）は、熱出力 50MW の高中性子束照射試験炉であり、1970 年（昭和 45 年）の利用運転開始以来、キャプセル、水力ラビット等の照射設備を用いて、軽水炉の燃料・材料、核融合炉の構造材や増殖ブランケット材の照射研究、放射性同位元素(RI)の生産等、原研内外の照射利用に広く利用されてきた。

1998 年度（以下「今年度」という。）は、第 123 サイクル～第 127 サイクルの計 5 サイクルの原子炉運転を行った。今年度の JMTR 積算運転出力は、6002.8MWD であり、運転開始以来の積算出力は、122,508MWD であった。第 125 サイクルからは、JMTR が保有する中濃縮ウラン(MEU)燃料の早期使用を目的として、MEU 燃料の装荷数を 6 体に増やした MEU6 炉心による運転を開始した。この炉心による運転が終了する予定の第 135 サイクルからは、低濃縮ウラン(LEU)燃料のみの炉心となるが、現在と同等の中性子照射条件を維持しつつ、LEU 燃料の有効利用と運転日数増加を目的とする炉心構成の検討を行った。

照射試験に関しては、照射済みキャプセルの解体及び RI 等照射試料の搬出、出力急昇試験用キャプセル(Boiling water capsule ; BOCA)への照射済燃料棒組込、照射済燃料棒への再計装等を行うとともに、延べ 134 サイクル・本のキャプセル及び 107 本の水力ラビットの照射を行った。照射後試験としては、軽水炉燃料の非破壊・破壊試験、原子炉構造材の機械的特性試験、金相試験等を行った。照射後試験のための技術開発として、微少試験片試験技術、亀裂進展長さ測定技術、非破壊的照射脆化診断法の開発を進めた。また、軽水炉発電プラントの高経年化に伴い重要な検討課題となっている照射誘起応力腐食割れの試験データを取得した。

材料試験炉部では、最近の照射利用者の要求への対応や、新たな照射試験の展開を目指した照射技術や照射後試験技術の開発を進めている。今年度は、以下の項目について研究開発を進めた。

- 1 照射場評価
- 2 照射技術
- 3 照射後試験
- 4 非破壊試験
- 5 メンテナンス・エンジニアリング
- 6 稼働率向上に向けた技術検討
- 7 核融合炉用ブランケットに関する研究開発

このうち核融合炉ブランケットに関する研究開発は、ブランケット照射試験設備の設計及びブランケット照射挙動について進めており、前者は、照射環境下でのブランケットの機能評価のための炉内機能試験設備の設計として、トリチウム透過防止皮膜の開発を行い、照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験、照射済構造材の溶解性確認試験を行った。後者については、トリチウム増殖材の製造技術の評価、中性子増倍材の特性評価等を進めた。

国際研究協力及び交流としては、韓国原子力研究所(Korea Atomic Energy Research Institute ; KAERI)との照射後試験及び高燃焼度燃料照射挙動に関する研究協力を 1997 年度に引き続き行った。また、科学技術庁支援計画に基づく STA 交流制度により、材料試験炉部から KAERI 及びインドネシア原子力庁にそれぞれ 1 名派遣した。さらに、第 6 回研究炉に関するアジアシンポジウム (ASRR-VI) を 3 月に開催し、各国の研究炉の現状や運転経験、将来に向けた計画・技術開発動向について情報交換を行い、相互理解と交流を深めた。また、第 3 回日韓セミナーを 3 月に日本原子力研究所大洗研究所にて開催し、照射後試験に係わ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

第 123 サイクルから第 127 サイクルまでの運転を行った。第 124 サイクルの後半に水力ラビット 1 号機のセットバック信号による原子炉計画外停止があった。また、第 127 サイクル後半に「地震」によるスクラム信号により、原子炉が停止した。JMTR 運転実績を表 2.1.1 に、今年度 JMTR 作業実績を表 2.1.2 に示す。

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 (MWh)	運転時間 ^{††} (h:min)
123	1998. 4. 16	1998. 5. 11	1225.9	603:46
124	1998. 6. 11	1998. 7. 4	1140.2	559:05
125	1998. 11. 17	1998. 12. 12	1231.4	611:12
126	1999. 1. 12	1999. 2. 6	1229.8	604:05
127	1999. 3. 2	1999. 3. 26	1175.5	577:30

注1) 運転時間は特性試験運転を含む。

表2.1.2 JMTR作業実績

		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
J M T R	運 転	123 16 11	124 11 4	定期検査							125 17 12	126 12 6	127 2 26
	定期自主 検 査	本体施設・照射施設・特定施設											

(1) 核特性測定

各運転サイクルに先立ち、低出力 (20kW) 運転を行って核特性測定を行った。各運転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 2.1.3 から表 2.1.5 に示す。

表2.1.3 各運転サイクルにおける過剰反応度

サイクルNo.	過剰反応度 (% $\Delta k/k$)
123	12.25
124	12.36
125	11.69
126	11.96
127	11.84

表 2.1.4 各運転サイクルにおける停止余裕

サイクルNo.	停止余裕(% $\Delta k/k$)	Keff
123	41.67	0.706
124	42.67	0.701
125	31.97	0.758
126	29.06	0.775
127	28.47	0.778

表 2.1.5 各運転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(% $\Delta k/k$)
123	1998. 4. 13	0.240	0.170
124	1998. 6. 8	0.253	0.208
125	1998. 11. 11	0.214	0.196
126	1999. 1. 7	0.206	0.182
127	1999. 2. 24	0.223	0.202

(2) 炉心要素管理

JMTR の標準的な炉心配置を図 2.1.1 に示す。JMTR では、反射体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。今年度、炉心要素管理として、ベリリウム枠の曲がり測定を行った。

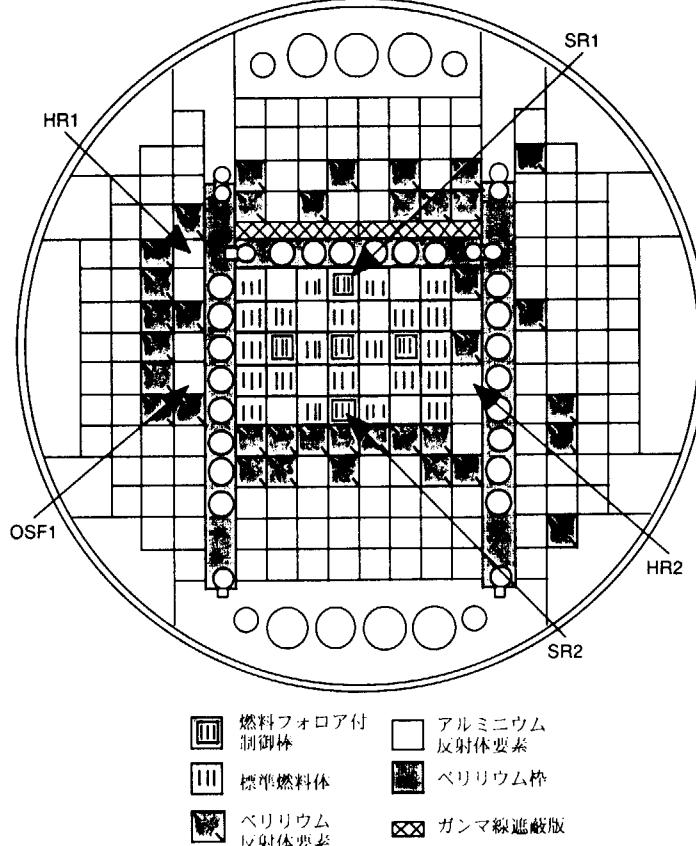


図 2.1.1 炉心配置図

ベリリウム枠は、東枠、西枠及び北枠からなり、J M T R 炉心を4領域に仕切っている。それぞれの枠は7段積みであり、各段は段間ピンで結合され、北枠は東枠及び西枠とジョイントを介して結合されている。

ベリリウム枠は、使用中、高速中性子の照射により変形する。変形によりベリリウム枠は湾曲して燃料要素に接触し、これが進展すると燃料要素は押されて傾斜して制御棒案内管に接触する。最悪の場合、制御棒案内管も傾斜して制御棒の駆動に支障を来す。また、このような状態になると燃料要素の挿入、取り出しに支障を来す恐れも生ずる。このため、ベリリウム枠の変形が進んで燃料要素が制御棒案内管に接触する時を交換時期として、定期的に曲がり量を測定している。ベリリウム枠の曲がり測定は、西枠及び北枠の測定を行うが、最も中性子束の高い位置にある西枠側面の燃料要素側（炉心位置でE-9）の曲がり量を基準として評価している。今年度のベリリウム枠曲がり測定結果を、図2.1.2に示す。

J M T R のベリリウム枠は過去4回交換され、現在使用しているのは第5世代のベリリウム枠である。第1～第3世代のベリリウム枠の構造・寸法は同じであり、これらは原子炉積算出力量 24,000MWd～28,000MWd で交換された。第4世代からのベリリウム枠は使用期間延長を図り、且つ、照射利用率を向上させるため、曲がり量の大きいパット部の厚さを薄くし曲がり量の許容量を大きくした。また、

照射孔径を反射体と同じ
Φ42にし、ベリリウム
枠と反射体間の照射位置
が容易に移動できるよう
にした。改良された第4
世代のベリリウム枠は、
原子炉積算出力量で
36,055MWdまで使用す
ることがでた。

さらに、現在カナル
で冷却中の第4世代のベ
リリウム枠をホットラボ
のセルに搬入し、詳細な
曲がり量を測定中である。
この結果によって、現在
使用中の第5世代ベリリ
ウム枠の使用期間を推定
することができる。

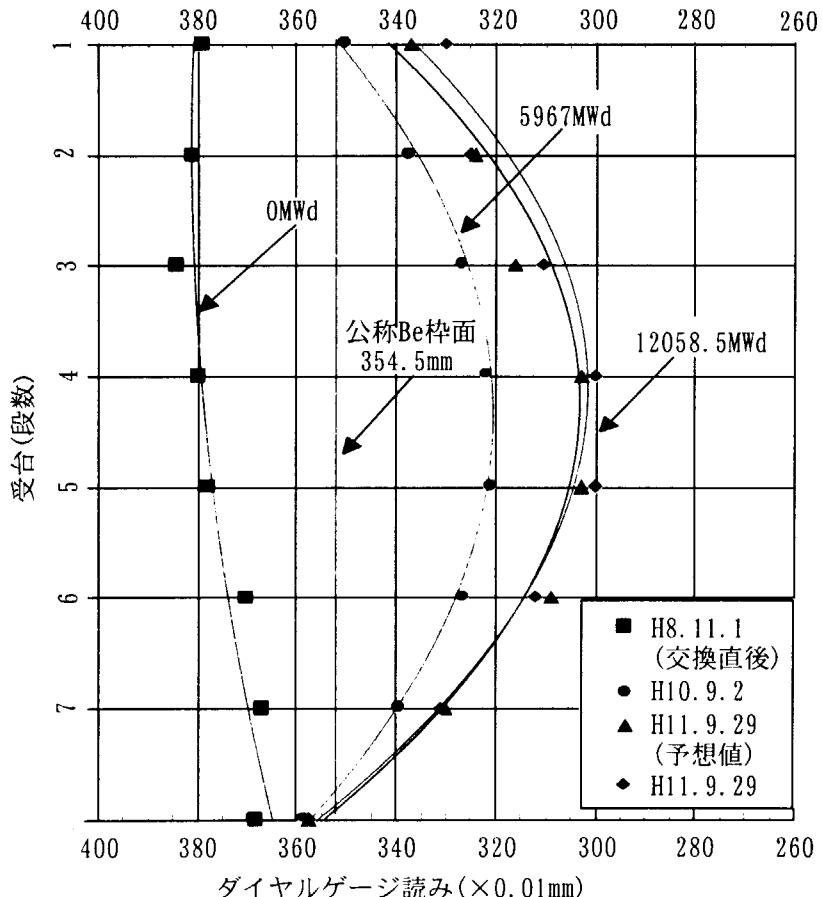


図2.1.2 Be枠曲がり測定結果

(3) 水質管理

原子炉一次冷却水、プールカナル水及び照射設備の冷却水には純水が使用されている。純水はイオン交換樹脂を用いた純水製造装置により製造される。原子炉一次冷却系及びプールカナル系は、それぞれ精製系を有しており、冷却水のpHが5.5~7.0 電気電導度が 2×10^{-4} S/m ($2 \mu\text{S}/\text{cm}$; 保安規定に定める値) 以下になるように管理している。

原子炉二次冷却水及びプールカナル二次冷却水にはろ過水を使用し、ろ過水には系内腐食を抑制するために重合りん酸とリグニンを主成分とする防蝕剤を添加している。また、原子炉二次冷却水には藻等の発生を防止するために次亜塩素酸ナトリウムを注入している。

(4) 液体廃棄物

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送水する。

各運転サイクル毎の液体廃棄物を表2.1.6から表2.1.10に示す。

表2.1.6 JMTR第123サイクル運転中の液体廃棄物(γ線放出核種)

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)	230	-	-	230
	最高濃度(Bq/ m^3)	2.0×10^2	-	-	-
液体廃棄物A B系統	放射能(MBq)	2.8×10^4	-	-	2.8×10^4
	廃液量(m^3)	-	69	6	75
液体廃棄物B	最高濃度(Bq/ m^3)	-	3.9×10^1	3.8×10^1	-
	放射能(MBq)	-	7.0×10^2	8.0×10^1	7.8×10^2
合計	廃液量(m^3)	230	69	6	305
	放射能(MBq)	2.8×10^4	7.0×10^2	8.0×10^1	2.9×10^4

表2.1.7 JMTR第124サイクル運転中の液体廃棄物(γ線放出核種)

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)	301	-	-	310
	最高濃度(Bq/ m^3)	2.0×10^2	-	-	2.0×10^2
液体廃棄物A B系統	放射能(MBq)	3.5×10^4	-	-	3.5×10^4
	廃液量(m^3)	-	9	15	24
液体廃棄物B	最高濃度(Bq/ m^3)	-	1.4×10^1	6.1×10^1	7.5×10^1
	放射能(MBq)	-	5.1×10^1	2.7×10^2	3.2×10^2
合計	廃液量(m^3)	301	9	15	325
	放射能(MBq)	3.5×10^4	5.1×10^1	2.7×10^2	3.5×10^4

表2.1.8 JMTR第125サイクル運転中の液体廃棄物(γ線放出核種)

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)	295	-	-	295
	最高濃度(Bq/ m^3)	3.6×10^2	-	-	-
	放射能(MBq)	4.9×10^4	-	-	4.9×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量(m^3)	-	47	4	51
	最高濃度(Bq/ m^3)	-	0.4×10^1	0.7×10^1	-
	放射能(MBq)	-	4.3×10^1	2.9×10^1	7.2×10^1
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)	295	47	4	346
	放射能(MBq)	4.9×10^4	4.3×10^1	2.9×10^1	4.9×10^4

表2.1.9 JMTR第126サイクル運転中の液体廃棄物(γ線放出核種)

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)	144	-	-	144
	最高濃度(Bq/ m^3)	1.5×10^2	-	-	-
	放射能(MBq)	5.9×10^3	-	-	5.9×10^3
液体廃棄物A B系統	廃液量(m^3)	-	3	15	18
	最高濃度(Bq/ m^3)	-	0.2×10^1	2.3×10^1	-
	放射能(MBq)	-	0.2×10^1	1.1×10^2	1.1×10^2
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)	144	3	15	162
	放射能(MBq)	5.9×10^3	0.2×10^1	1.1×10^2	6.0×10^3

表2.1.10 JMTR第127サイクル運転中の液体廃棄物(γ線放出核種)

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)	265	-	-	265
	最高濃度(Bq/ m^3)	1.5×10^2	-	-	-
	放射能(MBq)	1.9×10^4	-	-	1.9×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量(m^3)	-	45	12	57
	最高濃度(Bq/ m^3)	-	0.3×10^1	2.1×10^1	-
	放射能(MBq)	-	6.3×10^1	9.1×10^1	1.5×10^2
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)	265	45	12	332
	放射能(MBq)	1.9×10^4	6.3×10^1	9.1×10^1	1.9×10^4

(5) 固体廃棄物

JMTR から発生した放射性固体廃棄物は、廃棄物管理施設へ搬出した。その搬出量を表 2.1.11 に示す。

表2.1.11 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	低レベル(m^3)		
	可燃	不燃	フィルタ
第1四半期	12.240	1.400	0.345
第2四半期	22.020	3.720	13.604
第3四半期	14.800	5.600	4.930
第4四半期	8.480	1.540	1.345
合計	57.540	12.260	20.224

2.1.2 保守管理

J M T R の安全を確保し、安定運転を維持するため、J M T R 本体施設及び特定施設に係わる保守管理を行なった。

(1) 定期検査

原子炉施設の定期検査は、平成 10 年 7 月 9 日から 11 月 19 日の期間で実施された。科学技術庁の立会検査については、第 1 回が平成 10 年 8 月 21 日、第 2 回が 10 月 19 日～20 日、第 3 回が 11 月 4～6 日、第 4 回が 11 月 12 日、第 5 回が 11 月 19 日に受検し良好の判定を得た。第 5 回検査後に定期検査合格証が即日交付された。

(2) 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定期自主検査として、J M T R 本体施設及び特定施設について点検整備を行なうと共に所要の検査を行なった。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を受検し合格した。

(3) 月例点検・日常点検

クレーン、エレベータ、気密扉、火災報知器、無停電電源装置(CVCF)については、月例点検により定期的に健全性の確認を実施し、また日常巡視により原子炉施設、特定施設及び建家・居室等の 737 件の設備・機器を対象とした点検を行ない、保守管理の一環としてデータの集積を行なっている。

(4) 修理及び改造

原子炉施設保安規定第 42 条に該当する修理及び改造は、以下の 2 点である。

- i 炉プール閉止板の変更
 - ii 送気ファン(AC-1, AC-2)の更新
- その他の修理及び改造を以下に示す。

1) 主要弁駆動部の整備

高経年化対策の一環として主要弁の駆動部を 4 年計画で整備する。今年度は、一次冷却系統については主循環ポンプ出口弁など電動弁 10 台の駆動部を分解点検整備し、炉室給排気系統については給気系統バタフライ弁 6 台、カナル室バタフライ弁 2 台の駆動部の分解点検整備を実施した。

2) 二次冷却塔 No.1 セルの更新

高経年化対策の一環として今年度は、二次冷却塔 No.1 セルの更新を行なった。平成 11 年度に残りの No.2～4 セルを更新する予定である。塔体(防腐木材製)は更新し、モータ、ファン、減速機などは再使用とした。

3) 空気圧縮機の更新

J M T R 機械室に設置されている一般用空気圧縮機(吐出量 4.5m³/min) 1 台、空調用空気圧縮機アフタークーラー 2 基、純水用脱湿装置 1 台を更新した。

4) B トレンチ内配管の腐食状況の調査等

B トレンチ内の二次冷却系統、UCL 系統及び PC 系統二次側の配管及びサポートの状況調査を行なった。腐食部分は何れも雨漏れの生じているところで二次系及び UCL 系統については 5 箇所、PC 系統の二次側については 2 箇所で、何れの系統にも部分的ではあるが減肉が見られた。

UCL 系統及び PC 系統二次側の配管は一部更新し、二次系についてはサポートの一部を更新した。

5) 居室系統給気送風機の更新

JMTR 居室屋上に設置されている、給気チャンバー及び送風機の腐食・劣化が著しいため更新した。更新した送風機：風量 $171\text{m}^3/\text{min}$ 、静圧 $35\text{mmAq}(0.343\text{Kpa})$ 、電動機： $200\text{V}, 3.7\text{KW}$

6) UCL 揚水ポンプの分解点検整備

UCL 揚水ポンプ 3 台の分解点検を実施し、軸受け等消耗品の交換を行なった。また、主軸グランド部が摩耗していたため 3 台とも主軸を交換した。

7) 精製系現場盤の改修

イオン交換樹脂塔の死水対策として水置換回路を設けた。また、精製系空気作動弁駆動用電磁弁及び開閉表示用圧力スイッチ全数を交換した。

8) 中庭電気室等の屋根葺き替え

中庭電気室及び二次系ポンプ室建家電気室に雨漏れがあるため、屋根の葺き替えを行なった。中庭電気室については全面を葺き替え、二次系ポンプ室建家については北側電気室屋根について葺き替えを行なった。

9) 高圧ケーブル設備の非破壊絶縁診断

昨年に引き続き 3kV 配電系の高圧ケーブルの一部について非破壊絶縁診断を実施した。本年度の実施箇所は、一次系主循環ポンプ、UCL 関係のケーブルである。

点検の結果は、一次系主循環ポンプラインの絶縁抵抗が $2,500\sim5,500\text{M}\Omega$ であり、コロナ放電によるキック音が観察されたが、早急に対策を要するレベルにはないと考えられる。UCL については、揚水ポンプラインには問題がなかったが、冷却塔ファンラインには劣化傾向が見られた。(冷却塔ファンラインは平成 11 年 4 月に更新した)

2.1.3 燃料管理

(1) 受け入れ

JMTRの標準燃料要素及び燃料フォロワは仏国CERCA及び米国BWXT社で製作されている。今年度は標準燃料要素44体及び燃料フォロワ20体をJMTRに受け入れた。

(2) 払い出し

JMTRの使用済燃料111体を4基の使用済燃料輸送容器に装荷して7月上旬に発送し、10月上旬に米国エネルギー省(DOE)のサバンナリバーサイトに引き渡した。この使用済燃料の対米国輸送は、米国の新引き取り政策によるJMTR第2回目の輸送であった。なお、90%濃縮度燃料の輸送を終了した。

(3) 査察

日本政府と国際原子力機関(IAEA)との間の査察協定に基づき、計12回の定期査察と1回の実在庫検認を受けた。

2.1.4 原子炉一次冷却水の水・ガス分析

JMTR一次冷却水の水・ガス分析は、炉心燃料の健全性を化学的な面から確認すること及び水質が維持基準値内にあることを確認するために行っている。

原子炉運転中に一次冷却系循環水を、原則として1日1回の頻度で採取し、分析を行っている。この分析では、主に水中の放射性核種、塩素イオン及びFP核種の放射性ヨウ素に着目している。一次冷却水中から通常検出される主な放射性核種は¹³N, ²⁴Na, ²⁷Mg及び⁴¹Arであり、放射性ヨウ素は¹³¹I～¹³⁵Iである。

JMTR第123から127サイクルの運転に伴い、分析を行った。その結果、一次冷却水中の放射性核種、塩素イオン及び放射性ヨウ素の濃度に異常は認められなかった。なお、塩素イオン濃度はいずれの測定においても10ppb以下であった。放射性核種濃度について、第121サイクルからの推移を図2.1.3に、放射性ヨウ素濃度について、第121サイクルからの推移を図2.1.4に示す。

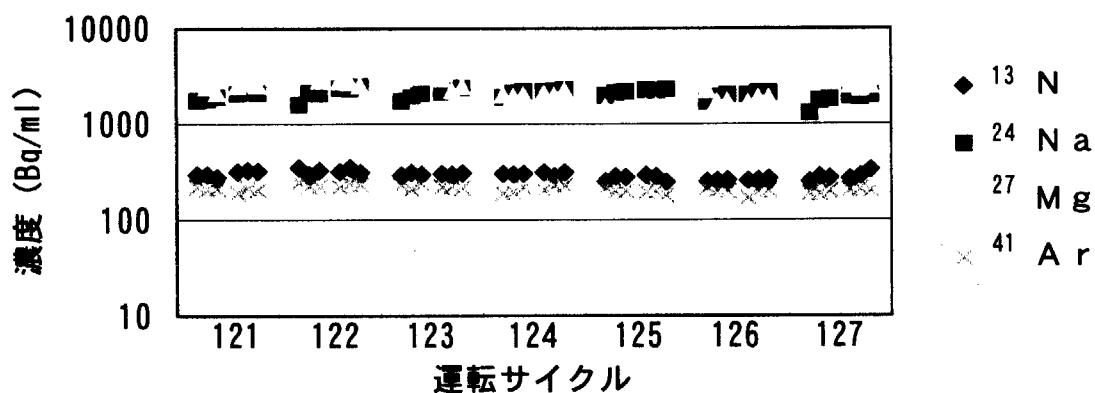


図2.1.3 一次冷却水中の放射性核種濃度



図2.1.4 一次冷却水中の放射性核種濃度

2.2 照射設備の運転管理

2.2.1 運転

JMTRには、表 2.2.1 に示す照射設備がある。今年度の運転状況は、それぞれ以下の通りである。

表 2.2.1 JMTR 照射設備

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） (n/m²s)	熱中性子束（最大） (n/m²s)
水カラビット	軽水	約 40	0~1.0	2.1×10^{17}	1.3×10^{17}
キャプセル	軽水	約 40	約 1.4	1.0×10^{18}	1.0×10^{18}
BOCA/OSF-1	軽水	約 273	7.2	2.2×10^{17}	2.6×10^{18}

照射設備	最大発熱量 (kW)	最大試料寸法 (mm)	特長
水カラビット	20	Φ 26	短時間照射が可能
キャプセル	100	Φ 61	照射目的に応じて寸法・形状・照射温度を幅広く変えられる
BOCA/OSF-1	24	Φ 15	原子炉運転中に試料の挿入・取出しができる 出力急昇試験ができる

(1) キャプセル照射設備

今年度に照射したキャプセル総数（サイクル毎の積算本数）は、122 本である。内訳は、計測キャプセル 64 本（燃料 6 本、材料 58 本）、無計測キャプセル 58 本（燃料 20 本、材料 38 本）である。今年度に照射したキャプセルの一覧を表 2.2.2 に示す。また、1997 年に完成した核融合炉ブランケット用トリチウム スイープ ファンクショナルテストを行うための BFT (Blanket Functional Test) 照射装置では、第 121 サイクルからトリチウム増殖材を用いたキャプセルの照射を行い、トリチウム生成・回収特性を測定する試験を実施している。その試験条件を表 2.2.3 に示す。

表 2.2.2 平成 10 年度照射キャプセル一覧表（その 1）

No.	キャップセル名	利 用 者	研 究 テ マ 等	目的別 分類	照 射 期 間 (サイクル)
1	67 M-RJ-4	計画課	J M T R 壓力容器サーバイランス	照射技術	1~140
2	74 M-52J	計画課	J M T R 用 Be 反射材の照射脆化試験	照射技術	35~150
3	89 M-42J	照射第 1 課	原子力用ステンレス鋼の中性子照射効果に関する研究	照射技術	94~124
4	94*M- 1A	材料応用工学研究室	原子炉構造材寿命信頼性実証試験	高速炉	116~123
5	94*M- 3A	材料応用工学研究室	原子炉構造材寿命信頼性実証試験	高速炉	124~125
6	94*M- 7A	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	軽水炉	115~124
7	94*F- 9A※	HTTR 技術開発室	燃料高性能化に関する研究	HTTR	120~129
8	94 M-37RS	製造課	工業用 Ir-192 線源の製造	RI 生産	125
9	94 M-38RS	製造課	工業用 Ir-192 線源の製造	RI 生産	126
10	94 M-39RS	製造課	工業用 Ir-192 線源の製造	RI 生産	127
11	95 F-20A	燃料挙動安全研究室	原子炉燃料体の照射挙動に関する研究	軽水炉	118~132
12	95 F-21A	燃料挙動安全研究室	原子炉燃料体の照射挙動に関する研究	軽水炉	118~132
13	95*M-10J	ブランケット照開室	核融合炉ブランケット照射試験に関する技術開発	核融合炉	120~124
14	95*M-18A	照射解析研究室	核融合炉用炉内材料の照射試験	核融合炉	119~134
15	95 M-23RS	製造課	医療用 Ir-192 線源の製造	RI 生産	123~123
16	95*M-46P	動力炉核燃料開発	SUS316 の常陽炉 J M T R カップリング照射	高速炉	120~123
17	96 M- 3RS	製造課	医療用 Ir-192 線源の製造	RI 生産	124
18	96 M- 4RS	製造課	医療用 Ir-192 線源の製造	RI 生産	125
19	96 M-13RS	製造課	P-33 の製造	RI 生産	124
20	96 M-14RS	製造課	P-33 の製造	RI 生産	124~125
21	96 M-15RS	製造課	P-33 の製造	RI 生産	124~126
22	96 M-16RS	製造課	Re-188, Lu-177m の製造	RI 生産	123~124
23	96 M-17RS	製造課	Re-188, Lu-177m の製造	RI 生産	125
24	96*M-18A	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	軽水炉	125
25	96*M-19A	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	軽水炉	123~124
26	96*M-20A	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	軽水炉	123~124
27	96*M-24U	東北大学金属材料研	シャルビ衝撃試験における微小試験片技術の開発他	大学研究	123
28	96*M-28A	材料応用工学研究室	原子力プラント材料の信頼性、安全性の研究	軽水炉	123~124
29	96*M-30J	ブランケット照開室	核融合炉ブランケット照射試験に関する技術開発	核融合炉	121~123
30	96*M-32J	ブランケット照開室	核融合炉ブランケット照射試験に関する技術開発	核融合炉	123
31	96 F-34A	燃料挙動安全研究室	原子炉燃料体の照射挙動に関する研究	軽水炉	123~137
32	96 F-35A	燃料挙動安全研究室	原子炉燃料体の照射挙動に関する研究	軽水炉	123~137
33	96*M-37J	ブランケット照開室	核融合炉ブランケット照射試験に関する技術開発	核融合炉	121~129
34	97*M- 6AS	高温材料強度研究室	核融合炉 (ITER) の真空二重壁の健全性評価試験	核融合炉	125~128
35	97*M- 7A	高温材料強度研究室	核融合炉 (ITER) の真空二重壁の健全性評価試験	核融合炉	124~126
36	97*M- 9A	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	125~127
37	97*M-10A	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	125~127
38	97*M-11A	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	125~127
39	97 M-12A	照射解析研究室	核融合炉用構造材の照射特性評価	核融合炉	123~134
40	97*M-13A	高温照射研究室	高温照射に関する先端的基礎研究	基礎基盤	125
41	97*M-21A	材料応用工学研究室	原子炉炉内構造材の照射誘起応力緩和に関する研究	軽水炉	127
42	97*M-23A	材料応用工学研究室	原子炉炉内構造材の照射誘起応力緩和に関する研究	軽水炉	126

※Fission Gas Sweep (FGS キャップセル) 1 本を含む。

キャップセル名の*印は計測付キャップセルを示す。

表 2.2.2 平成 10 年度照射キャプセル一覧表（その 2）

No.	キャプセル名	利 用 者	研 究 テ ー マ 等	目的別 分類	照 射 期 間 (サイクル)
43	97*M-33U	東北大学金属材料研	核融合炉構造材耐酸化性バナジウム合金開発基礎研究他	大学研究	122～124
44	97*M-34U	東北大学金属材料研	セラミックスの微小試験片の強度評価、他	大学研究	124
45	97*M-35US	東北大学金属材料研	軽水炉用ステンレス鋼の中性子照射効果の研究、他	大学研究	123
46	97 M-46RS	製造課	医療用 Ir-192 線源の製造	RI 生産	126
47	97 M-47RS	製造課	医療用 Ir-192 線源の製造	RI 生産	127
48	97 M-49R	製造課	Yb-169 線源の製造	RI 生産	126
49	97 M-52RS	製造課	Re-188, Lu-177m の製造技術の開発	RI 生産	126～127
50	98*M- 5U	東北大学金属材料研	核融合炉用低フェライト鋼の中性子照射効果研究	大学研究	125～126
51	98*M- 6US	東北大学金属材料研	セラミックス/金属複合体に発生する照射誘起起電力研究他	大学研究	126
52	98*M- 9US	東北大学金属材料研	原子力炉 - の高効率安全利用に関する材料照射研究他	大学研究	127
53	98*F-10U	東北大学金属材料研	アクチノイド水素化物の照射挙動の研究	大学研究	127～128
54	98 M-20R	研究開発課	トリチウム製造研究	RI 生産	126～127
55	98 M-21RS	研究開発課	トリチウム製造研究	RI 生産	126～127
56	98*M-44J	プランケット照開室	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	127～134

キャプセル名の *印は計測付キャプセルを示す。

表 2.2.3 BFT キャプセルの試験条件

サイクルNo.	123	124	125	126	127
試験中心温度 (°C)	280～450	414～500	414～500	414～500	414～500
スイープガス流量 (cc/min)	200～950	200	100～950	100～950	200～950
水素添加量 (ppm)	100～1000	100～10000	0～10000	0～10000	0～10000

(2) 水カラビット照射設備

1998 年度における照射本数は、東北大学金属材料研究所及び日本核燃料開発(株)からの依頼による 97 本と所内利用 10 本の計 107 本である。第 127 サイクルにおいて、地震による原子炉停止のため、試料 3 本の照射時間が変更（約 12 時間短縮）になったことを除き、計画通りの照射を行って利用者に引き渡した。各運転サイクルのラビット照射本数と照射試料を表 2.2.4 に示す。

**表 2.2.4 各 J M T R 運転サイクルのラビット照射本数と照射試料
(水カラビット 1 号機)**

運転サイクル	利用者	本数	主な照射試料
123	大学	14	Cu, 岩石 (K_2SO_4)
124	大学	6	Cu, AmO ₂ , Ti, Ni
125	大学	8	Bi ₂ Sr ₂ CaCu ₂ O ₈ , Cu, TiC, 岩石
	所内	6	Au, Ir-Pt, ¹⁸⁵ Re
126	大学	13	Cu, Fe, SiO ₂ , Al, Pb-Te, Bi ₂ Sr ₂ CaCu ₂ O ₈ , 岩石
	所内	1	Co
127	大学	13	AmO ₂ , Ni, Mn, ThO ₂ , UO ₂ , Cu, Ce ₂ O ₃ , Eu ₂ O ₃ , Mo-10wt%Re, Bi ₂ Sr ₂ CaCu ₂ O ₈ , 岩石
	所内	1	Ir-Pt
合計		62	

(水カラビット 2 号機)

運転サイクル	利用者	本数	主な照射試料
123	大学	6	AlGdF ₃ , Si, Ge, 光ファイバ-SiO ₂
	所外	7	SUS304, インコネル-182
124	大学	8	SiO ₂ , Si, Ge, Fe-Cr, 黒煙
125	大学	4	Si, Gd ₂ O ₃ , AlGdF ₃
	所外	10	インコネル-182, SUS308L
	所内	1	Gd ₂ O ₃
126	大学	4	AlGdF ₃ , A533B, Si (Ge 蒸着)
	所内	1	¹⁸⁵ Re
127	大学	4	AlGdF ₃ , Gd ₂ O ₃ , Si (Ge 蒸着)
合計		45	

(3) BOCA/OSF-1 照射設備

通商産業省のプロジェクトである「高燃焼度等燃料確証試験」のうち、BWR高燃焼度燃料の出力急昇試験を1993年度から実施している。今年度は、燃料試料5本の出力急昇試験を実施した。また、中心温度測定用熱電対とFPガス圧力計を再計装したPWR燃料1本により、2サイクルの照射試験を実施した。各出力急昇試験においては、試料発熱量の高精度測定のためにヒータ付BOCAキャップセルによる γ 発熱量測定及び出力校正試験を行った。本年度にBOCA/OSF-1照射設備で照射したキャップセルの一覧を表2.2.5に示す。

表2.2.5 各JMT-R運転サイクルのBOCA/OSF-1照射試料

サイクル	キャップセル名	照射目的	試料内容	利用者
123	93BF-80AK	PWR燃料確証試験	U235:2.2g, 1.7%EU:262.2g	所内
	91BM-5J	発熱量校正試験	電気ヒータピン	所内
124	93BF-80AK	PWR燃料確証試験	U235:2.2g, 1.7%EU:262.2g	所内
	91BM-5J	発熱量校正試験	電気ヒータピン	所内
125	97BF-90GP	高燃焼度等燃料確証試験	U235:12.6g, 4.5%EU:470.0g	所外
	97BF-91GS	高燃焼度等燃料確証試験	U235:12.6g, 4.5%EU:470.0g	所外
	97BF-92GT	高燃焼度等燃料確証試験	U235:12.6g, 4.5%EU:470.0g	所外
	91BM-5J	発熱量校正試験	電気ヒータピン	所内
126	97BF-93GQ	高燃焼度等燃料確証試験	U235:12.6g, 4.5%EU:470.0g	所外
	97BF-94GQ	高燃焼度等燃料確証試験	U235:12.6g, 4.5%EU:470.0g	所外
	91BM-5J	発熱量校正試験	電気ヒータピン	所内
127	91BM-5J	発熱量校正試験	電気ヒータピン	所内

2.2.2 保守管理

本年度は、定期自主検査として 1998 年度定期自主検査時の性能を確認するための点検・整備を行った。

2.2.3 整備・改修

(1) 水カラビットのボール弁分解点検

本年度のボール弁定期点検において、流路変更用三方弁 V-17 が開閉動作の途中で停止する不安定な動きが確認された。このため、当該弁及び同様な構造を有する弁 V-18、V-19 を含めて分解点検を実施した。点検後、各ボール弁は正常に動作することを確認し、復旧した。

なお、実施にあたっては、これらのボール弁が No.1 カナル水中に設置されているため、No.1 カナルの水位を通常 (6.2 メートル) より 3.7 メートル下げて取外し、点検終了後に取付けを行った。

2.3 メンテナンス・エンジニアリング

ソフトウェアの整備が完了した日常巡視点検合理化システムの一部運用を開始した。運用開始した日常巡視点検は、原子炉施設、特定施設及び建家・居室等の設備・機器の感応検査を主体とした設備点検を行うもので、図 2.3 に示す巡視点検データ入力と履歴データベースのうち点検結果の出力及びグラフ表示・相関解析に係る部分である。

巡視点検は、737件の設備・機器を対象として、1週間で一巡する。巡視員は携行するハンディーターミナルに表示される平均7点検項目の点検を行い、結果を入力する。点検結果は、毎日、毎週、毎月あるいは設備・機器別に統計処理が可能である。

本システムの運用開始により、点検終了後のデータ整理及び帳票管理の省力化が大いに期待できる。今後は、予知保全の確立に向けて、点検対象設備・機器の拡大と解析方法の検討を更に進める。

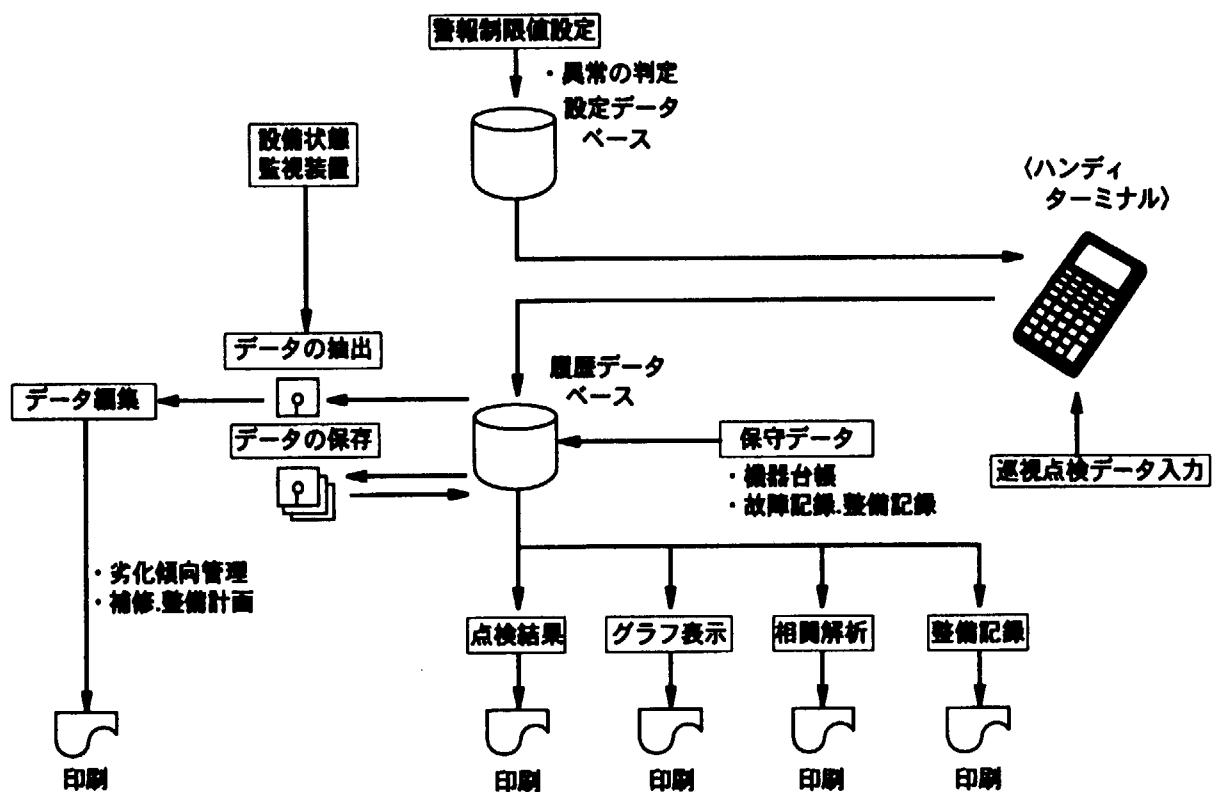


図 2.3 メンテナンス・エンジニアリングシステム

2.4 ホットラボの運転管理

2.4.1 運転管理

(1) 照射後試験

JMTR の付属施設であるホットラボでは、主に JMTR で照射された試料の照射後試験を行うため 1971 年から運転を開始し、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を行っている。また、JMTR における出力急昇試験に供するための BOCA（軽水炉で照射した燃料棒を JMTR で高温、高圧水条件で照射する沸騰水キャップセル）組立、短尺化燃料への再計装等を行っている。また、核融合炉材の R & D として照射材溶接試験、ベリリウム特性試験等を行っている。

ホットラボのセルは、 $\beta - \gamma$ 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。これらの配置図を図 2.4.1 に示す。

今年度に照射後試験を実施した照射済キャップセル等は 123 本であり、このうち 82 本の照射後試験を終了した。照射後試験の主なものは、各種照射済キャップセルの解体及び RI 試料の搬出、出力急昇試験用 BOCA の組立・解体、燃料試料の非破壊及び破壊試験並びに材料試料の強度試験等がある。また、特殊な試験として、核融合炉用プラズマ対向材料の電子ビームによる熱衝撃試験、出力急昇試験に供する再計装燃料棒の製作（PWR 商用炉で照射した燃料棒を短尺化し、燃料の中心温度測定のための穿孔加工と熱電対の挿入及び FP 圧力計の取り付け）を行った。

(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、給排水衛生設備は、特に異常なく運転を行った。また、材料試験操作室関連の給気系設備の更新を行った。

(3) 照射試料の受け入れ、搬出状況

今年に受け入れ又は搬出した輸送物は、事業所外輸送として BM 型 9 件、A 型 22 件、L 型 11 件、事業所内輸送として第 1 類 1 件、第 3 類 1 件であった。このうち受け入れ試料は、事業所外輸送で A 型 1 件、L 型 6 件、事業所内輸送で第 1 類 1 件、第 3 類 1 件であった。

(4) 放射性廃棄物の管理

今年度の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・ガスについては特に異常は認められなかった。放射性液体廃棄物の大部分を占める液体廃棄物 A は、JMTR タンクヤードへ送水し、また、極めて少量の液体廃棄物 B は、容器に入れ大洗研廃棄物処理施設へ搬出した。放射性固体廃棄物は、大洗研廃棄物処理施設へ搬出し、その発生量は表 2.4.1 に示す。

表 2.4.1 放射性固体廃棄物 (β ・ γ) の発生量 (今年度) (m³)

区分 四半期	廃棄物 A			廃棄物 B	
	可燃	不燃	フィルタ	キャン	その他
第1四半期	1.88	0.36	0.00	0.32	0.00
第2四半期	10.64	1.14	0.74	0.10	0.00
第3四半期	5.90	1.08	0.99	0.48	0.00
第4四半期	2.62	0.62	0.49	0.18	0.00
合計	21.04	3.20	2.22	1.08	0.00

2.4.2 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、毎年度定期自主検査を実施している。今年度の定期自主検査は、本体施設について平成10年5月14日から平成11年3月25日、特定施設について平成10年9月8日から平成11年1月13日の間に行つた。

(2) 定期自主検査

核燃料物質使用施設保安規定及び放射線障害予防規定に基づく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行つた。また、クレーンについて法令に基づく性能検査を受検し合格した。

(3) 月例点検・日常点検

本体施設（セルの安全装置に関する監視盤及びインセルモニター等、セルの警報装置と負圧計等）、特定施設（セル、排風機差圧）の月例点検により、定期的に健全性の確認を実施し、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）等の点検を行い施設の安全運転と、業務の遂行に努めている。

(4) 建屋の補修、機器の更新等

今年度のホットラボ施設の主な機器の更新は、本体施設ではインセルモニターの一部更新と、コンクリートセルの放射線遮へい扉上部間仕切扉の駆動モータの一部更新であった。特定施設では、材料セルの給気系統のコイル・フィルタユニット等の一部更新であった。ホットラボの建屋外壁等の一部の補修も行った。

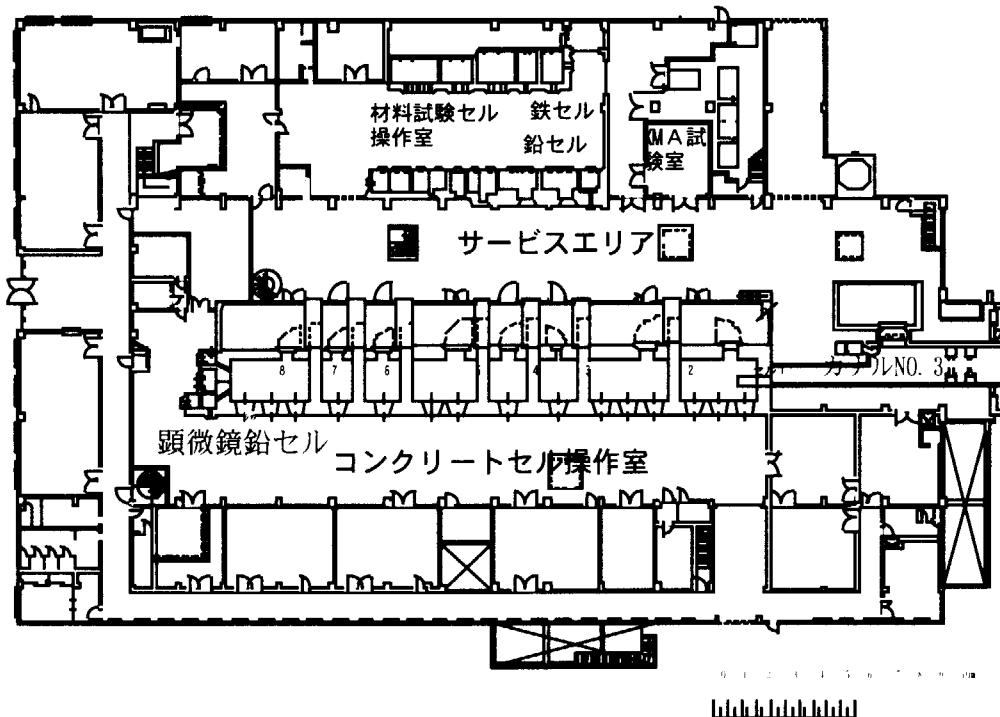


図 2.4.1 ホットラボ 1 階平面図

(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除染作業を実施している。

今年度の夏期汚染除去作業は、7月初旬に開始したコンクリート No. 1 セルの遠隔除染作業を皮切りに、7月29日にかけて実施した。冬期における除染作業は、コンクリートセル No. 8 セル内の機器点検のために、11月12日から11月30日の15日間実施した。除染は、夏期及び冬期とも各セルについて、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、内装機器等に塗布した汚染剥離材を剥離する方法と濡れウエスによる拭き取り法による遠隔除染法、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により拭き取るセル立ち入り除染で行った。セル立ち入り除染作業時は内部被ばく防止のため、自給式加圧服および全面マスク等を使用した。本作業の結果、各セル内の表面汚染密度は、汚染の高い局所的な部分を除いて除染目標値 ($0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$) 以下となった。

今年度のセル内汚染除去作業の主な実績を表 2.4.2 に示す。

表 2.4.2 セル内汚染除去作業実績

施設	コンクリートセル			顕微鏡セル		鉛セル・鉄セル		合計
	C2	C3,4,5,7	C8	M1～M4	L1,3	S2～S5		
実施年月日	7.9～8.6	7.13～7.24	10.12～11.30	9.13～10.25		7.21～7.29		
実施日数(日)	遠隔除染等 立入除染	5 10	5 10	4 8	4	7 11		23 44
立入除染作業 人數(人日)	職員 業者	80 50	30 30	20 32	12	28 30		175 145
表面密度 (Bq/cm^2) ^{注1}	立入除染前 立入除染後	176.5 6.8	46.7 3.2	15.3 6.3	2 <0.4	8.9 <0.25	<0.25	—
除染作業者の 実行線量	最大	0.302	0.041	0.230	—	0.034		—
当量(mSv) ^{注2}	合計	1.924	0.176	1.163	—	0.130		3.393
廃棄物量(m ³)	可燃 不燃 ペール缶 フィルター	2.48 0.18 0.02 0.32	1.35 0.14 — —	1.46 0.20 0.11 0.24	0.04 0.02 — —	1.22 0.07 0.04 1.46		6.55 0.61 0.17 2.02
主な整備		加圧服 全面マスク 半面マスク		半面マスク		加圧服 全面マスク 半面マスク		

注 1:同一セルでの最大値

注 2:ポケット線量計の値

2.5 放射線管理

2.5.1 原子炉施設の放射線管理

1998年度においては、定期検査を挟んで5サイクルの原子炉運転が行われた。これに伴い、原子炉施設の運転・保守並びに定期検査等に係る放射線管理を実施した。今年度における管理区域内外の線量等量率、空气中放射能濃度、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は、放射線管理上問題となる異常はなかった。

(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、BOCA廃水処理装置の据付作業、水力ラビット2号機のボール弁点検作業、BOCAキャブセル燃料破損処置作業等であった。

- 1) BOCA廃水処理装置の据付作業では、線量当量率は最大で $100 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、表面密度の最大値は $2.4 \text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。外部及び内部被ばくもなく作業は終了した。
- 2) 水力ラビット2号機のボール弁点検作業においては、作業者位置での線量当量率及び空气中濃度は、それぞれ $9 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 及び検出下限濃度未満であり、作業者の身体汚染、有意な被ばくはなかった。
- 3) BOCAキャブセルの燃料破損処置作業においては、制御装置排水系配管の洗浄作業が行われた第2排気系配管の線量当量率が最大 $700 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、作業者位置で $25 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。PD値による外部被ばくは、0.44 person・mSv、最大Max. 0.14 mSvであった。

(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15件であった。その内訳は新燃料搬入のためが11件(第2種)、排気設備の保守のためが1件(第1種)、放射線モニタの線源校正のためが1件(第2種)及び第3排水貯槽の漏洩検査のためが2件(第1種)であった。

(3) 個人被ばくの管理

放射線業務従事者の年間実効線量当量の集計を表2.5.1に示す。その結果、保安規定に定める線量当量限度を十分に下回っていた。また、内部被ばくについては、受検者の全てが検出下限値未満であった。

(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

原子炉施設の排気筒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2.5.2に示す。放射性塵埃は、年間を通して検出下限濃度以下であった。JMT-Rの運転に伴う放射性ガス(^{41}Ar)の年間放出量は $5.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ であり、保安規定に定める放出管理目標値の約39%であった。

2) 放射性廃液の管理

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2.5.3に示す。いずれも保安規定に定められた廃棄物管理施設の放射性廃液に係る受け入れ基準値以内であった。

表 2.5.1 放射線業務従事者の線量当量の状況

J M T R

作業者区分	放射線業務従事者(人)	線量当量分布(人)					平均線量当量(mSv)	最大線量当量(mSv)	集団線量当量(parson·mSv)
		検出下限値未満	0.2mSv以上 10mSv以下	10mSv超え 50mSv以下	50mSv超え 15mSv以下	15mSvを超える者			
職員等	81	81	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	3	3	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	233	233	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	317	317	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

照射施設

作業者区分	放射線業務従事者(人)	線量当量分布(人)					平均線量当量(mSv)	最大線量当量(mSv)	集団線量当量(parson·mSv)
		検出下限値未満	0.2mSv以上 10mSv以下	10mSv超え 50mSv以下	50mSv超え 15mSv以下	15mSvを超える者			
職員等	36	36	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	1	1	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	102	101	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
全作業者	138	137	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2

注) 職員等 : 職員、出向職員等をいう。

外来研究員 : 外来研究員、開放研、共同利用研究者をいう。

同一人が異なる作業区分で放射線作業登録を行っている場合があるので、全作業者数は一致しないことがある。

表 2.5.2 放射性気体廃棄物の放出状況

J M T R 排気筒

放射性塵埃			放射性ガス		
測定線種及び核種	平均濃度(Bq/cm ³)	放出量(Bq)	核種	平均濃度(Bq/cm ³)	放出量(Bq)
全 α	$<3.4 \times 10^{-11}$	—			
全 β	$<9.4 \times 10^{-11}$	—	^{41}Ar	6.3×10^{-2}	5.4×10^{13}
^{60}Co	$<4.0 \times 10^{-10}$	0			

ホット実験室排気筒

放射性塵埃			放射性ガス		
測定線種及び核種	平均濃度(Bq/cm ³)	放出量(Bq)	核種	平均濃度(Bq/cm ³)	放出量(Bq)
全 β	$<1.2 \times 10^{-10}$	—	—	—	—
^{60}Co	$<5.4 \times 10^{-10}$	0	—	—	—

平均濃度 : 放出総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。

放出放射能 : 検出下限濃度未満のものは、放出量を0として1年間集計した値である。

表 2.5.3 J M T R 施設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

廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種	放射性廃棄物管理施設 への輸送方法
2.3×10^3	6.6×10^{11} 1.7×10^9	³ H ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	輸送管
3.8×10^1	3.3×10^7 2.0×10^5	³ I ⁶⁰ Co	タンクローリ

2.5.2 ホットラボ施設の放射線管理

今年度におけるホットラボ施設で放射線管理の対象となった主な項目は、管理区域内及び境界の定期放射線サーベイの他、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等とともに放射線作業時の管理、放射性物質等の搬出時の管理、放射線業務従事者の被ばく管理、排気及び排水の管理であった。

今年度における管理区域内の線量当量率、空气中放射能濃度、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は、放射線管理上異常はなかった。

(1) 放射線作業時の管理

今年度における主な放射線作業は、セル立入り除染、内装機器の保守点検、照射済キャブセルの解体、照射済試料の搬出及びJ MTR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ブレータ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、さらに表面汚染の拡大防止のためにバリアの設定を行った結果、特に放射線管理上異常はなかった。

(2) 搬出放射性物質等の管理

今年度におけるホットラボ施設から搬出したR I用照射済試料、核燃料物質及びJ MTR使用済燃料の対米輸送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り、異常はなかった。

(3) 個人被ばくの管理

今年度におけるホットラボ施設の放射線業務従事者の年間の実効線量当量の集計を表 2.5.4 に示す。その結果、保安規定に定める線量当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、受検者のすべてが検出下限値未満であった。

(4) 排気及び排水の管理

1) 排気中放射性塵及び放射性ガスの管理

今年度にホットラボ施設の排気筒から放出された放射性塵及び放射性ガスの年間平均放射能濃度及び放出量を表 2.5.5 に示す。BOCAによる破損燃料キャブセル内洗浄時に内部に残留していた放射性ガスの放出が生じたが、いずれも保安規定に定める基準値を十分に下回っていた。

2) 放射性廃液の管理

今年度にホットラボ施設の廃液貯槽から、J MTRタンクヤードの廃液貯槽へ移送した放射性廃液の廃液量及び放射能を表 2.5.6 に示す。いずれも保安規定に定める廃棄物管理施設の放射性廃液に係わる受入れ基準値以内であった。

表 2.5.4 ホットラボ施設の放射線業務従事者の線量当量

作業者区分	放射線業務従事者 (人)	線量当量分布(人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集団線量当量 (person·mSv)
		検出下限 値未満	0.2mSv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	27	22	4	1	0	0	0.10	1.4	2.7
外来研究員	4	4	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	182	170	12	0	0	0	0.03	0.7	4.8
全作業者	213	196	16	1	0	0	0.04	1.4	7.5

注) 職員等 : 職員、出向職員等をいう。

外来研究員 : 外来研究員、開放研、共同利用研究者をいう。

表 2.5.5 放射性気体廃棄物の放出状況

放射性塵埃			放射性ガス		
測定線種 及び核種	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	核種	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)
全 α	$<3.3 \times 10^{-11}$	—			
全 β	$<9.1 \times 10^{-11}$	—			
^{131}I	$<9.1 \times 10^{-9}$	0	^{85}Kr	$<2.9 \times 10^{-3}$	1.1×10^{11}

平均濃度 : 放出総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。
放出放射能 : 検出下限濃度未満のものは、放出量を0として1年間集計した値である。

表 2.5.6 ホットラボ施設から移送、搬出した放射性廃液の状況

J M T R タンクヤード移送			廃棄物管理施設へ搬入					
廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種	廃油			その他の廃液		
			廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種	廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種
8.7×10^1	9.7×10^8	^{60}Co ^{134}Cs ^{137}Cs	4.0×10^{-3}	$<4.4 \times 10^3$	^{60}Co	—	—	—

3. JMTR の利用状況

3.1 照射試験

3.1.1 照射利用

JMTR には様々な照射目的に対応できるように種々の照射設備（キャプセル、軽水炉燃料出力急昇試験装置（BOCA/OSF-1）、核融合ブランケットトリチウム放出試験キャプセル（BFT キャプセル）及び水カラビット）が設置されている（表 2.2.1 参照）。今年度は、第 123 サイクルから第 127 サイクルの 5 サイクルを運転した。その間の照射実績は表 3.1.1 に示すように、キャプセルは 134 サイクル・本及び BOCA は 12 サイクル・本であった。水カラビットの照射本数（107 本）に対する延べ照射時間は 7222 時間であった。また、表 3.1.1 にキャプセルの型式別及び試料別の内訳も示す。照射実績を照射目的別及び利用者別に分類した結果をそれぞれ表 3.1.2 及び表 3.1.3 に示す。さらに、キャプセル、BOCA の照射実績（134 サイクル・本）及び水カラビットの照射実績（107 本）を、照射目的別及び利用者別に分類した結果をそれぞれ図 3.1.1 及び図 3.1.2 に示す。キャプセル及び BOCA に関して、延べ照射件数（サイクル・本）で表わした照射目的別割合は、軽水炉関係が 35%、核融合炉関係が 21%、R I 製造が 16%、照射技術関係が 13%、大学共同利用が 7%、高温ガス炉関係が 4%、高速炉関係が 3% 及び基礎基盤研究関係が 1% である。また、利用者別割合は、原研（所内）が 88%、大学が 7%、所外一般（原子力発電技術機構等）が 4% 及びサイクル機構（核燃料サイクル開発機構）が 1% である。水カラビット照射本数の照射目的別割合は、大学共同利用が 75%、軽水炉関係が 16% 及び RI 製造が 9% である。

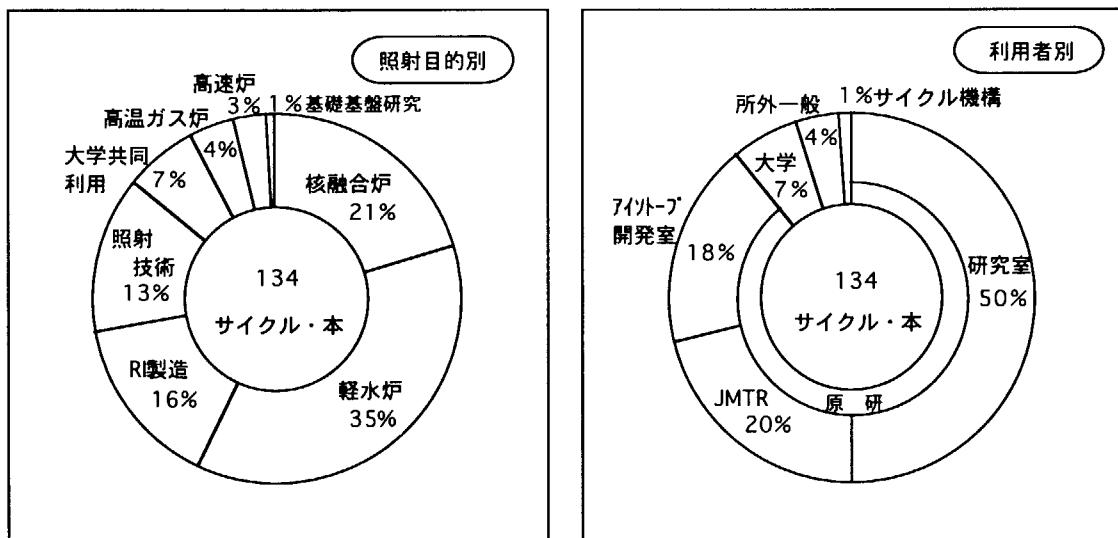


図 3.1.1 JMTR 照射実績の分類 (キャプセル、BOCA)

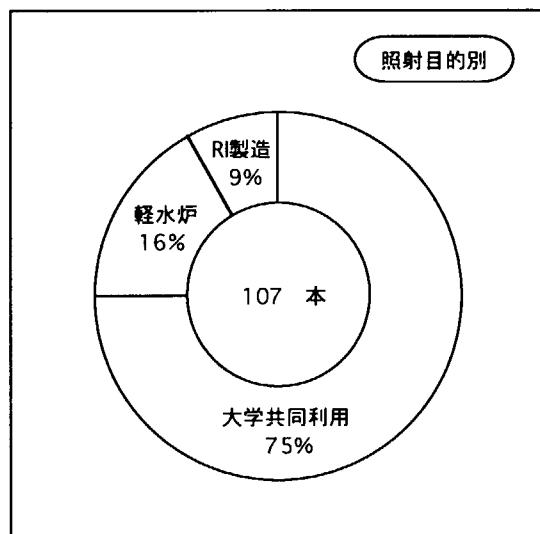


図 3.1.2 JMTR 照射実績の分類 (水カラビット)

表 3.1.1 1998 年度の JMTR 照射実績

項目		サイクル	123cy	124cy	125cy	126cy	127cy	計
照射設備	キャプセル	24	24	24	25	25	122	
	BOCA/OSF-1	2	2	4	3	1	12	
	計	26	26	28	28	26	134	
	水力 ラビット	本 時間・本	27 1206	14 1192	29 2062	19 1089	18 1306	107 6855
キ ヤ ブ セ ル	型式別 分類	計測付	12	12	12	12	12	60
		無計測	11	11	11	12	12	57
		ガススイープ	1	1	1	1	1	5
	試料別 分類	燃料	5	5	5	5	6	26
		材料	19	19	19	20	19	96

表 3.1.2 JMTR 照射実績の照射目的別分類

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	11	17	28	21				
軽水炉	20	32	47	35	17	16	756	11
大学共同利用	8	12	10	7	80	75	5654	78
照射技術	4	6	17	13				
RI 製造	15	24	21	15	10	9	812	11
高速炉	3	5	4	3				
高温ガス炉	1	2	5	4				
基礎基盤研究	1	2	1	1				
計	63	100	134	100	107	100	7222	100

表 3.1.3 JMTR 照射実績の利用者別分類

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 (%)
研究室(原研)	21	33	67	50				
JMTR (原研)	9	14	27	20				
アイトープ開発室	19	30	24	18	10	9	812	11
大学	8	13	10	7	80	75	5654	78
サイクル機構	1	2	1	1				
所外一般	5	8	5	4	17	16	756	11
計	63	100	134	100	107	100	6855	100

3.1.2 照射後試験

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

今年度の燃料試料の主な照射後試験は、高燃焼度軽水炉燃料の出力急昇試験のための BOCA の組立・解体 等に係る試験、出力急昇試験後の燃料棒の非破壊及び破壊試験、出力急昇試験に供する PWR 商用炉燃料への二重計装機器（温度・圧力計）を装着した再計装燃料棒の製作と PWR 商用炉燃料ペレットの穿孔加工である。材料試料では軽水炉構造材料の寿命評価に関する照射後試験、高速実験炉常陽のラッパー管からの放電加工／ミーリング加工による試験片採取及び SSRT 試験、核融合炉プラズマ対向材料の電子ビームによる熱衝撃試験等を実施した。

今年度の照射後試験の主な所外利用者は、原子力発電技術機構、日本核燃料開発、東北大学、核燃料サイクル開発機構である。また、原研との共同研究機関として電力中央研究所がある。さらに、所内利用者は、燃料関係は、原子炉安全工学部であり、材料関係は、物質科学研究部、原子炉安全工学部、エネルギーシステム研究部、材料試験炉部等であり、RI 製造関係はアイソトープ開発室である。

1993 年度から今年度に実施した照射後試験の照射目的別の利用実績を図 3.1.3 に示す。

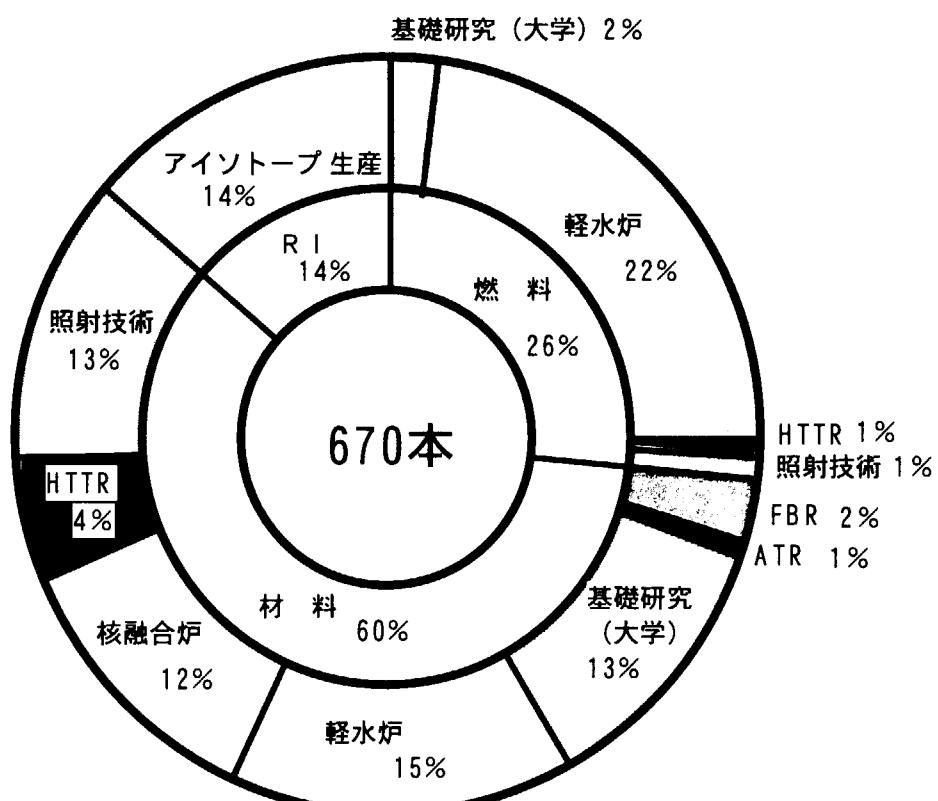


図 3.1.3 ホットラボの利用実績

3.2 軽水炉燃料出力急昇試験

軽水炉燃料の出力急昇試験は原子力安全委員会が推進している「原子力施設等安全研究年次計画」及び通商産業省が実施している「高燃焼度等燃料確証試験」に基づいて実施されている。試験実績及び予定を図3.2に示す。今年度には、「原子力施設等安全研究」としてFPガス圧力計と中心温度計を再計装したPWR燃料1本の出力急昇試験を、「高燃焼度等燃料確証試験」としてBWR高燃焼度燃料5本の出力急昇試験を行った。

(1) 安全性研究に係る出力急昇試験

高燃焼度燃料の安全性研究の一環として出力急昇時の燃料棒の照射挙動を解明するため、PWRで2サイクル照射した燃料棒を東海研ホット試験室で1本の短尺燃料に加工し、これにFPガス圧力計と中心温度計をJMTRホットラボで再計装した燃料棒の出力急昇試験を行った。この試験により、出力サイクル時におけるFPガス圧力放出による内圧変化と同時に、FPガス放出挙動に大きな影響を与える燃料中心温度を約40日間(JMTRの運転サイクルで2サイクル)計測し、要求された試験データが得られた。

(2) BWR高燃焼度燃料の出力急昇試験

1997年度に引き続き、BWR高燃焼度化計画の第2ステップとして開発されたBWR高燃焼度燃料(ジルコニウムライナー燃料)の出力急昇試験を行った。この試験は、BWR高燃焼度燃料の通常運転時出力変動に対する健全性、異常過渡時の健全性、負荷追従に対する健全性及び出力急昇性能の裕度確認のため、実炉でベース照射したセグメント燃料棒について、1986~2000年度までの15年間に合計54本(高性能燃料26本を含む)行われる計画である。今年度は実炉で5サイクル照射した燃焼度6.1GWd/tUのセグメント燃料棒5本の出力急昇試験を行い、要求された出力誤差($\pm 0.1\text{KW/m}$)を満足する試験結果が得られた。

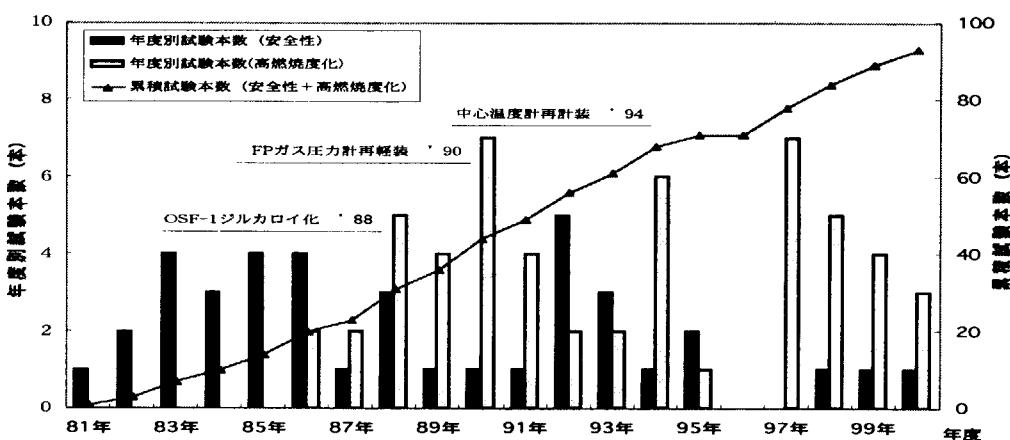


図3.2 軽水炉燃料出力急昇試験計画

3.3 RI 製造のための利用

JMTR では、定常的に原研アイソトープ開発室の RI 製造のための試料照射を行っている。今年度に照射した RI 製造キャプセルは、開発を含めて 17 本 (24 サイクル・本) である。RI 製造キャプセルによる ^{192}Ir 、 ^{33}P 、 $^{177\text{m}}\text{Lu}$ 、 ^{188}Re 、 ^3H 及び ^{169}Yb の製造核種とそれらの生成量を表 3.3 に示す。

表 3.3 RI 製造キャプセルの製造核種と生成量 (1998 年度)

製造核種	照射試料	生成反応	利用目的	キャプセル名	生成量	
^{192}Ir	Ir ベレット (2 × φ 2mm)	$^{191}\text{Ir}(n, \gamma)^{192}\text{Ir}$	工業用線源	94M-37RS	0.6TBq	
				94M-38RS		
				94M-39RS		
	Ir ベレット (2 × φ 2mm)		医療用線源	95M-23RS	22TBq	
				96M-3RS	22TBq	
				96M-4RS	22TBq	
				97M-46RS	22TBq	
				97M-47RS	22TBq	
^{188}Re	WO_3 粉末	$^{186}\text{W}(2n, \gamma)^{188}\text{W}$, $^{188}\text{W}(\beta^-) \rightarrow ^{188}\text{Re}$	医療用線源開発	96M-16RS	0.5TBq	
				96M-17RS	0.5TBq	
				97M-52RS	0.5TBq	
$^{177\text{m}}\text{Lu}$	Lu_2O_3 粉末	$^{176}\text{Lu}(n, \gamma)^{177\text{m}}\text{Lu}$	医療用線源開発	96M-16RS	1TBq	
				96M-17RS	1TBq	
				97M-52RS	1TBq	
^{33}P	S (結晶イオウ)	$^{33}\text{S}(n, p)^{33}\text{P}$	医療用標識開発	96M-13RS	3.7GBq	
				96M-14RS	3.7GBq	
				96M-15RS	3.7GBq	
^3H	$^6\text{Li-Al}$ (12 × 90 × 0.5mm)	$^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$	トリチウム製造 研究	96M-20R	35TBq	
				96M-21RS	35TBq	
^{169}Yb	^{168}Yb (1 × φ 1mm)	$^{168}\text{Yb}(n, \gamma)^{169}\text{Yb}$	^{169}Yb 製造研究	96M-49R	3TBq	

3.4 JMTR 施設利用ネットワークシステムの整備

原研では、共同利用施設等の利用促進の観点から、利用相談窓口の一本化及び利用情報の集約処理等の利用業務の効率化・迅速化を目的として、共同利用施設等の利用情報の提供、それらの施設への問い合わせ、利用申込等をインターネット上のホームページを利用して行う施設利用ネットワークシステムの整備を1996年度より行っている。

本システムの総合窓口は企画室研究協力推進室に置かれ、原研のホームページ等により施設利用の案内、利用に関する全般的な相談、利用者登録を受け付ける。施設利用に関する具体的な技術相談は各施設担当課で対応し、利用申込受付けから契約状況、施設利用実績までをデータベースとして管理し必要時に随時参照可能とする。

材料試験炉部では JMTR の利用についてのシステム（JMTR 施設利用ネットワークシステムと称す）の整備を以下の工程で進めた。1996 年度には利用施設への問い合わせや申込等をインターネット上のホームページを通じて行えるソフトの整備、申込等に関する情報を管理するためのデータベースの基本部分を作成した。1997 年度には、利用者への照射中データの提供、利用申込に基づいた利用計画の作成等に関する管理ソフトの整備を行った。1998 年度には、データベース内の各種データの集計等の利用管理ソフトの整備を行った。1999 年度には最終調整を行い、試験的にインターネットによる利用申込、利用者へのデータ提供の運用を開始し、年度内に本格的運用に移行する予定である。

(1) システム構成

JMTR 施設利用ネットワークシステムは、利用申込システム、利用データベースシステム、照射データ配信システムから構成されている。利用申込システムは、JMTR に既設の WWW サーバー上に構築し、利用データベースシステム、照射データ配信システムは新たに整備した Windows NT サーバー上に構築した。Web ページの作成ファイルは html 形式であり、データベース部分の作成に使用したアプリケーションソフトはファイルメーカー Pro (ver 3.0) である。照射データ配信システムは既設の照射設備運転支援システム (IOSS) にリンクしており、IOSS に格納されている原子炉及び照射設備の運転状況を示す過去のデータ及び照射中のデータを利用者の要請に応じてダウンロード可能である。

図 3.4.1 に JMTR 施設利用ネットワーク業務の流れを示す。

(2) システム機能

各システムの機能は以下に示すとおりである。

a) 利用申込システム

・施設概要、利用方法閲覧

利用者が原研ホームページにアクセスすると JMTR ホームページへのリンクがあり、その中で JMTR パフレットの閲覧が可能である。

・問合せ

原研ホームページ上から研究協力推進室ホームページまたは JMTR ホームページに行き、そこから E-mail で問い合わせすることができる。

- ・利用者登録申込受付

原研ホームページ上から研究協力推進室ホームページまたは JMTR ホームページを参考し、利用者登録申込のページで必要事項を記入して送信することにより利用者登録の申込みができる。研究協力推進室及び材料試験炉部は申込み内容を確認し利用者登録を行う。このさい研究協力推進室は利用者 ID とパスワードを設定して一括管理する。登録結果（利用者 ID 及びパスワード）の利用者への通知は、材料試験炉部が電話連絡の後郵送等により行う。

- ・施設利用申込受付

原研ホームページ上から JMTR ホームページに行き、利用申込ページで必要事項を記入して送信することにより施設利用を申込むことができる。材料試験炉部は申込み内容を確認し、必要に応じて利用者との打合せ等を行い利用者からの施設利用申込に基づいてソフト上編集されている利用計画書を完成する。

b) 利用データベースシステムの機能

利用申込受けから契約、施設利用実績状況をデータベースとして管理し、必要時に随時閲覧が可能である。

- ・利用相談データ編集・更新

利用者からの相談の内容を編集・更新する機能である。

- ・利用申込書編集・更新

利用者からの利用申込に基づき利用申込書を編集・更新する機能である。

- ・利用計画書編集・更新

利用申込書に基づき利用計画書を編集・更新する機能である。

- ・契約状況編集・更新

利用者と原研（業務部）との間の契約の状況（調整中、照射前、照射試験、照射後試験業務の段階別）を編集・更新する機能である。

- ・利用実績編集・更新

JMTR の照射利用開始からの利用実績をキャップセル、ループ、BOCA 及びラビット別に編集・更新する機能である。照射実績統計のグラフ化例を図 3.4.2 に示す。

c) 照射データ配信システムの機能

照射設備運転支援システム (IOSS) に 3 分又は 30 分間隔で格納されている過去 (JMTR 第 54 運転サイクルから格納されている) 及び照射中の以下のデータを、利用者の要請に応じて Excel のファイル形式でダウンロードすることが可能である。

- ・原子炉の運転状況を示すデータ

熱出力、核出力、一次冷却水温度、制御棒位置等

- ・照射設備の運転状況を示すデータ

キャップセル照射設備、ラビット照射設備及び BOCA/OSF-1 照射設備の各種運転データ

- ・データ作表及び作図

Macintosh ユーザ向けに Excel のマクロで作られたデータ処理用ファイルが用意されており、本ファイルをダウンロードして実行することにより、参照したい数値データの種類を指定して簡単に作表及び作図ができる。照射データのグラフ化例を図 3.4.3 に示す。

(3) セキュリティと利用者認証

整備した JMTR 施設利用ネットワークシステムのように、インターネットを通じて利用するシステムは、第3者がアクセスする可能性があるためセキュリティが必要である。各システムに対応するセキュリティ及び利用者認証の方法は以下のとおりである。

a) 利用申込システム

・施設概要、利用方法の閲覧、問い合わせ、利用者登録申込受付

以上については、原研ホームページ上で公開されている。ただし、利用者登録申込受付にあたっては、研究協力推進室及び材料試験炉部は申込者の確認を行う。

・施設利用申込受付

施設利用申込には、利用者 ID 及びパスワードを必要とする。

b) 利用データベースシステム

利用相談データ、利用申込書、利用計画書、契約状況及び利用実績データの閲覧は、予め材料試験炉部により許可されたユーザー（IP アドレス指定）のみが可能で、閲覧にあたっては利用者 ID 及びパスワードを必要とする。

c) 照射データ配信システム

予め材料試験炉部により許可されたユーザー（IP アドレス指定）のみ利用可能とし、さらに、利用者 ID 及びパスワードを必要とする。また、利用者がアクセスできるデータは利用者自身の照射試料に関連するデータのうち、あらかじめ材料試験炉部に配信要請があったデータに限定するものとする。なお、原子炉の運転状況を示すデータは、要請があればどの利用者も入手可能である。

(4) まとめ

共同利用施設等の利用促進の観点から原研が進めている施設利用ネットワークシステムの整備計画の一環として、JMTR 施設利用ネットワークシステムの整備を行った。本システムは 1999 年度中に本格的な運用を開始する予定であり、利用者各位に有効に活用され施設の利用促進に寄与することが期待される。

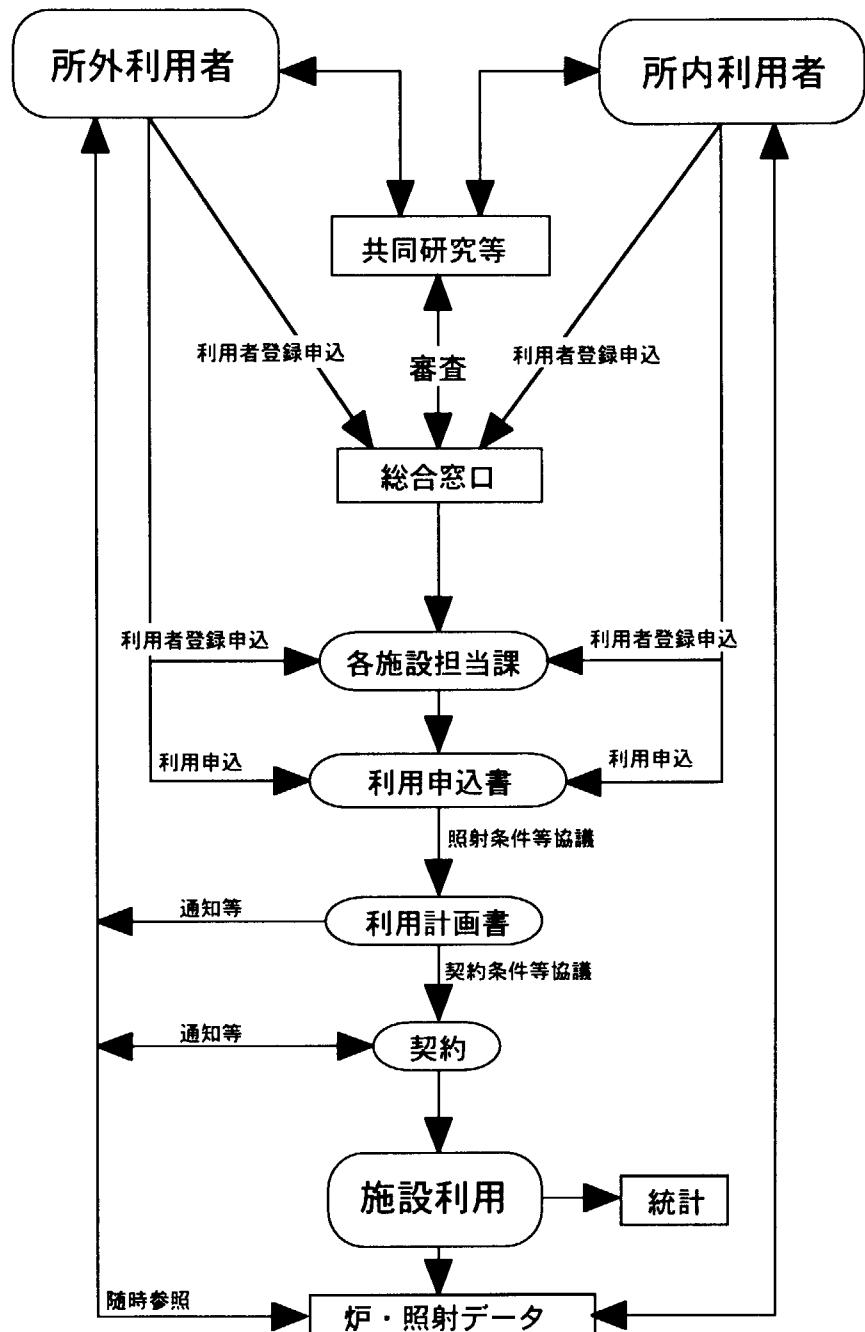


図 3.4.1 施設利用ネットワーク業務の流れ

施設利用ネットワーク
から抽出できる数値データ



グラフ化
(利用者が実行)

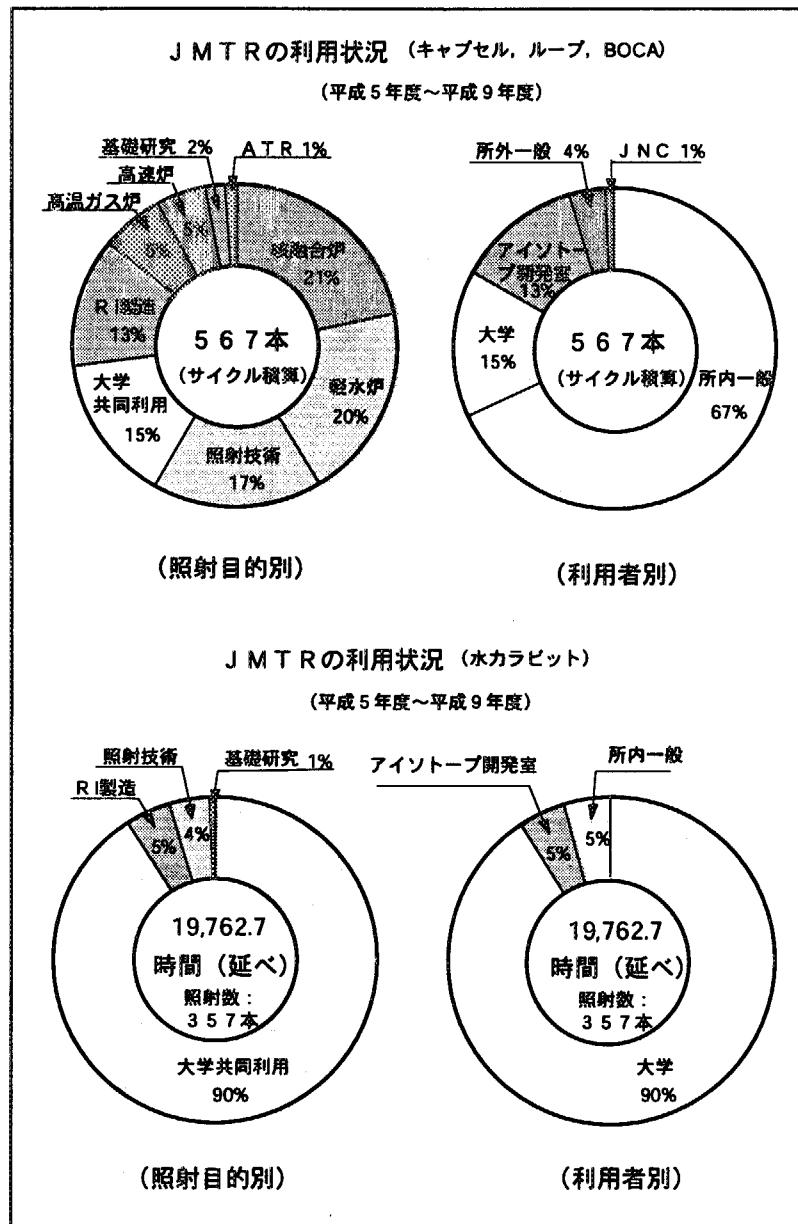


図 3.4.2 照射実績データ集計のグラフ化

施設利用ネットワーク
から抽出できる数値データ



グラフ化
(利用者が実行)

温 度

TC2

TC1

照射日数

図 3.4.3 照射データのグラフ化例

3.5 照射済燃料棒への再計装

軽水炉燃料の寿命延長のため、高燃焼度燃料のふるまいの究明が必要である。特に PCI 機構の解明のために FP ガス放出挙動や燃料中心温度の情報が重要であるため、JMTR では、これまでに照射済燃料棒に FP ガス圧力計や中心温度測定用熱電対を計装する再計装技術の開発を行った。今年度は、これらの開発した技術を用いて、平成 9 年度に中心孔加工済みの PWR 商用炉で照射した 93BF-81AK 用燃料棒へホットセル内に於いて二重計装機器（温度・圧力計）を計装し、端栓溶接及び封孔溶接を行った。また、PWR 商用炉で照射した 96BF-94AK 用照射済燃料棒については、直径 2.5mm、深さ 52.05mm の中心孔を、これまでの最短時間の 8 時間で加工した。図 3.5 に 93BF-81AK 用燃料棒に計装した二重計装機器（温度・圧力計）の概要を示す。

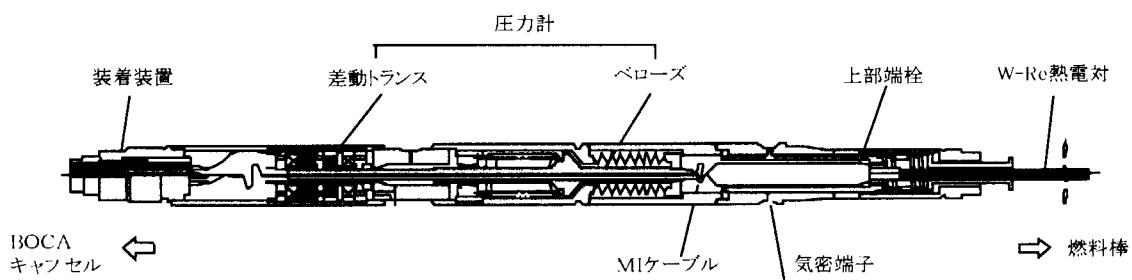


図 3.5 燃料棒に計装した二重計装機器（温度・圧力計）の概要

3.6 照射誘起応力腐食割れ試験

原子炉の主要な構造材料であるオーステナイト系ステンレス鋼は、高温高圧水中の使用により低い負荷応力のもとで腐食割れ(SCC)を起こす場合のあることが知られている。近年、軽水炉発電プラントでは高経年化に伴い、主に中性子照射が原因となる炉心構造材の照射誘起応力腐食割れ(IASCC)解明が重要な検討課題となっており、ホットセル内用低歪み速度引張試験機(SSRT)を用いて貴重な IASCC 試験データを取得している。

今年度における照射後試験として、原子炉プラント用材料の水環境下における応力腐食割れ特性を評価するため、「常陽」で照射したラッパー管より採取した試料について、561K、9MPa の高温高圧水中、溶存酸素濃度<10ppb、200ppb 及び 32ppm の 3 条件における引張速度 0.225 $\mu\text{m}/\text{min}$ の SSRT 試験並びに試験後の破面観察を行った。

94M-6A 試料についても、原子炉プラント用材料の水環境下における応力腐食割れ特性を評価するため、573K、9.5MPa の高温高圧水中、溶存酸素濃度 32ppm 条件における引張速度 0.245 $\mu\text{m}/\text{min}$ の SSRT 試験並びに試験後の破面観察を行った。

また、核融合プランケット材の水環境下における応力腐食割れ特性を評価するため、94M-27J、94M-28J 試料についても、523K、9MPa の高温高圧水中、溶存酸素濃度 20ppb 条件における引張速度 0.360 $\mu\text{m}/\text{min}$ の SSRT 試験並びに試験後の破面観察を行った。図 3.6 にセル内の応力腐食割れ試験装置を示す。

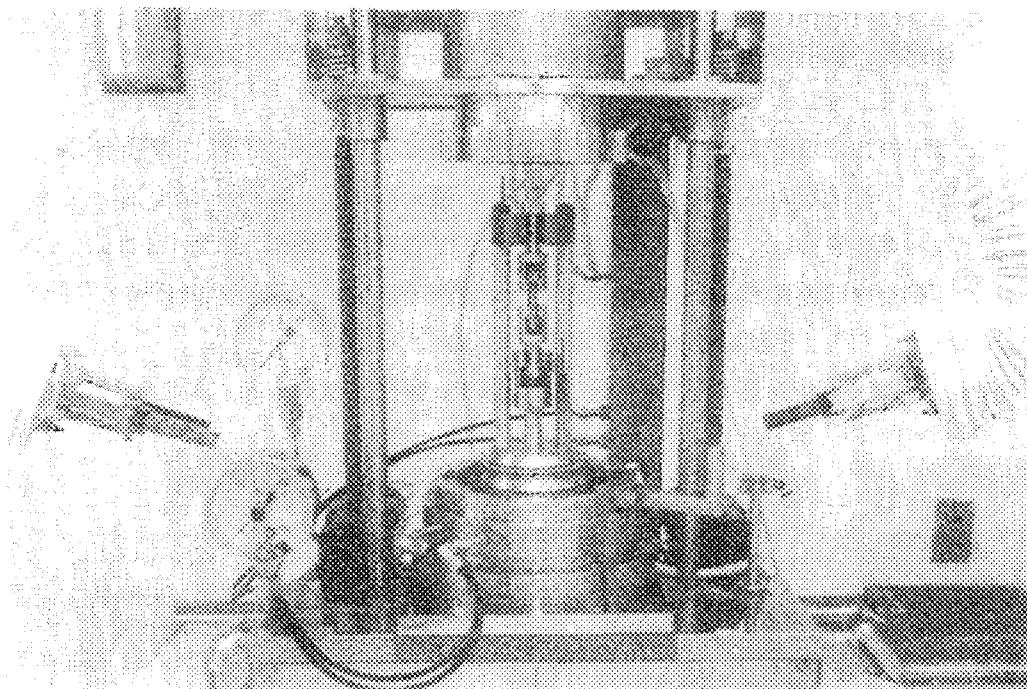


図 3.6 応力腐食割れ試験装置

4 主要な設備の整備

4.1 原子炉施設

4.1.1 制御ケーブル更新

J M T R原子炉制御装置（安全保護回路、制御棒駆動装置制御等の機能を持つ。）の入出力用制御ケーブル（以下、制御ケーブルという。昭和42年に敷設されたビニル絶縁電線）の端末処理部で、ビニル絶縁体と導体部の間から暗緑色で油状の液体が滲出していた。液体は制御ケーブル絶縁体、芯線及び端子台に付着し、さらに、ケーブルシースに沿って流れ、盤内床面にまで滴下していた（図. 4.1.1）。

採取した滲出液の分析を行ったところ、ビニル絶縁体に配合している可塑剤が主成分で微量の銅イオンが含まれていた。滲出液は高絶縁性、粘着性、不揮発性で人体無害である。暗緑色を呈しているのは、素線（銅導体）と滲出可塑剤（塩素を含む）の接触により生じる有機銅化合物に起因する着色（制御ケーブル表面からは滲出する場合は無色。）である。ビニル絶縁体の一次可塑剤は、エステル系（DOP（ジ（2-エチルヘキシル）フタレート）、DOA等）で、ケーブルに柔軟性を持たせるためのものである。また、絶縁性、難燃性、耐寒性、加工性を向上させるため二次可塑剤（塩化パラフィン等）も使用されている。

制御ケーブルには電気的・機械的特性に劣化は認められなかったが、可塑剤滲出の量が多く、かつ、拡大傾向にあり、滲出した可塑剤が端末処理部、端子台の接続部に浸透し、接触不良や塵埃を伴ってブリッジ（短絡）を起こすおそれがある。また、長期的には、滲出した可塑剤中の塩素により、端末処理部（圧着端子接続部）の素線が腐食し、接続不良、断線も懸念されるので制御ケーブルの更新を行った。

制御ケーブル更新対象ケーブルは約200本で、再敷設は約150本である。

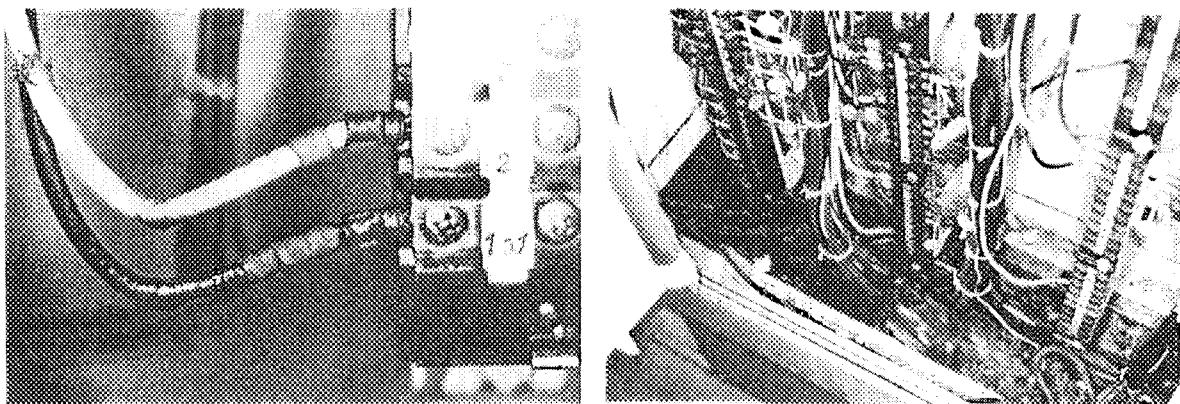


図 4.1.1 制御棒駆動装置中継入出力ケーブル

4.1.2 火災報知設備の更新

既設の自動火災報知設備は、高経年化が進み3回／年程度の誤報が発生していた。また、電源回路、感知器回路配線の絶縁抵抗の低下など設備全体の性能低下が著しいので、設備の信頼性の向上と機能の拡大を図るため、設備の一部を更新した。放射線管理区域を優先し、原子炉建家及びホットラボ建家の設備を更新した。

既設のP型一級受信機の機能は、①「火災発報」は、感知器が火災レベルを検知し蓄積時間を経て警報を発する。②非蓄積型感知器の動作と発信機を作動させた場合は、直警報を発する。また、火災発生地区表示は、ブロック表示である。

更新したG R型受信機（R-22M能美防災製）は、①自動試験機能（感知器監視、電源監視、電路監視など）②音声警報機能③注意表示機能④感知器モニタ機能（火災モニタ、3分モニタ、週間モニタなど）等を有し、感知器、発信機にはアドレス No.があるため火災発報場所を特定することができる。

今回の工事の範囲外である機械制御室には、P型1級受信機とG R型受信機、居室・実驗室棟には、P型1級受信機とメッセージ表示機の新旧設備が混在する。原子炉制御室は今回の工事の範囲内であるが、全施設を監視する必要があるために、P型1級受信機とメッセージ表示機が混在する。

4.2 照射設備

4.2.1 排水処理装置の整備

(1) 概要

J M T R の照射設備から排出される廃液は、照射試験内容の高度化に伴って、放射能濃度が上昇する傾向にある。また、廃棄物処理施設の受入基準も厳しくなり、照射試験の計画的実施に支障が生じてきた。

排水処理装置は、これら照射装置から排出される廃液中の放射性核種を除去し、放射能濃度を低減して、照射試験を円滑に実施する目的で整備したものである。

本装置は、イオン交換樹脂（以下「樹脂」という）を用いて排液中に含まれるイオン化した放射能を除去するものである。本装置は、主として照射装置の排液処理を目的に設置するが、他の設備の排液処理にも使用出来るようにした。

(2) 構成

排水処理装置は大別して排水処理ユニット、操作ボックス、廃液タンク及び樹脂移送容器で構成される。排水処理装置の概略フローシートを図 4.2.1 に示す。

- 1) 排水処理ユニット：樹脂塔(250cc×50Φ)4 基、遮へい体、循環ポンプ、台車等から構成され、目的の場所に移動し、単独で放射能除去運転可能である。
- 2) 操作ボックス：照射設備から排水された排水の行き先をコントロールするバルブ群及び計装類を収納し、サンプリングも可能としたボックスである。
- 3) 廃液タンク：交互に使用するため、100 リットルのタンクが 2 基設置されており、照射設備から排水される廃液を一時的に貯留するタンクである。
- 4) 樹脂移送容器：排水処理ユニットの廃樹脂を安全に取出すための遮へい体付き容器である。

(3) 特長

排水処理装置は、次の特長を有する。

- 1) 排水処理ユニット内に 4 基の樹脂塔があり、直列、並列自由に組み合わせることが可能である。このため、放射能の種類や量、処理水量等、除去目的に応じて構成を変更できる。但し、使用途中の樹脂で構成を変更することは、予期せぬ出口濃度の上昇につながるため、新樹脂を詰めた状態で実施すべきである。
- 2) 排水処理ユニットは、循環除去が可能なポンプを有し、移動することが可能である。このため、目的の場所に移動して放射能汚染水を循環精製することが可能である。
- 3) 樹脂は、1 塔 (250cc) 毎に交換可能なので、直列で使用した場合、最上流の汚染の進んだ樹脂塔の樹脂を交換し、最下流に配置することにより効率的な処理が可能である。これにより、廃樹脂の量を低減できる。

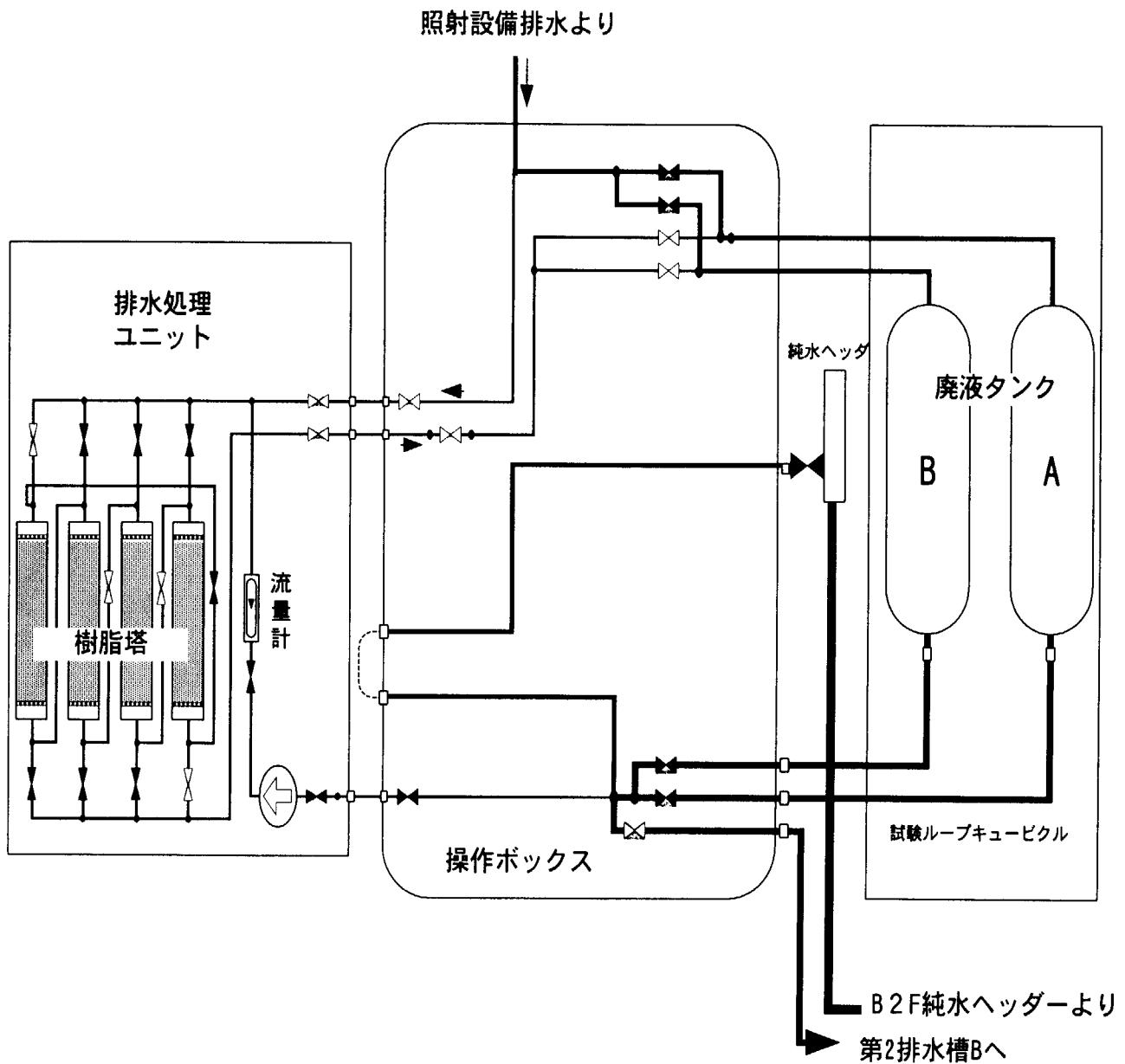


図 4.2.1 排水処理装置フローシート

4.3 ホットラボ施設

4.3.1 ホットラボ建屋外壁等補修

ホットラボ建屋は、築後 30 年を経過して全体的に高径年化している。特に管理区域との隔壁である西側外壁に、亀裂及び剥離が見られ放射性物質の漏えいを未然に防止するため、西側外壁の全面補修及び一部屋根の防水工事を実施した。

4.3.2 ホットラボ給気第 6 系統コイルユニット等更新

給気第 6 系統は、材料試験用操作室、材料試験用鉛セル及び材料試験用鉄セルに給気しており、年間を通じて連続運転されているが、ホットラボ建設以来の設備で径年劣化が生じている。今年度は、劣化の著しいコイル・フィルタユニット及びダクトの一部を更新した。

5 JMTR 照射利用に関する技術開発

5.1 照射場評価

軽水炉材料や核融合炉材料等の照射試験では、照射相関の観点から照射損傷に対する中性子エネルギースペクトルの影響が重要視されているが、これに加えて最近では、 γ 線による照射損傷の効果が着目されている。そのため照射試験での試料位置における詳細な γ 線スペクトル情報に対する関心が高まっていることから、これらの照射情報に対するニーズに積極的に対応するための技術開発を1998年度から開始した。

5.1.1 γ 線評価

照射試験における照射場の評価では、これまで中性子照射量及び中性子スペクトル等の照射情報が中心であった。これらに対しては、従来から使用している拡散理論に基づく解析コードに加えて、モンテカルロ法による解析コードを用いて、試料位置での局所的な値の評価ができるよう解析手法の整備を行ってきた。これと併せて、dpa 及び核変換生成物等のいわゆる照射損傷パラメータについても試料位置での局所的な評価を行えるよう、解析に必要なコード及びライブラリ等を整備して、現在では必要に応じてこれらの照射データを利用者に提供している。また、評価精度に関しては、フルエンスモニタによる中性子照射量評価データと比較して、図 5.1.1 に示すように高速中性子束で $\pm 10\%$ 程度、熱中性子束で $\pm 30\%$ の誤差範囲での解析評価が可能となっている。

中性子とそれに関連した照射情報に加えて、最近の照射試験では、炉内 γ 線による照射効果が着目されるようになってきた。炉内の高エネルギー γ 線は、照射試料との相互作用によって比較的エネルギーの高い電子を作り出し、これが格子原子をはじき出すことにより照射損傷を生じさせるだけでなく、照射試料と接している冷却水の放射線分解等を通じて照射環境に影響を及ぼすことが知られている。炉内の γ 線分布及びエネルギースペクトルについては、基本的に中性子場に対するものと共通の手法（主にモンテカルロ法）で評価が可能であるが、試料位置での局所的な評価については、中性子場の評価以上に計算時間を要する理由から、これまで解析手法の整備は行っていなかった。そこで、JMTR の中性子場に対して整備した評価手法を拡張して、 γ 線分布を評価するための検討を開始した。

γ 線に対しての解析精度を検証するため、JMTR の臨界実験装置である JMTRC（現在解体中）で行った γ 加熱率測定データを用いてベンチマークを行った。 γ 加熱率測定実験では図 5.1.2 に示す JMTRC 炉心（出力 0.2~2.9W）に TLD（熱ルミネセンス線量計）を装荷・照射し、得られた照射線量から γ 加熱率を求めた。計算には、MCNP(ver. 4A)コードを使用し、核データライブラリとして中性子については FSXLIBJ3R2、 γ 線については MCPLIB を使用した。計算では、JMTRC 全炉心を 3 次元的に詳細にモデル化（図 5.1.3）し、TLD 装荷位置での γ 加熱率の計算を行った。ベンチマークの結果を図 5.1.4 に示す。MCNP 計算値と測定値の違いは -14% ~ $+27\%$ であった。但し、測定値には TLD の測定に伴う統計誤差が $\pm 15\%$ あると考えられているので、これを考慮すると MCNP 計算値は測定値とほぼ一致しているといえる。以上から、MCNP によるベンチマーク計算の結果は良好であり、 γ 加熱率計算に対しての適用性が確認された。

今後は、分散低減法を用いた γ 線評価における計算時間の短縮の検討を行い、JMTR での照射試験における試料部の γ 線強度の評価に適用していく予定である。

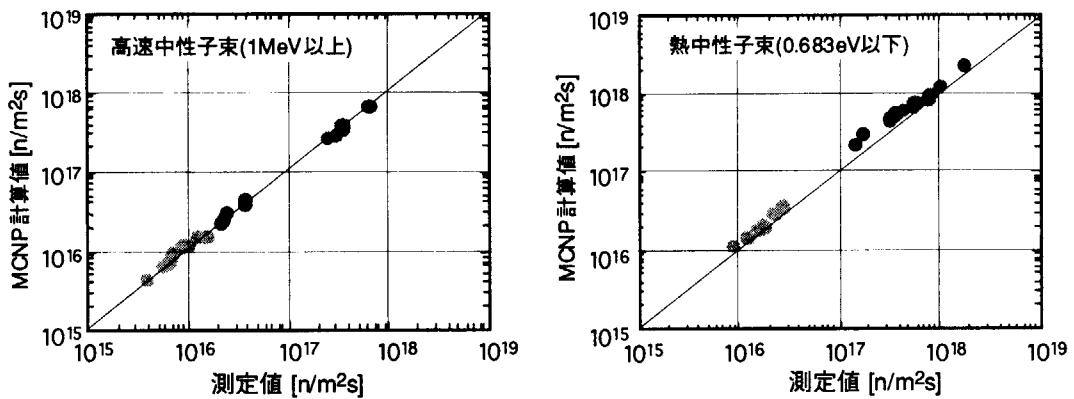


図 5.1.1 最近の中性子束評価の現状

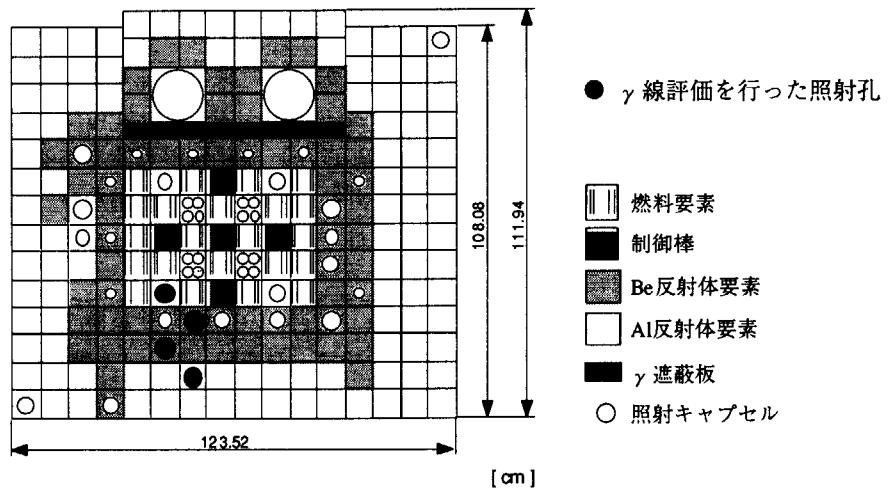


図 5.1.2 JMTRC 炉心配置

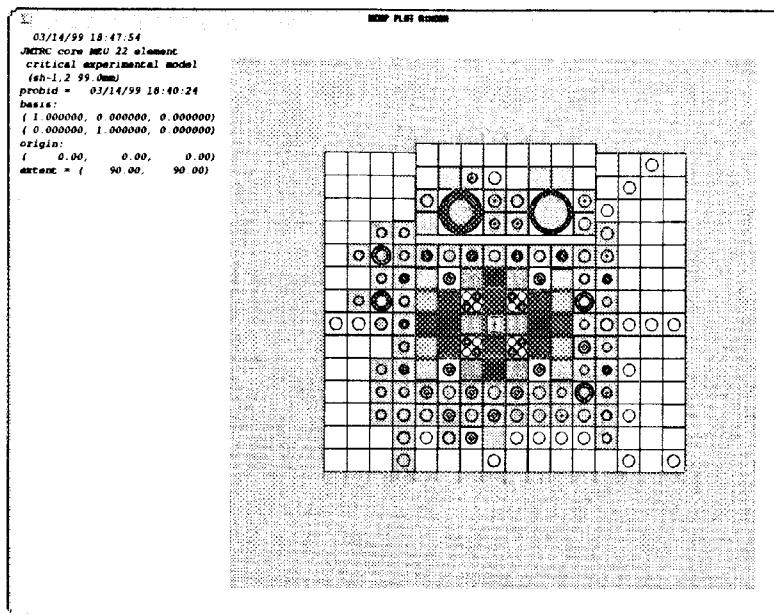


図 5.1.3 MCNP 計算モデル

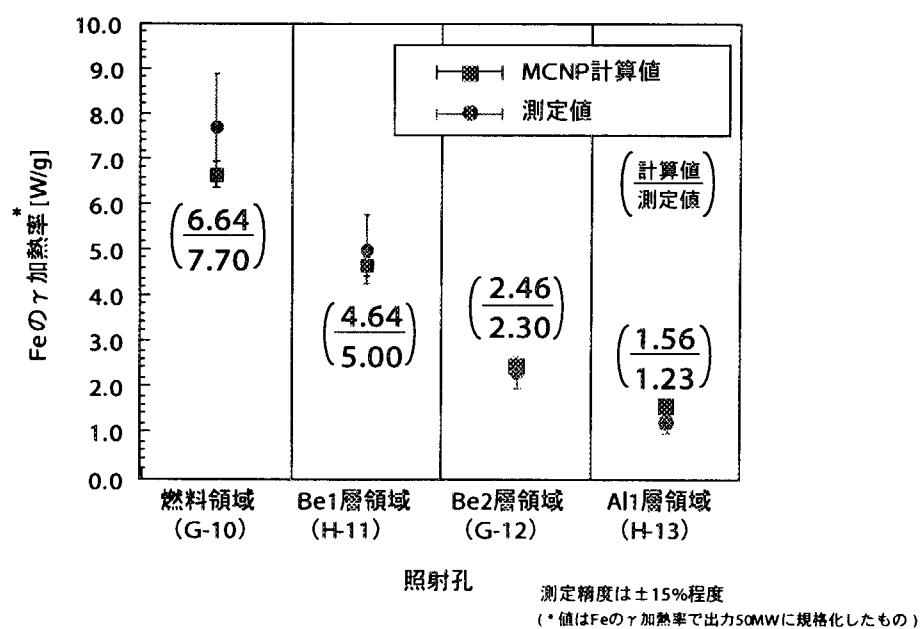


図 5.1.4 γ加熱率ベンチマーク結果

5.1.2 MEU6 炉心の照射場評価

JMTR では、1989 年の LEU 燃料採用以来、“混合炉心”と呼ばれる MEU 燃料 2 体、LEU 燃料 20 体及び LEU フォロワ燃料 5 体を装荷した炉心で運転を行ってきたが、今回、米国の海外使用済燃料引取政策における使用済燃料の引取期間中に JMTR が保有する MEU 燃料を全て使い切り、米国に輸送することを目的として、第 125 運転サイクル（1998.11.17～）から MEU 燃料の装荷数を 6 体に増やした“MEU 6 炉心”による運転を開始した。混合炉心と MEU6 炉心の燃料配置を図 5.1.5 に示す。混合炉心では、装荷位置 F-6 及び L-10 の 2 箇所に MEU 燃料要素を装荷していたが、MEU6 炉心では、炉心両側の 6 箇所の装荷位置 F-7,-8,-9 及び L-7,-8,-9 に MEU 燃料要素を装荷する。 ^{235}U 量で見ると MEU 6 炉心では約 9240g となり、混合炉心の場合（約 9590g）に比べ約 96% と僅かに減少する。既に実施した安全解析によれば MEU6 炉心の核特性（過剰反応度、反応度制御効果出力分布等）及び熱水力特性（異常な過渡変化時及び事故時の燃料心材温度、冷却水出口温度、最小 DNBR 等）は混合炉心の場合とほぼ同じであり、1 サイクル当たり 25 日間の連続運転が可能である。

一方、炉心の変更に伴い、中性子束、スペクトル等の照射場特性の変化が予想されるため、従来の混合炉心との照射場特性の違いを把握しておく必要がある。これは、今後の照射計画の立案と共に、既に長期照射を開始している照射試験に対する影響を考える上で重要である。そこで、今回の炉心構成の変更に伴う照射場の中性子スペクトルの変化について解析し、照射試験に対する影響を検討した。解析には、MCNP コード及び核データライブラリ FSXLIBJ3R2 を使用した。実際の炉心における各照射孔での中性子スペクトルは、隣接位置に装荷されるキャプセルや反射体の材質（ベリリウムまたはアルミニウム）の影響を受けて、場合によっては大きく変化することが考えられる。そのため、中性子スペクトルの変化に対する炉心構成の変更自体による影響が把握できるよう、図 5.1.6 に示すような照射物が全く装荷されていない炉心を仮定して解析を行った。

燃料領域より H-9、Be 反射体領域より E-8、M-8、I-5、I-11、I-12、Al 反射体領域より I-13、I-14、I-15 をそれぞれ代表的な照射位置として選び、各々 40mm 径の照射孔を仮定して照射孔平均の中性子スペクトルを高速中性子束（ $\geq 1\text{MeV}$ 以上）、熱外中性子束（ $1\text{MeV} \sim 0.683\text{eV}$ ）及び熱中性子束（ $\leq 0.684\text{eV}$ ）の 3 群にまとめて比較した。結果を表 5.1.1～5.1.3 に示す。また、H-9 照射孔における MEU6 炉心及び混合炉心の中性子スペクトルを図 5.1.7 に示す。

照射孔 E-8 では高速、熱外、熱中性子束の全てについて、MEU 6 炉心への変更により 3～5% 高くなったが、その他の照射孔（H-9, M-8, I-5, I-11, I-12, I-13, I-14, I-15）では約 0～8% 低下した。照射孔 E-8 で中性子束が高くなった理由は、燃料の中性子吸収断面積は LEU 燃料より MEU 燃料の場合の方が小さいので、LEU 燃料から MEU 燃料に変更になった部分の近傍での中性子束は高くなるためである。一方、同じように MEU 燃料に変更になった位置に近い M-8 照射孔では中性子束はほとんど変化しなかった。照射孔 E-8 が接している Be 枠は照射孔 M-8 に隣接している Be 反射体要素に比べ中性子吸収断面積がわずかに小さくなるため、炉心の中性子束分布は図 5.1.6 に示した炉心図で左側がやや高く右側が低くなっている。照射孔 M-8 と E-8 の位置は炉心中心に対して対称であるが、両者における変化の違いは、MEU6 炉心への変更により、このような炉心の中性子束分布の傾きがわずかに大きくなったことが理由と考えられる。

以上の結果から、MEU6 炉心の中性子スペクトルは従来の混合炉心と比較して大きな変化は見られなかった。従って、今回の炉心構成の変更では照射試験に大きな影響を与える照射場特性の変化は生じないことを確認した。

F	G	H	I	J	K	L
LB	O	LA	CR	LA	O	LB
MA	LB	O O O O	LA	O O O O	LB	MA
MA	CR	LA	CR	LA	CR	MA
MA	LB	O O O O	LA	O O O O	LB	MA
LA	O	LA	CR	LA	O	LB

(a) ME U 6 炉心

	F	G	H	I	J	K	L
6	MA	○	LA	CR	LA	○	LB
7	LA	LB	○ ○ ○ ○	LA	○ ○ ○ ○	LB	LA
8	LB	CR	LA	CR	LA	CR	LB
9	LA	LB	○ ○ ○ ○	LA	○ ○ ○ ○	LB	LA
10	LB	○	LA	CR	LA	○	MA

(b) 混合炬心

LA: LEU新燃料
 LB: LEUサイクル燃焼燃料
 MA: MEU燃料
 LF: LEU燃料フォロワ
 CR: 制御棒(燃料フォロワ付)

図 5.1.5 MEU6 炉心及び混合炉心の燃料配置

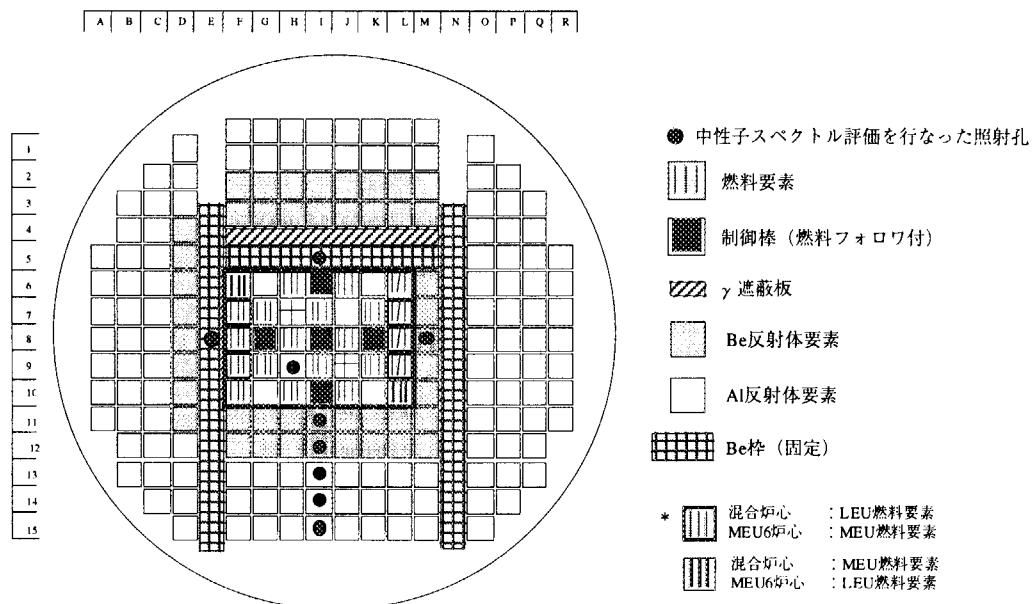


図 5.1.6 解析に用いた JMTR 炉心

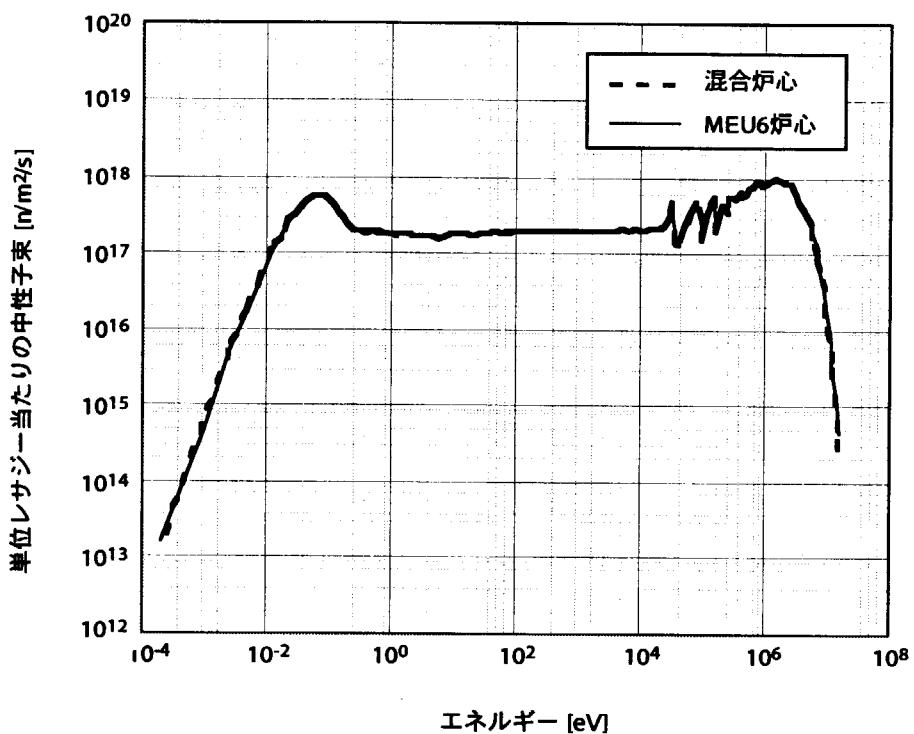


図 5.1.7 MEU6 炉心及び混合炉心の H-9 照射孔（燃料領域）
の中性子スペクトルの比較

表 5.1.1 混合炉心と MEU 6 炉心の高速中性子束の比較

照射領域	照射孔	高速中性子束 (1MeV以上)		MEU6炉心／混合炉心
		MEU6炉心	混合炉心	
燃料領域	H-9	1.3E+14	1.3E+14	0.99
Be 1 層領域	E-8	6.4E+13	6.2E+13	1.03
	M-8	6.5E+13	6.6E+13	0.99
	I-5	4.4E+13	4.6E+13	0.96
	I-11	4.4E+13	4.5E+13	0.97
Be 2 層領域	I-12	1.0E+13	1.1E+13	0.98
Al 1 層領域	I-13	3.7E+12	3.9E+12	0.95
Al 2 層領域	I-14	1.7E+12	1.9E+12	0.93
Al 3 層領域	I-15	8.0E+11	8.6E+11	0.92

表 5.1.2 混合炉心と MEU 6 炉心の熱外中性子束の比較

照射領域	照射孔	熱外中性子束 (0.683eV~1MeV)		MEU6炉心／混合炉心
		MEU6炉心	混合炉心	
燃料領域	H-9	3.7E+14	3.7E+14	0.99
Be 1 層領域	E-8	3.0E+14	2.9E+14	1.04
	M-8	3.1E+14	3.1E+14	0.99
	I-5	2.3E+14	2.3E+14	0.98
	I-11	2.2E+14	2.3E+14	0.97
Be 2 層領域	I-12	8.2E+13	8.6E+13	0.95
Al 1 層領域	I-13	2.8E+13	2.9E+13	0.96
Al 2 層領域	I-14	1.7E+13	1.7E+13	0.97
Al 3 層領域	I-15	1.0E+13	1.1E+13	0.96

表 5.1.3 混合炉心と MEU 6 炉心の熱中性子束の比較

照射領域	照射孔	熱中性子束 (0.683eV以下)		MEU6炉心／混合炉心
		MEU6炉心	混合炉心	
燃料領域	H-9	1.4E+14	1.4E+14	0.98
Be 1 層領域	E-8	3.5E+14	3.4E+14	1.04
	M-8	3.6E+14	3.5E+14	1.00
	I-5	2.5E+14	2.6E+14	0.97
	I-11	2.8E+14	2.9E+14	0.98
Be 2 層領域	I-12	2.0E+14	2.1E+14	0.96
Al 1 層領域	I-13	7.2E+13	7.5E+13	0.97
Al 2 層領域	I-14	3.9E+13	4.0E+13	0.98
Al 3 層領域	I-15	2.0E+13	2.1E+13	0.96

5.2 照射技術

5.2.1 酸素ポテンシャルセンサの開発

燃料棒内部の化学的挙動を把握することを目的として、固体電解質型酸素ポテンシャルセンサの開発を行っている。1997年度実施した照射試験では、燃料棒実装に適している固体標準極を用いたセンサについては、起電力の熱サイクル耐性と長期安定性に欠けるという問題が判明した。そこで、1998年度は、主にこの原因として考えられる「標準極と固体電解質との密着性の低下」及び「標準極の還元」を改善するための試験開発を進めた。

1) 標準極と固体電解質の密着性の改善

標準極と固体電解質との密着性を向上させ、起電力の安定化を図るために、標準極上部から荷重を加えながら起電力特性試験を実施した(図 5.2.1)。この結果、 1300g/cm^2 の荷重印加を行った場合、熱サイクルを加えても $700\sim1000^\circ\text{C}$ の温度条件下では、起電力は計算値とほぼ同じ値を示し(図 5.2.2)、かつセンサ寿命も約 600 時間以上となる良好な結果が得られた(図 5.2.3)。このことから荷重印加はセンサ起電力を安定化するのに有効であることが確認された。

2) 標準極の還元化対策

本センサの照射試験を行うため、上述の知見をもとにスプリングにより荷重印可し、密着性を改善したキャップセル装荷用センサを新たに設計・製作し、炉外試験を実施した。ところが、寿命が 150 時間程度に減少するという問題が生じたため、これを分解し、原因究明したところ、標準極が還元されていることが判明した。この対策として、センサのケース材であるステンレスを表面酸化処理したもの及びニッケルに材質変更するとともに、標準極側と測定極側を隔離する分室型構造を新たに採用した。現在これらの改善策を施した酸素ポテンシャルセンサについて設計・製作中であり、完成後起電力特性試験を行う予定である。

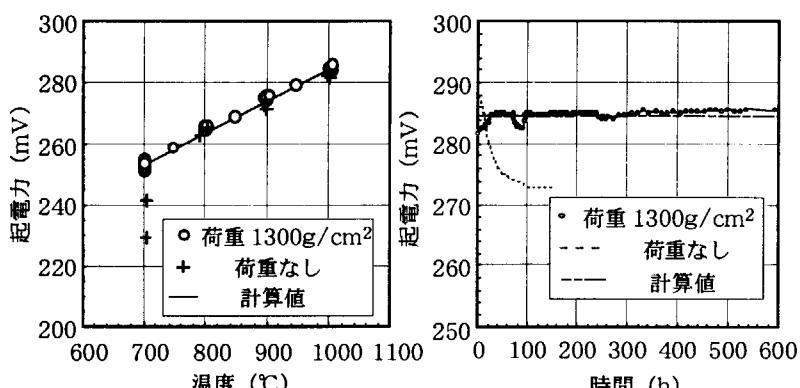
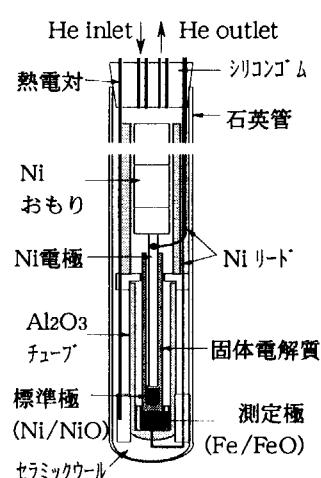


図 5.2.1 荷重印加試験用酸素センサ

5.2.2 軽水炉環境照射装置の開発・整備

軽水炉の炉内構造物は、放射線、腐食、応力の影響により照射誘起応力腐食割れ（I A S C C）損傷を起こす可能性があり、I A S C Cは高経年軽水炉の炉内構造物の信頼性に関わる重要な研究課題となっている。このため、J M T RにおいてI A S C C照射試験データを取得することを目的として、軽水炉環境を模擬した照射装置（軽水炉環境照射装置）の開発・整備を開始した。

軽水炉環境照射装置は、図 5.2.4 に示すように、炉内に装荷される飽和温度キャプセル及び炉外に設置され飽和温度キャプセルへ高温高圧水を供給する水環境制御装置から構成される。水環境制御装置では、通常の精製設備に加え水素注入のための系統も附設し、供給水の電気伝導度、溶存酸素濃度、E C P（腐食電位）等の水質調整を行うことにより、可能な限り軽水炉炉心の水環境を模擬した照射試験環境を実現することを目指している。国内の試験ニーズ等を踏まえ 2001 年までに本制御装置の整備を完了する計画である。

1998 年度は、制御装置の設計検討を進めるとともに、設置に向けた準備の一環として、炉プール壁貫通孔に据え付けられていた既存の閉止板を取り外し、最大 5 本のキャプセルが接続できるように 5 個の $\phi 50\text{mm}$ 小貫通孔を有する閉止板を新たに製作・設置した。（図 5.2.5 参照）小貫通孔はキャプセル配管を接続しない場合は小フランジで閉鎖される。脱着が容易なように小フランジはボルト締め構造とした。

閉止板は炉プール壁の一部を構成することから、設置及び工事の認可の方法に関する国の認可を取得し、製作及び据付にあたっては官庁検査である使用前検査を受検した。

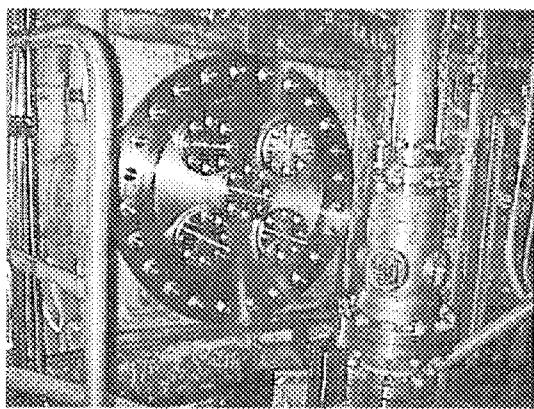


図 5.2.5 新たに設置された閉止板

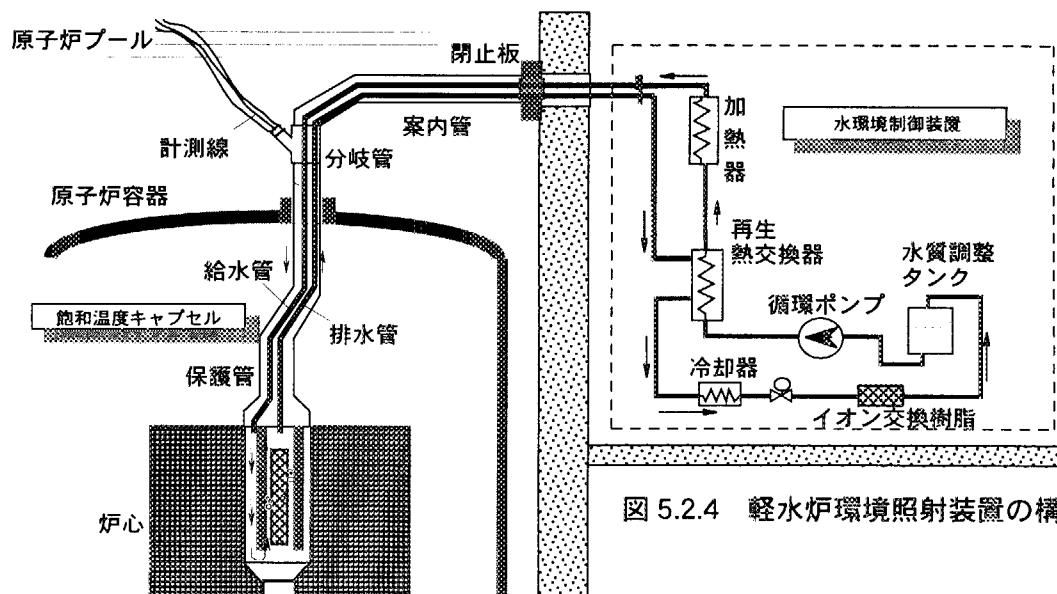


図 5.2.4 軽水炉環境照射装置の構成

5.2.3 アクチノイド水素化物燃料の照射技術

原子炉の中において U や Pu の核反応により生成する Np、Am 等のアクチノイド元素は、長寿命の放射性核種を含んでいるため、廃棄物処理上大きな問題となっている。このため、原子炉等を用いてこれらの核種を核変換させ、短寿命化または安定化させる消滅処理技術の研究開発が国内外で進められている。

東北大、東大等では、アクチノイド水素化物の持つ中性子の減速性能に着目し、中性子束密度が高い高速炉での消滅処理用ターゲットとしての研究開発を進めている。その一環として、平成 10 年度において、アクチノイド水素化物の照射下での安定性の確認等を目的として、Np、Am に熱力学的特性が近い Th を用いた U-Th-Zr-H 化合物燃料による国内初の照射試験が J M T R において実施された。

燃料試料は、 $\text{UTh}_4\text{Zr}_{10}\text{H}_{20}$ (U 濃縮度 19.9% 及び天然 U) 及び 45%U-ZrH_{1.6} (天然 U) の 3 種類とも外径が 9.9mm、高さが 10mm ペレット形状に製作された。燃料試料はインナキャップセルそれぞれに種類毎に装荷され、ペレット中心温度計測用の熱電対を取り付け、ヘリウムガス雰囲気で封入された。図 5.2.6 にインナキャップセル組立図を示す。

照射試験は第 127cy より開始し、ペレット中心温度、被覆管表面温度を計測した。照射試験は、燃料ペレットの温度変化等の照射挙動を観察するために温度制御を行わず、キャップセル内部に He ガスを満たしたダンプ運転状態で実施した。照射中における各燃料の中心温度を図 5.2.7 に示す。第 127cy の最高線出力密度は約 108W/cm であったが、今後、より高い線出力密度での照射試験が 1999 年度に計画されている。

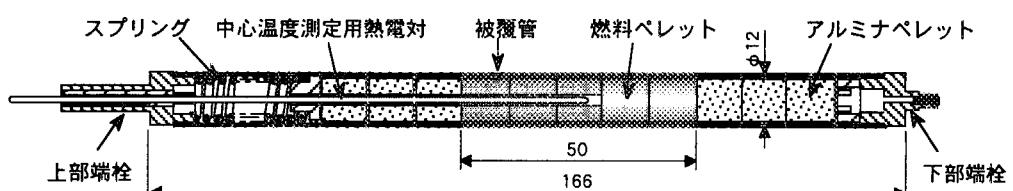


図 5.2.6 インナキャップセル組立図

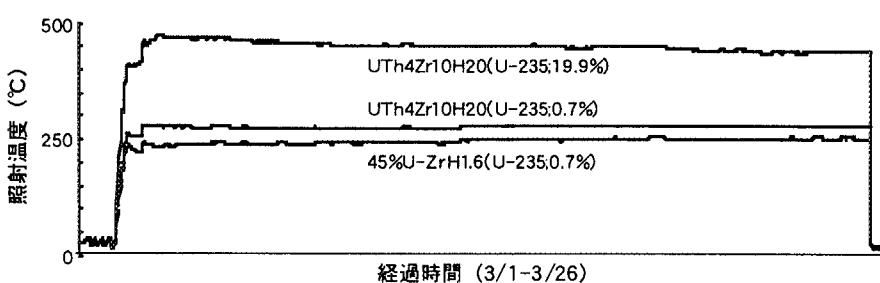


図 5.2.7 照射中のペレット中心温度

5.2.4 中性子パルス運転用回転キャプセルの製作

核融合炉プランケットの開発の一環として、ITER のパルス運転(1,000 秒運転及び 2,000 秒停止)を模擬し、パルス運転時におけるトリチウムの放出特性を in-situ で測定するための照射試験体の開発を行っている。本キャプセルは、パルス運転模擬構造の検討のための回転キャプセルであり、本キャプセルの性能を評価するため照射試料として自己出力型中性子検出器(SPND)を装荷した。キャプセル構造は、図 5.2.8 に示すように照射試料の周囲に窓付の中性子吸収体を取り、この吸収体を回転させることにより、照射試料に入射する中性子束を変化させることができる。従って、中性子入射方向に窓を 1,000 秒間向けた後、反対方向に 2,000 秒間向ければ、ITER のパルス運転を模擬することが出来る。

また、中性子吸収体を回転させる機構として、停止位置の制御が容易な小型ステッピングモータを使用し、モータコイルには、耐放射線性の高い、MI ケーブルを用いたものとした。また、停止位置の確認には、新たに開発した耐放射線性のリミットスイッチを用いた。

照射試験は、第 127 サイクルより M-2 孔で開始し、試料部温度を最高 600°C まで上げて回転試験を行い、順調に回転していることを確認した。しかし、M-2 孔の中性子束密度が低く、SPND の出力電流が小さいため、今後、中性子束密度がより高い照射孔に変えて照射試験を行う計画である。

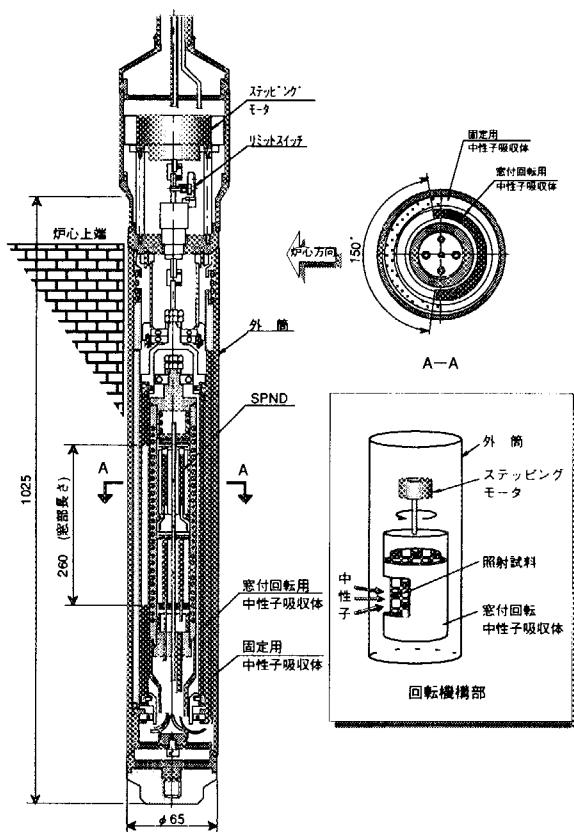


図 5.2.8 中性子パルス運転用回転キャプセル概略図

5.2.5 キャプセル温度制御装置の運転自動化

キャプセル温度制御装置の運転自動化に向けて、原子炉出力変更中における温度制御の性能向上に関する試験を実施した。

キャプセルの炉出力変更中における照射温度維持は、ヒータ出力を PID 調節計で自動制御することにより行なう。しかし、キャプセルには容積的な制限からそれほど大きなヒータを組込むことができないため、原子炉の出力変化による発熱を補償するには、ガスギャップの真空度を変えてキャプセルの放熱を制御し、ヒータによる温度制御を補う必要がある。このため、従来の運転では、運転員が試料温度の変化を見ながら電動弁を操作してガスギャップの真空度を調整していた。

今回の試験では、パソコンに原子炉の出力信号を取り込み、この信号で電動弁を自動的に開閉する制御方式を取った。制御回路の概念を図 5.2.9 に示す。

この制御方式は、原子炉出力による電動弁開度の先行制御になる。一般的に使用されるフィードバック制御は、外乱による温度の変化を検出した後、これを補償する動作を行うのに対し、この制御方式は、原子炉の出力変化、つまり外乱による温度変化を予測し、温度変化に先行して補償動作を行ったため、より安定した温度維持が期待できる。

試験結果は、図 5.2.10 に示す通りである。従来の手動操作で試料温度を維持したキャプセルBは $\pm 8^{\circ}\text{C}$ の温度変動があったが、今回の先行制御方式で制御したキャプセルAは $\pm 3^{\circ}\text{C}$ に収まり、先行制御の有効性を確認した。

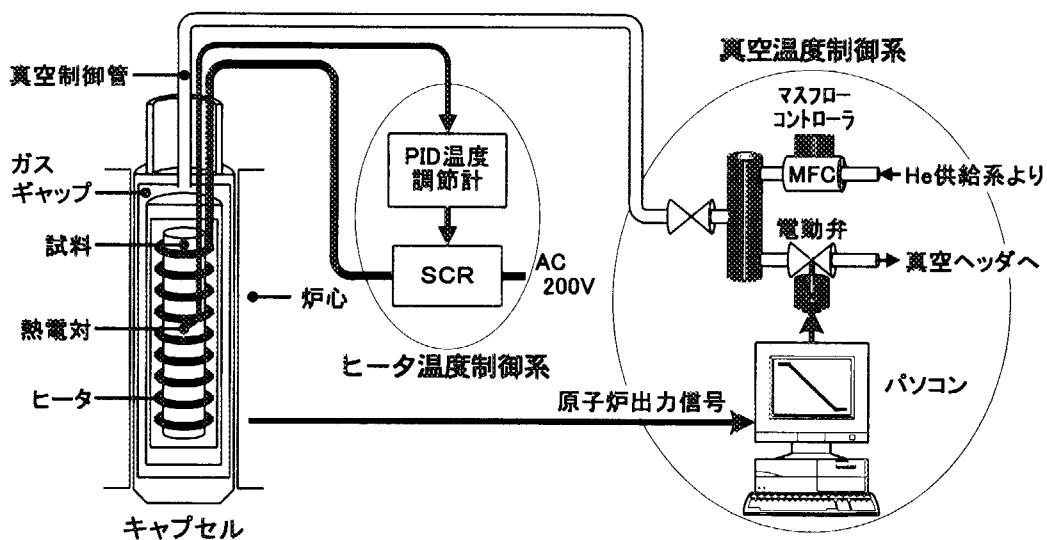


図5.2.9 先行制御試験回路の概念図

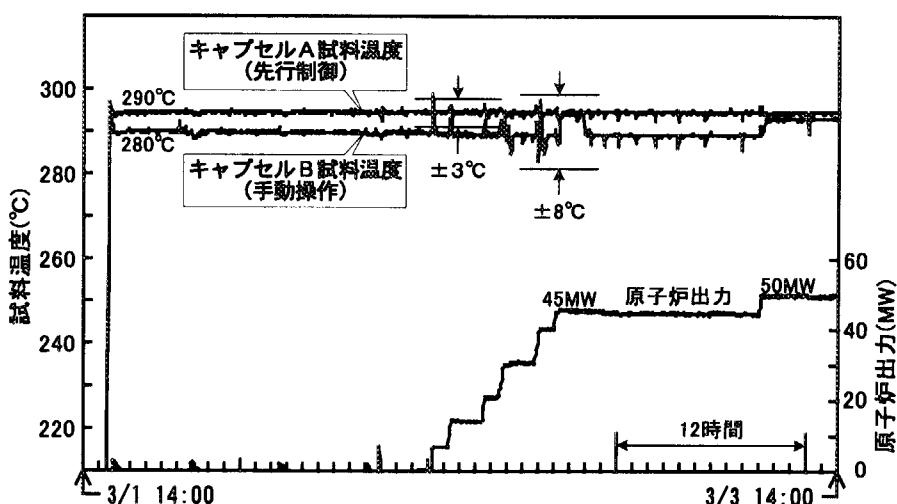


図5.2.10 先行制御試験結果

5.3 照射後試験技術

5.3.1 微小試験片試験技術の開発

軽水炉サーベイランス試験片、照射後試験済試料の有効利用及び廃棄物の低減化等の観点から、放射化試料の再加工技術の確立が急務となっている。ホットラボでは遠隔操作性に優れ、高い加工精度を有する放電加工技術の適用を試みており、遠隔操作によるホットセル内での小型試験片を照射済試料から加工する技術を確立するために開発した放電加工装置を用いて、その第1段階の型抜き法による試験片の加工はほぼ目途を得た。第2段階として、衝撃試験片から微小試験片試験（スマールパンチ試験）で用いるクーポン型試験片（10mm 角×0.5mm）を切り出す試験片加工技術の開発を進めている。

試験片加工は、170mm（長さ）×260mm（幅）×180mm（深さ）の加工槽の中に注入した加工液（難燃性の灯油）の中に、衝撃試験片を取り付けた 150mm（長さ）×200mm（幅）の加工ステージを浸漬して行う。加工するための Cu-W 製の薄板用電極は、長さ約 340mm のステンレス製電極棒の先端に取り付けられ、試験片の位置決め精度 $1\mu\text{m}$ の NC 制御により加工を行う。図 5.3.1 に試験片加工法の概要を示す。本試験片加工では、加工深さが 10mm であるため、加工初期では加工屑の除去が容易であるが、深くなるにつれて加工屑の除去性が悪くなり、加工速度も徐々に低下した。このため、その対策として、超音波振動子を取り付けた加工槽を用いる加工方法の検討を進めている。また、加工面の粗さについては加工電流条件及び電極形状を考慮して改良を進めている。

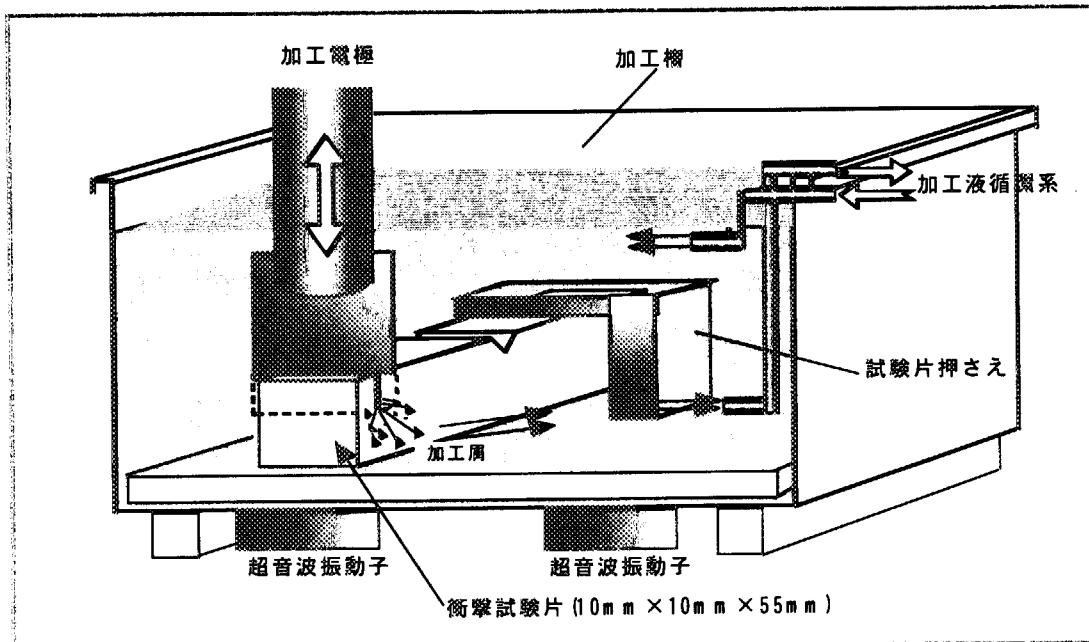


図 5.3.1 試験片加工法の概要

5.3.2 き裂進展長さ測定技術の開発

高温高圧水中におけるき裂長さ測定

原子炉構造材料について、中性子照射挙動の観点から寿命信頼性に関する試験を行い、それらの材料が十分な信頼性を有する条件で使用されていることを確認するための強度特性試験として、高温高圧水中の照射環境助長割れ(EAC)試験の実施を進めている。本試験では、各種ステンレス鋼材について、高温高圧水中におけるき裂進展試験での試験中における高精度な試験片のき裂長さデータを取得するため、遠隔操作による交流電位差法を用いたき裂長さ測定技術の開発整備を進めている。

電位差法によるき裂長さ測定は、コールド用低歪速度 SCC 試験機を用いて図 5.3.2 に示す測定経路を行った。本試験では、試験片(0.4TCT 試験片)への測定リード線の材質の選定と配置について検討を進め、負荷電流値及び測定電圧値等の測定条件を確認するとともに解析を実施した。その結果、リード線に関して流水振動による電圧変化が発生すること、腐食が少なく、抵抗の小さい白金リード線を採用することがノイズ抑制に良好であること、圧力容器内で使用可能となる接続端子開発の必要性等が明らかになった。さらに今後これらを踏まえた試験を行い、高精度なき裂長さ測定データを取得する。

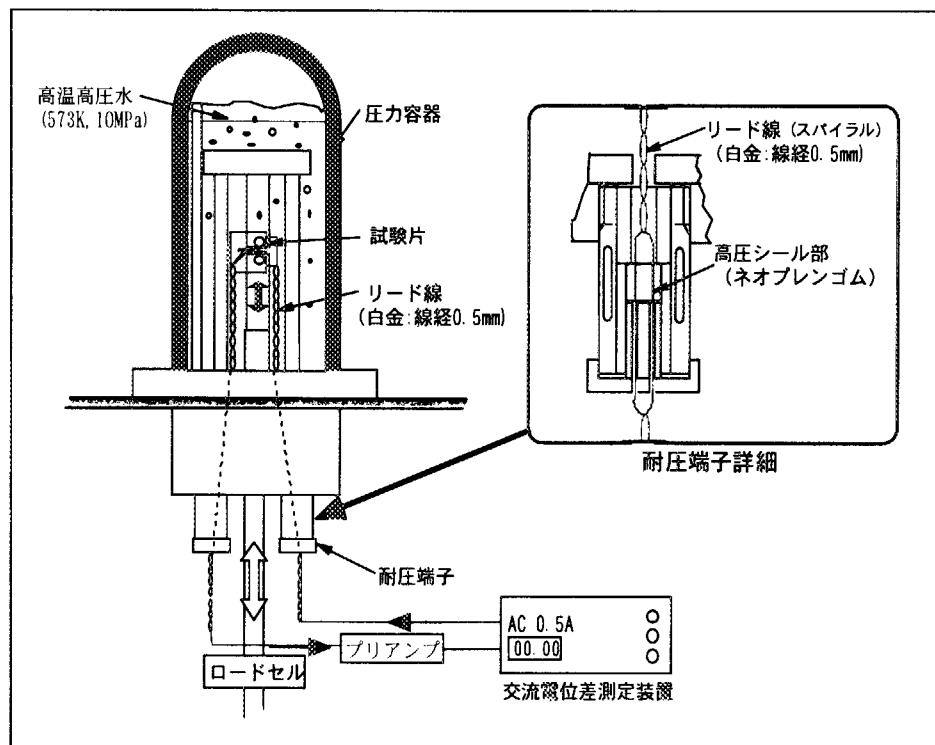


図 5.3.2 き裂進展長さ測定経路概要

5.3.3 非破壊的照射脆化診断法の開発

原子力発電プラントの寿命延伸では、関連機器及び原子炉圧力容器などを構成する材料の経年劣化の検出や評価が重要となる。特に原子炉圧力容器鋼の経年劣化の事象としては、焼き戻し脆化、中性子照射脆化及び疲労損傷などがあり、中でも中性子照射脆化は供用期間中に確実に進行すると考えられる。このため原子力プラントでは、圧力容器鋼の照射脆化を評価するための監視試験が規定されており、鋼材の延性脆性遷移温度 (Ductile-to-Brittle Transition Temperature: DBTT) の移行量や破壊靭性特性の変化を評価するために監視試験片を装荷したカプセルが原子炉内に挿入されている。しかしながら、監視試験片の数量には限りがあるため、圧力容器鋼の照射脆化量を合理的にしかも非破壊的に評価する新たな手法の確立が求められている。ホットラボでは、監視試験法に代わる合理的な照射脆化評価法として、超音波を用いた非破壊手法の適用の可能性を調べるために、ASTM A533B-1 鋼や溶接金属の受領材、照射材及び照射後に熱処理した鋼材のホットセル内における超音波計測に着手した。図 5.3.3 は、ホットラボの鉛セル内に設置した照射後超音波計測システムの概略図を示す。探触子及び試験片をセル内の固定用治具にセットし、セル外よりマニピレータで超音波計測を実施した。実験に用いた超音波探傷器は、日本クラウトクレーマ社製の USL-42 であり、セル外から超音波信号を送信すると共にデータを検出し、パーソナルコンピュータを用いてデータ処理を行った。また、探触子は、振動子寸法が $\phi 6.3\text{mm}$ で周波数 5, 10, 15MHz であり、超音波の縦波と横波の伝播時間及び試験片裏面で反射する超音波エコーの強度を計測した。

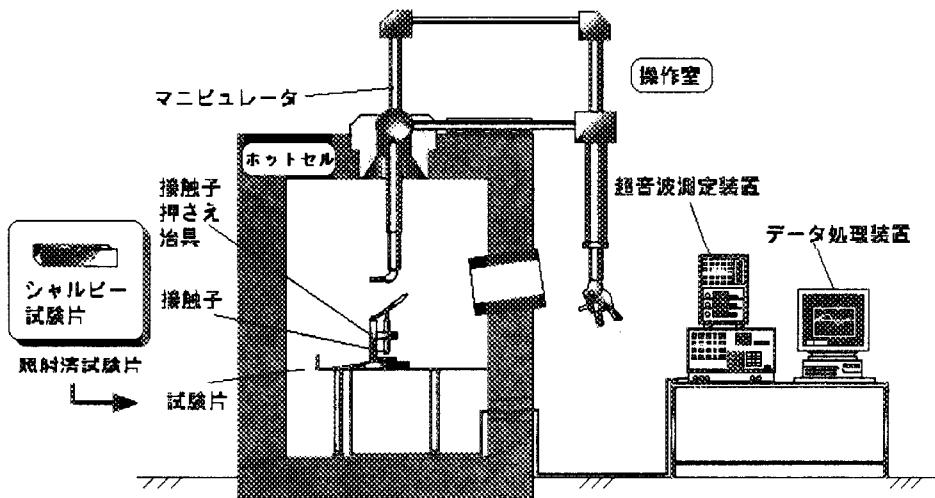


図 5.3.3 非破壊的照射脆化診断システムの概要

5.4 JMTR 稼働率向上に向けた技術検討

JMTR では今後の照射需要の重点項目となりつつある軽水炉の長寿命化、燃料の高燃焼度化等に関連した照射研究に対応するため、現在と同等の中性子照射条件を維持しつつ、燃料要素の有効利用を行い、照射効率向上が図れる炉心の検討を進めている。検討の第 1 段階として、すでに保有している中濃縮ウラン（MEU）燃料を有効利用するため、MEU 燃料を 1 炉心あたり 2 体装荷する混合炉心から、6 体装荷する混合炉心（MEU 6 炉心）へ変更する検討を行い、平成 9 年度の安全解析を経て、平成 10 年 8 月に運転に必要な核燃料物質の年間予定使用量の変更届の手続きを行い、平成 10 年 11 月の第 125 サイクルから運転を開始した。この炉心による運転は、平成 12 年度前半の第 135 サイクルで終了する予定であり、その後は低濃縮ウラン（LEU）燃料のみによる炉心構成となる。このため、稼働率向上の検討の第 2 段階として LEU 燃料の有効利用と運転日数増加が可能な炉心構成の検討を行った。

5.4.1 炉心検討と結果

JMTR の現行の原子炉設置許可の中では、LEU 燃料のみの炉心構成として初装荷炉心及び平衡炉心があり、1 サイクルあたり 25 日で年間 6 サイクルまでの運転が可能である。この場合、使用する燃料要素は 1 年間に約 96 体、燃料要素の平均燃焼度は約 40% 程度であり、許可上の最高燃焼度 50% に対して余裕がある。このため炉心検討では、燃料を有効に利用することを目的として、年間の燃料要素使用数を 4 サイクル相当の 64 体以内、燃料要素の平均燃焼度は 60% 以下、年間運転日数 150 日以上、とする条件を設定し、現行設置許可の LEU 平衡炉心を基にした炉心（LEU 燃料要素 27 体で構成）と炉心燃料領域の照射孔 2 個所を利用して燃料を追加した炉心（LEU 燃料要素 29 体で構成）の検討を行った。検討結果を表 5.4.1 に、LEU 燃料要素 29 体で構成した改良炉心の配置図を図 5.4.1 に示す。

(1) 改良炉心 I ; 11-11 炉心

LEU 燃料要素 27 体で構成するこの炉心は、標準燃料の新燃料要素 11 体、1 サイクル使用の燃料要素 11 体及び燃料フォロワ 5 体を装荷し、標準燃料要素 2 サイクル使用、燃料フォロワ 1 サイクル使用、燃料交換時のシャフリングは行わないとして検討を行った。

検討の結果、1 サイクルで約 32 日程度までの運転が可能であることが判った。この場合、運転末期の余剰反応度の最小値は約 $1.16\% \Delta k/k$ 、燃料要素の平均最高燃焼度は約 44% である。年間の燃料要素使用数 64 体では、4 サイクル、計 128 日の運転が可能である。

(2) 改良炉心 II ; 10-8-6 炉心

LEU 燃料要素 29 体で構成するこの炉心は、標準燃料の新燃料要素 10 体、1 サイクル使用の燃料要素 8 体、2 サイクル使用の燃料要素 6 体及び燃料フォロワ 5 体を装荷し、標準燃料要素 3 サイクル使用、燃料フォロワ 2 サイクル使用、燃料交換時のシャフリングは行わないとして検討を行った。

検討の結果、1サイクルで約32日程度までの運転が可能であることが判った。この場合、運転末期の余剰反応度の最小値は約 $1.0\% \Delta k/k$ 、燃料要素の平均最高燃焼度は約55%である。年間の燃料要素使用数61体で、5サイクル、計160日の運転が可能である。なお、この炉心は3サイクル使用の標準燃料要素が6体であり、各サイクルごとに取出す標準燃料要素は10体または8体となるため、各サイクルあたり4体または2体の標準燃料要素は2サイクル使用(3サイクル使わずに)で取出されることになるが、年間の燃料要素使用数は61体で検討した炉心構成の中で最も少ない。

(3) 改良炉心Ⅲ；8-8-8炉心

この炉心は、標準燃料の新燃料要素8体、1サイクル使用の燃料要素8体、2サイクル使用的燃料要素8体及び燃料フォロワ5体を装荷し、標準燃料要素3サイクル使用、燃料フォロワ2サイクル使用、燃料交換時のシャフリングは行わないとして検討を行った。

検討の結果、1サイクルの運転で約30日程度までの運転が可能であることが判った。この場合、運転末期の余剰反応度の最小値は約 $1.0\% \Delta k/k$ 、燃料要素の平均最高燃焼度は約52%である。年間の燃料要素使用数63体で、6サイクル、計180日の運転が可能である。

(4) 改良炉心Ⅳ；8-8-8炉心

この炉心は、標準燃料の新燃料要素8体、1サイクル使用の燃料要素8体、2サイクル使用的燃料要素8体及び燃料フォロワ5体を装荷し、標準燃料要素3サイクル使用、燃料フォロワ2サイクル使用、燃料交換時のシャフリングを行うとして検討を行った。

検討の結果、1サイクルの運転で約32日程度までの運転が可能であることが判った。この場合、運転末期の余剰反応度の最小値は約 $0.9\% \Delta k/k$ 、燃料要素の平均最高燃焼度は約52%である。年間の燃料要素使用数63体で、6サイクル、計192日の運転が可能である。

(5) 改良炉心Ⅴ；8-8-8炉心

この炉心は、標準燃料要素の新燃料8体、1サイクル使用燃料8体、2サイクル使用燃料8体及び燃料フォロワ5体を装荷し、標準燃料要素3サイクル使用、燃料フォロワ2サイクル使用(ただし、1サイクルで半数交換)、燃料交換時のシャフリングを行うとして検討を行った。

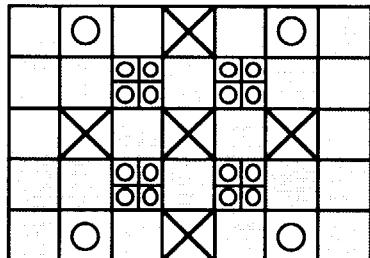
検討の結果、1サイクルの運転で約32日程度までの運転が可能であることが判った。この場合、運転末期の余剰反応度の最小値は約 $1.5\% \Delta k/k$ 、燃料要素の平均最高燃焼度は約55%である。年間の燃料要素使用数63体で、6サイクル、計192日の運転が可能である。

5.4.2 まとめ

以上のように、燃料を有効に利用するために設定した燃料要素の年間使用数は64体以内、燃料要素の平均燃焼度は60%以下、年間運転日数150日以上とした条件を満足する炉心は、29体炉心の改良炉心Ⅱ～Vであり、運転日数の最大は改良炉心Ⅳ及び改良炉心Ⅴであった。特に改良炉心Ⅴは燃料フォロワ2サイクル使用のうち半数を1サイクル交換としたことで、改良炉心Ⅳと比較して運転末期の反応度に余裕がある。

今後は、改良炉心Vについて詳細な核特性解析を進め、さらに、原子炉動特性解析、過渡時熱水力解析を行い、設置変更許可申請の準備を行う。

LEU平衡炉心 (LEU燃料27体装荷)
現在、運転に用いている炉心配置



改良炉心 (LEU燃料29体装荷)
新たに加える炉心配置

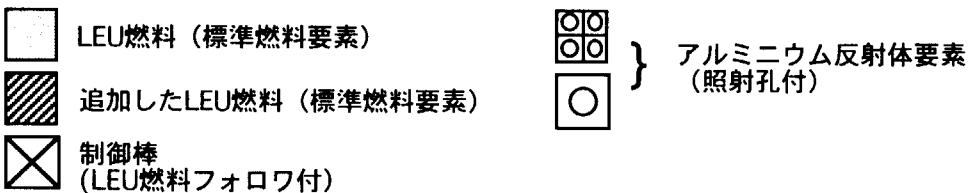
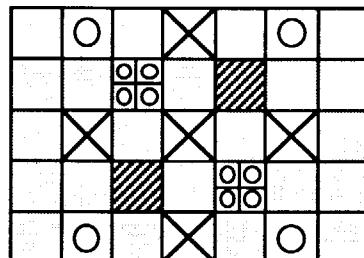


図 5.4.1 炉心配置

表 5.4.1 炉心検討結果

項目 炉心		1サイクルの 運転日数	年間 運転日数	燃料要素 使用サイクル数	燃料要素 年間使用数	燃料要素平均 最高燃焼度	備考
27 体 炉 心	現行許可 LEU 平衡炉心 (10-12 炉心)	25 日	100 日 (4 サイクル)	標準燃料； 2 サイクル 燃料フォロワ； 1 サイクル	64 体	40%	燃料交換時 シャフリングなし
	改良炉心 I (11-11 炉心)	32 日	128 日 (4 サイクル)			44%	
29 体 炉 心	改良炉心 II (10-8-6 炉心)	32 日	160 日 (5 サイクル)	標準燃料； 3 サイクル (一部 2 サイクル) 燃料フォロワ； 2 サイクル	61 体	55%	燃料交換時 シャフリングなし
	改良炉心 III (8-8-8 炉心)	30 日	180 日 (6 サイクル)	標準燃料； 3 サイクル 燃料フォロワ； 2 サイクル	63 体	52%	
	改良炉心 IV (8-8-8 炉心)	32 日	192 日 (6 サイクル)			52%	燃料交換時 シャフリングあり
	改良炉心 V (8-8-8 炉心)	32 日	192 日 (6 サイクル)	標準燃料； 3 サイクル 燃料フォロワ； 2 サイクル (半数交換)		55%	

6 核融合炉ブランケットに関する研究開発

6.1 微小球の開発

6.1.1 トリチウム増殖材

ITER ブランケット設計において、微小球の充填率を上げて充填領域の有効熱伝導率を高めるため、2次球として直径が 0.1~0.2mm のトリチウム増殖材微小球 (Li_2O 、 Li_2TiO_3 等) が必要であることが明らかになった。このため、新たなトリチウム増殖材微小球製造方法として、置換型ゲル化法を選定し、直径が 0.1~0.2mm のトリチウム増殖材微小球の製造技術について調査を行い、本法により Li_2TiO_3 微小球を試作し、製造条件と基本的特性（直径、焼結密度、真球度等）を調べた。

湿式造粒法によるトリチウム増殖材微小球の製造比較を図 6.1.1 に示す。ゲル球生成試験により、ゲル球が高収縮する分散媒の組成（アルギン酸ナトリウム濃度、テトラヒドロフルフラルアルコール (4HF) 濃度）を決定した。また、ゲル球の熟成温度並びに熟成時間を決定するとともに、微小なゲル球が得られる振動滴下条件を明らかにした。次に、ゲル球に取り込まれる亜鉛を除去するための焼成試験を行った。この結果、水素雰囲気中にて 900°C × 4 時間の焼成条件で、微小球中の亜鉛含有量を 10ppm 以下にすることが可能であることを明らかにした。焼成後、大気中で 1150~1350°C × 4 時間で焼結することにより、焼結密度 74~95%T.D. を有する Li_2TiO_3 微小球の製造が可能であることを明らかにした。

製作した Li_2TiO_3 微小球の特性評価を行った結果、微小球の直径は、分散媒中の Li_2TiO_3 粉末含有量、ノズル内径及びノズル振動数により、0.2~1.0mm の範囲で制御が可能であることを明らかにした。

製造プロセス	脱水型ゲル化法	置換型ゲル化法
	バインダー : PVA 凝固剤 : アセトン 凝固剤温度 : <-20°C ゲル球の洗浄は必要ないが、乾燥時間は長い(24h)。	バインダー : アルギン酸ナトリウム 凝固剤 : 塩化亜鉛水溶液*1 凝固剤温度 : 常温~60°C ゲル球の洗浄が2回必要あるが、乾燥時間は短い(0.5h)。
	空気中 ~650°C × 6h	還元雰囲気中 (H_2 ガス) ~800°C × 4h @ : Znを除去するために還元雰囲気で行う。
	$D_{min}^* = 0.5\text{mm}$	$D_{min}^* = 0.1\text{mm}$ 目標 (0.3mmは、製作確認済)

* 1 : 第1候補材, * 2 : 均一製造可能な微小球最小直径

図 6.1.1 湿式造粒法によるトリチウム増殖材微小球の製造比較

6.1.2 中性子増倍材

トリチウム増殖ブランケットでは、中性子増倍材としてベリリウム微小球が用いられる。このベリリウム微小球開発の一貫として、本年度は、中性子照射した結晶粒径の異なるベリリウムからのトリチウム放出率を測定し、結晶粒径の影響を調べた。試料は、ホットプレス法（結晶粒径：0.01mm）及び真空铸造法（結晶粒径：0.56mm）で製造したベリリウムで、大きさは $3 \times 4 \times 3$ mm であり、JMTR を用いて中性子照射した。試験に用いた試料の照射温度とヘリウム生成量は、各々 327°C で 0.3×10^3 appmHe 及び 616°C で 1×10^3 appmHe である。トリチウム放出率測定時の加熱温度は 300、600、900、1100°C であり、保持時間は各 30 分である。この結果、真空铸造法で製造した試料（結晶粒径：大）の見掛けの拡散係数は、ホットプレス法で製造した試料（結晶粒径：小）より大きく、粒界にヘリウムバブルが生成しても変わらないことが明らかとなった。ホットプレス法で製造した試料（結晶粒径：小）は、粒界のヘリウムバブル影響を大きく受け、ヘリウムバブルが低温ではトラップサイトとして働き、高温ではヘリウムバブルの連結等によりトリチウムの見かけの放出速度を増加させることができた（図 6.1.2 参照）。また、ヘリウムバブル連結の効果により、見掛けの拡散係数が 2 枠程度大きくなることが明らかとなった。

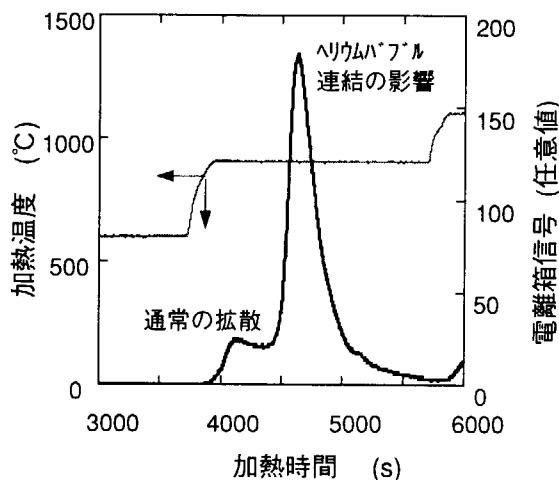


図 6.1.2 トリチウム放出率測定結果の一例。ホットプレス法で製造した試料においてヘリウムバブルの連結によるピークが観察された（327°C で 0.3×10^3 appmH まで照射した試料）。

6.2 Li_2TiO_3 微小球からのトリチウム生成・回収特性

核融合炉ブランケットで用いられるトリチウム増殖材として微小球形状のリチウムタイタネイト (Li_2TiO_3) が主候補材の1つとして挙げられている。JMTR を用いて、中性子照射下における Li_2TiO_3 微小球からのトリチウム放出試験を昨年度から引き続き行い、スイープガス流量、水素添加量及び照射温度のトリチウム放出への影響を調べた。

直径1mmの Li_2TiO_3 微小球（焼結密度：80%T.D.）を照射試料とし、照射試験体に約134g 充填した。充填部寸法は $\phi 20 \times 1260\text{mm}$ であり、充填部の温度計測はK型多対式熱電対を用いた。また、試験体内に生成したトリチウムは、水素を添加したHeガスにより試験体内からスイープし、炉外に設置したトリチウム測定回収装置の電離箱にて計測した。なお、スイープガス流量を $100\sim 950\text{Ncm}^3/\text{min}$ 、水素添加量を $100\sim 10000\text{ppm}$ の範囲で変化させながら、照射試験を行った。

スイープガス流量のトリチウム放出への影響を図6.2に示す。本結果から、充填層内中心温度に関わらず、スイープガス流量の変更により、各温度によるトリチウム放出量は変化しないことが明らかになった。

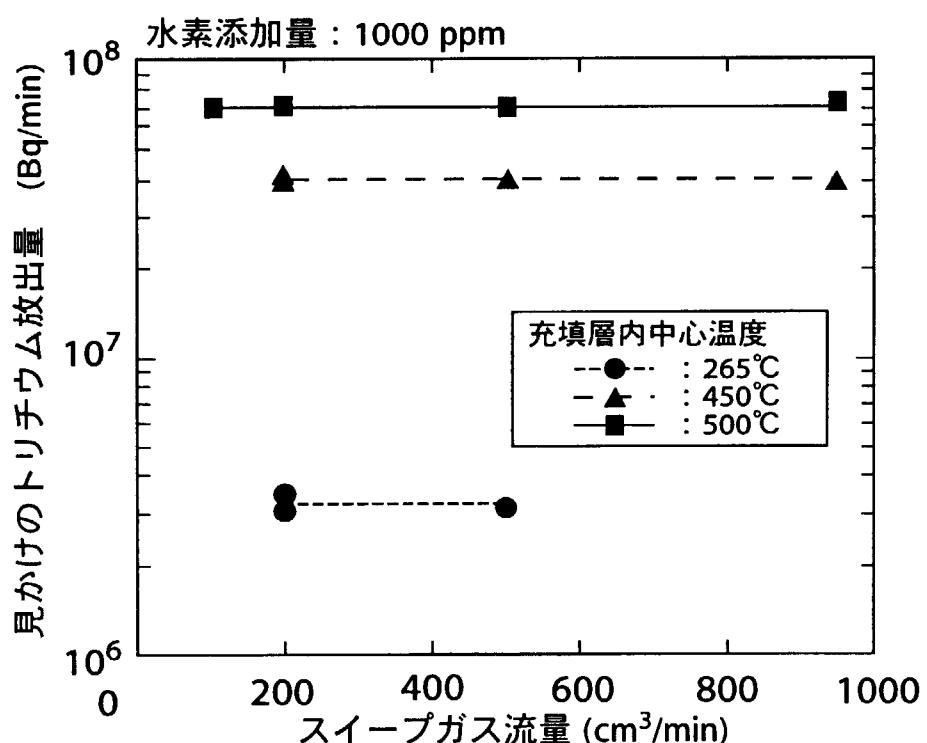


図6.2 スイープガス流量のトリチウム放出への影響

6.3 ブランケット照射試験体の開発

6.3.1 微小球充填特性試験

低温時(150~350°C)かつITER運転モード模擬条件下におけるトリチウム増殖材(リチウムタイタネイト(Li_2TiO_3))充填層からのトリチウム生成回収特性等を明らかにすることは、ITER増殖ブランケットを設計製作する上で必要不可欠である。このため、中性子パルス運転が可能なブランケット照射試験体の開発を行っている。一方、充填領域の有効熱伝導率の向上等の必要性から、充填層は大球と小球の2種類を混合した2次球充填が考えられている。このため、充填球の直径と充填率の関係について調べた。

充填試験には、直径が0.1mm、0.2mm、0.3mm、0.4mm、0.5mm、0.6mm及び2.0mmの模擬微小球(YTZポール(強化ジルコニア))を用い、これらの微小球を内径20.3mm×深さ430mmのアクリル透明樹脂製の円筒容器に充填した。なお、充填試験は、ふるい振とう機にて振動数と振幅を変化させた。

2mm球のみを容器に充填した時及び2次球充填した時の充填率測定を行った結果を図6.3.1に示す。単一球の充填率は、約64%P.F.であった。一方、2次球充填では、大球と小球の比が6.8以上のとき充填率が約80%P.F.以上であること明らかになり、中性子パルス照射試験体の製作に見通しが得られた。

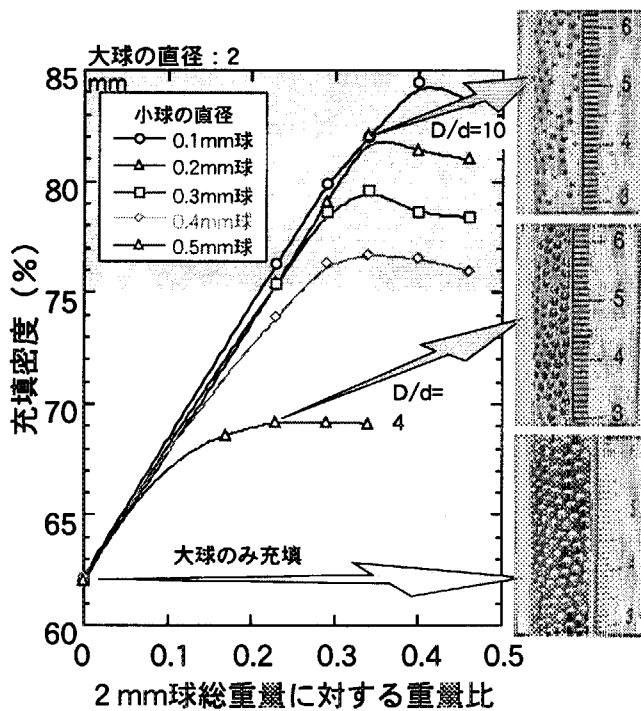


図 6.3.1 充填球の直径と充填率の関係

6.3.2 トリチウム透過防止皮膜の開発

今年度は、トリチウム増殖材の第1候補材であるリチウムタイタネイト(Li_2TiO_3)とトリチウム透過防止皮膜との両立性試験を実施した。皮膜施工法としては、配管内外面へ緻密な皮膜施工が可能な化学緻密化法を、材質としては水分が吸着しにくい $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ を各々選定した。 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜付試料は、外径 10mm で厚さ 6mm の SUS316 ディスク上に厚さ約 50 μm 被覆した。 Li_2TiO_3 試料は外径 8mm、厚さ 2mm で、焼結密度は 80%T.D. である。両立性試験体の構成図を図 6.3.2 に示す。試験温度は 600、700 及び 800°C で、試験時間は、1000 時間及び 1750 時間とした。試験後の皮膜表面外観観察結果を図 6.3.3 に示す。本結果から、皮膜表面にやや変色が認められたものの、皮膜の剥離及びクラックは認められなかった。今後は、詳細な評価として、X線回折及び IMA 分析を実施し、両立性に関する反応素過程の評価を進める予定である。

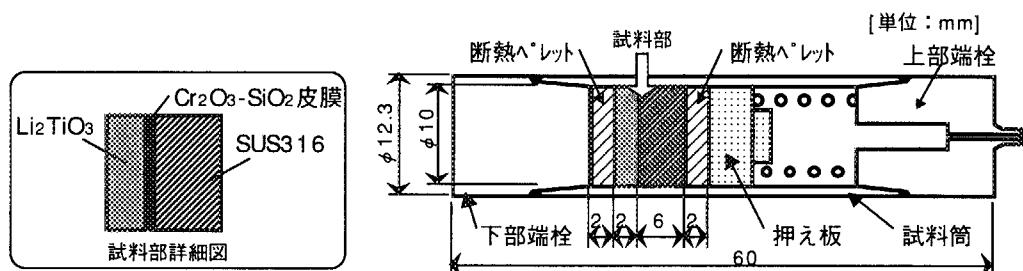


図 6.3.2 両立性試験体の構成図

試験時間 \ 試験温度	600°C	700°C	800°C
1000h			
1750h			

図 6.3.3 皮膜表面外観観察結果

6.3.3 ハイブリッド型 SPND の照射試験

高感度でかつ応答速度が速い自己出力型中性子検出器(SPND)として、Co に Pt-13%Rh を被覆したエミッタ材を用いた SPND(ハイブリッド型 SPND)の炉内特性試験を実施した。本 SPND の構造を図 6.3.4 に示す。絶縁材及びコレクタは、各々 Al_2O_3 及びインコネル 600 を用いた。信号引出し用 MI ケーブルは、シース材及び芯材にインコネル 600、絶縁材に Al_2O_3 を用いた。炉内特性試験の結果、原子炉起動時において、SPND 出力のばらつきが認められた。原因調査のために炉外で行った、各種材料間の熱起電力測定結果を図 6.3.5 に示す。本 SPND は、エミッタと MI ケーブルの芯線接続部に Ni 端子を用いているため、このエミッタにロウ付けした Ni 端子と MI ケーブルの芯材（インコネル 600）の間で生じた熱起電力差（ゼーベック効果）によるものであることが明らかになった。このため、MI ケーブルの芯材を Ni にした改良ハイブリッド型 SPND の炉内特性試験を実施した。原子炉起動時における原子炉出力に対する SPND 出力を図 6.3.6 に示す。本結果から、MI ケーブル芯線を Ni にすることにより、原子炉出力に対して安定した SPND 出力特性が得られることが明らかになった。

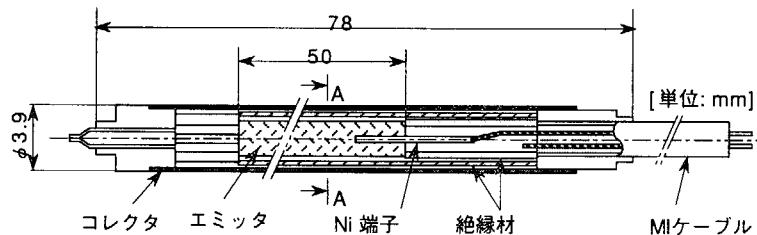


図 6.3.4 ハイブリッド型 SPND 構造図

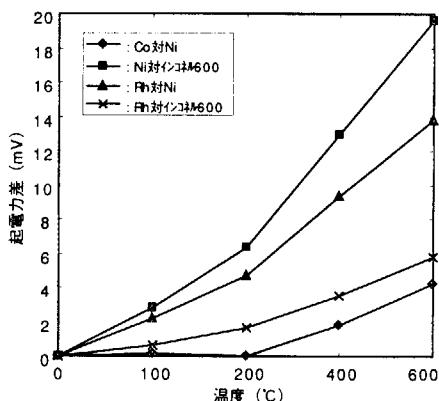


図 6.3.5 各種材料間の熱起電力測定結果

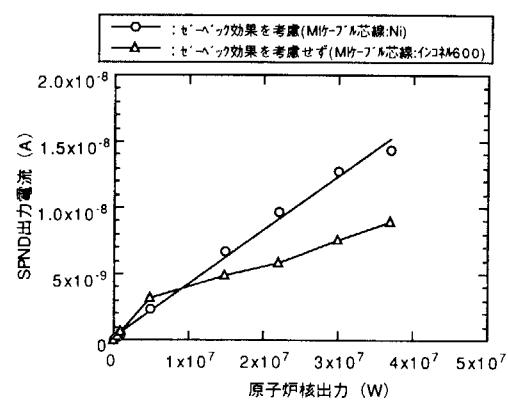


図 6.3.6 原子炉起動時における SPND 出力特性

6.4 照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験

核融合炉で使用されるブランケット第一壁及びダイバータ等のプラズマ対向機器は、プラズマから発生する高い熱負荷のもとで、中性子や粒子の照射を受ける。このような中性子照射の影響を評価する高熱負荷試験を実施するため、中性子照射済の供試材を試験することが可能であるインセル加熱試験装置(Oarai Hot-cell electron Beam Irradiation System ; OHBIS)を材料試験炉(JMTR)ホットラボのコンクリートセル内に設置し、プラズマディスラプションの際に生ずる高熱負荷を模擬する熱衝撃試験、及び定常運転時の繰返し疲労寿命を検証する熱サイクル試験を開始した。

今年度は、中性子照射による炭素繊維強化炭素複合材(CFC)の熱伝導率の低下が、中性子照射済 CFC の損耗特性に及ぼす影響を試験するため、JMTR を用いて 556-569K で最大 0.4dpa まで中性子照射した CFC を用いて、プラズマディスラプションを模擬した熱衝撃試験（熱負荷： $500\text{MW}/\text{m}^2 \times 40\text{ms}$ 及び $800\text{MW}/\text{m}^2 \times 25\text{ms}$ ）を世界で初めて実施した。その結果、中性子照射量の増加に伴い、CFC の損耗重量は直線的に増加し（図 6.4.1）、損耗部の面積も拡大する（図 6.4.2）ことがわかり、中性子照射による CFC の熱伝導率の低下が、熱負荷時の損耗量を増加させることが明らかになった。来年度は、CFC 製対向材をそなえた中性子照射済ダイバータモックアップの熱サイクル試験を実施する予定である。

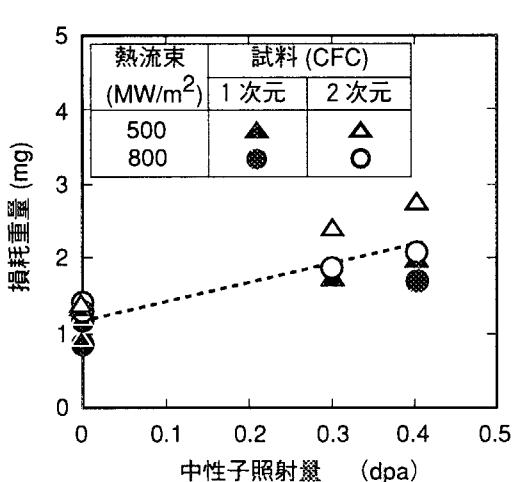


図 6.4.1 热衝撃による CFC の損耗重量と
中性子照射量の関係

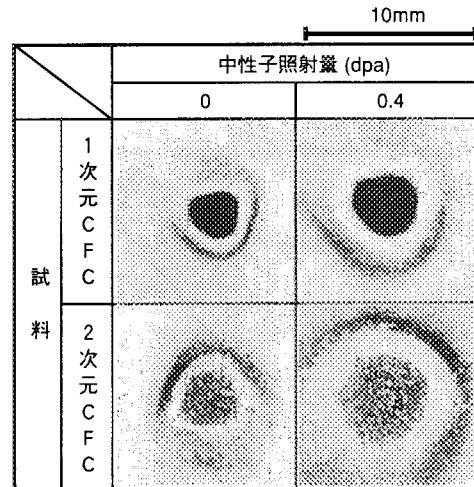


図 6.4.2 (熱衝撃試験後の CFC 損耗部外観
熱負荷条件 : $500\text{MW}/\text{m}^2 \times 40\text{ms}$)

6.5 照射済構造材の溶接性確認試験

核融合炉の炉内構造物及び真空容器の補修・交換においては、補修・交換部を切断し、新しい構造材を再溶接する必要がある。これらの観点から、炉内構造材及び真空容容器材として有望視されているステンレス鋼を用いた溶接性確認試験を行うとともに、本溶接材の再照射試験を行い、機械的特性を調べた。

JMTRで 150°C 、 $2 \times 10^{20}\text{n/cm}^2$ (1MeV以上)まで照射したステンレス鋼 (SUS316LN-IG) を用いて、未照射／未照射、照射／未照射及び照射／照射の組合せによる溶接材を製作し、その溶接材の再溶接性を調べた。この結果、未照射／未照射及び照射／未照射の組合せによる溶接材は、未照射の母材部分で破断し、引張強度は未照射母材と同じ値であった。一方、これら3種類の溶接材をJMTRで再照射 (150°C 、 $8 \times 10^{20}\text{n/cm}^2$ (1MeV以上)) し、溶接材の機械的特性に及ぼす再照射の効果を調べた。照射／未照射溶接材における再照射前後の応力歪み線図を図6.5に示す。この結果、再照射により本溶接材の引張強度は増加したが、伸びについては大きな変化はなかった。また、他の2種類の組合せによる溶接材の再照射後の引張特性はほぼ同じであることが明らかになった。

今後は、溶接部の金相観察、SEM/XMA分析等による微視的観察を行い、溶接部の継手特性を調べる予定である。

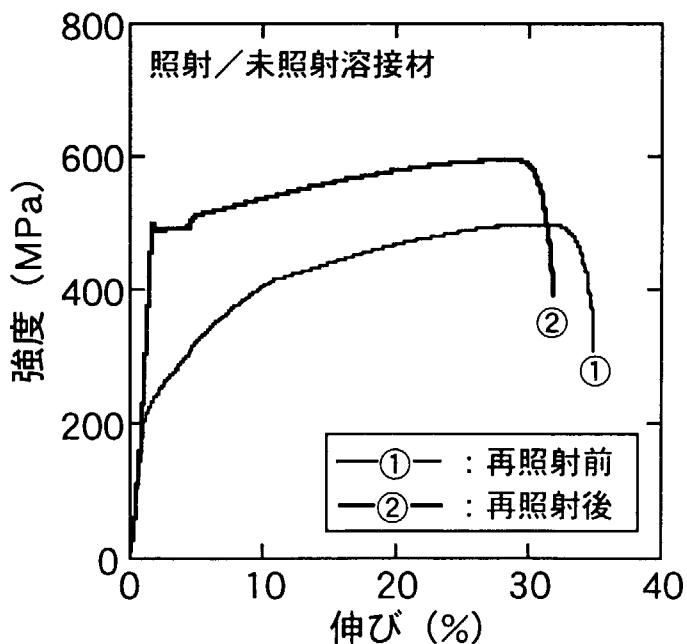


図 6.5 照射／未照射溶接材における再照射前後の応力歪み線図

7 国際協力

7.1 国際協力

国際研究交流は、主として二国間研究協力及び国際機関との研究協力の枠組みの中で実施している。これらの国際研究協力について表 7.1 に示す。

表 7.1 国際研究協力

協力計画	協力研究テーマ	相手機関	期間	研究内容・成果	研究者派遣
KAERI-JAERI 研究協力	照射後試験技術の開発	韓国原子力研究所	99.1～(7日間)	照射後試験技術に関する情報交換 出力急昇試験設備の概要及び照射試験技術に関する情報交換	1
	高燃焼度燃料の照射挙動に関する研究	韓国原子力研究所	99.2～(7日間)		1
STA 交流制度	核燃料照射試験のためのキャプセル設計製作	韓国原子力研究所	99.2～(10日間)		1
	中性子照射施設の管理技術	インドネシア原子力庁	99.2～(14日間)		1
IAEA 国際研究協力 (ANNEX II)	核融合炉材料の照射損傷に関する実験	欧州原子力共同体	99.3～(2日間)	トリチウム増殖材の重照射試験	1
		アメリカ合衆国エネルギー省	98.6～(6日間)	中性子増倍材の重照射試験	1
日米核融合研究協力	固体増殖プロジェクト	アメリカ合衆国エネルギー省	98.6～(7日間)	核融合炉プロジェクト炉内機能試験に関する照射試験のための計画策定	1

7.2 第6回研究炉に関するアジアシンポジウム(ASRR-VI)の開催

本シンポジウムは、研究炉利用を中心としたアジア諸国の原子力研究に携わる研究者・技術者が一同に会して、各国の研究炉の現状や運転経験、将来に向けた計画・技術開発動向について情報交換を行い、相互理解と交流を深めることを目的として、1986 年に立教大学で第1回が開催されて以降、アジア各国の持ち回りで主催することが合意され、今回は日本で開催したものである。開催場所は水戸市の三の丸ホテルで、1999 年3月 29、30 日の両日に亘り論文発表とパネル討論が行われ、最終日 31 日には原研の東海研と大洗研に分かれてテクニカルツアーが実施された。

参加者は全部で 183 人で、国外からは中国、韓国、インドネシア、タイ、バングラデシュ、ベトナム、台湾、フランス、米国、ペルー、IAEA より計 33 人（内発表者 22）、国内では原研(117:内発表者 23)、大学(11:内発表者 6)、その他 22 人(発表者 2)の参加があり、盛会裡に行われた。なお、会議運営は材料試験炉部を主体として研究炉部の協力により行った。

発表論文は 57 件(他に論文のみ 1 件)あり、分野別の発表数を表 7.2 に示す。主な発表は以下のとおりである。

(1) 各国の研究炉・試験炉の現状・計画

日本からは、大学炉に関して、研究・教育上の有用性にも拘わらず一部の炉は種々の困難から存続の危機にあること、また各炉に共通して新燃料調達と使用済燃料の管理、廃棄物管理が運営上の負担となっていることが述べられた。原研からは、現在運転中の 5 基の研究用原子炉の特徴と今後の計画、中でも昨年臨界に達した JRR-4(改造後)、HTTR の紹介と JRR-2 の廃止措置計画の概要等について発表があった。

韓国からは 95 年に臨界に達した多目的研究炉 HANARO の 30MW 全出力運転に向けた取り組みと照射およびビーム利用計画、インドネシアからは BATAN の多目的研究炉 RSG-GAS の利用状況と、国内経済混乱による運転への影響（予算上から最近は 50% (15MW)出力での運転）についても報告があった。ベトナム、バングラデシュからは各々の TRIGA 炉の活用（中性子散乱実験、RI 製造、人材育成）について報告された。

一方、欧米では BR-2(ベルギー)、ATR (米国) の両試験炉が、共に予算削減の中で施設の改修、新たな安全規制への対応、利用拡大に向けての努力を図っているとの報告があった。

新炉の計画として、中国の清華大学が中心になって建設中の高温ガス研究炉 HTR10(10MW、2001 年臨界予定) に関する報告と、タイが原子力研究センター移転と合わせて計画中の新研究炉について発表があった。また、フランスから Jules Horowitz 新研究炉(100MW、プール型の高中性子束炉、2006 年臨界予定)の計画について発表があり、注目を集めた。これらに関しては、設計思想等について活発な質疑が行われた。

(2) 分野別発表から

会議冒頭に組織委員長が挨拶で触れた研究炉の高齢化（平均約30年）の実態にともない、炉の更新が世界的な課題になりつつあり、上に述べたような新炉計画と並んで廃止措置についてもJRR-2の他、韓国KAERIによるTRIGA炉2基の撤去計画の発表があった。一方、利用技術の面では原研によるJRR-3Mビーム利用に対する新技術の開発や、東大による光ファイバーによる遠隔温度計測に関する新しい方法等の発表があった。

照射技術に関しては原研等からJMTRにおける炉内照射中の「その場(in-situ)計測」による研究成果が、韓国からはHANAROでの照射試験の本格化に向けた照射装置の開発等の発表があった。またHTTRを利用した高温照射研究の準備としての高温セラミック材料の照射損傷研究や、BNCT（ホウ素中性子捕獲療法）に関してJRR-4に新設された照射施設により熱外中性子を活用する新しい療法の発表が行われた。

(3) パネルディスカッション

会議最後のパネルディスカッションでは、国内外7人のパネリストから人材育成やRI供給における研究炉・試験炉の役割、炉を利用した先端的研究の成果、等について報告があり、またフロアからは、研究炉データベースの公開等IAEA研究炉部門の最近の活動報告や、RI生産に関する地域協力の可能性、照射研究に関する高度化と今後の革新的技術開発への重要性、等の多くの発言があり、予定時間を超過して活発な議論が行われた。最後に座長（柴田近大教授）より、昨今、原子力開発上の困難が言及されることが多いが、このような時こそ基礎に立った研究、教育が重要であり、工学的道具である原子炉が基礎科学を手助けできることが多々ある、との見解が述べられた。

本シンポジウムを通じて、タイ、中国の新炉計画にも見られるようにアジア圏における研究炉の役割が拡大しつつあることが強く感じられた。一方、試験炉であるBR-2（ベルギー）、ATR（米）での状況（予算の削減、新規需要拡大の努力）には、JMTRと共に悩むや課題も多いことが分かった。また欧州の試験・研究炉の老朽化を見越してフランスが新炉計画を進めているように、原子力開発を進める上で燃料・材料の照射研究の役割は、新たな炉型開発のみならず安全研究の上でも重要であることが再認識された。

本シンポジウムを機に今後、アジア圏に対してはより質の高い情報交換や技術協力の推進を、また欧米の試験炉関係者とは今回の技術交流を活かして関係情報交換のネットワークを維持していくことが考えられる。

なお、報文集は既に原研レポート（参考文献）として刊行されている。

参考文献

JAERI-Conf 99-006、 Proceedings of the Sixth Asian Symposium on Research Reactors、 JAERI(1999)

表 7.2 ASRR-VI 分野別発表数

分野	発表件数
各国の研究炉・試験炉の現状・計画	12
運転経験	6
炉の改造、設備、燃料等	7
照射研究、照射技術の応用	9
照射設備	8
炉特性・計測技術	9
中性子ビーム利用	7
合計	58

7.3 第3回照射後試験に関する日韓セミナーの開催

日本原子力研究所（原研）材料試験炉部は、韓国原子力研究所（韓国原研）核燃料サイクル研究試験チームと、原子力の平和利用分野における研究協力実施取決めの計画3（照射後試験技術の開発）に基づき、照射後試験技術に関して双方の専門家を派遣し、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ついて情報交換を実施し、3年毎に日韓セミナーを開催してきた。第3回目の日韓セミナーは1999年3月25日から2日間、日本原子力研究所大洗研究所で開催した。会議には、原研、韓国原研の他、漢陽工科大、核燃料サイクル開発機構、東北大学金属材料研究所附属材料試験炉利用施設、日本核燃料開発株式会社、ニュークリア・デベロップメント株式会社等、総勢84名の参加者を得て、照射後試験に係わる情報交換が精力的に行われた。

3つのセッションに分かれた講演は、照射後試験の現状と将来計画に関する報告8件、照射後試験技術に関する報告11件、照射後試験データの評価に関する報告14件の計33件であり、高速実験炉用燃料棒の再組立法開発、Nd-YAGレーザー溶接技術、FEG-TEMによる粒界分析、PWR制御棒要素の寿命評価、韓国商用炉破損燃料の原因推定等、最新の報告がなされた。また、利用者の立場から試験需要動向を報告するとともに、次世代の照射後試験に対するナノレベルPIE技術、試験空間や利用に関する柔軟性の確保、さらに施設間の相互協力と国際協力の重要性も指摘された。本セミナーへの参加機関及び発表件数を表7.3に示す。

表7.3 第3回照射後試験に関する日韓セミナーへの参加機関及び発表件数

	所 属 機 関	発表件数	
韓国	韓国原子力研究所(KAERI)	12	13
	漢陽工科大学	1	
日本	日本原子力研究所(JAERI)	10	20
	核燃料サイクル開発機構大洗工学センター(JNC)	4	
	東北大学金属材料研究所附属材料試験炉利用施設	2	
	日本核燃料開発(NFD) (株)	2	
	ニュークリア・デベロップメント(NDC) (株)	2	
計			33件

あとがき

JMTR 年報は、本報が第 13 回目の刊行である。本報告書の作成に関しては、関係の方々の御協力を頂きました。ここに謝意を表します。

’98JMTR 年報編集委員会

’98JMTR 年報編集委員会名簿

委員長	伊 藤 治 彦	(材料試験炉部次長)
副委員長	小 森 芳 廣	(照射第 1 課長)
委員	長 尾 美 春	(計画課)
委員	柴 田 晃	(原子炉第 1 課)
委員	竹 本 紀 之	(原子炉第 1 課)
委員	高 橋 邦 裕	(原子炉第 2 課)
委員	水 越 升	(照射第 1 課)
委員	大 島 邦 男	(照射第 2 課)
委員	横 内 猪一郎	(検査技術課)
委員	中 倉 優 一	(ホットラボ課)
委員	比 佐 勇	(プランケット照射開発室)
委員	蛭 田 国 男	(材料試験炉業務課)
委員	箕 輪 雄 資	(管理部放射線管理課)

付録 1 材料試験炉部の組織



付録2 外部発表

2. 1 論文投稿

「軽金属溶接」 Vol. 36, No. 4, p23-28(1998)

X線透過試験

大岡紀一、石井敏満

「軽金属溶接」 Vol. 36, No. 5, p22-27(1998)

超音波探傷試験

大岡紀一、石井敏満

「軽金属溶接」 Vol. 37, No. 1, p17-24(1999)

浸透探傷試験

大岡紀一、石井敏満

光アライアンス Vol. 9, No. 5, p35-40(1998)

赤外線リモートセンシング計測評価技術（1）

－応用実施例と建設構造物及び埋設物の例－

岡本芳三、鴨井新生、石井敏満

光アライアンス Vol. 9, No. 7, P. 39-45(1998)

赤外線リモートセンシング計測評価技術（2）

－非破壊検査と保守点検の実施例－

石井敏満、岡本芳三、鴨井新生

光アライアンス Vol. 9, No. 9, p. 55-60(1998)

赤外線リモートセンシング計測評価技術（3）

－規格基準と試験法－

岡本芳三、鴨井新生、石井敏満

日本赤外線学会誌、Vol. 8, No. 1, p. 2~12(1998-6)

赤外線による応用計測技術の進歩と規格認定に関する動向

岡本芳三、鴨井新生、石井敏満

日本機械学会論文集、Vol. 61, No. 624, p. 2983~2989(1998-8)

多波長域の赤外線サーモグラフィ装置を採用した二色放射温度計の提案とその定量評価に関する研

究

稻垣照美、石井敏満、安久正紘

Journal of Nuclear Materials 258-263, p. 2036-2040, (1998)

Shape memory characteristics of neutron irradiated

Ti-Ni shape memory alloy couplers

星屋泰二、近江正男、松井義典、西川雅弘

Journal of Nuclear Materials 258-263, p. 1183-1186, (1998)

Low Cycle Fatigue Properties of 8Cr-WVTa Ferritic Steel at Elevated

Temperatures

石井敏満、深谷清、西山裕孝、鈴木雅秀、衛藤基邦

Fusion Engineering and Design 39-40, p. 731-737(1998)

Trial Fabrication of Tritium Breeders for Fusion Blanket with Lithium

recovered from Seawater

土谷邦彦、河村弘

- Fusion Engineeringt and Design 41, p. 195-200(1998)
Beryllium neutron irradiation sutudy in the Japan Materials Testing Reactor
石塚悦男、河村弘
- Journal of Nuclear Materials 258-263, p. 566-570(1998)
Microstructure and Mechanical Properties of Neutron Irradiated Beryllium
石塚悦男、河村弘、寺井隆幸、田中知
- Journal of Nuclear Materials 253, p. 196-202(1998)
Fabrication Development of Li₂O Pebbles by Wet Process
土谷邦彦、齋藤滋、河村弘、渡海和俊、淵之上克宏、澤田博司
- Journal of Nuclear Materials 253, p. 213-218(1998)
Density Dependence on Thermal Properties of Li₂TiO₃ Pellet
齋藤滋、土谷邦彦、河村弘
- Journal of Nuclear Materials 258-263, p. 1985-1990(1998)
Fabrication Development and Preliminary Characterization of Li₂TiO₃ Pebbles
by Wet Process
土谷邦彦、河村弘、淵之上克宏、澤田博司、渡海和俊
- Journal of Nuclear Materials 258-263, p. 481-487(1998)
Improvement of Hydring Properties of a ZrNi Alloy by Adding Thrird
Transition Metals for Tritium Recovery
兜森俊樹、脇坂裕一、土谷邦彦、河村弘
- 富山大学水素同位体機能研究センター研究報告 18, P.19-31,(1998)
核融合炉増殖ブランケット炉内照射試験の現状
二村嘉明、土谷邦彦、長尾美春、藤田淳哉、河村弘

2. 2 口頭及びポスタ発表

International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking
of Light Water Reactor Materials (ICG-EAC)

Present status of IASCC Research at JAERI

塚田隆、辻宏和、中島甫、新見素二、星屋泰二、大岡紀一

1998年4月

第7回「高度燃料技術」研究専門委員会

燃料照射試験技術の現状「JMTRにおける照射試験技術」

新見素二

1998年5月

9th International Conference on Modern Materials & Technologies

Post Irradiation Mechanical Properties of Type 304 Stainless Steel

辻宏和、倉田有司、三輪幸夫、板橋行夫、雨沢博男、島川聰司、三村英明、

北智士、鈴木富男、塚田隆、井岡郁夫、沢井友次、星屋泰二、新藤雅美、中島甫

1998年6月

19th International Symposium on the effects of radiation on materials

In-situ electrical resistivity measurement of MgO·Al₂O₃ coating under neutron irradiation

中道勝、河村弘

1998年6月

19th International Symposium on the effects of radiation on materials

Neutron irradiation test of optical component for fusion reactor

石塚悦男、佐川尚司、長島章、杉江達夫、西谷健夫、山本新、河村弘

1998年6月

19th International Symposium on the effects of radiation on materials

Effect of neutron irradiation on mechanical properties of Cu-alloy/SS316 joint

土谷邦彦、中道勝、河村弘

1998年6月

日本原子力学会

正の大きな反応度測定における修正法（II）

金子義彦、長尾美春、島川聰司、山下清信

1998年9月

日本原子力学会

Ni/NiO標準電極を用いたジルコニア固体電解質型酸素センサの炉外安定性試験

遠藤泰一、山浦高行、松井義典、新見素二、星屋泰二、山里産業（株）、

日浦寛雄、木村秀雄、福井工大、幸塚善作、茨大工、小檜山守、本橋嘉信

1998年9月

日本原子力学会

基準ガス供給方式によるジルコニア固体電解質型酸素センサの中性子照射特性試験

山浦高行、遠藤泰一、新見素二、星屋泰二、

助川電気工業（株）阿部勇二、三浦邦明、武野尚文

1998年9月

日本原子力学会

リチウムタイタネイト微小球の特性に及ぼす結晶粒径の影響（1）

—湿式法による Li_2TiO_3 微小球の結晶粒径制御試験—

土谷邦彦、河村弘、渕之上克宏、加藤茂、渡海和俊

1998年9月

日本原子力学会

JMTRを用いた核融合プランケット炉内機能試験（4）

—リチウムタイタネイト微小球からのトリチウム放出特性—

土谷邦彦、中道勝、藤田淳哉、池島義昭、齋藤隆、比佐勇、佐川尚司、河村弘

1998年9月

日本原子力学会

ZrNi合金の水素化特性に及ぼすCo置換の影響

兜森俊樹、寺尾勝廣、村井正光、土谷邦彦、河村弘

1998年9月

日本原子力学会

照射済炭素繊維強化炭素複合材の予備的熱衝撃試験

石塚悦男、宇田実、佐藤和義、山村千明、近江正男、三村英明、秋場真人、河村弘

1998年9月

原研 原子力コード委員会主催 モンテカルロシミュレーション研究会

MCNPによる JMTR炉心計算

長尾美春

1998年9月

8th International Workshop on Carbon Materials(CARBON'98)

Thermal Shock Test of Neutron Irradiated Carbon Fibre Reinforced Carbon Composites with OHBIS

宇田実、石塚悦男、佐藤和義、秋場真人、山村千明、河村弘

1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology(SOFT-20)

Disruption and Erosion on Plasma Facing Materials with Oarai Hot-cell Electron Beam Irradiating System(OHBIS)

宇田実、石塚悦男、佐藤和義、秋場真人、山村千明、竹林修一、河村弘

1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology(SOFT-20)

Grain size effect on tritium release from neutron irradiated beryllium

石塚悦男、河村弘、寺井隆幸、田中知、宇田実

1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology(SOFT-20)

Mass Fabrication Development of Li_2TiO_3 Pebbles with Automatic-control Dropping System

土谷邦彦、河村弘、渡海和俊、渕之上克宏、澤田博司

1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology(SOFT-20)

Development of ZrNi Hydrogen Absorbing Alloys for Tritium Getter

兜森俊樹、寺尾勝廣、土谷邦彦、河村弘

1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology (SOFT-20)
Tritium Release Behavior from Lithium Titanate Pebbles at Low Irradiation
Temperature
河村弘、土谷邦彦、中道勝、藤田淳哉、佐川尚司、長尾美春、池島義昭、齋藤隆、
桜井進、比佐勇、熊原肇、根本宣昭、Y. Gohar
1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology (SOFT-20)
Reweldability Test of Irradiated Inconel 625 by TIG Welding method
土谷邦彦、清水道雄、河村弘、関村直人、松田福久、G. Kalinin
1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology (SOFT-20)
Electrical characteristics of ceramic coated wire and polyimide wire under
neutron irradiation
中道勝、河村弘、佐川尚司、助川信行、小野田中、平野辰美、中沢正治
1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology (SOFT-20)
Preliminary characterization of ceramic coating as tritium permeation barrier
中道勝、河村弘、宮島生欣、谷和美
1998年9月

20th Symposium on Fusion Technology (SOFT-20)
Electrical properties on mineral insulated cables under neutron irradiation
中道勝、河村弘、佐川尚司、鬼沢達也、山村千明、三浦邦明、中沢正治
1998年9月

7th Ceramic breeder Blanket Interactions (CBBI-7)
Tritium Breeding Blanket Development with JMTR
河村弘、土谷邦彦、中道勝、長尾美春、藤田淳哉、齋藤隆、池島義昭
1998年9月

8th Int. Conf. on Fusion Reactor Materials (ICFRM-8)
中性子照射されたジルコニア固体電解質型酸素センサの電気的特性
日浦寛雄
1998年10月

International Conference on Optical Technology and Image Processing
in Fluid, Thermal and Combustion Flow
Visualization of Invisible Internal Defects Using Infrared Thermography
and Numerical Computation for the Diagnostic Standard
石井敏満、稻垣照美、坂根泰輔、星屋泰二、大岡紀一
1998年12月

第2回赤外線サーモグラフィによる非破壊評価技術シンポジウム
赤外線サーモグラフィによる材料表面欠陥の検出に関する研究
石井敏満、岡本芳三、衛藤基邦、大岡紀一、星屋泰二
1998年12月

日本原子力学会
JMTRにおける再照射試験のためのホットセル内溶接技術の開発
石井敏満、清水道雄、土谷邦彦、星屋泰二、大岡紀一
1999年3月

日本原子力学会
照射キャプセルの温度制御特性実験
北島敏雄
1999年3月

日本原子力学会
 γ 線情報を加味した照射場評価
長尾美春、小向文作、武田卓士
1999年3月

日本原子力学会
高温水中特種温度計測技術の開発（光ファイバーによる温度測定）
松井義典、加治芳行、北智士、塚田隆、新見素二
1999年3月

日本原子力学会
照射履歴制御試験法の開発
土谷邦彦、中道勝、長尾美春、齋藤隆、河村弘
1999年3月

日本原子力学会
中性子パルス照射試験法の開発
中道勝、長尾美春、齋藤隆、河村弘
1999年3月

日本原子力学会
その場光特性評価試験法の開発
石塚悦男、松井義典、河村弘
1999年3月

日本金属学会
HIPによるサファイアとNb-1%Zr接合体の試作試験
宇田実、土谷邦彦、河村弘、中島亨、上田実、河毛信明
1999年3月

Joint EC-IAEA Specialists Meeting on "NDT METHODS FOR
MONITORING DEGRADATION"
Nondestructive Evaluation for Characterizing Neutron Irradiation
Embrittlement of Nuclear Materials by Ultrasonics
石井敏満、大岡紀一
1999年3月

The Sixth Asian Symposium on Research Reactors
In-pile and Post-irradiation Creep of SUS304 with JMTR
Thermal Neutron Spectrum
倉田有司、板橋行夫、三村英明、菊池敏夫、雨沢博夫、島川聰司、辻宏和、新藤雅美
1999年3月

The Sixth Asian Symposium on Research Reactors
Effect of Power Change on Fission Gas Release(Re-irradiation
Tests of Spent Fuel at JMTR)
中村仁一、清水道雄、石井忠彦、遠藤泰一、大和田功、鍋谷栄昭、上塙寛
1999年3月

The Sixth Asian Symposium on Research Reactors
Current Status and future Plan of JMTR Hot Laboratory
星屋泰二、薄井洸、齋藤順一、清水道雄、中倉優一、三村英明、
中川哲也、大岡紀一
1999年3月

The Sixth Asian Symposium on Research Reactors
Nuclear Fuel Management in JMTR
那珂通裕、宮澤正孝、佐藤博、中山富佐雄、伊藤治彦
1999年3月

The Sixth Asian Symposium on Research Reactors
Improvement of Irradiation Facilities Performance in JMTR
菅野勝
1999年3月

The Sixth Asian Symposium on Research Reactors
Two proposals for determination of large reactivity of reactors
金子義彦、長尾美春、山根剛、竹内光男
1999年3月

The Third JAERI-KAERI joint Seminar on the PIE Technology
Current Status and future prospects of JMTR Hot Laboratory
馬場治、大岡紀一、星屋泰二
1999年3月

The Third JAERI-KAERI Joint Seminar on the PIE Technology
Re-irradiation tests of spent fuel at JMTR by means of
re-instrumentation technique
中村仁一、清水道雄、遠藤泰一、鍋谷栄昭、市瀬健一、齋藤順一、大島邦夫、
上塚寛
1999年3月

The Third JAERI-KAERI Joint Seminar on the PIE Technology
R&D status and requirements for PIE in the fields of
the HTGR fuel and the innovative basic research on
high-temperature engineering
沢和弘、石原正博、飛田勉、角田淳弥、林君夫、星屋泰二、関野甫、大枝悦郎
1999年3月

The Third JAERI-KAERI Joint Seminar on the PIE Technology
Development of a remote controlled small punch testing machine for
nuclear fusion research
近江正男、齋藤順一、石井敏満、星屋泰二、実川資郎
1999年3月

The Third JAERI-KAERI Joint Seminar on the PIE Technology
Newly developed non-destructive testing method for evaluation of irradiation
brittleness of structural materials using ultrasonic
石井敏満、大岡紀一、加藤佳明、齋藤順一、星屋泰二、芝田三郎、小林英男
1999年3月

The Third JAERI-KAERI Joint Seminar on the PIE Technology
Advanced Post Irradiation Examination for Fusion Reactor Development in
JMTR
土谷邦彦、石塚悦男、宇田実、齋藤順一、河村弘
1999年3月

平成10年度弥生研究会「研究炉の運転・管理及び改良に関する研究会」
正の大きな反応度測定における修正法の実炉への適用
－J M T R Cにおける超過倍率測定の修正法による解析－
長尾美春、金子義彦、島川聰司
1999年3月

付録 3 研究所研究報告書類（公刊資料）

J A E R I - Tech 99-021

中濃縮ウラン燃料 6 体装荷の JMTR 混合炉心の安全解析

田畠俊夫、小向文作、長尾美春、島川聰司、小池須美男、武田卓士、藤木和男

1999年2月

付録 4 共同利用研究

契約先	照射前業務	照射業務	照射後試験業務	合計
大学	2	17	8	27
一般	0	4	3	7
合計	2	21	11	34

付録5 共同研究、協力研究等

5. 1 共同研究

原子炉用ステンレス鋼の中性子照射効果に関する研究（PhaseⅢ）

1998. 4. 1～1999. 3. 31 (財) 電力中央研究所 照射第1課

材料試験炉及び軽水炉の炉心構造材の高中性子照射領域における耐食性及び機械的諸特性のデータを得て照射応力腐食割れ機構の解明及び炉心構造材の健全性評価に資する。

トリチウム透過防止用複合酸化物皮膜に関する研究（2）

1998. 4. 1～1999. 3. 31 トーカロ（株） ブランケット照射開発室

部分モジュールインパイル照射試験体からのトリチウム透過減少率を1/1000程度にするため、化学緻密化法によるCr2O3系複合酸化物皮膜の施工技術及び特性を調べ、照射試験体設計に資する。

スイープガス装置用トリチウムゲッタ材の高機能化に関する研究（4）

1998. 4. 1～1999. 3. 31 (株) 日本製鋼所 ブランケット照射開発室

ITERブランケットR&Dの一環として実施するJMT-R炉内機能試験で必要なスイープ装置に用いるトリチウムゲッタ材の製造開発及び特性評価を行うことにより、スイープガス中の不純物により性能劣化しにくいトリチウムゲッタ材の開発に資する。

リチウムタイタネイト微小球の機能性に及ぼす結晶粒径の影響に関する研究（1）

1998. 4. 1～1999. 3. 31 原子燃料工業（株） ブランケット照射開発室

脱水型ゲル化法を用いて製造したLi₂TiO₃微小球に対して、結晶粒径の違いが機能性に及ぼす影響を明らかにし、Li₂TiO₃微小球の製造仕様の決定に資する。

5. 2 協力研究

炉内γ線スペクトル測定技術に関する研究

1998. 4. 1 ~ 1999. 3. 31 名古屋大学工学部 計画課

照射場での中性子スペクトル評価精度の向上を図る。

固体電解質の照射効果に関する研究

1998. 4. 1 ~ 1999. 3. 31 茨城大学工学部 照射第1課

固体電解質を利用した耐照射型酸素ポテンシャルセンサーを開発するため、放射線環境下で問題となる固体電解質の照射損傷に関する基礎的知見を得て酸素ポテンシャルセンサーの実用化を図る。

トリチウム増殖材及び中性子増倍材の照射挙動に関する研究

1998. 4. 1 ~ 1999. 3. 31 東京大学大学院工学系研究科 ブランケット照射開発室

微小球形状のトリチウム増殖材及び中性子増倍材の照射試験体内充填領域における核熱特性、トリチウム生成回収特性等を解析評価するために、照射挙動解析コードを整備する。また、これまでに得られている関連照射データを整理し、データベースを作成するとともに照射挙動モデルを作成する。

核融合炉ブランケット計装の照射挙動に関する研究

1998. 4. 1 ~ 1999. 3. 31 東京大学大学院工学系研究科 ブランケット照射開発室

核融合原型炉ブランケットR&Dの一環として行う部分モジュールインパイル照射試験において必要となる各種計装機器の照射挙動及び新規計測法を調べ、部分モジュールインパイル照射試験用計装機器の設計・製作に資する。

非破壊法による欠陥検出限界の定量化に関する研究

1998. 4. 1 ~ 1999. 3. 31 茨城大学工学部 ホットラボ課

材料や機器構造物の欠陥検出に対する各種非破壊試験法の高度化が進む一方、欠陥の検出限界についての定量的評価は殆どなされていない。そこで、超音波法等の各種非破壊法による欠陥の検出限界についての定量化を進め、新たな非破壊的照射後試験法の開発に資する。

原子炉構造材の非破壊的照射脆化評価法に関する研究

1998. 4. 1 ~ 1999. 3. 31 東京工業大学工学部 ホットラボ課

中性子照射した実炉構造材の超音波特性変化を調べ、構造材の経年変化や照射脆化を解析す新たな評価手法として、超音波法による非破壊的照射脆化評価技術の確立を図る。

5. 3 委託調査

置換型ゲル化法によるトリチウム増殖材微小球の製造（1）

1998. 4. 1～1999. 3. 31 原子燃料工業（株） ブランケット照射開発室

置換型ゲル化法を用いた、直徑が 0.1～0.2mm のトリチウム増殖材微小球製造技術等について調査を行い、JMTR で実施する部分モジュールインパイル照射試験で用いる試験体等の設計・製作や照射時特性評価に資する。

付録 6 官庁申請許認可一覧

6. 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
10. 3. 23	第 23 次～第 24 次低濃縮ウラン燃料要素の製作	10. 4. 15
10. 8. 21	ヘリウム-3 出力可変装置トリチウムトラップの製作	10. 9. 16
10. 9. 8	炉プールの閉止板の製作	10. 10. 5
10. 9. 10	中性子吸收体の製作	10. 10. 13
10. 9. 28	制御棒案内管の製作	10. 10. 28
10. 10. 15	送気ファンの製作	10. 11. 16
10. 12. 25	第 4 次キャップセル用保護管の製作	11. 1. 25

6. 2 使用前検査

申請年月日	件名	合格年月日
9. 3. 17	第 19 次低濃縮ウラン燃料要素	10. 4. 2
9. 4. 10	第 20 次低濃縮ウラン燃料要素	10. 5. 13
10. 11. 19	第 21 次低濃縮ウラン燃料要素	11. 1. 18
10. 11. 19	第 22 次低濃縮ウラン燃料要素	(11. 5. 11)
10. 11. 19	第 23 次低濃縮ウラン燃料要素	
10. 11. 19	第 24 次低濃縮ウラン燃料要素	
10. 11. 19	ヘリウム-3 出力可変装置トリチウムトラップの製作	11. 2. 19
10. 11. 19	炉プールの閉止板の製作	11. 1. 11
10. 11. 26	制御棒案内管の製作	(11. 5. 17)
11. 2. 5	中性子吸收体の製作	
11. 3. 17	第 4 次キャップセル用保護管の製作	(11. 6. 17)

6. 3 施設検査

申請年月日	件名	合格年月日
該当なし		

6. 4 定期検査

申請年月日	件名	合格年月日
10. 6. 5	平成10年度J M T R定期検査	10.11.19

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
圧力、応力	ニュートン	N	m·kg/s ²
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m ²
工率、放熱束	ジュール	J	N·m
電気量、電荷	ワット	W	J/s
電位、電圧、起電力	クロン	C	A·s
静電容量	ボルト	V	W/A
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ′, ″
リットル	l, L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

表5 SI接頭語

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

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは液体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換 算 表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} (\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10^{-4}	1.35951×10^{-3}	1.31579×10^{-3}	1	1.93368×10^{-2}
	6.89476×10^{-3}	7.03070×10^{-2}	6.80460×10^{-2}	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)	
								1	= 4.184 J (熱化学)
	9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{19}	= 4.1855 J (15 °C)	
	3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^5	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}	= 4.1868 J(国際蒸気表)	
	4.18605	0.426858	1.16279×10^{-6}	1	3.96759×10^{-3}	3.08747	2.61272×10^{19}	仕事率 1 PS(1PS)	
	1055.06	107.586	2.93072×10^{-4}	252.042	1	778.172	6.58515×10^{21}	= 75 kgf·m/s	
	1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{18}	= 735.499 W	
	1.60218×10^{-19}	1.63377×10^{-20}	4.45050×10^{-26}	3.82743×10^{-20}	1.51857×10^{-22}	1.18171×10^{-19}	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	1 cal = 4.18605 J(計量法)	
									1	= 4.184 J (熱化学)
	3.7 × 10 ¹⁰	1		0.01	1	2.58×10^{-4}		1		

照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem	1 cal = 4.18605 J(計量法)	
						1	= 4.184 J (熱化学)

(86年12月26日現在)

材料試験炉－運転と技術開発－No.13(1998年度)