

JAERI-Review

97-017



材料試験炉—運転と技術開発—No.11
(1996年度)

1997年12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。
入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、
お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 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 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 ニッセイエプロ株式会社

材料試験炉－運転と技術開発－No.11

(1996年度)

日本原子力研究所大洗研究所

材料試験炉部

(1997年11月6日受理)

1996年度、JMTRは118、119 サイクルの合計2サイクルの運転を行い、軽水炉及び核融合炉開発等に利用された。JMTRの技術開発では、照射試料位置における中性子スペクトル評価精度を向上させるための技術の開発、燃料棒内部の化学的基礎データ測定のための燃料棒用酸素センサの開発を進めた。核融合開発に関しては、ブランケット照射挙動に関する研究を進めた。

Annual Report of JMTR, No.11
-JMTR Operation and Technical Development-
(April 1, 1996-March 31, 1997)

Department of JMTR

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

(Received November 6, 1997)

During FY 1996, the JMTR was operated for 2 complete cycles (118th and 119th cycles) and was utilized for the research and development programs on the reactor technology for LWRs and fusion reactor, as well as for fundamental research of fuels and materials, and for radio-isotope productions. With regard to technology development in the JMTR, improvement of evaluation technique for a local neutron spectrum, development of a new oxygen sensor for oxide fuel pellets are proceeded. A research on the blanket materials for thermonuclear fusion reactor was also progressed.

Keywords : JMTR, Annual Report, Research Reactor, Irradiation, Post Irradiation Examination, Reactor Operation, Maintenance

目 次

1. 概 要	1
2. JMTRの運転	3
2.1 原子炉の運転管理	3
2.2 照射設備の運転管理	13
2.3 JMTRCの管理	17
2.4 ホットラボの運転管理	18
2.5 放射線管理	22
3. JMTRの利用状況	27
3.1 照射試験	27
3.2 照射後試験	32
4. 主要な設備整備	33
4.1 原子炉施設	33
4.2 照射設備	35
4.3 ホットラボ施設	37
5. JMTR照射利用に関する技術開発	38
5.1 照射場評価	38
5.2 照射試験	40
5.3 照射後試験	47
5.4 非破壊試験	51
5.5 メンテナンスエンジニアリング	52
5.6 JMTR炉物理特性評価及び炉心設計	53
6. 核融合炉ブランケットに関する研究開発	55
6.1 ブランケット照射試験設備	55
6.2 ブランケット照射挙動	59
7. 施設等の解体撤去	67
7.1 JMTRCの解体撤去	67
8. 国際協力	71
あとがき	72
付録1 材料試験炉部の組織	73
付録2 外部発表	74
付録3 研究所研究報告書類	80
付録4 共同利用研究	81
付録5 受託研究、共同研究、協力研究等	82
付録6 官庁申請許可一覧	85

Contents

1. Outline	1
2. JMTR Operation and Maintenance	3
2.1 Reactor	3
2.2 Irradiation Facilities	13
2.3 JMTRC	17
2.4 Hot Laboratory	18
2.5 Radiation Monitoring	22
3. JMTR Utilization	27
3.1 Irradiation Tests	27
3.2 Post Irradiation Tests	32
4. Renewal of Installations	33
4.1 Reactor	33
4.2 Irradiation Facilities	35
4.3 Hot Laboratory	37
5. Development on JMTR Irradiation Utilization	38
5.1 Evaluation of Neutron Field for Irradiation	38
5.2 Irradiation Tests	40
5.3 Post Irradiation Examination	47
5.4 Non Destructive Examination	51
5.5 Maintenance Engineering	52
5.6 JMTR Core Physics Evaluation and Core Design	53
6. Research and Development of Fusion Reactor Blanket	55
6.1 Blanket Irradiation Test Facility	55
6.2 Blanket Irradiation Behavior	59
7. Removal of Facilities	67
7.1 Dismantling of JMTRC	67
8. International Cooperation	71
Postscript	72
Appendix 1 Organization of Department of JMTR	73
Appendix 2 Publications and Presentations	74
Appendix 3 Publication Reports	80
Appendix 4 Contracts for Irradiation Service	81
Appendix 5 Cooperative Study	82
Appendix 6 Permission and Approval by the Authority	85

1 概要

JMTR(Japan Materials Testing Reactor)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、核融合炉の構造材や増殖ブランケット材の照射研究、RI(放射性アイソトープ)生産等、原研内外の照射利用に広く利用されてきた。

1996年度は、当初、第118~121サイクルの計4サイクルの原子炉の運転を計画していたが、定期検査中に一次冷却設備の一部である圧力サージタンクに微小な欠陥が発見されたため、点検および圧力サージタンクの交換工事のため、第118、第119サイクルのみの運転にとどまった。この交換工事は1997年8月までに終了し、1997年9月より運転を再開する予定である。尚、今年度のJMTR積算運転出力は、2473.9MWd、運転開始以来の積算出力は第119サイクル終了時点で112,904MWdであった。照射試験に関しては、本年度は延べ51サイクル・本のキャプセル及び49本の水力ラビットの各照射試料の照射を行った。また、ホットラボでは、照射済みキャプセルの解体及びRI等照射試料の搬出、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、照射後試験として軽水炉燃料、高密度ウラン燃料についての非破壊・破壊試験、原子炉構造材の機械特性試験、金相試験等を行った。これらの照射及び照射後試験業務と共に、今後の照射試験ニーズへの対応や、安全で安定した運転の維持のための設備更新を行った。

ま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。今年度に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 軽水炉燃料等の照射試験
- 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 JMTR炉物理特性評価、炉心設計

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研究とブランケット照射挙動に関する研究の2つのテーマで進めている。前者は、照射環境下でのブランケットの機能及び寿命評価を実施するための炉内機能試験設備の設計に関するものであり、照射試験体及び簡易スニープガス装置の設計研究を進めている。後者については、トリチウム増殖材の製造技術の調査と評価、中性子増倍材の特性評価等に関わる技術開発を進めている。

施設の解体撤去に関しては、解体中のJMTRCについて、昨年度に引き続き炉心構造物の撤去を行った。

その他、国際研究協力及び交流として、韓国KAERI(Korea Advanced Energy Research Institute)との間の高燃焼度燃料の照射挙動及び照射後試験に関する研

究協力並びに国際原子力機関（IAEA）によるRCA計画（Regional Co-operative Agreement）に基づく放射線利用に関する研究開発及び訓練の推進・協力を前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原子力研究交流制度によりJMTRから韓国へ技術者2名を派遣するとともに、インドネシア、韓国より2名の研究者を受け入れた。

2 JMTRの運転

2.1 原子炉の運転管理

2.1.1 運転

1996年度、JMTRでは、第118サイクルと第119サイクルの合計2サイクル運転を行った。当初、第118サイクルから第121サイクルの合計4サイクル運転を予定していたが、定期自主検査時に一次冷却設備・主循環系統の一部である圧力サージタンクに微少な割れが見つかり、圧力サージタンクの交換工事を行うために120サイクル以降の運転を1997年度に繰り越した。JMTR運転スケジュールを図2.1.1に、運転実績を表2.1.1に示す。

(1) 核特性測定

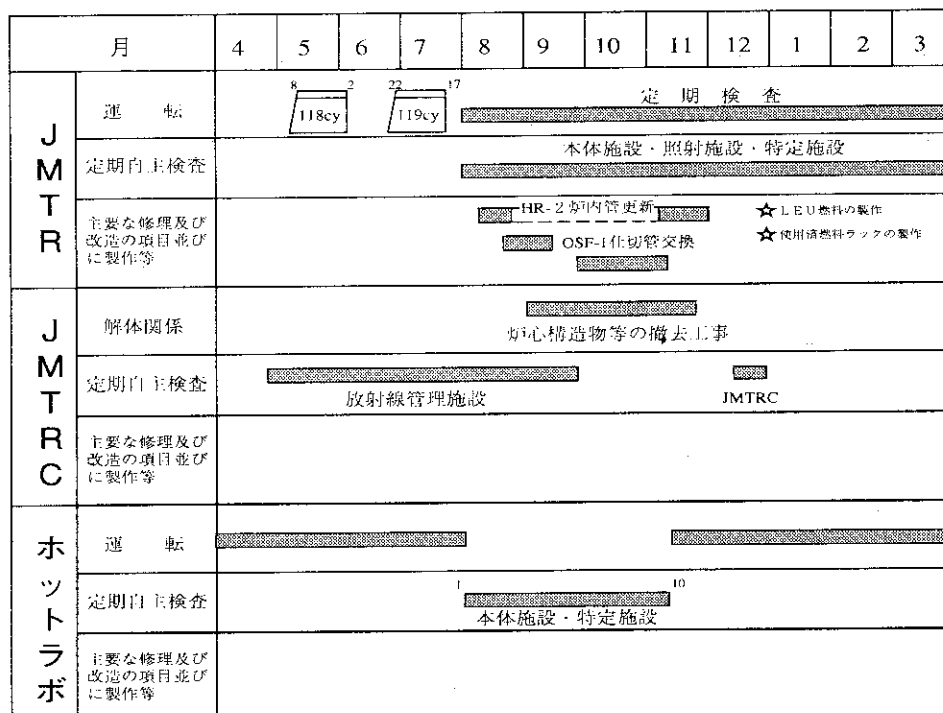
核特性測定は各サイクルの運転に先立ち、低出力(20kW)状態で行う。各運転サイクルにおける過剰反応度、停止余裕及び制御棒SR-1、SR-2の自動制御範囲での反応度を表2.1.2から表2.1.4に示す。

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 (MWd)	運転時間 (h:min)	備考
118	1996.5.8	1996.6.2	1236.3	602:27	
119	1996.6.22	1996.7.17	1237.6	605:33	
合計			2473.9	1208:00	

注) 運転時間は1996年度分であり特性試験運転を含む。

図2.1.1
JMTR運転計画



(2) 炉心要素管理

JMTRの標準的な炉心配置を図2.1.2に示す。反射体等の各炉心要素については、使用限度を中性子照射量及び変形量（曲がり量）から定めて管理を行っている。1996年度に行った作業は以下のとおりである。

- (1) ベリリウム棒の製作及び交換。
- (2) ベリリウム短尺プラグ5本の製作。
- (3) 中性子吸収体（Hf）3本の製作。
- (4) ベリリウム反射体要素22体の配置換え及び向き換え。

(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を使用している。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している。原子炉一次冷却水及びプールカナル水は、それぞれ独立の精製系によりpHが5.5～7.0、電気電導度が $2\mu\text{S/cm}$ 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、ろ過水を使用しているが、系内腐食を抑制するため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。JMTR施設の純水及びろ過水の月別の使用量を表2.1.5に示す。

表2.1.2
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 (% $\Delta k/k$)	備 考
118	11.87	
119	12.10	

表2.1.3
各運転サイクルにおける停止余裕

サイクル No.	停止余裕 (% $\Delta k/k$)	k_{eff}
118	34.3	0.75
119	29.7	0.77

表2.1.4
各運転サイクルにおける制御棒SR-1, SR-2 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 (% $\Delta k/k$)
118	1996. 4.25	0.23	0.19
119	1996. 6.17	0.24	0.17

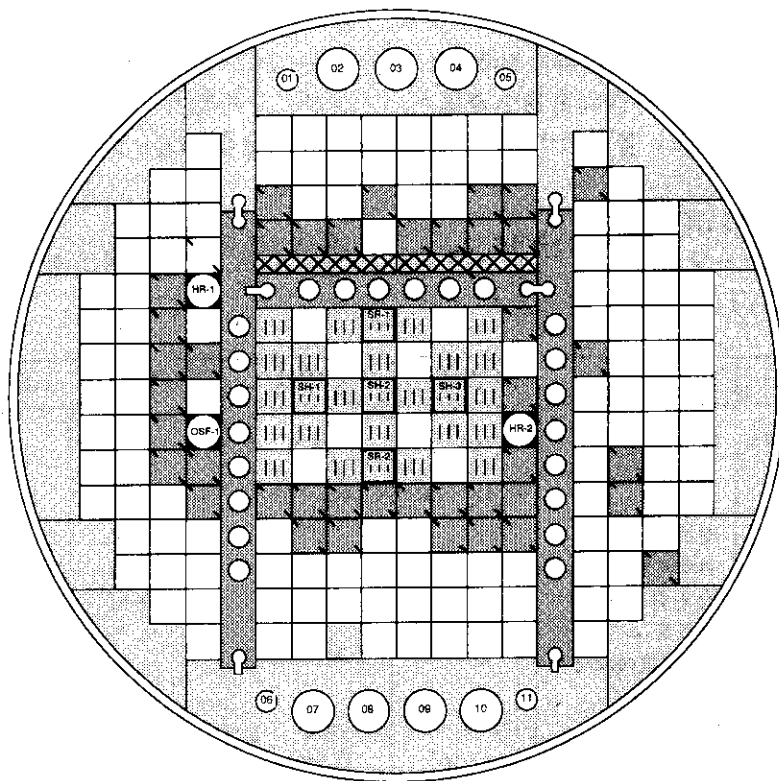
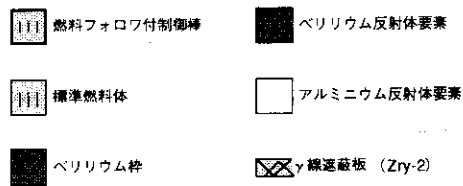


図2.1.2
炉心配置図



月別	純水 (m ³)	ろ過水 (m ³)
4	670	27,750
5	455	52,390
6	366	21,850
7	517	63,040
8	283	12,480
9	317	11,590
10	251	9,780
11	366	12,990
12	342	10,700
1	100	39,430
2	93	31,270
3	165	58,350
合計	3,925	351,620

表2.1.5
JMTR施設の純水及びろ過水の月別使用量

(4) 液体廃棄物

JMTR から発生する放射性廃液は、タンクヤードにある廃液タンクに一旦貯留し、ここから放射性廃棄物処理場へパイプラインを通して送水又はタンクローリで輸送する。各運転サイクル毎の液体廃棄物を表2.1.6～表2.1.7に示す。

(5) 固体廃棄物

JMTR から発生した放射性固体廃棄物は、必要に応じて放射性廃棄物処理場へ搬出される。その搬出量を表2.1.8に示す。

表2.1.6
JMTR第118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)	279.8	18.5	—	316.3
	最高濃度(Bq/cm ³)	1.7×10 ²	8.5×10 ⁻¹	—	—
	放射能(MBq)	2.1×10 ⁴	1.4×10 ¹	—	2.3×10 ⁴
液体廃棄物A B系統	廃液量(m ³)	—	30.1	130.5	160.6
	最高濃度(Bq/cm ³)	—	2.5×10 ⁰	1.6×10 ¹	—
	放射能(MBq)	—	6.0×10 ¹	9.6×10 ²	1.0×10 ²
液体廃棄物B	廃液量(m ³)	—	—	—	—
	最高濃度(Bq/cm ³)	—	—	—	—
	放射能(Bq)	—	—	—	—
合計	廃液量(m ³)	279.8	48.6	130.5	476.9
	放射能(MBq)	2.3×10 ⁴	7.3×10 ¹	9.6×10 ²	2.3×10 ⁴

表2.1.7
JMTR第119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)	433.3	9.3	—	442.6
	最高濃度(Bq/cm ³)	2.6×10 ²	7.2×10 ⁻¹	—	—
	放射能(MBq)	4.0×10 ⁴	6.7	—	4.0×10 ⁴
液体廃棄物A B系統	廃液量(m ³)	—	19.2	23.0	42.2
	最高濃度(Bq/cm ³)	—	7.5×10 ⁻¹	3.3×10 ¹	—
	放射能(MBq)	1.4×10 ¹	2.8×10 ²	—	3.0×10 ²
液体廃棄物B	廃液量(m ³)	—	—	—	—
	最高濃度(Bq/cm ³)	—	—	—	—
	放射能(Bq)	—	—	—	—
合計	廃液量(m ³)	433.3	28.5	23.0	484.8
	放射能(MBq)	4.0×10 ⁴	2.8×10 ²	3.3×10 ¹	4.0×10 ⁴

表2.1.8
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	3.04	0.48	0.28
第2四半期	14.10	4.84	11.61
第3四半期	20.02	11.50	3.99
第4四半期	5.40	1.30	4.76
合計	42.56	18.12	20.64

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に、JMTR本体施設及び特定施設に係る保守業務を行った。

(1) 定期検査

原子炉施設の1996年度の定期検査は、1996年6月27日付けで申請したが、定検期間の延長のため12月18日付(第2回検査日程)及び1997年2月10日付(第3回以降の検査日程)で検査日の変更を行った。科学技術庁の立会検査を第1回については9月9日、第2回については2月3日～2月5日に受検し、良好であるとの判定を得た。第3回以降は次年度に行われる予定である。

原子炉付帯設備、ホットラボ付帯設備及びユーティリティ施設の定期検査を受検し、いずれも合格した。これら各立会検査に先立って、所要の点検整備を実施した。JMTR施設定期検査項目を表2.1.9に示す。

表2.1.9
JMTR施設定期検査
項目

施設名	系統設備	対象機器	検査項目
原子炉冷却系統施設	一次冷却設備	逃し弁	作動検査、分解検査
	二次冷却設備	循環ポンプ、補助ポンプ	作動検査
計測制御系統設備	核計装設備	起動系、対数出力系、線形出力系	点検校正検査
	プロセス計装設備	温度計、温度差計、熱出力計、流量計、圧力計 差圧計、液面計、γ線モニタ、中性子モニタ タンクヤード水モニタ	点検校正検査 点検校正検査
原子炉本体	原子炉容器	燃料破損検出系	作動検査
		一次冷却系統配管破損検出系	作動検査
		原子炉の停止装置及び警報装置	安全動作検査、安全動作の確認検査
		原子炉容器	外観検査、耐圧漏洩検査
原子炉格納施設	燃料	整流板	外観検査
	原子炉建家	燃料体	外観検査
核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設	原子炉建家	本体	外観検査
	燃料移送装置	建家気密扉	外観検査
	新燃料貯蔵設備	ラック台車	外観、作動
放射線管理施設	使用済燃料貯蔵設備	新燃料ラック	貯蔵能力検査
	換気系設備	プールカナル循環系	冷却能力検査
		プールカナル循環系、SFCプール循環系	浄化能力検査
		使用済燃料ラック	貯蔵能力検査
放射性廃棄物の廃棄設備	フィルタ	送風機、排風機	外観検査、作動検査
		排気第2系統排風機	開放検査
		プレフィルタ、チャコールフィルタバンク	開放検査
放射性廃棄物の廃棄設備	液体廃棄物の廃棄設備	プレフィルタ、チャコールフィルタ	捕集効率検査
		廃液タンク、廃液貯槽	貯蔵能力検査

(2) 定期自主検査

定期自主検査は、第117サイクル運転終了後の4月及び第118サイクル運転終了後の7月に開始し、1997年8月迄継続して実施する。また、ホットラボ特定施設の定期自主検査を8月30日～1997年3月7日にかけて実施した。保安規定（原子炉施設、核燃料物質使用施設及び電気工作物）及び予防規定（放射線障害及び冷凍高圧ガス製造施設）に基づく定期自主検査としては、JMTR本体施設及び特定施設について点検整備を実施するとともに所要の検査を行った。また、法令（労安法、消防法、水道法、道路運送車両法等）に基づいて一般施設及びユーティリティ施設（クレーン、チェーンブロック、ボイラ、圧力容器、エレベータ、非常灯・誘導灯、危険物貯蔵所、貯溜水槽、フォークリフト等）の定期的点検整備を実施して、技術（維持）基準を満足していることを確認した。その他、法令・規則にはよらないが、施設の運転上重要な施設（給気フィルタ、空調設備、給排水設備、構内放送通信設備、照明設備、建屋・構築物等）について所要の点検整備を実施した。

原子炉施設保安規定等に基づくJMTR本体施設及び特定施設についての定期自主検査項目を表2.1.10、表2.1.11に示す。

表2.1.10
JMTR本体施設定期
自主検査項目

系統又は設備	装置又は機器	検査項目	備考	
主循環系統 精製系統 プールカナル循環系統 SFCプール循環系統	ポンプ	軸受け部の点検 動作試験	主循環ポンプNo.2分解点検 充填ポンプNo.1、移送ポンプNo.1、2分解点検 一次系配管非破壊検査（PTを含む）	
	弁	動作試験		
	配管	漏えい点検		
	電動機	絶縁抵抗測定 軸受け部の点検 動作試験		
	配電盤	絶縁抵抗測定 動作試験		
	N2ガス系統	弁		動作試験
		配管		漏えい点検
	中性子計測設備 プロセス計装設備 運転用放射線モニタ 制御設備	計測機器		特性測定及び調整 トリップ値確認
		制御棒駆動装置		トリップ値確認 特性測定
				駆動試験 リミットスイッチ動作点の確認 絶縁抵抗測定
制御装置		シーケンスチェック 動作試験		
第1排水系統 第2排水系統 第4排水系統 SFC排水系統	ポンプ	軸受部の点検 動作試験		
	弁	動作試験		
	配管	漏えい点検		
	電動機	絶縁抵抗測定 軸受部の点検 動作試験		
	配電盤	絶縁抵抗測定 動作試験		
	貯槽	水張試験 ライニング内面の目視検査		
	原子炉格納施設	人員用気密扉	歯車部の点検	
		トラック通路用気密扉	絶縁抵抗測定 バックシンの点検 動作試験	
非常用マンホール		バックシンの点検		
二次冷却系統	地下室水密扉	動作試験		
	ポンプ	軸受部の点検 動作試験		
	弁	動作試験		

表2.1.11
JMTR 特定施設定期
自主検査項目

系統又は設備	装置又は機器	検査項目	備考
二次冷却系統	配管 電動機	漏えい点検 絶縁抵抗測定 軸受部の点検 動作試験	
電気系統	受配電盤	絶縁抵抗測定 接地抵抗測定 開閉器動作試験 警報作動試験 非常用電源作動試験	
空気系統	空気圧縮機 弁 配管 電動機	動作試験 動作試験 漏えい点検 絶縁抵抗測定 軸受部の点検 動作試験	
給排気系統	配電盤 送風機 排風機 弁 電動機	絶縁抵抗測定 動作試験 軸受部の点検 動作試験 動作試験 絶縁抵抗測定 軸受部の点検 動作試験	E-2-a,b系排風機開放点検
	配電盤 排気系フィルタ	絶縁抵抗測定 動作試験 捕集効率測定 バンク開放点検	ブレ、チャコールフィルタ
プロセス計装設備	計測機器	差圧測定 特性測定及び調整 トリップ値確認	
タンクヤード 第3排水系統(1)、(2)	ポンプ 弁 配管 電動機	軸受部の点検 動作試験 動作試験 漏えい点検 絶縁抵抗測定 軸受部の点検 動作試験	
	配電盤	絶縁抵抗測定 動作試験	
空調系統	貯槽 熱交換器 弁 配管	水張試験 外観検査 動作試験 漏えい点検	

(3) 整備、補修及び改修

1996年度に実施した整備、補修及び改修の件数は約170件あり、そのうち主なものを以下に示す。

1) 純水製造装置用電導度計の更新

純水製造装置の再生中、採水が不可能となった。原因は、第1系列2B塔出口の電導度検出器の電極が劣化し、記録計の指示が異常値を示し、インターロック用トリップ信号が発せられたためであった。そのため、第1系列2B塔出口の電導度検出器の更新を行った。同種の電導度検出器は、第1系列MB塔出口、第2系列MB塔出口、第2系列2B塔出口、一般純水貯槽出口、脱気純水貯槽出口にも設置されていたため、これらも合わせて更新を行った。また、電導度検出器と記録計の整合性を考慮して、記録計も更新した。

2) 原子炉建家等屋根の防錆工事

原子炉建家及びホットラボ機械室の屋根に経年劣化による錆が発生したため素地調整を行い、ウレタン樹脂塗装で防錆措置を行った。

3) 炉室給気設備一部の更新

炉室用給気設備の一部としてJMTR機械室に設置されている電気集塵器が、経年劣化により腐食損傷し塵埃捕集が不可能になったため、集塵設備（ケーシング、ギャラリー、照明設備を含む）の更新を行った。

4) 制御棒駆動機構の重点整備

制御棒駆動装置の電源については、過去に数回不具合事象が発生しているため、制御棒駆動用低周波電源装置（LFGR）の重点整備を行った。

5) 二次冷却系統電動機の点検整備

循環ポンプNo.1～No.4及び補助ポンプNo.1、No.2の6台について通常の分解点検整備に加え、電動機の洗浄、固定子巻線のワニス処理並びに非破壊絶縁診断試験を行った。

6) 二次冷却系統、UCL系統電動弁トルク装置更新

二次冷却系統、UCL系統のポンプ出口弁に取り付けてあるトルク装置が、使用部品の経年劣化により、度々誤動作（全閉付近でリミッタが動作し、トルク装置が動かなくなる）するようになったため更新した。更新対象弁は、二次系循環ポンプ出口弁4台、UCL揚水ポンプ出口弁3台、UCL循環ポンプ出口弁3台である。

2.1.3 燃料管理

(1) 受入れ

JMTRの標準燃料要素及び燃料フォローは、仏国CERCA及び米国B&W社で製作している。1996年度は、標準燃料要素44体及び燃料フォロー20体をJMTRに受け入れた。

(2) 払出し

米国政府は1996年5月に海外試験研究炉使用済燃料の引取政策を開始した。本政策にそって、JMTRでは、国内外の関係官庁及び地方自治体等に対して、使用済燃料を米国に輸送（1997年6月を予定）するための手続きを実施した。1997年2月に使用済燃料輸送容器の定期自主検査を実施し、3月25日、27日の両日に、科学技術庁、IAEA及びUSDOE立会いのもとで使用済燃料60体のローディング作業を終了した。

(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回の定期査察と使用済燃料ローディングに係る特定査察1回の合計13回の査察を受けた。

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。実際には、原子炉運転中に一次循環水を、原則として1日1回の頻度で採取して測定を行っている。これらの分析では、主に水中の放射性核種、塩素イオン及びFP核種の放射性核種に着目している。

JMTR第118及び119サイクルの運転に伴い、分析を行った。一次冷却水中から通常検出される主な核種は ^{13}N 、 ^{24}Na 、 ^{27}Mg 及び ^{41}Ar である。水中の放射性核種について、第113サイクルからの推移を図2.1.3に示す。塩素イオン濃度はいずれの測定において10ppb以下であった。

水中の放射性ヨウ素(^{131}I ～ ^{135}I)の濃度については、第113サイクル以降からのデータと併せて図2.1.4に示す。各核種の濃度レベルは、ほぼ一定に推移していた。これら放射性ヨウ素の発生源については、主に炉心で中性子反射材として使用している金属ベリリウム中にある不純物のウランから生成されて、水中に反跳放出されているものであり、原子炉運転の開始以来、低レベルながら継続して検出されている。

以上のように、一次冷却水中の分析において測定された核種とその濃度は通常の範囲内であり異常は認められなかった。

図2.1.3
一次冷却水中の放射性核種濃度

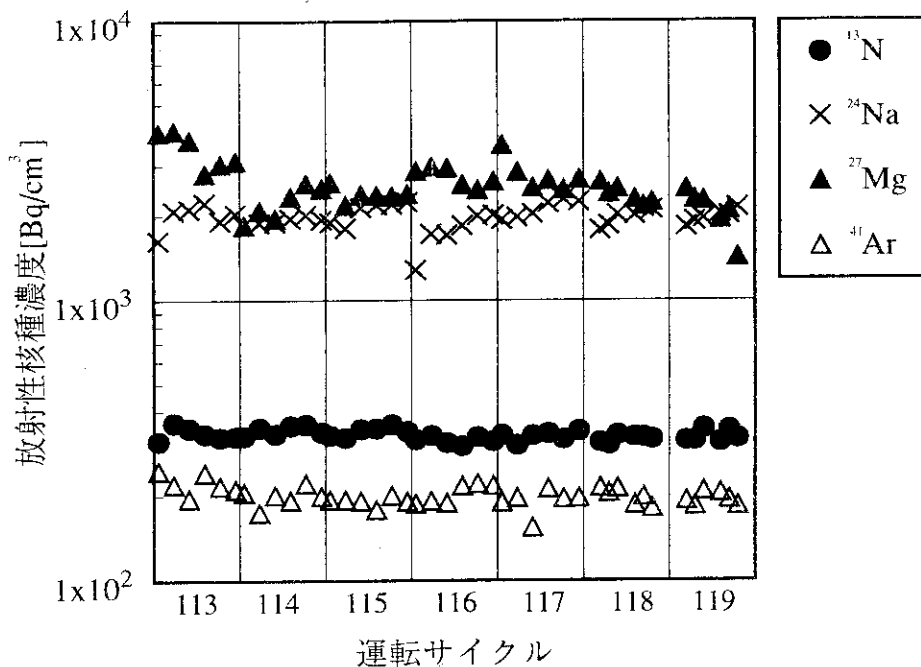
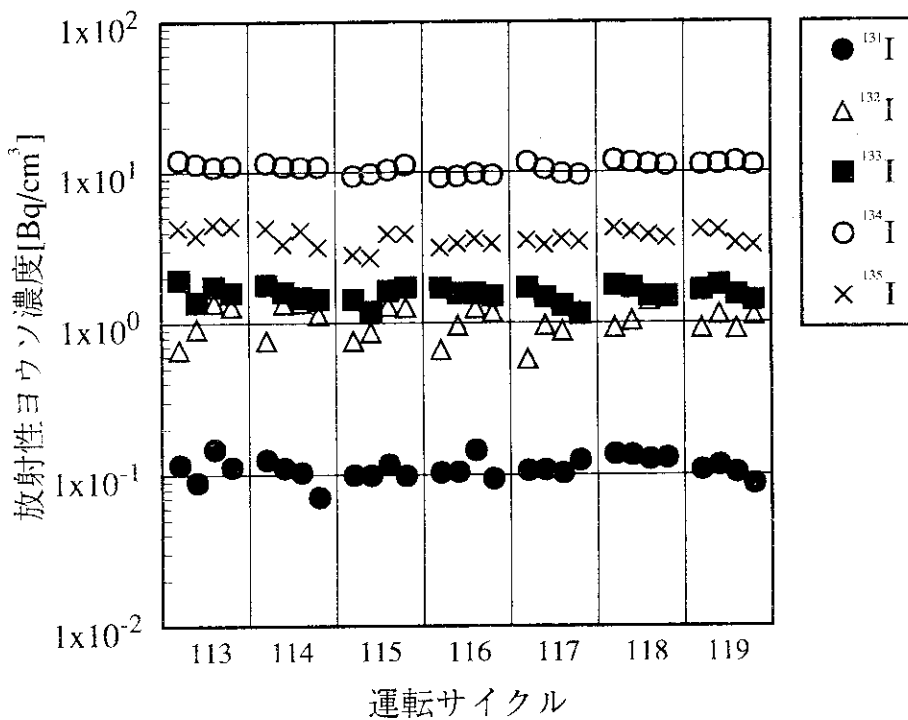


図2.1.4
一次冷却水中の放射性ヨウ素濃度



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。1996年度の運転状況は、それぞれ以下のとおりである。

(1) キャプセル照射設備

1996年度に照射したキャプセル総数は51本である。内訳は、計測付キャプセル29本（燃料4本、材料25本）、無計測キャプセル22本（燃料4本、材料18本）である。各サイクルのキャプセル照射本数を表2.2.2に、また、計測付キャプセルの代表例として、FGS (Fission Gas Sweep) キャプセルの照射条件を表2.2.3に示す。

(2) 水カラビット照射設備

1996年度におけるラビット照射本数は、東北大学金属材料研究所付属材料試験炉利用施設からの依頼による40本と所内利用9本の計49本である。これらの試料は、全て計画どおりの照射を行い、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。

(3) BOCA/OSF-1照射設備

BOCAを用いた燃料試料の照射は、OSF-1仕切管更新スケジュール及びJMTR運転計画の一部延期、利用者の都合等の理由で、1996年度中には行われなかった。但し OSF-1仕切管更新前後の比較データ採取のため、更新前におけるHe-3ガス圧力に対するヒータキャプセル (91BM-5J)のSPND出力及びヒータ各部の温度データを採取した。BOCA/OSF-1照射設備で照射したキャプセルを表2.2.5に示す。

表 2.2.1
JMTR 照射設備

	冷却材	冷却材温度 (°C)	冷却材圧力 (kg/cm ² G)	高速中性子束 (n/cm ² s) (最大/平均)	熱中性子束 (n/cm ² s) (最大/平均)
水カラビット	軽水	約40	0~10	2.1×10 ¹³ /1.6×10 ¹³	1.3×10 ¹⁴ /9.9×10 ¹³
キャプセル	軽水	約50	約14	2.0×10 ¹³ /1.0×10 ¹⁴	3.0×10 ¹³ /1.0×10 ¹⁴
BOCA/OSF-1	軽水	最高90	73	2.2×10 ¹³ (最大)	2.6×10 ¹⁴ (最大)

	最大発熱量 (kW)	最大試料寸法	特徴	使用目的
水カラビット	20	φ26mm	短時間照射が可能	RI製造、基礎研究
キャプセル	100	φ65mm	照射目的に応じて、寸法、形状、照射温度等を幅広く変えられる	RI製造、基礎研究、動力炉、核融合炉開発
BOCA/OSF-1	24	φ30mm	原子炉運転中に試料の挿入・取り出しができる 出力急昇試験ができる。	軽水炉燃料の出力急昇試験等

表2.2.2
各JMTR運転サイクル
のキャプセル照射本数

運転サイクル	計測付キャプセル*			無計測キャプセル			合計
	燃料	材料	小計	燃料	材料	小計	
118	2	12	14	2	8	10	24
119	2	13	15	2	10	12	27

* : FGSキャプセル含む

表2.2.3
FGS(Fission Gas Sweep)
キャプセルの照射条件

サイクルNo.	118	119
照射温度		
上段 (T/C1) °C	991±4	993±7
下段 (T/C2) °C	587±16	581±6
流量		
上段 (cm ³ /min)	100±3	102±1
下段 (cm ³ /min)	99±3	101±1

上段試料はT/C7で1010°Cの自動運転, 下段試料はダンプ運転である。

表2.2.4
各JMTR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
118	大学	16	ThO ₂ , UO ₂ , C, Cu, 岩石, Ni, Nd, Sm, Gd, Ce, Tm, Tb, Pt, SiO ₂ , TiC, Wc, Mn, 生体灰化物(C.Si), 石炭
119	大学 所内	9 3	Si, Ge, SiO ₂ , V, Fe, Al 降下灰, Co
合計		28	

(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
118	大学	10	Cu, Fe, SiO ₂ , Al, Pt, La, 岩石
119	大学 所内	5 6	V, Si, Ge, Fe Co, Au, SiC
合計		21	

表2.2.5
各JMTR運転サイクル
のBOCA/OSF-1照射

運転サイクル	キャプセル名	照射目的	試料内容	利用者
118	91BM-5J	OSF-1仕切管データ採取	電気ヒータピン	所内
119	91BM-5J	発熱量較正試験	電気ヒータピン	所内

2.2.2 保守管理

1996年度の年間計画に基づき、定期検査、定期自主検査及び整備を実施した。

(1) 定期検査

受検対象設備は、OSF-1照射設備及びBOCA照射設備である。これらの設備について、性能検査を受検し、合格した。1996年度の定期検査実施項目を表2.2.6に示す。

(2) 定期自主検査

対象設備は、定期検査の対象照射設備の他に、キャプセル照射設備、FGS照射設備、HR-1設備及びHR-2設備であり、これらの照射設備について定期自主検査を実施した。定期自主検査実施項目を表2.2.7に示す。

2.2.3 整備・改修

(1) 水カラビット照射設備

水カラビット2号機の炉内管は、高速中性子照射量が第119サイクルをもって交換の目安となる値 (3×10^{21} n/cm²) に到達すると評価されたため、当サイクル終了後の定期自主検査期間中に更新を行った。新炉内管は既に1995年に「設計及び工事の方法の認可」を受けて製作を行ったものである。また、今回の炉内管更新に合わせて、新炉内管の据付位置を従来の炉心格子M-11からM-9に変更して、照射中性子束の増加を図った。更新作業は11月に行った。その後、1996年12月に使用前検査及び施設検査を受検し、合格した（詳細は4.2に示した）。

(2) OSF-1照射設備

OSF-1照射設備における炉内管は、金属疲労による強度評価に基づく寿命に達したため、1996年度定期自主検査期間中に更新した。新炉内管は、1992年に「設計及び工事の方法の認可」を受けて製作したものである。更新作業は8月より約1カ月で終了し、その後、12月に使用前検査及び施設検査を受検し、合格した（詳細は4.2に示した）。

検査対象設備	検査対象機器	検査項目	備考
OSF-1照射設備	原子炉の停止装置	作動検査	
	配管及び機器類	漏えい検査	
BOCA照射設備	原子炉の停止装置	作動検査	

表2.2.6

照射設備定期検査実施項目

表 2.2.7
照射設備定期自主検査
実施項目

設 備	検査対象機器	検査項目	備考
キャプセル照射設備	電源盤 工業計器 安全保護回路 放射線モニタ ガス供給設備	絶縁抵抗測定 (1) 分解清掃 (2) 校正試験 作動確認試験 (1) 電源装置及びびれトメータの点検 (2) 特性試験 (1) 漏えい試験 (2) 圧力スイッチ作動試験	
F G S 照射設備	電源盤 工業計器 安全保護回路 放射線モニタ	絶縁抵抗測定 (1) 分解清掃 (2) 校正試験 作動確認試験 (1) 電源装置及びびれトメータの点検 (2) 特性試験	
BOCA照射設備	電源盤 工業計器 安全保護回路 バネ式安全弁 給水ポンプ 放射線モニタ	絶縁抵抗測定 (1) 分解清掃 (1) 校正試験 作動確認試験 作動試験 作動試験 (1) 電源装置及びびれトメータの点検 (1) 特性試験	
OSF-1 照射設備	電源盤 工業計器 安全保護回路 流量調節弁 バネ式安全弁 放射線モニタ	絶縁抵抗測定 (1) 分解清掃 (2) 校正試験 作動確認試験 (1) 漏えい試験 (2) 作動試験 作動試験 (1) 電源装置及びびれトメータの点検 (2) 特性試験	
HR-1 照射設備	電源盤 工業計器 安全保護回路 バネ式安全弁 放射線モニタ	絶縁抵抗測定 (1) 分解清掃 (2) 校正試験 作動確認試験 作動試験 (1) 電源装置及びびれトメータの点検 (2) 特性試験	
HR-2 照射設備	電源盤 工業計器 安全保護回路 バネ式安全弁 放射線モニタ	絶縁抵抗測定 (1) 分解清掃 (2) 校正試験 作動確認試験 作動試験 (1) 電源装置及びびれトメータの点検 (2) 特性試験	

2.3 JMTRCの管理

JMTRCの解体工事は、1995年12月に開始し、1996年11月に終了した。解体工事終了後の残存設備であるCFプール、CFプール循環設備、プロセス計装、ゲート及びCFカートは、今後JMTR原子炉施設の一部として有効利用する計画である。一方、炉心より撤去して一時保管中のベリリウム反射体要素は、1997年度中に東海研究所TCA施設で有効利用するため東海研へ輸送する計画である。燃料要素についてはJMTR原子炉施設内の核燃料物質貯蔵施設に保管中である。

本年度の定期自主検査は、JMTRCについては1996年12月9日～20日に実施し、また、関連する放射線管理施設については1996年4月15日～9月13日の間に適時実施し、各々結果は良好であった。また、プール水浄化のためのCFプール循環設備の運転を解体工事期間中を除く毎月1回実施した。

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の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の組立・解体、セグメント燃料の再計装等及び核融合炉材のR&Dとしてベリリウム特性試験を行っている。

ホットラボのセルは、 β - γ 取扱いの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。

1996年度に照射後試験を実施した照射済キャプセル等は103本であり、このうち71本の照射後試験を終了した。

照射後試験の主なものは、各種照射済キャプセルの解体及びRI試料の搬出、出力急昇試験用BOCAキャプセルの組立・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、近年、照射済試料の追加照射や他の原子炉で照射した材料のカップリング照射などの利用が増加している。

(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。

(3) 照射試料の受入、搬出状況

1996年度に受入又は搬出した輸送物は、公道輸送としてBM型6件、A型7件、L型4件、事業所内輸送として第3類9件、第4類1件であった。このうち受入試料は、公道輸送でL型2件、事業所内輸送で第3類1件であった。

(4) 放射性廃棄物の管理

1996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、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廃液は、JMTRタンクヤードへ送水し、また、極めて少量の廃液については、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、その発生量を表2.4.1に示す。

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。1996年度の定期自主検査は、8月1日から11月10日まで行った。

(2) 保守点検整備

1996年度に行った定期自主検査の内容を、ホットラボ本体施設について表2.4.2に、ホットラボ特定施設について表2.4.3に示す。

表2.4.1
放射性固体廃棄物
($\beta \cdot \gamma$) の発生量
(1996年度)

	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	2.42	0.38	1.12	0.28	0
第2四半期	10.10	1.32	3.12	0.52	0
第3四半期	7.32	1.14	1.76	0.28	0
第4四半期	2.24	0.18	1.46	0.12	0
合計	22.08	3.02	7.46	1.2	0

(m³)

図2.4.1
ホットラボ1階平面図

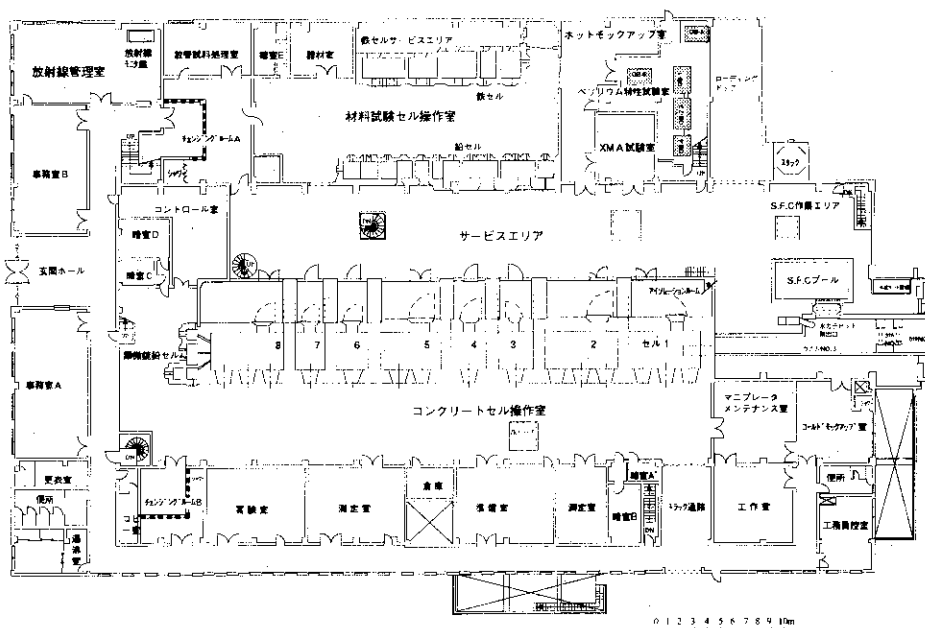


表2.4.2
ホットラボ本体施設
の定期自主検査項目

系統設備	機器名	検査項目
負圧監視警報装置 放射線監視装置 セル粉末消火設備 放射線遮へい扉 及び天井ハッチ 付属設備機器	負圧計 圧力スイッチ インセルモニタ 記録計 消火剤貯蔵容器 選択弁 起動装置 背面扉 間仕切り扉 試料移動用開口部 制御盤 天井ハッチ ガンマゲート 試料搬入装置 マニプレータ パワーマニプレータ インセルホイスト 分電盤 給水及び給湯弁、配管 輸送容器	作動確認 作動確認 校正試験、作動確認 絶縁抵抗測定 作動確認 外観検査 外観検査 外観検査 外観検査、作動確認 外観検査、作動確認 外観検査、作動確認 外観検査、作動確認 外観検査 作動確認 作動確認 作動確認 作動確認、絶縁抵抗測定 作動確認、絶縁抵抗測定 絶縁抵抗測定 外観検査 外観検査、漏えい検査、 作動試験、吊上荷重検査

表2.4.3
ホットラボ特定施設
の定期自主検査項目

系統設備	機器名	検査項目
電気設備	受配電設備	外観検査、絶縁抵抗測定、 接地抵抗測定
	非常用電源	外観検査、絶縁抵抗測定 作動試験
気体廃棄設備	保護継電器	外観検査、作動試験
	排気設備	作動試験、絶縁抵抗測定、 外観検査、風向風量測定
	制御盤	作動試験、絶縁抵抗測定
	排気フィルタ	差圧測定、捕集効率測定
液体廃棄設備	バタフライ弁	作動試験
	排水ポンプ	作動試験、絶縁抵抗測定 外観検査
	制御盤	作動試験、絶縁抵抗測定
	廃液貯蔵槽	漏えい点検
	配管	漏えい点検
	バルブ	漏えい点検
	水位計	作動試験
警報設備	コンプレッサ	作動試験
	圧力スイッチ	作動試験
	水位計	作動試験
	警報表示盤	作動試験
空調設備	熱交換器	分解点検
	弁、配管、圧力計	外観検査
プロセス計装	チラー冷凍機	作動試験、計器検査
	計測機器	外観検査、作動、校正試験

(3) 汚染除去

ホットラボでは、毎年度本体施設の保守点検整備に先立ちセル内の除染作業を実施している。1996年度の当該作業は、セル内機器の入替え作業のための6月11日から実施したコンクリートNo.2セルの遠隔除染を皮切りに、11月26日のコンクリートNo.7セルの立入除染の終了まで延べ75日間を要した。また、鉛セルNo.1～3及び鉄セルNo.2～4については、1996年8月22日から8月30日にかけて実施した。冬期除染作業は、コンクリートセルNo.3及びNo.4のセル内放射線モニタの更新ため、1997年2月28日から3月7日までの6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遠隔除染と、作業者がセル内に入りセル内架台上面、セル内壁面、内装機器等を濡れウエスにより拭き取る立入り除染の方法で行った。立入り除染作業時の内部被ばく防止のため、自給式加圧服及び全面マスクを使用した。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(0.4Bq/cm²)以下となった。1996年度のセル内汚染除去作業の主な実績を表2.4.4に示す。

表 2.4.4
セル内汚染除去作業
実績

注1 同一セルでの最大値
注2 ポケット線量計の値

施設	コンクリートセル					顕微鏡セル	鉛セル	鉄セル	合計
	C1	C2	C3,5	C7	C3,4	M1～4	L1,3	S2～5	
実施年月日	9.12～ 10.1	6.11～ 6.28	8.9～ 9.6	11.18～ 11.26	2.28～ 3.7	9.13～ 10.25	8.22～ 8.30		
実施日数(日)									
立入除染作業 人数(人日)	職員	24	20	70	21	24	12	28	199
	業者	44	44	45	12	8	-	33	186
表面密度 (Bq/cm ²)注1	立入除染前	56	390	168	88	1.3	2	1.1	5.3
	立入除染後	<0.7	<0.4	<0.7	<4.1	<0.6	<0.4	<0.4	<0.5
除染作業者の 実効線量等量 (mSv)注2	最大	0.17	0.63	0.43	0.53	0.03	0.0	0.09	
	合計	1.07	3.52	0.22	0.15	0.03	0.0	0.76	5.77
廃棄物量 (m ³)	可燃	1.46	1.24	2.43	0.58	0.27	0.07	0.78	6.83
	不燃	0.13	0.16	0.27	0.04	0.02	0.0	0.11	0.73
	フィルタ	0.13	0.13	0.69	0.02	0.0	0.0	0.66	1.52
主な装備		加圧服 全面マスク 半面マスク			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	

2.5 放射線管理

2.5.1 原子炉施設の放射線管理

1996年度においては、2サイクル運転した後、定期検査が行われ、これに伴い、原子炉施設の運転・保守並びに定期検査等に伴う放射線管理を実施した。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、JMTRCの解体、OSF-1炉内仕切管の更新、炉内ベリリウム枠の更新、水カラビット2号機の炉内照射管の更新、圧力サージタンク点検であった。

1) JMTRCの解体作業

炉内構造物の表面線量当量率は最大で $24 \mu\text{Sv/h}$ あり、炉内構造物溶断時におけるグリーンハウス内の空気中濃度は $1.8 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$ であったが、作業者はエアライン送風マスクを着用して作業を実施したので、内部被ばくはなく計画通りに作業は終了した。

2) OSF-1仕切管更新

炉頂部のヘリウムガススクリーン給排気管の切断、仕切管の取り出し、新仕切管の設置等の作業が実施された。これらの作業に伴い、トリチウムが $1.8 \times 10^{10} \text{Bq}$ 排気系から放出された。作業者の身体汚染、有為な被ばくはなかった。

3) 炉内ベリリウム枠の更新及び水カラビット2号機の炉内照射管の更新作業

線量当量率は最大で $10 \mu\text{Sv/h}$ 、表面密度の最大値は 2.4Bq/cm^2 であった。いずれの作業においても作業者の身体汚染、有為な被ばくはなかった。

4) 圧力サージタンク点検作業

定期自主検査中に圧力サージタンクに微小な欠陥が発見されたため、圧力サージタンクの点検が実施された。その際の線量当量率は、タンク周囲が $0.2 \mu\text{Sv/h}$ 、タンク内部で $3 \mu\text{Sv/h}$ 、表面密度はタンク内壁の除染前が $0.4 \sim 110 \text{Bq/cm}^2$ (^{60}Co)、除染後が 0.4Bq/cm^2 以下であり、タンク内の水は $^3\text{H}:550 \text{Bq/cm}^3$ 、 $^{60}\text{Co}:0.1 \text{Bq/cm}^3$ であった。作業者については、ビニールアノラック及びエアライン送風マスクを着用したので、身体汚染、有為な内部被ばく共になかった。また、圧力サージタンクのX線検査時における操作位置における線量当量率は $1.0 \mu\text{Sv/h}$ 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回数は7回であった。その内訳は、排気設備の保守に伴う排気フィルタバンクの管理区域指定(1種)が1回、放射線モニタの線源校正に伴う排風機室の管理区域指定(2種)が2回、新燃料搬入に伴うトラック通路の管理区域指定(2種)が4回であった。

(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。JMTRの職員に0.8mSvの外部被ばくがみられるが、これはホットラボにおいて照射後試験を行った際の被ばくである。内部被ばくについては、全ての作業者が検出限界値未満であった。

(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。JMTRの運転に伴う放射性ガス(⁴¹Ar)の年間放出量は 1.8×10^{13} Bqであり、保安規定に定める放出管理目標値の約13%であった。尚、¹³¹Iの放出管理目標値については、1995年度のOGL-1照射設備撤去に伴い削除された。

JMTR

作業区分	放射線業務従事者等 (人)	線量当量分布 (人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	検出線量当量 (Person-mSv)
		検出下限 値未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSv を超えるもの			
職員等	84	82	2	0	0	0	0.01	0.8	1.0
外来研究員等	13	13	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	140	143	4	0	0	0	0.01	0.3	1.1
全作業者	234	238	6	0	0	0	0.01	0.8	2.1

表2.5.1
放射線業務従事者の
線量当量の状況

JMTRC

作業区分	放射線業務従事者等 (人)	線量当量分布 (人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	検出線量当量 (Person-mSv)
		検出下限 値未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSv を超えるもの			
職員等	9	9	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	15	15	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	24	24	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

照射施設

作業区分	放射線業務従事者等 (人)	線量当量分布 (人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	検出線量当量 (Person-mSv)
		検出下限 値未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSv を超えるもの			
職員等	43	42	1	0	0	0	0.01	0.3	0.3
外来研究員等	2	2	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	156	152	4	0	0	0	0.01	0.2	0.8
全作業者	201	196	5	0	0	0	0.01	0.3	1.1

注) 職員等 : 職員、特別研究員をいう。
外来研究員 : 動燃等からの派遣者、協力研究員等をいう。

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わる受け入れ基準値以内であった。廃液中のトリチウム放射能は、 2.5×10^{11} Bqであり、保安規定に定める放出管理目標値の約6.8%であった。

表2.5.2
放射性気体廃棄物の
放出状況

JMTR排気筒					
測定線種 及び核種	放射性塵埃		放射性ガス		
	平均濃度	放出量	核種	平均濃度	放出量
	(Bq/cm ³)	(Bq)		(Bq/cm ³)	(Bq)
全 α	$< 7.1 \times 10^{-11}$	----	⁴¹ Ar	2.1×10^{-2}	1.8×10^{13}
全 β	$< 2.5 \times 10^{-10}$	----			
⁶⁰ Co	$< 7.3 \times 10^{-10}$	0			

ホット実験室排気筒		
測定線種 及び核種	放射性塵埃	
	平均濃度	放出量
	(Bq/cm ³)	(Bq)
全 β	$< 5.0 \times 10^{-10}$	----
⁶⁰ Co	$< 7.3 \times 10^{-10}$	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)”と記載した。
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
JMTR施設から放射
性廃棄物管理施設へ
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 移送方法
2.2×10^3	2.5×10^{11}	³ H	輸送管
	7.7×10^{10}	⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co	
1.1×10^1	9.3×10^8	³ H	タンクローリ
	2.7×10^5	⁵¹ Cr, ¹³⁷ Cs	

2.5.2 ホットラボ施設の放射線管理

1996年度におけるホットラボ施設での放射線管理の対象となった主な項目は、管理区域及び境界の定期放射線サーベイの他、各種セル内での放射性物質等の取扱い、定期点検期間中の実施されたセル内除染等に伴う放射線作業時の管理、放射線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。1996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、放射線管理上問題となるものはなかった。

(1) 放射線作業時の管理

1996年度における主な放射線作業は、セル内立入り除染、内装機器の保守点検、 ^{60}Co 線源製造、排気系フィルタ交換、照射済キャプセルの解体、照射済試料及び高レベル廃棄物の搬出等であった。

これらの作業のうちで、放射線管理上特に注意が払われたのは、各種セルや内装機器の除染及び内装機器の保守点検作業時の放射線作業であった。作業に際しては、外部被ばくの低減、内部被ばくの防止及び表面汚染の拡大防止に留意し、事前に、放射性物質の移動及びマニプレータによる遠隔除染を行った。さらに、作業時間の管理、適切な防護具の着用、さらにバリヤの設定等を行った結果、放射線管理上問題となる異常はなかった。

(2) 搬出輸送物の管理

1996年度において、ホットラボ施設から搬出したRI用照射済試料、核燃料物質及び高レベル廃棄物等について、輸送容器に係る線量当量率及び表面密度は、全て搬出基準以下であり、異常はなかった。

(3) 個人被ばくの管理

1996年度のホットラボ施設における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おり、また、受験者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) 排気中放射性塵埃及び放射性ガスの管理

1996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埃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。いずれも保安規定に定める管理基準値を十分に下回っていた。

2) 放射性廃液の管理

1996年度に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へ移送又はホットラボ施設から廃棄物管理施設へ運搬した各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状況

作業区分	放射線業務従事者等 (人)	線量当量分布 (人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集積線量当量 (Person-mSv)
		検出下限	0.2mSv以上	1.0mSv超え	5.0mSv超え	15mSv			
		値未満	1.0mSv以下	5.0mSv以下	15mSv以下	を超えるもの			
職員等	25	16	6	3	0	0	0.34	2.2	8.5
外来研究員等	4	4	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	145	122	22	1	0	0	0.07	1.4	10.2
全作業者	174	142	28	4	0	0	0.11	2.2	18.7

注) 職員等 : 職員、出向職員をいう。
外来研究員等 : 外来研究員、開放研、共同利用関係者をいう。

表2.5.5
放射性気体廃棄物の放出状況

測定線種及び核種	放射性塵埃		核種	放射性ガス	
	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)		年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
全α	0	< 4.9 × 10 ⁻¹¹	²²² Rn	1.5 × 10 ⁵	< 2.0 × 10 ⁻⁵
全β	0	< 2.4 × 10 ⁻¹⁰			
¹³¹ I	2.2 × 10 ⁴	< 2.1 × 10 ⁻⁹			

年間放出量 : 検出下限濃度以上の放出量の合計。検出下限濃度未満の場合は0とした。
年間平均濃度 : 年間放出量を年間総排気量(1年間連続して排風機を運転した場合の排気量)で除した値。ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“< (検出下限濃度)”とした。

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 タンクヤードへ移送			廃棄物管理施設へ搬出					
廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種	廃油		その他へ廃液			
			廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種	放射能 (Bq)	主な核種	
6.3 × 10 ¹	1.1 × 10 ⁵	⁶⁰ Co	-----	-----	-----	0.006	8.4 × 10 ¹	¹³⁴ Cs
		¹³⁷ Cs						¹³⁷ Cs
		¹³⁷ Cs						¹³⁷ Cs

廃棄物管理施設へ搬出する場合は、ポリビンに廃液等を入れジブトレラ等により運搬した。

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、BOCA/OSF-1、水力ラビット）が設置されている（表2.2.1参照）。1996年度は第118サイクルから第119サイクルの2サイクルのみの運転となったため、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51サイクル・本（36本）及びBOCAは2サイクル・本（1本）であった。水力ラビットの照射本数（49本）に対する延べ照射時間は2435.8時間であった。また、表3.1.1にキャプセルのタイプ別及び試料別の内訳も示す。照射実績を照射分野別及び照射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（53サイクル・本）及び水力ラビットの照射実績（2435.8時間）を、照射目的別及び照射利用者別に分類した結果を図3.1.1に示す。

キャプセル及びBOCAに関して、延べ照射本数（サイクル・本）で表した割合は、軽水炉関係(24%)、核融合炉関係(22%)、RI生産(19%)及び照射技術関係(19%)で、これらで全体の8割以上を占めている。その他、大学研究関係(6%)、HTTR関係(4%)、高速炉関係(4%)、新型転換炉関係(2%)である。また、利用者別分類では、所内利用が94%で、その他の6%は大学の共同利用である。

水力ラビットに関して、同じく延べ照射時間の割合は、大学研究関係が大部分(97%)を占め、その他はRI生産(2%)、原研内の基礎研究関係(1%)である。

項目		サイクル		118cy	119cy	計
照射設備	キャプセル	本		24	27	51
	BOCA/OSF-1	本		1	1	2
	計	本		25	28	53
	水力ラビット	本		26	23	49
延べ時間			1418.2	1017.6	2435.8	
キャプセル	型式別分類	計測付	本	13	14	27
		無計測	本	10	12	22
		FGS	本	1	1	2
	試料別分類	燃料	本	4	4	8
		材料	本	20	23	43

表3.1.1
1996年度のJMTR照射
利用実績

表3.1.2
JMTR照射実績の照射
分野別分類

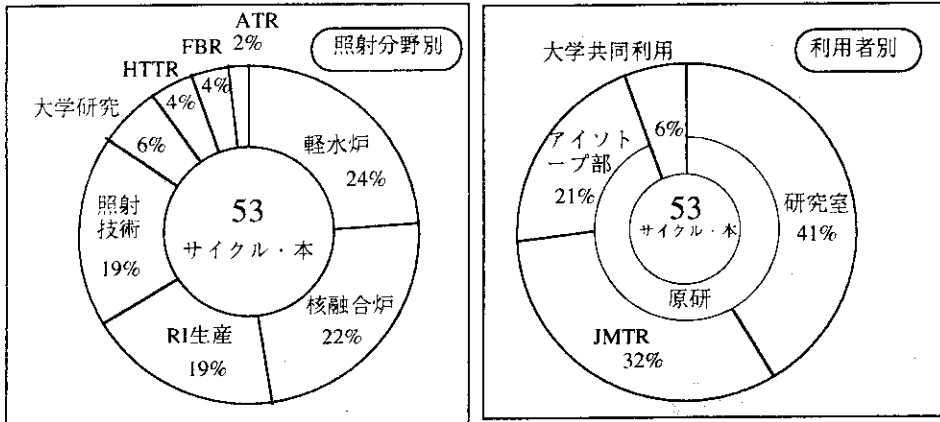
照射目的	キャプセル、BOCA		水カラビット	
	本	サイクル・本	本	時間・本
ATR	1	1		
FBR	1	2		
FUSION	8	12		
HTTR	1	2		
LWR	7	13		
RI生産	9	10	6	52.1
大学研究	3	3	40	2366.0
基礎研究(原研)			3	17.7
照射技術	5	10		
計	35	53	49	2435.8

表3.1.3
JMTR照射実績の利用
者別分類

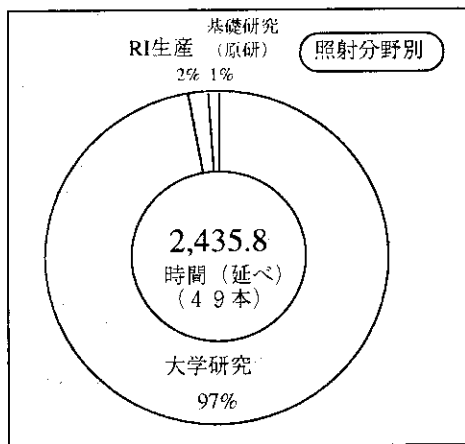
利用者	キャプセル、BOCA		水カラビット	
	本	サイクル・本	本	時間・本
研究室(原研)	14	22	2	17.7
JMTR(原研)	9	17		
アイソトープ部	9	11	4	52.1
大学共同利用	3	3	43	2366.0
計	35	53	49	2435.8

図3.1.1
JMTR照射実績の分類

(キャプセル、BOCA)



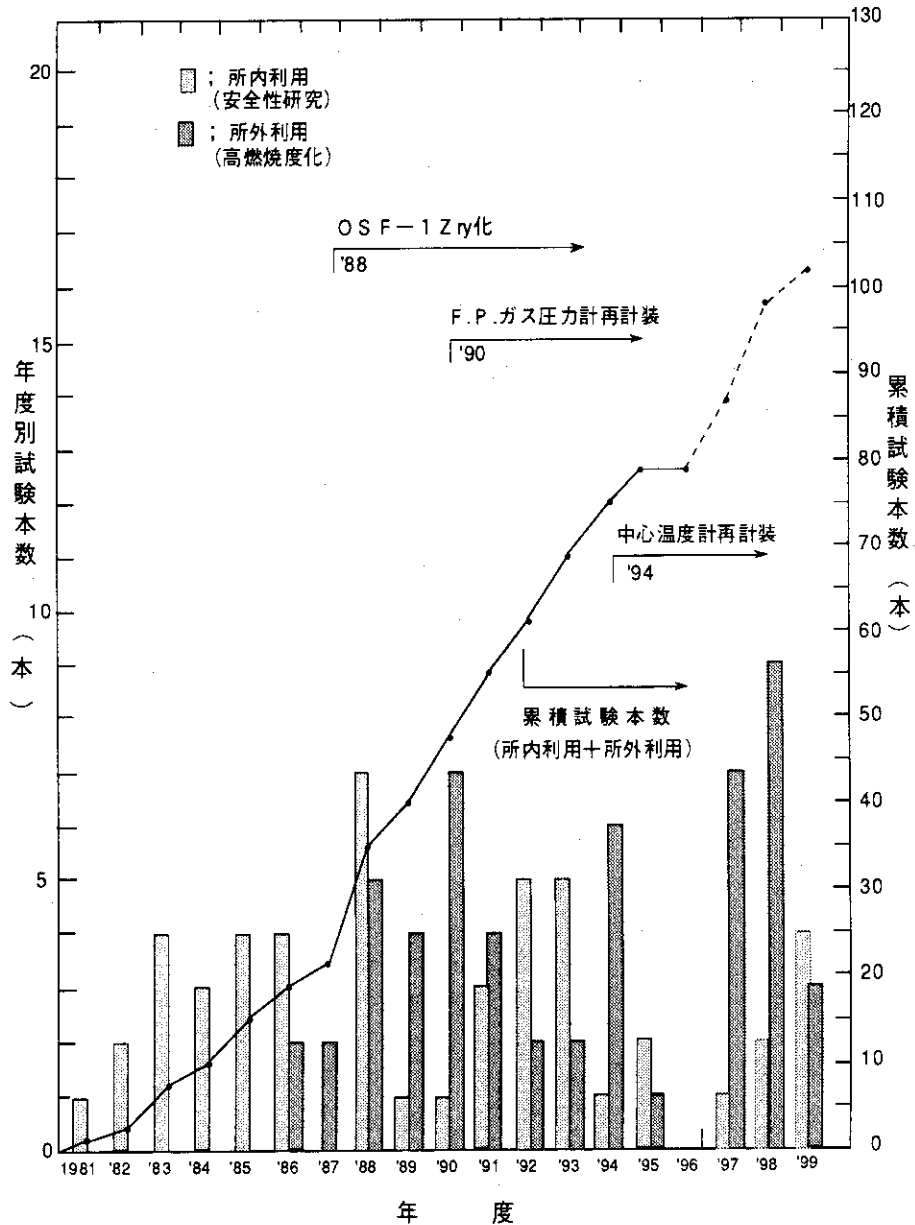
(水カラビット)



3.1.2 軽水炉燃料出力急昇試験

軽水炉燃料の出力急昇試験は所内で行っている「安全性研究」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。実績及び予定を図3.1.2に示す。1996年度には、「高燃焼度等燃料確証試験」におけるBWR高燃焼度燃料4本の出力急昇試験を行う予定であったので、この準備を行った。

図3.1.2
出力急昇試験計画



3.1.3 RI製造のための利用

JMTRでは、定常的に原研アイソトープ部のRI製造のための試料照射を行っている。平成8年度に照射したRI製造キャプセルは、開発を含めて9本（10サイクル・本）で、水力ラビットは6本（52.1時間・本）であった。また、1996年度におけるアイソトープ部によるRI製造のための利用実績を表3.1.4に示し、RI製造キャプセルによる³²P、⁵¹Cr、³⁵S、¹⁹²Ir、¹⁶⁹Yb等の製造核種とそれらの生成量を表3.1.5に示す。

No	名称	照射サイクル		照射位置	直径(mm)	利用者	型式等	照射試料
		118	119					
1	94 M-34R	1		H7-1	31.4	製造課	Alバスケット	S
2	94 M-44RS	1		H-5	41	製造課	Alバスケット	Cr, Ir (医療用)
3	94 M-49R	1		J9-4	31.4	製造課	Alバスケット	Yb ₂ O ₃
4	94 M-50R	1	1	J9-3	31.4	製造課	Alバスケット	Ir (医療用)
5	95M-24R		1	J9-4	31.4	製造課	Alバスケット	Yb ₂ O ₃
6	95M-27RS		1	I-5	41	製造課	Alバスケット	Cr, KCl
7	95M-30RS		1	M-8	41	製造課	Alバスケット	Ir (工業用), WO ₃
8	95M-34R		1	H7-1	31.4	製造課	Alバスケット	S
9	95M-45RS		1	J-5	41	製造課	Alバスケット	WO ₃
10	R246		1	HR-1	32	製造課	ラビット	Co
11	R247		1	HR-2	32	製造課	ラビット	Co
合計		4	8 (ラビット2を含む)					

表3.1.4
アイソトープ部による
RI製造のための利用実
績（1996年度）

製造核種	照射試料	生成反応	利用目的	キャプセル名 またはラビットNo	生成量(TBq)
³² P	S (結晶イオウ) 粉末	³² S(n, p)	医学 (腫瘍検出)、農学 (作物根 吸収力分布測定等) 等のトレーサ	95 M-34R	0.85
⁵¹ Cr	Cr ₂ O ₃ 粉末	⁵⁰ Cr(n, γ)	医学の分野で血液疾患の診断 (赤 血球の代謝検出)	94 M-44RS 95 M-27RS	0.20 0.19
³⁵ S	KCl粉末	³⁵ Cl(n, p)	農学、工業等分野のトレーサ	95 M-27RS	0.08
¹⁹² Ir	Irベレット(φ2×2mm)	¹⁹¹ Ir(n, γ)	非破壊検査用線源	95 M-30RS	194.70
¹⁹² Ir	Irベレット(φ1.1×1.2mm)	¹⁹¹ Ir(n, γ)	癌の放射線治療用線源	94 M-44RS 94 M-50R	25.2 20.8
¹⁶⁹ Yb	Yb ₂ O ₃ ベレット(φ1×1mm)	¹⁶⁸ Yb(n, γ)	薄肉配管溶接部等の非破壊検査用 線源	94 M-49R 95 M-24R	0.96 1.00
³² P	S (結晶イオウ) 粉末	³² S(n, p)	治療用標識化合物として開発中	94 M-34R 95 M-34R	0.63(GBq) 0.35(GBq)
¹⁸⁸ Re	¹⁸⁶ WO ₃ 粉末	¹⁸⁶ W(2n, γ) ¹⁸⁸ W, ¹⁸⁸ W(β ⁻)	癌の放射線治療用線源として開発 中	95 M-45RS	0.08
⁶⁰ Co	Coワイヤ(φ0.91×15mm)	⁵⁹ Co(n, γ)	癌の放射線治療用線源	R246 R247	0.07 0.03

表3.1.5
RI製造キャプセルの
製造核種と生成量
(1996年度)

3.2 照射後試験

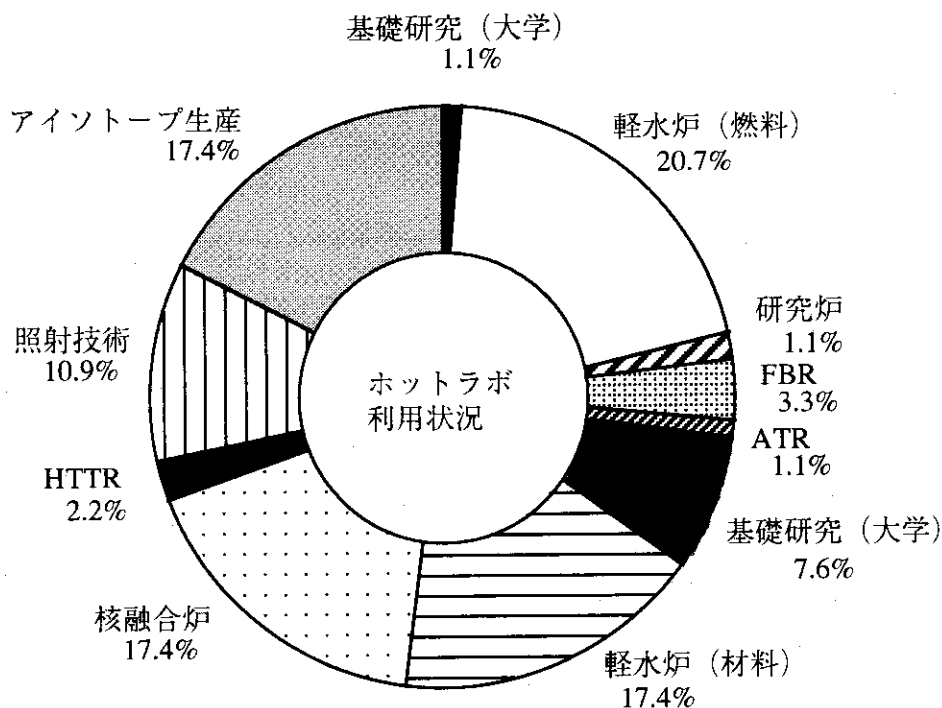
ホットラボでは、主にJMTRで照射した燃料及び材料試料の照射後試験を実施している。

1996年度には、燃料試料については、NSRRバーンアップ試験用燃料試料のJMTRで前照射した燃料の照射後試験、軽水炉でベース照射した燃料を追加照射するためのキャプセル組立て、軽水炉燃料の出力急昇試験のためのBOCAキャプセルの組立・解体等に係る試験を行った。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、核融合炉用構造材料の照射後試験、「常陽」-JMTRカップリング照射試料のキャプセル組立て、原子炉用形状記憶合金継手の照射健全性に係る照射後試験を実施した。

利用者別では、所外利用者は(財)原子力発電技術機構、大学、動力炉・核燃料開発事業団、日本核燃料開発(株)、原研との共同研究者として電力中央研究所、ニュークリア・デベロップメント(株)及び石川島播磨重工業(株)、また所内利用者では、燃料関係で、燃料研究部、原子炉安全工学部、材料関係で、材料研究部、原子炉工学部、材料試験炉部等であり、RI製造関係としてアイソトープ部である。

1996年度に実施した照射後試験の照射分野別の利用実績を図3.2.1に示す。

図3.2.1
1996年度JMTRホット
ラボの利用状況(照射
分野別キャプセル数)



4 主要な設備整備

4.1 原子炉施設

4.1.1 圧力サージタンクの更新

1996年度定期検査期間中、一次冷却系統の圧力サージタンク（縦置円筒型、材質SUS27、寸法3950×1027φ、容積3m³、水及び窒素ガス13.8kg/cm²加圧、1967年製作）に微小欠陥を発見した。浸透探傷試験、発泡試験及びスンプ試験により微小欠陥を検出した。微小欠陥のうち貫通孔は、発砲試験により、タンクとタンクマンホール管台当て板部の隙間側表面からタンク内側へ1箇所、当て板外側へ3箇所確認された。微小欠陥の大きさは、目視検査では確認できないほど微細であり、調査結果から、欠陥発生後まもないと考えられる。割れは、断面ミクロ組織観察及びX線透過試験から、当て板溶接部に集中して隙間部からタンク内側及び当て板外側方向へ進展しているものが多数発見された。また、この割れは、金属の結晶粒内を貫通する枝分かれた粒内割れであることが確認された。尚、タンクとタンクマンホール管台当て板部の隙間から採取した水の分析をした結果、高濃度の塩素（海水程度）が検出されたことから、この粒内割れは、タンク製作ときに溶接施工後、当て板のガス抜き孔を密閉しなかったため、脱脂洗浄に使用したトリクロロエチレン及び洗浄水がガス抜き孔から侵入し、トリクロロエチレンから分解した塩素が当て板溶接部の残留応力と相乗して発生した塩素型の応力腐食割れである。

更新にあたっては、当て板のガス抜き孔は、溶接後密閉することとした。また、今回の更新に合わせて圧力サージタンク水位計をフロート式から差圧式に変更することとした。本更新は表4.1.1に示すように、次年度にまたがって実施する予定で、1996年度には、交換用圧力サージタンクの設計及び発注を行った。

1996年		1997年							
11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月
発見	△	△		△	製作・据付（予定）			▽	
	長官報告	長官最終報告		設工認可				使用前検査（予定）	

表4.1.1
圧力サージタンクの
更新工程

4.2 照射設備

4.2.1 OSF-1炉内管の仕切管更新

He-3ガススクリーンの金属疲労寿命に伴うOSF-1炉内管の仕切管更新にあたり、設計データ取得のため、He-3ガススクリーン試験体を使用した炉外疲労試験、試料の金相試験及び溶接部の強度確認試験等を実施した。仕切管更新において特に留意した点は、以下のとおりである。

- (1) 試験研究用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令に基づき、He-3ガススクリーンの疲労寿命についての評価を行った。
- (2) 大洗地区に適用される耐震設計基準が見直しされたことに伴い、耐震設計計算を行った。
- (3) OSF-1炉内管のHe-3ガススクリーンは、二重円筒構造であることから、溶接部の評価断面に発生する応力及び許容値の考え方について検討を行った。

更新工事にあたっては、使用済仕切管によるトリチウム汚染を考慮し、被ばく防止に十分注意して作業を行った。性能試験については、コールドラン試験まで行った。ホットラン試験は1997年度に実施する予定である。

4.2.2 水カラビット照射設備炉内管の更新

水カラビット照射設備 (HR-2) 炉内管は、第119サイクルをもって交換の目安となる高速中性子照射量 (3×10^{21} n/cm²) に到達したため、更新を行った。HR-2の炉心装荷位置は、HR-2の照射需要 (全照射試料本数の約50%が100時間以上照射されている) を考慮し、従来の装荷位置より燃料領域寄りに変更した (M-11からM-9に変更)。これにより、中性子束が更新前に比べて高速中性子束で約4倍、熱中性子束で約2倍となる。新・旧炉内管の特性比較表及び、照射領域構造を表4.2.1及び図4.2.1に示す。

HR-2炉心装荷位置の変更に伴い、新炉内管は、JMTR運転50サイクルでの高速中性子照射量が約 1×10^{22} n/cm² となるため、交換の目安となる高速中性子照射量を見直すため、高速中性子照射量で 1×10^{22} n/cm² まで照射した試験片の照射後試験をJMTRホットラボで実施した。その結果、この時の伸びは約37%有り、延性材料の目安となっている残留延性 (10%) 以上であり、十分な強度を有することが確認された。

図4.2.1
新旧炉内管の照射領域構造

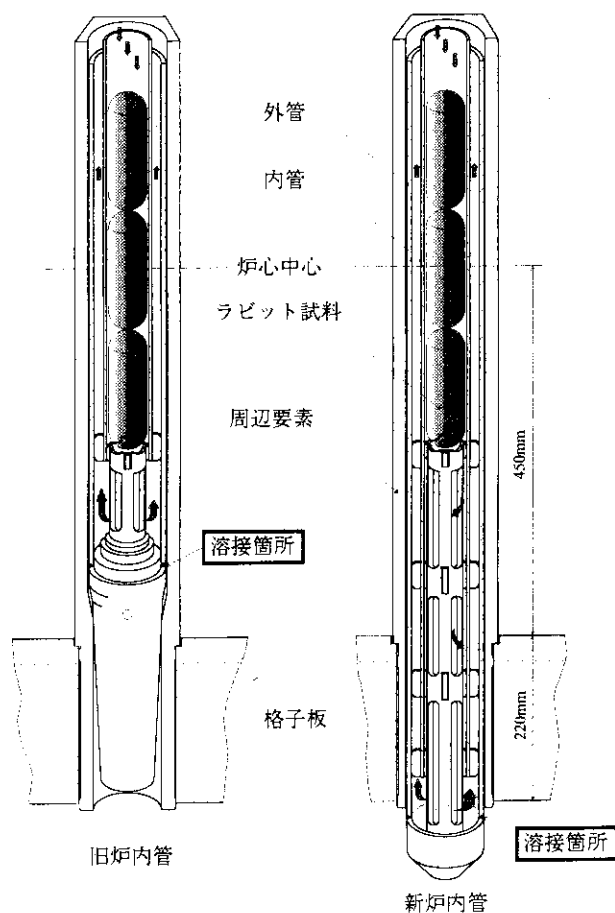


表4.2.1
新・旧炉内管の特性比較

		新炉内管	既設炉内管
炉心格子位置		M-9	M-11
熱中性子束 (n/cm2s) [< 0.68eV]	最大	3.5×10^{14}	1.3×10^{14}
	平均	2.6×10^{14}	9.9×10^{13}
高速中性子束 (n/cm2s) [> 1.0MeV]	最大	9.3×10^{13}	2.1×10^{13}
	平均	7.0×10^{13}	1.6×10^{13}
γ 加熱率 (W/g)		6.0	2.2
冷却材		軽水	
冷却材流量 (m ³ /h)		8.4	
冷却材温度 (℃)		40	
冷却材圧力 (MPa)		最大 2.0	
ラビットホルダー寸法 (mm)		φ 25 × L 150	
ラビットホルダー材質		アルミニウム又はステンレス鋼	
試料寸法 (mm)		φ 26 × L 120	
ラビット発熱量 (kW)		9	
ラビット照射個数		最大 3	
照射可能時間 (m)		最小 1	

4.3 ホットラボ施設

4.3.1 ホットラボ排風機の更新

ホットラボの排風機室に設置されている排風機（常用機）は年間を通じ連続運転されている。設置後約31年を経過し、劣化が著しくなっているため老朽化対策として3年計画で更新を進めている。1996年度は第2期工事としてコンクリートセル（No.5, 6, 7, 8）、顕微鏡セル及びサービスエリアの排風機4台を更新した。

5 JMTR照射利用に関する技術開発

5.1 照射場評価

照射試験に関するニーズは原子力開発の進展に伴い、より高度で精度の高いものへと移行している。特に、軽水炉材料や核融合炉材料等の最近の照射試験では、照射関連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。そのため、照射試験におけるスペクトル調整の必要性が増加すると共に、試料位置における詳細な中性子スペクトル情報に対する要求が高まっている。JMTRでは、これらの照射ニーズに積極的に対応するための技術開発を1992年度から行っている。

5.1.1 中性子スペクトル評価技術の開発

JMTR照射試験の計画・結果の評価に従来より使用している中性子スペクトルは、ANISNコードによる計算と臨界実験装置JMTRC(7.1参考)でのマルチフォイル法による測定データに基づいて、炉心内の燃料領域および反射体各層別に評価したスペクトルである。実際のキャプセル内の照射試料位置での分布を評価する場合、このような領域別の評価スペクトルは、高速中性子束については十分な精度を有することが確認されているが、熱中性子束はキャプセル構造材料等の影響により照射位置近傍で複雑な分布をするため、精度の確認が困難である。

そこで照射試料位置での中性子スペクトル詳細評価手法の開発のため、炉心の詳細なモデリングが可能な3次元モンテカルロ計算コードMCNP(LA-12625-M)を用いて、JMTRの全炉心3次元モデルによる中性子スペクトル解析を1996年度より開始した。一方、このような詳細解析の結果を検証できるよう実際のキャプセル内部での中性子スペクトルデータを収集するため、代表的な照射キャプセルに、通常の照射量評価に用いるフルエンスモニタに加え多重放射化ワイヤ(高速中性子モニタ用としてTi, Mn, Cu, Ni, Fe, Nb、熱中性子モニタ用としてAg, Co)を装着した照射試験を既に実施しており、これらモニタの放射化量データの分析を並行して行っている。データ収集に用いた照射キャプセル及び炉心内装荷位置を図5.1.1に示す。

MCNPによる解析結果の検証の第1段階として、中性子束の推定精度をフルエンスモニタデータと比較した結果、比較的大きな体積の照射試料(約 300cm^3)に対する高速中性子束については、約10%以内の精度で推定できることを確認した。熱中性子束及び微小な試料(約 0.3cm^3)についての中性子束の推定精度については、さらに検討中である。

また中性子スペクトル全体についての評価精度を検証するためには、これら多数のモニタで得られた測定値と、解析による中性子スペクトルのアジャストメント(アンフォールディング)を行う必要があり、そのための計算コードNEUPAC(PNC-N-941-80-192TR)を導入し整備を行っている。これら測定データを用いた中性子スペクトル評価精度の検証は、1997年度に完了する予定である。

5.1.2 改良された中性子スペクトルデータの提供

上記のように、MCNPコードによる解析は精度についての検証がまだ途上ではあるが、高速中性子束については実測値との誤差評価が可能であるので、特に希望する照射利用者に対しては、MCNPにより照射試料位置で評価した中性子スペクトルの提供を1997年2月より試験的に開始した。図5.1.2にMCNPによる中性子スペクトル解析例を示す。この例では、56群の中性子スペクトルエネルギー群で評価しているが、任意のエネルギー群数での解析が可能である（現在は、137群（核データライブラリMGCLの群構造）以下の任意のエネルギー群数で中性子スペクトルの提供を行っている）。

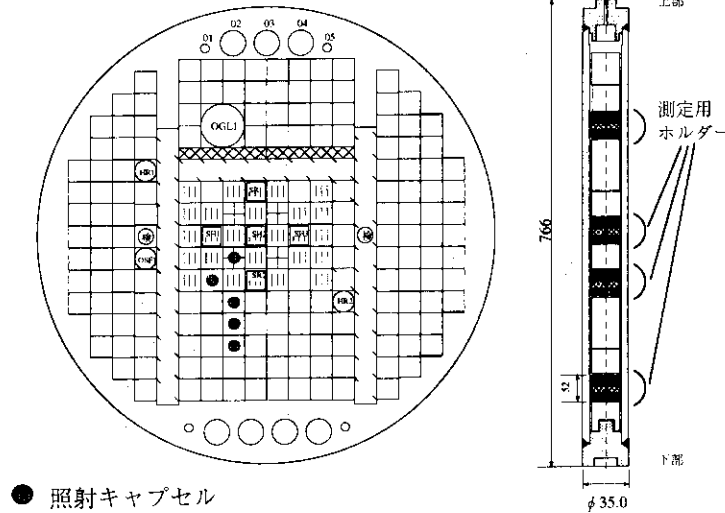


図5.1.1
中性子スペクトル測定位置と測定用キャプセル

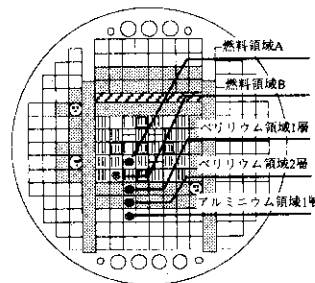
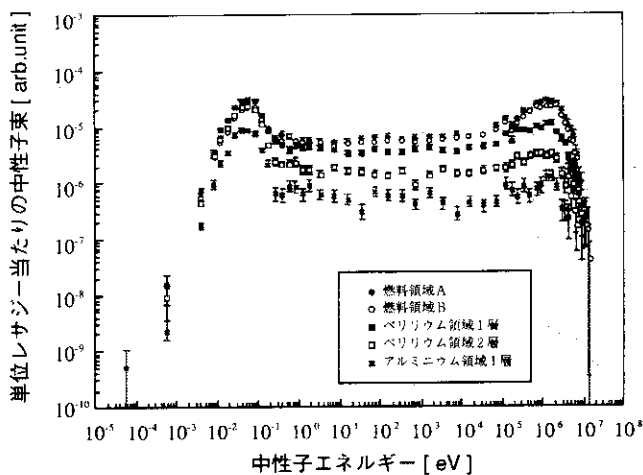


図5.1.2
JMTR炉心中の各領域における中性子スペクトル

評価例

- ・試料内平均スペクトル (φ21mm、長さ740mm)
- ・エネルギー群 56G (DIET-56)

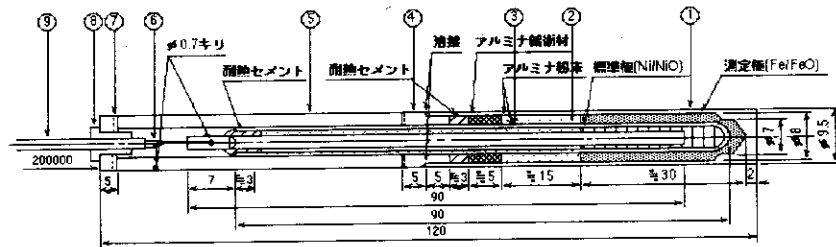
5.2 照射試験

5.2.1 酸素センサの開発

燃料の高燃焼度化を論ずる場合、燃料棒内部の化学的挙動を調べることは重要な項目のひとつである。このうち、国の原子力長期計画及び原研の事業計画にも開発項目として挙げられている、燃料ペレットにおける酸素ポテンシャル測定の酸素センサーについてJMTRでは独自に開発を進めている。1996年度は、ジルコニア固体電解質を使用した固体標準型酸素センサ(図5.2.1)に及ぼす中性子照射の影響を調べた。ジルコニア固体電解質としては、ジルコニア (ZrO_2) を Y_2O_3 で安定化させたYSZ、CaOで安定化させたCSZ、及びMgOで安定化させたMSZを用いた。

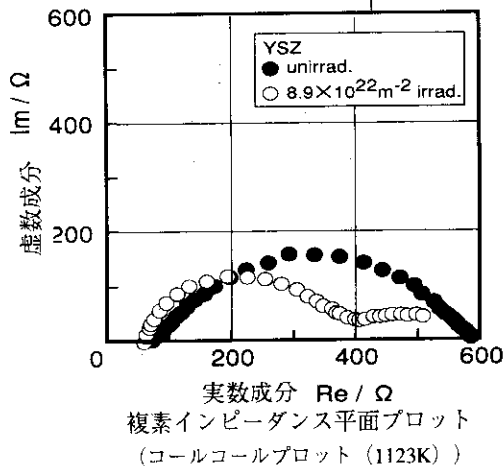
酸素センサの照射下及び照射後の起電力特性試験を行い、起電力特性について評価した。また、ジルコニア固体電解質の中性子照射の影響を明らかにするため、酸素センサの交流インピーダンス測定を行い、固体電解質の双極子の緩和挙動と活性化エネルギーについて評価した。その結果を図5.2.2に示す。未照射の酸素センサでは、プロットが半円を示し、緩和挙動が均一なのに対して、照射後では、半円が小さく2つに分かれることから、中性子照射により緩和挙動の異なる成分が発生していることが判明した。今後、中性子照射による影響解明を含めて酸素センサーの開発を進めていく予定である。

図5.2.1
固体標準型酸素センサ



1	セルケース	電鍍鉄	1
2	固体電解質	ZrO_2+CaO, MgO, Y_2O_3	1 $\phi 6 \times \phi 4 \times 80$
3	電極棒	Ni	1 $\phi 2 \times 90$
4	ストップ	電鍍鉄	1
5	補助金具	SUS	3
6	ボス	高純度アルミナ(PTO)	1
7	ストップ	SUS	1
8	ボス	高純度アルミナ(PTO)	1
9	Mケーブル	—	1 Ni 2巻

図5.2.2
酸素センサの交流インピーダンス測定

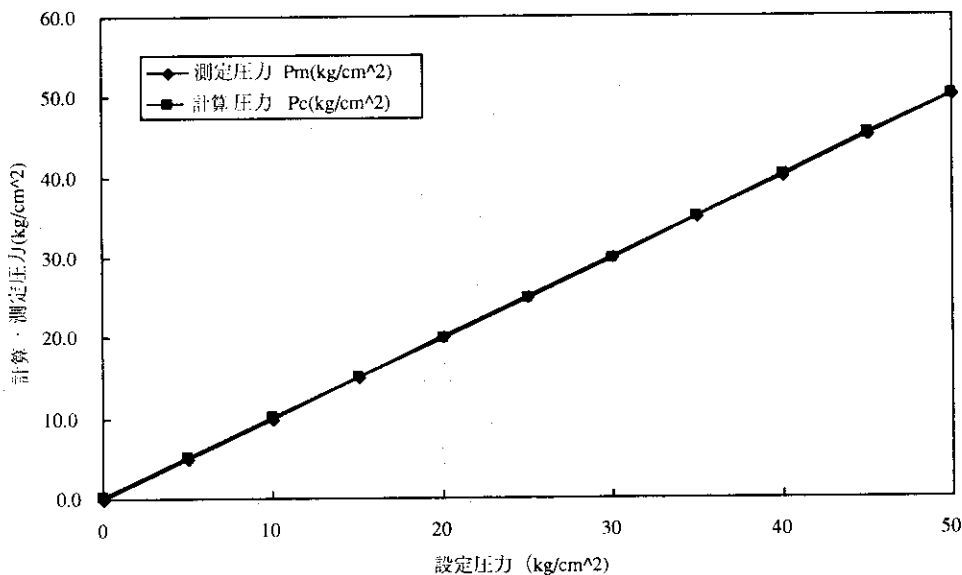


5.2.2 「燃料棒温度・圧力計」の改良

照射済軽水炉燃料の出力急昇時における燃料ふるまいを解明する目的で、1995年度に再照射燃料棒の中心温度とFPガス圧力を同時に計測する「燃料棒温度・圧力計」を計装した燃料（多重再計装型燃料）を試料とした沸騰水型キャプセル（BOCA）の照射試験を実施した。しかしながら、燃料棒温度計は絶縁不良を起こし、測定できなくなった。また、FPガス圧力計については、照射中の圧力誤差が許容値の1%を超え、最大で約4%となったため試験を中止した。そこで、1996年度は燃料棒温度計及びFPガス圧力計の構造変更を行い、再度照射試験準備を進めた。FPガス圧力計は、誤差の要因と思われる差動トランスのコイル材及びベローズアセンブリのスプリング材の改良を施した。この「燃料棒温度・圧力計」については炉外校正試験を実施し、良好な結果が得られた（図5.2.3参照）。FPガス圧力計は圧力校正試験及びサイクル試験においては、ヒステリシス・直線性・ゼロシフトの誤差が1%以内という結果が得られた。結果の一部を図5.2.3に示す。今後、照射試験を実施し、燃料棒温度計及びFPガス圧力計の性能を確認するとともに実用化に向け計画を進める予定である。

図 5.2.3
炉外校正試験結果

圧力校正試験

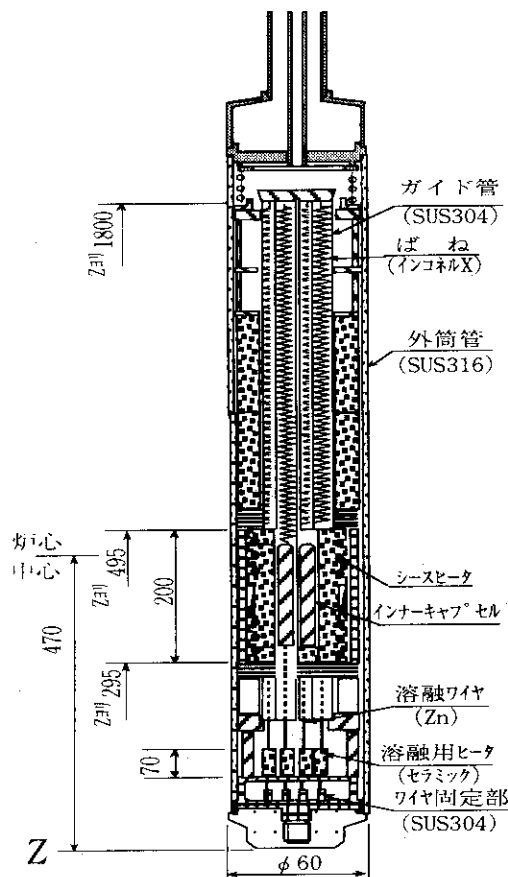


5.2.3 照射量調整キャプセルの開発

原子力材料の中性子照射場における照射特性の研究においては、数年来、世界的に高中性子照射量や中性子のスペクトル調整等、より高度な照射場の提供を求める傾向にある。また、照射量 (dpa 又は中性子フルエンス) が同じであっても、加速照射した場合の照射特性と実機における照射特性は、必ずしも一致しないという問題が提起されている。このため、特に軽水炉材料においては温度、圧力、中性子束等の照射環境因子の影響を解明する他、加速照射試験における材料の特性変化とこれらの因子の相関を明らかにすることが重要である。JMTR では、実用的な加速照射試験法を確立するため、照射材を通常の方法でのキャプセル照射に加え、より高い中性子束の照射場で、短時間で同じ照射量を与え、かつ、照射量が目標値に達した後は照射影響を受けないところに退避させる照射量調整キャプセルにより比較することを考案した。

1996年度から機器信頼性研究室が上記加速照射試験法を使用して評価を行うこととなり、JMTR では照射量調整キャプセルの概念及び詳細設計を行った。本キャプセル (図5.2.4参照) は、バネにより照射サイクル途中で照射試料を引き上げる方式を採用した。引き上げ方法は、試料が入っているインナキャプセルを予定照射量に達した時点で、バネ固定部をヒータの加熱で溶解し、切断を行い、引き上げるものである。現在、この方式のモックアップ試験を実施している。

図5.2.4
照射量調整キャプセル概略図



5.2.4 新型計装付きキャプセル（垂直移動型キャプセル）の開発

光ファイバのように照射劣化しやすいものを原子炉内で測定及び観測に使用する場合、照射による劣化を少なくするため、使用時に炉心領域に挿入し、未使用時には炉心領域から退避させる必要がある。一方、JMTRでは1995年度、形状記憶合金が耐照射型材料として有効であることが判明したことから、駆動素子として形状記憶合金コイルを採用し、炉外機能試験を実施してきた。この結果、形状記憶合金コイル（SMAコイル）が駆動素子として適用可能である見通しが得られた。1996年度はこの駆動素子を使用した詳細な炉外機能確認試験を行い、垂直移動型キャプセルの設計及び製作を行った（図5.2.5）。炉外機能確認試験には外径2mm φのTi50Ni50コイルで逆変態開始温度368K、コイル外径28mm φ、自由長172mmを使用し、負荷荷重12Nの条件で加熱用ヒータにより最大駆動距離430mmを確認した。本キャプセルは1997年度第120サイクルから照射開始予定である。

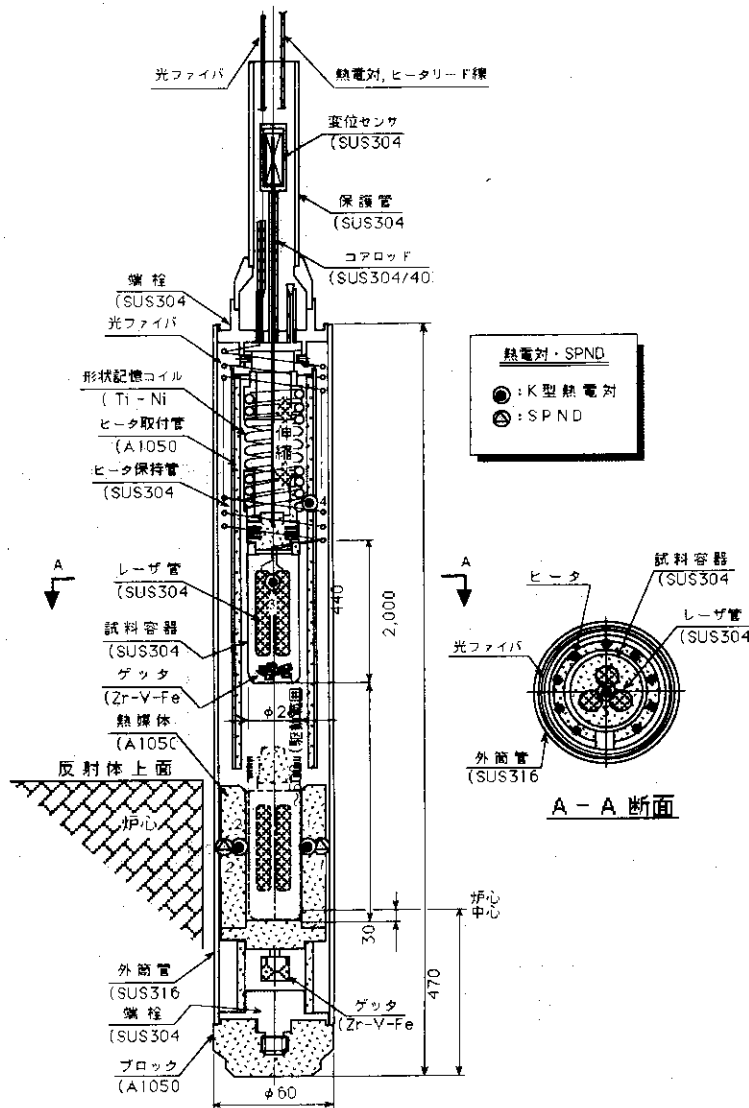
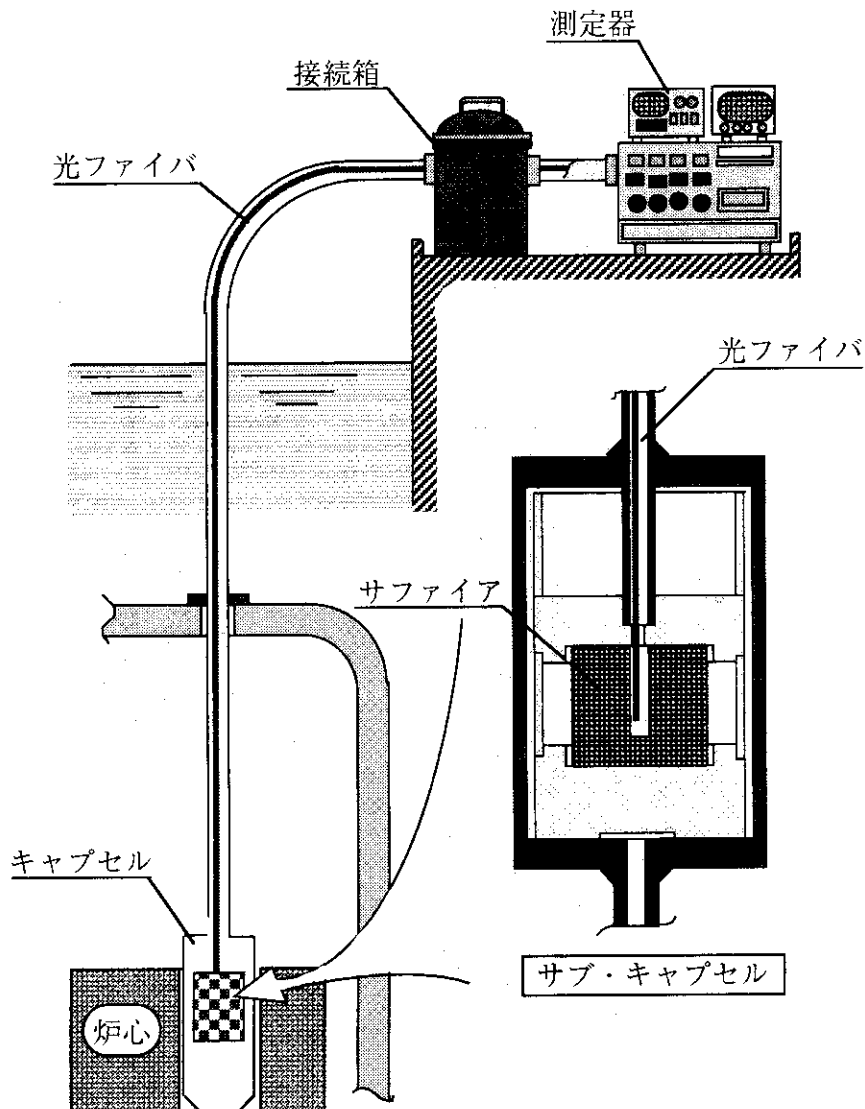


図5.2.5
垂直移動型キャプセルの概略構造

5.2.5 光ファイバを用いたその場測定技術

原子炉を用いた材料照射研究の高度化においては、照射試料の炉内測定（その場測定：圧力、酸素濃度、歪、発光等）が重要である。その場測定技術のうち光ファイバによる測定については、検討されてはいるものの、照射劣化の問題から従来は実施されていなかった。そこで、現在開発されつつある耐放射線用光ファイバを使用したその場測定技術を開発した。これはキャプセルに装荷された核融合炉窓材の候補であるサファイヤ試料の放射線による発光を光ファイバで検出するものである。この光信号は30m離れた炉外の測定器に誘導し、計測を行う（図5.2.6参照）。本装置により、燃料領域において約650℃で照射し、中性子照射量 $3.5 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ まで連続してサファイヤの発光を計測した。

図5.2.6
光学測定キャプセル
概略図



5.2.6 高温高压水中負荷試験用キャプセルの開発

現在、軽水炉の高経年化において重要な問題の一つに照射誘起応力腐食割れ (IASCC) がある。IASCC の機構を解明するためには、軽水炉の環境である高温高压水の状況を模擬し、照射試料に応力負荷をかけた状態で照射試験を行うことが必要である。

JMTR では、軽水炉の環境である高温高压水を模擬した照射試験を行うキャプセルとして、飽和温度キャプセルを開発してきた。1995年度には、軽水炉炉心構造材料の中性子照射条件を模擬するため照射条件の拡大及びキャプセル照射制御の安全性の向上を目的として、飽和温度キャプセルを改良した。

今度、材料応用工学研究室においてIASCC研究のため、飽和温度キャプセルを利用し、照射下応力負荷試験 (疲労試験) を実施することとなった。このための準備として、1996年度より炉外機能試験を開始した。この試験にはベローズによる負荷方法を採用している。ベローズ外側は一定の圧力水環境に置き、ベローズ内の高压ガスを調整 (差圧制御) することによりプルロッド先の試験片に荷重を加える。炉外機能試験では主にベローズ内外の差圧で加わる荷重をロードセルにより評価している。図 5.2.7 に炉外機能試験概念図を示す。1997年度には、飽和温度キャプセルによる照射下応力負荷試験を実施する予定である。

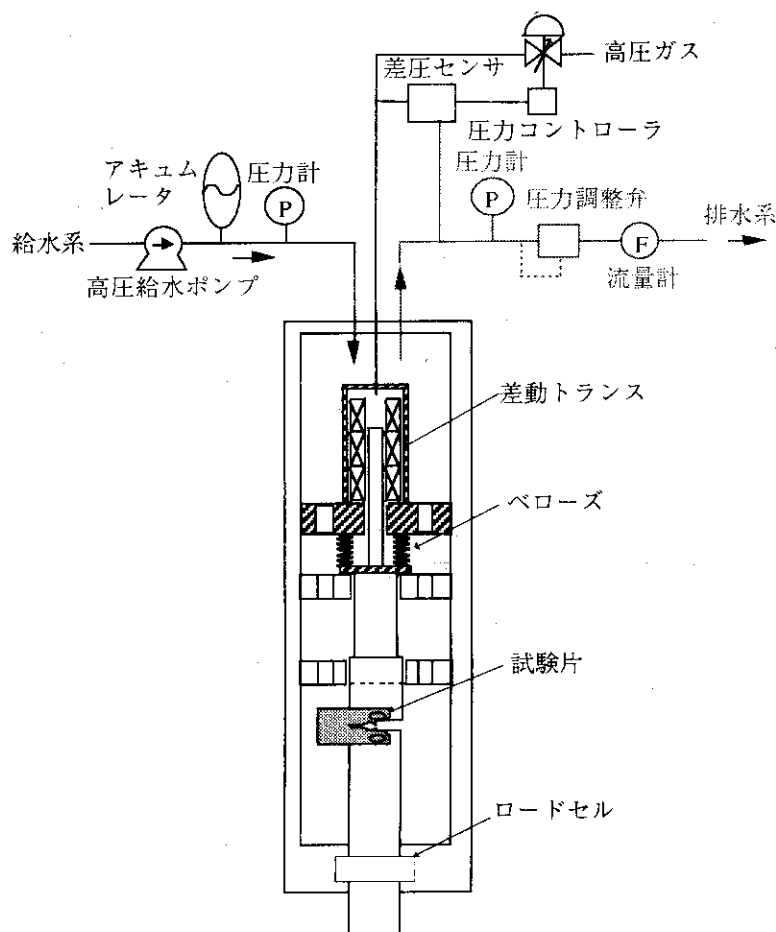
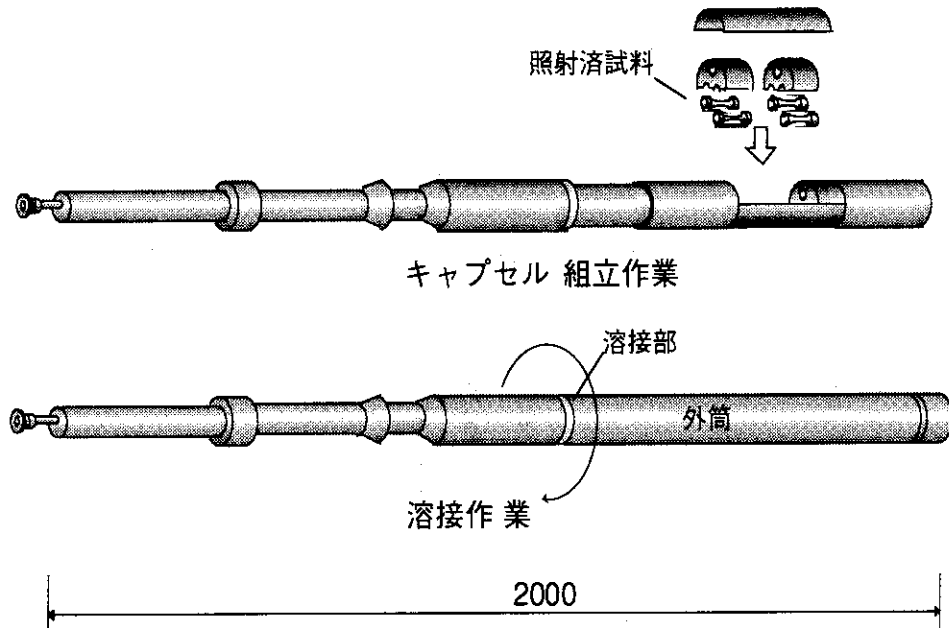


図 5.2.7
炉外機能試験概念図

5.2.7 カップリング照射試験用再照射キャプセルの開発

軽水炉の高経年化、核融合材料の開発、照射挙動の解明等の照射研究においては、高中性子照射量領域までの照射試験、中性子スペクトル等のパラメータ制御照射試験、材料欠陥の成長試験等、JMTRの照射場のみでは実現が困難な高度な照射試験の要求がある。例えば、材料欠陥の成長試験では、加速器で材料欠陥を作り、JMTRで照射することによって、欠陥がどのように成長するかを調査、検討することが考えられる。このような要求に対応していくために他の照射施設と組み合わせた照射試験（カップリング照射試験）が有効である。すなわち、軽水炉、高速炉、加速器等で照射された試料を、JMTRにおいて各種の計装を付加し、再照射することにより、この試料の照射下挙動を調べるものである。また、最終目標として、再照射計装及びキャプセルの再使用システムの確立を目指し開発を行っている。1995年度は、その第1段階としてホットラボでの組立が比較的容易な無計測キャプセルによる組立及び照射を行い、計測型再照射キャプセルの見通しを得た。1996年度は、計測型再照射キャプセルの詳細設計を行い、JMTRホットラボにおいて照射済試料のキャプセル組み込み及びキャプセル本体組立を終了した（図5.2.8参照）。1997年度には計測線、真空温度制御管及び保護管の接続を行い、照射試験を行う予定である。

図5.2.8
計測型再照射キャプセル本体の概念図

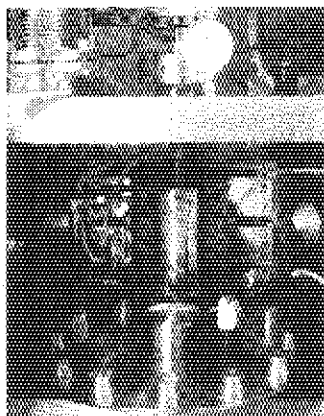


5.3 照射後試験

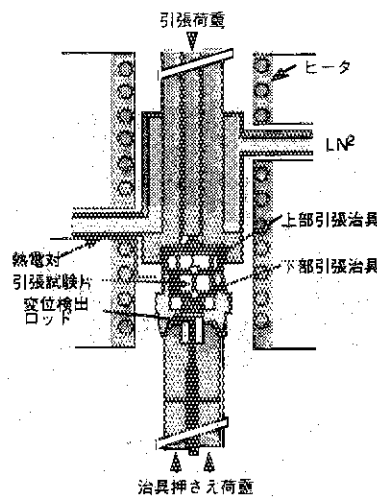
5.3.1 微小試験片試験技術の開発

核融合炉材料の開発に利用できるような高エネルギー中性子の照射場を得るための装置としては、d-Liストリッピング反応を利用した加速器型中性子源が最も有力な選択肢であるとされている。このような中性子源の計画では、国際エネルギー機関（IEA）で概念設計が行われている国際核融合材料照射装置（IFMIF）が代表的なものであるが、照射領域の大きさが制限されることから、照射試験への利用には微小試験片技術の開発が必須である。また、IFMIFのような装置は軽水炉寿命評価のための様々なコンポーネントの照射劣化評価への適用も期待されている。ホットラボでは、微小試験片専用の試験装置として遠隔操作型スモールパンチ（SP）試験装置を実用に供している。本装置は、材料の低温での脆性及び高温での強度減少も含めた広い温度範囲での材料強度特性の温度依存性を評価することが可能であり、微小試験片のSP試験及び試験片ホルダーを交換することにより微小引張試験等を行うことができる。

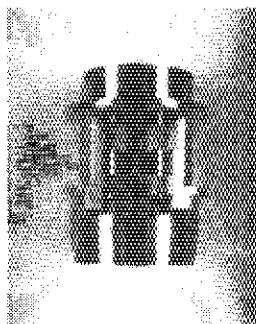
図5.3.1-(a)にSP試験装置真空炉内外観、図5.3.1-(b)に引張試験治具外観及び図5.3.1-(c)に引張試験部詳細、図5.3.1-(d)に微小試験片（SS-3）寸法を示す。



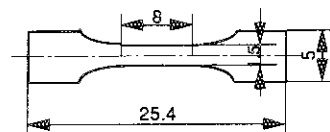
(a) SP試験装置真空炉内外観



(c) 引張試験部詳細



(b) 引張試験治具外観



(d) 微小試験片（SS-3）寸法



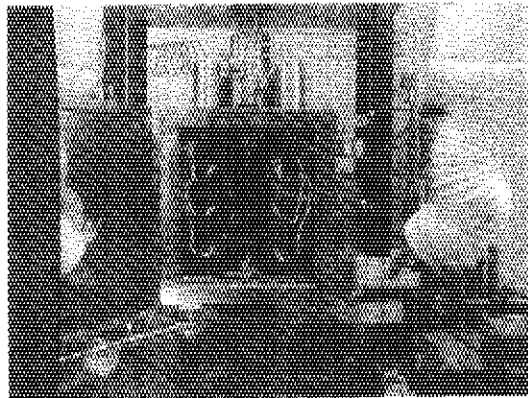
図5.3.1
遠隔型スモールパンチ（SP）試験装置

5.3.2 照射後高温疲労試験装置

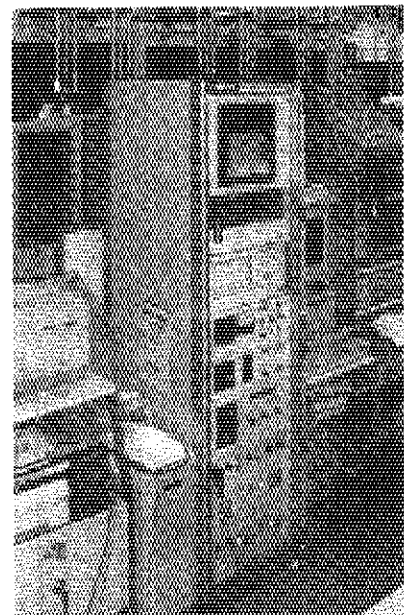
本装置は、科学技術庁より受託した特別会計事業「原子炉構造材寿命信頼性実証試験」において、新型動力炉原型炉構造材に関する寿命信頼性の評価に資するための低サイクル疲労特性、クリープ疲労相互作用及び引張特性データを取得することを目的として、ホットラボの材料試験用鉄セルNo.1に設置したものである。本装置は、原子炉にて照射を行った金属材料試験片（材質；ステンレス鋼）を用いて、室温及び300～800℃の真空中及び不活性ガス中での引張圧縮型の低サイクル疲労試験、クリープ疲労相互作用特性試験及び引張試験を行うものである。

本装置は、ホットセル内に設置される疲労試験機本体、真空恒温槽、非接触型歪計測装置（レーザーマイクロゲージ）、真空排気装置（ターボポンプ及びロータリーポンプ）及び操作室等に設置される制御／記録装置、油圧源等から構成される。外観写真を図5.3.2に示す。低サイクル疲労試験装置の温度特性データを取得した結果、試験温度550℃に対し、温度精度が±2℃であることを確認した。また、低サイクル疲労試験装置は、レーザーマイクロゲージにより試験機の歪み制御を行うため、非照射材による特性試験を実施しながら、ソフトウェアの改造を行っている。

図5.3.2
照射後高温疲労試験
装置



(a) 疲労試験機本体



(b) 制御／記録装置

5.3.3 試験片切り出し用放電加工装置

特別会計事業「原子炉構造材寿命信頼性実証試験」のうち、加速照射の効果等を検討するための補足試験として、OWL-2 (Oarai Water Loop No.2) 炉内管、キャプセル外筒管等の長期間原子炉内で使用された大型部材から各種の材料試験片を製作するために、試験片切り出し用放電加工装置の設計製作及びコンクリートセル (No.2 及び3セル) 内でのモックアップ試験を行った。

1996年度は、OWL-2炉内管非照射域 (炉外部) 比較材から丸棒引張試験片2本及びシャルピー衝撃試験片2本の加工を行った。製作した試験片の外観写真を図5.3.3に示す。また、OWL-2炉内管炉心部材からの試験片加工素材の切り出し及び切り出した試験片加工素材の周方向における照射量分布 (γ 線強度分布) の測定を行った。OWL-2炉内管炉心部材のフラックスピーク部を中心に、上部、中心部及び下部の3箇所より、外筒管及び耐圧管の各々に仮の炉心方向をマークした後、外筒管及び耐圧管の切り出しを行った。試験片加工素材の切断位置を図5.3.4に、中心部より切り出した試験片加工素材の外観写真を図5.3.5に示す。OWL-2炉内管炉心部材の中心部より切り出した外筒管の周方向のグロスガンマスキャン測定結果を図5.3.6に示す。

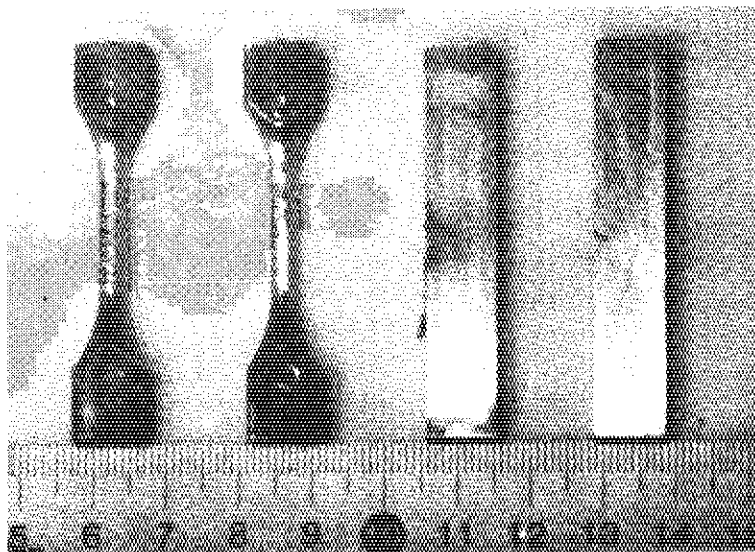


図 5.3.3
非照射域比較部試験
片の外観写真

図 5.3.4
試験片加工素材の切
断位置

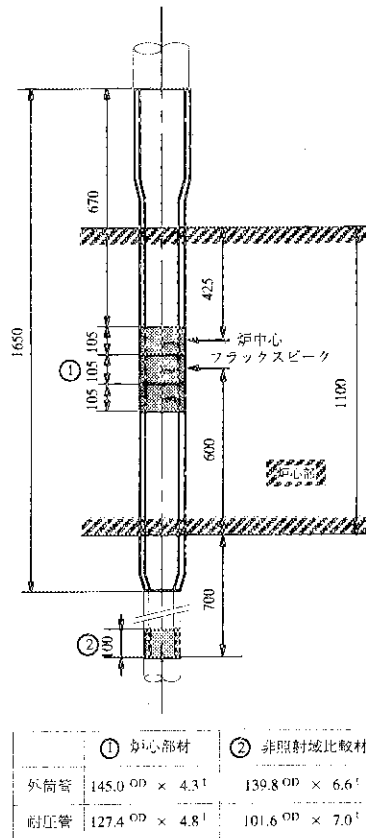


図 5.3.5
試験片加工素材の外
観写真

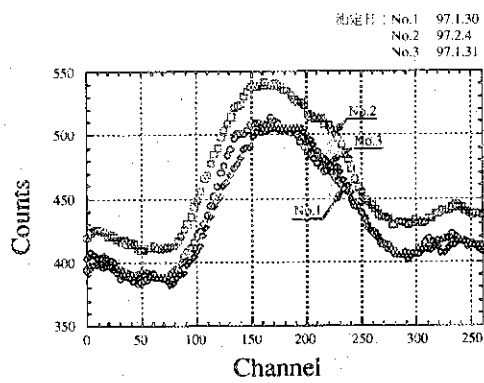
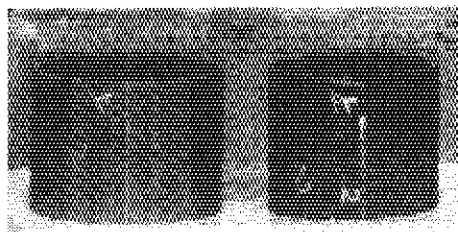


図 5.3.6
外筒管 Gross- γ
5 回測定の平均



5.4 非破壊試験

薄肉ステンレス鋼管を使用したキャプセル等の外筒管溶接部検査は、放射線透過試験により実施している。この時、対象物の形状に起因して発生する散乱X線による透過写真のかぶり現象を取り除き、透過写真の像質を改善するため、昨年度、肉厚・形状の異なる各種の撮影治具を試作し予備実験を行った。

1996年度は、さらに実験を継続し、各治具の有効性を比較検討した。その結果、試験体と同材質のパイプを用いた撮影治具が、散乱X線によるかぶり現象を除去し、透過写真の像質向上に最も有効であることを確認した。図5.4.1にパイプ型撮影治具を使用した撮影概要を示す。

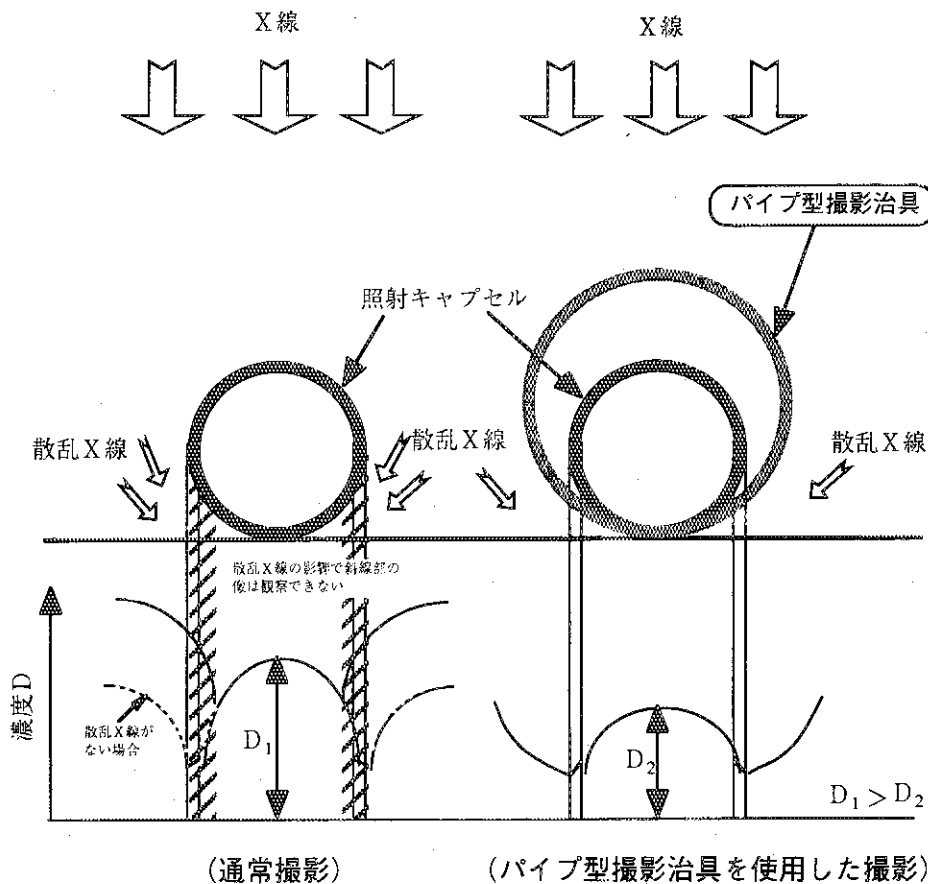


図5.4.1
パイプ型撮影治具による撮影概要

5.5 メンテナンスエンジニアリング

(1) 保守記録のデータベース化

JMTRでは、初臨界以来の点検整備、検査、故障及び補修記録をデータベース化し、設備・機器の劣化傾向管理、補修計画及び更新時期の評価・検討を可能とする保守支援のためのメンテナンスエンジニアリングシステム（MES）を開発した。MESの有効性の検証として制御棒駆動装置の設備診断を行い、劣化傾向の把握と分析に有効であることを確認している。点検整備等のデータは、故障・異常記録について1996年度に新たに約970件を追加し、約2370件を収録している。

(2) 日常巡視点検合理化システム

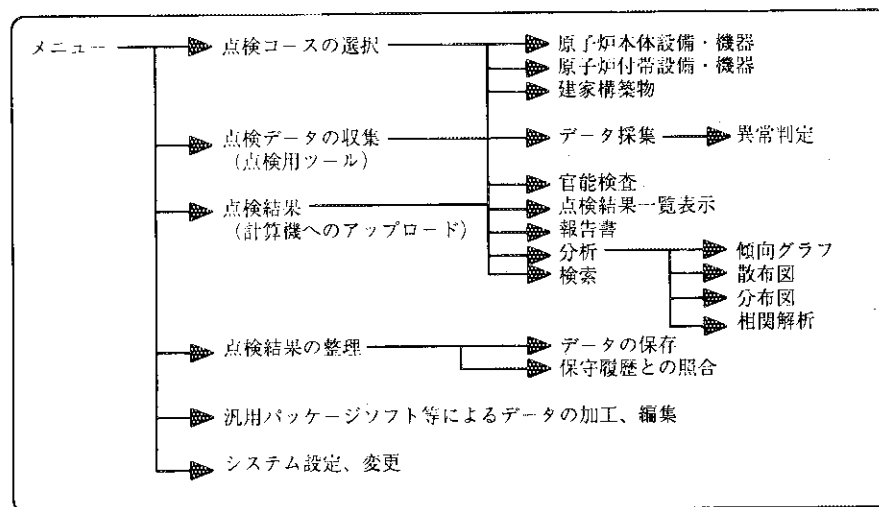
設備・機器の劣化傾向管理の精度を高めるため、日常巡視点検記録のデータベース化を図る日常巡視点検合理化システムを構築した。本システムは、巡視点検中の異常判定及び点検結果を計算機にアップロードすることにより保守履歴等と照合が可能となり、データの多様な分析、検索等が行える。日常巡視点検合理化システムの機能概要を図5.5.1に示す。

1996年度は、ソフトウェアの整備を行い、点検対象設備・機器のリストアップに着手した。

(3) 機器の個別保守管理

原子力界では保守に対する昨今の取組が予防保全から予知保全へ移行している。この潮流に沿った対応として、(1)の保守記録データベースの整備が完了次第、機器個別の保守管理を強化、充実させる。機器の個別保守管理を用いて、故障の早期発見、事故事象の分析、整備内容・周期の見直し等、予知保全の趣旨に沿った活動の強化を進めていく計画である。

図5.5.1
日常巡視点検合理化
システムの機能概要



5.6 JMTR 炉物理特性評価及び炉心設計

JMTRは、国内唯一の照射利用専用の材料試験炉として、燃料・材料の照射研究等の分野に貢献をしてきたが、軽水炉技術の高度化や核融合炉の開発に伴い、軽水炉燃料・材料のより高度な照射試験及び基礎・基盤研究に対応した材料の高中性子束照射試験を視野に入れて、JMTRの照射能力の性能を向上に関する検討を1995年度から行っている。

1995年度は、現行50MW出力のJMTR炉心構成を変更せずに出力増加を行う場合について、60MW、65MW及び75MW運転状態の熱計算を行い、除熱能力の確保のため1次系流量の増加等に係わる性能確認が必要ではあるものの、基本的には実現可能であることを明らかにした。

1996年度は、原子炉出力は現行または現行以下で、より高い中性子束密度での照射試験を実現するため、燃料配置の稠密化を図った「稠密化炉心」について検討した。また、照射性能向上の検討の上で重要な基本的な炉物理特性の評価方法の改良について検討した。

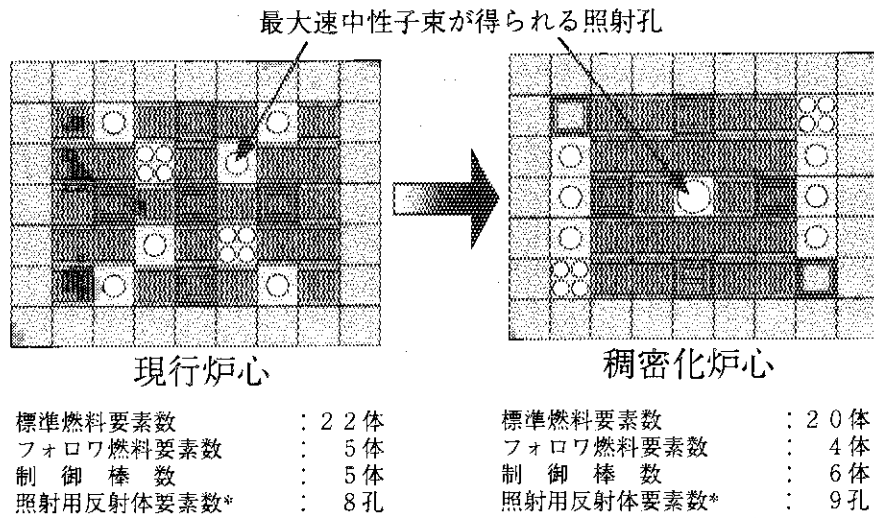
(1) 稠密化炉心の検討

燃料を稠密に配置した炉心構成について、2次元拡散計算を用いて特性を検討し、最適な稠密炉心配置を求めた(図5.6.1参照)。静的な核特性、即ちコールドクリーン状態の臨界特性に関する検討の結果、最高線出力の制限から運転出力を現行より20%低下させた場合でも、最大高速中性子照射量が約1.5倍に増加できると同時に、年間使用燃料本数が約10%低減され、また年間運転時間が約20%延長できる見通しを得た。さらに、燃料の燃焼特性を考慮した3次元拡散計算を行った結果、炉心を稠密化することにより、最大高速中性子照射量が約1.5倍となり、年間使用燃料本数が約10%低減するのにもかかわらず年間運転時間の約20%延長が可能であることが明らかとなった。

(2) 過剰反応度評価精度の向上

燃料追加法による区間反応度測定に基づく過剰反応度評価に対する誤差評価を行った結果、JMTRのような過剰反応度が大きな(約11% $\Delta k/k$)炉心体系では区間反応度の積算方法の違いにより、燃料要素一体分に相当する反応度差(約2% $\Delta k/k$)が生じることが明らかになった。この問題を解決するため、最近提案された実際の測定によって得られる区間反応度 ρ_i (現実)を本来過剰反応度が定義されるべき区間反応度 ρ_i (仮想)に修正因子 f を導入することにより結びつけることによって評価する「修正法」の適用性に関してJMTRC (JMTR炉心を模擬した臨界実験装置)の測定データを用いて検討した。その結果、「修正法」の適用により、区間反応度積算方法の違いによる過剰反応度の差は殆ど消失することが明らかとなり、JMTR自体の過剰反応度の決定にも非常に有効であることがわかった。これにより、各炉心当たりの連続運転可能期間等の正確な評価に役立つ見通しが得られた。

図5.6.1
炉心の稠密化
(JMTR燃料領域周
辺部の配置変更)



*炉心中央部5×7セル領域に設置された照射孔付き反射体要素数

6 核融合炉ブランケットに関する研究開発

6.1 ブランケット照射試験設備

6.1.1 JMTR炉内要素試験

核融合炉トリチウム増殖ブランケットの照射環境下での核的及び熱的評価を目的として、JMTR高温高压水キャプセルを用いた部分モジュールインパイル照射試験（炉内機能試験）を計画中である。この前段階として、炉内機能試験用の照射試験体の設計に資すること及び特殊計測機器を開発することを目的に、専用の照射試験体を用いたインパイル要素試験（炉内要素試験）を実施する。そのため、照射試験体の設計研究、炉外装置である簡易スイープガス装置及びベリリウム特性試験設備の設計研究を行っている。1996年度は、炉外装置について整備を行うとともに、総合的な性能確認及び照射場の核的特性評価のため、模擬試料を装荷した照射試験体を製作した。

(1) 照射試験体の検討

試験体は、多層型キャプセル、回転型キャプセル及びkg充填型キャプセルの3つに大別される。多層型キャプセルについては、照射場の核特性評価のためのブランケット材（トリチウム増殖材及び中性子増倍材）の代わりに、SUS微小球及びCu微小球の模擬試料を充填した照射試験体を製作した。また、トリチウム増殖材（ Li_2TiO_3 ）及び中性子増倍材（Be）微小球を充填したインナーキャプセル部（外容器までの内側）を製作した。ブランケット材を充填した多層型キャプセル概念構造を図6.1.1に示す。

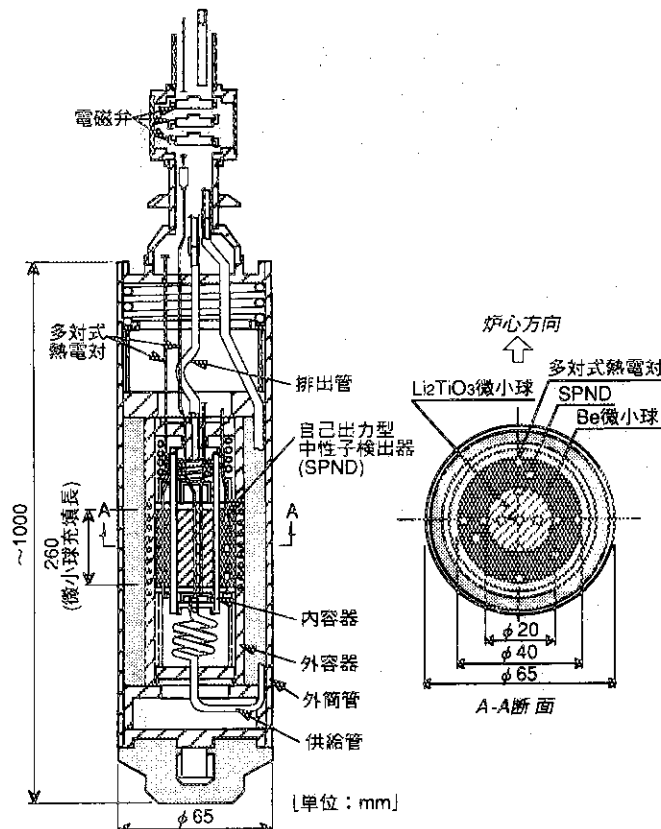


図6.1.1
多層型キャプセルの
概念構造図

(2) 簡易スイープガス装置

簡易スイープガス装置の整備では、装置の機器一式をJMTR 炉室地下1階に設置した(図6.1.2参照)。本装置は、図6.1.3の系統図に示すように、照射試験体から放出されるトリチウムの全量及びガス成分濃度がオンラインで計測可能である。また、スイープガス流量は、10~1000cc/minの範囲で任意に制御することが可能であるとともに、スイープガス(Heガス)にH₂ガスを添加(10~10000ppm)することも可能である。

トリチウムの処理容量は 1.85×10^{11} Bq/d (5 Ci/d)で、トリチウムの回収部には、実績が豊富で常温で回収が可能であるモレキュラシーブ吸着方式を採用した。

図6.1.2
簡易スイープガス装置設置図

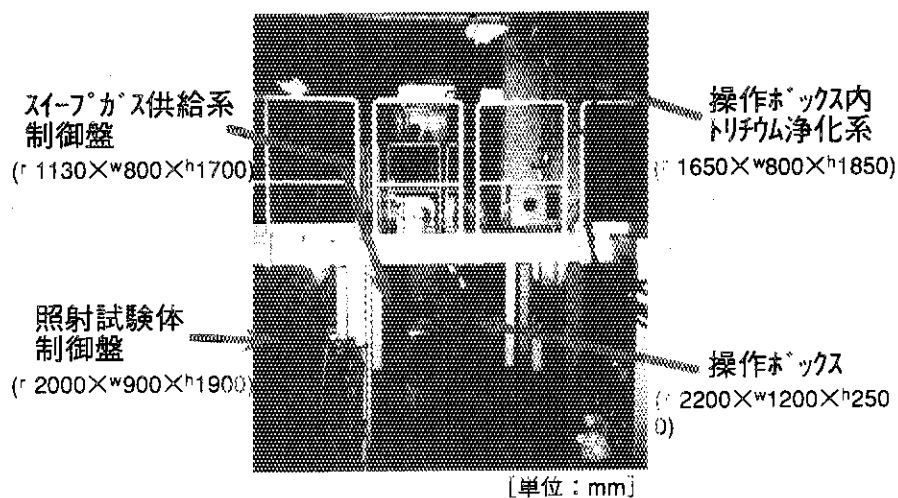
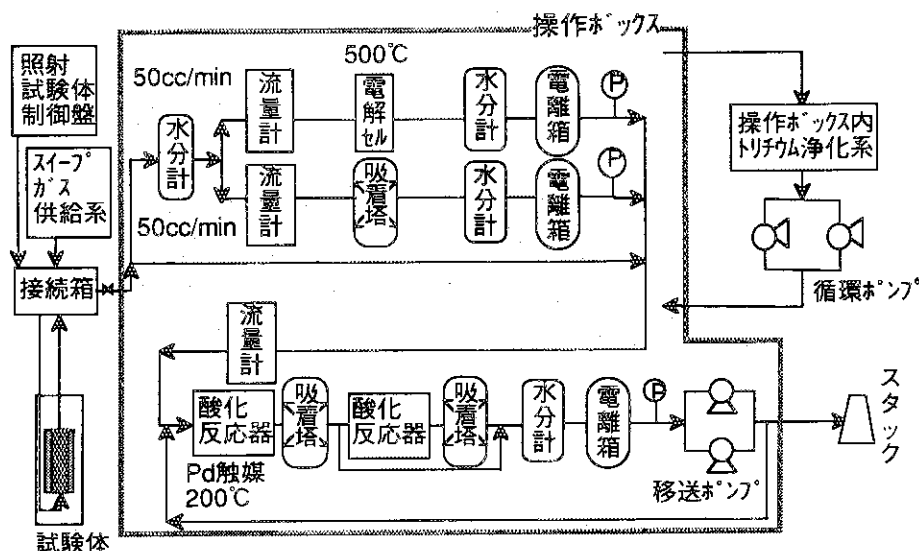


図6.1.3
簡易スイープガス装置系統図



(3) ベリリウム特性試験設備

JMTR ホットラボにベリリウム特性試験設備を設置した。本設備は中性子照射されたベリリウム試料の照射後試験を系統的に実施することが出来る設備である。設備は、グローブボックス、給気設備、トリチウムプロセスモニタ、トリチウム除去装置及び貯蔵箱から構成される。1日の最大トリチウム取扱量は、7.4GBq (200mCi)である。グローブボックス内には、トリチウム放出率測定装置、レーザフラッシュによる熱定数測定装置及び光透過率測定装置が設置されている。

今年度は、既設の圧潰試験装置を改造し、機械的特性試験装置を設置した。装置の概略図を図6.1.4に示す。装置は圧潰試験装置、電気炉、ターボ分子ポンプ及びドライポンプ、トリチウム除去装置からなり、高温でトリチウムが放出した場合も安全に取り扱えるようにグローブボックス内に設置されている。圧潰試験装置は、治具を交換することによって曲げ及び引張、圧潰試験が可能であり、荷重及び変位のデータはパーソナルコンピュータに取込むことができる。装置の性能は、最大荷重が500kg、最高試験温度が800℃（到達真空度： 2.7×10^{-3} Pa (2×10^{-5} torr) , 800℃)である。

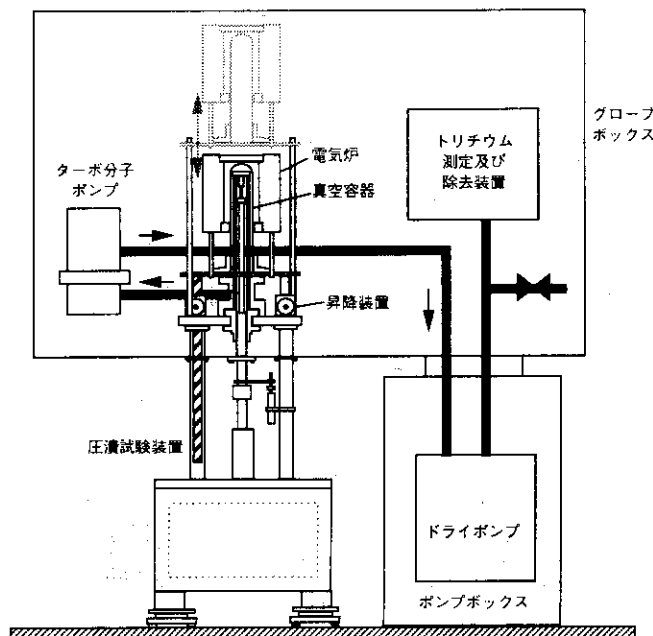


図6.1.4
機械的特性試験装置

6.1.2 ブランケット計装に関する研究

(1) スイープガスセンサ

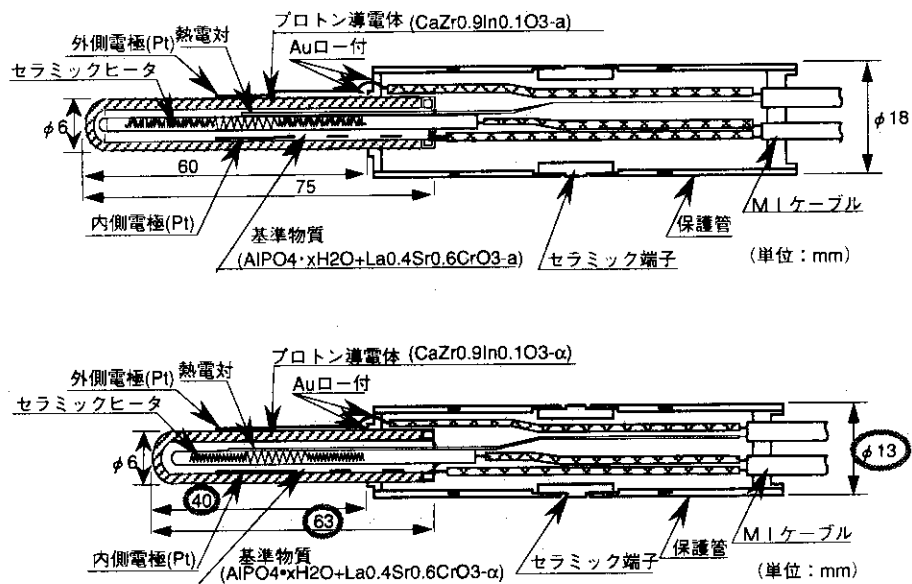
JMTRでは、照射試験体内でのトリチウムガス濃度を直接測定するためのスイープガスセンサの開発を行っている。1996年度は、照射試験体の実装荷することを考慮して、より小型で気密性の高いセンサ構造の検討及び試作を行った。本センサの構造図を図6.1.5に示す。電極部長さの測定に与える影響及びAuロー付け時の熱影響の評価結果から、プロトン導電体部は従来の60mmから40mmに短縮することができた。また、保護管外径についても、保護管にプロトン導電体部を偏芯して取り付けることにより、13mmまで小さくすることが可能となった。今後は、 H_2 ガス及び D_2 ガス濃度に対する起電力特性及び応答性試験を行う。

(2) 高温用ハイブリッド中性子検出器

核融合炉運転模擬時、即ち中性子束過渡変化時におけるトリチウム増殖材からのトリチウム放出率評価を行う上では、トリチウム増殖材内の中性子束を高応答、かつ高感度で測定する必要がある。一方、トリチウム増殖材内は、トリチウム放出の観点から、 $400\sim 700^\circ C$ 程度の高温にする必要がある。以上のことから、エミッタにRhを被覆したCo材を考案するとともに、コレクタにインコネル合金及び絶縁材にアルミナを用いた高温用のハイブリッド中性子検出器を製作し、JMTRで照射試験を行った。その結果、原子炉出力50MW時には検出器出力は安定しているものの、出力上昇時には出力のバラツキが見られた。調査の結果、この現象は、エミッタと信号取出し線の接続部における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。

図6.1.5
スイープガスセンサ
構造図

上段：従来型センサ
下段：小型化を図ったセンサ



6.2 ブランケット照射挙動

6.2.1 トリチウム増殖材の製造技術調査及び特性評価

ITERブランケットの核熱設計結果から、設計条件を満足するためには、直径0.1mm程度のトリチウム増殖材微小球が必要であることが明らかになった。トリチウム増殖材の第1候補である酸化リチウム (Li_2O) については、湿式法(ゾルゲル法)による微小球トリチウム増殖材の焼結密度を向上するための試験を行った。

一方、増殖ブランケット設計検討の結果、リチウムチタネイト (Li_2TiO_3) が、トリチウム増殖材の第2候補材として選定された。このため、本年度は湿式法による Li_2TiO_3 微小球の自然滴下製造技術について調査を行うとともに、試作した Li_2TiO_3 微小球の基本的特性(密度、真球度、圧潰荷重等)について調べた。

(1) 製造プロセス

湿式法による Li_2TiO_3 微小球の製造性の検討から、各製造工程(ゲル球製造、仮焼及び焼結)における微小球製造特性を調べた。ゲル球製造では Li_2TiO_3 とPVAの混合比及び熟成温度の決定を、仮焼ではゲル球からPVAを除去するための仮焼温度の決定を、焼結では焼結温度の決定等を行った。湿式法による Li_2TiO_3 微小球の密度向上試験結果を表6.2.1に示す。この結果、本方法による Li_2TiO_3 微小球の製造条件と微小球製造特性の相関を正確に把握することができた。

(2) 特性評価

Li_2TiO_3 微小球の基本的特性を調べた結果、密度は81%、真球度は1.1、圧潰荷重は4.7kgfであり、目標焼結密度(80~85%TD)を満足する Li_2TiO_3 微小球が製造可能であることが明らかとなった。今後、 Li_2TiO_3 微小球の製造条件と特性の相関を正確に把握するとともに、大量製造等の調査を進める。

項目	工程	滴下原液組成	熟成温度	PVA除去温度	焼結時間	焼結温度	密度
試作試験		Li_2TiO_3 :43wt% PVA :4wt%	0℃	650℃ 6時間	10時間	1000℃	40%T.D.
密度向上試験	1回目	Li_2TiO_3 :46wt% PVA :4wt%	0℃	650℃ 6時間	4時間	1150℃	60%T.D.
	2回目	Li_2TiO_3 :46wt% PVA :4wt%	-20℃	650℃ 6時間	4時間	1400℃	76.2%T.D.
	3回目	Li_2TiO_3 :46wt% PVA :4wt%	-30℃	650℃ 6時間	4時間	1400℃	81.3%T.D.

表6.2.1
湿式法による Li_2TiO_3 微小球の密度向上試験結果

6.2.2 中性子増倍材の特性評価

核融合炉トリチウム増殖ブランケットにおいて、ベリリウムは中性子増倍材として第一候補材料に選定されている。ベリリウムはスエリングやガススイープを考慮して、球状で使用される設計が行われており、その諸特性を早期に明確にすることが求められている。このため、本年度はベリリウムの熱及び機械的特性について調べた。

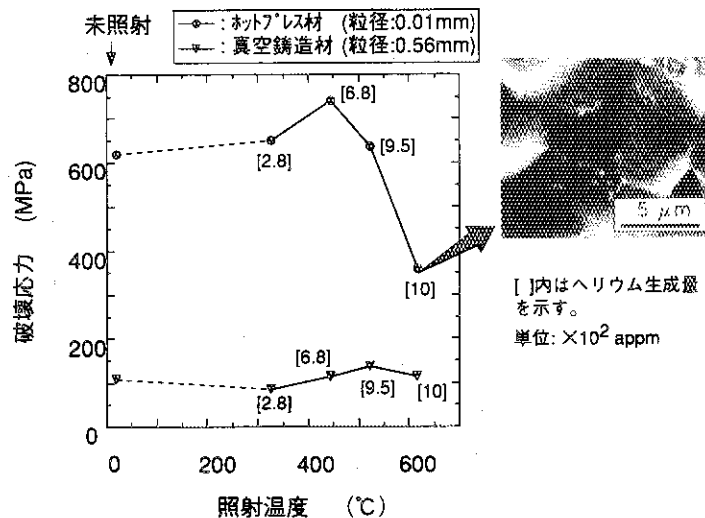
(1) 熱的特性

中性子照射したベリリウムディスク試料の熱拡散率及び比熱をレーザフラッシュ法を用いて測定した。試料の中性子照射量は 4.5×10^{20} n/cm² (E>1MeV)、照射温度は約200℃であった。測定の結果、熱伝導率は中性子照射によって約90%に低下し、スエリング(ΔV/V)が0.29及び0.63になると各々未照射試料の約7割及び4割に低下した。また、ベリリウムの熱伝導率は密度の効果が支配的であり、スエリングの影響はMaxwell又はMeredithの式を用いることで予測できることが明らかとなった。

(2) 機械的特性

ベリリウムの機械的特性を評価するため、結晶粒径の異なるベリリウム試料を中性子照射し、圧潰、引張及び曲げ試験を行った。この結果、中性子照射によって伸び(変位)が極度に低下すること、照射温度が高くなるにつれて、粒内割れから粒界割れへと破壊モードが徐々に変化すること、粒界に凝集したヘリウムバブルが破壊強度を低下させ、粒径が小さいほどその影響が大きく現れることが明らかになった(図6.2.1参照)。また、圧潰試験結果から、製造時の初期結晶欠陥が多く、粒径が大きい球状ベリリウムは中性子照射の影響を受けにくいことが明らかとなった。

図6.2.1
曲げ試験片の試験結果



6.2.3 異種材接合技術開発

伝熱特性及び高強度の観点から、銅合金が核融合炉ダイバータ板の冷却管として着目されている。この冷却管は、ステンレス鋼のマニホールド部に接続されるため、異材接合となり、接合による変形が少なく機械的・金属学的特性の優れた接合方法の開発が重要となる。接合方法としては、配管接続として一般的な摩擦圧接法を選定し、最適摩擦圧接条件で製作した銅合金/ステンレス鋼接合材の炉内特性評価を行った。

銅合金としては、アルミナ分散強化銅 (Al-15) を選定した。銅合金/ステンレス鋼接合材の引張試験結果を図6.2.2に示す。引張試験に供した試験片ゲージ部の寸法は、 $\phi 3\text{mm} \times 20\text{mm}$ である。引張試験の結果、本接合材は、アルミナ分散強化銅側で破断するとともに、耐力及び引張強度もアルミナ分散強化銅母材とはほぼ一致していることが明らかになった。一方、接合材の伸び及び絞りについては、アルミナ分散強化銅母材よりも小さい値であった。引張試験結果から、摩擦圧接法による銅合金/ステンレス鋼接合材は、照射環境下においても十分な強度を有するものと考えられる。今後は、金相観察及びSEM/XMA分析を実施する。

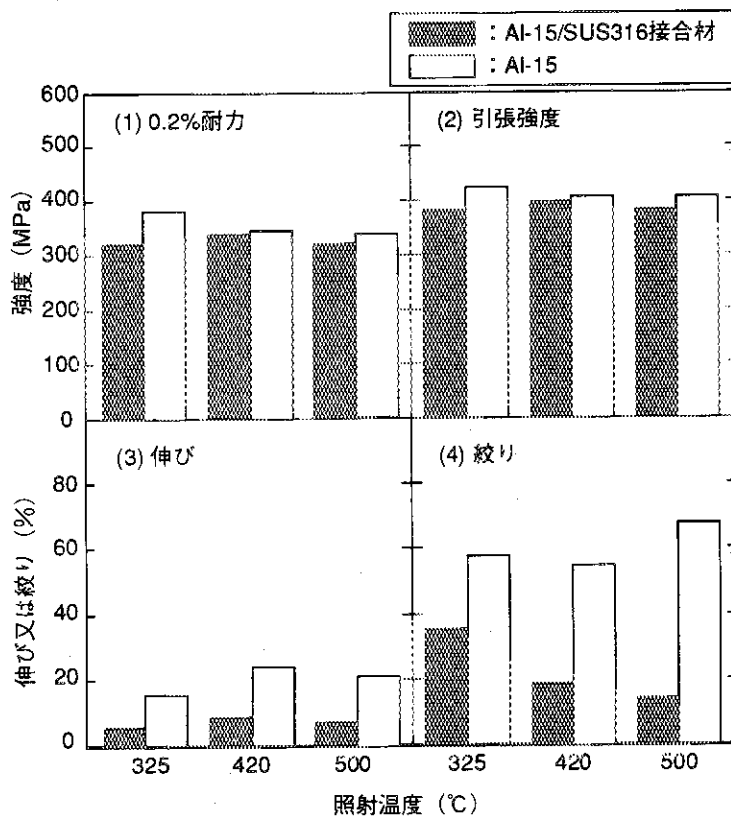


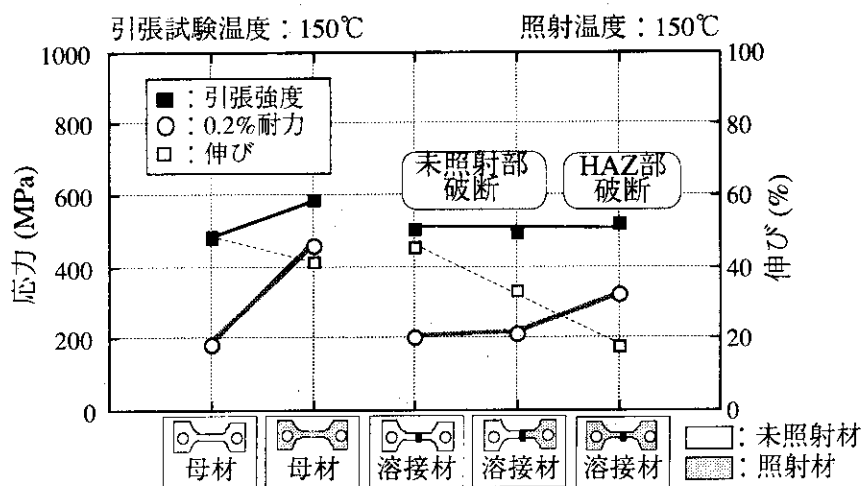
図6.2.2
銅合金/ステンレス
鋼接合材の引張試験
結果

6.2.4 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しなければならない。このとき、照射した材料のTIG法による溶接特性を検証し、補修・交換が可能となる時期等を決定する必要がある。これらの観点から、炉内構造材及び真空容器材として有望視されているステンレス鋼及びインコネル合金を用いた溶接性確認試験を開始した。JMTRでの照射試験(照射温度:150℃)において、 $2.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ まで中性子照射したステンレス鋼(SUS316LN-IG)及びインコネル合金(Inconel 625)を用いて、未照射/未照射、照射/未照射及び照射/照射の組合せの溶接試験片を製作し、引張試験、硬さ試験等の機械的特性評価を行った。再溶接材(SUS316LN-IG-JA)の引張試験結果を図6.2.3に示す。引張試験結果から、未照射/未照射及び照射/未照射試験片の引張強度は未照射母材とほぼ同じで未照射材の部分で破断した。一方、照射/照射試験片の引張強度は照射母材と比較して小さく、熱影響部で破断した。今後、溶接部の金相観察、SEM/XMA分析等による微視的観察を行い、核反応により生成したヘリウムが、機械的強度に与える影響を調べる。

また、照射試料に原子炉起動時及び停止時の熱的及び核的な履歴を与えず、一定温度及び一定中性子束での照射を行えるキャプセル(クリーンヒットキャプセル)を用いて、中性子照射量をパラメータにした照射材の溶接性確認試験(生成ヘリウムしきい値確認試験)を行い、上記組合せにより製作した溶接試験片の引張試験を終了した。上記試験と同様に、中性子照射量に依存せず未照射/未照射及び照射/未照射試験片の引張強度は未照射母材とほぼ同じで未照射材の部分で破断した。一方、照射/照射試験片の引張強度は照射母材と比較して小さく、熱影響部で破断した。今後、本溶接材を用いてTEM観察を行い、生成したヘリウムが、溶接部に与える影響を詳細に調べる。

図6.2.3
再溶接材(SUS316LN-IG-JA)の引張試験結果



6.2.5 セラミックコーティング技術開発

核融合炉ブランケット開発の一環として、電気絶縁材としてのセラミックコーティング膜の構造材への施工物として Y_2O_3 が有望視されている。今年度は、基材(SUS316)上に施工した Y_2O_3 膜の中性子照射下におけるその場電気絶縁抵抗測定試験を行った。

Y_2O_3 膜施工には、厚膜施工が容易等の理由から、プラズマ溶射法を選定し、皮膜の緻密化のため、硝酸イットリウムを含浸焼成処理を行った。本施工に関しては、基材(SUS316)との熱膨張率差により Y_2O_3 膜にクラック及び剥離が生じるため、基材と Y_2O_3 膜間にSUS410のアンダーコートを施した。基材寸法は、 $\phi 15 \times 5$ mmで、 Y_2O_3 膜及びSUS410アンダーコートの膜厚は各々 $50 \mu m$ と $150 \mu m$ である。

Y_2O_3 膜のその場電気絶縁抵抗測定結果を図6.2.4に示す。本照射試験(照射温度: $300^\circ C$)の結果、中性子照射下においては、原子炉の出力の増加に対して電気絶縁抵抗が低下する照射誘起伝導現象(RIC)が確認された。定常原子炉出力時の電気絶縁抵抗はほぼ一定であり、原子炉停止時には照射前の電気絶縁抵抗値に近い値(約 $1 \times 10^{12} \Omega \cdot cm$)まで回復した。JMTRで $6 \times 10^{20} n/cm^2 (> 1 MeV)$ まで照射を行った結果、照射下において $1 \times 10^9 \Omega \cdot cm$ と良好な電気絶縁特性を維持できることが確認された。

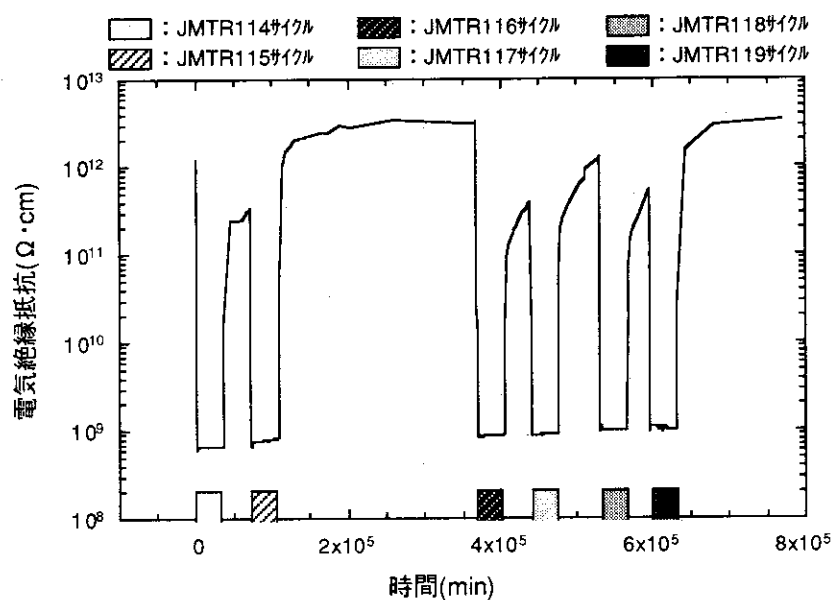


図6.2.4
 Y_2O_3 膜のその場
電気絶縁抵抗測定
結果

6.2.6 トリチウム増殖材再処理技術開発

核融合炉ブランケットにおけるトリチウム増殖材として、リチウム含有セラミックスが有望視されており、ITER及びDEMO炉を目指した核融合炉では大量のリチウムが使用される。核融合炉で燃焼するリチウムは、DEMO炉にて15～20%程度である。しかし、リチウムは稀少資源であるため、使用済トリチウム増殖材からリチウムを回収し、再度トリチウム増殖材を製造する技術（再処理技術）の確立が求められている。また、本技術の確立は放射性廃棄物低減の観点からも重要である。これまで、5種類のリチウム含有セラミックス（ Li_2O 、 LiAlO_2 、 Li_2ZrO_3 、 Li_2TiO_3 、 Li_4SiO_4 ）について溶解特性を検証し、化学的処理方法及び条件等を調べた。

1996年度は、これまで行ってきた未照射試料を用いた実験結果に基づいて、核融合炉用トリチウム増殖材の溶解特性並びにリチウムの回収特性をまとめるとともに、照射済試料を用いた再処理技術開発の検討を開始した。これまで得られた各種トリチウム増殖材の溶解特性を表6.2.2に示す。また、 Li_2TiO_3 については、低濃度硝酸を用いることにより、Liが選択的に溶解することが明らかになった。その結果、再処理性の観点から、 Li_2O 及び Li_2TiO_3 の2種類のトリチウム増殖材が良好であることが明らかとなった。また、これら2種類のトリチウム増殖材は、リチウムの回収実験では、溶出したリチウムを炭酸法により Li_2CO_3 として回収することが可能であることが確認された。

表6.2.2
各種トリチウム増殖材
の溶解特性

候補材 \ 溶液	H_2O	HNO_3	H_2SO_4	HCl
Li_2O	◎	◎	◎	◎
LiAlO_2	×	◎	○	○
Li_2ZrO_3	×	×	○	△
Li_4SiO_4	○	◎	◎	◎
Li_2TiO_3	×	◎	—	—

〔注〕 ◎：溶解性良好，取扱い容易 ，△：溶解性悪，取扱い困難
○：溶解性良，取扱い困難 ，×：溶解しない

6.2.7 中性子増倍材再処理技術開発

核融合炉ブランケットにおける中性子増倍材、或いはプラズマ対向材料として、ベリリウムが有望視されており、ITER及びDEMO炉を目指した核融合炉では数百トン程度のベリリウムが使用される。希少資源であるベリリウムの有効利用及び放射性廃棄物低減の観点から、核融合炉で使用されたベリリウムから放射性物質を除去した後にベリリウムを回収し、核融合炉で再使用するための技術（再処理技術）の確立が求められている。

昨年は、照射済ベリリウムを用いて、ベリリウムの再処理模擬試験を実施し、 ^{60}Co 及びトリチウムの分離効率等を調べた。今年度は、再処理時に重要となるベリリウム中の不純物量の評価を放射化分析により行った。試料は、S65-C及びS200-F（ブロック材、米国製）、TGP-56（ブロック材、ロシア製）、Pebble A（球状、日本製）、Pebble B（球状、米国製）である。この結果（図6.2.5参照）から、ロシア製のベリリウムは、Cr-51及びSc-46の量が極めて多いことが明らかとなった。

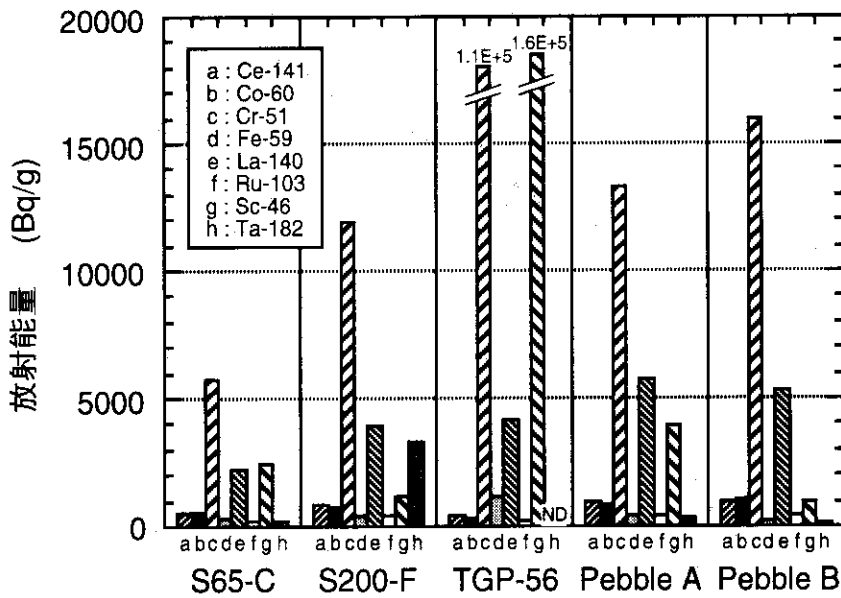


図6.2.5
ベリリウムの放射化
分析結果

ND : Not detected

6.2.8 インセル加熱試験

核融合炉ブランケット第一壁及びダイバータ（プラズマ対向機器）は、プラズマから高熱負荷及び高中性子束を受けるため、これらに耐える材料の開発及び構造設計が急務となっている。このため、『インセル加熱試験装置(OHBIS, Oarai Hot-cell electron Beam Irradiation System)』をJMTRホットラボのコンクリートセル中に設置し、中性子照射済の供試材を用いてプラズマディスプレイの際に生ずる高熱負荷を模擬した熱衝撃試験及び定常運転時の除熱特性を検証する定常熱負荷試験を行うこととした。本試験装置は、最大出力50kWの電子ビームを0.1ms以上の任意の照射時間にて照射できる設備である。

今年度からOHBISによる熱衝撃試験を開始し、初めに電子ビームによって発生する熱流束の評価を行った。その結果、試料に吸収される熱流束は試料材質により異なり（図6.2.6）、また、ベリリウム試料に吸収される熱流束分布から、ビーム電流0.5～0.7Aのとき、半値幅は約3～4mmであることがわかった(図6.2.7)。更に本年度は炭素繊維複合材(CFC)の熱衝撃試験を開始する一方、照射後のBeから放出されるトリチウムを回収するための除去装置を製作・設置した。来年度はCFCの他、BeやWの未照射供試材を用いた熱衝撃試験及び定常熱負荷試験を行った後、照射済供試材の試験に進む予定である。

図6.2.6
電子ビーム電流に対する各種試料に吸収される熱流束

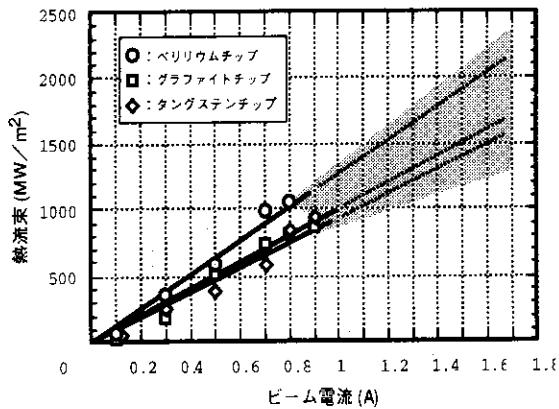
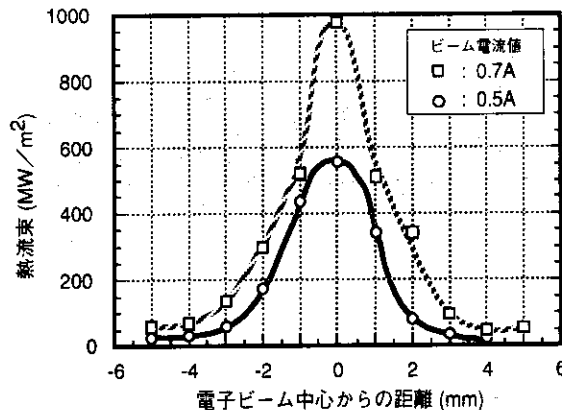


図6.2.7
ベリリウム試料に吸収される熱流束分布



7 施設等の解体撤去

7.1 JMTRCの解体撤去

JMTRCの解体工事は、1995年12月27日に開始し、1996年11月21日に計画どおり終了した。解体工事は、1995年度に(1)原子炉の機能停止措置、(2)CF制御室内設備等の撤去、を行い、1996年度は(3)炉心構造物等の撤去工事、を実施した。それぞれの解体工事は、工事方法等明細書に従って工事工程明細表に記載のスケジュールで実施した。

7.1.1 解体工事の内容

工事実績を図7.1.1に、工事内容を以下に示す。

7.1.1.1 原子炉の機能停止措置

本作業では、水中燃料ラックから燃料要素を取り出し、JMTR原子炉施設の新燃料貯蔵施設に移送し燃料ラックに収納した。また、CFプールから起動用中性子源を取り出し、JMTR原子炉施設のSFCプールに搬出して保管した。同中性子源はHTTRで再利用する計画である。

7.1.1.2 CF制御室内設備等の撤去に係る工事

本工事では、核計装(増幅器等)、安全保護回路、屋内管理用放射線モニタ、パルス中性子源の電源部及び制御盤筐体等を撤去した。パルス中性子源頭部及び収納容器は所定の廃棄物容器に収納し、大洗研究所の放射性廃棄物処理施設に移送して保管した。

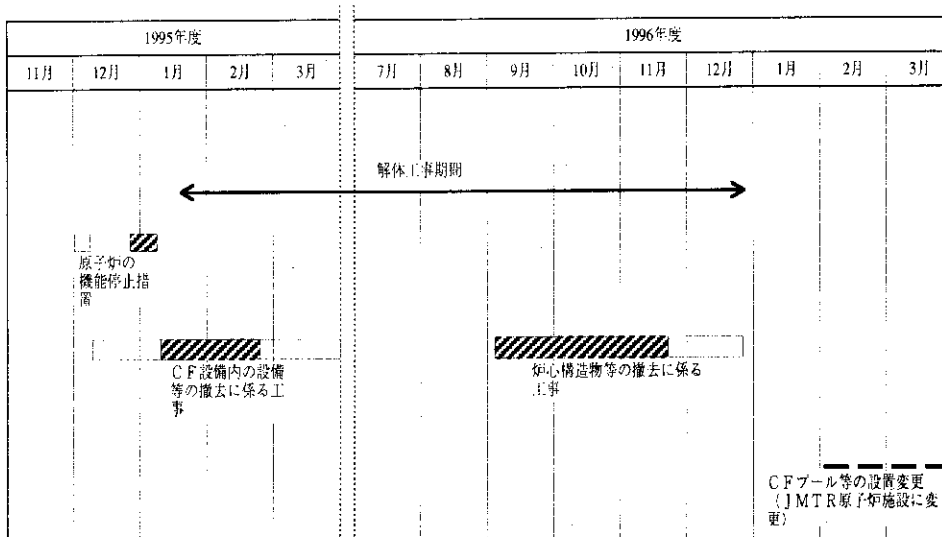


図7.1.1 JMTRC原子炉施設の解体工事の全体計画と工事実績

7.1.1.3 炉心構造物等の撤去に係る工事

(1) 炉心構造物の撤去工事

グリッド板、炉心枠、模擬 γ 線遮へい板、模擬照射実験装置、模擬照射要素、アルミニウム反射体、燃料要素取扱具、水中燃料ラック、核計装及び制御材は必要に応じて切断し、所定の廃棄物容器に収納して大洗研究所の廃棄物管理施設に引き渡した。ベリリウム反射体はラックに収納してCF循環系機器エリアに保管した。

(2) ブリッジ等の撤去工事

ブリッジ、振れ止め（上部）、制御棒駆動機構支持台及び制御棒駆動機構（上部）は、洗浄後放射性汚染の無いことを確認した後、所定の場所に搬出した。作業台、振れ止め（下部）及び制御棒駆動機構（下部）は、必要に応じて切断し、所定の廃棄物容器に収納して大洗研究所の廃棄物管理施設に引き渡した。

7.1.2 被ばく管理

解体作業中は、作業員にフィルムバッジ及びポケット線量計を着用させるとともに、作業場所の放射線モニタリングを実施する等の被ばく管理を行った。工事に携わった放射線業務従事者（1995年度15人、1996年度19人、合計34人）の外部被ばくによる線量当量はフィルムバッジの検出限界値(0.2ミリシーベルト)未満であり線量当量限度を十分に下回っていた。

7.1.3 放射性廃棄物の処理

1995年12月の解体工事開始以降、解体工事に伴い発生した放射性廃棄物は固体廃棄物のみである。工事のために排水したCFプール水はJMTR原子炉施設の廃液貯槽に一時貯留した後、JMTR原子炉施設で再使用したことにより、液体廃棄物の発生はなかった。解体工事中に発生した放射性廃棄物の発生量の合計を表7.1.1に示す。放射性固体廃棄物は全て所定の廃棄物容器に収納し、大洗研究所の廃棄物管理施設に引き渡した。

7.1.4 解体に伴う手続等一覧

JMTRCの解体撤去に伴う解体届け等の手続及び確認調査状況の一覧を表7.1.2に示す。

JMTRCの解体工事は、1995年12月に開始し、1996年11月に終了した。解体工事終了後の残存設備であるCFプール、CFプール循環設備、プロセス計装、ゲート及びCFカートは、今後JMTR原子炉施設の一部として有効利用する計画である。一方、炉心より撤去して一時保管中のベリリウム反射体要素は、1997年度中に東海研究所TCA施設で有効利用するため東海研へ輸送する計画である。燃料要素についてはJMTR原子炉施設内の核燃料物質貯蔵施設に保管中である。

定期自主検査は、JMTRCについては1996年12月9日～20日に実施し、関連する放射線管理施設については1996年4月15日～9月13日の期間中に順次機器毎に実施し、結果は全て良好であった。また、プール水浄化のためのCFプール循環設備の運転を、解体工事期間中を除く毎月1回実施した。

表7.1.1
放射性廃棄物発生量

種類別区分		放射性廃棄物			
		1995年度	1996年度	累計	
金属類	重量 (kg)	40	6109	6149	
	容器個数	1	95	96	
	放射能量 (Bq)	3×10^{11}	1×10^9	3×10^{11}	
解体計画	不燃物	重量 (kg)	0	103	103
		容器個数	0	37	37
		放射能量 (Bq)	0	5×10^5	5×10^5
	可燃物	重量 (kg)	14	378	392
		容器個数	11	149	160
		放射能量 (Bq)	55	2×10^6	2×10^6
合計	重量 (kg)	54	6590	6644	
	容器個数	13	281	293	
	放射能量 (Bq)	3×10^{11}	1×10^9	3×10^{11}	

表7.1.2
解体に伴う手続き一覧

(1) 解体届手続一覧		
届出年月日	届出の内容	備考
平成7年10月30日 (7原研05第97号)	日本原子力研究所大洗研究所原子炉施設(JMTRC)を解体することとしたため、原子炉等規制法第38条第1項の規定に基づき次の項目について届け出をした。 ・解体の基本方針 ・解体の方法及び工事工程表 ・核燃料物質等の処分方法	安全委員会報告 (H7.12.04) 安全委員会了承 (H7.12.18) 安全局長通達 (H7.12.18)
(2) 工事方法等明細書提出一覧		
届出年月日	届出の内容	備考
平成7年12月19日 (7原研51第63号)	[1] 原子炉の機能停止措置 1. 燃料要素の取り出し、移送作業 2. 起動用中性子源の移送作業 [2] CF制御室内設備等の撤去に係る工事 1. 核計装の撤去工事 2. 安全保護回路の撤去工事 3. 屋内管理用放射線モニタの撤去工事 4. パルス中性子源(変圧器型加速装置)の撤去工事	その1
平成8年8月8日 (8原研51第27号)	[1] 炉心構造物等の撤去に係る工事 1. グリッド板の撤去工事 2. 炉心枠の撤去工事 3. 模擬γ線遮へい板の撤去工事 4. 模擬照射実験装置の撤去工事 5. 模擬照射要素の撤去工事 6. 反射体要素の撤去及び移送工事 7. ブリッジの撤去工事 8. 作業台の撤去工事 9. 振れ止めの撤去工事 10. 制御棒駆動機構支持台の撤去工事 11. 燃料要素取扱具の撤去工事 12. 水中燃料ラックの撤去工事 13. 核計装の撤去工事 14. 制御材の撤去工事 15. 制御棒駆動機構の撤去工事	その2

表7.1.2
解体に伴う手続き
一覧(つづき)

(3) 工事工程明細表提出一覧		
届出年月日	届出の内容	備考
平成7年12月19日 (7原研51第64号)	平成7年度工事(平成7年12月~平成8年3月) 1. 燃料要素の取り出し、移送作業 2. 起動用中性子源の移送作業 3. 核計装の撤去工事 4. 安全保護回路の撤去工事 5. 屋内管理用放射線モニタの撤去工事 6. パルス中性子源(変圧器型加速装置)の撤去工事	
平成8年3月13日 (8原研51第9号)	平成8年度工事(平成8年9月~平成8年12月) 1. 炉心構造物等の撤去工事	

(4) 保安規定認可申請手続一覧		
申請年月日	認可年月日	申請の主な内容
平成7年11月20日 (7原研05第130号)	平成7年12月12日 7安(原規)第349号	JMTRCの放射線モニタを撤去するため同モニタに関連する記述の削除。JMTRの運転計画作成に関してJMTRC実験により制限値を超えないことを確認することが必要な場合に関する記述の削除。原子炉の運転を行わないため、JMTRCの運転及び運転管理に関する記述及び条項の削除。定期自主検査においてJMTRCの運転に係る検査を削除し、解体中に用途及び機能に関する性能を維持管理する機器の検査の追加。燃料要素の受入れ、使用に係る条項の削除。
平成8年8月2日 (8原研05第98号)	平成8年9月2日 8安(原規)第377号	原子炉の機能停止措置が施されたため要員の配置及び巡視、点検において異常を認めた場合の措置の記述について、「運転」を「保安」に変更。炉心構造物等の撤去工事により燃料要素取扱具及び水中燃料ラックが撤去されるため、これらの機器を定期自主検査項目から削除。原子炉の巡視及び点検に関し、原子炉の機能停止措置が施されたため、「原子炉停止中」の記述及び原子炉の巡視及び点検点検を行う設備から「炉心」を削除。炉心構造物等の撤去工事により「炉心」及び「ブリッジ」が撤去されるため、点検項目から削除。CF制御室を第一種管理区域の低レベル区域から第一種管理区域に変更。

(5) 確認調査状況一覧		
確認・調査番号	確認・調査年月日	主な確認・調査項目
第1回	平成7年12月22日	(1) 解体着手前の確認・調査 (2) 工事着手前の確認・調査 原子炉の機能停止措置
第2回	平成8年1月12日	(1) 工事完了後の確認・調査 原子炉の機能停止措置 (2) 工事着手前の確認・調査 CF制御室内設備等の撤去に係る工事
第3回	平成8年2月26日	(1) 工事完了後の確認・調査 CF制御室内設備等の撤去に係る工事
第4回	平成8年9月2日	(1) 工事着手前の確認・調査 炉心構造物等の撤去に係る工事
第5回	平成8年10月18日	(1) 工事実施中の確認・調査 炉心構造物等の撤去に係る工事
第6回	平成8年11月22日	(1) 工事完了後の確認・調査 炉心構造物等の撤去に係る工事

8 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。また、科学技術庁の研究交流制度に基づき研究生の受け入れも行っている。これらの国際研究協力について表8.1に示すと共に 研究交流制度に基づく研究生の受け入れ状況を表8.2に示す。

表8.1
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	研究者受入数	研究者派遣数
KAERI-JAERI研究協力	照射後試験技術の開発	韓国原子力研究所	1996.10～(25日間)	照射後試験技術の開発状況等の情報交換及び同技術に係るギャップ測定、FPガス捕集に関する討議等。	2	1
			1996.12～(13日間)	照射後試験施設の運転管理、照射後試験技術に関する情報交換等。		
	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	1996.11～(29日間)	燃料及び材料の照射試験に供する照射キャプセルの設計及び炉内計装技術の情報交換。		1
国際機関との研究協力	アイソトープ、放射線の利用に関する研究開発及び訓練の推進	UNDP/RCA/IAEA	1996.12～(21日間)			1

表8.2
研究生受け入れ状況

研究分野	相手機関	受入期間	受入人数
原子炉材料の照射試験、中性子スペクトル評価	韓国原子力研究所	1996.9～(3月間)	1
研究炉及び照射施設の運転保守管理	インドネシア原子力庁	1997.1～(3月間)	1

あとがき

JMTR年報は、本報が第11回目の刊行である。本報告書の作成に際しては、多くの職員の方々の御協力を頂き、また、管理部放射線管理課にも執筆協力を頂いた。

以上、記して謝意を表します。

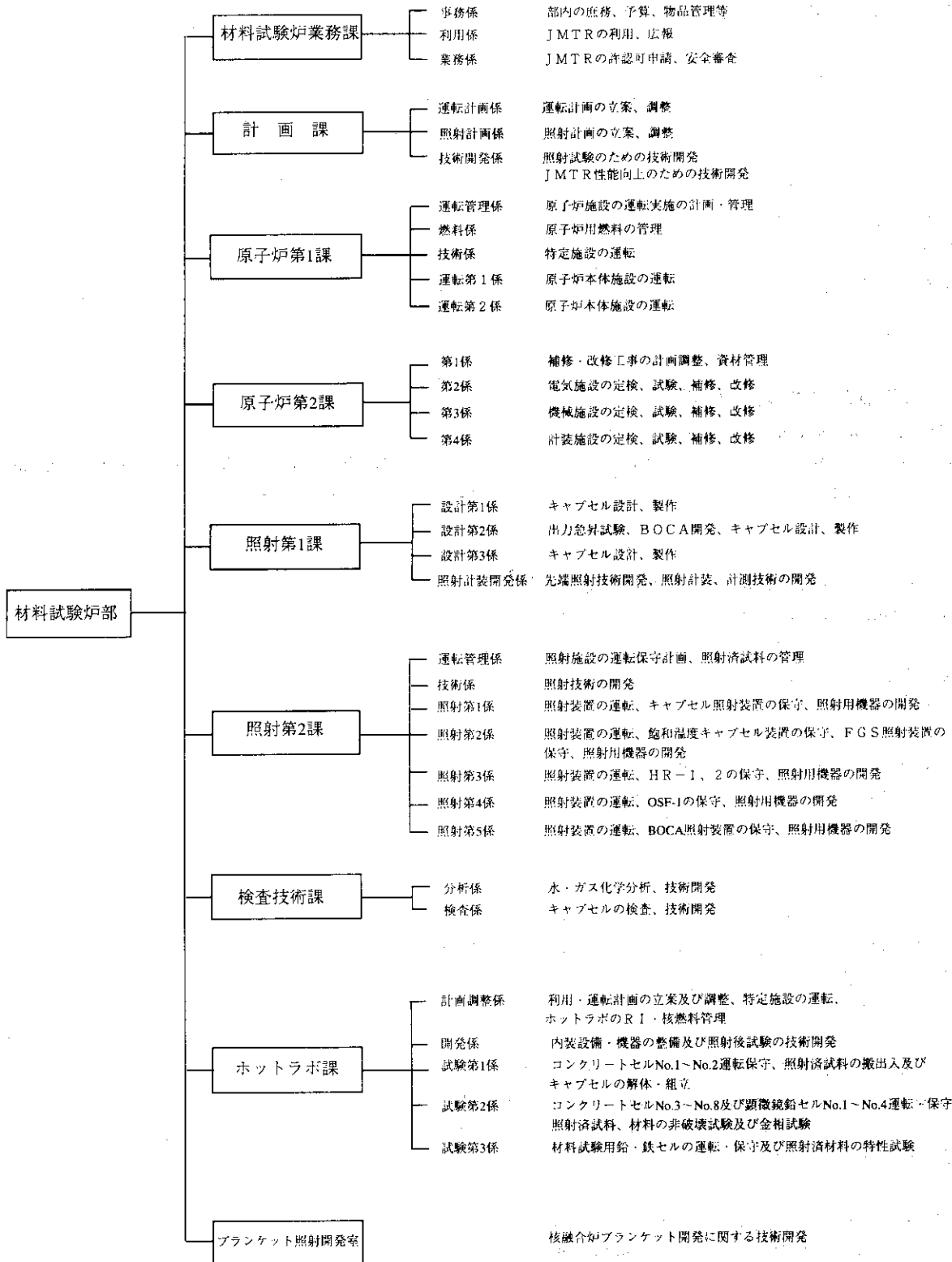
'96JMTR年報編集委員会

'96JMTR年報編集委員会名簿

委員長	大岡紀一	(材料試験炉部次長)
副委員長	藤木和男	(材料試験炉部計画課長)
委員	長尾美春	(計画課)
委員	川俣貴則	(原子炉第1課)
委員	油川康友	(原子炉第2課主査・総括主査)
委員	松井義典	(照射第1課照射計装技術開発係長)
委員	大内光男	(照射第2課運転管理係長・課長代理)
委員	岩井孝	(検査技術課長代理)
委員	薄井洸	(ホットラボ課課長代理)
委員	中道勝	(ブランケット照射開発室)
委員	西脇圭一郎	(材料試験炉業務課長代理)
委員	古田敏城	(管理部放射線管理課JMTR係長・課長代理)

付録 1 材料試験炉部の組織

1996.4.1 現在



付録 2 外部発表

(1) 論文投稿

日本原子力学会誌

微小試験片試験の技術開発：遠隔操作型スモールパンチ試験装置の開発

近江正男、斎藤順一、大岡紀一、實川資朗、菱沼章道、海野明

1997. 1

富山大学水素同位体機能研究センター研究報告

核融合炉ブランケットデータベース, I; Li_2O 固体増殖材

二村嘉明、堀井一宏、河村弘

1996. 4

(2) 口頭及びポスタ発表

5th Asian Symp. on Research Reactors (Korea)

Irradiation-coupling techniques with different neutron spectra of MTR/FBR or MTR/LWR using JMTR capsule

松井義典、山浦高幸、新見素二、星屋泰二、K. N. Choo、桜井文雄、新保利定

1996. 5

5th Asian Symp. on Research Reactors (Korea)

Development of JMTR irradiation rigs for improved irradiations with cyclic temperature, neutron flux and neutron fluence variations

山浦高幸、星屋泰二、新見素二、K. N. Choo

1996. 5

5th Asian Symp. on Research Reactors (Korea)

Status and future plan of utilization in JMTR

土田昇、大岡紀一、近藤育朗、新保利定

1996. 5

FGM' 96 4th Int. Symp. on Functionally Graded Materials

Be/Cu 傾斜機能材料の予備的特性評価；Be/Cu焼結体の熱物性評価

斎藤滋、坂本直樹、西田精利、河村弘

1996. 10

Int. Workshop on interfacial Effects in Quantum Eng.

Irradiation study for fusion blanket development with JMTR

河村弘、佐川尚司、石塚悦男、土谷邦彦、中道勝

1996. 8

Int. Workshop on interfacial Effects in Quantum Eng.

Characterization of Y_2O_3 coating for liquid blanket

中道勝、河村弘、寺井隆幸、田中知

1996. 8

4th Int.Symp. on Fusion Nuclear Technology

Beryllium irradiation study with JMTR

石塚悦男、河村弘

1996. 9

4th Int.Symp. on Fusion Nuclear Technology

Modifications of electron beam facility(OHBIS)for irradiated divertor element with cooling water channel

坂本直樹、中川哲也、中村和幸、秋場真人、河村弘

1996. 9

4th Int.Symp. on Fusion Nuclear Technology

Reactivity between beryllium and copper alloys

坂本直樹、加藤将和、河村弘

1996. 9

4th Int.Symp. on Fusion Nuclear Technology

Dissolving and recovering properties for reprocessing technology of lithium titanate

土谷邦彦、河村弘、竹内剛敏

1996. 9

4th Int.Symp. on Fusion Nuclear Technology

Trial fabrication of tritium breeders for fusion blanket with lithium recovered from seawater

土谷邦彦、河村弘

1996. 9

4th Int.Symp. on Fusion Nuclear Technology

Preliminary nuclear design of pulse operation simulating mock-up for in-pile functional test of fusion blanket

長尾美春、中道勝、山口勝義、河村弘

1996. 9

4th Int.Symp. on Fusion Nuclear Technology

Material design of ceramic coating by plasma spray method

中道勝、高島剛、河村弘

1996. 9

5th Int. Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interactions(Italy)

Thermal properties of neutron irradiated beryllium

石塚悦男、河村弘、寺井隆幸、田中知

1996. 9

5th Int. Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interactions(Italy)

Status of fusion blanket irradiation in JAERI

河村弘、佐川尚司、石塚悦男、土谷邦彦、中道勝、斎藤滋

1996. 9

5th Int. Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interactions(Italy)

Fabrication development of ceramic tritium breeders by sol-gel method

土谷邦彦、渡海和俊、斎藤滋、淵之上克宏、古谷武、河村弘

1996. 9

5th Int. Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interactions(Italy)

Reactivity test between beryllium and copper alloys

坂本直樹、斎藤滋、加藤将和、R. R. Solomon 河村弘

1996. 9

日本原子力学会

照射試験炉と照射技術；原研JMT Rにおける実績と将来展望

近藤育朗、星屋泰二、新保利定

1996. 9

日本原子力学会

核融合炉パルス運転模擬照射試験体における中性子束評価，2；予備的核設計

長尾美春、中道勝、斎藤隆、河村弘、山口勝義、石川智之

1996. 9

日本原子力学会

自己出力型中性子検出器の中性子照射下特性に及ぼす照射温度の影響評価

中道勝、斎藤隆、河村弘、山村千明、関根尚

1996. 9

日本原子力学会

ヘリウム生成量制御照射試験技術の開発；中性子スペクトル調整型クリーブ

キャプセルの開発

板橋行夫、雨澤博男、倉田有司、星屋泰二、新藤雅美

1996. 9

日本原子力学会

再照射技術の開発；計装型カップリングキャプセルの設計

松井義典、板橋行夫、新見素二、星屋泰二

1996. 9

日本原子力学会

重照射下におけるサファイアの誘起発光特性, I ; JMTRにおける照射特性

佐川勉、星屋泰二、角田恒巳、四竈樹男、鳴井実、茅野秀夫

1996. 9

日本原子力学会

照射済材料の溶接及び試験片加工技術の開発

清水道雄、岩松重美、高田文樹、岩井孝、中倉優一、薄井洸

斎藤順一、大岡紀一

1996. 9

日本原子力学会

ZrNi系トリチウムゲッタ材の高機能化に関する研究1 ; 平衡解離圧特性

土谷邦彦、河村弘、新保利定、兜森俊樹、脇坂裕一

1996. 9

日本原子力学会

ZrNi系トリチウムゲッタ材の高機能化に関する研究2 ; 充填層による破過特性

土谷邦彦、河村弘、新保利定、兜森俊樹、脇坂裕一

1996. 9

日本原子力学会

モンテカルロコードMCNPによるJMTR炉心計算

長尾美春、島川聡司、土田昇、掛札和弘

1996. 9

日本原子力学会

湿式法による Li_2Tio_3 微小球の予備的製造試験

土谷邦彦、斎藤滋、河村弘、淵之上克宏、澤田博司、渡海和俊

1996. 9

日本原子力学会

ベリリウム／銅傾斜機能材の開発, 2 ; 混合粉末焼結体の熱膨張率測定

斎藤滋、坂本直樹、河村弘

1996. 9

日本原子力学会

高温水環境高精度照射技術の開発 ; 改良型飽和温度キャプセルのJMTR照射

新見素二、松井義典、塚田隆、星屋泰二、新藤雅美

1996. 9

19th Symp. on Fusion Technol.(Portugal)

Characterization of self-powered neutron detector at high temperature under neutron irradiation

中道勝、山村千明、河村弘

1996. 9

19th Symp. on Fusion Technol.(Portugal)

Reactivity test between beryllium and dispersion strengthened copper

坂本直樹、河村弘、R. R. Solomon

1996. 9

19th Symp. on Fusion Technol.(Portugal)

Reprocessing technology development for irradiated beryllium

河村弘、蓼沼克嘉、長谷川良雄、坂本直樹

1996. 9

19th Symp. on Fusion Technol.(Portugal)

The Effect of neutron irradiation on mechanical properties of

Nb-1%Zr/SS304 joints fabricated by friction welding

土谷邦彦、河村弘、新保利定

1996. 9

19th Symp. on Fusion Technol.(Portugal)

Breakthrough properties of hydrogen with Zr9Ni11 particle packed bed

土谷邦彦、今泉秀樹、河村弘、兜森俊樹、脇坂裕一、新保利定

1996. 9

19th Symp. on Fusion Technol.(Portugal)

Design study of in-pile blanket mockup simulated neutron pulse operation of fusion reactor

中道勝、佐川尚司、山口勝義、石塚龍雄、河村弘

1996. 9

19th Symp. on Fusion Technol.(Portugal)

thermal properties of neutron irradiated beryllium

石塚悦男、河村弘、寺井隆幸、田中知

1996. 9

19th Symp. on Fusion Technol.(Portugal)

Density improvement of Li₂O pebble fabricated by sol-gel method

土谷邦彦、河村弘、淵之上克宏、吉牟田秀治、渡海和俊、新保利定

1996. 9

Int. Conf. on the Phys. of Reactors ; Physor96

The Core characteristics evaluation of JMTR with low-enriched uranium fuel

島川聡司、長尾美春、小森芳廣、金子義彦

1996. 9

9th Int. Symp. on Reactor Dosimetry (Czechoslovakia)

Neutron dosimetry for materials irradiation tests in JMTR

島川聡司、長尾美春、小森芳廣、井口哲夫、大岡紀一、近藤育朗

1996. 9

Int. Tritium Workshop on Present Status and Prospect of Tritium-material Interaction Studies

Status of fusion blanket irradiation study in JAERI

河村弘、佐川尚司、石塚悦男、土谷邦彦、中道勝

1996. 7

日本原子力学会

JMTR停止余裕測定に関する修正因子法の適用

島川聡司、長尾美春、掛札和弘、金子義彦

1997. 3

日本原子力学会

ベリリウム微小球の中性子照射挙動；微細構造と機械的特性の変化

石塚悦男、河村弘、寺井隆幸、田中知

1997. 3

日本原子力学会

セラミックトリチウム増殖材の熱的特性評価

斎藤滋、土谷邦彦、河村弘、寺井隆幸、田中知

1997. 3

日本原子力学会

HIP法によるサファイアとSUS316の接合技術開発, 1；サファイア／

Nb1%Zr接合体の製作性確認試験

坂本直樹、土谷邦彦、河村弘、中島亨、川上登、河毛信明

1997. 3

日本原子力学会

トリチウム透過防止用セラミックコーティング膜の予備的特性評価

中道勝、河村弘、宮島生欣

1997. 3

付録3 研究所研究報告書類（公刊資料）

JAERI-Research 97-028

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

日浦寛雄、遠藤泰一、山浦高幸、新見素二、星屋泰二、斎藤順一、相沢静男、大岡紀一、小松山守

1997. 2

JAERI-Conf 97-006

照射基盤ワークショップ報告書

材料試験炉部

1997. 1

JAERI-Review 97-006

材料試験炉；運転と技術開発No10（1995年度）

材料試験炉部

1997. 3

JAERI-Tech 96-020

JMTR核燃料物質使用施設の想定事故時の直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による周辺監視区域境界の線量当量評価

土田昇

1996. 5

JAERI-Research 97-003

正の大きな反応度測定における修正法の提案

金子義彦、島川聡司、長尾美春、山下清信、竹内光男、山根剛

1997. 2

付録4 共同利用研究

業務区分 契約先	照射前業務	照射業務	照射後試験業務	合計
大 学	2	7	6	15
一 般	1	1	0	2
合 計	3	8	6	17

付録5 受託研究、共同研究、協力研究等

5.1 受託研究

BWR高燃焼度燃料出力急昇試験設備整備

1996.4.1～1997.10.31 科学技術庁

照射第2課

JMTRを用いて行う出力急昇試験に関し、既施設のうち一部を更新する。

5.2 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)

1993.8.2～1999.3.31 (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。

原子炉施設における赤外線応用計測の適用性に関する研究

1996.8.1～1997.3.31 東亜大学工学部

検査技術課

JMTR原子炉施設の経年劣化状況の把握のために、赤外線応用計測の適用性について検討する。

透光性セラミックス/SUS316接合材への中性子照射効果に関する研究 (2)

1996.6.28～1998.3.31 金属技研(株)

ブランケット照射開発室

核融合炉用窓材の透光性変化をレーザを用いてin-situ測定するために、照射キャプセル上部端栓に用いる透光性セラミックス/SUS316接合材の接合強度等について、中性子照射効果を調べ照射キャプセルの設計・製作に資する。

特殊コイル材の耐放射線性に関する研究 (2)

1996.8.1～1998.3.31 昭和電線電纜(株)

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ブランケットのJMTR炉内機能試験のために必要なモータや電磁バルブに用いる特殊コイル材の耐放射線性を明らかにする。

MIケーブルの絶縁化に関する研究 (2)

1996.6.28～1998.3.31 助川電気工業(株)

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JMTR炉内機能試験で用いる照射試験体に装荷する計測機器用MIケーブルの中性子照射による絶縁劣化について影響因子を調べ、各種計測機器の開発に資する。

スweep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 (2)

1996.6.28～1997.3.31 (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JMTR炉内機能試験に必要なスweep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weep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。

5.3 協力研究

中性子スペクトル評価技術に関する高度化研究

1996.4.1～1997.3.31 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。

プロトン導電性セラミックスを用いた原子力用水素センサに関する研究

1996.4.1～1997.3.31 名古屋大学工学部

照射第1課

プロトン導電性セラミックスのプロトン導電機能に及ぼす照射の影響を解明し、さらに原子力用水素ポテンシャルセンサーの実用化を図り、再照射計装技術開発に資する。

固体電解質の照射効果に関する研究

1996.4.1～1997.3.31 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。

照射下における形状記憶合金継手素子の応用技術開発に関する研究

1996.4.1～1997.3.31 大阪大学工学部

照射第1課

形状記憶合金を利用して①着脱自在②放射性物質飛散がない③耐圧・耐真空性を有する大型継手素子を開発し、遠隔操作性等の応用分野に適用することにより、照射下での形状記憶合金の利用技術開発に資する。

軽水炉材料の加速照射試験法に関する研究

1996.4.1～1997.3.31 東北大学金属材料研究所

照射第1課

軽水炉材料の寿命評価等のための照射試験を実施するため、加速照射試験法を開発する。

原子力機器用構造材料の非破壊試験と強度に関する研究

1996.4.1～1997.3.31 東京工業大学工学部

検査技術課

原子力機器用構造材料の照射脆化量の非破壊測定法を確立する。

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

1996.4.1～1997.3.31 東京大学大学院工学系研究科

ブランケット照射開発室

トリチウム増殖材あるいは中性子増倍材充填領域の核熱特性、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。

核融合炉ブランケット計装の照射挙動に関する研究

1996.4.1～1997.3.31 東京大学大学院工学系研究科

ブランケット照射開発室

炉内機能試験時におけるトリチウム増殖材あるいは中性子増倍材充填領域の核熱特性、トリチウム生成回収特性等を解析評価する上で必要となる計測機器の照射挙動を調べる。

非晶質材料の熱的特性への中性子照射効果に関する研究

1996.4.1～1997.3.31 九州大学大学院総合理工学研究科

ブランケット照射開発室

核融合炉用窓材等として用いられる非晶質材料の熱的特性、光特性等に対する中性子照射効果について調べる。

材料からのトリチウム放出特性に関する研究

1996.4.1～1997.3.31 富山大学水素同位体機能研究センター

ブランケット照射開発室

ベリリウムからのトリチウム放出特性の解明を行うとともに、炉内機能試験用スweepガス装置のトリチウムゲッタ材として開発中のZrNi合金からのトリチウム放出特性等の解明を行う。

5.4 委託研究

制動X線を用いたトリチウムの*in-situ*測定

1996.10.3～1997.3.10 富山大学

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炉内機能試験のためにスweepガス中トリチウムの測定技術を開発する。

5.5 委託調査

湿式法による0.1mm球ブランケット材製造(3)

1996.7.1～1997.3.10 原子燃料工業(株)

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JMTR炉内機能試験で用いる試験体の設計・製作や照射試験時の特性評価に資する。

付録 6 官庁申請許可一覧

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
(8. 3.15)	第17次～第20次低濃縮ウラン燃料要素の製作	8. 4. 3
8. 4.12	使用済燃料ラックC型の製作	8. 4.30
9. 2.10	圧力サージタンク及び圧力サージタンク液面計の一部の更新	9. 3.12
9. 3.25	第21次～第22次低濃縮ウラン燃料要素の製作	(9. 4.11)

6.2 使用前検査

申請年月日	件名	合格年月日
(6. 5.30)	第11次低濃縮ウラン燃料要素	8. 4. 8
(6. 5.30)	第12次低濃縮ウラン燃料要素	8. 5.22
(6. 8.23)	ヘリウム-3出力制御型沸騰水キャプセルの一部及びシュラウド 照射装置「OSF-1（大洗シュラウド照射装置1号）」の一部の更新	8.10. 1
(7. 4.20)	第13次低濃縮ウラン燃料要素	8.10.29
(7. 4.20)	第14次低濃縮ウラン燃料要素	9. 1. 7
(7. 4.20)	第15次低濃縮ウラン燃料要素	(9. 4.11)
(7. 4.20)	第16次低濃縮ウラン燃料要素	(9. 5.19)
(7. 6.12)	水カラビット照射装置の一部更新（水カラビット2号炉内管）	8.12.20
(7.11.27)	ベリリウム棒の更新	8.12. 6
(7.12.19)	中性子吸収体の製作	(9. 4.11)
(8. 2. 7)	キャプセル用保護管の製作	8. 7.31
8. 5.15	第17次低濃縮ウラン燃料要素	申請中
8. 5.15	第18次低濃縮ウラン燃料要素	申請中
8. 5.15	第19次低濃縮ウラン燃料要素	申請中
8. 5.15	第20次低濃縮ウラン燃料要素	
8. 6. 4	使用済燃料ラックC型の製作	8.12.24
9. 3.14	圧力サージタンク及び圧力サージタンク液面計の一部の更新	

6.3 施設検査

申請年月日	件名	合格年月日
8. 8.19	インパイルループOSF-1照射設備のうち、炉内管の一部及び 流路仕切管	8.10.22
8.11.19	水力ラビット2号照射設備のうち炉内管	9. 1.10

6.4 定期検査

申請年月日	件名	合格年月日
8. 6.27	平成8年度 J M T R 定期検査	申請中