



JAERI-Review

JP0250130

2002-001



材料試験炉一運転と技術開発No.15  
(2000年度)

2002年2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）で複写による実費頒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.15  
(2000年度)

日本原子力研究所大洗研究所  
材料試験炉部

(2002年1月11日 受理)

大洗研究所の JMTR は、2000 年度（平成 12 年度）は第 133 サイクルから第 138 サイクルの計 6 サイクル（但し、132 サイクルは計画外停止により運転中止のため、計 130 日）の利用運転を行い、延べ 132 本のキャップセルと 79 本の水力ラビットの照射試験、照射後試験を実施した。照射試験の目的は、軽水炉炉内構造物の照射誘起応力腐食割れ(IASCC)の研究、アクチノイド水素化物燃料の開発研究、核融合炉材料の開発研究、RI の製造および製造技術等に関するものである。JMTR の照射利用に関する技術開発に関しては、IASCC 照射試験のための高度材料環境照射装置の開発・整備、原子炉圧力容器サーベランス試験片再生技術の開発の中性子照射量均一照射キャップセルの開発、キャップセル照射温度自動制御装置の整備、等を行った。また、核融合炉ブランケットに関する照射開発研究に関しては、トリチウム増殖材微小球充填材からのトリチウムの生成・回収特性評価、ITER 工学研究のための照射および照射後試験等を行った。本報告書は、これら 2000 年度の JMTR における研究・業務活動をまとめたものである。

Annual Report of JMTR, No.15

FY2000

(April 1, 2000-March 31, 2001)

Department of JMTR

Oarai Research Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute

Oarai-machi, Higashi ibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 11, 2002)

During the FY2000 (April 2000 to March 2001), the JMTR (Japan Materials Testing Reactor) was operated in 6 operation cycles (130 days) for irradiation studies on the IASCC of the LWR materials, development of actinide contained uranium-hydride fuels, development of fusion blanket materials, and so on. The total number of capsules and hydraulic rabbits irradiated were 132 and 79, respectively.

Technology development programs were conducted in the following fields. As concerning to the utilization of JMTR, a irradiation facility for the IASCC studies, irradiation capsules for RPV surveillance specimen and automatic temperature control system for irradiation capsules were developed.

New efficient production process was developed for pebble type tritium breeder material for fusion reactor blanket, and tritium generation/recovery behavior under irradiation was investigated using pebble packed test piece.

This report summarizes these activities performed in the department of JMTR during the FY2000.

Keywords : JMTR, Annual Report, Research Reactor, Irradiation, IASCC, Reactor Operation, PIE, Maintenance

## 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 .....	14
	2.3 ホットラボの運転管理 .....	19
	2.4 放射線管理 .....	23
3	JMTR の利用 .....	27
	3.1 照射試験の利用状況 .....	27
	3.2 照射後試験の利用状況 .....	36
	3.3 今後の利用計画の状況 .....	38
4	主要な設備の整備 .....	41
	4.1 原子炉施設 .....	41
	4.2 照射施設 .....	42
	4.3 ホットラボ施設 .....	45
5	JMTR 照射利用に関する技術開発 .....	48
	5.1 照射技術 .....	48
	5.2 照射後試験技術 .....	55
6	核融合炉ブランケットに関する研究開発 .....	58
	6.1 微小球の開発 .....	58
	6.2 ブランケット照射試験体の開発 .....	60
	6.3 トリチウム増殖材微小球充填体からのトリチウム生成・回収特性 .....	63
	6.4 I T E R 工学設計のための照射試験 .....	64
7	国際協力 .....	69
	7.1 概要 .....	69
	7.2 汎用照射技術に関する日韓研究協力 .....	69
	7.3 核融合炉用トリチウム増殖材開発等に関する日米研究協力 .....	70
	7.4 核融合炉開発に関する IEA 国際協力 .....	70
8	JMTR 施設の原子炉設置変更許可申請 .....	72
	あとがき .....	75
付録	1 材料試験炉部の組織 .....	76
付録	2 外部発表 .....	77
付録	3 研究所研究報告書類（公刊資料） .....	82
付録	4 共同研究、協力研究等 .....	83
付録	5 官庁申請許認可一覧 .....	85
付録	6 プレス発表一覧 .....	86

## Contents

1	Outline .....	1
2	Operation and Maintenance .....	2
2.1	Reactor Facility .....	2
2.2	Irradiation Facility .....	14
2.3	Hot Laboratory .....	19
2.4	Radiation Protection .....	23
3	Utilization .....	27
3.1	Irradiation Tests .....	27
3.2	Post Irradiation Examinations .....	36
3.3	Future Plan of Utilization .....	38
4	Renewal of Installations .....	41
4.1	Reactor Facility .....	41
4.2	Irradiation Facility .....	42
4.3	Hot Laboratory .....	45
5	Development on Irradiation Techniques for Utilization .....	48
5.1	Irradiation Techniques .....	48
5.2	Techniques of Post Irradiation Examination .....	55
6	Neutron Irradiation Studies for Fusion Blanket Development .....	58
6.1	Development of Production Process for Tritium Breeding Pebble .....	58
6.2	Development of Mockup for In-pile Functional Test .....	60
6.3	Tritium Release Behavior for $\text{Li}_2\text{Ti}_3$ Pebble Bed .....	63
6.4	Irradiation Tests for ITER R&D .....	64
7	International Cooperation .....	69
7.1	Overview .....	69
7.2	JAERI-KAERI Cooperative Research Program .....	69
7.3	U.S.A-Japan Fusion Cooperation Program .....	70
7.4	IEA Energy Technology Collaboration Program .....	70
8	Operation License Application Amendment of JMTR .....	72
	Postscript .....	75
	APPENDIX 1 Organization of Department of JMTR .....	76
	APPENDIX 2 Publication and Presentations .....	77
	APPENDIX 3 Publications Reports .....	82
	APPENDIX 4 Cooperative Studies .....	83
	APPENDIX 5 Permission and Approval Granted by the Regulatory Authority .....	85
	APPENDIX 6 Press Releases .....	86

## 材料試験炉-運転と技術開発 No.15 (2000 年度) 表及び図一覧

## 表一覧

- 表 2.1.1 JMTR 運転及び保守作業実績  
 表 2.1.2 JMTR 運転実績  
 表 2.1.3 JMTR 自動停止（第 133 サイクル）の原因と対策についての概要  
 表 2.1.4 各サイクルにおける過剰反応度  
 表 2.1.5 各サイクルにおける停止余裕  
 表 2.1.6 各サイクルにおける制御棒 SR-1, 2 の自動制御範囲での反応度値  
 表 2.1.7 JMTR 第 133 サイクル運転中の液体廃棄物  
 表 2.1.8 JMTR 第 134 サイクル運転中の液体廃棄物  
 表 2.1.9 JMTR 第 135 サイクル運転中の液体廃棄物  
 表 2.1.10 JMTR 第 136 サイクル運転中の液体廃棄物  
 表 2.1.11 JMTR 第 137 サイクル運転中の液体廃棄物  
 表 2.1.12 JMTR 第 138 サイクル運転中の液体廃棄物  
 表 2.1.13 JMTR 原子炉施設の放射性固体廃棄物 ( $\beta \cdot \gamma$ ) (単位: m<sup>3</sup>)  
 表 2.2.1 JMTR 照射設備の緒元  
 表 2.2.2 キャップセルの照射実績  
 表 2.2.3 キャップセル照射設備における制御装置使用台数  
 表 2.2.4 ラビット照射本数と照射試料  
 表 2.3.1 放射性固体廃棄物 ( $\beta \cdot \gamma$ ) の発生量 (2000 年度)  
 表 2.3.2 セル内汚染除去作業実績  
 表 2.4.1 放射線業務従事者の実効線量当量の状況  
 表 2.4.2 放射性気体廃棄物の放出状況  
 表 2.4.3 JMTR 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  
 表 2.4.4 ホットラボ施設の放射線業務従事者の線量当量  
 表 2.4.5 放射性気体廃棄物の放出状況  
 表 2.4.6 ホットラボ施設から放射性管理施設へ移送した放射性液体廃棄物の状況  
 表 3.1.1 照射キャップセル一覧 (2000 年度)  
 表 3.1.2 JMTR 照射実績 (2000 年度)  
 表 3.1.3 JMTR 照射実績の照射目的別分類 (2000 年度)  
 表 3.1.4 JMTR 照射実績の利用者別分類 (2000 年度)  
 表 3.1.5 RI 製造キャップセル一覧 (2000 年度)  
 表 5.1.1 飽和温度キャップセル構造の比較  
 表 6.1.1 ベリリウム微小球の照射条件  
 表 8.1.1 JMTR 施設の設置変更許可申請に係る安全審査の経緯と説明資料

## 図一覧

- 図 2.1.1 炉心配置図(炉心要素の代表的配置を示す)  
 図 2.1.2 第5世代ベリリウム鉢西鉢曲がり量測定結果(位置:E-9, 燃料要素側)  
 図 2.1.3 原子炉積算出力とベリリウム曲がり量  
 図 2.1.4 一次冷却水中の放射性核種濃度  
 図 2.1.5 一次冷却水中の放射性ヨウ素濃度  
 図 2.3.1 ホットラボ1階平面図  
 図 3.1.1 JMTR 照射キャプセル利用割合(2000年)  
 図 3.1.2 JMTR 水力ラビット利用割合(2000年)  
 図 3.2.1 ホットラボの利用実績  
 図 3.3.1 第152サイクルの炉心配置  
 図 4.2.1 キャプセル照射温度自動制御装置の全体構成と設置状況  
 図 4.2.2 キャプセル照射温度自動制御装置による制御結果  
 図 4.2.3 従来の温度制御装置による制御結果  
 図 4.3.1 TELATOM4セル外観察部  
 図 4.3.2 破面解析装置の外観  
 図 4.3.3 高精細化によるデータの比較  
 図 4.3.4 貫通破損率測定(電気解碎)のセル外モックアップ試験  
 図 5.1.1 均一照射キャプセル概略図  
 図 5.1.2 均一照射キャプセルのMIケーブル部  
 図 5.1.3 キャプセル概略図  
 図 5.1.4 酸素センサ概略図  
 図 5.1.5 起電力経時変化  
 図 5.1.6 起電力と温度の関係  
 図 5.1.7 気泡径と溶存酸素濃度変化の関係  
 図 5.1.8 飽和温度キャプセル構造の検討  
 図 5.2.1 低歪速度SCC試験機及びウイング付き試験片外観  
 図 5.2.2 遠隔操作型の超音波探触子高精度定荷重押え治具の概略  
 図 5.2.3 試験片形状  
 図 5.2.4 低サイクル疲労試験結果  
 図 6.1.1 湿式造粒法による $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ 微小球の試作試験結果  
 図 6.1.2 トリチウムの拡散係数  
 図 6.2.1 化学緻密化法によるトリチウム透過低減皮膜開発の道のり  
 図 6.2.2 溶射歪みゲージと照射試験結果  
 図 6.2.3 小型モータの照射試験結果  
 図 6.3.1  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ 微小球充填体とトリチウム放出率の依存性  
 図 6.4.1 Al203皮膜付試験片の断面写真  
 図 6.4.2 機械的衝撃模擬試験装置  
 図 6.4.3 機械的衝撃模擬試験結果の一例(Type1:200 $\mu\text{m}$ 厚さ)  
 図 6.4.4 異種接合材の照射後試験結果  
 図 6.4.5 HIP接合材の照射後試験結果  
 図 6.4.6 加熱時のダイバータ模擬試験体表面の平均温度の変化  
 図 6.4.7 レーザ接合材の照射後試験結果

## 1 概 要

大洗研究所の JMTR (Japan Material Testing Reactor) は、熱出力 50MW の高速中性子束照射試験炉として 1970 年（昭和 45 年）の利用運転開始以来、国内唯一の照射専用の原子炉としてキャップセル、水力ラビット等の照射設備により、軽水炉燃料・材料や核融合炉の構造材・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。

2000 年度（以下「今年度」という）に JMTR は、第 133 サイクルから第 138 サイクルの計 6 サイクルの利用運転を行った。今年度の積算運転出力は 6128.8MWD、運転開始以来の積算出力は 134,766MWD となった。なお、第 133 サイクルは、運転開始日に「微調整安全棒速度異常」によってスクラムしたため、このサイクルを 1 日で終了した。

今年度の照射試験としては、キャップセルについては延べ 132 本と水力ラビットについては 79 本の照射を実施した。照射後試験としては、出力急昇試験後の燃料試料とアクチノイド水素化合物燃料の非破壊および破壊試験、出力急昇試験に供する再計装燃料棒の組立、ITER 工学設計のための溶接および圧接試料の破壊強度試験、ミニサイズ試験片の疲労試験を実施した。

照射利用に関連した技術開発では、温度制御キャップセルの温度制御精度向上と省力化を目的としたキャップセル照射温度自動制御装置の整備を進め、性能試験を経て実用運転を開始した。照射技術に関しては、軽水炉の原子炉圧力容器サーベラנס試験片再生技術の開発のために、肉厚試料の中性子照射量を均一化にする照射均一キャップセルの炉外模擬試験等を実施した。また、IASCC 照射試験のための高度材料環境照射装置の開発・整備を継続した。照射後試験技術に関しては、き裂長さ測定技術の開発、非破壊的照射脆化診断法の開発を継続した。

核融合炉用ブランケットに関する照射開発研究に関しては、トリチウム増殖材微小球の製造技術開発と中性子増倍材微小球の照射特性評価、トリチウム増殖材微小球充填体からのトリチウム生成・回収特性の照射下での測定、トリチウム透過低減皮膜の開発、ITER 工学設計のための照射試験を実施した。

JMTR 施設の原子炉設置変更許可申請に関しては、低濃縮燃料の最高燃焼度を増加させることにより、より有効にウランを使うことのできる改良 LEU 炉心による原子炉の運転に必要な原子炉設置変更許可申請を行い、行政庁による安全審査を経て、原子力安全委員会の安全審査が行われ、平成 13 年 3 月 27 日付けで許可を取得した。

また、国際研究協力として、日韓研究協力、核融合炉用トリチウム増殖材開発等に関する日米研究協力、核融合炉開発に関する IEA 国際協力等に基づく情報交換、研究協議を実施した。

## 2 JMTRの運転管理

### 2.1 原子炉の運転管理

#### 2.1.1 運転

##### (1) 実績

第133サイクルから第138サイクルまでの運転を行った。今年度のJMTR運転及び保守作業実績を表2.1.1に、JMTR運転実績を表2.1.2に示す。なお、第133サイクルは、運転開始日である4月24日に「微調整安全棒速度異常」のスクラン信号によって自動停止したため、このサイクルの運転を1日で終了し、原因の調査と対策を実施した。その概要を表2.1.3に示す。

表2.1.1 JMTR運転及び保守作業実績

		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
JMTR	運転サイクル	133 24		134 5		定期検査 30		135 4		136 29		137 17		138 12
	定期自主検査					本体施設 照射施設 特定施設								

表2.1.2 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 <sup>注1</sup> (h:min)
133	2000.04.24	2000.04.24	0.0	4:34
134	2000.06.05	2000.06.30	1226.8	605:27
135	2000.10.04	2000.10.29	1233.8	607:52
136	2000.11.17	2000.12.12	1231.0	602:33
137	2001.01.12	2001.02.06	1225.1	602:28
138	2001.02.26	2001.03.23	1212.1	602:53

注1) 運転時間は特性試験運転を含む。

表2.1.3 JMTR自動停止(第133サイクル)の原因と対策についての概要

1. 経緯	JMTRは、第133サイクルの共同利用運転のため4月24日9時より原子炉を起動したところ、10時21分に「微調整安全棒速度異常」のスクラン信号が発信し、原子炉が自動停止した。
2. 原因	(1) スクラン信号が発生した直接の原因は、微調整安全棒(SR-1、SR-2)のうち自動運転用の微調整棒として選択していたSR-2が自動制御範囲(603±50mm)の上限位置に達し、運転モードが手動運転モードに自動的に切換わり、この際にSR-2の駆動速度が手動運転モードでの「微調整安全棒速度異常」スクラン設定値245mm/分を超えたという信号が発生したことによる。

表2.1.3 JMTR自動停止(第133サイクル)の原因と対策についての概要

2. 原因 (続き)	(2) スクラム信号発信の原因調査の結果、自動運転モードにおける微調整棒引抜き速度が大きく、自動から手動運転モードに切換わって停止した直後に、制御棒駆動速度を表わす信号電圧が減衰して行く過程で速度異常信号として検知されたことが判明した。
	(3) SR-2 の引抜き速度が大きくなつた原因は、炉心北側の中性子束が高いという本サイクルの炉心構成の特徴により SR-2 の制御棒価値がこれまでになく小さな値であったにも拘わらず、出力上昇率を制御するペリオド設定値が短く(30秒)設定されていたことによる。この結果、SR-2 の引抜き速度が、制限値範囲内ではあるものの従前のサイクルに比較すると大きくなり、自動制御範囲上限に近づいたことを示す警報が発信されてから上限に至るまでの時間が約 1 秒と極めて短かつたため、運転員が原子炉の運転を継続するのに適切な対応操作を取れなかった。
3. 対策	(1) 自動運転モードでの出力上昇にあたって、微調整棒が警報発信位置から自動制御範囲の上限に至る前に微調整棒の引抜きを停止する操作を運転員が行うのに、時間的余裕(10秒以上)を持たせる。そのため以下の対策を講じる。 1) 微調整安全棒の制御棒価値を考慮して、微調整棒の選択(SR-1 又は SR-2)と出力設定器のペリオドを決定する。 2) 運転手引きに、微調整棒の選択及び出力設定器のペリオド選択を確認するチェックシートを追加する。 (2) さらに念のため、自動運転モードから手動運転モードに切換わった後、微調整棒が停止しているにもかかわらず「微調整安全棒速度異常」の信号が発信することを防止する措置を講じる。

## (2) 核特性測定

各サイクルの運転に先立ち、低出力(20kW)運転を行つて核特性測定を行つてゐる。各サイクルにおける過剰反応度、停止余裕及び制御棒 SR-1、SR-2 の自動制御範囲での反応度をそれぞれ表 2.1.4 から表 2.1.6 に示す。

表2.1.4 各サイクルにおける過剰反応度

サイクルNo	過剰反応度(% $\Delta k/k$ )	制限値(% $\Delta k/k$ )
133	11.4	
134	11.1	
135	11.6	
136	12.6	15以下
137	12.4	
138	11.9	

表2.1.5 各サイクルにおける停止余裕

サイクルNo	停止余裕(% $\Delta k/k$ )	$k_{eff}$	制限値
133	31.32	0.761	
134	34.44	0.744	
135	36.96	0.730	
136	32.57	0.754	0.9以下
137	39.12	0.719	
138	29.91	0.770	

表2.1.6 各サイクルにおける制御棒SR-1, 2の自動制御範囲での反応度価値

サイクルNo	測定年月日	SR-1(%Δk/k)	SR-2(%Δk/k)
133	2000.04.19	0.236	0.154
134	2000.06.01	0.236	0.146
135	2000.09.27	0.228	0.189
136	2000.11.13	0.229	0.181
137	2000.12.26	0.221	0.173
138	2001.02.20	0.240	0.195

## (3) 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。 $\gamma$  線遮蔽板、反射体要素については、外観検査によって有害な変形及び損傷がないことを確認した。また、昨年度に引き続き、今年度もベリリウム枠について曲がり測定を行った。

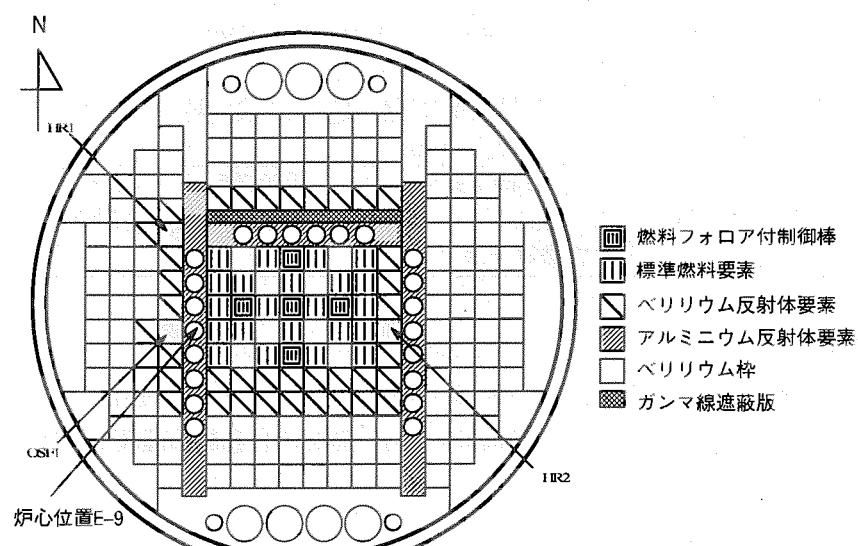


図2.1.1 炉心配置図(炉心要素の代表的配置を示す)

ベリリウム枠は、東枠、西枠及び北枠からなり、JMTR 炉心を 4 領域に区切っている。それぞれの枠はベリリウムブロック（高さ：120mm、幅：77mm、長さ：東西枠 984mm、北枠 616mm）の 7 段積み構造で、ブロック間は段間ピンまたはジョイントで結合されている。

ベリリウム枠は、高速中性子の照射による変形が進展すると湾曲して燃料要素に接触し、押されて傾斜した燃料要素が内側の制御棒案内管に接触する可能性がある。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し、また制御棒案内管が傾斜して制御棒の駆動に支障を来す懸れがあるため、ベリリウム枠の変形が大きくなる前に交換できるよう、毎年 1 回定期自主検査期間中に曲がり量を測定している。

測定は、燃料要素に隣接している西枠と北枠について行い、最も高速中性子束の高い位置にある西枠の燃料要素側（炉心位置で E-9）の曲がり量を評価の基準としている。JMTR 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

代のベリリウム枠は構造・寸法が共通で、原子炉積算出力量が 24,000MWD～28,000MWD で交換された。第4世代のベリリウム枠は使用期間を延長するため、燃料体に接する可能性のあるパット部の厚さを薄くし、曲がり量の許容量を大きくする改良を施した結果、原子炉積算出力量で 36,055MWD まで使用することができた。この第4世代のベリリウム枠は 1996 年 10 月に撤去した後、カナルに保管しており、最も照射量の大きい 4 段目については 1999 年にホットラボで詳しい変形量の測定を行った。その結果、東枠の曲がり量は西枠の約 1/3 であり高速中性子の照射量に比例していることが確かめられた。

2000 年 7 月に行ったベリリウム枠曲がり測定結果を図 2.1.2 に示す。現在のベリリウム枠に交換されてから今回の測定までの原子炉積算出力は 16,959MWD である。図 2.1.3 に第4世代 Be 枠についての最大曲がり量の測定結果と、それに基づく曲がり量測定予想線を示す。図に示すように、第5世代 Be 枠の測定結果も、ほぼこの直線に沿っており、2002 年の第 146 サイクル終了後に照射量から予想される最大曲がり量が限界に近づくため、照射量の大きい西枠と北枠は、2002 年度の定期自主検査期間中に交換を予定している。一方、照射量の低い東枠については、さらに継続して使用する。

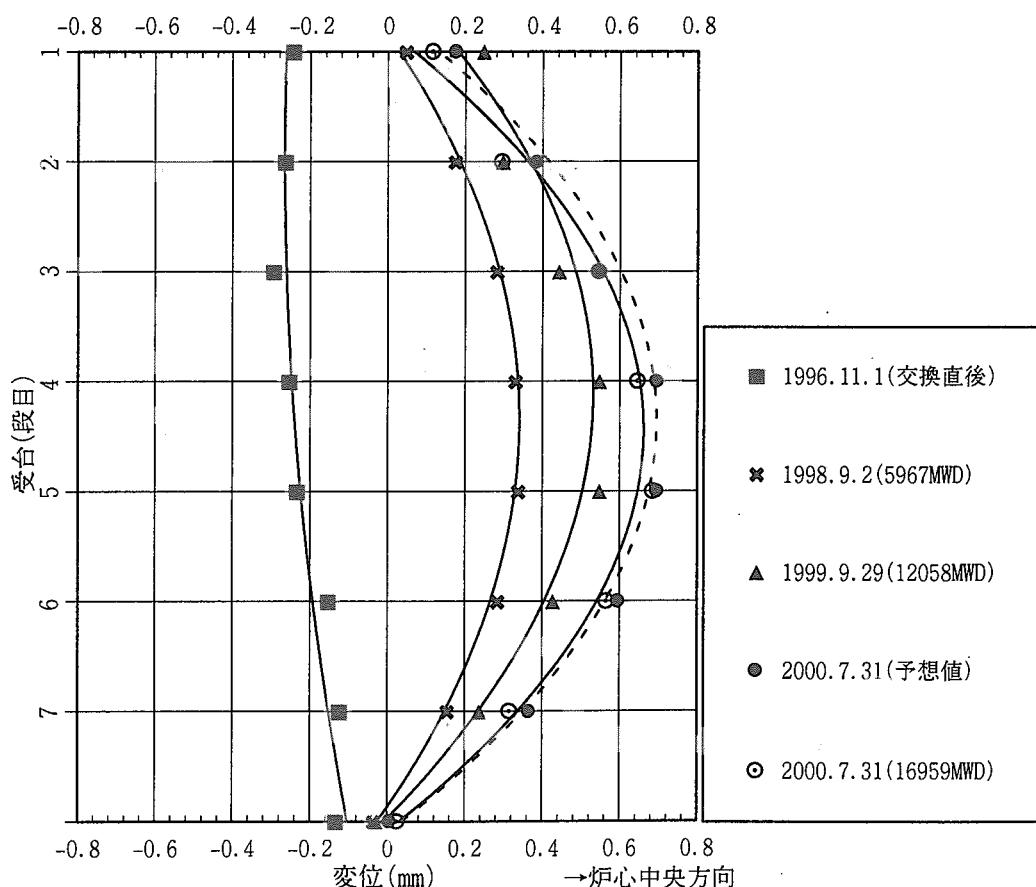


図2.1.2 第5世代ベリリウム枠西枠曲がり量測定結果  
(位置:E-9, 燃料要素側)

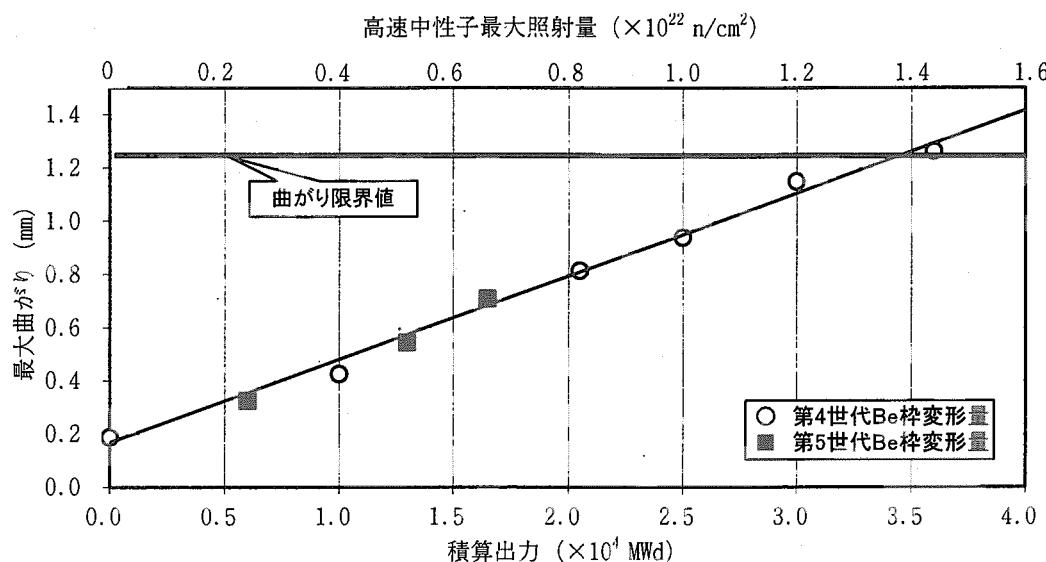


図2.1.3 原子炉積算出力とベリリウム曲がり量

#### (4) 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。原子炉一次冷却系統及びプールカナル系統は、それぞれ精製系統を有しており、冷却水のpHが5.5~7.0、電気伝導率が2μS/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系内腐食を抑制するために重合りん酸(P<sub>2</sub>O<sub>5</sub>)とリグニン(ヒドロキシフェニルプロパンを基本単位とする重合化合物)を主成分とする防蝕剤(20~30ppm)を添加したろ過水を使用している。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(毎日残留塩素0.5ppm以上3時間維持)し、さらにスケールの付着を防止するために硫酸を注入しpHを7.5~8.0の範囲に管理している。

#### (5) 液体廃棄物

JMTRから排出される放射性液体廃棄物(液体廃棄物)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。

各運転サイクル毎に発生した液体廃棄物の放射能濃度及び放射能量を表2.1.7から表2.1.12に示す。

表2.1.7 JMTR第133サイクル運転中の液体廃棄物

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( $\text{m}^3$ )	36	-	-	36
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	$2.7 \times 10^{-1}$	-	-	$2.7 \times 10^{-1}$
	放射能(MBq)	$9.8 \times 10^1$	-	-	$9.8 \times 10^1$
液体廃棄物A B系統	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	46	9	55
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	$1.5 \times 10^0$	$3.1 \times 10^0$	$4.6 \times 10^0$
	放射能(MBq)	-	$4.1 \times 10^1$	$1.3 \times 10^1$	$5.4 \times 10^1$
液体廃棄物B	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	放射能(MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量( $\text{m}^3$ )	36	46	9	91
	放射能(MBq)	$9.8 \times 10^1$	$4.1 \times 10^1$	$1.3 \times 10^1$	$1.5 \times 10^2$

表2.1.8 JMTR第134サイクル運転中の液体廃棄物

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( $\text{m}^3$ )	691	-	-	691
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	$7.7 \times 10^2$	-	-	-
	放射能(MBq)	$5.1 \times 10^4$	-	-	$5.1 \times 10^4$
液体廃棄物A B系統	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	116	27	143
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	$0.5 \times 10^1$	$0.5 \times 10^1$	-
	放射能(MBq)	-	$2.5 \times 10^2$	$6.8 \times 10^1$	$3.2 \times 10^2$
液体廃棄物B	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	放射能(MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量( $\text{m}^3$ )	691	116	27	834
	放射能(MBq)	$5.1 \times 10^4$	$2.5 \times 10^2$	$6.8 \times 10^1$	$5.1 \times 10^4$

表2.1.9 JMTR第135サイクル運転中の液体廃棄物

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( $\text{m}^3$ )	273	-	-	273
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	$2.0 \times 10^2$	-	-	-
	放射能(MBq)	$1.9 \times 10^4$	-	-	$1.9 \times 10^4$
液体廃棄物A B系統	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	82	4	86
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	$0.2 \times 10^1$	$0.3 \times 10^1$	-
	放射能(MBq)	-	$2.5 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$3.5 \times 10^1$
液体廃棄物B	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	放射能(MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量( $\text{m}^3$ )	273	82	4	359
	放射能(MBq)	$1.9 \times 10^4$	$2.5 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$1.9 \times 10^4$

表2.1.10 JMTR第136サイクル運転中の液体廃棄物

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( $\text{m}^3$ )	332	-	-	332
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	$3.3 \times 10^2$	-	-	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	$3.3 \times 10^4$	-	-	$3.3 \times 10^4$
液体廃棄物A B系統	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	45	12	57
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	$0.2 \times 10^1$	$0.3 \times 10^1$	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	-	$0.5 \times 10^2$	$2.1 \times 10^1$	$0.7 \times 10^2$
液体廃棄物B	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	-	-	-	-
合計	廃液量( $\text{m}^3$ )	332	45	12	389
	放射能( $\text{MBq}$ )	$3.3 \times 10^4$	$0.5 \times 10^2$	$2.1 \times 10^1$	$3.3 \times 10^4$

表2.1.11 JMTR第137サイクル運転中の液体廃棄物

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( $\text{m}^3$ )	260	-	-	260
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	$2.0 \times 10^2$	-	-	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	$3.0 \times 10^4$	-	-	$3.0 \times 10^4$
液体廃棄物A B系統	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	50	-	50
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	0.54	-	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	-	$2.7 \times 10^1$	-	$2.7 \times 10^1$
液体廃棄物B	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	-	-	-	-
合計	廃液量( $\text{m}^3$ )	260	50	-	310
	放射能( $\text{MBq}$ )	$3.0 \times 10^4$	$2.7 \times 10^1$	-	$3.0 \times 10^4$

表2.1.12 JMTR第138サイクル運転中の液体廃棄物

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( $\text{m}^3$ )	239	-	-	239
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	$1.4 \times 10^2$	-	-	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	$1.9 \times 10^4$	-	-	$1.9 \times 10^4$
液体廃棄物A B系統	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	87	15	102
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	$0.03 \times 10^1$	$0.5 \times 10^1$	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	-	$0.2 \times 10^2$	$0.3 \times 10^2$	$0.5 \times 10^2$
液体廃棄物B	廃液量( $\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	最高濃度( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )	-	-	-	-
	放射能( $\text{MBq}$ )	-	-	-	-
合計	廃液量( $\text{m}^3$ )	239	87	15	341
	放射能( $\text{MBq}$ )	$1.9 \times 10^4$	$0.2 \times 10^2$	$0.3 \times 10^2$	$1.9 \times 10^4$

## (6) 固体廃棄物

JMTR から発生した放射性固体廃棄物は、分別して各々指定の容器に収納して、適時廃棄物管理施設に引き渡した。発生量を表 2.1.13 に示す。

表2.1.13 JMTR原子炉施設の放射性固体廃棄物( $\beta$ ・ $\gamma$ )(単位:m<sup>3</sup>)

廃棄物種別	可燃	不燃	フィルタ
第1四半期	9.420	35.500	0.000
第2四半期	33.320	44.980	11.995
第3四半期	8.160	12.480	6.080
第4四半期	3.260	1.140	0.080
合計	54.160	94.100	18.155

## 2.1.2 保守管理

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

### (1) 定期検査

原子炉施設の定期検査は、2000 年 7 月 4 日から 10 月 6 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 2000 年 8 月 4 日、第 2 回が 8 月 30,31 日、第 3 回が 9 月 20~22 日、第 4 回が 9 月 29 日、第 5 回が 10 月 6 日に受検しすべて良好の判定を得た。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等保安規定に基づく定期自主検査として、JMTR 本体施設及び特定施設について点検整備を行うと共に所要の検査を行った。また、クレーン及びボイラ施設について法令に基づく性能検査を受検し合格した。

### (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により健全性の確認を行った。

### (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なかった。

その他の主要な修理及び改造を以下に示す。

#### 1) 高圧ケーブル等設備診断

本年度は、高圧ケーブルを含むトランス 17 台のうち 9 台について一次側(6kV)の非破壊試験を行った。その結果、商用系の No. 4、6、7、12 のトランスについては 4kV まで電圧を印加することができ、断続的な放電音があったが絶縁抵抗は 1000~2000MΩ で良好であった。

商用系の No. 1 及びディーゼル系の No. 2、8、9 のトランスについては 4kV の電圧印加で連続放電音があったが、1000V メガーでの測定では 130 MΩ 以上であり、問題は無い。

来年度は残りのトランスの非破壊試験及び絶縁油の点検を計画する。

#### 2) 定周波定電圧電源(MG-50)のインバータ交換

本装置は、原子炉その他のプロセス計装、放射線モニタ等に電源を供給している。本装置の電動機の回転数を制御しているインバータは、メーカーからの保守部品供給期間を過ぎているため、予防保全の見地からインバータを交換した。新しいインバータは寸法がコンパクトになり、制御盤内のスペースが確保され点検等が容易となった。

#### 3) 精製系移送ポンプNo1 分解点検

4 月に精製系移送ポンプNo1 軸受部より漏水が認められたため分解点検を実施した。原因是、メカニカルシールのモータ側メタルが摩耗し焼き付きを起こしたためであった。ポンプ側については摩耗量も少なく焼き付きもなかった。メカニカルシールを交換し、精製系移送ポンプが正常に運転することを確認した。

#### 4) 純水製造装置脱気真空ポンプ更新

純水製造装置の脱気真空ポンプのブーリーに不具合があり、連続運転が困難になったため

更新を行った。脱気真空ポンプの排気容量が中型化されたことにより、既存のものは 2 台で 1 台運転、1 台予備であったが、3 台で 2 台運転、1 台予備として設置した。併せて水処理トップアップも更新した。

#### 5) 排気系バタフライ弁の補修

バタフライ弁 E3-5 は、駆動用ダイヤフラムが破損したため 7 月にダイヤフラムを交換した。E2L-14 については、作動に滑らかさを欠くため 11 月にインサートリングを交換した。E2-1 については、バタフライ弁駆動用電磁弁からエアー漏れを生じていたため 11 月に電磁弁の交換を実施した。

#### 6) バックアップスクラム系統ポイズン注入弁弁座交換

8 月の自主点検期間中のバックアップスクラム系統漏えい試験においてポイズン注入弁に漏えいが見つかった。ポイズン注入弁は空気作動弁 4 台で構成されており、2 台並列にしたものと 2 組直列に取り付けられているため漏えいしている弁の特定はできない構造となっている。このため、4 台の空気作動弁全部について弁座及び O リングの交換を行い、漏えい試験を実施し漏えいのないことを確認した。

#### 7) 給気系ダクト保温材更新

炉室給気系統 AC-1、AC-2 について、A トレンチ内敷設のダクトの保温材が劣化し、脱落していたため更新した。更新は、JMTR の運転工程の関係で 3 期に分けて実施した。AC-1 の炉建家入り口立ち上がり部ダクトには、ダクトカバーからの雨水の浸入により腐食したと思われる開口部が 3箇所あったため補修した。また、トレンチの打ち継部からの雨漏れ箇所はダクトの表面に腐食が見られたため塗装を行うとともに、ダクトに雨水がかかるないように集水金物及び排水管を設置した。保温は、50mm のグラスウールを鋸止めし、ポリラミネットシートをまいた上を SUS 龜甲金網巻きとした。

#### 8) 排水系電動弁駆動部更新

排水系統に設置されている電動弁のうち、タンクヤード送水弁、CF プール送水弁、プールカナル給水弁及びヘッダー分岐弁の 4 台については、電動駆動部が老朽化しオイル漏れをきたしていたため駆動部の更新を行った。

#### 9) 二次冷却系統循環ポンプ出口逆止弁更新

逆止弁の弁蓋を取り付けている埋め込みボルトのネジ山が永年の使用により殆ど無くなり、また、油圧ポッドの故障による弁の作動不良が頻発するようになったことから、逆止弁全数 4 台の更新を行った。

#### 10) プロセス計装の一部更新

プロセス計装設備のうち老朽化した以下の計器について更新を行った。

- |                      |                |
|----------------------|----------------|
| ①プロセス計装の記録計          | ②炉心差圧計の伝送器     |
| ③第 2 排水貯槽（II）液面計の伝送器 | ④CF プール液面計の伝送器 |

#### 11) 微調整安全棒速度異常検出回路の改良

第 133 サイクルに発生した原子炉自動停止に関連して、制御棒駆動装置の速度異常検出回路の見直しを行った。微調整安全棒が自動運転モードから手動運転モードに切り替わった直後の過渡期に「微調整安全棒速度異常」の信号が誤って発信する可能性をなくすための措

置として、手動運転モードでの速度異常検出回路の作動条件を制御棒の手動操作中のみ作動するように変更した。

### 2.1.3 燃料管理

#### (1) 受け入れ

仏国CERCAで製作された第25次製作分の標準燃料要素22体及び燃料フォロワ10体と、米国BWXT社で製作された第26次製作分の標準燃料要素22体及び燃料フォロワ10体がそれぞれJMTRに納入され、これら受入燃料を新燃料貯蔵ラックに保管した。

#### (2) 払い出し

JMTRの使用済燃料要素120体(中濃縮燃料)を4基の使用済燃料輸送容器に納入して8月上旬に発送し、10月下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。今回の使用済燃料対米国輸送は、米国による引き取り政策開始後、第4回目の輸送にあたる。

#### (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、燃料要素について計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、炉心燃料等の健全性及び水質 (pH、電気伝導率) が維持基準値内にあることの確認のために実施している。

この分析において、一次冷却水中から通常検出される主な放射性核種は、炉心構成材や溶存ガスを生成源とした<sup>24</sup>Na、<sup>27</sup>Mg、<sup>41</sup>Ar、また、中性子反射体(Be)中の不純物ウランから生成した放射性ヨウ素の<sup>131</sup>I、<sup>132</sup>I、<sup>133</sup>I、<sup>134</sup>I 及び<sup>135</sup>I である。

JMTR 第 131 から 138 サイクルの運転に伴い水・ガス分析を行った結果、一次冷却水中の放射性核種とその濃度、水質及び放射性ヨウ素の濃度について、異常は認められなかった。放射性核種濃度について、JMTR 第 131 から 138 サイクルまでの濃度の推移を図 2.1.4 に、放射性ヨウ素濃度については、同様に図 2.1.5 に示す。

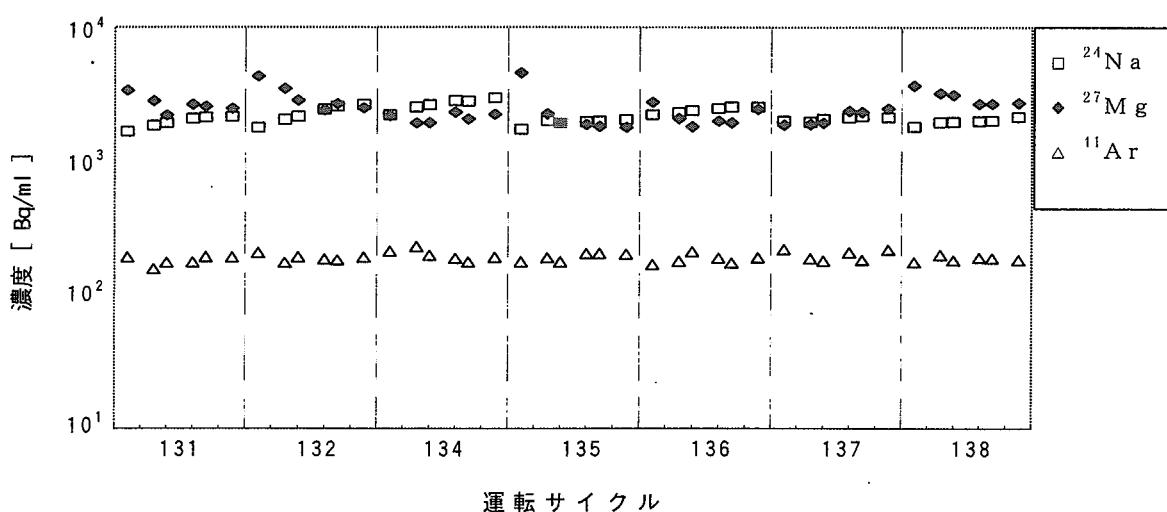


図 2.1.4 一次冷却水中の放射性核種濃度

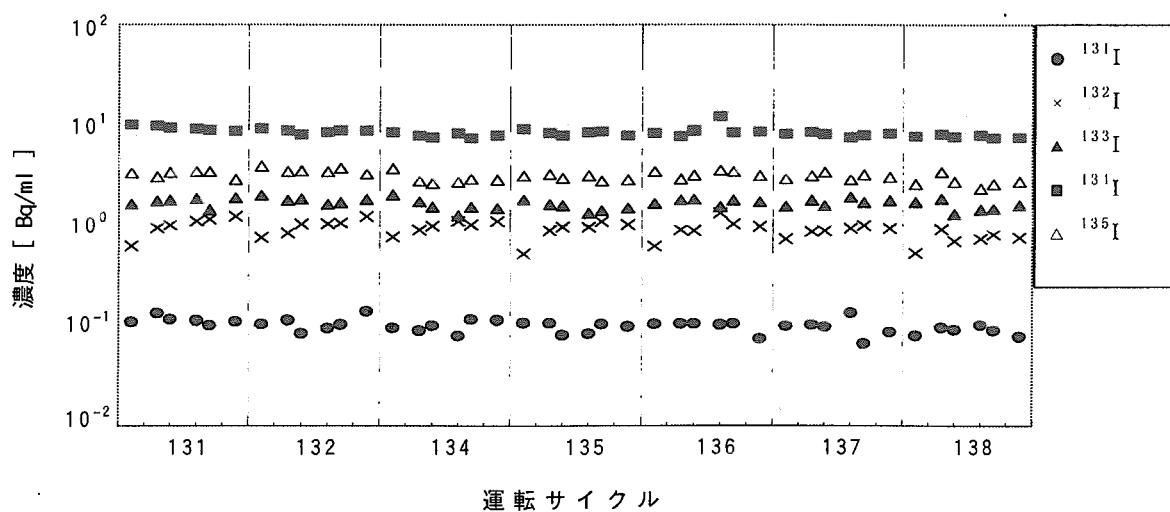


図 2.1.5 一次冷却水中の放射性ヨウ素濃度

## 2.2 照射設備の運転管理

### 2.2.1 運転

JMTRには、キャプセル照射設備、水力ラビット照射設備及びBOCA/OSF-1照射設備がある。各照射設備の諸元を表2.2.1に示す。今年度の各照射設備の運転状況は、それぞれ以下のとおりである。

表2.2.1 JMTR 照射設備の諸元

照射設備	冷却材	冷却材温度 (°C)	冷却材圧力 (MPa)	高速中性子束 (最大) (n/m²s)	熱中性子束 (最大) (n/m²s)
キャプセル	軽水	約40	約1.4	$1.0 \times 10^{18}$	$1.0 \times 10^{18}$
水力ラビット	軽水	約40	0.1~1.0	$2.1 \times 10^{17}$	$1.3 \times 10^{17}$
BOCA/OSF-1	軽水	約273	7.2	$2.2 \times 10^{17}$	$2.6 \times 10^{18}$
照射設備	最大発熱量 (kW)	最大試料寸法 (φ mm)	特長		
キャプセル	100	61	照射目的に応じて寸法・形状・照射温度を幅広く設定できる		
水力ラビット	20	26	照射量の正確な制御が可能		
BOCA/OSF-1	24	15	照射量の正確な制御、出力急昇試験が可能		

#### (1) キャプセル照射設備

今年度に照射したキャプセルのサイクル毎の積算本数は、132本である。その内訳は、計測キャプセル56本、無計測キャプセル76本であり、燃料材料試料別の分類では、燃料27本、材料105本である。本年度に照射したキャプセルのサイクル毎の照射実績を表2.2.2に示す。

また、計測キャプセルの照射のために、本年度中に使用した制御装置のサイクル毎の積算台数は69台で、その内訳は真空温度制御装置8台、ヒータ温度制御装置5台、真空温度制御・ヒータ温度制御併用装置54台、FGS(Fission gas sweep)照射装置2台である。なお、真空温度制御・ヒータ温度制御併用装置は、真空温度制御とヒータ温度制御の2つの機能を備えたものである。サイクル毎の各装置の使用台数を表2.2.3に示す。

キャプセル照射設備のうち、核融合炉ブランケット用BFT(Blanket Functional Test)照射装置については、トリチウム増殖材を試料としたキャプセルにより、トリチウム生成・回収特性を測定するトリチウムスイープ機能試験を第135サイクルから第138サイクルまで実施した。

また、HTTR(高温工学試験研究炉)用被覆粒子燃料の高温照射下での健全性を確認するために使用されてきたFGS(Fission Gas Sweep)照射装置については、1977年12月から今年度まで(第42サイクルから第135サイクルまで)の23年間で、キャプセル19本、延べ143サイクル・本を

照射し、予定された全ての照射試験を終了した。

表 2.2.2 キャプセルの照射実績

運転 サイクル	133	134	135	136	137	138	計
材料キャップセル	0	22	20	19	23	21	105
燃料キャップセル	0	6	6	5	5	5	27
計 (注)	0 (0)	28 (11)	26 (8)	24 (11)	28 (13)	26 (13)	132 (56)

(注)：表中の( )内の数値はキャップセル合計のうち、計測付キャップセル数を示す。

表 2.2.3 キャップセル照射設備における制御装置使用台数

運転 サイクル	133	134	135	136	137	138	計
真空温度制御装置	0	7	0	0	0	1	8
ヒータ温度制御装置	0	1	1	1	1	1	5
真空温度制御・ヒータ 温度制御併用装置	0	6	9	13	13	13	54
FGS 制御装置	0	1	1	0	0	0	2

## (2) 水力ラビット照射設備

今年度における照射本数は 79 本で、その内訳は東北大学金属材料研究所依頼の大学利用 67 本及び所内利用 12 本である。

年度当初の第 133 サイクルは、原子炉起動直後の出力 3.5MW への出力上昇中に自動停止し、以後の運転が中止されたため、ラビット照射は以後のサイクルへ順延した。第 134 サイクルから第 138 サイクルについては、変更後の計画通りの照射を行い、照射後に利用者に引渡した。各サイクルにおけるラビット照射本数とそれらの主な照射試料名を表 2.2.4 に示す。

表 2.2.4 ラビット照射本数と照射試料

(HR-1)

運転サイクル	利用者名	照射本数	主な照射試料
133	—	0	—
134	大学	13	Cu, 岩石, $\text{AmO}_2$
135	大学	3	Cu, 岩石, Si
136	大学	4	Cu, Pd, Au, Al
	所内	9	$\text{Yb}_2\text{O}_3$ , マグネット, ペアリング, CVD ダイヤモンド
137	大学	4	Cu, 岩石, $\text{MgO}$ , SUS304, Pd, Au, Al
138	大学	4	Cu, 岩石, Pd
計		37	

(HR-2)

運転サイクル	利用者名	照射本数	主な照射試料
133	—	0	—
134	大学	12	$\text{CaOSiO}_2$ , $\text{SiO}_2$
	所内	1	$\text{ZrO}_2$ ( $\text{Y}_2\text{O}_3$ )
135	大学	5	$\text{AlGdF}_3$ , Fe-9Cr, $\text{Eu}_2\text{O}_3$ , $\text{Tb}_2\text{O}_3$
136	大学	4	Fe-9Cr, $\text{Eu}_2\text{O}_3$ , $\text{Tb}_2\text{O}_3$ , V
	所内	2	$\text{SiO}_2$ -PBO
137	大学	3	Fe-9Cr, Si(Ge 蒸着), $\text{Gd}_2\text{O}_3$ , $\text{Yb}_2\text{O}_3$ , $\text{Tm}_2\text{O}_3$
138	大学	15	Fe-9Cr, Si(Ge 蒸着), $\text{Tb}_4\text{O}_7$ , 黒鉛
計		42	

## (3) BOCA/OSF-1 照射設備

BOCA/OSF-1 照射設備では、次年度に照射が予定されている OSF-1 キャプセル (96BF-94AK, PWR 短尺燃料試料) の照射試験に向けて、第 134 サイクル及び第 135 サイクルで OSF-1 キャプセル (91BM-5J) キャプセルによる  $\gamma$  発熱量測定及び出力校正試験を実施した。

## 2.2.2 保守管理

第134サイクル終了後の2000年7月3日から同年10月2日までの定期自主検査期間中に、照射施設に係る点検整備を行った。

### (1) 定期自主検査

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

### (2) 照射設備の定期点検

キャップセル照射設備、水力ラビット照射設備及びBOCA/OSF-1照射設備、その他の共通設備について、照射設備の運転に使用する機器や治具等の点検整備を実施した。

### (3) その他の点検整備等

その他の点検整備として、以下の照射施設用放射線モニタの更新、水力ラビット照射装置の水中機器の分解点検及びループ照射設備残存機器の一部撤去作業を実施した。

#### 1) 照射施設用放射線モニタの更新

JMTR照射施設の放射線モニタは、排気、排水、循環水の放射性物質を監視することにより、高い濃度の放射性物質が環境へ放出されるのを防止すると同時に、作業者の被ばくを防止するために用いるガンマ線モニタである。これらのモニタは、設置後15年から33年が経過し、故障頻度が増加している。また、モニタ部品の殆どが製造中止となっており修理部品の入手も非常に困難になっている。このため、以下の照射施設用放射線モニタを最新型のものに更新した。

(NaIシンチレーション検出器)

- ・キャップセル真空排気装置モニタ
- ・HR-1照射設備用冷却水モニタ
- ・HR-2照射設備用冷却水モニタ

(電離箱検出器)

- ・キャスク設備用チェックモニタ
- ・ラビット移送用No.1水中モニタ
- ・ラビット移送用No.2水中モニタ

#### 2) 水力ラビット照射装置の水中機器の分解点検

高経年化対策として1999年度の機器分解点検に引き続き、本年度には水中機器の分解点検を実施した。これらの機器は炉室内のNo.1カナル及びNo.2カナル内の水中に設置されているため、カナルの水位を定常水位（水深6.2m）から機器の分解点検が可能な水位（水深2.5m）まで下げた状態で取外し、取付け作業を実施した。

HR-1については、ラビット挿入取出装置の分解点検を実施した。

HR-2については、三方弁の分解点検及び前年度の点検で傷が確認された三方弁の弁体及び弁座を交換した。また、ボール弁の分解点検を実施するとともに、開閉動作時に生ずる

軸受スタンドの変形による動作不良を防止するため、駆動連結部の軸受スタンドをL型構造のものから変形しにくい箱型構造のものに変更した。

これらの水中機器の分解点検後にHR-1及びHR-2の試験運転を実施し、各照射装置が正常に機能することを確認した。

### 3) ループ照射設備残存機器の一部撤去

既に廃止されたループ照射設備の残存機器は、JMTR炉室内のキュビクル及びその周辺のエリアに残されているが、これらのエリアのうち、IASCC水環境制御装置に使用が予定されている旧OWL-2キュビクルに残存する一次系断熱材及びその周辺に残存する旧OWL-1二次系機器やUCL配管の撤去作業を1999年度から今年度にかけて実施した。

これらの残存機器のうち、汚染が確認された機器等は、切断してドラム缶に収納し、廃棄物管理施設に引き渡した。汚染が確認されなかった機器等は、特別に製作した鉄製のコシテナに収納し、JMTRの機器類保管建家に保管した。また、旧OWL-2一次系の断熱材についてはその殆どが吸湿性の材料であり、一部に汚染が確認されたことから全てを放射性廃棄物とし、ドラム缶約200本に収納して廃棄物管理施設に引き渡した。

## 2.3 ホットラボの運転管理

### 2.3.1 運転管理

#### (1) 照射後試験

JMTR のホットラボは、主に JMTR で照射された試料の照射後試験を行うため 1971 年から運転を開始し、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 キャップセルの組立・解体及び短尺化燃料の再計装等、核融合炉用材料の R&D として照射材料の溶接試験、ベリリウム特性試験等を行っている。

ホットセルは、 $\beta$ ・ $\gamma$  取扱い施設であるコンクリートセル、材料試験用鉛セル、材料試験用鉄セルの 3 ラインあり、コンクリートセルのラインには顕微鏡鉛セルが付属している。これらの配置を図 2.3.1 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は 74 本であり、このうち 57 本については要請された照射後試験を全て終了した。実施項目の主なものは、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 キャップセルの組立・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である。これらの試験等のほか、アクチノイド水素化物燃料の一連の照射後試験（金相試験、硬さ試験、XMA 試験等）、出力急昇試験に供する再計装燃料棒の製作（PWR で照射された燃料棒を短尺化したものに燃料の中心温度測定のための熱電対及び FP ガス圧力測定のための圧力計を取り付ける）、核融合炉材料の溶接及び圧接材の一連の照射後試験（引張試験、曲げ試験、SEM 観察、金相試験等）、高速炉構造材料のミニサイズ試験片による疲労試験、SEM 観察等を行った。

#### (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、給排水衛生設備の運転は、特に異常なく行うことことができた。

#### (3) 照射試料の受入れ、搬出状況

今年度に JMTR 以外の施設との間で試験試料の受入れ又は搬出のために行った遮へい容器の、事業所外輸送は、BM 型 7 件、A 型 14 件、L 型 2 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・ガスについては前年度と同程度であり、特に異常は認められなかった。放射性液体廃棄物については JMTR タンクヤードへ送水し、放射性固体廃棄物（固体廃棄物）は廃棄物管理施設に引き渡した。固体廃棄物の発生量を表 2.3.1 に示す。

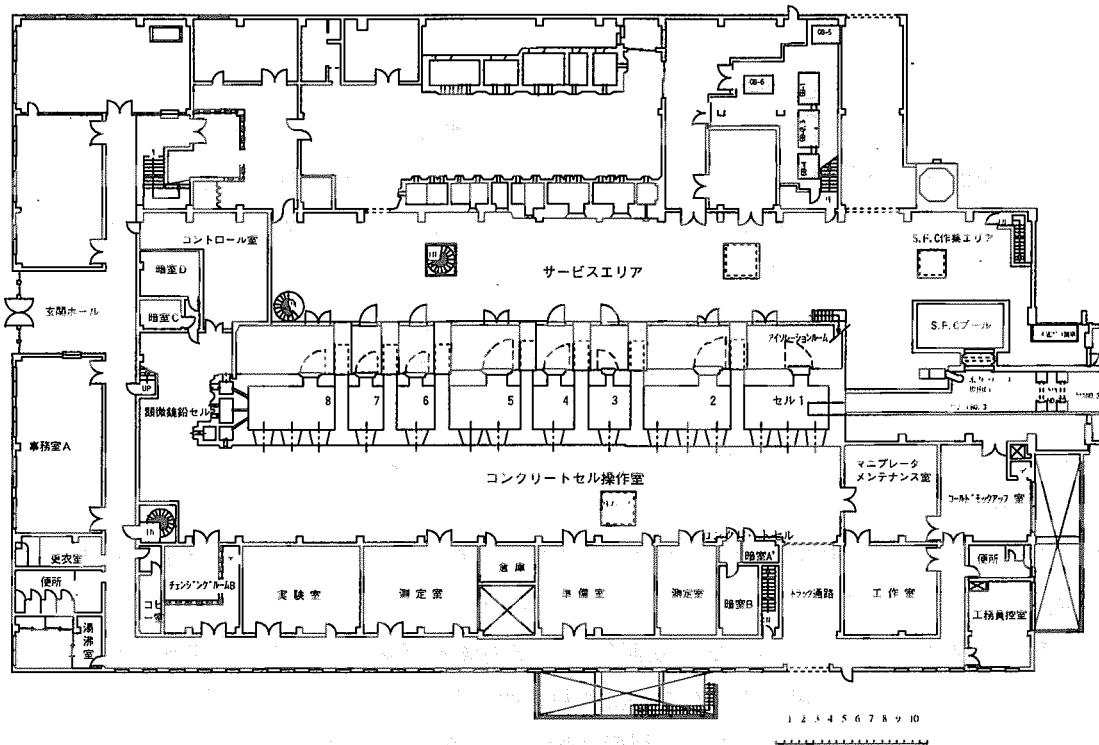


図 2.3.1 ホットラボ 1 階平面図

表 2.3.1 放射性固体廃棄物 ( $\beta$ ・ $\gamma$ ) の発生量 (2000 年度)

区分 四半期	固体廃棄物 A (m <sup>3</sup> )			固体廃棄物 B (m <sup>3</sup> )	
	可燃	不燃	フィルタ	キャン	その他
第 1 四半期	1.20	0.02	1.40	0.18	0.00
第 2 四半期	10.94	1.60	0.97	0.10	0.00
第 3 四半期	2.38	0.26	0.00	0.24	0.00
第 4 四半期	1.30	0.14	0.00	0.26	0.00
合 計	15.82	2.02	2.37	0.78	0.00

### 2.3.2 保守管理

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、定期自主検査を毎年度実施している。また、月例点検・日常点検、建屋の補修・機器の更新、汚染除去を実施した。

#### (1) 定期自主検査

今年度の定期自主検査は、本体施設について 2000 年 5 月 12 日から 2001 年 1 月 15 日、特定施設について 2000 年 7 月 15 日から 2001 年 3 月 1 日の間に適時行った。核燃料物質使用施設等保安規定及び放射線障害予防規定に基づく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い、各性能検査に合格した。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。

#### (2) 月例点検・日常点検

本体施設に関してはセル監視盤、インセルモニター、セルの安全装置及び負圧計について、特定施設に関してはセル及び排風機の差圧について月例点検を行うことにより、定期的に本体施設及び特定施設の健全性確認を実施すると共に、日常点検により、セルの安全装置、電源設備、廃棄設備(気体、液体)等の点検を行い設備の安全運転と照射後試験の遂行に努めた。

#### (3) 建屋の補修、機器の更新

今年度にホットラボ施設で行った機器の更新の主なものは、本体施設ではインセルモニターの一部更新、耐放射線用遠隔操作型顕微鏡の更新及びコンクリートセルの一部の遮へい窓の除塗作業であった。

#### (4) 汚染除去

ホットラボでは毎年度本体施設の点検整備を行うのに先立ち、セル内の汚染除去作業を実施している。今年度の汚染除去作業は、表面汚染の少ない鉛セルの No. 2, 4, 5, 6, 7 及び鉄セルの No. 1 を除いた全セルについて 6 月 20 日から 9 月 29 日にかけて実施した。除染は、マスタースレーブマニピレータ等を使用し、セル内架台上面や内装機器等に塗布した汚染剥離材の剥離と濡れウエスによる拭き取りによる遠隔除染を行った後、作業者がセル内に立ち入ってセル内架台、セル内壁面、内装機器を濡れウエスにより拭き取る方法で行った。セル立ち入り除染作業時は内部被ばく防止のため、自給式加圧服、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、汚染の多い局所的に汚染レベルの高い部分を除いて除染目標値( $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ )以下となつた。

今年度のセル内汚染除去作業の主な実績を表 2.3.2 に示す。

表2.3.2 セル内汚染除去作業実績

施設	コンクリートセル			顕微鏡鉛セル M1～M4	鉛セル・鉄セル L1, L3 S2～S5	合計
	C2	C3, C4, C5, C8	C7			
実施(月日)	6.20～7.19	7.21～7.7	9.21～9.28	8.30～9.2	7.21～7.30 7.21～7.30	
実施日数(日)	遠隔除染等	11	8	7	3 3	32
	立入除染	5	5	1	3 3	20
立入除染作業(人)	職員	25	25	3	12 6 6	97
人数(人日)	業者	55	55	5	- 20 20	155
表面密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )注1	立入除染前	50.1	51.3	91.6	2 1.6 8.3	-
	立入除染後	<2.2	<1.1	<0.4	<0.4 <0.4 <0.4	-
除染作業者 の実行線量	最大	0.13	0.12	0.05	0 0.09	-
当量(mSv)注2	合計	2.38	1.44	0.24	0 0.30	4.36
廃棄物量(m <sup>3</sup> )	可燃	1.89	1.73	0.55	0.18 0.32 0.25	4.92
	不燃	0.18	0.14	0.04	0 0.02	0.40
	フィルター	0.41	0.33	0.02	- 0.07 0.36	1.19
主な装備		加圧服 全面マスク 半面マスク		半面マスク	全面マスク 半面マスク	

注1：スミヤ測定値

注2：ポケット線量計の値

## 2.4 放射線管理

### 2.4.1 原子炉施設の放射線管理

原子炉施設の運転・保守並びに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当量率、空気中の放射性物質の濃度、表面密度、放出放射能及び放射線業務従事者の被ばくについて、放射線管理上問題となる点はなかった。

#### (1) 放射線作業時の管理

定常業務以外の主な放射線作業は、OWL-2 照射設備キューピクル内機器・配管等の撤去作業、飽和温度キャプセル制御装置の排水系機器配管の撤去作業、HR-2 水中特殊三方弁分解点検作業等であった。これらの作業のうち、OWL-2 照射設備キューピクル内機器・配管等の撤去作業については、放射線作業届を提出し、計画線量当量を定め外部被ばく低減のため作業時間の管理等を行った結果、実効線量当量の最大は 1.5mSv 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 14 件であった。その内訳は新燃料及び核燃料物質の移動の際のトラック通路の管理区域指定が 10 件（第 2 種管理区域指定）、排気設備の保守のために 3 件（第 1 種管理区域指定）及び放射線モニタの線源校正のために 1 件（第 2 種管理区域指定）であった。

#### (3) 個人被ばくの管理

放射線業務従事者の年間実効線量当量を原子炉施設及び照射施設に分類し、表 2.4.1 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。内部被ばくについては、受業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

原子炉施設の排気口から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度及び年間放出量を表 2.4.2 に示す。放射性塵埃は、 $^{89}\text{Sr}$  以外の核種について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 ( $^{41}\text{Ar}$ ) の年間放出量は  $4.0 \times 10^{13}\text{Bq}$  であり、保安規定に定める放出管理目標値の約 29% であった。

##### 2) 放射性液体廃棄物の管理

廃棄物管理施設へ移送した放射性液体廃棄物の量及び放射能を表 2.4.3 に示す。

表 2.4.1 放射線業務従事者の実効線量当量の状況  
原子炉施設

作業者区分	放射線業務従事者(人)	実効線量当量分布(人)					平均線量当量(mSv)	最大線量当量(mSv)	集団線量当量(parson·mSv)
		検出下限線量当量未満	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	79	77	2	0	0	0	0.01	0.2	0.5
外来研究員等	7	7	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	177	175	2	0	0	0	0.00	0.2	0.7
全作業者	262	258	4	0	0	0	0.00	0.2	1.2

## 照射施設

作業者区分	放射線業務従事者(人)	実効線量当量分布(人)					平均線量当量(mSv)	最大線量当量(mSv)	集団線量当量(parson·mSv)
		検出下限線量当量未満	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	34	28	6	0	0	0	0.05	0.3	1.6
外来研究員等	7	7	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	148	123	18	7	0	0	0.12	1.5	18.3
全作業者	189	158	24	7	0	0	0.11	1.5	19.9

注) 職員等 : 職員、出向職員をいう。

外来研究員等 : 外来研究員、共同利用研究者をいう。

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 2.4.2 放射性気体廃棄物の放出状況

排気口名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	平均濃度(Bq/cm³)	放出量(Bq)	核種	平均濃度(Bq/cm³)	放出量(Bq)
主排気口	全 $\alpha$	$<2.6 \times 10^{-11}$	—	$^{41}\text{Ar}$ $^3\text{H}$	$4.6 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{13}$
	全 $\beta$	$<9.0 \times 10^{-11}$	—		$<2.3 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{10}$
	$^{60}\text{Co}$	$<4.1 \times 10^{-10}$	0			
	$^{131}\text{I}$	$<1.9 \times 10^{-9}$	0			
	$^{89}\text{Sr}$	$5.7 \times 10^{-12}$	$5.0 \times 10^3$			
	$^{90}\text{Sr}$	$<1.5 \times 10^{-12}$	0			
ホット実験室排気口	全 $\beta$	$<9.0 \times 10^{-11}$	—	—	—	—
	$^{60}\text{Co}$	$<5.0 \times 10^{-10}$	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 2.4.3 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

廃棄物管理施設への輸送方法	廃液量(m³)	放射能(Bq)	主な核種
廃液移送管	$2.3 \times 10^3$	$9.2 \times 10^{11}$ $5.2 \times 10^8$	$^3\text{H}$ $^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$
廃液移送容器	$5.2 \times 10^1$	$3.4 \times 10^7$ 0	$^3\text{H}$ $^{60}\text{Co}$

## 2.4.2 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、管理区域内及び管理区域境界の定期放射線サーベイ、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、空気中放射能濃度、表面密度及び環境への放出放射能濃度並びに放射線業務従事者の被ばくについて、放射線管理上問題となる点はなかった。

### (1) 放射線作業時の管理

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、照射済キャプセルの解体、照射済試料の搬出、JMTR 使用済燃料の切断・収納作業等であった。これらの作業のうちで特に放射線管理上注意が払われたのは、セル内立入り除染、内装機器の保守点検作業であった。作業に際しては、事前に放射性物質の移動及びマニプレー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、表面汚染の拡大防止のためにバリアの設置を行った。測定の結果、放射線管理上問題となる点はなかった。

### (2) 搬出放射性物質等の管理

今年度に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 JMTR 使用済燃料の粉末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 2.4.4 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) 排気中の放射性塵埃及び放射性ガスの管理

今年度にホットラボ施設の排気口から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均放射能濃度及び放出量を表 2.4.5 に示す。BOCA による破損燃料キャップ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) 放射性液体廃棄物の管理

今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今年度中に移送した放射性液体廃棄物（液体廃棄物）の量及び放射能を表 2.4.6 に示す。いずれも保安規定に定める廃棄物管理施設の液体廃棄物に係る受け入れ基準値以内であった。

表2.4.4 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(Parson·mSv)
		検出下限値未満 1.0mSv以下	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	29	23	6	0	0	0	0.07	0.8	2.1
外来研究員等	6	6	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	171	151	17	3	0	0	0.07	1.3	11.7
全作業者	205	179	23	3	0	0	0.07	1.3	13.8

職員等 : 職員、出向職員をいう。

外来研究員等 : 外来研究員、共同利用研究員をいう。

表2.4.5 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 <sup>3</sup> )	放出量(Bq)	核種	平均濃度(Bq/cm <sup>3</sup> )	放出量(Bq)
全β	<9.0×10 <sup>-11</sup>	—	<sup>85</sup> Kr	<2.9×10 <sup>-3</sup>	5.3×10 <sup>10</sup>
全α	<2.6×10 <sup>-11</sup>	—			
<sup>239</sup> Pu	<2.6×10 <sup>-11</sup>	0			
<sup>137</sup> Cs	<3.7×10 <sup>-10</sup>	0			
<sup>131</sup> I	<2.2×10 <sup>-9</sup>	0			
<sup>89</sup> Sr	<2.4×10 <sup>-11</sup>	0			
<sup>90</sup> Sr	<1.3×10 <sup>-12</sup>	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、&lt;(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2.4.6 ホットラボ施設から放射性管理施設へ移送した放射性液体廃棄物の状況

J M T R タンクヤード移送			廃棄物管理施設へ移送					
廃液量(m <sup>3</sup> )	放射能(Bq)	主な核種	廃油			その他の廃液		
			廃液量(m <sup>3</sup> )	放射能(Bq)	主な核種	廃液量(m <sup>3</sup> )	放射能(Bq)	主な核種
5.5×10 <sup>-1</sup>	1.3×10 <sup>8</sup>	<sup>60</sup> Co <sup>134</sup> Cs <sup>137</sup> Cs	—	—	—	—	—	—

### 3 JMTRの利用

#### 3.1 照射試験の利用状況

JMTRには様々な照射目的に対応できるように種々の照射設備（キャップセル、BOCA/OS F-1、FGS 及び水力ラビット）が設置されている（表 2.2.1 参照）。それらの照射設備を利用した今年度の照射キャップセル一覧表を表 3.1.1 に示す。今年度の各サイクル毎の照射実績を表 3.1.2 に示す。延べ本数ではキャップセルは 132 サイクル・本、BOCA キャップセルは 2 サイクル・本であった。水力ラビットは、79 本を照射し、延べ照射時間は 4758 時間であった。

照射実績を照射目的別及び利用者別に分類した結果を表 3.1.3、表 3.1.4 及び図 3.1.1、図 3.1.2 に示す。キャップセル及び BOCA キャップセルに関して、延べ照射件数（サイクル・本）で表わした照射目的別の割合では、軽水炉関係が 22.4%、核融合炉関係が 36.6%、RI 製造が 11.9%、照射技術関係が 11.9%、大学共同利用が 10.4%、高温ガス炉関係が 6%、基礎基盤研究関係が 0.7% であった。利用者別の割合では、原研内研究開発部門が 41%、JMTR が 36.6%、アイソトープ研究開発課が 4.5%、大学が 10.5%、大学以外（R I 製造・頒布事業の民営化に伴う民間企業の利用）が 7.4% であった。水力ラビット照射本数の照射目的別の割合は、大学共同利用が 84.8%、核融合炉関係が 10.1%、RI 製造が 3.8%、基礎基盤研究が 1.3% であった。

##### 3.1.1 軽水炉関係

軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化に関し、鋼材中の不純物元素量に着目して粒界脆化挙動を調べる研究のための照射試験を行った。

原子炉構造材の照射による応力緩和に関する研究として、構造材の内部応力状態の中性子照射による変化挙動を調べるために、各種形状の試験片をキャップセル照射した。この研究で得られる知見は、照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の予測及び対策技術の確立のために用いられる。

高燃焼度燃料の燃料挙動を明らかにするため、現行の商用 PWR で約 45Gwd/t まで照射された 4 本の燃料を短尺加工した試料の追加照射を行い、2 本について約 65Gwd/t の燃焼度を達成した。

##### 3.1.2 核融合炉関係

ブランケット照射試験体に必要な歪ゲージ及び耐放射線性小型 AC サーボモータ等の開発を行うための照射試験、ITER 工学設計に係わるセラミックスを施した構造材、冷却配管用異種接合材、第一壁用 HIP 接合材、ダイバータ模擬試験体、再溶接材の照射試験をそれぞれ行った。また、ITER の運転を模擬した条件下でのトリチウム増殖材 ( $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ ) からのトリチウム生成回収等に関するデータを取得するため照射下試験を行った。

核融合炉用低放射化材料の照射挙動に関する研究として、新たな改良型低放射化材料について、前年度に照射を開始したキャップセルと同様の照射条件の照射温度、照射量で照射試験を行った。更に、高温での強度を改善した低放射化フェライト鋼について、基本的な照射特性及び破壊特性のモデリングを目的として、照射材料の変形挙動に関するデータを取得するための照射試験を行った。

### 3.1.3 RI 製造関係

東海研究所アイソトープ研究開発課及び(株)千代田テクノルの依頼により、RI の製造のために今年度照射したキャップセルは 15 本である。RI 製造キャップセルの一覧を表 3.1.5 に示す。

工業用  $^{192}\text{Ir}$  の製造に関しては、Ir 線源の出荷予定日における放射能を確保するため、原子炉停止後の冷却期間を考慮して照射孔を選定した。また、薄肉配管の溶接検査用として使用される工業用  $^{169}\text{Yb}$  の製造のために、2 本のキャップセルを燃料領域で照射した。なお、IASCC の研究に関する照射研究で  $1 \times 10^{26}\text{m}^{-2}$  の照射量を確保するために IASCC キャップセルを燃料領域で複数本照射する計画であり、第 142 サイクル以降、これまで RI キャップセルを照射していた燃料領域の照射孔が使えなくなるため、新たに 2 本のキャップセルを用いて燃料領域以外の照射孔で照射した場合に生成する放射能を確認するための先行照射試験を行った。

### 3.1.4 照射技術開発関係

低い中性子束を用いるため JMTR 炉心の最外周領域での照射試験が計画されている。このため最外周領域の中性子スペクトル調整能力を確認する目的でフルエンスモニタを試料とするキャップセルの照射試験を行った。

### 3.1.5 大学共同利用関係

軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化に関する研究のための低中性子束・長時間の照射試験、高温セラミックス材料の熱力学的特性を調べる約 1000°C における照射試験、核融合炉等材料の照射温度を 300°C から 600°C の範囲で変動させる照射試験、セラミックス/金属複合体に生ずる照射誘起電力発生機構の研究のための In-Situ 測定照射試験、また、炉内の照射環境で長期に亘って安定なアクチノイド水素化物燃料を開発するため、中心温度計付きアクチノイド水素化物燃料ペレットの照射試験を行った。

水力ラビット照射装置では、岩石の年代測定、ランタノイド核種の化学的挙動の研究に使用する Eu、Tb 線源の製造の他 Cu、Tm、Yb、Co 等の製造、核融合炉材料としての V 合金の中性子照射損傷の研究、Pd 中不純物の中性子放射化分析等の照射試験を行った。

### 3.1.6 高温ガス炉関係

第 120 サイクルから FGS キャップセルを用いて行われていた HTTR 初装荷燃料の照射健全

性を確認するための照射試験は、第 135 サイクルの照射により燃焼度が 60GWD/t を超え、照射目的を十分達成して完了した。

HTTR 運転中の燃料集合体温度の測定のために開発中の温度モニタの照射特性を調べるための照射試験を行った。

### 3.1.7 基礎基盤研究関係

HTTR を用いた高温工学に関する先端的基礎研究として、耐熱セラミックス複合材料の照射損傷機構に関する研究が計画されており、その照射条件を検討するための予備試験の一環として、JMTRにおいて超塑性セラミックス（ジルコニア）の照射試験を行った。

表3.1.1 照射キャプセル一覧 (2000年度)

キャプセル名	照射孔	照射期間 サイクル	利用者	研究テーマ	目的別分類
1 99*F-11U	I-3	132~141	東北大学金属材料研究所	アクチノイド水素化物の照射挙動の研究	大学共同利用
2 99*M-13U	J-7	134	東北大学金属材料研究所	SiC/SiC複合材料の熱力学的特性に及ぼす照射損傷影響の研究他9件	大学共同利用
3 99*M-16US	K-5	134	東北大学金属材料研究所	核融合炉用フェライト鋼の照射下安定性に及ぼす温度変動照射の研究他9件	大学共同利用
4 00*M-92U	Q-3	136~149	東北大学金属材料研究所	軽水炉構造材料の中性子照射下挙動の研究他7件	大学共同利用
5 00M-96U	O-9	136~136	東北大学金属材料研究所	核融合炉用耐熱低放射化フェライト鋼の低温照射脆化に関する研究他4件	大学共同利用
6 00*M-93U	O-9	137	東北大学金属材料研究所	軽水炉構造材料の中性子照射下挙動の研究他7件	大学共同利用
7 00*M-91US	K-5	138	東北大学金属材料研究所	MIケーブル等において生ずる照射下起電力の挙動の研究他4件	大学共同利用
8 00*M-95U	H-9	138~139	東北大学金属材料研究所	軽水炉構造材料の中性子照射下挙動の研究他7件	大学共同利用
9 96F-34A	J-4	123~138	燃料安全研究室	高燃焼度PWR燃料 (45Gwd/t) の追加照射	軽水炉
10 96F-35A	H-4	123~138	燃料安全研究室	高燃焼度PWR燃料 (45Gwd/t) の追加照射	軽水炉
11 99F-36A	F-4	132~147	燃料安全研究室	高燃焼度PWR燃料 (50Gwd/t) の追加照射	軽水炉
12 99F-37A	K-4	132~147	燃料安全研究室	高燃焼度PWR燃料 (50Gwd/t) の追加照射	軽水炉
13 99M-77RS	I-5	133~134	KK千代田テクノル	医療用Ir-192線源の製造	RI製造
14 99M-78RS	I-5	135	KK千代田テクノル	医療用Ir-192線源の製造	RI製造
15 99M-79RS	I-5	137	KK千代田テクノル	医療用Ir-192線源の製造	RI製造
16 99M-84R	J9-4	134	KK千代田テクノル	Yb-169線源の製造	RI製造
17 99M-86R	J9-4	136	KK千代田テクノル	Yb-169線源の製造	RI製造
18 99M-71RS	D-6	133~134	KK千代田テクノル	工業用Ir-192線源の製造	RI製造
19 99M-72RS	M-8	135	KK千代田テクノル	工業用Ir-192線源の製造	RI製造
20 99M-74RS	M-8	136	KK千代田テクノル	工業用Ir-192線源の製造	RI製造
21 99M-75RS	F-11	137	KK千代田テクノル	工業用Ir-192線源の製造	RI製造
22 99M-76RS	I-11	138	KK千代田テクノル	工業用Ir-192線源の製造	RI製造
23 99M-89RS	J-5	133~134	アイソトープ研究開発課	Re-188の製造	RI製造
24 99M-90RS	J-5	135	アイソトープ研究開発課	Re-188の製造	RI製造
25 99M-91RS	J-5	136~137	アイソトープ研究開発課	Re-188の製造	RI製造
26 00M-43R	D11-1	138	アイソトープ研究開発課	Yb-169線源の製造開発	RI製造

表3.1.1 照射キャプセル一覧 (2000年度) (続き)

キャプセル名	照射孔	照射期間 サイクル	利 用 者	研究 テ ー マ	目的別分類
27 00M-44R	D7-2	138	アイソトープ研究開発課	Yb-169線源の製造開発	RI製造
28 99*M-32A	I-12	136～137	機器信頼性研究室	軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化に関する粒界脆化挙動調査	軽水炉
29 97*M-23A	M-7	126～140	複合環境材料研究グループ	原子炉炉内構造材の照射誘起応力緩和に関する研究	軽水炉
30 98*M-48A	G-10	133～134	複合環境材料研究グループ	原子炉炉内構造材の照射下高温高压水中応力腐食割れ試験	軽水炉
31 95*M-18A	G-11	119～135	材料照射解析研究グループ	核融合炉用材料の照射試験	核融合炉
32 97M-12A	H7-3	123～135	材料照射解析研究グループ	核融合炉用炉内材料・ステンレス鋼の疲労特性の評価他	核融合炉
33 98*M-49AS	E-6	129～141	材料照射解析研究グループ	核融合炉用低放射化フェライト鋼の低温脆化及びHe脆化の検討他	核融合炉
34 99*M-33AS	G-5	133～147	材料照射解析研究グループ	核融合炉用炉内材料・ステンレス鋼の疲労特性の評価他	核融合炉
35 00M-65A	H7-2	137～140	材料照射解析研究グループ	核融合炉用低放射化フェライト鋼・ステンレス鋼の耐照射特性の検討	核融合炉
36 00M-66A	H7-4	137～140	材料照射解析研究グループ	核融合炉用低放射化フェライト鋼・ステンレス鋼の耐照射特性の検討	核融合炉
37 99M-40A	H-9	135	高温照射研究室	耐熱セラミックス複合材料(炭素繊維、SiC粒子等)の照射損傷調査	基礎基盤研究
38 94*F-9A *	M-10	120～135	HTTR技術開発室	HTTR燃料高性能化に関する研究	高温ガス炉
39 99*M-38A	J-11	135～139	HTTR技術開発室	HTTR用温度モニタの確性試験、照射安定性確認	高温ガス炉
40 99*M-39A	G-10	137～138	HTTR技術開発室	HTTR用温度モニタの確性試験、照射安定性確認	高温ガス炉
41 98*M-44J	M-3	127～134	ブランケット照射開発室	新型中性子検出器(SPND)の中性子変化時における炉内性能の調査	核融合炉
42 98M-45J	K-6	130～134	ブランケット照射開発室	HIP法により製作した核融合炉用異種接合材の照射効果の調査	核融合炉
43 98M-46J	K-10	130～134	ブランケット照射開発室	HIP法により製作した核融合炉用異種接合材の照射効果の調査	核融合炉
44 98M-64J	G-6	133～137	ブランケット照射開発室	HIP法により製作した核融合炉用異種接合材の照射効果の調査	核融合炉
45 99M-53J	L-11	133～135	ブランケット照射開発室	HIP法により製作した核融合炉用異種接合材の照射効果の調査	核融合炉
46 98M-49J	K-6	135～138	ブランケット照射開発室	HIP法により製作した核融合炉用異種接合材の照射効果の調査	核融合炉
47 98M-50J	K-10	135～138	ブランケット照射開発室	HIP法により製作した核融合炉用異種接合材の照射効果の調査	核融合炉
48 99*M-54J	M-2	136～146	ブランケット照射開発室	in-situ試験によりLiO <sub>2</sub> 、Beペブルからのトリチウム放出特性測定	核融合炉
49 99*M-65J	H-12	136～138	ブランケット照射開発室	核融合炉用計測機器(定常磁場センサー、ボロメータ等)の照射効果の調査	核融合炉
50 00M-73J	H-11	137	ブランケット照射開発室	ステンレス鋼の照射材と未照射材の溶接性の調査	核融合炉
51 99M-59J	H-11	132～134	ブランケット照射開発室	ステンレス鋼のセラミックコーティング膜の機械的特性の照射効果の調査	核融合炉
52 99M-60J	I-11	132～134	ブランケット照射開発室	ステンレス鋼のセラミックコーティング膜の機械的特性の照射効果の調査	核融合炉

表3.1.1 照射キャプセル一覧 (2000年度) (続き)

キャプセル名		照射孔	照射期間 サイクル	利 用 者	研 究 テ ー マ	目的別分類
53	99*M-61J	J-12	132～141	プランケット照射開発室	新型中性子検出器及び耐放射線用サーボモータの照射効果の調査	核融合炉
54	00M-70J	Q-6	135	計画課	最外周領域における中性子スペクトル調整能力の確認	照射技術開発
55	00M-71J	Q-9	135	計画課	最外周領域における中性子スペクトル調整能力の確認	照射技術開発
56	00M-72J	F-2	135	計画課	最外周領域における中性子スペクトル調整能力の確認	照射技術開発
57	97*M-4J	G-12	136～138	照射第1課	酸素ボテンシャルの炉内確証試験	照射技術開発
58	91BM-5J	D-9	106～156	照射第1課	照射装置に関する技術開発 (出力校正)	照射技術開発
59	67M-RJ-4	IR-14	1～140	原子炉第1課	JMTR圧力容器サーベランス	照射技術開発
60	74M-52J	J9-2	35～141	原子炉第1課	JMTRBe反射材の照射脆化試験	照射技術開発

\* F G S キャプセル (Fission Gas Sweep Capsule) 、キャプセル名の\*印は計測付キャプセルを示す

表 3.1.2 JMTR 照射実績 (2000 年度)

項目	サイクル	133	134	135	136	137	138	計
照射設備	キャプセル	0	28	26	24	28	26	132
	BOCA/OSF-1	0	1	1	0	0	0	2
	計	0	29	27	24	28	26	134
	水力	本	0	26	8	19	7	79
	ラビット	時間・本	0	1366	751	773	475	1393 4758
キヤップセル	型式別 分類	計測付(FGS 含む)	0	12	9	11	13	13 58
		無計測	0	17	18	13	15	13 76
		FGS	0	1	1	0	0	0 2
	試料別 分類	燃料	0	6	6	5	5	5 27
		材料	0	23	21	19	23	21 107

(水力ラビット以外の数字は本数)

表 3.1.3 JMTR 照射実績の照射目的別分類 (2000 年度)

照射目的	キャプセル、BOCA				水力ラビット			
	本	割合 (%)	サイクル・本	割合 (%)	本	割合 (%)	時間・本	割合 (%)
核融合炉	19	31.7	49	36.6	8	10.1	167	3.5
軽水炉	7	11.7	30	22.4	0			
大学共同利用	8	13.3	14	10.4	67	84.8	4542	95.4
照射技術開発	7	11.7	16	11.9	0			
RI 製造	15	25	16	11.9	3	3.8	1	0.1
高温ガス炉	3	5	8	6	0			
基礎基盤研究	1	1.6	1	0.7	1	1.3	48	1
計	60	100	134	100	79	100	4758	100

表 3.1.4 JMTR 照射実績の利用者別分類 (2000 年度)

利用者	キャプセル、BOCA				水力ラビット			
	本	割合 (%)	サイクル・本	割合 (%)	本	割合 (%)	時間・本	割合 (%)
研究室(原研)	17	28.4	55	41	1	1.3	48	1
JMTR(原研)	20	33.3	49	36.6	8	10.1	167	3.5
アイトープ 研究開発課	5	8.3	6	4.5	3	3.8	1	0.1
大学	8	13.3	14	10.5	67	84.8	4542	95.4
所外一般	10	16.7	10	7.4	0			
計	60	100	134	100	79	100	4758	100

表 3.1.5 RI 製造キャプセル一覧 (2000 年度)

キャプセル名	照射試料	生成反応	利用目的	製造核種及び半減期	生成量(TBq) / キャプセル
99M-71RS	Ir ペレット ( $\phi 2 \times 2\text{mm}$ )	$^{191}\text{Ir}(\text{n}, \gamma)^{192}\text{Ir}$	工業用線源	$^{192}\text{Ir}$ 半減期 : 74.2d	163
99M-72RS					
99M-74RS					
99M-75RS					
99M-76RS					
99M-77RS	Ir ペレット ( $\phi 2 \times 2\text{mm}$ )	$^{168}\text{Yb}(\text{n}, \gamma)^{169}\text{Yb}$	医療用線源	$^{169}\text{Yb}$ 半減期 : 31.8d	22
99M-78RS					
99M-79RJS					
99M-84R	$^{168}\text{Yb}$ ( $\phi 1 \times 1\text{mm}$ )	$^{168}\text{Yb}(\text{n}, \gamma)^{169}\text{Yb}$	工業用線源 の開発	$^{169}\text{Yb}$ 半減期 : 31.8d	3
99M-86R					
00M-43R	$^{168}\text{Yb}$ ( $\phi 1 \times 1\text{mm}$ )	$^{168}\text{Yb}(\text{n}, \gamma)^{169}\text{Yb}$	工業用線源 の開発	$^{169}\text{Yb}$ 半減期 : 31.8d	3
00M-44R					
99M-89R	$\text{WO}_3$ 粉末	$^{186}\text{W}(2\text{n}, \gamma)^{188}\text{W}$ , $^{188}\text{W}(\beta^-) \rightarrow ^{188}\text{Re}$	医療用線源 の開発	$^{188}\text{Re}$ 半減期 : 16.7h	0.5
99M-90RS					
99M-91RS					

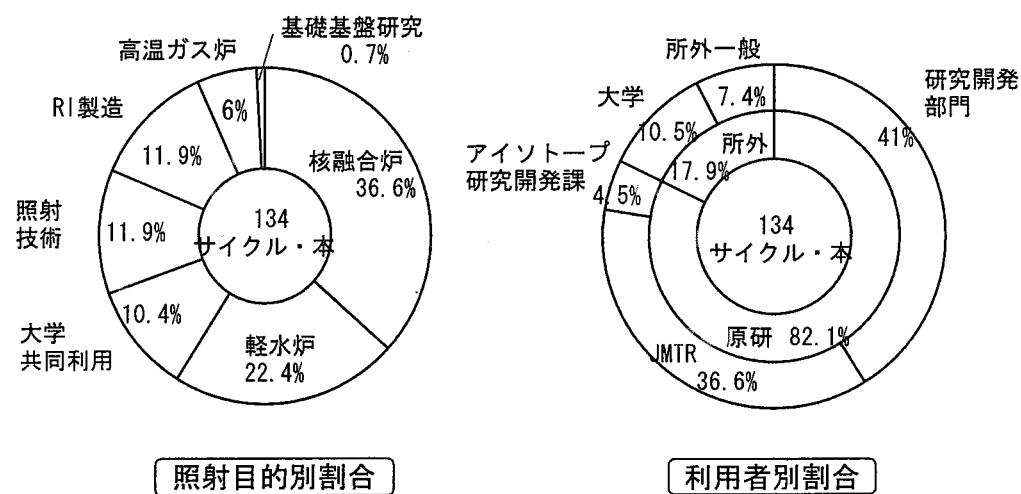


図3.1.1 JMTR照射キャップセル利用割合（2000年度）

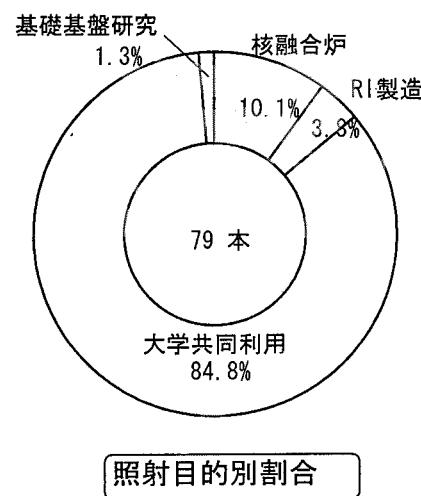


図3.1.2 JMTR水カラビット利用割合（2000年度）

### 3.2 照射後試験の利用状況

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

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 74 本であり、このうち 57 本については、照射後試験を終了した。照射後試験を実施した照射済キャップセル等を照射目的別等に分類した結果を図 3.2.1 に示す。キャップセル数で表した照射目的別の割合は、軽水炉関係が 28.4%、核融合炉関係が 36.4%、RI 製造が 23.0%、大学共同利用が 10.8%、高温ガス炉関係が 1.4% であり、利用者別の割合では、原研内一般が 64.8%、所外一般が 12.2%、RI 製造が 23.0% であった。また、照射試料別の割合は、燃料試料が 16.2%、材料試料が 60.8%、RI 試料が 23.0% であった。

#### 3.2.1 軽水炉関係

軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化に関する研究や原子炉構造材の照射誘起応力緩和に関する研究等のため、熱処理試験、引張試験、破壊脆性試験、疲労試験、衝撃試験、SSRT 試験、SEM 試験、金相試験等の照射後試験を実施した。また、軽水炉高燃焼度燃料の出力変動時の FP ガス放出挙動及び温度特性に関する研究等のために、再計装燃料試料の製作、BOCA キャップセルの組立・解体、金相試験、硬さ試験、XMA 試験、X 線ラジオグラフィー等の照射後試験を実施した。

#### 3.2.2 核融合炉関係

核融合炉用異種接合材の照射効果に関する研究、照射材と未照射材の溶接性に関する研究、トリチウム透過低減のためのセラミックス被膜の機械的特性に与える照射効果に関する研究、フレキシブル材 Ti の照射効果に関する研究等のため、引張試験、曲げ試験、破壊脆性試験、衝撃試験、SEM 試験、金相試験、XMA 試験、硬さ試験等の照射後試験を実施した。

#### 3.2.3 RI 製造関係

工業用線源、医療用線源としての  $^{192}\text{Ir}$ 、 $^{169}\text{Yb}$ 、 $^{188}\text{Re}$  の製造のため、JMTR で照射する再使用キャップセルの組立、照射済キャップセルの解体、試料の搬出等の作業を実施した。

#### 3.2.4 大学共同利用関係

軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化に関する研究、セラミックス材料の熱力学的特性に関する研究、セラミックス/金属複合体に生ずる照射誘起起電力に関する研究、核融合炉等材料の照射下安定性に関する研究のため、キャップセル解体、試料の搬出等の作業を実施した。また、アクチノイド水素化物燃料の開発に関する研究のために照射済燃料試料の金相試験、硬さ試験、XMA 試験等の照射後試験を実施した。

#### 3.2.5 高温ガス炉関係

HTTR 燃料体の運転温度計測用温度モニタ開発のための照射試験に関し、キャップセルの解体、試料取り出し、外観検査等の作業を実施した。また、高温照射に関する先端的基礎研究のための耐熱セラミックス試料の外観検査、線量測定、重量測定、 $\gamma$  線スペクトル測定、寸法測定等の照射

後試験を実施した。

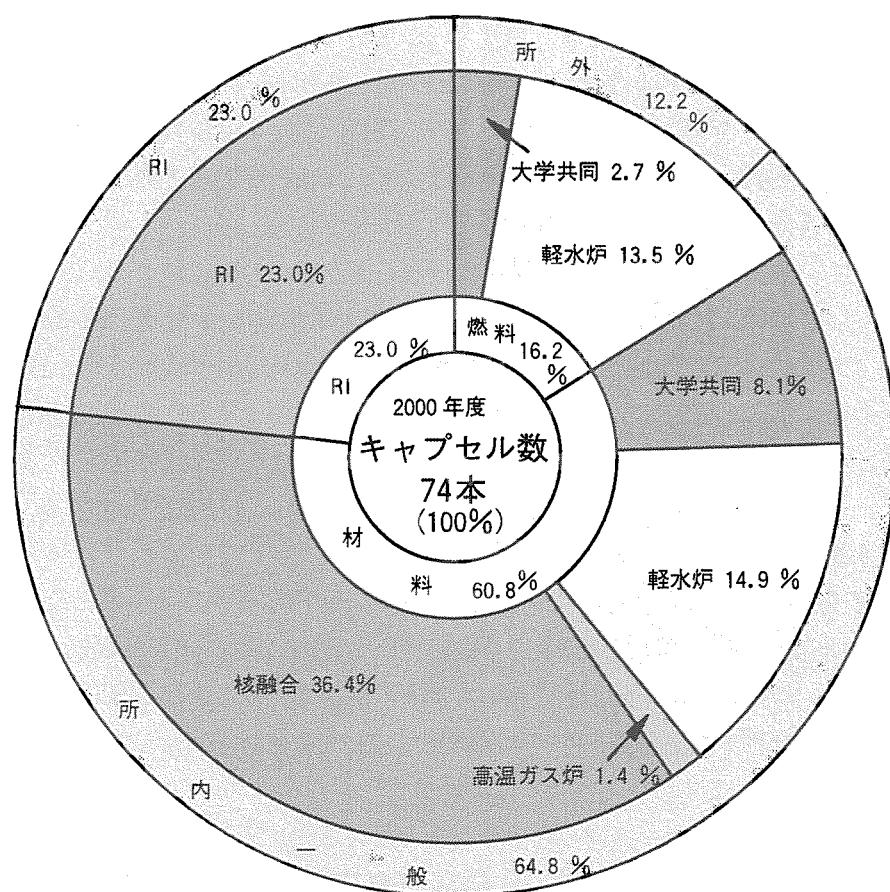


図 3.2.1 ホットラボの利用実績

### 3. 3 今後の利用計画の状況

#### (1) 概 要

JMTR では毎年、次年度以降の照射試験について原研内外の要望を調査し、それに基づいて照射計画を立案している。今年度は、2001 年 10 月から開始される予定の軽水炉々内構造材の照射誘起応力腐食割れ(IASCC)に関する研究のための一連の照射試験について、キャップセル毎の照射孔と照射期間を決定すると共に、これら IASCC 関連のキャップセルの照射に伴う燃料領域及び反射体 1 層目への照射物装荷の対する制約を考慮して、今後の照射が計画されている他のキャップセルの炉心配置等について調整を行った。

また、FGS キャップセル照射設備を用いた被覆粒子燃料の照射試験が 2000 年度で終了したため、2001 年度以降は同設備を廃止することとした。水力ラビット 2 号機 (HR-2) については、最近の利用では比較的長時間の照射が多いことからキャップセル照射で代用可能と思われることと上記の IASCC 研究関連の照射キャップセルを炉心中央部へ装荷する場合に炉心過剰反応度への影響を軽減するため、2001 年の前半で使用を中止することとした。

#### (2) 軽水炉の高径年化対策に係る照射試験

経済産業省による PLM (Plant Life Management) プロジェクトの一環として実施されている産業創造研究所との共同研究等による IASCC データ整備に関する照射試験として、2001 年 11 月から 2006 年 5 月にかけて計 12 本のキャップセルの照射を行う。また IASCC 評価技術開発（原研プロバー研究及び日本原子力発電との共同研究）に関する照射試験として、2001 年 11 月から 2006 年 3 月にかけて計 17 本のキャップセルの照射を行う。

これらの照射試験では、高速中性子照射量で最大  $10^{26} \text{m}^{-2}$  オーダーまでの照射が求められているため、JMTR 炉心で高速中性子束の最も高い燃料領域の照射孔を使用する必要がある。また、軽水炉内の複合環境下での現象を模擬するため、水質制御装置を有する飽和温度キャップセルを使用する。本キャップセルは高温高圧水を用いるため、外筒が厚肉のステンレス鋼製で径が大きく、またステンレス鋼製の試験片多数を装荷する。このため、炉心に対する負の反応度効果が大きいため、運転に必要な炉心の過剰反応度の確保の観点から、炉心中央部（燃料領域及び反射体 1 層目）への同時装荷本数が制限される（同時最大 5 本）。このような炉心配置の運転サイクルでは他の太径キャップセルを炉心中央部で同時に照射することは困難である。

図 3.3.1 に IASCC 研究のための照射試験が実施される代表的な炉心配置として第 152 運転サイクルの炉心配置を示す。

また、この他の照射試験計画としては、2000 年度から既に一部の照射が開始されているコンクリート材料の低線量環境での照射試験及び圧力容器構造材の照射脆化監視技術開発のための照射試験があり、これらは 2001 年度も引き続き照射試験が行われる。

#### (3) 核融合炉材料開発

核融合炉ブランケット材料の開発研究として、2001 年から 2007 年にかけてトリチウム増殖材、中性子増倍材の照射試験、2004 年以降には ITER での照射試験体を模擬した照射試験等が計画されている。また、核融合炉構造材料についての照射試験の一部は、燃料領域の照射孔を用いて

2002 年まで照射を行う計画であったが、上記の炉心中央部での照射に対する制約のため、照射孔及び照射時期の変更又は照射計画の中止等の調整が必要となった。

#### (4) RI 製造のための照射試験

2000 年度から民営化された RI の製造・頒布事業に関わり、民間会社からの要請として年間 10 本程度のキャプセル照射が今後も継続される見通しである。RI 製造のためのキャプセルは、構造が比較的単純なアルミニウム合金を多く使用したものが殆どであり、炉心への反応度に与える影響は比較的小さいため、反射体 1 層目での照射を含め、ほぼ従来どおりの規模で 2001 年度以降の照射計画を立案した。

#### (5) 大学共同利用等による基礎研究

東北大学金属材料研究所附属材料試験炉利用施設を通じて行われている全国の大学研究者による照射利用については、同施設窓口による取りまとめにより従来より年間 5 本程度のキャプセル照射、および 80 から 100 本程度のラビット照射が継続して行われている。調査によれば今後も同規模の照射利用が見込まれている。但し、上記 2) に述べた炉心中央部の照射に関する制約のため、高温照射を必要とする一部の試験計画について、照射開始時期を早める等の調整を行った。

また、従来 HR-2 での照射を利用していた研究計画については、HR-1 での照射や反射体 2 層目または 3 層目の照射孔でのキャプセル照射で代用することを提案し、利用者の了承の上照射計画を立案した。

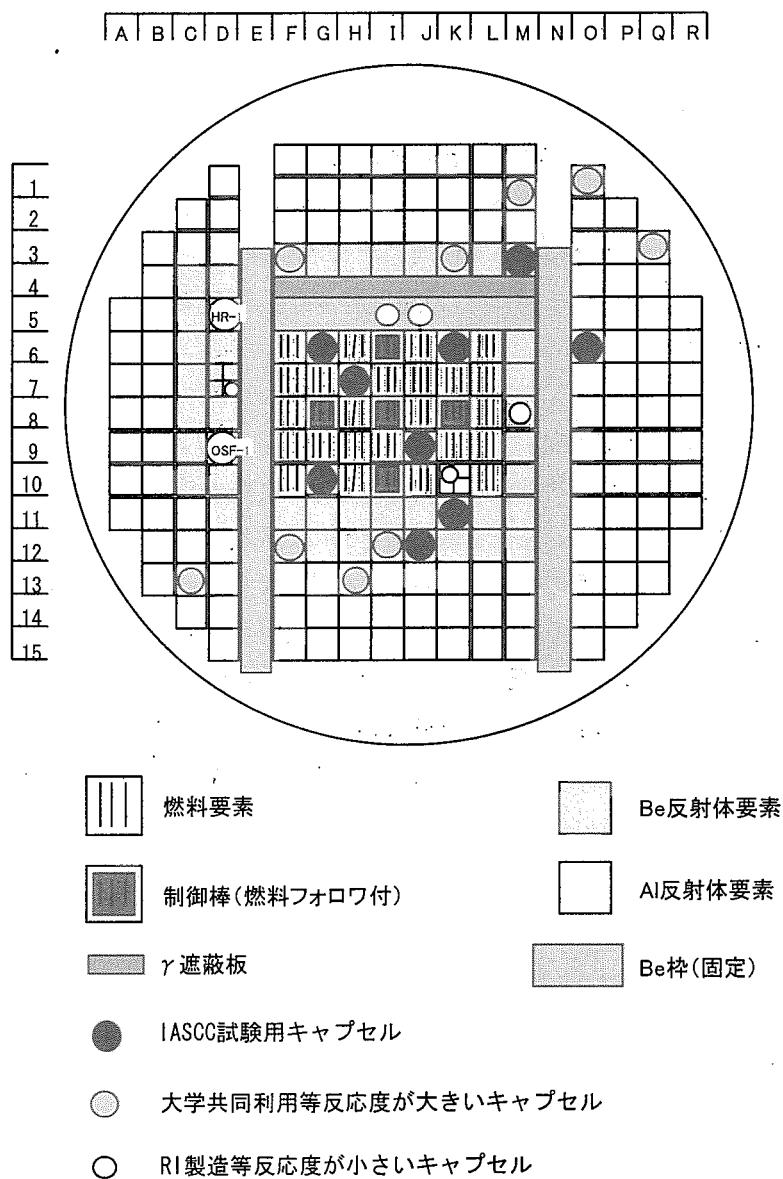


図3.3.1 第152サイクルの炉心配置

## 4 主要な設備の整備

### 4.1 原子炉施設

#### 4.1.1 二次冷却系統入口配管等のサポート更新

二次冷却系統冷却塔入口配管のサポート及びBトレンチ内UCL系統配管のサポートについては、1999年度の点検時に雨水等による腐食の著しいことが見出されたため、冷却塔入口配管のサポート全部（4箇所）及びBトレンチのサポート2箇所を更新することとした。

二次冷却塔入口配管は冷却塔下ピットに布設されており、ピットにはコンクリート製の蓋が覆せてある。このため作業は、コンクリート蓋の移動、鋼製サポートの撤去等の後、サポート基礎部のコンクリートの健全性を確認し基礎上に後打アンカーにて鋼製サポートを取り付けた。

鋼製サポート及びUボルトの形状は、既設のものと同仕様とした。サポート設置にあたっては、配管レベルが上下しないようにサポート高さを調整しながら行った。サポート取付後コンクリート蓋を元の位置に戻した。なお、ピット底部にはヘドロ様の堆積物があったため、これらをサポート撤去作業前に除去し、また新たなサポート取付後にピット内の清掃を行った。

Bトレンチ内のUCL配管のサポート更新についても、既設のサポートの撤去、既設サポートベース部の健全性確認及びサポートの取り付けを行った。据付終了後、外観検査と据付検査を行い正常に取付けられていることを確認した。

## 4.2 照射施設

### 4.2.1 キャプセル照射温度自動制御装置の整備

キャプセル照射試験の温度制御精度向上と制御運転の省力化を目的として、1999年度から製作を進めてきたキャプセル照射温度自動制御装置は、今年度10月の第135サイクルにおける性能試験で制御性能を確認した後、第136サイクルから供用を開始した。

本装置は、温度制御装置9台とオペレータステーション5台から成る。温度制御装置は、1台あたり真空温度制御系2系統とヒータ温度制御系6系統を有し、1台で標準的な温度制御キャプセル2本の制御が可能である。本装置の全体構成及び設置状況を図4.2.1に示す。

本装置は最新の自律分散制御システムを用いて構築し、運転準備から原子炉起動、原子炉停止までのキャプセル照射試験に必要な全ての運転操作を自動化した。また、ガス層圧力調整による試料温度制御の新たな方式として、原子炉出力運動制御、制御設定値運動制御、ヒータ出力運動制御等、ヒータ温度制御系と連携して試料温度を制御する機能を加えた。これにより、原子炉出力変更中も試料温度を一定に保つ照射や、大幅な試料温度変更を繰返し行う照射等、特殊な照射試験に対しても自動制御を行うことが可能となった。

図4.2.2に、本装置を用いた照射キャプセルの温度制御結果の一例を示す。このキャプセルによる照射では、原子炉出力変更中も照射試料の温度を定格出力運転中の目標温度に近い値に保つことが求められている。そこで、原子炉起動前にキャプセル内蔵の電気ヒータにより400°Cまで昇温した。これには、ヒータ出力のフィードバック制御と、制御温度に運動してガス層圧力を自動調整する方法(制御設定値運動制御)を併用し、予定した昇温速度(10°C/分)で400°Cまで順調に昇温することができた。

また、原子炉出力上昇中はヒータ出力のフィードバック制御と、原子炉出力に運動してガス層圧力を自動調整する方法(原子炉出力運動制御)を併用して照射試料の温度を一定(500°C)に保った。その結果、炉出力上昇中の試料温度変動幅を2.4°C以内に抑えることができた。この結果は、同一キャプセルを従来の温度制御装置で制御(ガス層圧力制御は手動)した場合の温度変動幅7.9°C(図4.2.3)と比べて制御精度が大幅に向上了ことを示している。

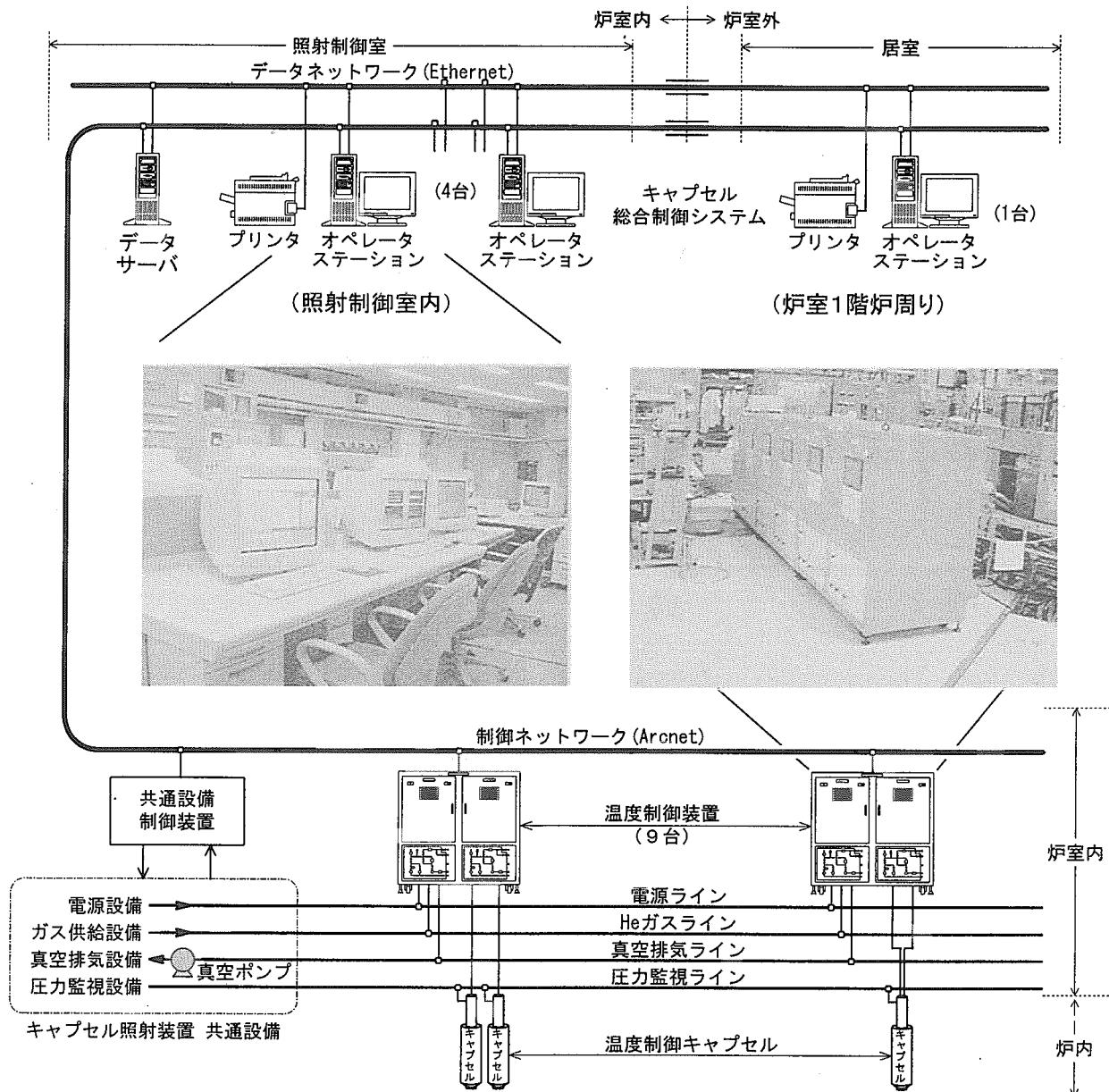


図 4.2.1 キャップセル照射温度自動制御装置の全体構成と設置状況

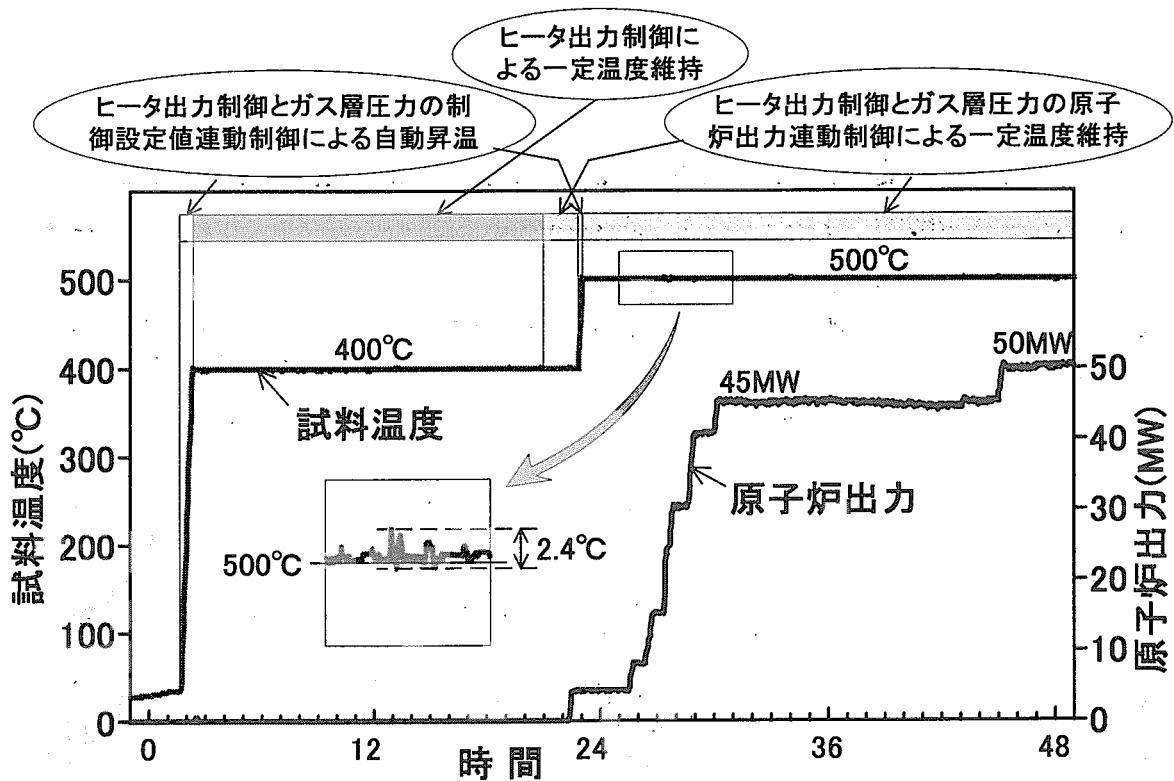


図 4.2.2 キャプセル照射温度自動制御装置による制御結果

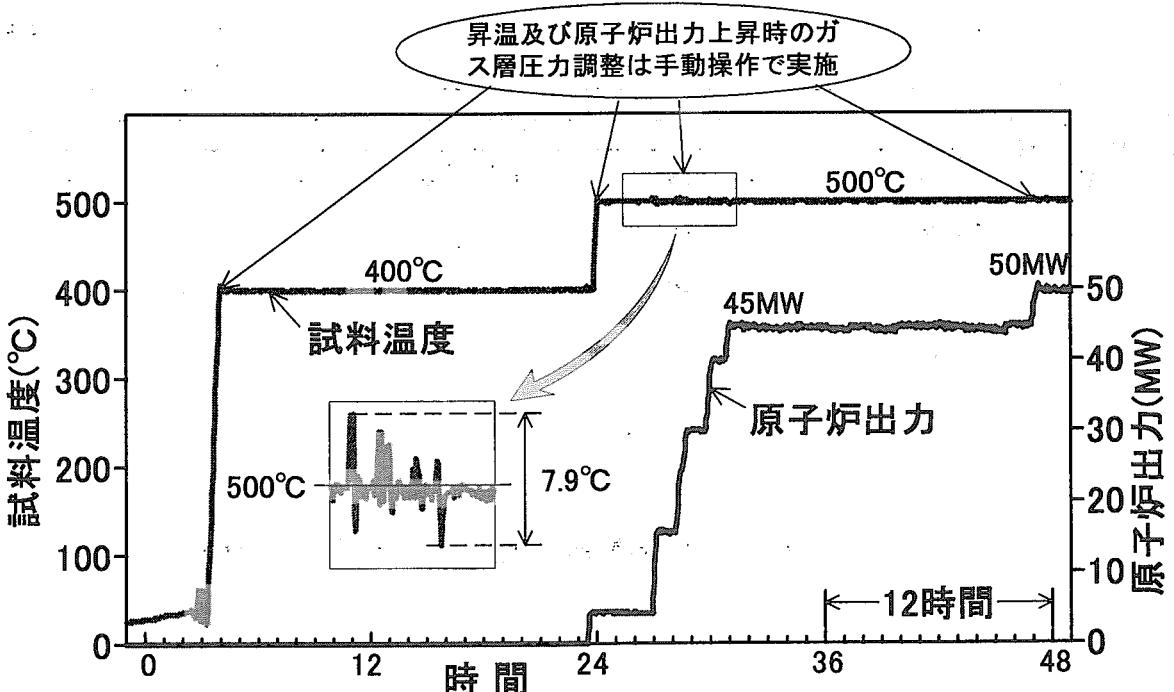


図 4.2.3 従来の温度制御装置による制御結果

## 4.3 ホットラボ施設

### 4.3.1 耐放射線性遠隔操作型金属顕微鏡の更新

遠隔操作型金属顕微鏡は、JMTR 等で照射された放射線レベルの高い燃料試料や材料試料の微細組織を遠隔操作で観察し、また組織観察のための写真撮影を行うものである。JMTR ホットラボに設置されていた金属顕微鏡（ライヘルト社製 TELATOM2）は、昭和 46 年の設置以来、その高い信頼性により数多くの組織観察に供されてきた。しかしながら設置後 29 年を経過し老朽化が顕著となつたため、今年度に、現在市販されている金属顕微鏡の中で唯一、セル内用光学系に耐放射線性レンズを使用している TELATOM 4 への更新を行つた。TELATOM 4 のセル外観察部写真を図 4.3.1 示す。

#### 性 能

顕鏡方法 : 明視野、偏光及び微分干渉で撮影が行える。

観察倍率 : 2~2500 倍

写真倍率 : 6.4~2000 倍

試料移動範囲 : X 方向 40 mm、Y 方向 40 mm、回転角度 360°

最大取扱量 : 3.7TBq (エネルギー強度 1MeV)

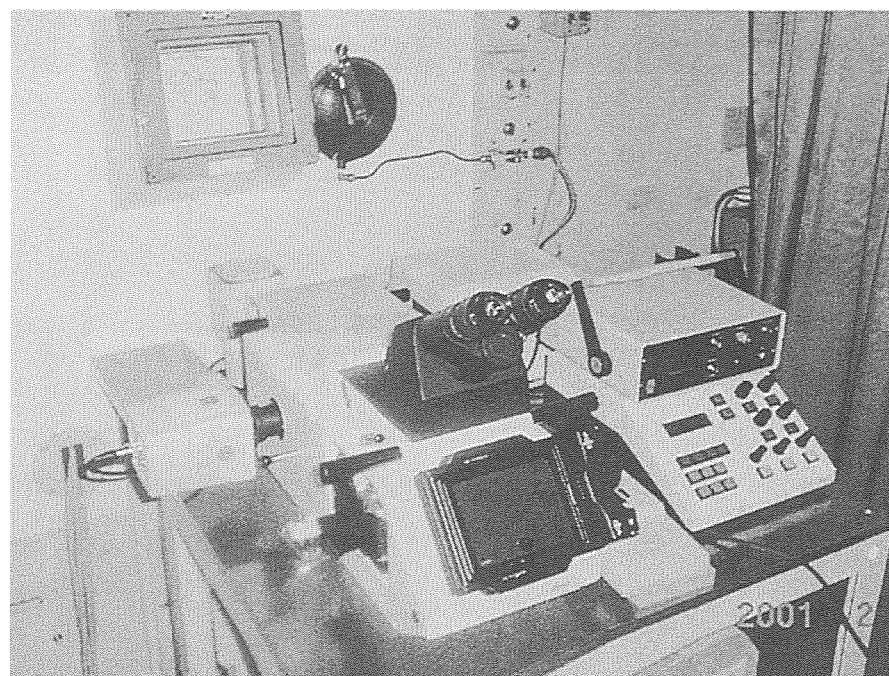


図 4.3.1 TELATOM 4 セル外観察部

#### 4.3.2 破面解析装置画像データの高精細化

破面解析装置は、照射済み材料試料の強度試験後の破面解析を目的として平成5年に鉛セルNo.7に設置され、現在に至るまで照射済材料試験片の破面解析に広く使用されてきた。データの記録方式は、当初のアナログ方式からデジタル方式に改良し、今年度更に解像度の飛躍的向上を行った。

これまでのデータのデジタル化処理では本体装置からのTV映像信号を画像処理装置に入力して、A/D変換した画像データをパソコンに取り込み、プリントアウト及び光磁気ディスク等の記憶メディアに記録したデータを依頼者に提供してきた。今回の改良では、SEM操作部本体に外部走査制御による高精細イメージキャプチャー装置を装着し、今までの画像( $1024 \times 1024\text{pixels/inch}$ )に比べ高解像度( $8192 \times 8192\text{pixels/inch}$ )の画像の取得を可能とした。これにより、例えば破面全体を約30倍で撮影した画像1枚分のデータを提供することにより、依頼者はパソコン上で約300倍までの拡大観察ができる。また、300倍で撮影された画像は約3000倍までの拡大ができる。このように1枚の画像データの持つ情報量が格段に増え、高精細な破面解析が効率的におこなえるようになった。

破面解析装置の外観写真を図4.3.2に示す。

破面解析装置の高精細化によるデータの比較を図4.3.3に示す。



図4.3.2 破面解析装置の外観

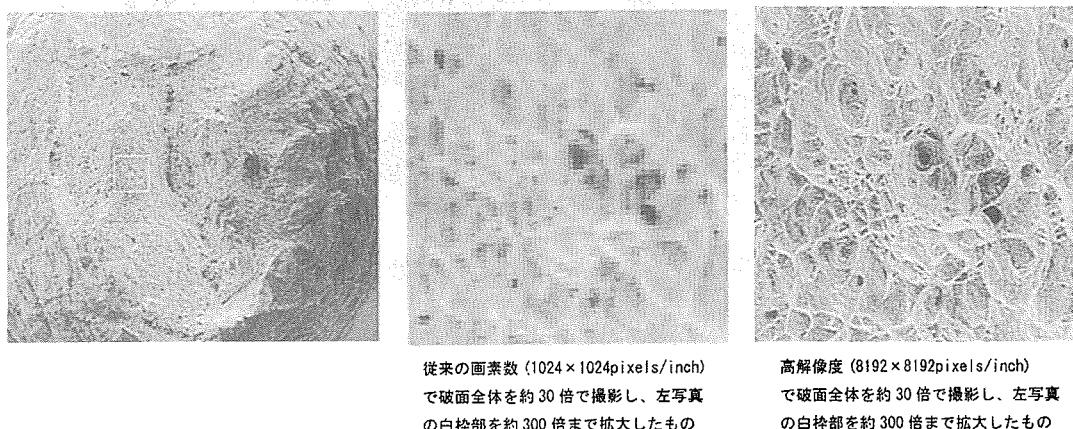


図4.3.3 高精細化によるデータの比較

#### 4.3.3 HTTR 燃料照射後試験設備の整備

高温工学試験研究炉(HTTR)燃料の照射健全性を評価するための照射後試験を行うため、電気解碎・酸浸出試験装置を整備した。

HTTR の燃料である燃料コンパクト中の被覆燃料粒子は、製造中に生じた被覆層の欠陥や、燃料の燃焼によるアーマー効果等により被覆粒子の健全性が損なわれるものが少數ながら生じる。このような破損の発生割合を評価するために、被覆燃料粒子破損率（貫通破損率）を測定する。電気解碎・酸浸出試験は、この貫通粒子破損率を求めるためのものであり、燃料コンパクトを硝酸溶液中で電気化学的に被覆燃料粒子とマトリックス黒鉛に解碎した後、同溶液中で加熱し、破損粒子中のウランや核分裂生成物を浸出させる方法で求める。

今年度は、JMTR で FGS キャプセルを用いて先行照射した HTTR 初装荷燃料の試験に向けてセル外モックアップ試験中（図 4.3.4 参照）であり、次年度にはセル内での照射後試験を実施する。さらに、2001 年度以降には HTTR の運転に用いられた使用済燃料の電気解碎・酸浸出試験を実施する予定である。



図 4.3.4 貫通破損率測定（電気解碎）のセル外モックアップ試験

## 5 JMTR 照射利用に関する技術開発

### 5.1 照射技術

#### 5.1.1 均一照射キャプセル

JMTRの炉心の照射孔のうち、材料照射への利用の多い反射体領域の照射孔では、炉心径方向の中性子束の勾配が大きいため、キャプセル内部に装荷した照射試料の中性子照射量に炉心側と反対側では20～30%の差が生じる場合がある。また軽水型発電炉の材料照射を行う場合、高速中性子束/熱中性子束の比が発電炉より一桁小さいこと等の問題がある。そこで、従来より進めてきた技術開発の一環として、1)試料内の中性子照射量を出来るだけ均一にする、2)高速中性子束/熱中性子束の比を実炉に近付ける、等の技術開発を行うこととした。これらの照射試験条件のうち1)については、試料を装荷した内部容器を反転させ炉内で方向を変えることで試料中に生じる照射量の傾きを相殺緩和させ、2)についてはカドミウムで試料を取り囲むことにより熱中性子を吸収させて中性子スペクトル調整を行うこととし、照射キャプセルの設計の妥当性を確認するため、次の2項目について模擬試験を実施した。

##### (1) 反転機構の作動試験

設計した照射キャプセルの概略構造を図5.1.1に示す。キャプセルの内部容器の反転用動力機構には、ステッピングモータと減速器を使用し、また照射中の試料温度の制御をする必要から、内部容器と熱電対を一体構造した。内部容器を反転させると熱電対に使用しているMIケーブルは捩じれによる塑性変形を起す。MIケーブルは捩じれに弱いため、内部容器に取り付けた熱電対について、1) MIケーブルの巻数及び巻き径、2) MIケーブル端部押え金具形状の構造設計を工夫し、これらの妥当性を確認するため模擬試験体を製作し、作動試験を実施した。

作動試験では、1)反転時のMIケーブルの状態、2)反転に必要なトルク、3)MIケーブルの捩れに対する耐久性、4)MIケーブル

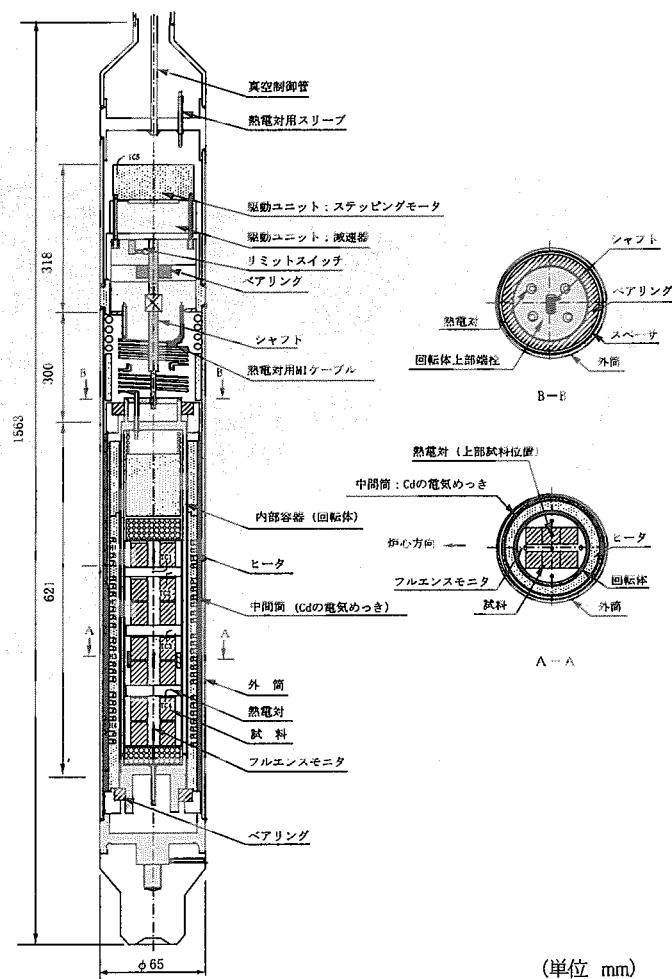


図5.1.1 均一照射キャプセル概略図

のシース破損の有無について確認した。模擬試験体の内部容器に接続された MI ケーブル部の写真を図 5.1.2 に示す。以上の模擬試験体を用いた試験の結果、初期及び 60 回反転後のトルクは、 $0.45\sim0.5\text{ N}\cdot\text{m}$  の範囲であり、MI ケーブルの耐久性等に問題のないことを確認した。

## (2) 热中性子吸收体の試作

JMTR の炉心での照射で高速中性子束と熱中性子束の比を発電炉の圧力容器付近に相当する 0.2~0.3 になるようにするには、中性子スペクトルの調整を行う必要がある。調整材としては、キャップセル寸法、熱除去の観点から中間筒の外表面にカドミウムを電気メッキすることとした。本キャップセルで必要とするカドミウムの厚さは核計算の結果より、 $70\mu\text{m}\sim80\mu\text{m}$  と評価された。

工業界におけるカドミウムメッキの製作実績を調査した結果、メッキ層の最大厚さは  $20\mu\text{m}\sim30\mu\text{m}$  の実績しかないことが分かったが、同時に、電流、処理時間、マスク等の調整を行うことにより、必要とする厚さのメッキが可能であるとの見通しが得られた。このためキャップセル中間筒を模擬した試験体を用いて表面にカドミウム電気メッキを施す確認試験を行うこととし、1) メッキ層厚さのばらつき、2) 密着性、3) 最適時間、4) メッキ層厚さの測定方法、の各項目について検討した。その結果、必要なメッキ層厚さの確保、及びメッキ後の機械的仕上げ加工について問題のないことを確認した。

この技術開発をもとに、均一照射キャップセルの設計・製作を行い、組立中及び完成時の作動試験において所定の機能を満足することを確認して、次年度の照射試験に用いられる予定である。

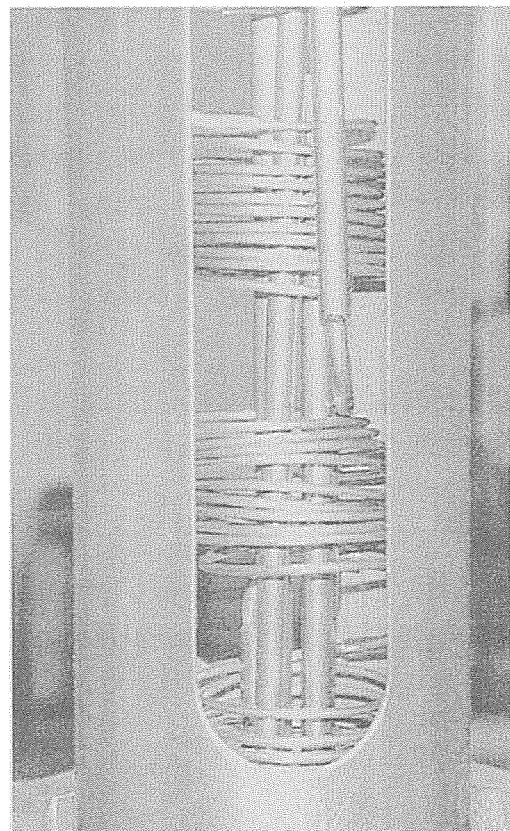


図 5.1.2 均一照射キャップセルの MI ケーブル部

### 5.1.2 酸素ポテンシャルセンサの開発

酸素ポテンシャルの計測は、高燃焼度に達した軽水炉燃料の熱伝導度、拡散係数等の変化をはじめとし、材料表面での化学的変化等の究明に有効な手段である。このため、炉内計測技術開発の一環として酸素イオン導電機能を有する安定化ジルコニア固体電解質を利用し、中性子照射下で酸素ポテンシャルを *in-situ* で測定できる酸素ポテンシャルセンサの開発を進めている。

開発中の酸素ポテンシャルセンサは、酸素濃淡電池の原理を応用したものであり、固体電解質の両側に酸素ポテンシャルが既知である標準極と測定物質からなる測定極とを接触させ、両極間の酸素ポテンシャルの差により固体電解質中を酸素イオンが移動して発生する起電力を測定するものである。本開発では、固体電解質にはジルコニアに各々 CaO、MgO 及び Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を添加して安定化したものを使用し、標準極には標準酸素ポテンシャルの信頼性が高いとされる Ni/NiO を採用した。測定極には、UO<sub>2-x</sub> 燃料の予想される平衡酸素分圧 (UO<sub>2-x</sub> : P<sub>O<sub>2</sub></sub>=10<sup>-15</sup>~10<sup>-22</sup> atm at 800°C) に比較的近い値を示す Fe/FeO を用いている。

センサの開発にあたっては、

- (1) Ni/NiO 標準極の焼きしまりによって生じる固体電解質との密着性の悪化
- (2) Ni/NiO 標準極の還元化によって生じる標準酸素ポテンシャルの不安定性
- (3) 中性子照射による酸素ポテンシャルセンサの起電力特性への影響

という課題があり、平成 10 年度までの起電力特性試験等においては安定したセンサ起電力を数十時間程度しか維持できなかった。しかしながら、昨年度に、(1)についてはセラミックスプリングの採用により改善し、(2)については標準極と測定極間の分室化を図る構造とすることで解決することができ、酸素ポテンシャルセンサの試作品を完成させた。また、これらの試作品を用いて実施した炉外予備実験では、試験温度 700°C から 1000°C までの熱サイクル負荷に対して安定した起電力特性及びインピーダンス特性を示し、さらに試験温度 800°C 一定下では、1000 時間にわたり理論式から求められる値に対して 4%程度の範囲内で一定の起電力が維持された。

本年度は、上記の(3)の影響を明らかにするため、従来の照射試験結果から中性子照射の影響を比較的受けにくいとされた CaO を添加した安定化ジルコニア固体電解質により、(図 5.1.4 に示す) 昨年度と同形状のセンサを製作し、これを (図 5.1.3 に示す) 照射キャップセルに装荷して、JMTR で照射試験を実施し中性子照射下での起電力特性を調べた。その結果、得られた起電力は、高速中性子照射量 ( $E > 1\text{MeV}$ )  $7.6 \times 10^{23} \text{n}/\text{m}^2$  (照射時間 1650 時間) に至るまで、計算値と比較して 6%程度の範囲内で安定した起電力が得られ (図 5.1.5)、さらに、熱サイクル負荷に対する起電力特性も計算値と良く一致していた (図 5.1.6 に示す)。これらのデータから開発した酸素ポテンシャルセンサは、炉外実験の結果とほぼ同じく長時間安定した性能が維持できた事を示しており、また、中性子照射による起電力特性への影響をほとんど受けないことが明らかになった。

以上のように、これまでの開発の結果、炉内環境においても充分使用可能な酸素ポテンシャルセンサの基本構造を確立する事ができた。

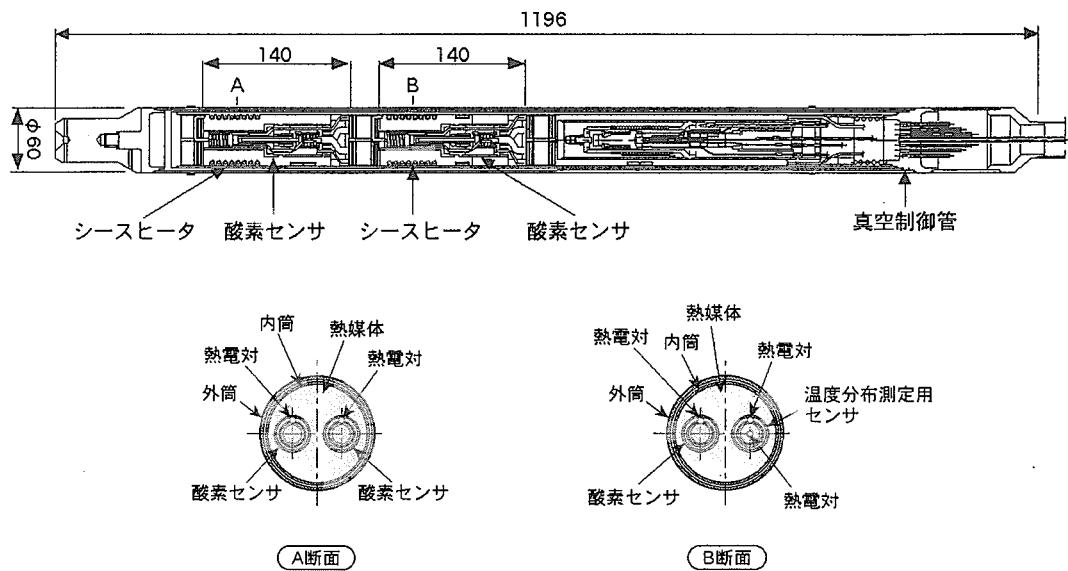


図 5.1.3 キャプセル概略図

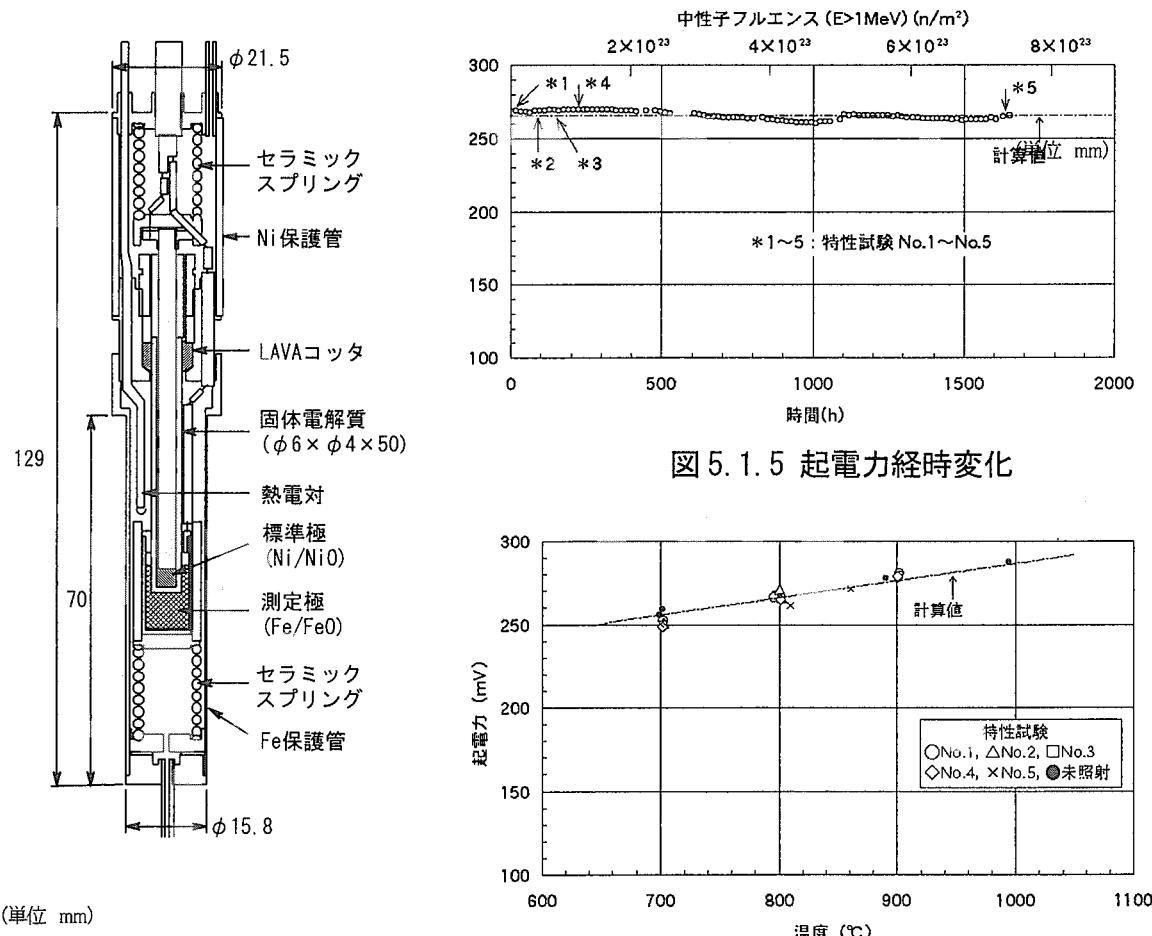
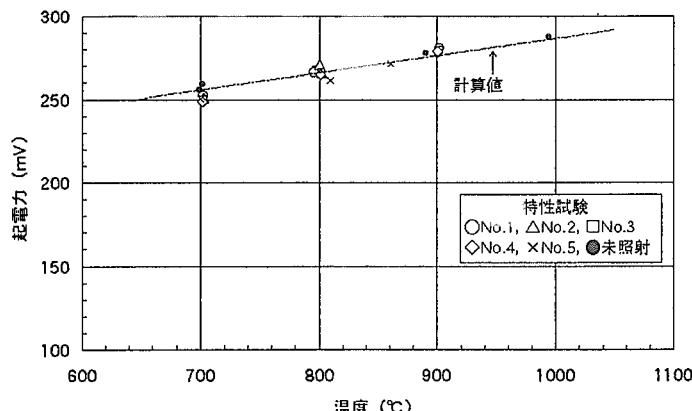


図 5.1.4 酸素センサ概略図



### 5.1.3 IASCC 照射試験のための高度材料環境照射装置の開発・整備

#### (1) 概要

軽水炉の炉内構造物は、長期にわたる放射線、水環境、応力の影響により照射誘起応力腐食割れ（IASCC）による損傷を起こす可能性があり、IASCCは高経年軽水炉の炉内構造物の信頼性に関する重要な課題となっている。このため、JMTRにおいてIASCC照射試験データを取得することを目的として、1998年度から、軽水炉環境を模擬できる照射装置（高度材料環境照射装置）の開発を進めている。

#### (2) 照射装置の構成

高度材料環境照射装置は、試験片を収納し炉内に装荷される飽和温度キャップセル、炉外に設置され飽和温度キャップセルへ高温高圧水を供給する水環境制御装置等から構成される。水環境制御装置には、通常の精製設備に加えて酸素・水素注入のための系統を設置し、供給水の電気伝導度、ECP（腐食電位）等の水質調整を行うことが可能である。

#### (3) 水環境制御装置に関する開発・整備

前年度までの設計検討において、水環境制御装置の系統構成、主要機器の仕様等を決定した。今年度は、以下のように、水質調整についてさらに詳細に検討すると共に、装置設置予定場所の準備（残存機器の撤去）、機器の製作を開始した。

##### ① 水質調整に関する設計検討

溶存酸素濃度の調整は、水質調整タンクにおいてヘリウムバーピングによる脱気あるいは酸素ガス注入による溶解により行う。水質調整タンクの体積は $2\text{m}^3$ 、このうち $1\text{m}^3$ が液相部である。液相部に $0.1\text{m}^3/\text{h}$ でヘリウムを注入すると仮定した場合、気泡の拡散計算により、図5.1.7(a)に示すように直径 $0.7\text{mm}$ のヘリウム気泡を用いてバーピング開始から約10分で目標下限である数ppbを達成可能であり、また、図5.1.7(b)に示すように直径約 $1\text{mm}$ の酸素気泡を用いて約10秒で目標上限である約 $200\text{ppb}$ を達成可能であることが分かった。また、溶存水素濃度の調整については、直径約 $1\text{mm}$ の水素気泡を用いることにより注入開始から約3分で目標の $1\text{ppm}$ に達することが分かった。この場合、濃度40%の水素／ヘリウム混合ガスを使用することを想定している。これらの検討結果をもとに水質調整タンクに設けるバーピングノズル等の設計を行った。

##### ② 機器製作及び設置場所整備

機器の製作を開始し、制御盤を除く機器の製作を終了した。また、水環境制御装置の設置場所であるJMTR炉室内の照射設備用キュービクルの残存機器の撤去を行った。撤去機器は全体重量で約80トンであり、約半分をドラム缶に、残りの半分を専用に製作した保管箱に収納した。

#### (4) 飽和温度キャップセルに関する検討及び設計・製作

IASCC照射試験に使用する飽和温度キャップセルについて、熱水力設計等に関する検討を行った。飽和温度キャップセルは、高温高圧水中（～ $10\text{MPa}$ ）で材料照射を行うためのキャップセルで、ガンマ加熱による照射試料表面での核沸騰現象を利用して照射試料温度を制御する。JMTRでは1988年以来4本の照射実績を有するが、照射環境の高度化により一層の安全性の向上を目指し、キャップセル構造の再検討を行った。再検討の主なポイントは以下のとおりである。

①キャップセルへの給水流速により、給水の水質が大きく影響される可能性があり、IASCC照射試験、特に照射下(in-situ)試験においては水質が特に重要であることから、給水流速を増加させる

必要がある。

②異常時にも原子炉の安全性に影響を及ぼさないことがキャプセル設計の安全上の大前提であり、給水喪失のような最も過酷な場合を想定しても、圧力バウンダリを形成しているキャプセル外筒が健全であり、炉心反応度への影響も無視し得ることが必要である。

上記の2点を考慮して、図5.1.7に示す4種類のキャプセル構造を設定し、その利害得失を核・熱及び構造解析等を行い比較した。その結果を表5.1.1に示す。検討結果から熱媒体・導水管型を採用することとし、キャプセルの詳細設計を行うと共に、設計及び工事の方法に関する国の認可を取得して部品製作を開始した。

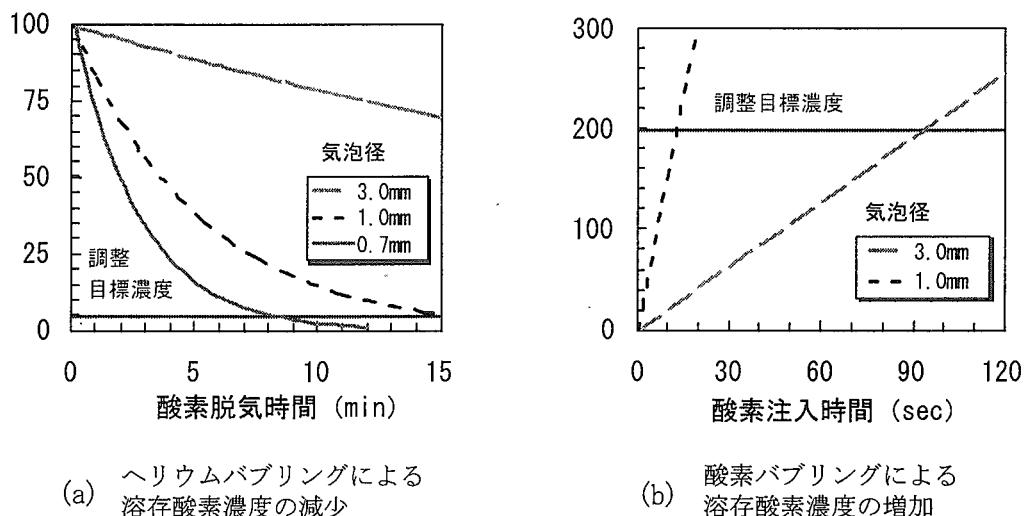


図5.1.7 気泡径と溶存酸素濃度変化の関係

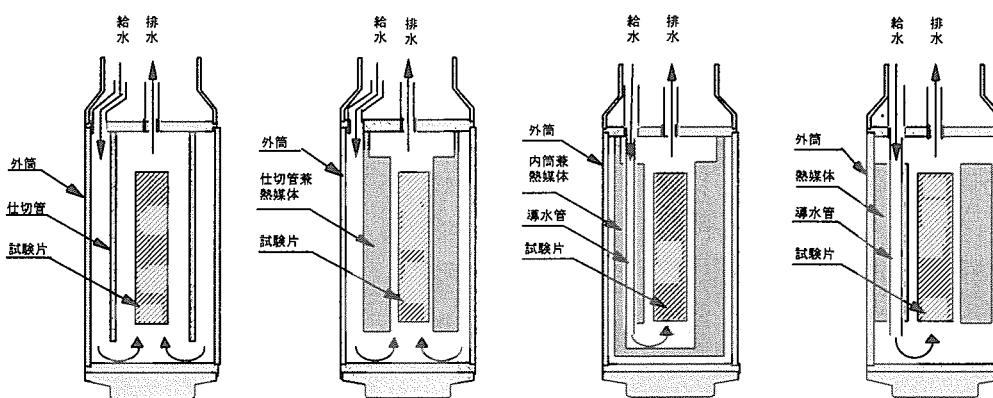


図5.1.8 飽和温度キャプセル構造の検討

表 5.1.1 飽和温度キャプセル構造の比較

検討項目	仕切管型	仕切管兼熱媒体型	内筒兼熱媒体・導水管型	熱媒体・導水管型
給水流速	試験片表面で数cm/s 以下	試験片表面で 10～20cm/s	試験片表面で 10～20cm/s	試験片表面で 10～20cm/s
異常時の キャプセル健全性	仕切管と外筒のギャップ大きく 給水喪失時にキャプセル構造材の温度上昇が大きい	仕切管と外筒のギャップ大きく給水喪失時にキャプセル構造材の温度上昇が大きい	給水喪失時にも原子炉 1 次冷却水による除熱期待でき、構造材の温度上昇は比較的小さい	給水喪失時にも原子炉 1 次冷却水による除熱期待でき、構造材の温度上昇は比較的小さい
異常時の 炉心への 反応度付 加	水の体積割合が 大きく他の構造より不利	水の体積割合が大きく右記の構造と比較すると不利	水の体積割合が小さく給水喪失等の異常時にも炉心への反応度付加は小さい	水の体積割合が小さく給水喪失等の異常時にも炉心への反応度付加は小さい
構造強度	問題なし	問題なし	内筒形状が複雑であり応力集中が生じる	問題なし

## 5.2 照射後試験技術

### 5.2.1 き裂進展長さ測定技術の開発

IASCC の機構解明に不可欠な高温高圧水中におけるき裂進展試験のためのき裂長さ測定法の開発として、6 端子による直流電位差法を用いたき裂長さ測定に関する基礎特性試験を行っている。本技術は、照射後試験のみならず JMTR 炉内におけるき裂長さ測定の in-situ 測定技術に反映させるものである。

直流電位差法を用いたき裂長さ測定は、ホットラボに設置されている低歪速度 SCC 試験機を用いて行った。図 5.2.1 に低歪速度 SCC 試験機及びウイング付き試験片外観を示す。

本試験では、in-situ 測定への応用を考慮して、電位差測定用リード線の選定及びリード線の取り付け方法について検討を行い、電位差測定用リード線には MI ケーブルを用いることとし、MI ケーブルは、試験片 (0.4TCT 試験片) にネジで取り付けたウイングに溶接で固定することとした。

電位差測定では、ノイズを除去するために 6 端子全ての MI ケーブルの被覆をアースに接地し、負荷電流値、電圧値等を確認するとともに、高温高圧水中においてウイングを用いた測定端子の電位差出力の解析を行った。

その結果、負荷電流 1A におけるリード線としては電気抵抗の小さい銅素線の使用が有効であること、ブロックと試験片の接触抵抗が大きいこと、6 端子測定法により試験片温度補償が可能したこと、が分かった。今後はこれらを踏まえ試験を継続し、高精度なき裂長さ測定データの取得を目指す。

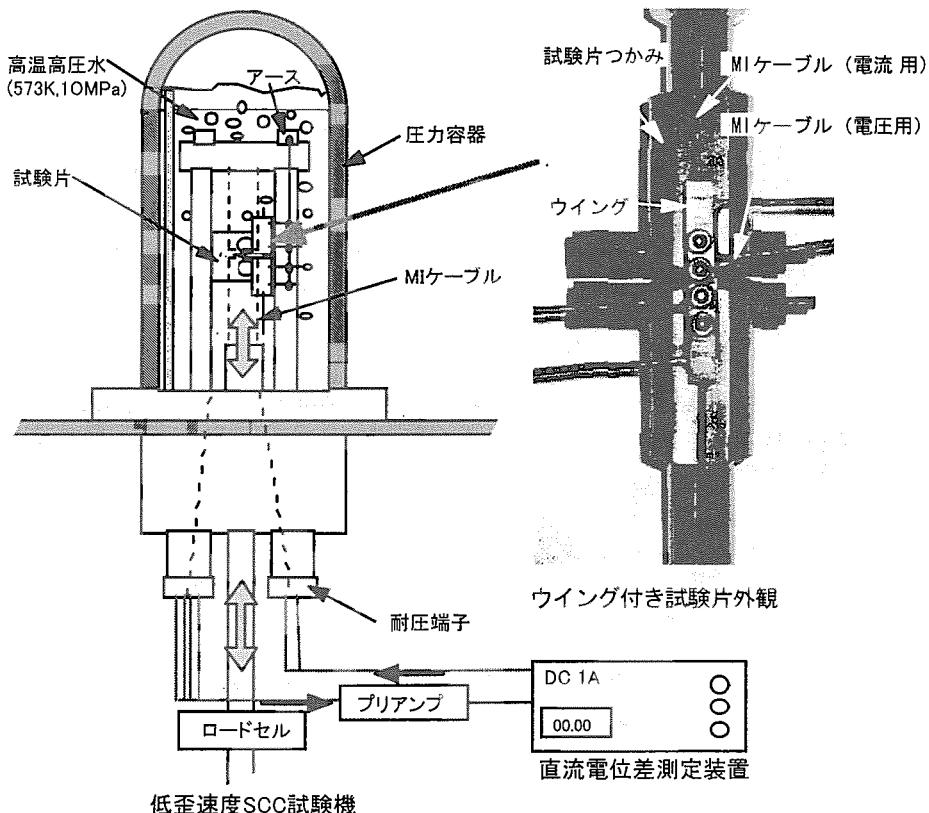


図 5.2.1 低歪速度 SCC 試験機及びウイング付き試験片外観

### 5.2.2 非破壊的照射脆化診断法の技術開発

軽水炉では、圧力容器と同じ材質の衝撃試験片や破壊非性試験片を炉内の中性子束のやや高い位置に運転開始時より装荷し、供用期間中における圧力容器の監視試験として、それらを順次取り出して、中性子照射脆化を評価するための材料特性試験を行っている。軽水炉の高経年化に伴い、今後監視試験片数量の不足が予想されることから、ホットラボでは、監視試験片を繰返し利用できる照射脆化の評価手法として、超音波を用いた非破壊的照射脆化診断法の開発を進めている。これまでに JMTR で照射したシャルピー衝撃試験片についての超音波測定を行い、シャルピー吸収エネルギーの 41J レベル遷移温度のシフト量の増大に対して、超音波の音速が低下し減衰率が上昇する傾向を示す特性データを取得した。

今年度は、遷移温度のシフト量と超音波の音速及び減衰率の変化量との相関を定量的に評価するために、マニプレータにより超音波探触子を照射材の表面に一定圧力で押付け保持できるようにする遠隔操作型の超音波探触子高精度定荷重押え治具（図 5.2.2）の開発を行った。これまでの探触子押え治具では、治具架台に試験片と探触子をセットした後、これらを押付けるためのハンドルをマニプレータで押え続けた状態で超音波を測定していた。これに対して新たに開発した治具では、遠隔操作で容易に扱うことが可能なトグルクランプにより、探触子を一定の圧力で押付け保持することができる。また、治具に取り付けた押付け力調整ブロックの位置により、押付け荷重を調整することができる。更に、探触子高さ調整ダイヤルにより、各種高さの試験片の測定が可能である。この治具を用いて、照射材の超音波測定を行った結果、常に安定した反射エコーが得られるとともに、超音波の音速を ± 1 m/s 以下の精度で測定することができた。

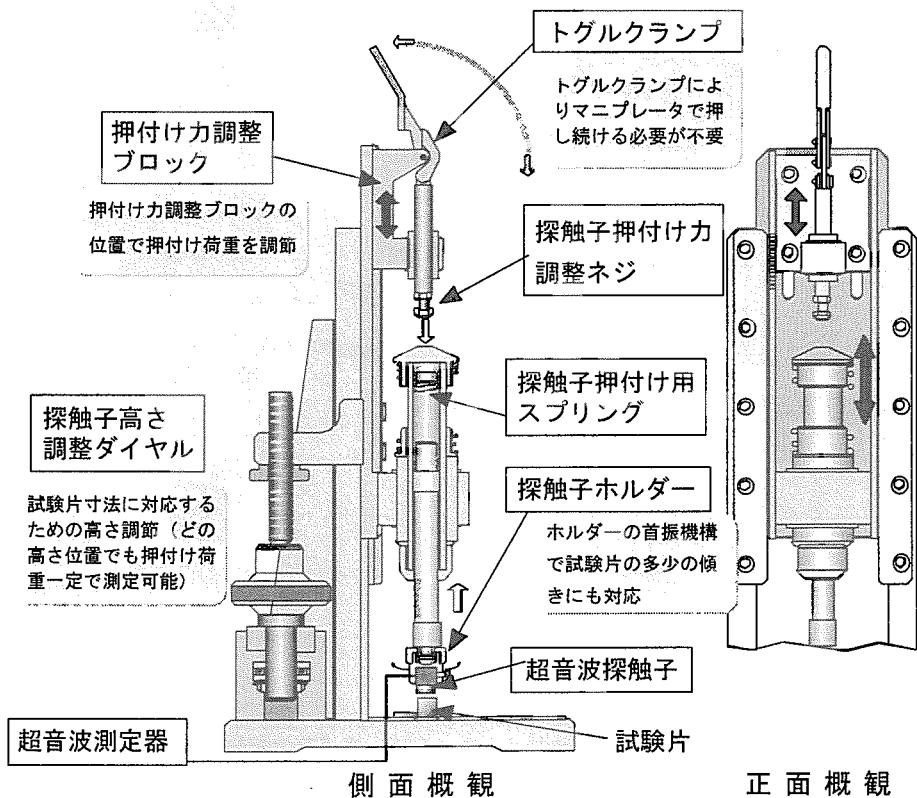


図 5.2.2 遠隔操作型の超音波探触子高精度定荷重押え治具の概略

### 5.2.3 遠隔操作型高温疲労試験装置による疲労試験

特会受託研究「原子炉構造材寿命信頼性実証試験」において、中性子照射された炉内構造材の低サイクル疲労特性に関する試験データの取得のため、遠隔操作型高温疲労試験装置を開発し、照射後試験を実施した。

試験装置は鉄セルに設置され、動的最大負荷荷重±10 kN の電気機械式疲労試験装置本体、真空電気炉、レーザーマイクロゲージ式歪計測装置、真空排気装置及びセル背面側に置かれた試験片チャック用油圧源並びに操作室側の制御盤で構成されている。試験可能な温度範囲は室温及び573~1073Kである。

本試験装置では、新たに開発した非接触型のレーザーマイクロゲージ式歪計を用いて試験片変位を高速で計測(2msec/1データ)する方式を考案した。疲労試験片は平行部直径4mm、標点間距離6mmで平行部に歪計測用のツバを持つ形状とし(図 5.2.3)、疲労試験試験片のツバ間隔の変化を測定し、試験機の変位制御信号として入力することにより行うものである。

本装置を用いて、試験片材質がSUS304鋼材の疲労試験を実施した。試験条件は、歪速度0.1%/s、歪波形は完全両振り対称三角波で全歪振り幅は1.4%、1.0%、0.7%、試験温度550°C(真空中)で行った。

試験結果の例を図5.2.4に示す。照射材の疲労寿命は未照射材に比べて明らかに低下していることを高い精度で定量的に測定することができた。

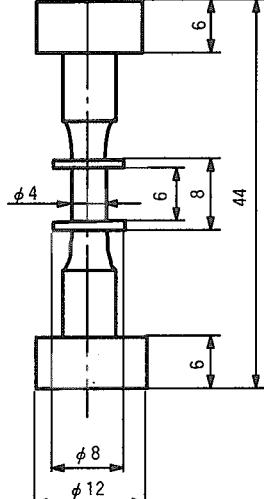


図 5.2.3 試験片形状

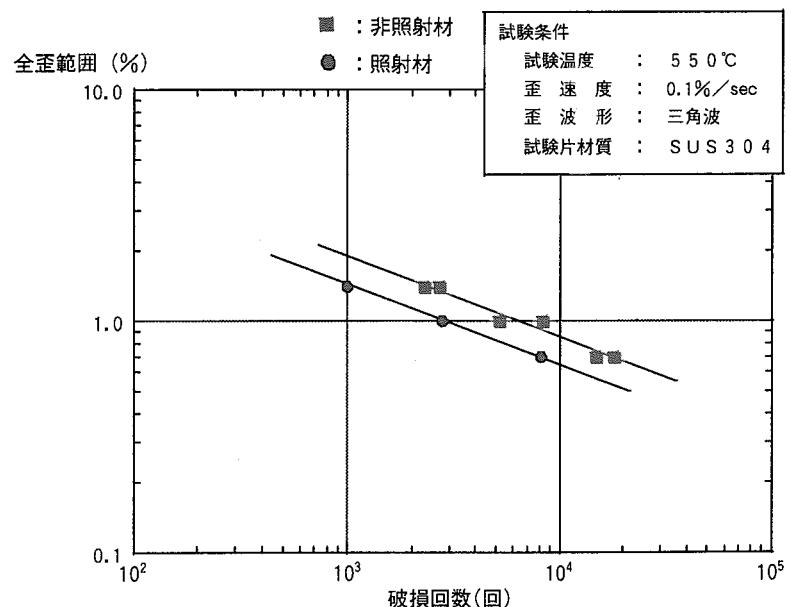


図 5.2.4 低サイクル疲労試験結果

## 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 トリチウム増殖材微小球の製造技術開発

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、取扱いの容易さ、トリチウム放出特性等の観点からチタン酸リチウム( $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ )微小球が有望視されている。一方、良好なトリチウム放出性を確保するため、微小球製造時における  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  の結晶粒径を  $5\text{ }\mu\text{m}$  以下に制御することが求められている。そのため、始発粉末として用いる  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  粒子径の微細化及び  $\text{TiO}_2$  添加による結晶粒径制御技術を考案し、湿式造粒法による微小球試作試験を行った。その結果、5~10mol%の  $\text{TiO}_2$  添加により、焼結後の結晶粒径を  $5\text{ }\mu\text{m}$  以下に制御できる見通しを得た。

$\text{TiO}_2$  添加が  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  の熱伝導率に与える影響を調べた結果、熱伝導率は、5mol%までの  $\text{TiO}_2$  添加  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  では無添加  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  とほぼ同等であるが、10mol%の  $\text{TiO}_2$  添加では無添加  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  よりも 400°Cにおいて約 10%高くなることが明らかになった(図 6.1.1 参照)。これは、10mol%の  $\text{TiO}_2$  添加の場合には、熱伝導率が高い  $\text{Li}_4\text{Ti}_5\text{O}_{12}$  が部分的に生成するためと考えられる。

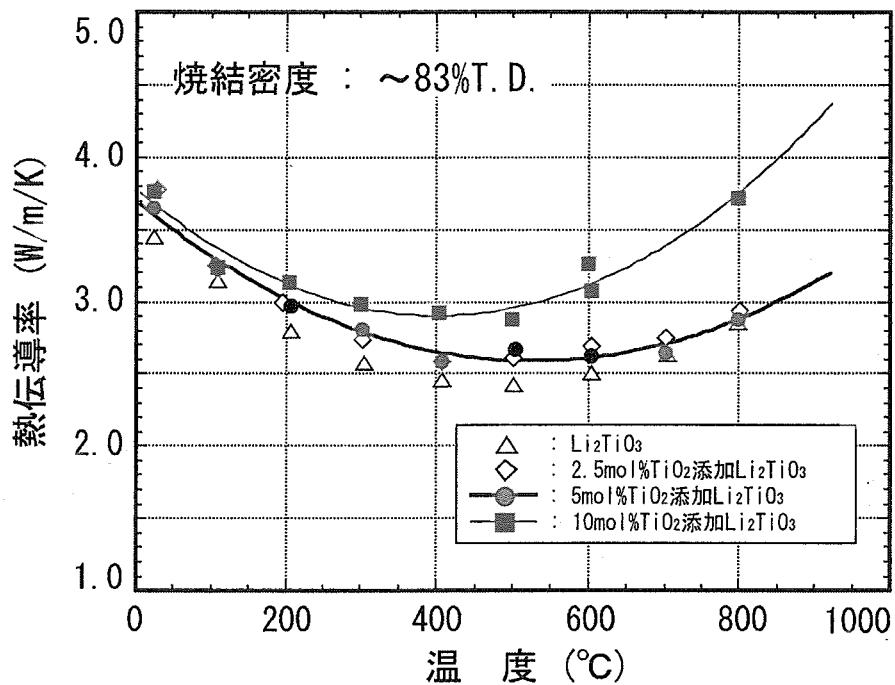


図 6.1.1 湿式造粒法による  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  微小球の試作試験結果

### 6.1.2 中性子増倍材微小球の照射特性評価

中性子増倍材微小球開発の一環として、回転電極法で製造したベリリウム微小球を3種類の照射条件で中性子照射し、トリチウムの放出挙動を比較した。照射条件を表6.1.1に示す。これらの試料を照射後に600°C及び900°Cに加熱してトリチウム放出率を測定した。放出曲線から求めた見掛けの拡散係数を図6.1.2に示す。この結果、試料P1とP2の見掛けの拡散係数はほぼ同じであり、600°Cでの値は参考文献の値より小さいことが明らかとなった。この原因は、ヘリウムバブルによってトリチウムがトラップされたためと考えられる。一方、照射損傷量の大きい試料P3の600°Cにおける見掛けの拡散係数は、他の試料より大きい値を示したが、900°Cにおける見掛けの拡散係数は、他の試料と同程度の値になった。これらの結果から、600°C程度の温度領域におけるトリチウム放出挙動には、ヘリウム生成量のみでなく、照射損傷量も影響する可能性のあることが分かった。

表6.1.1 ベリリウム微小球の照射条件

試料名	平均直径 <sup>a</sup> (mm)	照射温度 (°C)	高速中性子照射量 <sup>b</sup> × 10 <sup>21</sup> (n/cm <sup>2</sup> )	ヘリウム生成量 × 10 <sup>3</sup> (appm)	照射 損傷量 (dpa)
P1	0.793	445	3.0	0.7	4.2
P2	0.814	616	4.3	1.0	6.0
P3	0.805	383	4.3	0.5	8.6
参考文献 <sup>c</sup>	0.871	200	0.085	0.02	0.1

<sup>a</sup>微小球10個の平均値、<sup>b</sup>E>1MeV、<sup>c</sup>E. Ishitsuka, et al., Fusion Tech. 1994, 2(1995) 1345.

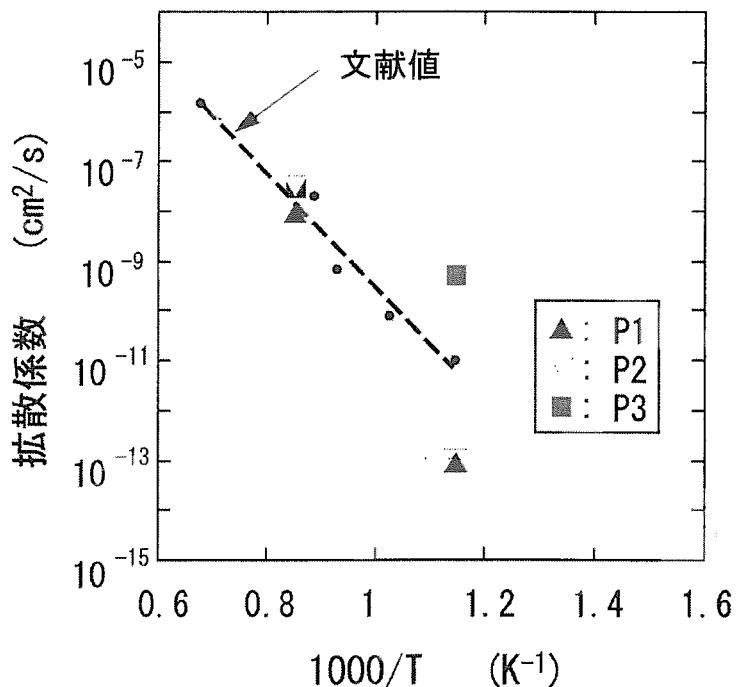


図6.1.2 トリチウムの拡散係数

## 6.2 ブランケット照射試験体の開発

### 6.2.1 トリチウム透過低減皮膜の開発

核融合炉ブランケットのトリチウム透過低減のため、「化学緻密化法」によるセラミックス皮膜施工技術開発を行った。開発の道のりを図 6.2.1 に示す。本法は、 $\text{SiO}_2$ 粒子を含むクロム酸水溶液を塗布後、450°Cで焼き固め、皮膜内の隙間や貫通欠陥を埋めるためのクロム酸水溶液等の含浸材をしみ込ませた後、さらに450°Cで焼くことを繰り返すことにより、しみ込んだクロム酸水溶液が酸化クロムに変化し、皮膜内の隙間等の貫通欠陥を埋め、緻密な皮膜を形成するものである。そして、基材寸法に制限がないため容器内面にも皮膜施工が可能で、施工設備が簡便、且つ施工温度が450°Cと拡散浸透法(約900°C)に比べ低温であること等の利点を持つ。これにより、緻密な  $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$  皮膜(皮膜1)が施工できた。

本年度は、含浸材であるクロム酸水溶液にガラス化材であるリン酸水溶液を加えることにより、より緻密な  $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$  皮膜(皮膜2)を形成させることに成功した。貫通欠陥確認試験を実施した結果、ガラス化材により皮膜内の貫通欠陥を減少できることを明らかにした。また、皮膜の密着性評価のため、皮膜付試験片を600°Cに加熱した後、室温の水中へ投下する熱衝撃試験を30回繰り返した。その結果、剥離等は認められず、十分な耐熱衝撃性を有していることを明らかにした。さらに、ステンレス鋼(SUS316L)製の管材内面に皮膜を施工し、重水素を用いて透過低減性能の定量試験を実施した。その結果、600°Cにおける透過低減率が約1/1000であることを明らかにした。以上の結果から、核融合炉ブランケットの使用温度である600°Cにおいて十分な透過低減性能を有するセラミックス皮膜施工法の開発に成功した。

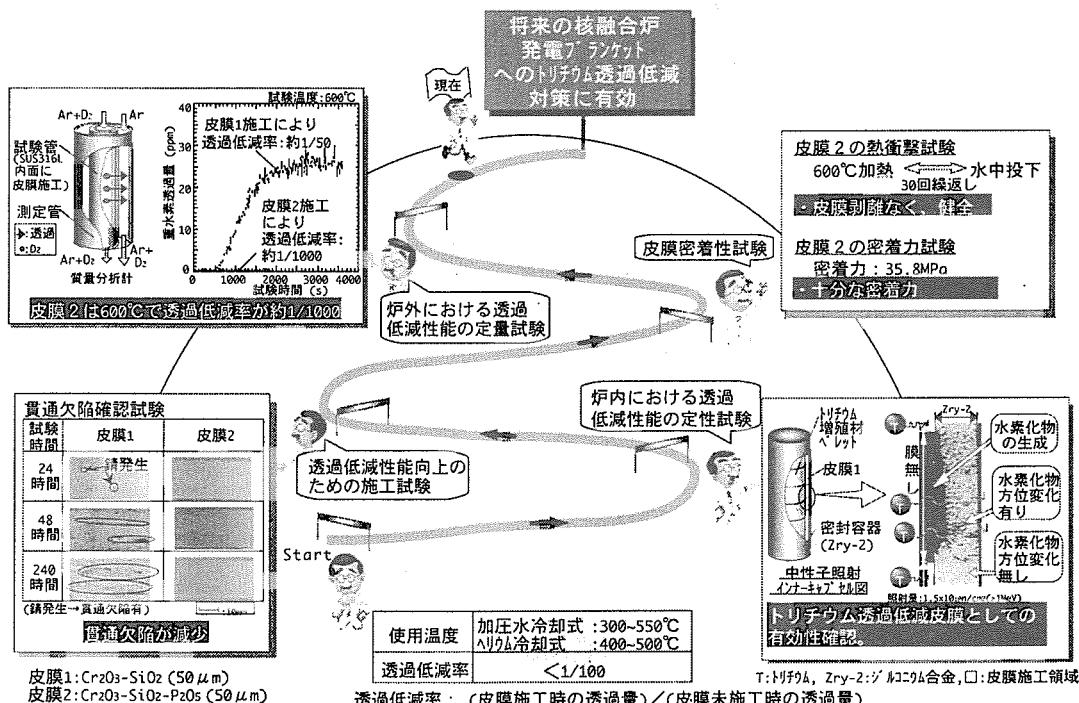


図 6.2.1 化学緻密化法によるトリチウム透過低減皮膜開発の道のり

### 6.2.2 溶射歪みゲージの照射試験

トリチウム増殖材や中性子増倍材の微小球充填体が中性子照射されると、スエリング（体積膨張）を引き起こし、充填体容器を変形させる恐れがある。スエリングは照射温度と照射時間で変化するため、その場測定する必要がある。容器の変形（歪み）を測定するには、一般に歪みゲージが使われるが、これまでの歪みゲージの照射試験では、照射温度及び歪み量が一定でも、中性子照射に伴い歪み信号が変化してしまうために使用できないことが明らかになっている。このため、新たな材料を用いた歪みゲージを製作し、材料の依存性を調べた。試験には、新たに選定した Fe-Cr-Al の薄膜を溶射により SUS316 基板上に形成した歪みゲージを用いた（図 6.2.2(a) 参照）。比較試料として従来の照射試験で使われていた材料 (Ni-Cr) の歪みゲージを用いた。これらの試料を照射温度 (110°C) 及び歪み量が一定の条件で、JMTR で 3 サイクル照射した。この結果、Fe-Cr-Al の方が Ni-Cr より歪み信号の変化が少ないことが明らかになった（図 6.2.2(b) 参照）。これらの結果から、適切な材料を選定すれば、中性子照射下でも使用できる歪みゲージを開発できる可能性があることが分った。

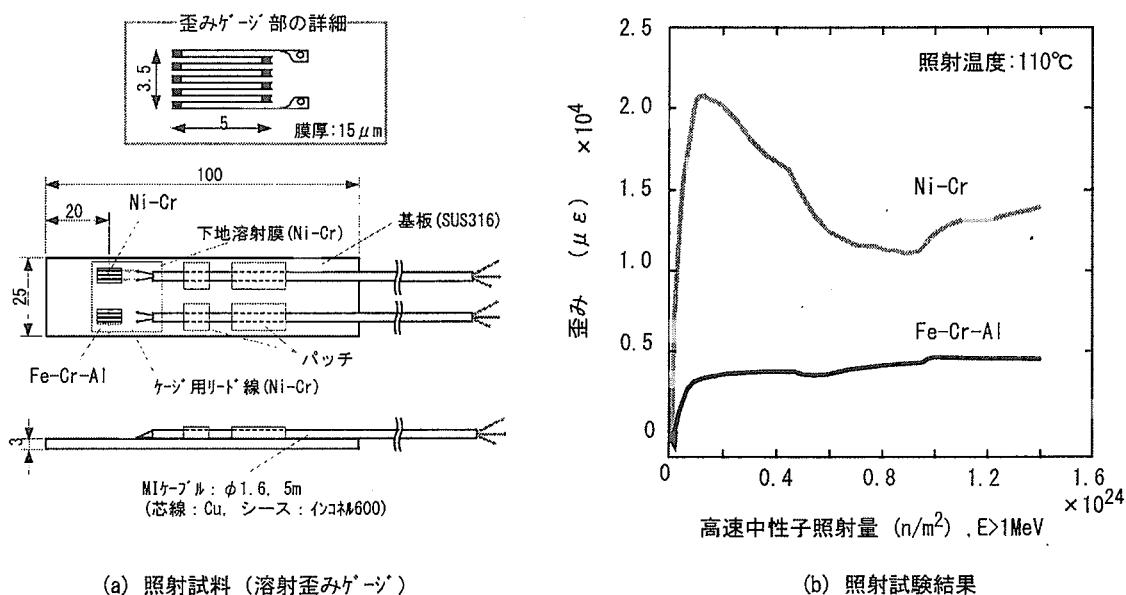


図 6.2.2 溶射歪みゲージと照射試験結果

### 6.2.3 耐放射線性小型ACサーボモータの開発

ITER テストブランケットモジュールの設計データ取得のために計画している炉内機能試験では、ITER の運転を模擬するため、熱中性子束をパルス状に可変できる照射試験体の開発が必要となる。このため、窓付の中性子吸收体を回転させる小型モータを開発している。これまでには、MI ケーブルをコイル用巻線に用いた耐放射線性のステッピングモータ（外径 50mm）を使用していたが、キャップセル内のスペースの制限から、より小型のモータが必要とされていた。このため、比較的放射線に強く且つコイル巻線を細くできるポリイミド被覆ニッケルメッキ銅線を用いた小型 AC サーボモータ（外径 25mm）の開発を行った。

モータの開発に関しては、原子力発電所の定期点検ロボットのような低い  $\gamma$  線照射環境で使用されていた小型 AC サーボモータの基本設計を基に、その構成材料 44 種類のうち 21 種類を、従来より耐放射線性に優れた材料に変更し、出力 6W、定格トルク 13g-cm のモータを試作した。

試作したモータに減速ギヤ及び接続端子を装着して照射キャップセルに装荷し、将来の炉内機能試験に使用する場合よりも強い中性子線・ $\gamma$  線環境下（約 10 倍）における加速照射試験を行った。この試験では、モータを毎分 512 回転で 2 分間運転した後、10 分間停止を 1 動作として、これを繰返した。試験時のモータ外面の温度は約 50°C であった。

照射試験の結果、モータは 130 時間回転した後に停止した（図 6.2.3(a) 参照）。この時の  $\gamma$  線照射量及び高速中性子照射量 ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) は、各々  $3 \times 10^7 \text{ Gy}$  及び  $3 \times 10^{20} \text{ n/m}^2$  であり、 $\gamma$  線照射量は従来品の使用限界の約 30 倍に相当する照射量であった。更に、モータ停止後にポリイミド銅線の導体抵抗及び絶縁抵抗を測定した結果、各々  $12 \Omega$  及び  $100 \text{ M}\Omega$  であり、照射開始直後から顕著な変化が無いことが明らかとなった（図 6.2.3(b) 参照）。従って、停止の原因是電気的な故障ではないと考えられ、機械系の構成について再検討すれば、耐放射線性を更に向上できると考えられる。

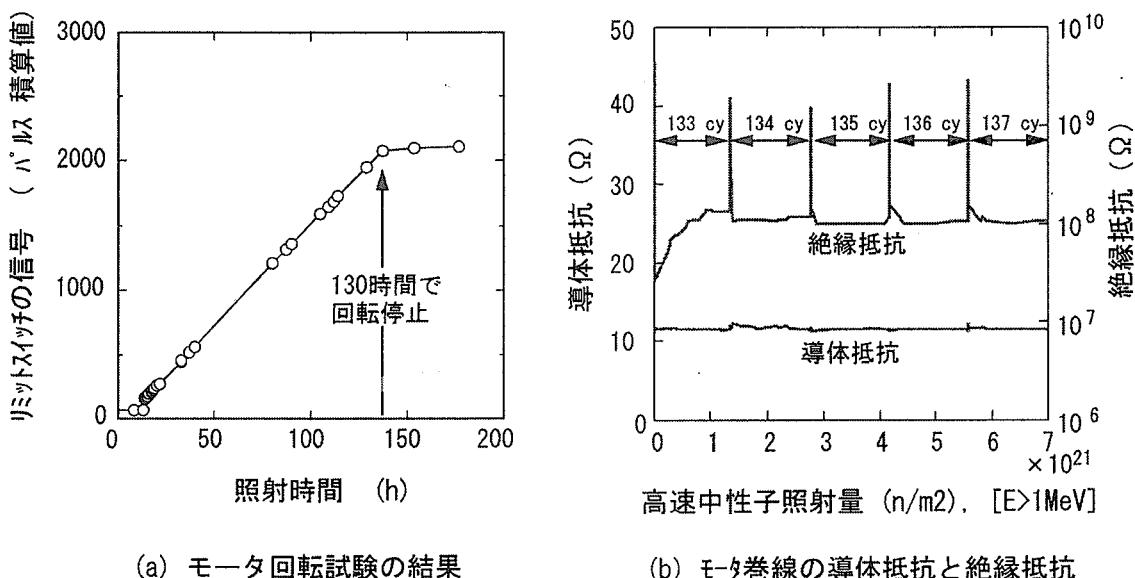


図 6.2.3 小型モータの照射試験結果

### 6.3 トリチウム増殖材微小球充填体からのトリチウム生成・回収特性

ITER用増殖ブランケットには、核融合の燃料となるトリチウムを生産するためのトリチウム増殖材が充填される。このため、ITERで想定されているパルスモードでの運転条件を模擬した中性子の間欠的な照射が可能な照射試験体を用いて、チタン酸リチウム( $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ )微小球充填体(充填密度:約80%)の照射試験をJMTRで行い、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。

トリチウム増殖材微小球には、湿式法で製造した直径0.2mm及び2mmの2種類の大きさの $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ 微小球(焼結密度:約80%T.D.)を用い、内径20mm、長さ260mmのステンレス製容器の中に両者を混合して約170g充填した。微小球充填体内に生成したトリチウムは水素添加したHeガスによりスイープして炉外に設置した測定装置に送り、連続的にトリチウム濃度の測定を行った。 $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ 微小球充填体温度とトリチウム放出率の関係を調べた結果(図6.3.1参照)、微小球内に生成したトリチウムの放出は約100°Cから開始されることが分かった。また、充填体温度が約300°Cを越えると、生成したトリチウムは全量放出されることを明らかにした。

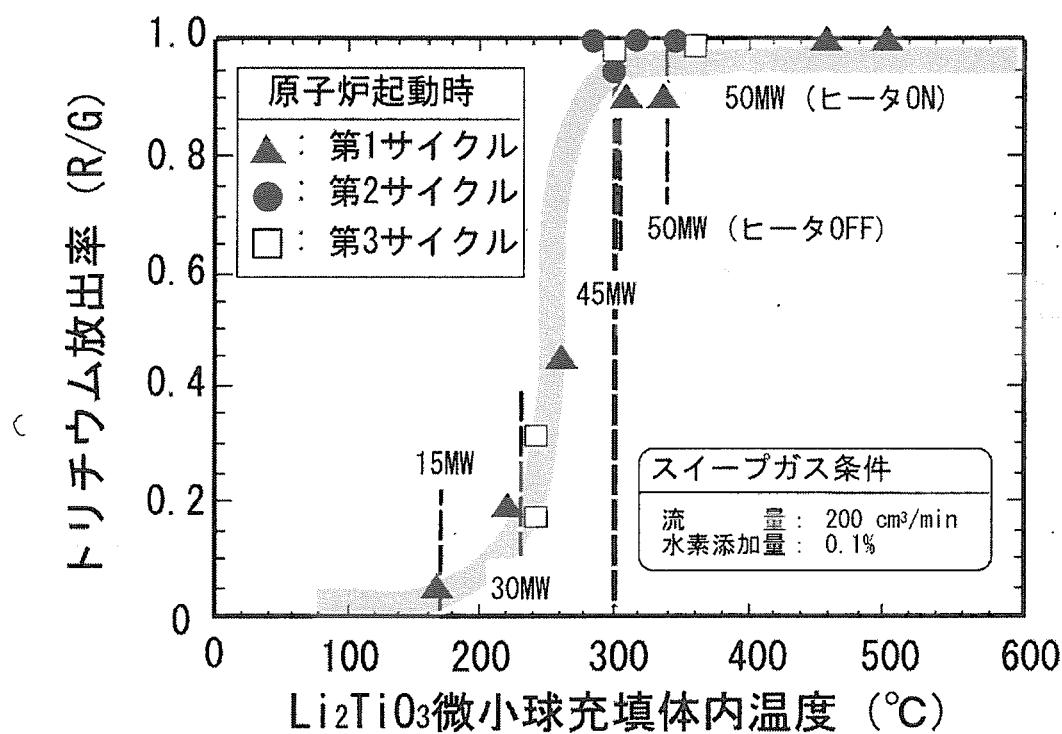


図6.3.1  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ 微小球充填体とトリチウム放出率の依存性

## 6.4 ITER工学設計のための照射試験

### 6.4.1 電気絶縁皮膜の未照射時特性評価

核融合プラズマのディスラプション時に発生する電磁力緩和のため、セラミックス( $\text{Al}_2\text{O}_3$ )の電気絶縁皮膜をブランケットの構造材(SUS316LN-IG:低炭素含有窒素添加SUS316鋼ITER GRADE)表面に施工する必要がある。SUS316LN-IGと $\text{Al}_2\text{O}_3$ との熱膨張差による $\text{Al}_2\text{O}_3$ 皮膜の剥離を防ぐため、SUS316LN-IGと $\text{Al}_2\text{O}_3$ 皮膜間に2種類のアンダーコーティングを施した試料を作製した。Type1は80Ni-20Crを大気プラズマ溶射法で厚さ50 $\mu\text{m}$ に施工し、Type2はSS410を減圧プラズマ溶射法で厚さ150 $\mu\text{m}$ に施工したものである。その上に各々純度99.6wt.%の $\text{Al}_2\text{O}_3$ を大気プラズマ溶射法で厚さ200 $\mu\text{m}$ 及び500 $\mu\text{m}$ 施工した(図6.4.1参照)。これら $\text{Al}_2\text{O}_3$ 皮膜付試験片をJMTRで照射温度150°C及び250°Cで各々0.3dpaまで中性子照射した。照射済試験片上にITERで想定されている条件の2倍の衝撃エネルギー(14kJ/m<sup>2</sup>)で3倍の衝撃回数(30,000回)に亘ってハンマを繰り返し自由落下させ、ディスラプション時における機械的衝撃の模擬試験を行った(図6.4.2参照)。

試験の結果、Type1及びType2共に $\text{Al}_2\text{O}_3$ 皮膜の剥離は認められず、試験中における照射済 $\text{Al}_2\text{O}_3$ 膜の150°C及び250°Cでの電気絶縁抵抗は約 $2 \times 10^{11}\Omega$ でほぼ一定であり、ITER設計値である $10^9\Omega$ を上回る十分な電気絶縁性能を有していることを明らかにした(図6.4.3参照)。これによりITERにおけるディスラプション時の条件より厳しい環境でも健全な皮膜を開発することに成功し、ITERにおける電気絶縁皮膜の施工に見通しを得た。

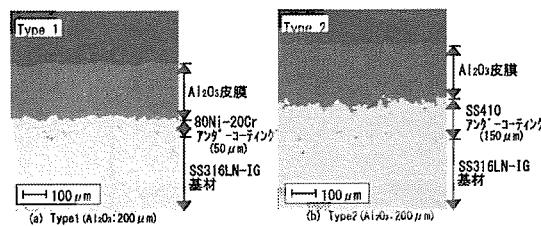


図6.4.1  $\text{Al}_2\text{O}_3$ 皮膜付試験片の断面写真

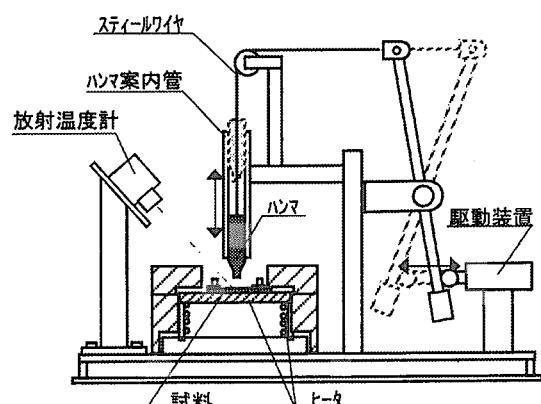


図6.4.2 機械的衝撃模擬試験装置

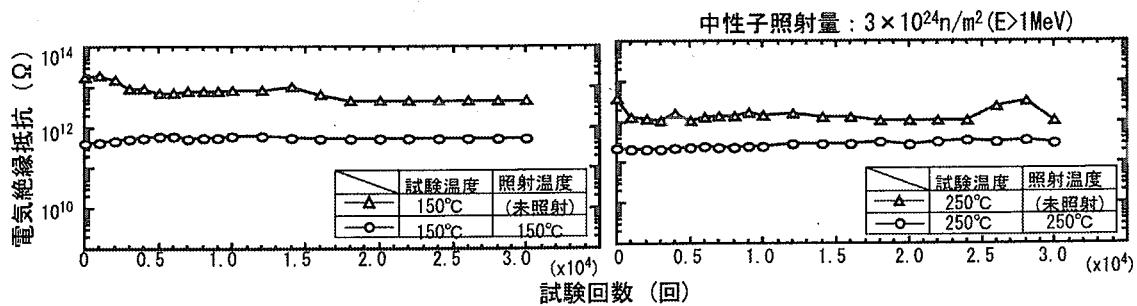


図6.4.3 機械的衝撃模擬試験結果の一例 (Type1:200 $\mu\text{m}$ 厚さ)

### 6.4.2 冷却配管用接合材の照射試験

ダイバータ内冷却配管の候補材として銅合金が、ブランケット内冷却配管の候補材としてSUS316LN-IGが挙げられているため、それら異種材を接合する必要がある。そのため、銅合金とSUS316LN-IGの3種類の接合材、すなわちアルミナ分散強化銅Al-25(Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を0.5wt%分散させた銅材)とSUS316LN-IGの摩擦圧接材、ロウ付け材(ロウ材:Cu-Mn-Ni)及びITERロシアホームチーム製作のCu-Cr-Zr合金(Cr0.6wt%, Zr0.07wt%含有)とSUS316LN-IGの鋳込み材に対して、各々の接合材と母材の試験片を製作し、JMTRにて照射温度150°Cで照射損傷量0.3dpaまでの照射試験を行った。照射後に行った機械的特性試験結果を、図6.4.4に示す。

ロウ付け材は、ロウ付け接合面内に存在するボイドの影響により、Al-25母材に比べて著しく低い強度を示した。鋳込み材及び摩擦圧接材は各々に用いた各銅合金と同程度の強度を有するため、冷却配管材として使用できることが明らかになった。

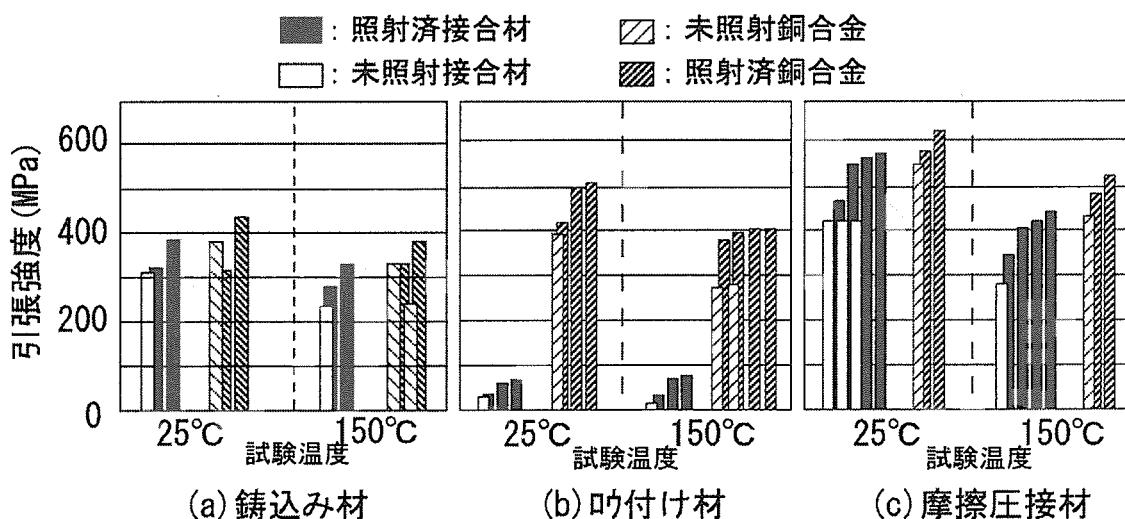


図6.4.4 異種接合材の照射後試験結果

### 6.4.3 第一壁用接合材の照射試験

遮蔽ブランケットの第一壁用ヒートシンク材と構造材との接合に関しては、熱間等方加圧(HIP)法が考えられているが、設計に必要となる中性子照射後の機械的特性データは少なかった。このため、「Al-25 と SUS316LN-IG」及び「SUS316LN-IG 同士」の組合せで HIP 接合材 (HIP 条件: 150MPa, 1050°C, 保持時間 2 時間、接合面粗さ  $R_{max}=1 \mu m$ ) を製作し、JMTR にて中性子照射 (照射損傷量 2.0dpa、照射温度 250°C、He 生成量 10appm) をを行い、照射後試験により機械的特性への中性子照射効果を調べた。その結果を図 6.4.5 に示す。

Al-25 と SUS316LN-IG の HIP 接合材の引張強度は、Al-25 母材のそれと同等であり、また SUS316LN-IG 同士の HIP 接合材の引張強度は、SUS316LN-IG 母材のそれと同等であった。また、引張破断は接合界面でなく母材部で生じた。また、接合材は母材に比べて衝撃値及び破壊靭性値が著しく低下することから、接合材を用いる際には本結果を留意する必要があることが明らかになった。

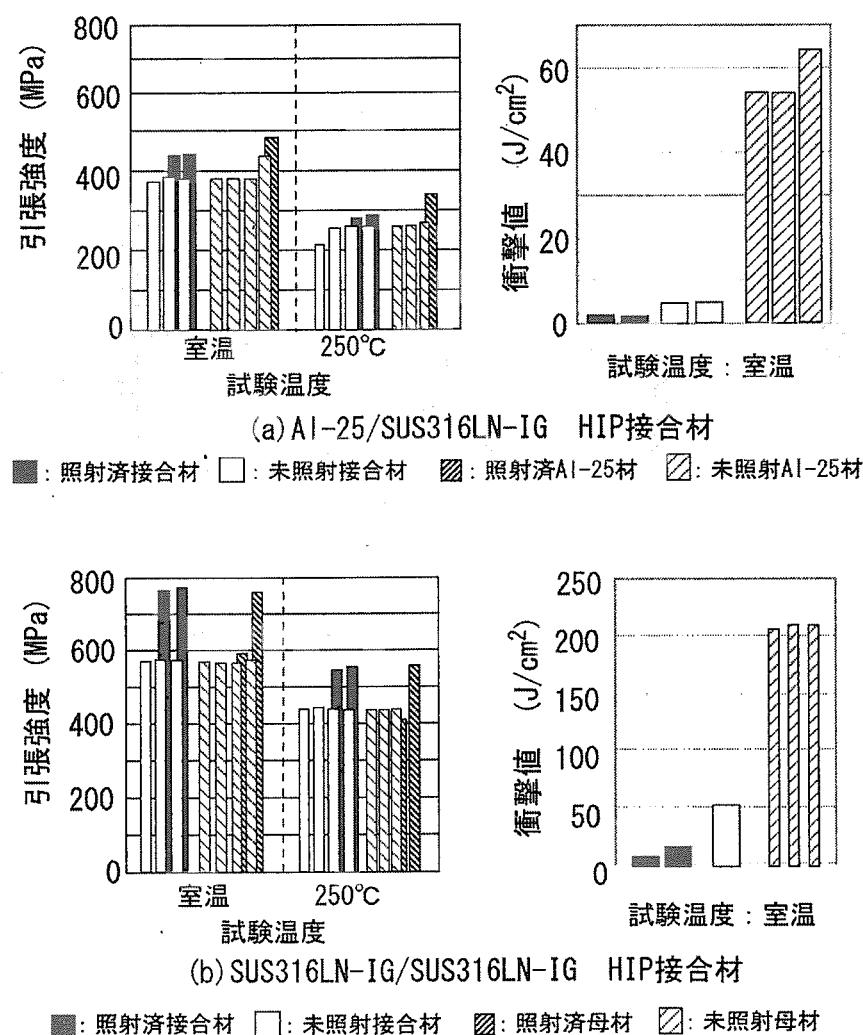


図 6.4.5 HIP 接合材の照射後試験結果

#### 6.4.4 照射済プラズマ対向機器の高熱負荷試験

核融合炉プ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と中性子の照射を受ける。このため、中性子照射した試験体の加熱試験が行えるインセル加熱試験装置(Oarai Hot-cell electron Beam Irradiation System ; OHBIS)を JMTR ホットラボのコンクリートセル内に設置し、プラズマによる高熱負荷を模擬した熱衝撃試験及び熱サイクル試験を実施している。

今年度は、炭素繊維強化炭素複合材（加熱部）とアルミナ分散強化銅（冷却水配管を有する除熱部）からなるダイバータ模擬試験体を中性子照射した後、OHBIS を用いた電子ビーム加熱による熱サイクル試験を実施した。試験体の照射条件は、照射温度が約 300°C、照射損傷量が 0.3dpa 及び 0.4dpa である。熱サイクル試験は、試験体加熱部表面に入射する熱流束を 5 MW/m<sup>2</sup>、加熱及び冷却時間を共に 10 秒を 1 サイクルとして実施した。試験の結果を図 6.4.6 に示す。この結果、照射損傷量の増加にともなって、炭素繊維強化炭素複合材の熱伝導率が低下するために試験体表面温度が上昇すること、未照射及び 0.3dpa の試験体表面温度は熱サイクル試験を通して変化しないこと、0.4dpa の試験体表面温度は徐々に低下することが明らかになった。0.4dpa の試験体表面温度が徐々に低下したのは、炭素繊維強化炭素複合材の熱伝導率がアニーリング効果で回復したためと考えられる。また、1000 回の熱サイクルを与えても、上記試験体は破損しないことも分かった。

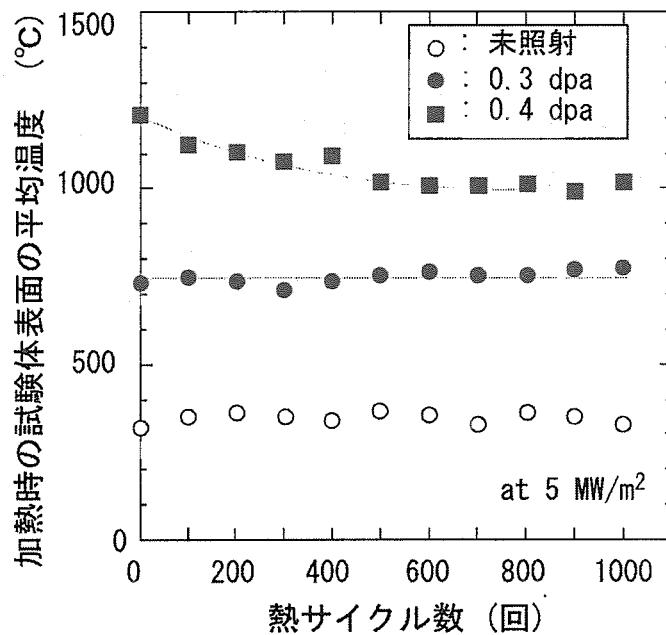


図 6.4.6 加熱時のダイバータ模擬試験体表面の平均温度の変化

### 6.4.5 再溶接材の照射試験

プランケットを補修する際には、中性子照射された冷却水配管と新たに取り付けるプランケットの冷却水配管をレーザ溶接により接合することが想定されている。そこで、SUS316LN-IG の板材と管材を製作し、それぞれ JMTR において中性子照射（照射損傷量 0.2dpa、He 生成量約 3appm、照射温度 200°C）を行った。照射試験後、照射材と未照射材の組合せ、未照射材同士及び照射材同士の組合せで YAG レーザ（レーザ出力 1kW、溶接速度 0.5m/min）により溶接材を製作し、照射材のレーザ溶接材の機械的特性を調べた。また、製作した溶接材に対して再度 JMTR にて第 1 回目と同条件で中性子照射（再照射）を行った後、機械的特性を測定した。

その結果、ヘリウム生成量が約 3appm で、厚みが 3mm の板材及び管材に対して有意なヘリウムバブルの発生はなく、良好な溶接が可能であることが明らかになった。また、機械的特性評価の結果（図 6.4.7 中の○参照）、溶接材の引張強度が、未照射の非溶接射材と同等であることが確認された。また、再照射後の機械的特性評価の結果、いずれの組合せの溶接材も非溶接材と同等の引張強度であることが確認された（図 6.4.7 中の●参照）。以上の結果から、核融合炉におけるプランケット配管補修にレーザ溶接が適用可能であることを確認した。

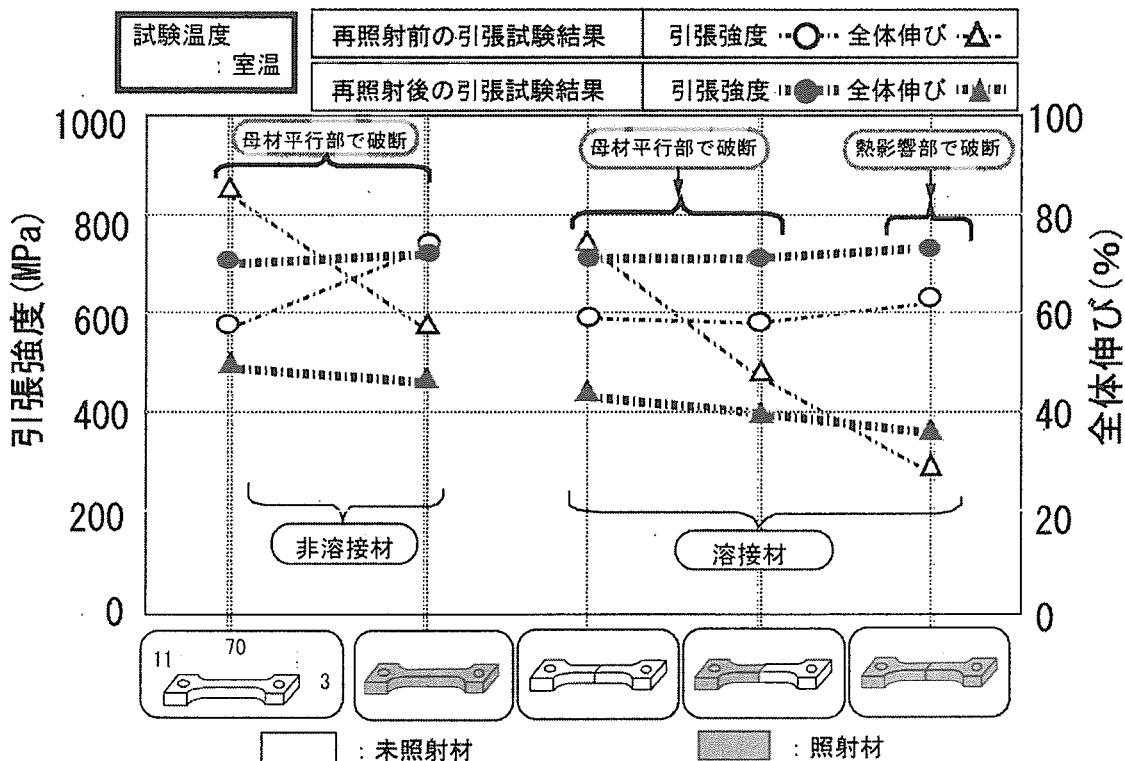
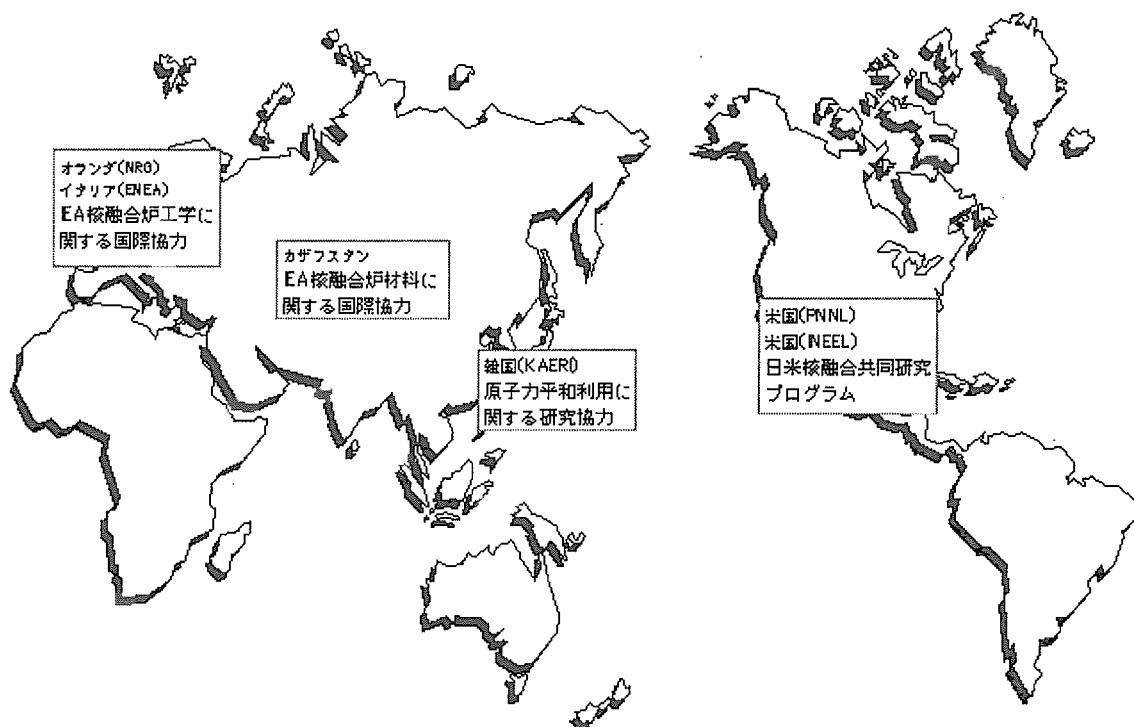


図 6.4.7 レーザ接合材の照射後試験結果

## 7 国際協力

### 7.1 概要

汎用照射技術開発及び核融合炉プランケット関連開発研究のため、国際協力協定に基づき、照射試験技術の高度化等を目指し、各種技術交流を行った。主な交流内容について以下に示す。



### 7.2 汎用照射技術に関する日韓研究協力

#### 7.2.1 照射後試験技術の開発

「日本原子力研究所と韓国原子力研究所(KAERI)との間の原子力平和利用分野における研究協力協定・プログラム3（照射試験技術の開発）」に基づき、5月29日から6月2日までの5日間、KAERI職員2名をホットラボ課に受け入れるとともに、11月20日から24日までの5日間、ホットラボ課職員1名がKAERIを訪問し、情報交換を行った。主な項目と情報の提供先は以下のとおりである。

- \* 照射済燃料の非破壊試験技術(JAERI)
- \* 微小領域分析技術(JAERI)
- \* 照射後試験施設(IMEF)における照射後試験技術(KAERI)

## 7.2.2 原子炉材料の照射挙動に関する研究

「日本原子力研究所と韓国原子力研究所(KAERI)との間の原子力平和利用分野における研究協力協定・プログラム6(原子炉材料の照射挙動に関する研究)」に基づき、3月4日から10日まで7日間、照射第2課職員1名がKAERIを訪問し、情報交換を行った。主な項目と情報の提供先は以下のとおりである。

- \* JMTRにおける照射試験の動向(JAERI)
- \* キャプセル温度制御装置の自動化(JAERI)
- \* HANARO・IMEF・PIEFにおける最新の照射試験技術及び試験計画(KAERI)

## 7.3 核融合炉用トリチウム増殖材開発等に関する日米研究協力

「日米核融合協力プログラム(FT-04、固体増殖ブランケット)」に基づき、10月19日と23日の2日間、ブランケット照射開発室職員1名が米国を訪問し、日米の参加機関(原研、パシフィックノースウェスト国立研究所(PNNL)、アイダホ国立研究所(INEEL))が分担する研究項目について最終検討を行った。その結果、トリチウム増殖材に関しては、米国FFTFの高速炉とJMTRで既に取得したトリチウム増殖材照射試験データ及びJMTRで2001年から取得し始めるトリチウム増殖材照射試験データをPNNLと原研が共同で解析することになった。また、中性子増倍材(ベリリウム金属及びベリリウム金属間化合物)に関しては、水との反応性評価、EBR-IIで照射した中性子増倍材からのトリチウム放出特性等をINEELと共同で行うことになった。さらに、照射基盤技術である線量評価手法や照射環境制御技術について、原研とINEELが有している情報を交換しあうことになった。

## 7.4 核融合炉開発に関するIEA国際協力

### 7.4.1 核融合炉材料に関する研究協力

「核融合材料に関する研究開発計画」の付属書II「核融合材料の照射損傷に関する研究開発計画のための実施協定」(国際エネルギー機関(IEA))に基づき、ブランケット照射開発室職員1名がロシア連邦のモスクワにあるBochvar無機材研究所を訪問し、「ロシア所有のSM-3炉を用いた中性子増倍材の重照射試験」の可能性について協議した。主な調査内容を以下に示す。

- \* Heガス密封/温度制御型キャップセル(Type A)及びHeガススイープ/温度制御型キャップセル(Type B)を用いた照射試験が可能である。Type Aに関しては、燃料領域内の細径照射孔が最適であるが、in-situでの温度制御及び計測は不可能である。Type Bに関しては、燃料領域内の中性子トラップ照射孔が最適であり、In-situトリチウム測定装置の整備によりトリチウム測定も可能となる。(照射後試験項目: 体積膨張率測定、トリチウム/Heガス生成量測定、微小球圧縮試験、引張試験、高温水との反応性試験、SEM/TEM観察、硬さ測定)

- \* 中性子増倍材中に He が 20000appm 生成するまでに必要な照射期間は、Type A 及び Type B ともに約 4-5 年であるため、本重照射試験プロジェクトは、照射後試験を含めて最大約 6 年間となる。なお、重照射試験に必要な費用は、Type A が 1.1M\$/6 年間（キャプセル 9 本の総費用/PIE 費を含む）、Type B が 2M\$/6 年間（キャプセル 3 本の総費用/PIE 費及び設備整備費を含む）である。

#### 7.4.2 核融合炉工学に関する研究協力

「核融合炉の炉工学に関する協力計画のための実施協定」の付属書 I 「核融合炉のトリチウム増殖プランケット、放射線遮蔽及びトリチウム処理システムの研究開発に関する共同作業」（国際エネルギー機関（IEA））に基づき、ペッテン研究所の試験炉（HFR）で実施するトリチウム増殖材の共同照射試験に関する会議がオランダのペッテン及びドイツのガルヒンクで開催され、前者には計画課職員、後者にはプランケット照射開発室職員各々 1 名ずつが参加した。また、トリチウム増殖材微小球の直接湿式造粒法共同開発に関する会議がイタリア原子力研究所（ENEA）で行われ、プランケット照射開発室職員 1 名が参加した。主な内容を以下に示す。

- \* HFR での実施が計画されている「トリチウム増殖材微小球充填体の照射試験」における照射試験体の核特性評価手法（中性子照射量、はじき出し損傷量等）の妥当性について議論し、問題がないことを確認した。
- \* 欧州のトリチウム増殖材第 1 候補材である  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$  と充填体構造材との両立性改善対策、充填体構造材からのトリチウム透過防止対策等の予備試験のため、照射試験体設計活動が約 2 ヶ月遅れており、HFR での照射試験開始は来年の 2 月ごろとなる予定であることを確認した。このため、日本からの  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  微小球支給は 9 月下旬で良いことになった。
- \* 「トリチウム増殖材微小球の直接湿式造粒法共同開発」に関する研究成果等について意見交換を行った。今後、使用済  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  微小球から過酸化水或いは硝酸を用いて残存  ${}^6\text{Li}$  を  $\text{Li}_2\text{CO}_3$  の形で回収するための技術開発についても検討することになった。

## 8. JMTR 施設の原子炉設置変更許可申請

### 8.1 概要

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、照射効率向上が図れる炉心の検討を平成 10 年度から行った結果、LEU 燃料の有効利用と運転日数増加が可能な改良 LEU 炉心を導入することとした。本炉心の 1 サイクルの運転日数は約 32 日（以下、日数は全て定格出力 50MW 換算）であり、現行の 25 日から 20%以上増加する。また、燃料要素の炉内装荷期間を標準燃料要素は 3 サイクル、燃料フォロワは 2 サイクルとしたことから、燃料要素平均の燃焼度は最高約 54%となる。この結果、年間 6 サイクルの運転に対して必要な燃料要素の使用数は 63 体となり、現行の LEU 炉心による運転での 4 サイクル分（100 日）で最高 192 日の運転が可能になる。

今年度は、平成 10 年度から平成 11 年度にかけて実施した安全解析の結果を基に、改良 LEU 炉心による原子炉の運転に必要な原子炉設置変更許可申請を行い、行政庁による安全審査を経て、原子力安全委員会の安全審査が行われ、平成 13 年 3 月 27 日付けで許可を取得した。

### 8.2 変更許可申請に係る安全審査

改良 LEU 炉心では、燃料要素平均の最高燃焼度が約 54%になることから、原子炉設置変更許可における最高燃焼度を現行の 50%から 60%に変更する申請を行うこととし、所内の安全審査を経て、平成 12 年 5 月 31 日に原子炉設置変更許可申請を行い、行政庁及び原子力安全委員会による安全審査が行われた。安全審査の経緯と説明資料を表 8.1.1 に示す。

#### 8.2.1 行政庁による安全審査

主な審査内容は以下のとおりである。

- ・燃焼度増加に伴う安全性評価の妥当性について  
燃料の照射実績、最大核分裂密度、燃料要素の使用時間、燃料要素の燃焼度等
- ・炉心構成の変更に伴う安全性評価の妥当性について  
核的熱水路係数、平均熱流束、最小 DNBR、過剰反応度等
- ・解析に使用した計算コードの妥当性について  
核特性計算：SRAC、熱特性計算：COOLOD、EUREKA-2、THYDE-W

- ・1991 年～1995 年の 5 年間の気象及び社会環境データの妥当性について
- ・解析に用いる相対濃度及び相対線量の妥当性について
- ・変更後の相対濃度及び相対線量を用いた被ばく評価の妥当性について

安全審査の結果、原子炉施設気体廃棄物の放出管理目標値の修正、運転時の異常な過渡変化等の解析結果への判断基準の明記等、申請書の一部補正を行った。

### 8.2.2 原子力安全委員会による安全審査

主な審査内容は以下のとおりである。

- ・安全設計の妥当性について

燃焼度の定義、アルミニウム合金の照射効果、燃焼度増加に伴う燃料芯材の熱伝導率、熱応力の評価式、Pu を考慮した核分裂密度と出力分担割合等

- ・安全評価の妥当性について

事故時の燃料温度と最小 DNB、被覆材熱応力の違い、流路閉塞事故時の冷却水最高出口温度と最小 DNB の比較、反応度投入事象におけるスクラム値到達時間の違い、安全評価指針と JMTR 原子炉施設における解析事象の対応等

- ・気象及び社会環境データ及び被ばく評価の妥当性について

5 年平均の大気安定度出現頻度の変化、通常運転時に放出される C-14 による実効線量当量評価、クラウドガンマ線量評価、JMTR 原子炉施設における航空機墜落の確率に関する評価等

- ・立地評価の妥当性について

仮想事故時の全身線量の積算値の評価、仮想事故評価に用いる大洗町人口の従来との違い等

- ・技術的能力に関する調査について

原子炉施設の運転経験、安全性及び信頼性確保のための品質保証活動、保安教育訓練等

安全審査において、「炉心流路閉塞事故時の冷却水最高出口温度の解析結果」に関して、計算コードへの入力間違いが確認されたことから、同コードを用いて解析した定格出力運転時の熱特性及び炉心流路閉塞事故解析の再評価を行い、結果の一部を修正した。また、「仮想事故時の全身線量の積算値」の評価に関して、積算線量が最大となる方位の選択について、従来の解析と整合が取れてないことが確認されたため、従来の方法により再評価を行った。その結果、従来の評価方法で方位を選択した場合の全身線量の積算値が最大値を与えることとなつたため、解析結果を修正した。これらについて、申請書の一部補正を平成 13 年 2 月 5 日付けで行った。

本変更に係る原子炉設置変更許可は平成 13 年 3 月 27 日付けで取得した。

表 8.1.1 JMTR 施設の設置変更許可申請に係る安全審査の経緯と説明資料

年 月 日	委 員 会 及 び 説 明 資 料
平成 12 年 5 月 31 日	原子炉設置変更許可申請
平成 12 年 6 月 8 日 ( 平成 12 年 9 月 5 日)	原子炉規制課ヒアリング (7 回) 申請内容に対する安全審査 原子炉安全技術顧問会 (2 回)
平成 12 年 10 月 20 日	原子炉設置変更許可申請書 一部補正申請
平成 12 年 11 月 6 日	第 77 回 原子力安全委員会 1. 原子炉設置変更許可申請書、2. 一部補正申請書、 3. 技術的能力について、4. 安全審査書、5. 概要説明書
平成 12 年 11 月 10 日	第 176 回 原子炉安全専門審査会 1. 原子炉設置変更許可申請書、2. 一部補正申請書、3. 安全審査書、4. 概要説明書
平成 12 年 11 月 21 日	原子炉安全専門審査会 第 100 部会 第 1 回会合 1. 原子炉設置変更許可申請書、2. 一部補正申請書、3. 安全審査書、4. 概要説明書、5. JMTR 原子炉施設の安全設計、安全評価、 6. 先行炉 (JRR-3M) との比較、7. 新旧対照表
平成 12 年 12 月 15 日	原子炉安全専門審査会 第 100 部会 第 2 回会合 1. LEU 燃料の国内外の事故・故障の事例調査について、 2. 安全設計に関する補足説明
平成 12 年 12 月 25 日	原子炉安全専門審査会 第 100 部会 第 3 回会合 1. 気象及び社会環境、 2. 通常運転時における一般公衆の実効線量当量評価、 3. 通常運転時における一般公衆の実効線量当量評価の補足説明、 4. 立地評価、5. 安全設計に関する補足説明 (その 2)
平成 13 年 1 月 24 日	原子炉安全専門審査会 第 100 部会 第 4 回会合 1. 安全設計に関する補足説明 (その 3)、2. 通常運転時における一般公衆の実効線量当量評価の補足説明 (その 2)、 3. 気象及び社会環境に関する補足説明、 4. 立地評価に関する補足説明、5. 安全評価説明資料の改定
平成 13 年 2 月 5 日	原子炉設置変更許可申請書 一部補正申請
平成 13 年 2 月 19 日	第 11 回 原子力安全委員会 1. 原子炉設置変更許可申請書、2. 一部補正申請
平成 13 年 2 月 23 日	原子炉安全専門審査会 第 100 部会 第 5 回会合 1. 第 100 部会第 4 回会合の補足説明、2. 一部補正申請書、 3. 安全審査書の一部修正、4. 安全設計説明資料の改定、 5. 立地評価説明資料の改定
平成 13 年 3 月 13 日	第 177 回 原子炉安全専門審査会 1. 原子炉安全専門審査会第 100 部会報告
平成 13 年 3 月 19 日	第 18 回 原子力安全委員会 1. 原子炉安全専門審査会報告、2. 技術的能力に関する調査審議結果
平成 13 年 3 月 27 日	原子炉設置変更の許可

## あとがき

J M T R 年報は本報が第 15 回目の刊行である。本報告書の作成に際しては、関係各位のご協力をいただきました。ここに謝意を表します。

J M T R 年報編集委員会

### 2000年度 J M T R 年報編集委員会名簿

委員長	藤木 和男	(材料試験炉部次長)
副委員長	河村 弘	(ブランケット照射開発室長)
委員	佐川 勉	(計画課)
委員	竹本 紀之	(原子炉第 1 課)
委員	石坂 知久	(原子炉第 1 課)
委員	越後谷 進一	(原子炉第 2 課)
委員	井出 広史	(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	近江 正男	(ホットラボ課)
委員	中道 勝	(ブランケット照射開発室)
委員	澤畠 啓	(保安管理室放射線管理課)
事務局	照沼 正光	(材料試験炉部業務課)

## 付録 1 材料試験炉部の組織



(注) \*平成13年4月1日以降の係名、所掌業務を示す。

## 付録2 外部発表

### 2. 1 論文投稿

石井敏満, 星屋泰二, 大岡紀一, 稲垣照美, 中谷隆彦：“赤外線サーモグラフィによる材料内部欠陥の検出とその数値シミュレーション”，日本非破壊検査協会, 平成12年度秋季大会講演概要集, pp. 105-108(2000. 11).

石井敏満, 大岡紀一, 星屋泰二, 小林英男：“超音波を用いた圧力容器鋼材の照射脆化診断法の技術開発”，KURRI-KR-62

稻垣照美, 石井敏満：“On the proposal of quantitative temperature measurement by using three-color technique combined with several infrared sensors having different detection wavelength bands”，Infrared Physics & Technology, Vol. 41, pp. 325-337(2000).

K. Tsuchiya, M. Nakamichi, Y. Nagao, J. Fujita, H. Sagawa, S. Tanaka, H. Kawamura, “Integrated experiment of blanket in-pile mockup with  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  pebbles”, Fusion Eng. Des., Vol. 51-52, pp. 887-892(2000).

M. Nakamichi, M. Nagao, C. Yamamura, M. Nakazawa, H. Kawamura, “Characterization of hybrid self-powered neutron detector under neutron irradiation”, Fusion Eng. Des., Vol. 51-52, pp. 837-841(2000).

T. Nishitani, T. Shikama, M. Fukao, H. Matsuo, R. Snider, J. Broesch, N. Sagawa, H. Kawamura, S. Kasai, “Irradiation effects on magnetic probes made of mineral insulated cable”, Fusion Eng. Des., Vol. 51-52, pp. 153-158(2000).

S. Tanaka, Y. Ohara, H. Kawamura, “Blanket R&D activities in Japan towards fusion power reactors”, Fusion Eng. Des., Vol. 51-52, pp. 299-307(2000).

M. A. Futterer, H. Albrecht, P. Giroux, M. Glugla, H. Kawamura, O. K. Kveton, D. K. Murdoch, D. Sze, “Tritium technology for blanket of fusion power plants”, Fusion Eng. Des., Vol. 49-50, pp. 735-743(2000).

E. Ishitsuka, H. Kawamura, T. Terai, S. Tanaka, “Compression properties of neutron irradiated beryllium pebbles”, Fusion Eng. Des., Vol. 51-52, pp. 123-126(2000).

F. Scaffidi-Argentina, G. R. Longhurst, V. Shestakov, H. Kawamura, "Beryllium R&D for fusion applications", Fusion Eng. Des., Vol. 51-52, pp. 23-41 (2000).

M. Nagao, M. Nakamichi, K. Tsuchiya, E. Ishitsuka, H. Kawamura, "Verification of tritium production evaluation procedure using monte carlo code MCNP for in-pile test of fusion blanket with JMTR", Fusion Eng. Des., Vol. 51-52, pp. 829-835 (2000).

K. Tsuchiya, H. Kawamura, G. Kalinin, "Reweldability tests of irradiated austenite stainless steel by TIG welding method", J. Nucl. Mater., Vol. 283-287, pp. 1210-1214 (2000).

K. Sato, E. Ishitsuka, M. Uda, H. Kawamura, S. Suzuki, M. Taniguchi, K. Ezato, M. Akiba, "Erosion characteristics of neutron irradiated carbon based materials under the simulated disruption heat loads", J. Nucl. Mater., Vol. 283-287, pp. 1157-1160 (2000).

K. Tsuchiya, H. Kawamura, "Development of wet process with substitution reaction for the mass production of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  pebbles", J. Nucl. Mater., Vol. 283-287, pp. 1380-1384 (2000).

E. Ishitsuka, H. Kawamura, T. Terai, S. Tanaka, "Effect of helium bubble and irradiation damage on tritium release behavior of neutron irradiated beryllium pebbles", J. Nucl. Mater., Vol. 283-287, pp. 1401-1404 (2000).

F. Scaffidi-Argentina, G. R. Longhurst, V. Shestakov, H. Kawamura, "The status of beryllium technology for fusion", J. Nucl. Mater., Vol. 283-287, pp. 43-51 (2000).

J. G. van der Laan, H. Kawamura, N. Roux, D. Yamaki, "Ceramic breeder research and development : Progress and Focus", J. Nucl. Mater., Vol. 283-287, pp. 99-109 (2000).

K. Tsuchiya, H. Kawamura, "Characterization of  $\text{TiO}_2$ -doped  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ ", Fusion Technology, Vol. 39, pp. 624-628 (2001).

M. Umeda, K. Tsuchiya, H. Kawamura, Y. Hasegawa, Y. Nanjo, "Preliminary characterization on Li isotope separation with Li ionic conductor", Fusion Technology, Vol. 39, pp. 654-658 (2001).

H. Yamada, K. Tsuchiya, M. Nakamichi, H. Kawamura, "Effect of neutron irradiation on mechanical properties of  $\text{Al}_2\text{O}_3$ -dispersed copper/SS316 joints", Fusion Technology, Vol. 39, pp. 602-606 (2001).

小森芳廣：“JMTRにおける燃料照射試験技術”，日本原子力学会「高度燃料技術」研究専門委員会報告書(2001).

Y. Matsui, Y. Itahasi, M. Simizu, H. Tsuji: “Irradiation-coupling techniques using JMTR and another facility”, Journal of Nuclear Materials, Vol. 283-287(part. 2), pp. 997-1000 (2000).

## 2. 2 学会口頭発表

長尾美春：“JMTRにおける修正法による大きな過剰反応度の決定”，日本原子力学会第32回炉物理夏期セミナー(湯布院, 2000. 8).

E. Ishitsuka, M. Uchida, K. Sato, M. Akiba, H. Kawamura, “High heat load test of neutron irradiated divertor mockups”, 21th Symposium on Fusion Technology, Madrid, Spain (2000. 9).

E. Ishitsuka, S. Kan, H. Kawamura, H. Onozawa, “In-situ characterization of small sized motor under neutron irradiation”, 21th Symposium on Fusion Technology, Madrid, Spain (2000. 9).

K. Tsuchiya, A. Kikukawa, D. Yamaki, M. Nakamichi, M. Enoeda, H. Kawamura, “In-situ tritium release measurement from  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  pebble-bed”, 21th Symposium on Fusion Technology, Madrid, Spain (2000. 9).

K. Tsuchiya, H. Kawamura, T. Kabutomori, “Study of high efficiency of Zr-Ni alloy for tritium gettering properties”, 21th Symposium on Fusion Technology, Madrid, Spain (2000. 9).

Y. Nagao, M. Nakamichi, K. Tsuchiya, H. Kawamura, “Neutronic and thermal estimation of blanket in-pile mockup with  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  pebbles”, 21th Symposium on Fusion Technology, Madrid, Spain (2000. 9).

M. Nakamichi, H. Kawamura, T. Teratani, K. Tani, “Out-of-pile characterization of  $\text{Al}_2\text{O}_3$  coating as electrical insulator”, 21th Symposium on Fusion Technology, Madrid, Spain (2000. 9).

K. Sato, E. Ishitsuka, M. Uchida, H. Kawamura, K. Ezato, M. Taniguchi, M. Akiba, “Thermal Cycle Experiments of Neutron-Iwadiated CFC/Cu Mock-ups”, 9th International Workshop on Carbon Materials, Hohenkammer Castle, Germany (2000. 9).

M. Nakamichi, H. Kawamura, T. Teratani, K. Tani, “Current status on fabrication of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  pebbles by wet process”, 9th International Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interactions, Toki, Japan (2000. 9).

K. Tsuchiya, H. Kawamura, "Characteristics of  $TiO_2$ -doped  $Li_2TiO_3$ ", 9th International Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interactions, Toki, Japan (2000. 9).

中道勝, 河村弘, 寺谷武馬, 谷和美, “電気絶縁材としての  $Al_2O_3$ - $TiO_2$  溶射皮膜の機械的及び電気的特性評価”, 社団法人高温学会・溶射部会「第9回溶射総合討論会」, 山形県, 山形市 (2000. 10).

K. Tsuchiya, H. Kawamura, "Characterization of  $TiO_2$ -doped  $Li_2TiO_3$ ", American Nuclear Society, 14th ANS Topical Meeting on the Technology of Fusion, Parkcity, USA (2000. 10).

M. Umeda, K. Tsuchiya, H. Kawamura, Y. Hasegawa, Y. Nanjo, "Preliminary characterization on Li isotope separation with Li ionic conductor", American Nuclear Society, 14th ANS Topical Meeting on the Technology of Fusion, Parkcity, USA (2000. 10).

H. Yamada, K. Tsuchiya, M. Nakamichi, H. Kawamura, "Effect of neutron irradiation on mechanical properties of  $Al_2O_3$ -dispersed copper/SS316 joints", American Nuclear Society, 14th ANS Topical Meeting on the Technology of Fusion, Parkcity, USA (2000. 10).

土谷邦彦, 中道勝, 斎藤隆, 石塚悦男, 河村弘, “核融合炉プラント開発のための計測技術開発”, 平成12年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」(2001. 3).

石井敏満, 星屋泰二, 大岡紀一, 稲垣照美, 中谷隆彦：“赤外線サーモグラフィによる材料内部欠陥の検出とその数値シミュレーション”，日本非破壊検査協会平成12年度秋季大会, 仙台 (2000. 11).

内田宗範, 石塚悦男, 秦野歳久, 河村弘, 滑川要二：“ITER第一壁用ベリリウム//銅合金接合体の開発, 2; 熱負荷試験”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

石塚悦男, 河村弘, 菅智史：“小型モータの中性子照射試験”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

中道勝, 河村弘, Kalinin, G.：“中性子照射した  $Al_2O_3$  膜の機械的衝撃試験”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

細谷敏明, 長尾美春, 金子義彦：“大きな超過倍率測定における修正法の JMTR への適用”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

長尾美春, 河村弘：“ベリリウム微小球充填型試験研究炉用反射体要素の概念検討”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

森雄一郎, 鍋谷栄昭, 塚田隆 : “軽水炉環境照射装置の設計検討, 2 ; 材料照射試験のための水質調整系の設計検討”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

井手広史, 松井義典, 板橋行夫, 長尾美春, 小向文作 : “軽水炉環境照射装置の設計検討, 1 ; 高温高圧水中照射キャップセルに関する設計検討”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

山田弘一, 長尾美春, 河村弘, 佐藤聰, Kalinin, G. , 竹内毅吉 : “アルミナ分散強化鋼／ステンレス鋼接合材の機械的特性に及ぼす中性子照射効果”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

飯村勝道, 菊川明広, 石田卓也, 小山昇, 中道勝, 富田健司, 海老沢博幸, 馬籠博克, 土谷邦彦, 河村弘 : “中性子パルス運転による  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  微小球充填体照射試験(1)-照射試験設備の特性試験-, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

齋藤隆, 土谷邦彦, 中道勝, 長尾美春, 菊地泰二, 山田弘一, 菅智史, 河村弘 : “中性子パルス運転による  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  微小球充填体照射試験(2)-中性子パルス運転模擬照射試験体の製作技術開発-, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

土谷邦彦, 中道勝, 菊川明広, 長尾美春, 飯村勝道, 河村弘, 榎枝幹男, 大崎敏雄 : “中性子パルス運転による  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  微小球充填体照射試験(3)-トリチウム生成回収特性-”, 日本原子力学会「2001年春の年会」(2001. 3).

### 付録3 研究所研究報告書類（公刊資料）

材料試験炉部：“材料試験炉一運転と技術開発 No. 13, 1998 年度”，JAERI-Review 2000-007, 94p (2000).

材料試験炉部：“材料試験炉一運転と技術開発 No. 14, 1999 年度”，JAERI-Review 2001-009, 80p (2000).

清水道雄, 岩松重美, 高田文樹, 相沢静男, 川又一夫, 大島邦男, 土谷邦彦, 山浦高幸, 松井義典, 岩井孝, 星屋泰二, 大岡紀一：“JMTR ホットラボにおける遠隔操作による溶接技術の開発”, JAERI-Tech 2000-029, 48p (2000).

## 付録4 共同研究、協力研究等

(件名、実施期間、相手方、担当課室、内容)

### 4. 1 共同研究

#### ガラス材を用いた照射温度モニタに関する研究

2000. 9. 21～2001. 3. 31 昭和電線電纜（株） ブランケット照射開発室

低放射化のガラス材を用いた照射温度モニタを開発し、核融合炉材料の照射特性評価・解析に資するため、多成分ガラスのモニタ材を用いて、照射温度、中性子照射量及び $\gamma$ 線照射量の影響を評価し適応性を調べた。

#### 酸素ポテンシャルセンサの照射効果に関する研究

2000. 7. 3～2001. 3. 31 山里産業（株） 照射第1課

原子炉内で使用できる酸素ポテンシャルセンサを開発し、中性子照射下での性能評価に資するため、ジルコニア固体電解質型センサを照射し、起電力測定及び周波数応答測定を実施した。また、同センサの炉外試験を実施した。これらの結果を相互比較し、同センサの照射特性について総合的に検討・評価した。

### 4. 2 協力研究

#### 中性子増倍材の照射損傷に関する研究

2000. 4. 1～2001. 3. 31 北海道大学エレキギー先端工学研究センター ブランケット照射開発室

中性子増倍材のスエリング特性、トリチウム放出特性等を解析評価するために必要な材料特性データを取得し、照射挙動解析コードの整備に資するため、ベリリウムの中性子照射特性評価の一環として、電子線・イオン及び中性子を用いた照射試験を行い、ベリリウム中の不純物である鉄、BeO 等が照射特性に及ぼす影響を明らかにし、照射挙動モデルを作成した。

#### トリチウム増殖材の照射特性に関する研究

2000. 4. 1～2001. 3. 31 東京大学工学部 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評価し、照射挙動解析コードの整備に資するため、中性子照射時等の材料特性データの取得を行うとともに既存データのデータベース化を行い、照射挙動モデルを作成した。

#### 非破壊法による欠陥検出限界の定量化に関する研究

2000. 4. 1～2001. 3. 31 茨城大学工学部 ホットラボ課

超音波等の各非破壊試験法による材料や機器構造物の欠陥の検出限界について定量的化を進め、

新たな非破壊的照射後試験法の開発に資するため、波の伝搬機構に関する数値解析手法を確立するとともに、内部欠陥の検出試験データとの比較検討を進め、ステンレス鋼等の微小欠陥の検出限界を定量的に明らかにした。

原子炉構造材の非破壊的照射脆化評価法に関する研究

2000. 4. 1～2001. 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経年劣化や照射脆化を解析する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に資するため、照射後試験済の原子炉構造材試験片の超音波伝搬特性を高精度で評価し、照射に伴う機械的強度特性と超音波特性の相関関係を求め、照射脆化に伴う超音波伝搬特性変化量とその支配因子を明らかにした。

## 付録5 官庁申請許認可一覧

### 5. 1 設計及び工事の方法の認可

申請年月日	内 容	認可年月日
12. 4.17	第27次～第28次低濃縮ウラン燃料要素の製作	12. 5.15
12. 6.14	第27次～第28次低濃縮ウラン燃料要素の製作の変更	12. 6.30
12. 7.28	新燃料貯蔵ラックの更新	12. 10.2
12. 8. 7	JMTRアルミニウム反射体要素の製作	12. 9.20
12. 10.25	炉プールの閉止板の製作	12. 12.12
12. 10.25	飽和温度キャプセルⅡの製作	12. 12.26

### 5. 2 使用前検査

申請年月日	件 名	合格年月日
10.9.18	第24次低濃縮ウラン燃料要素の製作	12.6.22
11.2. 5	中性子吸収体の製作	12.5.15
11.5.25	第25次低濃縮ウラン燃料要素の製作	13.3.28

### 5. 3 施設検査

申請年月日	件 名	合格年月日
該当なし		

### 5. 4 定期検査

申請年月日	件 名	合格年月日
12.6.8	平成12年度JMTR原子炉施設定期検査	12.10.6
12.8.1	平成12年度JMTRC原子炉施設定期検査	12.9.21

## 付録6 プレス発表一覧

発表年月日	件名	記事掲載新聞
12. 4. 24	JMTR 原子炉施設の自動停止について	読売新聞他 7 紙
12. 5. 24	JMTR 原子炉施設の自動停止について (原因と対策)	毎日新聞他 3 紙
12. 11. 2	運転中の原子炉内で使用できる小型モータの開発に成功	日本工業新聞他 4 紙
13. 2. 23	中性子増倍材微小球の大量製造技術開発に世界で初めて成功	日刊工業新聞他 2 紙
13. 3. 30	キャップセルの試料温度制御に新方式を開発	日刊工業新聞他 2 紙

## 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	$s^{-1}$
压力、応力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	$N/m^2$
工率、放射束	ジュール	J	$N \cdot m$
電気量、電荷	ワット	W	$J/s$
電位、電圧、起電力	クロン	C	$A \cdot s$
静電容量	ボルト	V	$W/A$
電気抵抗	ファラード	F	$C/V$
コンダクタンス	オーム	$\Omega$	$V/A$
磁束	ジーメンス	S	$A/V$
磁束密度	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
インダクタンス	テスラ	T	$Wb/m^2$
セルシウス温度	ヘンリイ	H	$Wb/A$
光束度	セルシウス度	$^{\circ}C$	
照度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
放射能	ルクス	lx	$lm/m^2$
吸収線量	ベクレル	Bq	$s^{-1}$
吸収線量率	グレイ	Gy	$J/kg$
飛当量	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
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、1eVおよび1u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関係理事会指令では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	$N (=10^5 \text{ dyn})$	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 <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	$J (=10^7 \text{ erg})$	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)	
								= 4.184 J(熱化学)	
	1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{18}$		
	9.80665	1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{19}$		
	$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{25}$		
	4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$	仕事率 1 PS(仏馬力)	
	1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$		
	1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{18}$	= 75 kgf·m/s	
	$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1	= 735.499 W	

放射能	Bq	Ci
1	$2.70270 \times 10^{-11}$	
$3.7 \times 10^{10}$	1	

吸収線量	Gy	rad
1	100	
0.01	1	

照射線量	C/kg	R
1	3876	
$2.58 \times 10^{-4}$	1	

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

(86年12月26日現在)

材料試験炉—運転と技術開発 No.15 (2000年度)