

JAERI-Review

JP9950182

99-006



材料試験炉－運転と技術開発－No.12
(1997年度)

1999年3月

材料試験炉部

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

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

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

材料試験炉 - 運転と技術開発 -No.12
(1997 年度)

日本原子力研究所大洗研究所
材料試験炉部

(1999 年 2 月 3 日受理)

1997 年度は、軽水炉及び核融合炉の研究開発、燃料・材料の基礎研究及び RI 生産等の照射利用のために、120、121 及び 123 サイクルの合計 3 サイクルの運転を行った。

照射利用の技術に関して、照射場評価として照射試料位置における中性子スペクトル評価精度を向上させるための開発を進めた。

一方、照射技術に関しては照射試料の垂直移動、再照射、応力負荷が行える照射キャップセルの開発を行うとともに、要素技術としての燃料棒用酸素ボテンシャルセンサ等の開発を行った。

照射後試験技術に関して、交流電位差法を用いたき裂長さ測定技術及び遠隔操作による微小試験片加工技術の開発を行った。

核融合開発に関しては、ブランケット照射挙動及び関連材料に関する照射研究を進めた。

Annual Report of JMTR, No. 12
-JMTR Operation and technical development-
(April 1, 1997 - March 31, 1998)

Department of JMTR

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

(Received February 3, 1999)

During FY1997, the JMTR was operated for 3 complete cycles (120th, 121st and 122nd cycles) and was utilized for the research and development programs on the technology of LWRs and fusion reactor, as well as for fundamental research of fuels and materials, and for radio-isotope productions.

The improvement of evaluation technique in a local neutron spectrum for irradiation utilization and development of capsule having the vertical migration ,the reinstrumentation devices and loading mechanism have been carried out. Development of a new oxygen potential sensor for oxide fuel pellets has been done as an elemental technology of irradiation for high burn-up fuels.

As for post irradiation examination, the techniques for measuring of crack length using an alternating current potential drop method and machining of miniaturized specimen by the remote handling have been developed.

A research on the blanket materials and components for thermonuclear fusion reactor were also progressed.

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

目 次

1 概 要	1
2 JMTRの運転管理	3
2.1 原子炉の運転管理	3
2.2 照射設備の運転管理	10
2.3 JMTRCの管理	15
2.4 ホットラボの運転管理	16
2.5 放射線管理	20
3 JMTRの利用状況	25
3.1 照射試験	25
3.2 照射後試験	30
4 主要な設備の整備	31
4.1 原子炉施設	31
4.2 照射設備	33
4.3 ホットラボ施設	36
5 JMTR照射利用に関する技術開発	37
5.1 照射場評価	37
5.2 照射技術	40
5.3 照射後試験	44
5.4 赤外線サーモグラフィを用いた非破壊診断技術の開発	47
5.5 メンテナンス・エンジニアリング	48
6 混合炉心の構成変更に係る安全解析	49
6.1 安全解析及び変更手続き	49
6.2 今後の計画	50
7 核融合炉ブランケットに関する研究開発	52
7.1 微小球の開発	52
7.2 Li_2TiO_3 微小球からのトリチウム生成・回収特性	54
7.3 特殊照射試験体の開発	55
7.4 計測機器の開発	57
7.5 照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験	58
7.6 プラズマ光計測用材料の照射試験	59
7.7 ブランケット構造材料の接合技術開発	60
8 国際協力	62
8.1 国際協力	62
8.2 科学技術庁研究交流制度	62
8.3 第3回核融合炉ベリリウム技術ワークショップ	63
あとがき	64
付録1 材料試験炉部の組織	65
付録2 外部発表	66
付録3 研究所研究報告書類	74
付録4 共同利用研究	75
付録5 受託研究、共同研究、協力研究等	76
付録6 官庁申請許可一覧	79

Contents

1	Outline	1
2	JMTR Operation and Maintenance	3
2.1	Reactor	3
2.2	Irradiation Facilities	10
2.3	JMTRC	15
2.4	Hot Laboratory	16
2.5	Radiation Monitoring	20
3	JMTR Utilization	25
3.1	Irradiation Tests	25
3.2	Post Irradiation Examinations	30
4	Renewal of Installations	31
4.1	Reactor	31
4.2	Irradiation Facilities	33
4.3	Hot Laboratory	36
5	Development on JMTR Irradiation Utilization	37
5.1	Evaluation of Neutron Field for Irradiation	37
5.2	Irradiation Techniques	40
5.3	Post Irradiation Examination	44
5.4	Nondestructive Diagnostic Using Infrared Thermography	47
5.5	Maintenance Engineering	48
6	Safety Analysis of JMTR with New Core configuration	49
6.1	Safety Analysis and modification procedure	49
6.2	Schedule for next step	50
7	Neutron Irradiation Studies for Fusion Blanket Development	52
7.1	Pebble Development	52
7.2	Tritium release properties from Li_2TiO_3 pebbles	54
7.3	Development of mock-up for in-pile functional test	55
7.4	Development of instrument for in-pile functional test	57
7.5	Thermal shock test of neutron irradiated plasma facing component	58
7.6	Irradiation test of window materials for the plasma diagnostic component	59
7.7	Joining Technology Development of Blanket Structure Materials	60
8	International cooperation	62
8.1	International cooperation	62
8.2	STA Scientist Exchange Program	62
8.3	Third International Energy Agency International Workshop on Beryllium Technology for Fusion	63
	Postscript	64
	APPENDIX 1 Organization of Department of JMTR	65
	APPENDIX 2 Publications and Presentations	66
	APPENDIX 3 Publication Reports	74
	APPENDIX 4 Contracts for Irradiation Service	75
	APPENDIX 5 Cooperative Study	76
	APPENDIX 6 Permission and Approval by the Authority	79

1 概要

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

1997年度(以下「今年度」という。)は、当初、第120~123サイクルの計4サイクルの原子炉の運転を計画していた。1996年度から引き続き行っていた圧力サーボタンクの更新に伴う使用前検査中に、一次冷却系配管のベント弁に微小欠陥が見つかり、当該ベント弁等の交換工事を実施した。このため、第120サイクルの運転開始は11月に変更となり、今年度の運転実績は、第120, 121及び122サイクルの計3サイクルとなった。なお、今年度のJMTR積算運転出力は、3600.9 MWd、運転開始以来の積算出力は第122サイクル終了時点で116,504MWdであった。

照射試験に関しては、今年度は、延べ82サイクル・本のキャップセル及び45本の水力ラビットの照射を行った。また、ホットラボでは、照射済みキャップセルの解体及びRI等照射試料の搬出、出力急昇試験用キャップセル(Boiling water capsule; BOCA)への照射済燃料棒組込、照射済燃料棒への再計装等を行うとともに、照射後試験として軽水炉燃料についての非破壊・破壊試験、原子炉構造材の機械的特性試験、金相試験等を行った。これらの照射及び照射後試験業務とともに、今後の照射試験需要への対応を進め、安全で安定した運転の維持のための設備更新を行った。

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

- 1 照射場評価
- 2 照射技術
- 3 照射後試験
- 4 非破壊試験
- 5 メンテナンス・エンジニアリング
- 6 炉心構成変更に係る安全解析
- 7 核融合炉用ブランケットに関する研究開発

このうち核融合炉ブランケットに関する研究開発は、ブランケット照射試験設備の設計及びブランケット照射挙動について進めており、前者は、照射環境下でのブランケットの機能評価のための炉内機能試験設備の設計として、特殊照射試験体、簡易スイープガス装置及びプラズマ診断用光計測機器診断のための光計測キャップセルを製作した。後者については、トリチウム増殖材の製造技術の評価、中性子増倍材の特性評価等に関わる技術開発として各種微小球の開発を進め、トリチウム増殖材に関する照射下トリチウム放出量評価データの取得に成功した。

その他、国際研究協力及び交流として、韓国原子力研究所(Korea Atomic Energy Research Institute; KAERI)との間の照射試験及び照射後試験に関する研究協力を

1996年度に引き続き行った。また、科学技術庁支援計画に基づく原子力研究交流制度により、材料試験炉部からKAERIへ技術者2名を派遣するとともに、KAERI及びインドネシア原子力庁より計2名の研究者を受け入れた。さらに、IEA主催の第3回核融合炉ベリリウム技術ワークショップを当部を事務局として10月に開催した。

2 JMTRの運転管理

2.1 原子炉の運転管理

2.1.1 運転

1996年から引き続いて圧力サージタンクの更新作業を進めるとともに、今年度の圧力サージタンクの使用前検査において発見された主循環系ベント弁からの微量漏えいの原因調査を行うとともに、その対策として弁交換作業を実施した。このため第120サイクルの運転開始が11月に延期され、当初計画した年間4サイクル運転から3サイクル運転に変更した。JMTR運転実績を表2.1.1に今年度JMTR作業実績を図2.1.1に示す。なお、第122サイクルでは、商用電源の電圧降下により原子炉がスクラムしたため、Xeの減衰を待って再起動した。

サイクルNo.	原子炉起動日	原子炉停止日	積算出力 (MWd)	運転時間 (h)
120	1997.11.25	1997.12.20	1231.9	613.8
121	1998. 1.19	1998. 2.13	1227.8	605.1
122	1998. 3. 2	1998. 3.14		
	1998. 3.16	1998. 3.29	1141.2	570.2

注1) 運転時間は特性試験運転を含む。

注2) 第122サイクルでは、1998. 3.20に商用電源の電圧降下により原子炉がスクラムしたため翌日再起動した。

表2.1.1
JMTR運転実績



図2.1.1
JMTR作業実績

(1)核特性測定

各運転サイクルに先立ち、低出力(20kW)運転を行って核特性測定を行った。各運転サイクルにおける過剰反応度、停止余裕及び制御棒SR-1、SR-2の自動制御範囲での反応度をそれぞれ表2.1.2から表2.1.4に示す。

サイクルNo.	過剰反応度(% $\Delta k/k$)
120	11.40
121	11.45
122	11.23

表2.1.2
各運転サイクルにおける過剰反応度

サイクルNo.	停止余裕(% $\Delta k/k$)	keff
120	30.7	0.77
121	41.3	0.71
122	42.0	0.70

表2.1.3
各運転サイクルにおける停止余裕

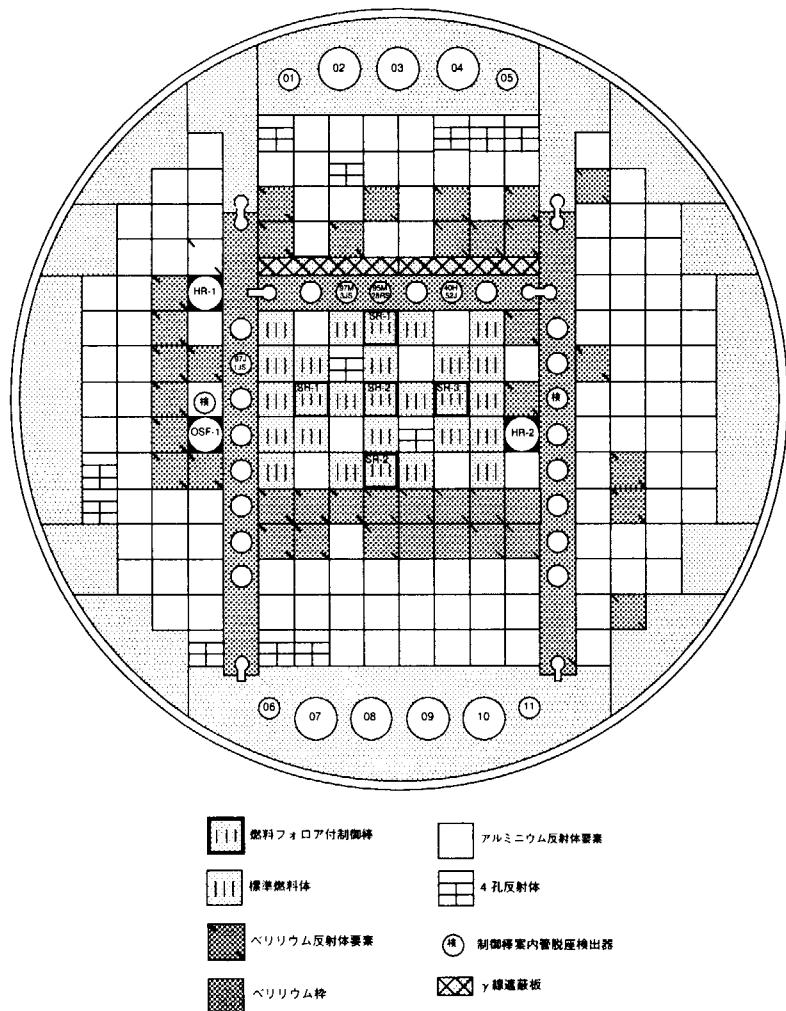
表2.1.4
各運転サイクルにおける制御棒SR-1,2の自動制御範囲での反応度

サイクル No.	測定年月日	SR-1(% $\Delta k/k$)	SR-2(% $\Delta k/k$)
120	1997.11.17	0.24	0.20
121	1998. 1.14	0.23	0.26
122	1998. 2.26	0.24	0.24

(2)炉心要素管理

JMTRの標準的な炉心配置を図2.1.2に示す。JMTRでは、反射体等の各炉心要素の使用限度を中性子照射量及び変形量（曲がり量）から定め、炉心要素の管理を行っている。今年度、炉心要素管理として”ベリリウム枠曲がり測定”を行った。

図2.1.2
炉心配置図



(3)水質管理

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

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

JMTR施設の純水及びろ過水の月別の使用量を表2.1.6に示す。

月別	純水 (m ³)	ろ過水 (m ³)
4	39.1	10,790
5	39.3	7,170
6	68.9	8,000
7	51.6	6,910
8	107.9	6,930
9	231.2	6,120
10	192.7	6,960
11	100.4	22,950
12	276.4	59,950
1	120.3	41,700
2	271.2	41,260
3	329.2	76,030
合計	1828.2	294,770

注1) 純水は、一般及び脱気純水を含む

(4)液体廃棄物

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

各運転サイクル毎の液体廃棄物を表2.1.7から表2.1.9に示す。

系統名	項目	第1,2廃液タンク	第4,5廃液タンク	第6,7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量(m ³)	2,072	154	-	2,226
	最高濃度(Bq/m ³)	1.4×10^8	1.1×10^6	-	-
	放射能(MBq)	2.1×10^4	7.2×10^1	-	2.1×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量(m ³)	-	172	176	348
	最高濃度(Bq/m ³)	-	2.6×10^7	2.1×10^7	-
	放射能(MBq)	-	4.6×10^2	1.3×10^3	1.8×10^3
液体廃棄物B	廃液量(m ³)	-	-	-	-
	最高濃度(Bq/m ³)	-	-	-	-
	放射能(MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量(m ³)	2,072	326	176	2,574
	放射能(MBq)	2.1×10^4	5.3×10^2	1.3×10^3	2.3×10^4

表2.1.6
JMTR施設の純水及びろ過水の月別使用量

表2.1.7
JMTR第120サイクル運転中の液体廃棄物
(γ 線放出核種)

表2.1.8
JMTR第121サイクル
運転中の液体廃棄物
(γ 線放出核種)

系統名	項目	第1,2廃液タンク	第4,5廃液タンク	第6,7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m^3)	263	37	-	300
	最高濃度(Bq/m^3)	2.0×10^8	6.5×10^5	-	
	放射能 (MBq)	2.2×10^4	1.3×10^1	-	2.2×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m^3)	-	5	6	11
	最高濃度(Bq/m^3)	-	2.2×10^5	3.4×10^7	
	放射能 (MBq)	-	1.2×10^2	2.0×10^2	3.2×10^2
液体廃棄物B	廃液量 (m^3)	-	-	-	-
	最高濃度(Bq/m^3)	-	-	-	-
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m^3)	263	42	6	311
	放射能 (MBq)	2.2×10^4	1.3×10^2	2.0×10^2	2.2×10^4

表2.1.9
JMTR第122サイクル
運転中の液体廃棄物
(γ 線放出核種)

系統名	項目	第1.2廃液タンク	第4.5廃液タンク	第6.7廃液タンク	合計
液体廃棄物A A系統	廃液量 (m^3)	304	54	-	358
	最高濃度(Bq/m^3)	2.0×10^8	2.2×10^6	-	
	放射能 (MBq)	2.8×10^4	7.7×10^1	-	2.8×10^4
液体廃棄物A B系統	廃液量 (m^3)	-	49	10	59
	最高濃度(Bq/m^3)	-	3.6×10^7	2.1×10^7	
	放射能 (MBq)	-	1.5×10^3	1.8×10^2	1.7×10^3
液体廃棄物B	廃液量 (m^3)	-	-	-	-
	最高濃度(Bq/m^3)	-	-	-	-
	放射能 (MBq)	-	-	-	-
合計	廃液量 (m^3)	304	103	10	417
	放射能 (MBq)	2.8×10^4	1.5×10^3	1.8×10^2	2.9×10^4

(5) 固体廃棄物

JMTRから発生した放射性固体廃棄物は、廃棄物管理施設へ搬出した。その搬出量を表2.1.10に示す。

表2.1.10
JMTR原子炉施設の放
射性固体廃棄物(β ・
 γ)の搬出量

廃棄物種別	低レベル(m^3)		
	可燃	不燃	フィルタ
第1四半期	528	232	25
第2四半期	340	38	21
第3四半期	349	83	19
第4四半期	238	71	32
合計	1,455	424	97

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わ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、圧力サージタンク更新のため1996年度から継続して行われ、定期検査期間中に行った圧力サージタンクの使用前検査において、主循環系ベント弁からの一次冷却水の微少漏えいが確認され、その原因調査及びベント弁等の交換工事を行うため、定期検査計画を変更した。

今年度の定期検査における科学技術庁の立会検査は11月10日～12日に定期検査（その3）、11月18日に定期検査（その4）、11月26日に定期検査（その5）が行われ、最終検査の11月26日に合格証が交付された。

(2) 定期自主検査

原子炉施設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ともに所要の検査を行った。また、一般施設、クレーン及びユーティリティ設備について、法令に基づく定期の点検整備を実施し、技術（維持）基準を満足することを確認した。

(3) 改修及び整備

今年度の改修及び整備の主なものは以下のとおりである。

1) 修理及び改造

原子炉施設保安規定第42条に該当する修理及び改造は、以下の3件である。

- ①圧力サージタンクの更新
- ②圧力サージタンクの液面計の更新
- ③主循環系統の弁及び配管の一部更新

2) 二次冷却系循環ポンプ整備

二次冷却系循環ポンプ4台の分解点検を実施し、ベアリング等の交換を行った。分解点検において軸受ジャーナルに磨耗が発見されたため、溶射加工による補修を行った。

3) UCL冷却塔の補修

UCL冷却塔のトップデッキ（床板は木製）に腐食が見られたので補修を行った。今回補修した床板は、従来から木材に使用していた防腐剤（CCA処理剤）を防腐効果が同じで一般廃棄が可能な防腐剤（CuAz処理剤）に変更したものである。

4) 空気圧縮機の更新

JMTR機械室に設置されている弁用空気圧縮機（吐出量：1.22 m³/min）2台、同制御盤1面、同アフタークーラ1基及び一般用空気圧縮機アフタークーラ1基を更新した。また炉室内に設置されている中性子検出器用除湿装置1台を更新した。

5) 高圧ケーブル設備の非破壊絶縁診断

3kV配電系の高圧ケーブルの一部について非破壊絶縁診断を行った。診断は印加電圧1,000～4,000 Vを10分間印加したときの絶縁抵抗の測定及びパルス放電、コロナ放電によるキック音を確認する方法で行った。絶縁抵抗測定の結果は、2,300～10,000 MΩであり、劣化傾向にはあるが早急な処置を要するレベルにはないことが判明した。また、パルス放電、コロナ放電によるキック音に異常は認められなかった。

2.1.3 燃料管理

(1)受け入れ

JMTRの標準燃料要素及び燃料フォロワは仏国CERCA及び米国BWXT社で製作されている。今年度は標準燃料要素39体及び燃料フォロワ25体をJMTRに受け入れた。なお今年度は2運転サイクル分の燃料をまとめて製作することによって輸送の合理化を図った。

(2)払い出し

JMTRの使用済燃料60体を2基の使用済燃料輸送容器に装荷して6月中旬に発送し、8月中旬に米国エネルギー省(DOE)のサバンナリバーサイトに引き渡した。この使用済燃料の対米国輸送は、米国の新引き取り政策による日本初の輸送であった。

輸送に先立って各使用済燃料の保管中の健全性についてDOEによる検査が行われた。検査の結果、きわめて良好に管理されており、全ての燃料要素の健全性が確認され、次回のDOEによる検査は省略されることになった。

(3)査察

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

2.1.4 原子炉一次冷却水の水・ガス分析

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

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

JMTR第120から122サイクルの運転に伴い、分析を行った。その結果、一次冷却水中の放射性核種、塩素イオン及び放射性ヨウ素の濃度に異常は認められなかった。なお、塩素イオン濃度はいずれの測定においても10ppb以下であった。

放射性核種濃度について、第116サイクルからの推移を図2.1.3に、放射性ヨウ素濃度について、第116サイクルからの推移を図2.1.4に示す。

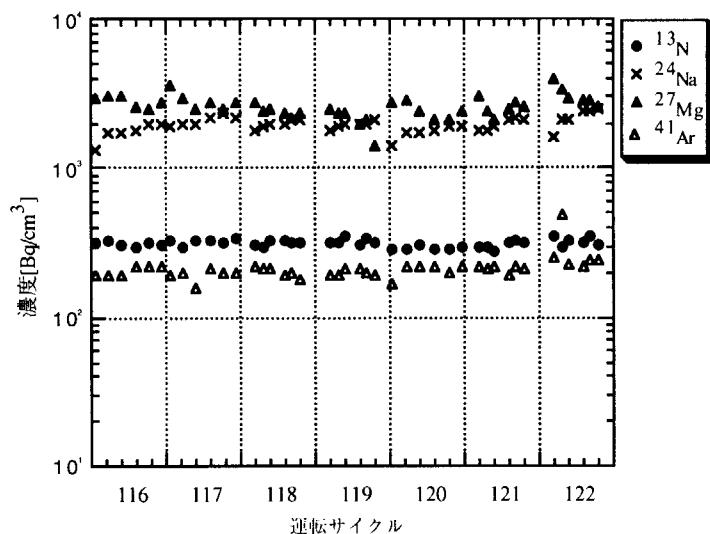


図2.1.3
一次冷却水中の放射性核種濃度

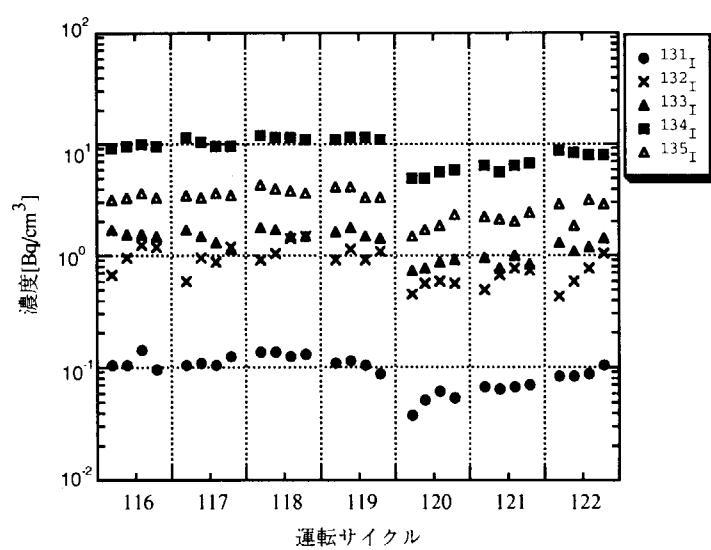


図2.1.4
一次冷却水中の放射性ヨウ素濃度

2.2 照射設備の運転管理

2.2.1 運転

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

(1) キャプセル照射設備

今年度に照射したキャプセル総数は、84本である。内訳は、計測付キャプセル52本（燃料5本、材料47本）、無計測キャプセル32本（燃料6本、材料26本）である。1996年から製作してきたスイープガス装置（BFT(Blanket Functional Test)照射設備）が完成し、最初の照射試験が第120サイクルにおいて、BFT キャプセルの模擬試料を用いて行われた。第121サイクルから、トリチウム増殖材を用いて、トリチウム生成・回収特性を測定する照射試験が開始された。

各サイクルのキャプセル照射本数を表2.2.2に、また、計測付キャプセルの代表例として、飽和温度キャプセルの照射実績を表2.2.3に示す。

(2) 水力ラビット照射設備

今年度における照射本数は、東北大学金属材料研究所附属材料試験炉利用施設からの依頼による43本と所内利用2本の計45本である。これらの試料は全て計画どおりの照射を行い、利用者に引き渡した。各運転サイクルのラビット照射本数と照射試料を表2.2.4に示す。第120サイクルは、水力ラビット2号機の炉内管更新後の初めての運転サイクルであったため、運転初期において炉内管の性能確認を行い、所期の性能を有していることを確認した。また、炉内管の性能向上の当所の目的である照射場の中性子束向上については、熱中性子束で2倍、高速中性子束で4倍となることを確認した。

(3) BOCA/OSF-1照射設備

通商産業省のプロジェクトである「高燃焼度等燃料確証試験」のうち、BWR高燃焼度燃料の出力急昇試験は、1993年から実施しており、今年度は計画どおり6本の燃料試料の出力急昇試験を実施した。各出力急昇試験においては、試料発熱量の高精度測定のためにヒータ付BOCAによる γ 発熱量測定及び出力校正試験を行った。BOCA/OSF-1照射設備で照射したキャプセルを表2.2.5に示す。

また、今年度最初の第120運転サイクルは、OSF-1炉内管のHe-3ガススクリーン付仕切管（以下、仕切管という）更新後の初めての運転サイクルであったため、OSF-1炉内管の仕切管の性能試験（ホットラン試験）を運転当初に実施し、正常であることを確認した後、照射試験を実施した。

冷却材	冷却材温度(℃)	冷却材圧力(MPa)	高速中性子束(n/m ² s)	熱中性子束(n/m ² s)
			(最大/平均)	(最大/平均)
水力ラビット	軽水	約 40	0~1.0	$2.1 \times 10^{17} / 1.6 \times 10^{17}$
キャプセル	軽水	約 40	約 1.4	$2.0 \times 10^{17} / 1.0 \times 10^{18}$
BOCA/OSF-I	軽水	最高 90	7.2	2.2×10^{17} (最大) 2.6×10^{18} (最大)

表2.2.1
JMTR照射設備

	最大発熱量 (kW)	最大試料寸法	特徴	使用目的
水力ラビット	20	φ 26 mm	短時間照射が可能	RI 製造、基礎研究
キャプセル	100	φ 65 mm	照射目的に応じて、寸法、形状、照射温度等を幅広く変えられる	RI 製造、基礎研究、動力炉、核融合炉開発
BOCA/OSF-I	24	φ 30 mm	原子炉運転中に試料の挿入・取り出しができる 出力急昇試験ができる	軽水炉燃料の 出力急昇試験

運転サイクル	計測付キャプセル*			無計側キャプセル			合計
	燃料	材料	小計	燃料	材料	小計	
120	3	16	19	2	11	13	32
121	1	16	17	2	10	12	29
122	1	15	16	2	5	7	23

*Fission Gas Sweep キャプセル (FGS キャプセル) を含む

表2.2.2
各JMTR運転サイクル
のキャプセル照射本数

サイクル No.	120	121	122
試料温度 (℃)	286 ± 2	285 ± 2	285 ± 1
冷却水圧力 (MPa)	6.4 ± 0.2	6.3 ± 0.1	6.3 ± 0.1
冷却水流量 ($\times 10^{-3} \text{m}^3/\text{min}$)	0.41 ± 0.05	0.47 ± 0.01	0.51 ± 0.02

表2.2.3
飽和温度キャプセル
の照射条件

表2.2.4
各JMTR運転サイクル
のラビット照射本数
と照射試料

(水力ラビット1号機)			
運転サイクル	利用者	本数	主な照射試料
120	大学	14	AmO ₂ , W, Nb, Ti, ThO ₂ C, UO ₂ , C, Cu, 岩石, 生体灰化物(昆虫、植物)
	所内	1	Ti, Mn, Fe, Ni, Cu, Co, Ag, Ta
121	大学	9	Cu, ThO ₂ C, UO ₂ , Ni, Mn, AmO ₂ , Pd, SiO ₂ , 生体灰化物(昆虫、植物)
122	大学	2	岩石, Cu
合計		26	

(水力ラビット2号機)			
運転サイクル	利用者	本数	主な照射試料
120	大学	6	Si, Bi ₂ Sr ₂ CaCu ₂ O ₈ , C, SiO ₂ , AlGdF ₃
	所内	1	Ti, Mn, Fe, Ni, Cu, Co, Ag, Ta
121	大学	6	AlGdF ₃ , Si, Fe-Cr, Ti-Mn, Mn-Ni
122	大学	6	Si, Ge, AlGdF ₃ , 黒鉛, W, W-Re
合計		19	

表2.2.5
各JMTR運転サイクル
のBOCA/OSF-1照射
仕様

サイクル	キャプセル名	照射目的	試験内容	利用者
120	94BF-83GP	高燃焼度等燃料確証試験	4.5%EU UO ₂ U-235 482.6g	所外
	91BF-5J	発熱量校正試験	電気ヒータピン	所内
121	96BF-85GN	高燃焼度等燃料確証試験	4.5%EU UO ₂ U-235 482.6g	所外
	96BF-84GM	高燃焼度等燃料確証試験	4.5%EU UO ₂ U-235 482.6g	所外
	96BF-86GO	高燃焼度等燃料確証試験	4.5%EU UO ₂ U-235 482.6g	所外
	91BF-5J	発熱量校正試験	電気ヒータピン	所内
122	93BF-80KA	PWR 燃料確証試験	1.7%EU UO ₂ U-235 262.2g	所内
	96BF-87GQ	高燃焼度等燃料確証試験	4.5%EU UO ₂ U-235 470.0g	所外
	96BF-88GR	高燃焼度等燃料確証試験	4.5%EU UO ₂ U-235 470.0g	所外
	96BF-89GS	高燃焼度等燃料確証試験	4.5%EU UO ₂ U-235 470.0g	所外
	91BF-5J	発熱量校正試験	電気ヒータピン	所内

2.2.2 保守管理

1996年度定期検査期間の延長にあわせ、今年度は、定期自主検査として1996年度定期自主検査時の性能を確認するための点検・整備を行なった。

2.2.3 整備・改修

(1) 炉室内保管機器の整理

炉室内の跡地有効利用を図ることを目的として、JMTR炉室1階に保管してあるOGL-1残存機器の撤去を行なった。

1) OGL-1仕切管及びハンガーロッドの切断

OGL-1試料輸送容器の撤去作業に先立ち、カナル内保管容器に保管中のOGL-1仕切管及びハンガーロッドを試料取出しキャスクを用いて取り出し、試料切断機でこれら先端の高線量部分を切断した。また、切断した高線量部分は専用の試料輸送容器によりホットラボへ輸送し、高線量部分切断後のOGL-1仕切管及びハンガーロッドはそれぞれ元の保管容器へ戻して保管した。OGL-1仕切管及びハンガーロッドの保管場所を表2.2.6に示す。なお、OGL-1試料輸送容器（2台）は、仕切管及びハンガーロッドの切断後に炉室地下3階のOGL-1キュービクル冷却器撤去跡地へ移送して保管した。試料取出キャスクは、炉室1階の吹抜部に保管した。

2) OGL-1試料交換機シールドプラグダクト解体撤去作業

OGL-1試料交換機シールドプラグダクトの解体にあたっては、装置全体の汚染検査を行い汚染部分と非汚染部分を明確に区分した後、汚染の飛散を防止するためシールドプラグダクトの鉄骨架台を利用してグリーンハウスを設置して解体作業を実施した。

OGL-1試料交換機の上部遮蔽体（4,900N）、下部遮蔽体（13,440N）及び分岐管（1,00N）は、放射性廃棄物処理課において除染を行い機器類保管建室内に保管した。除染の困難な部分は炉室地下3階機器点検整備室のグリーンハウス内でプラズマアーク切断機で溶断しドラム缶に収納して処理した。

3) 照射制御室内機器の整理

OGL-1制御盤は、汚染の無いことを確認した後炉室外へ搬出し、機器類保管建室内に保管した。

表2.2.6
OGL-1仕切管及びハ
ンガーロッド保管場
所

OGL-1 仕切管及びハンガーロッド	保管容器	保管場所
第 1 世代仕切管	NO.1	第 2 カナル
第 2 世代仕切管	NO.2	第 2 カナル
第 4 世代仕切管	NO.4	第 1 カナル
第 5 世代仕切管	NO.5	第 1 カナル
90LF-28Aハンガーロッド	NO.14	第 2 カナル
92LF-29Aハンガーロッド	NO.15	第 2 カナル

2. 3 JMTRCの管理

臨界実験装置JMTRCは、その主要部を既に1996年度に解体撤去した。残存している燃料要素、CFプール、CFプール循環設備及び同設備のプロセス計装、ゲートについての今年度の定期自主検査は、1998年1月12日～14日に実施し、また関連する放射線管理施設については1997年4月14日～9月12日の期間中に順次機器毎に実施し、結果は全て良好であった。また、プール水浄化のための循環設備の運転を毎月1回実施した。

2.4 ホットラボの運転管理

2.4.1 運転管理

(1) 照射後試験

JMTRの付属施設であるホットラボでは、主にJMTRで照射された試料の照射後試験を行うため1971年から運転を開始し、原子力分野で使用される燃料や材料の研究・開発のための非破壊試験や破壊試験を含む広範囲な照射後試験を行っている。また、JMTRにおける出力急昇試験に供するためのBOCAの組立・解体、セグメント燃料の再計装等及び核融合炉材のR & Dとして照射材溶接試験、ベリリウム特性試験等を行っている。

ホットラボのセルは、 $\beta - \gamma$ 取扱い施設であるコンクリートセルとこれに付属する顕微鏡鉛セル、材料試験用鉛セル及び鉄セルの3ラインで構成されている。これらの配置を図2.4.1に示す。

今年度に照射後試験を実施した照射済キャップセルは94本であり、このうち58本の照射後試験を終了した。照射後試験の主なものは、各種照射済キャップセルの解体及びRI試料の搬出、出力急昇試験用BOCAの組立・解体、燃料試料の非破壊及び破壊試験並びに材料試料の強度試験等がある。また、近年、照射済試料の追加照射や他の原子炉で照射した材料のカップリング照射、照射後溶接に係る健全性評価試験などの利用が増加している。

(2) 特定施設の運転

本体施設の運転に伴う給排気設備、空調設備、給排水衛生設備は、特に異常なく運転を行った。

(3) 照射試料の受入れ、搬出状況

今年度に受入れ又は搬出した輸送物は、事業所外輸送としてBM型5件、A型8件、L型11件、事業所内輸送として第1類1件、第3類3件であった。このうち受入れ試料は、事業所外輸送でBM型1件、L型8件、事業所内輸送で第1類1件、第3類1件であった。

(4) 放射性廃棄物の管理

今年度のホットラボ本体施設及びホットラボ特定施設の運転に伴って放出された放射性塵埃・ガスについては特に異常は認められなかった。放射性液体廃棄物の大部分を占める液体廃棄物Aは、JMTRタンクヤードへ送水し、また、極めて少量の液体廃棄物Bは、容器に入れ大洗研廃棄物管理施設へ搬出した。放射性固体廃棄物は、大洗研廃棄物管理施設へ搬出した。その発生量を表2.4.1に示す。

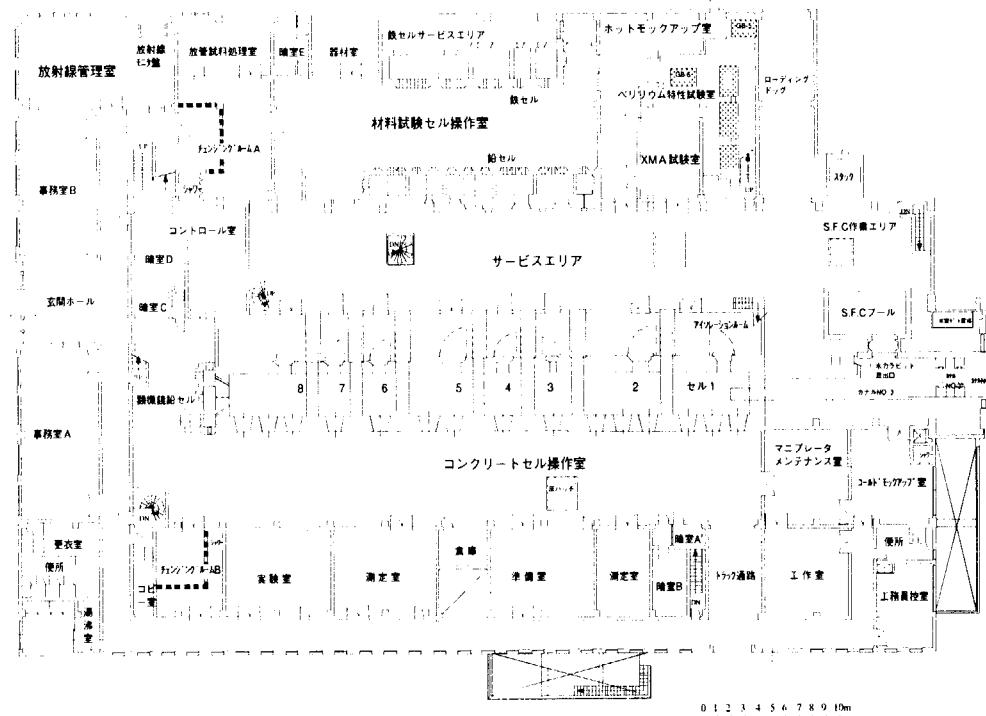


図 2.4.1
ホットラボ 1階平面
図

(m³)

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

区分 四半期	廃棄物 A			廃棄物 B	
	可燃	不燃	フィルタ	キャン	その他
第 1 四半期	1.84	0.30	0.00	0.40	0.00
第 2 四半期	8.44	1.36	0.86	0.04	0.00
第 3 四半期	0.54	3.08	0.11	0.30	0.00
第 4 四半期	1.78	0.40	0.11	0.20	0.00
合 計	12.60	5.14	1.08	0.94	0.00

2.4.2 保守管理

(1) 概要

ホットラボ施設を安全に運転し、照射後試験を円滑に遂行していくために、毎年度定期自主検査を実施している。今年度の定期自主検査は、7月15日から9月30日まで行った。

(2) 保守点検整備

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

表 2.4.2
ホットラボ本体施設
の定期自主検査項目

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

表 2.4.3
ホットラボ特定施設
の定期自主検査項目

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

(3) 汚染除去

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

今年度の夏期汚染除去作業は、7月1日に開始したコンクリートNo.1セルの遠隔除染を皮切りに、7月29日までのコンクリートNo.3～8セルの立入除染の終了まで延べ29日間を要した。また、鉛セルNo.1～6及び鉄セルNo.2～5については、7月3日から7月11日にかけて実施した。冬期除染作業は、コンクリートセルNo.7セル内の機器点検のため、1997年10月31日から11月13日までの10日間実施した。

除染は、夏期及び冬期とも各セルについて、マスタースレーブマニプレータ等を使用し、セル内架台上面、内装機器等に塗布した汚染剥離材を剥離する遠隔除染と、作業者がセル内に入りセル内架台上面、セル内壁面、内装機器等を濡れウエスにより拭き取る立入り除染の方法で行った。立入り除染作業時の内部被ばく防止のため、自給式加圧服及び全面マスク等を使用した。本作業の結果、各セル内の表面汚染密度は、汚染の高い局所的な部分を除いて除染目標値(0.4Bq/cm²)以下となった。

今年度のセル内汚染除去作業の主な実績を表2.4.4に示す。

施設	コンクリートセル			鉛セル	鉄セル	合計
	C1 7.1～ 7.17	C3,4,5,8 7.7～ 7.29	C7 10.31～ 11.13	L1,3 7.3～	S2～5 7.11	
実施年月日						
実施日数(日)	遠隔除染	11	9	12	7	39
	立入除染	4	7	3	3	16
立入除染作業人数(人日)	職員	50	45	21	28	144
	業者	40	56	10	33	139
表面密度(Bq/cm ²) ^{注1}	立入除染前	56	168	88	7.9	4
	立入除染後	<6.7	<6.7	<4.1	<0.3	<1.6
除染作業者の実効線量等量(mSv) ^{注2}	最大	0.17	0.43	0.53	0.02	
	合計	1.07	0.22	0.15	0.071	1.31
廃棄物量(m ³)	可燃	1.46	2.43	0.58	0.67	5.14
	不燃	0.13	0.27	0.04	0.07	0.51
	フィルター	0.13	0.59	0.02	0.52	1.26
主な装備	加圧服 前面マスク 反面マスク			加圧服 前面マスク 反面マスク		

表2.4.4
セル内汚染除去作業
実績

注1：同一セルでの最大値

注2：ポケット線量計の値

2.5 放射線管理

2.5.1 原子炉施設の放射線管理

今年度においては1996年度から引き続いて定期検査が行われ、その後3サイクル原子炉の運転が行われた。これに伴い、原子炉施設の運転・保守並びに定期検査等に伴う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、空気中放射能濃度、表面密度及び環境への放出放射能濃度並びに放射線業務従事者の被ばくについては、放射線管理上問題となる点はなかった。

また、フィルムバッジ着用確認装置について従来のバーコードによる接触式読取方式を、発信素子をバッジケースに内蔵した、非接触式読取方式に変更し、炉室入口に1台設置した。さらに、ノート型パソコンと電話回線を利用するにより、放射線モニタ情報を遠方で監視することができる遠隔式放射線監視装置を整備した。

(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OGL-1炉内仕切管及びハンガーロッドの切断、試験ループ装置制御盤の撤去、圧力サージタンクの更新、主循環系ベント弁からの一次冷却水の微少漏えいの原因調査及びベント弁の更新等の作業であった。

1) OGL-1炉内仕切管及びハンガーロッドの切断作業

炉内仕切管の線量当量率は最大で 130mSv/h 、作業位置で $250\mu\text{Sv/h}$ であり、仕切管の吊り上げ及び移送作業は試料取り出しキャスクを用い、かつ遠隔操作にて実施した。切断作業中は切断機内の局所排気を行い、空気汚染の発生を防止した。

2) 圧力サージタンクの更新作業

定期自主検査中に圧力サージタンクに微小な欠陥が発見されたため、1996年度に漏えい部分の検査作業を行い、今年度は新しいタンクとの更新作業を実施した。サージタンク本体に接続されている配管を切断し閉止板を取り付後、サージタンクは炉室地下3階に保管され、新たにサージタンクを設置した。この更新作業ではバンドソー及びサンダーの切断工具、溶接機等を使用するため、グリーンハウスを設置し局所排気を行って、放射性ダストの飛散による汚染拡大防止を計り、作業者は半面マスク及びタイベックスーツを着用して作業を実施した。作業位置における線量当量率は $0.3\mu\text{Sv/h}$ であり、配管内部の表面密度は 10^5Bq/cm^2 (核種 ^{60}Co)と推定されたが、作業中の空気中ダスト濃度は検出下限濃度未満であった。また、身体汚染及び被ばくはなかった。

3) 主循環系ベント弁の更新作業

圧力サージタンクの使用前検査のための漏えい検査を実施中に、主循環系の熱交換器No.3の出口配管に接続しているベント弁から、微少な水漏れが発見されたためその原因調査を実施した。作業位置における線量当量率は $1.5\mu\text{Sv/h}$ で、弁の表面密度は 0.4Bq/cm^2 未満であった。漏れ発色試験、スンプ試験、エックス線透過試験等を実施した後、同型弁についても同様の試験を実施した結果、数個の弁に漏れ発色等が確認された。

これらの弁を交換するためには主循環系配管内の水を排水する必要があり、原子炉圧力容器内の水位を炉心上面約0.15 mまで低下する必要が生じた。ベント弁の交換作業計画を立案するため、原子炉水位を低下させ作業場所及び炉室内外の線量当量率の測定を実施した。その結果、弁交換位置における線量当量率の最大は $65 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、炉室1階の炉プール中心で $1\text{mSv}/\text{h}$ 、管理区域周辺で $0.2 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、十分安全に作業が行えることがわかった。

9月1日から10月31日の期間で49個の弁の更新作業を実施した結果、被ばく線量は1名のみが 0.3mSv であった。

(2) 管理区域の一時指定

保安規定に基づいて一時的に管理区域を指定した回数は9回であった。その内訳は、放射線モニタの線源校正に伴う管理区域指定（2種）が1回、新燃料搬入に伴うトラック通路の管理区域指定（2種）が8回であった。

(3) 個人被ばくの管理

放射線業務従事者の年間実効線量当量の集計を表2.5.1に示す。内部被ばくについては、全作業者が検出下限値未満であった。

(4) 排気及び排水の管理

1) 排気中の放射性塵埃及び放射性ガスの管理

原子炉施設の排気筒から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均放射能濃度及び年間放出量を表2.5.2に示す。放射性塵埃は、年間を通して検出下限濃度以下であった。JMTRの運転に伴う放射性ガス（ ^{41}Ar ）の年間放出量は $2.9 \times 10^{13}\text{Bq}$ であり、保安規定に定める放出管理目標値の約20.7%であった。

2) 放射性廃液の管理

廃棄物管理施設へ移送した放射性廃液の廃液量及び放射能を表2.5.3に示す。いずれも保安規定に定められた廃棄物管理施設の放射性廃液に係る受け入れ基準値以内であった。

JMTR

作業者区分	放射線業務従事者等(人)	線量当量分布(人)					平均線量当量(mSv)	最大線量当量(mSv)	集団線量当量(Person · mSv)
		検出下限値未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv超え 5.0mSv以下	5.0mSv超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	75	75	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外來研究員	11	11	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	142	141	1	0	0	0	0.00	0.3	0.3
全作業者	227	226	1	0	0	0	0.00	0.3	0.3

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

JMTRC

作業者区分	放射線業務従事者等(人)	線量当量分布(人)					平均線量当量(mSv)	最大線量当量(mSv)	集団線量当量(Person · mSv)
		検出下限値未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv超え 5.0mSv以下	5.0mSv超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	7	7	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外來研究員	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	2	2	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	9	9	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表2.5.1
放射線業務従事者の
線量当量の状況

表2.5.1
放射線業務従事者の
線量当量の状況

作業者区分	放射線業務 従事者等 (人)	線量当量分布(人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集団線量当量 (Person · mSv)
		検出下限 値未満	0.2mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv 超え 5.0mSv 以下	5.0mSv 超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
職員等	41	41	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	2	2	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	65	65	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	108	108	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

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

表2.5.2
放射性気体廃棄物の
放出状況

JMTR 排気筒					
放射性塵埃			放射性ガス		
測定線種 及び核種	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	核種	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)
全 α	$< 5.3 \times 10^{-11}$	—	^{41}Ar	3.4×10^{-2}	2.9×10^{13}
全 β	$< 9.6 \times 10^{-11}$	—			
^{60}Co	$< 2.9 \times 10^{-10}$	0			

ホット実験室排気筒

測定線種 及び核種	放射性塵埃	
	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)
全 β	$< 1.1 \times 10^{-10}$	—
^{60}Co	$< 6.4 \times 10^{-10}$	0

平均濃度 : 放出総量を年間総排気量で除した値
ただし、その値が検出下限濃度より小さい場合は、 $<$ (検出下限濃度) と記す。
放出放射能 : 検出下限濃度未満のものは、放出量を 0 として 1 年間集計した値である。

表2.5.3
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

排液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種	廃棄物管理施設への移送方法
1.8×10^3	2.9×10^{11} 3.7×10^8	^3H $^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	輸送管
2.0×10^1	9.1×10^6 3.4×10^4	^3H ^{60}Co	タンクローリ

2.5.2 ホットラボ施設の放射線管理

今年度におけるホットラボ施設で放射線管理の対象となった主な項目は、管理区域及び境界の定期放射線サーベイの他、各種セル内での放射性物質等の取扱い、定期点検期間中に実施されたセル内除染等とともに放射線作業時の管理、放射性物質等の搬出時の管理、放射線業務従事者の被ばく管理、排気及び排水の管理であった。

今年度における管理区域内の線量当量率、空气中放射能濃度、表面密度及び環境への放出放射能濃度並びに放射線業務従事者の被ばくについては、放射線管理上異常はなかった。

(1) 放射線作業時の管理

今年度における主な放射線作業は、セル内立入り除染、内装機器の保守点検、排風機更新工事、排気系フィルタ交換、照射済キャップセルの解体、照射済試料及び高レベル廃棄物の搬出等であった。これらの作業のうちで特に放射線管理上注意が払われたのは、各種セルや内装機器の除染及び内装機器の保守点検作業時の放射線作業であった。作業に際しては、事前に放射性物質の移動及びマニピュ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、内部被ばくの防止のために適切な防護具の着用、さらに表面汚染の拡大防止のためにバリヤの設定等を行った結果、特に放射線管理上異常はなかった。

(2) 搬出放射性物質の管理

今年度におけるホットラボ施設から搬出したR I用照射済試料、核燃料物質、高レベル廃棄物及び今年度から再開されたJMTR使用済燃料の対米輸送に係る線量当量率及び表面密度は、全て搬出基準値以下であり、異常はなかった。

(3) 個人被ばくの管理

今年度におけるホットラボ施設の放射線業務従事者の年間の実効線量当量の集計を表2.5.4に示す。その結果、保安規定に定める線量当量限度を十分に下回っていた。また、体外計測法による内部汚染検査では、受検者のすべてが検出下限値未満であった。

(4) 排気及び排水の管理

1) 排気中放射性塵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筒から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均放射能濃度及び放出量を表2.5.5に示す。いずれも保安規定に定める管理基準値を十分に下回っていた。

2) 放射性廃液の管理

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運搬した放射性廃液の廃液量及び放射能を表2.5.6に示す。いずれも保安規定に定める廃棄物管理施設の放射性廃液に係わる受入れ基準値以内であった。

表2.5.4
ホットラボ施設の放射線業務従事者の線量当量状況

作業者区分	放射線業務従事者等 (人)	線量当量分布(人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集団線量当量 (Person · mSv)
		検出下限 値未満	0.2mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv 超え 5.0mSv 以下	5.0mSv 超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
職員等	26	23	3	0	0	0	0.04	0.5	1.1
外来研究員	4	4	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	172	167	5	0	0	0	0.01	0.3	1.2
全作業者	202	194	8	0	0	0	0.01	0.5	2.3

注) 職員等 : 職員、出向職員をいう。

外来研究員等 : 外来研究員、開放研、共同利用関係者をいう。

表2.5.5
放射性気体廃棄物の放出状況

測定線種 及び核種	放射性塵埃		放射性ガス		
	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	核種	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)
全 α	$< 5.3 \times 10^{-11}$	0	^{41}Ar	$< 2.9 \times 10^{-3}$	3.3×10^8
全 β	$< 5.5 \times 10^{-11}$	0	^{85}Kr	$< 2.9 \times 10^{-3}$	8.6×10^9
^{131}I	$< 2.0 \times 10^{-9}$	0			

平均濃度 : 放出総量を年間総排気量で除した値

ただし、その値が検出下限濃度より小さい場合は、<(検出下限濃度)と記す。

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

表2.5.6
ホットラボ施設から移送、搬出した放射性廃液の状況

J M T R タンクヤードへ移送	廃棄物管理施設へ搬出						他の排液	
	排液量 (m ³)	放射能 (Bq)	廃油			他の排液		
			排液量 (m ³)	放射能 (Bq)	主な核種			
	6.5×10^1	9.6×10^8	^{60}Co ^{134}Cs ^{137}Cs	—	—	—	—	

3 JMTRの利用状況

3.1 照射試験

3.1.1 照射利用

JMTRには様々な照射目的に対応できるように種々の照射設備（キャプセル、BOCA/OSF-1、水力ラビット）が設置されている。（表2.2.1参照）今年度は、第120サイクルから第122サイクルの3サイクルのみの運転となつたため、その間の照射実績は表3.1.1に示すように、キャプセルは84サイクル・本（キャプセル51本）及びBOCAは11サイクル・本（BOCAキャプセル9本）であった。水力ラビットの照射本数（45本）に対する延べ照射時間は2854.7時間であった。また、表3.1.1にキャプセルのタイプ別及び試料別の内訳も示す。照射実績を照射目的別及び利用者別に分類した結果をそれぞれ表3.1.2及び表3.1.3に示す。さらに、キャプセル、BOCAの照射実績（95サイクル・本）及び水力ラビットの照射実績（2854.7時間・本）を、照射目的別及び利用者別に分類した結果をそれぞれ図3.1.1に示す。

キャプセル及びBOCAに関して、延べ照射件数（サイクル・本）で表わした割合は、核融合炉関係(33%)、軽水炉関係(20%)、照射技術関係(15%)、大学研究(10%)及び高速炉関係(7%)で、これらが全体の8割以上を占めている。その他、R I 生産(4%)、高温ガス炉関係(6%)、新型転換炉関係(3%)、基礎基盤研究(2%)である。また、利用者別分野では、所内利用が79%で、大学の共同利用(10%)、原子力発電技術機構等の一般利用(8%)、動力炉・核燃料開発事業団(3%)である。

水力ラビットに関して、照射本数の割合は、大学研究が大部分(96%)を占め、その他は原研内の照射技術関係(4%)である。

表3.1.1
1997年度のJMTR照射
利用実績

項目		サイクル	120cy	121cy	122cy	計
照射設備	キャプセル	32	29	23	84	
	BOCA/OSF-1	2	4	5	11	
	計	34	33	28	95	
	水力	22	15	8	45	
	ラビット 時間・本	919.5	1035.2	900.0	2854.7	
キヤブル	型式別	計測付	18	16	15	49
	分類	無計測	13	12	7	32
	試料別	ガススイープ	1	1	1	3
	分類	燃料	5	3	3	11
		材料	27	26	20	73

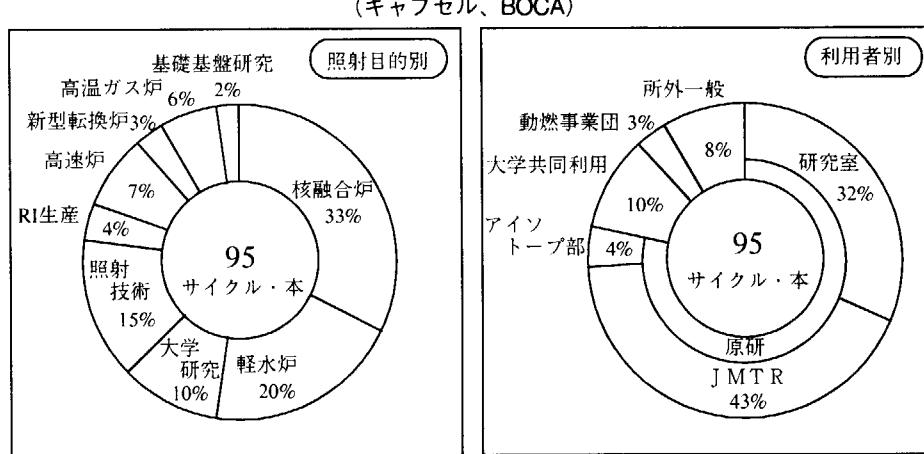
表3.1.2
JMTR照射実績の照射
目的別分類

照射目的	キャプセル、BOCA				水力ラビット			
	本	割合	サイクル・本	割合	本	割合	時間・本	割合
核融合炉	16	31%	31	33%				
軽水炉	13	25%	19	20%				
大学研究	7	14%	9	10%	43	96%	2818.7	99%
照射技術	5	10%	14	15%	2	4%	36.0	1%
R I 生産	4	8%	4	4%				
高速炉	3	6%	7	7%				
新型転換炉	1	2%	3	3%				
高温ガス炉	1	2%	6	6%				
基礎基盤研究	1	2%	2	2%				
計	51	100%	95	100%	45	100%	2854.7	100%

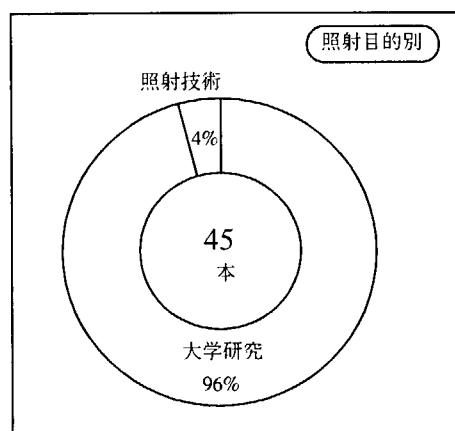
表3.1.3
JMTR照射実績の利用
者別分類

利用者	キャプセル、BOCA				水力ラビット			
	本	割合	サイクル・本	割合	本	割合	時間・本	割合
研究室（原研）	14	27%	30	32%				
JMTR（原研）	17	33%	41	43%	2	4%	36.0	1%
アイソトープ部	4	8%	4	4%				
大学共同利用	7	14%	9	10%	43	96%	2818.7	99%
動燃事業団	1	2%	3	3%				
所外一般	8	16%	8	8%				
計	51	100%	95	100%	45	100%	2854.7	100%

図3.1.1
JMTR照射実績の分類



(水力ラビット)



3.1.2 軽水炉燃料出力急昇試験

軽水炉燃料の出力急昇試験は原子力安全委員会が推進している「原子力施設等安全研究年度計画」及び通商産業省が実施している「高燃焼度等燃料確証試験」に基づいて実施されている。試験実績及び予定を図3.1.2に示す。今年度には、「原子力施設等安全研究」としてPWR燃料1本の出力急昇試験準備を、「高燃焼度等燃料確証試験」としてBWR高燃焼度燃料7本の出力急昇試験を行った。

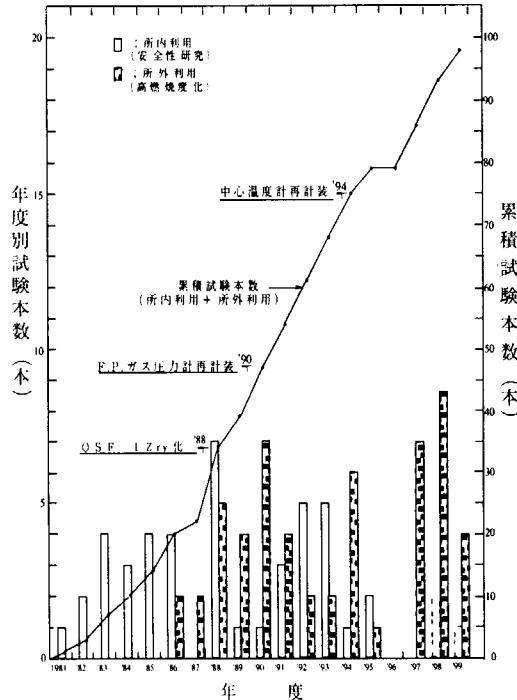
(1) 安全性研究に係る出力急昇試験

高燃焼度燃料の安全性研究の一環として出力急昇時の燃料棒の照射挙動を解明するため、PWRで2サイクル照射した燃料棒を東海研ホット試験室で1本の短尺燃料棒に加工し、これにFPガス圧力計と中心温度計をJMTRホットラボで計装して、沸騰水キャプセル(BOCA)に組み込んだ。

(2) BWR高燃焼度燃料の出力急昇試験

1994年度に引き続き、BWR高燃焼度化計画の第2ステップとして開発されたBWR高燃焼度燃料(ジルコニウムライナー燃料)の出力急昇試験を行った。この試験は、BWR高燃焼度燃料の通常運転時出力変動に対する健全性、異常過渡時の健全性、負荷追従に対する健全性及び出力急昇性能の裕度確認のために、実炉でベース照射したセグメント燃料棒について、1999年度まで28本行われる。今年度は実炉で3サイクル照射した燃焼度43GWd/tUのセグメント燃料棒1本及び実炉で4サイクル照射した燃焼度56GWd/tUのセグメント燃料棒6本の出力急昇試験を行い、要求された出力誤差($\pm 0.1\text{W/m}$)を満足する試験結果が得られた。

図3.1.2
出力急昇試験計画



3.1.3 RI製造のための利用

JMTRでは、定常的に原研アイソトープ部のRI製造のための試料照射を行っている。今年度に照射したRI製造キャップセルは、開発を含めて4本（4サイクル・本）で、今年度におけるアイソトープ部によるRI製造のための利用実績を表3.1.4に示し、RI製造キャップセルによる¹⁹²Ir、³³P、⁸⁹Sr、¹⁸⁸Reの製造核種とそれらの生成量を表3.1.5に示す。

No	名称	照射サイクル			照射位置	直径(mm)	利用者	型式等	照射試料
		120	121	122					
1	95M-28RS		1		I-5	41	製造課	AIバスケット	Ir (医療用)
2	95M-35R	1			H7-1	31.4	製造課	AIバスケット	S
3	95M-36R		1		H7-1	31.4	製造課	AIバスケット	S
4	95M-40RS	1			J-5	41	製造課	AIバスケット	SrCO ₃ , WO ₃
合計		2	2	0					

表3.1.4
アイソトープ部による
RI製造のための利用実績 (1997年度)

製造核種	照射試料	生成反応	利用目的	キャップセル名 またはラビットNo	生成量
¹⁹² Ir	Irペレット ($\phi 1.1 \times 1.2\text{mm}$) ($\phi 0.6 \times 3.5\text{mm}$)	¹⁹⁰ Ir(n, γ)	癌の放射線治療用線源	95 M-28RS	24(TBq)
³³ P	S(結晶イオウ)粉末	³³ S(n, p)	治療用標識化合物として開発中	95 M-35R 95 M-36R	3.7 (GBq) 3.7 (GBq)
⁸⁹ Sr	SrCO ₃ 粉末	⁸⁸ Sr(n, γ)	癌の放射線治療用線源として開発中	95 M-40RS	3.7 (MBq)
¹⁸⁸ Re	¹⁸⁶ WO ₃ 粉末	¹⁸⁷ W(2n, γ) ¹⁸⁸ W, ¹⁸⁸ W(β^-) \rightarrow ¹⁸⁸ Re	癌の放射線治療用線源として開発中	95 M-40RS	100 (MBq)

表3.1.5
RI製造キャップセルの
製造核種と生成量
(1997年度)

3.2 照射後試験

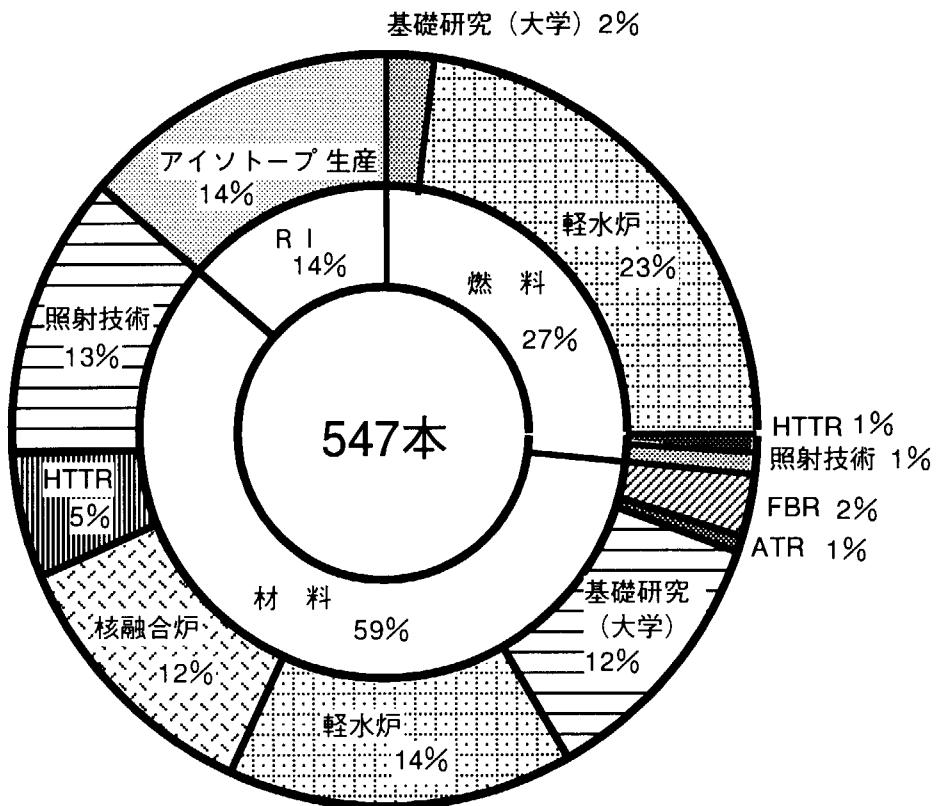
ホットラボでは、主にJ M T R で照射した燃料及び材料試料の照射後試験を実施している。

今年度の燃料試料の主な照射後試験は、高燃焼度軽水炉燃料の出力急昇試験のためのBOCAの組立・解体等に係る試験、出力急昇試験後の燃料棒の非破壊及び破壊試験、NSRRバーンアップ試験用燃料試料の前照射後試験等に係る試験である。材料試料では軽水炉構造材料の寿命評価に関する照射後試験、使用済炉内管からの放電加工／ミーリング加工による試験片採取、核融合炉用構造材料の照射後溶接及びその健全性評価に係る試験並びに溶接材再照射に係るキャップセル組立て試験等を実施した。

今年度の照射後試験の主な所外利用者は、原子力発電技術機構、日本核燃料開発、東北大学、動力炉・核燃料開発事業団である。また、原研との共同研究機関として電力中央研究所がある。さらに、所内利用者は、燃料関係は、燃料研究部、原子炉安全工学部であり、材料関係は、材料研究部、原子炉安全工学部、原子炉工学部、材料試験炉部等であり、RI製造関係はアイソトープ部である。

1993年度から今年度に実施した照射後試験の照射目的別の利用実績を図3.2.1に示す。

図 3.2.1
ホットラボの利用
実績



4. 主要な設備の整備

4.1 原子炉施設

4.1.1 圧力サージタンクの更新

圧力サージタンクの更新は1997年3月設計及び工事の方法の認可後、圧力サージタンクの製作据付工事を開始した。同タンクの概略を図4.1.1に示す。1997年6月26、27日にメーカ工場での使用前検査（材料、外観、寸法、耐圧漏えい）を受検した。同年6月23日より現地工事が始まり、7月18日の使用前検査（外観、耐圧漏えい、据付）の合格をもって終了した。圧力サージタンク交換作業工程を表4.1.1に示す。

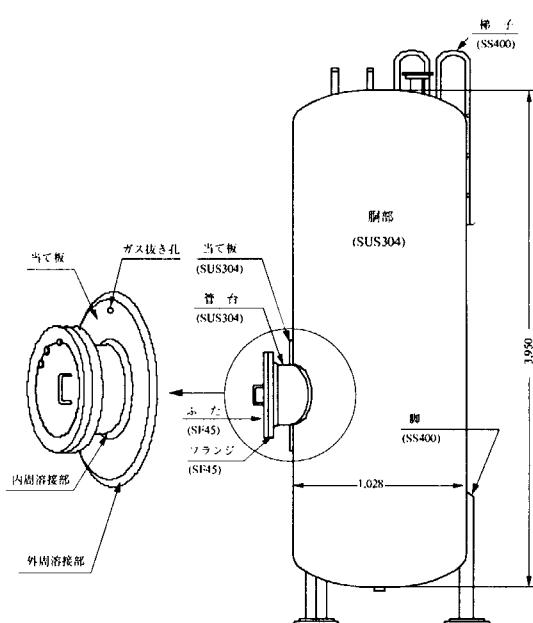


図4.1.1
圧力サージタンク概略図

1997年									
1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	
△	△△		加工・組立溶接		△				
材料入手						△	△		
						既設・撤去据付			
						△	△		
						立会検査			

表4.1.1
圧力サージタンク更新工事工程

4.1.2 一次冷却系配管のベント弁交換

一次冷却系（主循環系統）圧力サージタンクの更新に伴う使用前検査の耐圧漏えい検査中（7月18日）に、主熱交換器No.3の出口配管に接続されているベント弁から1次冷却水の微少漏えい（1滴／1～2分）が確認された。

漏えいが確認されたベント弁（以下「当該弁」という。）及び当該弁と同じ製作時期で同構造の弁（以下「その他の同型弁」という。）の計49個について状況調査を行った。その結果、15個に浸透探傷試験による指示模様、洩れ発色検査による発色、スンプ試験による粒界割れ等確認された。また、当該弁の漏えい発生の原因調査を行った結果、弁本体と蓋の合わせ面（以下「合わせ面」という。）に茶褐色の腐食生成物及び鉄物の巣（以下「巣」という。）の開口部が数ヶ所（最大幅0.1mm、長さ約1mm）観察され、巣には腐食生成物があり、巣を起点とした割れが弁の外方向及び内方向に進展していた。その割れは粒界割れであり、合わせ面近傍の粒界にCr及びCが検出された。さらに、当該弁内部の水は一次冷却水と比較して水質の悪化が認められた。

以上のことから、割れの原因是、弁本体と蓋の合わせ面に長期間滞留した水が合わせ面の鉄物の巣の開口部に侵入し、これを起点として粒界割れが発生したものである。処置として当該弁及びその他の同型弁をシール溶接構造から、ガスケットシール構造の弁に全数（49個）交換した。交換工事工程を表4.1.2に示す。

交換した弁は、SUSF316製のベント・ドレン・計装用の玉型弁である。

なお、工事のうち弁取り付け位置の関係から18個の弁に関しては、原子炉圧力容器内の水位を炉心上面約15cmまで低下させた後、交換作業を行った。

表4.1.2
交換工事工程

1997年			
7月	8月	9月	10月
18 日 △ 漏 え い 確 認	1 日 △ 長 官 報 告	21 日 △△ 設 工 認 申 請	△ △ 製作
			27 日 △△ 交 換 工 事
			△△ 長 官 報 告 (最 終)

4.2 照射設備

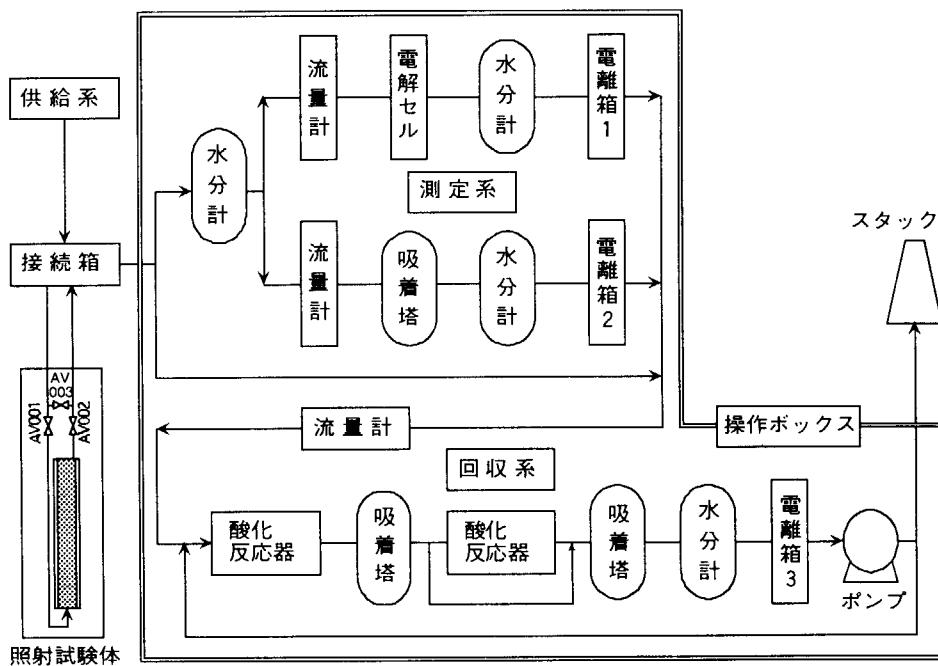
4.2.1 BFT照射設備

BFT照射設備は、核融合炉ブランケット材からのトリチウム放出挙動を把握することを目的として設置したものであり、照射試験データは核融合炉ブランケットの設計に供するものである。今年度は装置の完成に伴い第120サイクルにおいて初めて照射試験を実施した。BFT照射設備系統図を図4.2.1に示す。

照射試験の開始にあたっては運転員に対する装置の概要説明、運転手引きの作成、装置担当係による起動・停止の運転訓練等を実施した。

なお、第120サイクルに照射した96M-36 J キャプセル（照射孔：L-3）はトリチウムを放出しない模擬ブランケット照射試験体であり、1サイクルにわたり各機器の健全性を評価すること及びスイープガス流量や照射温度等の状態変更操作を習熟することを主な目的として運転を実施した。また第121サイクル、第122サイクルはトリチウムを放出する96M-37 J キャプセル（照射孔：K-2）により、トリチウム放出特性及びキャプセル試験体内の水分除去特性等のデータを得るための照射試験を実施した。

図4.2.1
BFT照射設備系統図



4.2.2 キャプセル温度制御装置の運転自動化

キャプセル温度制御装置の運転自動化に向けて、キャプセル照射装置の特性測定、真空温度制御シミュレータの作成、パソコン制御プログラムによる実キャプセルの昇降温試験を実施した。

(1) キャプセル照射装置の特性測定

真空排気装置の排気特性、真空温度制御装置の真空度制御特性、キャプセル真空制御管の流路抵抗特性等を測定した。

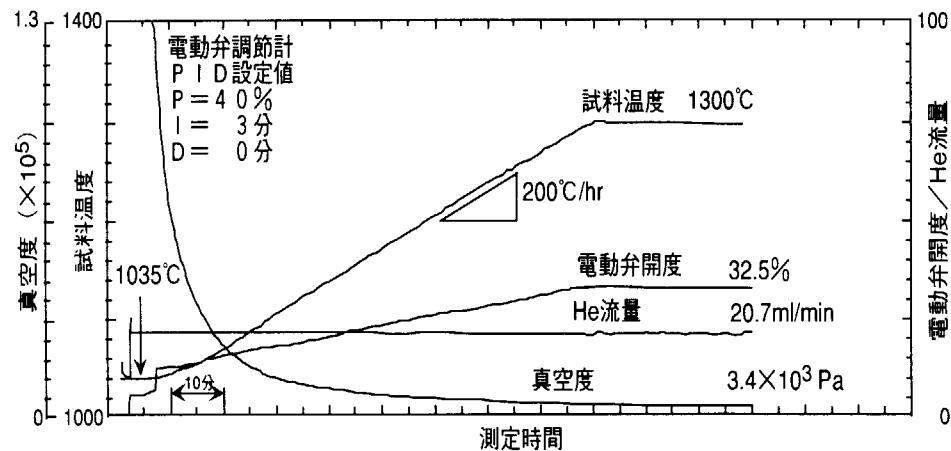
(2) 真空温度制御シミュレータの作成

キャプセル照射装置の特性測定から得た実験式を用いて、真空温度制御キャプセルの制御特性を計算するシミュレータを作成した。このシミュレータは、真空温度制御装置の運転を模擬する機能を持ち、原子炉出力上昇や試料温度変更時の温度応答を画面で確認することができる。

(3) パソコン制御プログラムによる昇降温試験

真空温度制御方式による自動昇降温の可能性を確認するため、新たに温度制御装置の制御プログラムを作成し、実キャプセル（94F-9A）を用いた昇降温試験を実施した。自動昇降温制御は、ホールド機能を付加したPID方式の追値制御で行ない、真空温度制御シミュレータを用いてPID制御パラメータを決定した結果、良好な制御性能が得られた。図4.2.2に試験結果を示す。

図4.2.2
制御プログラムによ
る昇温結果



4.2.3 BOCA/OSF-1照射設備の整備

JMTRでは、BOCA/OSF-1照射設備（以下「出力急昇試験設備」という。）を用いてBWR燃料の出力急昇試験を実施してきた。更に1993年度からはBWR高燃焼度燃料の出力急昇試験を実施している。この出力急昇試験設備のうち使用寿命に到達するバルブユニット、He-3ガス圧力調整用ベローズ、OSF-1炉内管の仕切管について更新を行った。

本整備は、1992年度から開始し、1993年度にバルブユニット、1995年度にHe-3ガス圧力調整用ベローズを更新し、OSF-1炉内管の仕切管については、1994年度から製作を開始し1996年度に既設の仕切管との交換作業を行い、性能試験の一環として行ったコールドラン試験を1996年度に終了した。コールドラン試験終了後、第120サイクルでホットラン試験を実施し、所期の性能を有することを確認し、一連の整備を完了した。

出力急昇試験設備の全体構成及び更新機器を図4.2.3に示す。

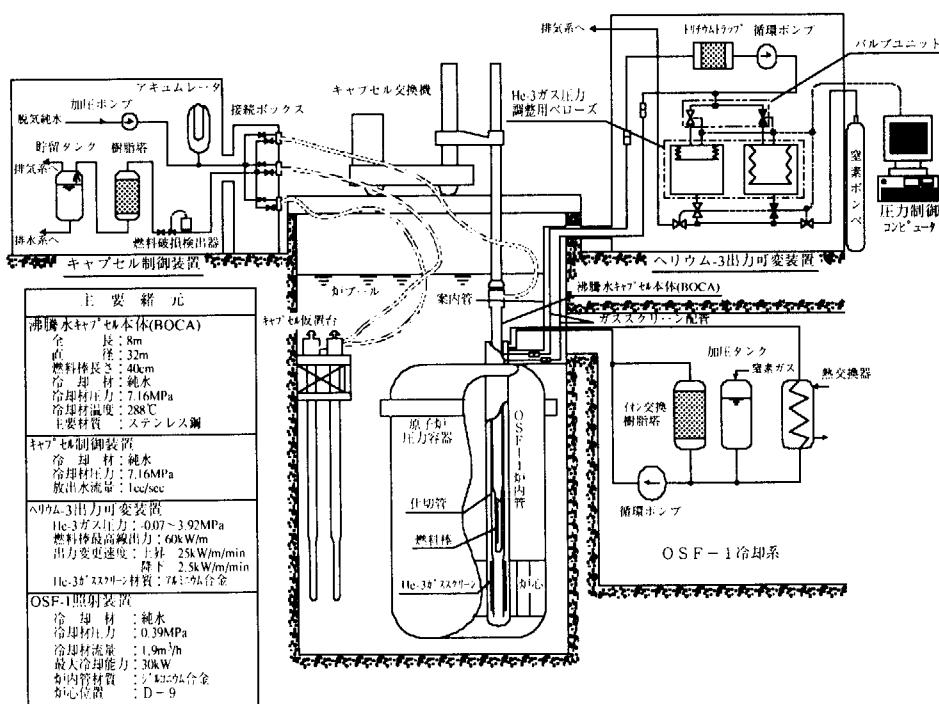


図4.2.3
出力急昇試験設備
全体構成図

4.3 ホットラボ施設

4.3.1 ホットラボ排風機の更新

ホットラボ建家及びセル用の排風機（排風機室設置の常用機側）は年間を通じて連続運転されている。本排風機は設置後32年を経過し、劣化が著しくなっているため、老朽化対策として3年計画で整備を進めてきた。今年度は第3期工事（最終年）としてコンクリートセル用等合計6台の排風機を更新した。

5. JMTR照射利用に関する技術開発

5.1 照射場評価

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

5.1.1 中性子スペクトル評価技術の開発

JMTR照射試験の計画・結果の評価に従来より使用している中性子スペクトルは、ANISNコードによる計算と臨界実験装置JMTRCでのマルチフォイル法による測定データに基づいて、炉心内の燃料領域および反射体各層別に評価したスペクトルである。実際のキャップセル内の照射試料位置での値を評価する場合、このような領域別の評価スペクトルでは、キャップセル構造材による遮蔽等の影響が考慮できないため、近年、多用されている計測装置付の複雑な構造のキャップセルの場合には評価精度が悪くなる。そこで照射試料位置での中性子スペクトルの詳細評価手法の開発のため、炉心の詳細なモデリングが可能なモンテカルロ計算コードMCNP（Version 4A）を用いて、JMTRの全炉心3次元モデルによる中性子スペクトル解析を1996年度より開始した。今年度は、MCNPによる中性子束計算値の推定精度の検証を行うとともに計算時間短縮のための検討を開始した。

中性子束の計算精度の検証の一環として、種々の照射試験でキャップセル内部に装荷されたフルエンスモニタ（以下、F/Mと略記）の測定から得られた中性子束の値と各照射試験の際の照射条件（炉心配置、照射孔、キャップセル構造）を反映させてMCNPで計算した値とを比較した。その結果、MCNP計算値はいずれの領域で照射されたキャップセルに対してもおおよそ10%程度の誤差でF/M測定値と一致することを確認した。検証結果の一例として、JMTRの照射試験装置の一つである水力ラビット照射装置2号機（図5.1.1参照）についての結果を表5.1.1に示す。この場合は、MCNP計算値とF/M測定値の違いは2%であった。

このように、モンテカルロ法による詳細計算では、高精度で中性子束の評価が可能だが、計算時間が長くなるという欠点がある。現在、MCNPによるJMTR炉心中性子束・スペクトル計算には、評価対象位置にもよるが、1ヶ月以上の計算時間を要している（計算科学技術推進センターUNIXサーバーAP3000で計算）。そこで、計算時間短縮に関し、計算モデルの一部簡略化及びモンテカルロコード特有のテクニックであるWeight Window法及びCell Importance法等の分散低減法について検討を開始した。計算モデルの一部簡略化については、最近の照射試験で利用の多い評価領域に対する中性子束の計算精度を損なわないように燃料要素モデルのうち燃料板部分を均質化することにより（図5.1.2参照）、計算時間は約1/3に

なった。分散低減法については現在検討中である。

なお、中性子スペクトル計算値の推定精度についても、上記に示した中性子束計算値の推定精度の検証結果から十分な精度を有していることは容易にわかるが、中性子スペクトル計算値の検証についても今後行う予定はある。

5.1.2 中性子スペクトルデータの提供

MCNPにより照射試料位置で評価した中性子スペクトルは、現在、特に希望する照射利用者に対しての提供を行っている。評価に当たっては、照射利用者の希望に応じて任意のエネルギー群数で中性子スペクトルの提供が可能であるが、現状では、計算時間の関係で137群（核データライブラリ MGCLの群構造）以下で実施している。MCNPによる照射試料位置での中性子スペクトル評価例（エネルギー137群）を図5.1.3に示す。

図5.1.1

JMTR炉心配置と水力
ラビット

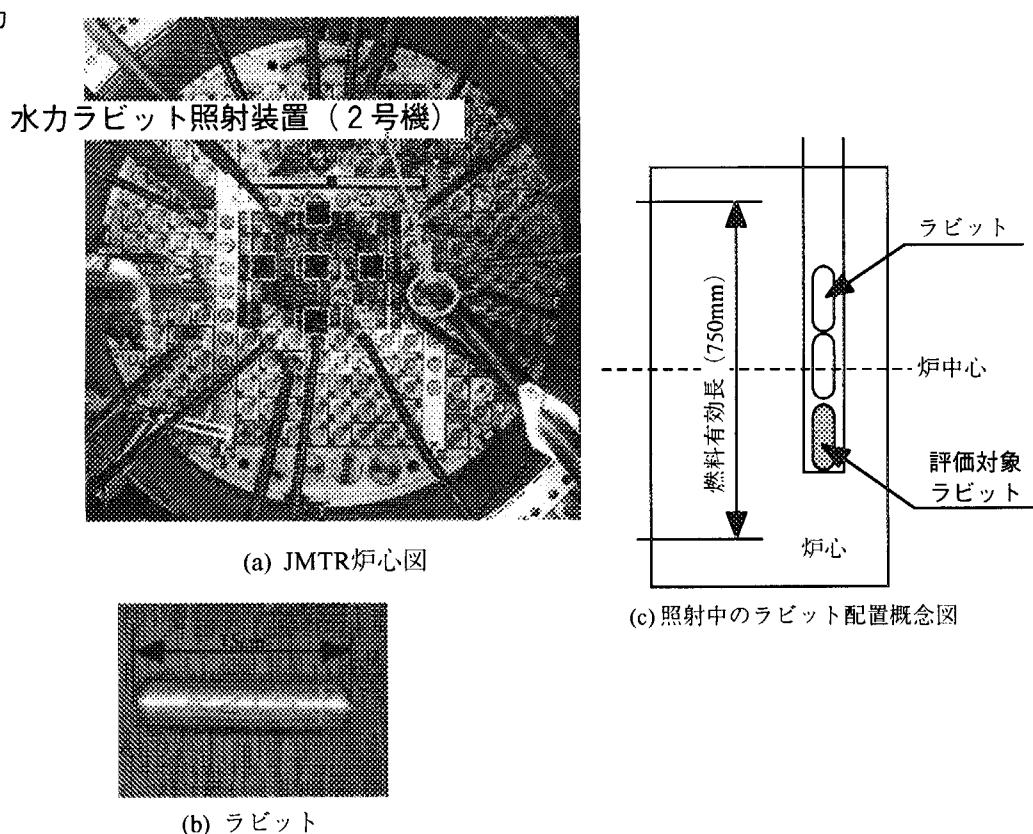


表5.1.1

MCNPによる中性子束
評価精度の検証（水力
ラビット 2号機）

MCNP計算値(C)	F/M測定による評価値(M)	比 (C/M)
$6.581 \times 10^{17} \text{ n/m}^2\text{s}$	$6.435 \times 10^{17} \text{ n/m}^2\text{s}$	1.02

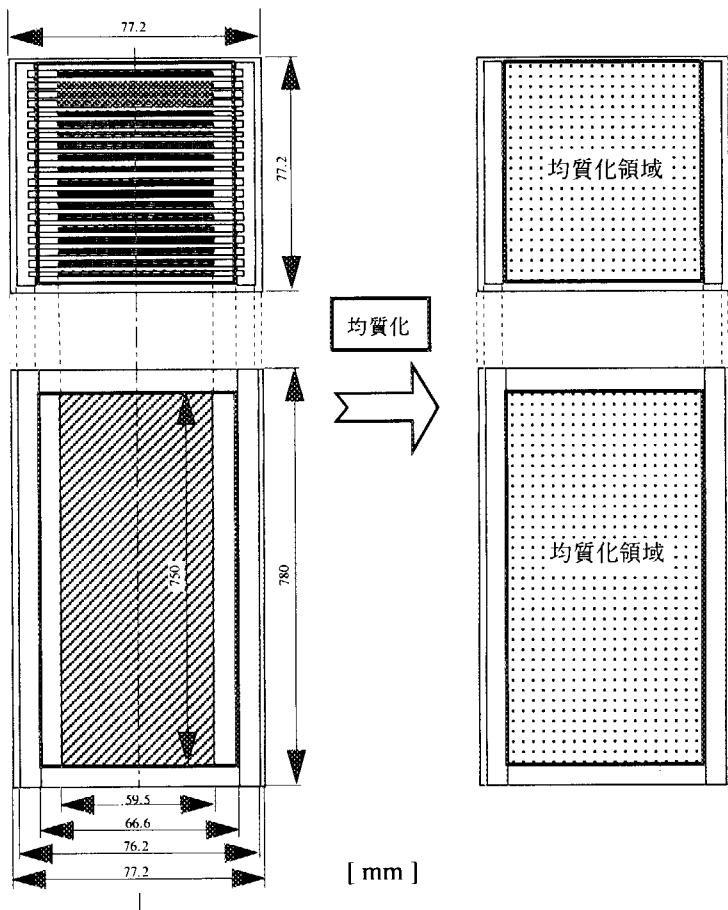


図5.1.2
燃料要素計算モデル

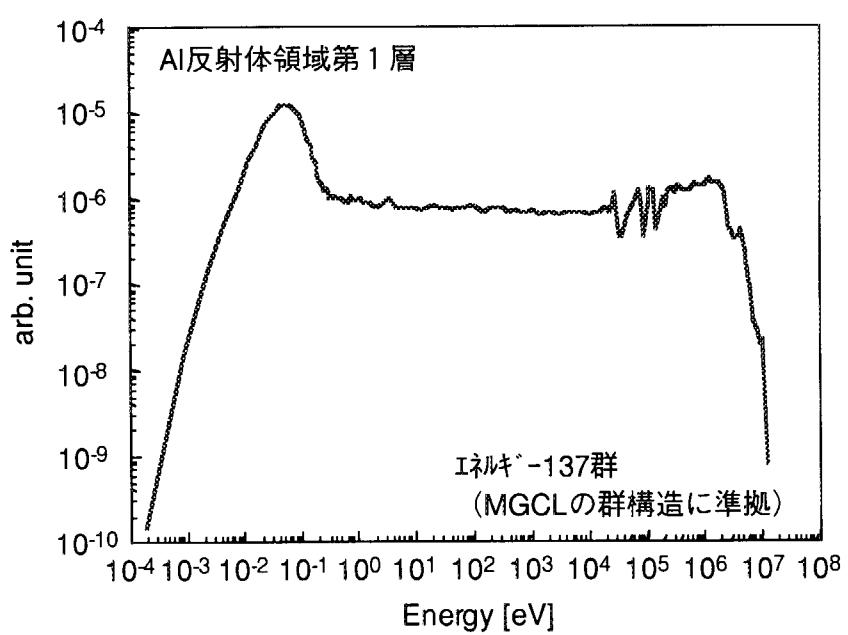


図5.1.3
中性子スペクトル
評価例

5.2 照射技術

5.2.1 酸素ポテンシャルセンサの開発

燃料棒内部の化学的挙動把握を目的とした固体電解質型燃料棒用酸素ポテンシャルセンサの開発を行っているが、1996年度、照射を実施した固体標準極及び測定極の酸素ポテンシャルセンサ（以下「固体型酸素センサ」という。）に加え、今年度は標準極及び測定極に気体を用いるガス供給方式の酸素ポテンシャルセンサ（以下「ガス供給型酸素センサ」という。）を新たに試作した。この概念図を図5.2.1に示す。このガス供給型酸素センサの輸率測定の炉外試験を行った結果、図5.2.2に示すように500°C付近から安定な起電力が得られることを確認した。

酸素ポテンシャルセンサ（固体型酸素センサ：6体、ガス供給型酸素センサ：1体）計7体を照射キャップセルに装荷し、第120～第121サイクルの2サイクルで高速中性子照射量 $4.0 \times 10^{23}/\text{m}^2$ まで照射試験を実施した。

本照射試験では、ガス供給型酸素ポテンシャルセンサについては2サイクル中、安定な起電力が得られた。第121サイクルに測定極側に異なる酸素濃度ガスを使用し、理論値と測定値の比較を行った。これを図5.2.3に示す。この結果600°C付近から安定した起電力が得られることを確認した。このことから固体電解質であるジルコニアは600°C以上であれば、酸素イオンの伝導機能によばず照射の影響は受けにくいことを確認できた。しかし、固体型酸素ポテンシャルセンサについては起電力の低下現象が起きた。この現象の原因は固体標準極と固体電解質の焼締りによる密着性の不良であることが考えられるので、今後、この点の改良を含む燃料棒への装荷を念頭に置いた固体型酸素センサの起電力の安定化及び小型化を図る予定である。

図5.2.1
ガス供給型酸素センサの概略図

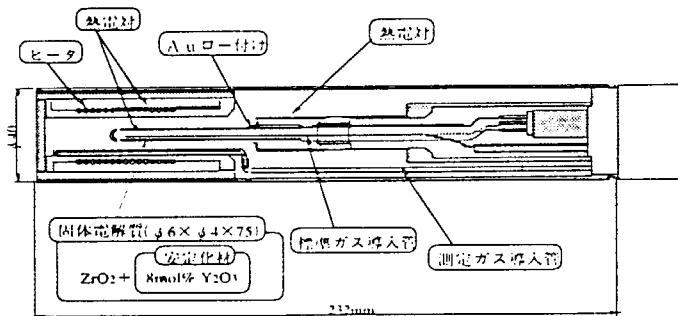


図5.2.2
輸率温度特性炉外試験結果（左図）

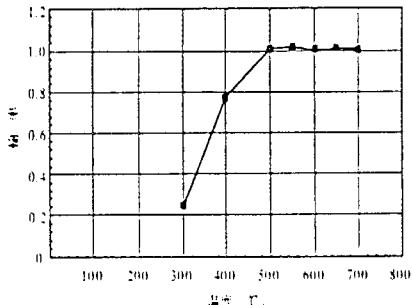
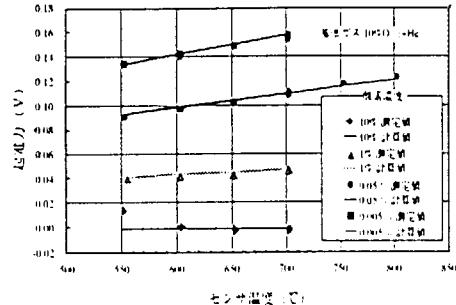


図5.2.3
照射下起電力の酸素濃度依存性結果（右図）



5.2.2 形状記憶合金の応用技術（垂直移動型キャプセル）

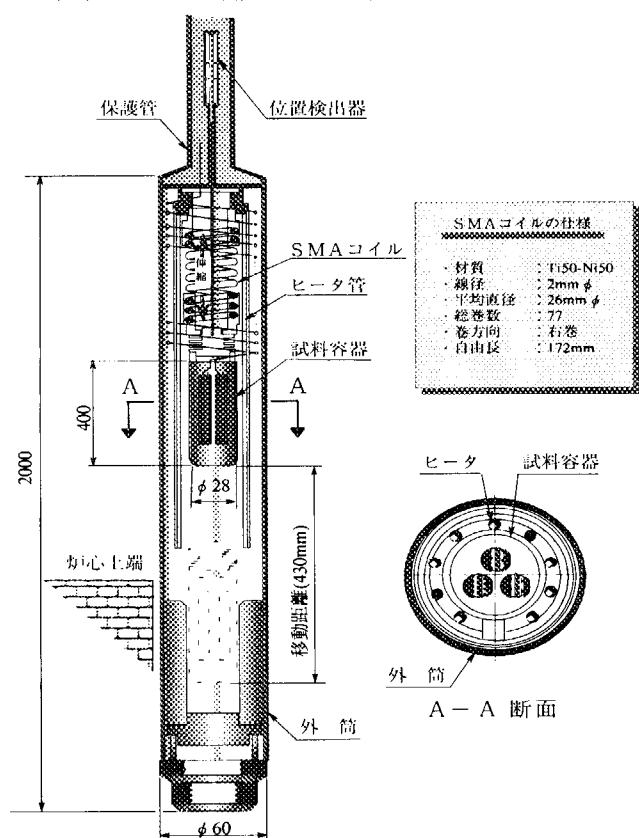
光ファイバーのように照射により機能劣化するものを照射試験の計測機器として使用する場合、計測時には炉心領域に挿入し、未使用時には炉心領域から退避させる必要がある。これを解決するため駆動素子として形状記憶合金の温度-形状変化を利用し、温度変化で自動的に垂直方向に伸縮する垂直移動型キャプセルを作製し、照射試験を行った。図5.2.4に垂直移動型キャプセルの概略図を示す。

形状記憶合金にはコイル線径2mm、コイル平均径26mm、自由長172mmのTi50-Ni50 (at%) 合金製のSMAコイルをキャプセル用に開発した。

照射試験は第120～第121サイクルの2サイクル間行い、第120サイクルは照射中に常に加熱しているSMAコイルの冷却/再加熱に伴う伸張/収縮を用いてコイルの駆動試験を2回実施し、それぞれ約320mmの駆動距離を確保した。しかし、第121サイクルでは駆動距離は約290mmに低減し、当初の設計及び炉外試験で得られた駆動距離 (430mm)を下回った。

また、原子炉運転中における炉心領域への挿入は、試料容器を途中までしか挿入することができなかった。原因としては、SMAコイル部の温度は336K (熱電対装着位置) であったが、SMAコイルの炉心側先端部は照射中の γ 加熱により逆変態開始温度(368K)を超え、コイルの逆変態に伴う伸張駆動機能が充分に働かなかつたためであると思われる。なお、原子炉停止後には、試料容器を最下端位置まで下げることが可能であった。

図 5.2.4
垂直移動型キャプセルの概略図



5.2.3 カップリング照射技術

カップリング照射とは他の照射施設（高速炉、加速器、軽水炉等）で照射した試料をJMTRにおいて再照射し、広義には異なる照射場を組合せることにより新たな照射研究を可能にする照射技術である。

第一段階として無計測キャプセルの照射試験を1995年度に行った。第二段階として1996年度から真空制御のみの計装型キャプセル組立のため、ホットセル内において照射済試料のキャプセルへの組み込みとキャプセル本体の組立作業を終了した。今年度はカナル上でこのキャプセル本体と計装類及び保護管の接続を行い、検査終了後、原子炉に装荷し、照射試験を行った。このキャプセルの組立概念を図5.2.5に示す。

照射結果を図5.2.6に示す。照射目標温度は500°Cであったが、上下及び炉心、反炉心方向に計算以上の温度差が生じた。この原因はホットセル内作業時、外筒をスムーズに挿入するため、若干、試料カバー外側を削り、ギャップが生じたものと予想される。今後の対策として、試料カバーを設けない等の設計構造とともに、照射温度の制御精度を上げるため、ヒータを付加したヒータ制御型再照射キャプセルを1999年度までに開発する予定である。

図5.2.5
カップリングキャプセルの概念図

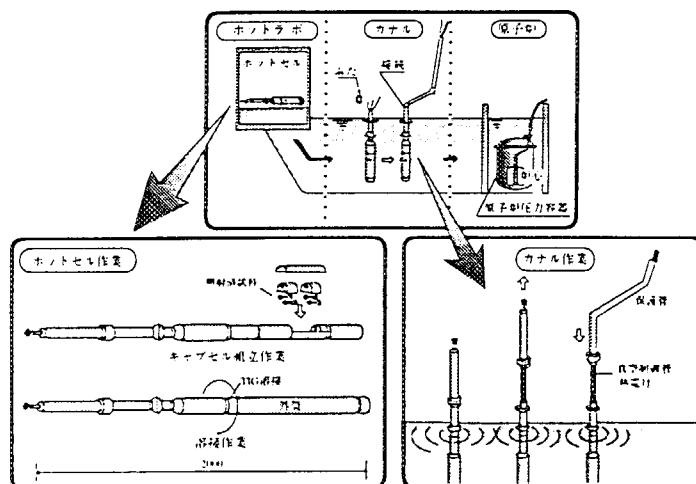
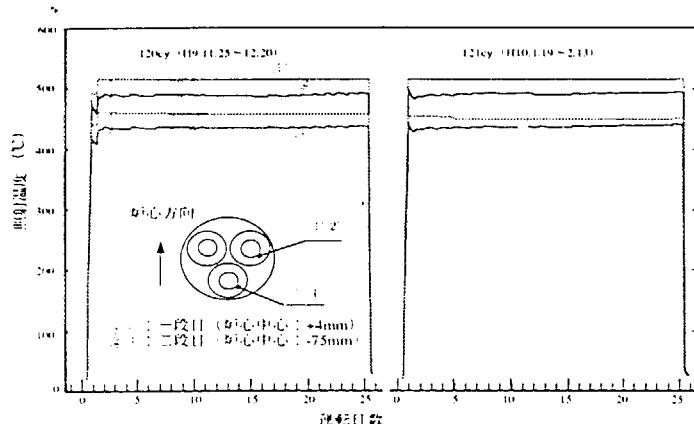


図5.2.6
カップリングキャプセルの照射温度結果



5.2.4 照射下負荷試験（熱中性子トラップ型クリープキャプセル）

原子炉構造材料に使用されているステンレス鋼のクリープ特性における照射の影響を把握するため、新たに開発した2種類の熱中性子トラップ型及び熱中性子カット型クリープキャプセルを製作し、今年度は熱中性子トラップ型クリープキャプセルの照射試験を行った。この概略構造を図5.2.7に示す。この試験の熱中性子トラップには熱中性子増倍材としてグラファイトを使用した。

照射試料は外径2mm、標点間距離10mmのクリープ試験片2本をキャプセルに装荷し、196MPa～294MPaの間の2種類の応力負荷条件で行った。試験においては、試料の温度制御及び試料への一定応力負荷に留意した。試料の温度は、試料の標点間中央部に取り付けた熱電対により、制御棒の引き抜き、挿入等の外乱のない場合には $550 \pm 1^\circ\text{C}$ で制御し、また外乱のうち特に大きなBOCAキャップセルのサイクル試験時においても $550 \pm 3^\circ\text{C}$ で制御したことを温度記録から確認した。本試験で得られた照射下クリープ曲線結果を図5.2.8に示す。この照射下クリープ曲線から1次、2次、3次クリープひずみが測定されている。また、照射後にキャップセルを解体して取り出した試料の写真を図5.2.9に示す。この写真から、試料のいずれも標点間で破断しており、試験中特異な荷重は付加されなかつたと推定される。よって、本キャップセルの開発により、材料の照射下クリープひずみを高精度で測定可能であることが判明した。

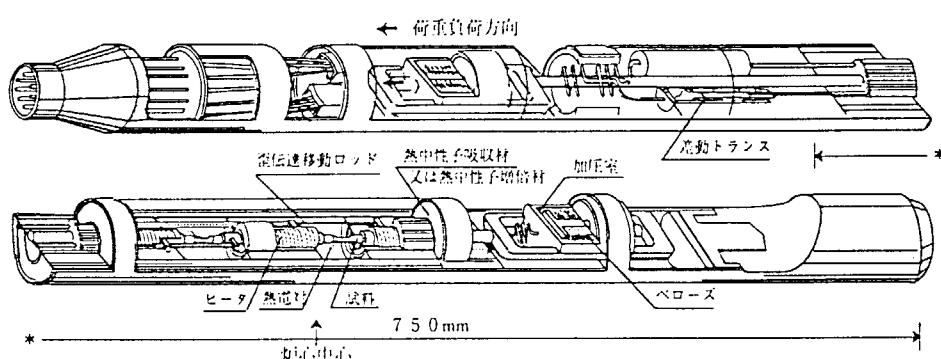


図 5.2.7
熱中性子トラップ型
クリープキャプセル
の概略構造

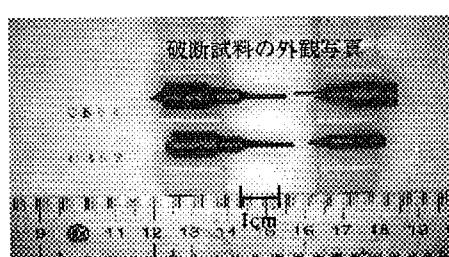
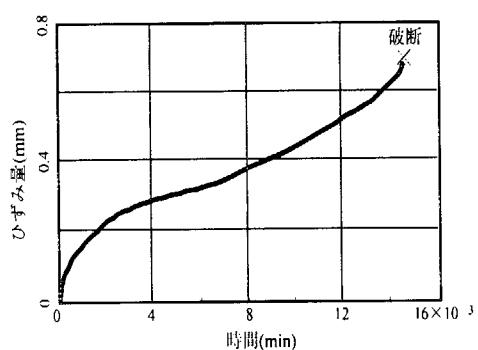


図 5.2.8
照射下クリープ曲線
結果 (左図)
図 5.2.9
破断後の引張試験片
(右図)

5.3 照射後試験

5.3.1 測定技術の開発

原子炉構造材料の研究においては、中性子照射下における寿命信頼性に関する試験の実施が必要とされている。特に、これらの材料が十分な信頼性を有する条件で使用されていることを確認するために、高温高圧水中の照射環境助長割れ(Environmentally Assisted Crack ; EAC)試験が重要となる。ホットラボでは、各種ステンレス鋼材について、高温高圧水中低歪速度引張(Slow Strain Rate Tensile ; SSRT)試験、き裂進展特性試験等を行っており、これに関連して試験片のき裂長さデータを、遠隔操作による交流電位差法を用いて高精度で測定する技術の開発を行っている。

高温高圧水中において、繰り返し負荷(三角波およびサイン波)機構及び電位差法を用いた亀裂長さ測定装置を付加できる照射環境助長割れ特性試験装置を図5.3.1に示す。電位差法によるき裂長さ測定への適用を進めている交流電位差法は、検出端子位置によって電位差に変化が生じる欠点は有るもの、雑音の影響を受けにくいために検出感度が高く、且つ測定装置の取扱いが簡便である特徴を有する。予備試験として、本試験に用いるCT試験片のための負荷電流値、リード線径、電極取り付け方法及び雑音の影響について検討すると共に高温高圧水中におけるき裂長さの測定を実施した。図5.3.2は交流電位差法の回路図を示す。き裂長さ測定では、0.4TCT試験片に対する負荷電流として0.25A程度とし、電極の取り付けには、接触抵抗が少ない点溶接法を採用した。電流供給リード線は、試験片と同じ材質で線径が0.5mmであり、電位差検出リード線も同様のものを用いた。これらの条件で、1mmから4mm近傍の模擬き裂(幅：0.2mmスリット)の電位差測定を実施すると共に、疲労によってき裂を導入した(長さ：2mm)試験片についても電位差測定を行った。き裂長さ測定結果を図5.3.3に示す。なお、亀裂長さ測定に用いた試験片は、原子力分野で小型試験片として一般的に用いられている0.4TCT試験片で、厚さを5mmまで薄く加工したものである。また、ノイズ等の発生を防止するために、試験片と試験治具を絶縁するための酸化ジルコニア製のカラーを用いた。

予備試験として交流電位差法を用いた未照射材の高温高圧水中におけるき裂進展試験を行い、以下に示す知見を得た。

- (1)交流電位差法では、従来よりき裂長さ測定に用いられていた直流法と比較してノイズの影響が極めて少なかった。
- (2)交流電位差法では、電圧端子の任意の位置において電位差は異なるものの出力勾配は一定であった。
- (3)電圧端子の線径の違い(線径が細くなること)により、增幅器出力が低下した。
- (4)高温高圧水中におけるき裂進展試験において、高圧端子及びオートクレーブ内接続端子を用いることにより、き裂長さの測定が可能となった。

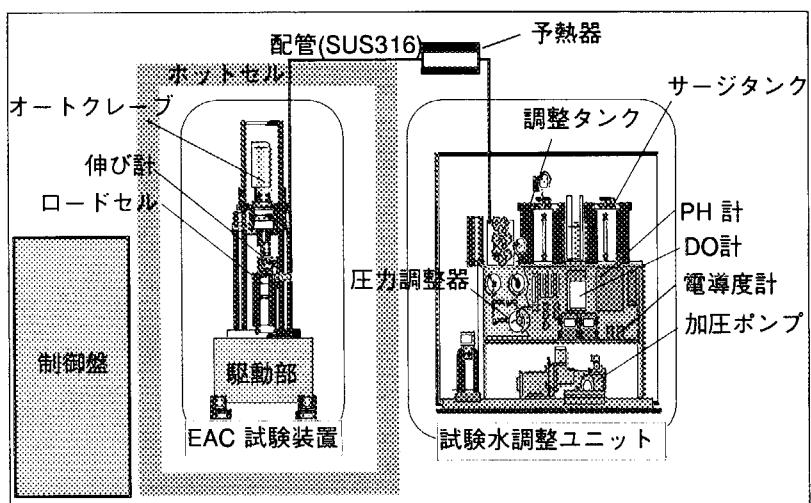


図 5.3.1
照射環境助長割れ
特性試験装置

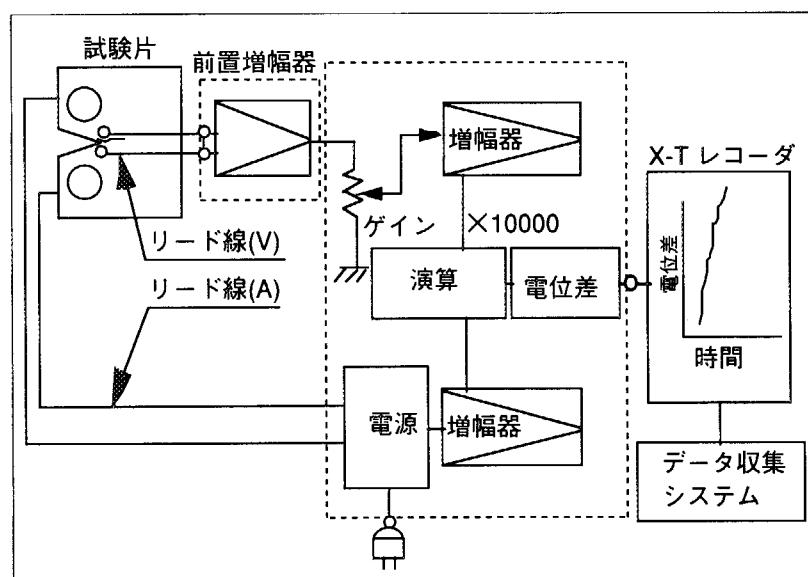


図 5.3.2
交流電位差法の
回路図

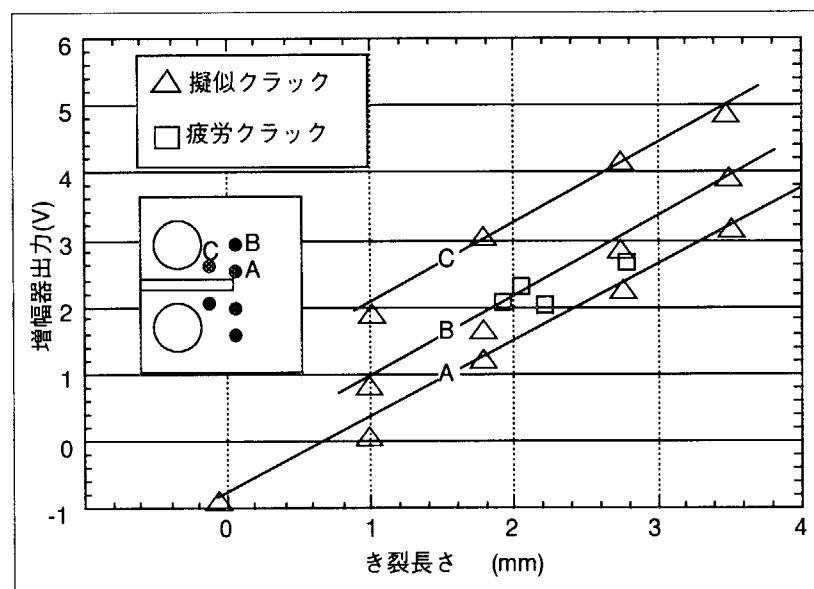
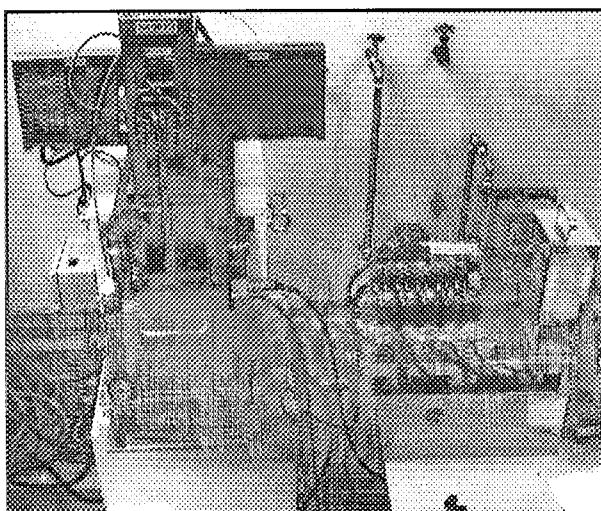


図 5.3.3
き裂長さ測定結果

5.3.2 微小試験片試験の技術開発

軽水炉サーベイランス試料や照射後試験済試料の有効利用及び廃棄物の低減化等の観点から、放射化試料の再加工技術の確立が急務となっている。そこで、ホットラボでは遠隔操作性に優れ、高い加工精度を有する放電加工技術の適用を検討した。ここでは、遠隔操作によりホットセル内で小型試験片を照射済試料から加工する技術を確立するために開発した遠隔操作型放電加工装置について述べる。図5.3.4に遠隔操作型放電加工装置の外観写真を示す。放電加工は、170mm（長さ）×260mm（幅）×180mm（深さ）の加工槽の中に注入した加工液（難燃性の灯油）の中に、材料を取り付けた150mm（長さ）×200mm（幅）の加工ステージを浸漬して行う。Cu-W製の加工用電極は、長さ約340mmのステンレス製電極棒の先端に取り付けられている。試験片の位置決めは、位置分解能1mmのNC制御とした。更に、加工用電源は容量1Aのパルス型で、電極消耗量低減の目的で逆極性バイアスを負荷できるものとした。本装置の特徴は、ホットセル内で取り扱うために、放電加工用の電極継手棒の交換機構を一般的なネジ止めタイプに代えて、電極棒当たり面にテーパー加工を施した簡易式肩掛タイプを採用したことである。このため、遠隔操作性の向上や接触抵抗の低減化が図られ、加工する試験片の寸法や材質に応じて、異なるタイプの電極棒を簡便かつ迅速に交換可能となった。現在までに、直径3mmの透過電子顕微鏡(Transmission Electron Microscopy ; TEM)用ディスクからの微小引張試験片の加工を実現し、その加工精度が目標寸法に対して±10μmであることを確認した。今後は、加工精度の向上や加工に伴う熱影響部効果の除去を目指した改善を図るとともに照射済試料からの微小試験片加工の実用化を進める。

図 5.3.4
遠隔操作型放電加工
装置外観



5.4 赤外線サーモグラフィを用いた非破壊診断技術の開発

原子力プラントの機器構造物の温度分布を赤外線映像装置で計測し、得られた熱画像から機器構造物の異常箇所及び経年劣化を識別評価する手法の検討を行った。

この測定技術は、物体表面に生じる温度分布を熱画像として表示し、伝熱面や流体の熱的挙動を定量的に計測及び評価する熱イメージ法である。

赤外線映像装置を使用してJMTRカナル室外壁面を観察した結果を図5.4.1に示す。左図は壁面に太陽光が当たり加熱の状態、右図は壁面に太陽光が当たらなくなり冷却の状態となっている。熱画像上で筋状に温度が異なる部分は、肉眼では確認が困難な亀裂修復部分に対応しており、加熱時には周囲より高温、冷却時には周囲より低温になることが分かった。また、JMTR二次冷却系循環ポンプのモータ部とポンプ部の軸を連結しているカップリング部及びペアリング部を観察した結果を図5.4.2に示す。運転中と停止中の熱画像は明らかに異なり、回転部分に生ずる放射エネルギーに差があることが分かった。

以上のことから、プラント機器構造物の熱画像から温度分布の変化を監視することにより、機器の異常及び経年劣化をリモートセンシングで評価できる見通しが得られた。

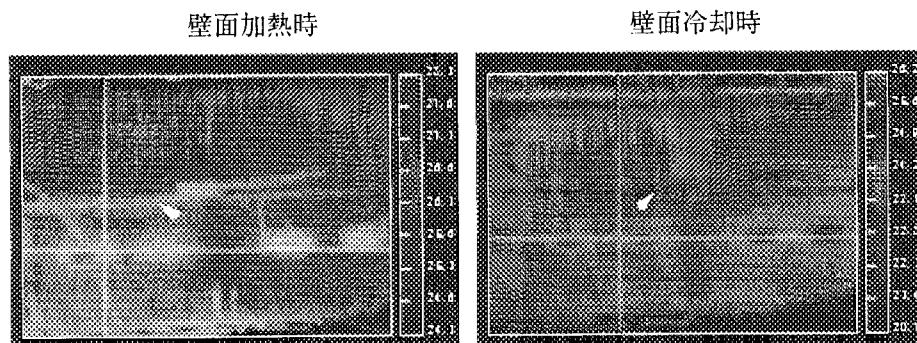


図 5.4.1
カナル外壁面の熱画像

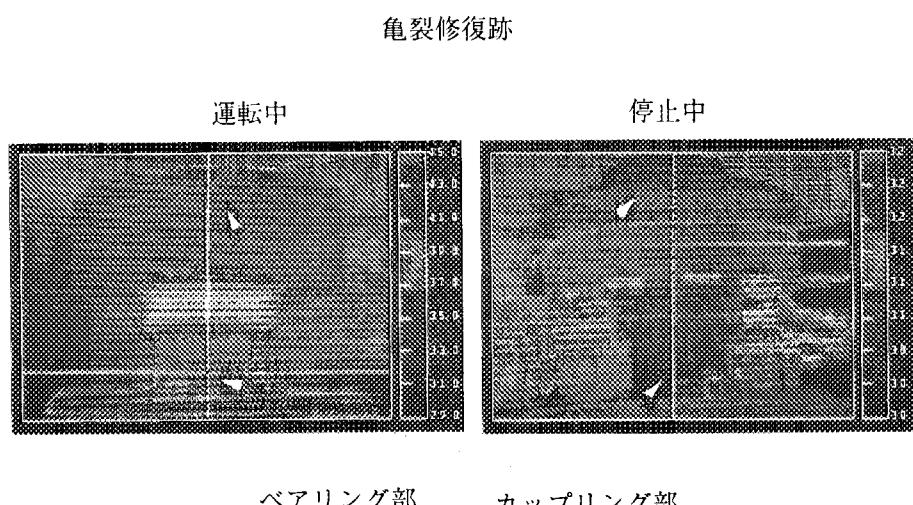


図 5.4.2
二次冷却系循環ポンプの
熱画像

5.5 メンテナンス・エンジニアリング

機器保守点検データの評価の合理化に関し、日常巡視点検合理化システムとして、ハンディーターミナル携行による点検を行うためのソフトウェアの整備を行った。点検対象設備は従来から行っていたJ M T R全設備とし、737件の設備を本システムに登録した。点検は機器別に予め決めてある点検項目をハンディターミナル上に表示させ、その指示に従って1週間で全設備を一巡できるよう点検コース・点検内容を決めた。各設備、点検項目にはID番号を付け、分類・検索を容易に行えるようにした。今後の管理はこのIDによってを行い、点検結果をパソコンに入力し保存する。点検履歴は週・月別又は機器毎に抽出することが可能となった。

なお、システムの機能と概要については1996年度のJAERI-Review 97-017を参照のこと。

6 混合炉心の構成変更に係る安全解析

JMTRでは現在、1炉心あたり濃縮度約20%の低濃縮ウラン燃料（以下「LEU燃料」という。）の標準燃料要素20体、燃料フォロワ5体と濃縮度約45%の中濃縮ウラン燃料（以下「MEU燃料」という。）の標準燃料要素2体を装荷した混合炉心で運転を行い、発生した使用済燃料は米国に輸送している。使用済燃料の対米輸送については、米国が受入れ政策として、原子炉毎に高濃縮（濃縮度20%以上）ウラン燃料の受入れを優先し、その後、低濃縮（濃縮度20%未満）ウラン燃料を受入れるとしている。

JMTRは、高濃縮ウラン燃料に該当する使用済燃料658体及び未使用燃料67体を保有しており、これらを米国へ輸送した後でないと、保有する多数の使用済LEU燃料の輸送は開始できない。このため、未使用のMEU燃料の有効利用と早期使用が使用済燃料の対米輸送の促進の上からも必須となっており、今後の利用と早期使用を進めるため、1炉心あたりのMEU燃料の装荷数を増加させる検討を行った。検討の結果、炉心の核特性を大幅に変更することなく、かつ、MEU燃料の有効利用を進めるためには、1炉心あたりのMEU燃料の装荷数を現在の2体から6体に增量することが最も適当であるとの判断から、MEU燃料を6体装荷した炉心（以下「MEU6炉心」という。）の安全解析を行い、その安全性を確認した。

6.1 安全解析及び変更手続き

MEU6炉心は、現行の設置許可（低濃縮ウラン燃料要素の使用に係わる設置変更許可：平成4年2月許可）に示された炉心構成の中、現在の運転に適用している混合炉心におけるMEU燃料の装荷数を現在の2体から6体に增量し、1炉心あたりLEU燃料（標準燃料要素16体、燃料フォロワ5体）とMEU燃料（標準燃料要素6体）を装荷した炉心構成としたものである（図6.1参照）。

MEU 6 炉心の安全解析は、現行の設置許可の解析方法と同様の方法で行った。解析の結果は以下のとおりである。

- (1) 核特性解析では、炉心の出力分布因子の最大値は3.12となり、現行の最大値3.14を下回った。また、炉心の過剰反応度、反応度制御効果、反応度変化率、反応度係数及び出力分布は現行の設置許可の評価値と同等であるとともに、核特性に関する安全設計の方針を満足している。なお、MEU燃料の1運転サイクルあたりの平均燃焼度は約15%から約20%に増加するが、要素平均燃焼度は40%以下とする設計方針の範囲内に収まる。
- (2) 定格出力運転時の熱特性解析では、燃料温度及び最小DNBRは現行の設置許可の評価値と同等であるとともに、熱特性に関する安全設計の方針を

満足している（図6.2参照）。

- (3) 動特性解析では、想定される反応度外乱に対して自動制御系は安定に出力を維持することができる。
- (4) 運転時の異常な過渡変化解析では、現行の設置許可で評価している8事象すべてにおいて、実際より十分厳しい結果を与える仮定に基づいて解析した結果、安全評価に関する判断基準を満たしており、燃料及び炉心の健全性が損なわれることはない。
- (5) 事故解析では、現行の設置許可で評価している5事象すべてにおいて、実際より十分厳しい結果を与える仮定に基づいて解析した結果、安全評価に関する判断基準を満たしており、燃料及び炉心の健全性が損なわれることはない。

以上のように、MEU6炉心は核的出力分布の制限値をはじめ、安全性に関する設計方針及び安全評価の判断基準を満足していることが確認できた。

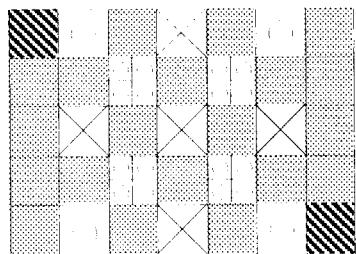
MEU6炉心に係る設置許可上の変更点は、本文七「核燃料物質の年間予定使用量」及び安全解析の結果を示す添付書類八、同十の一部である。原子炉等規制法上の手続きでは本文七の変更は届出事項に該当し、添付書類の変更のみでは設置変更許可の申請に該当しない。したがって、「核燃料物質の年間予定使用量の変更届」の手続きを1998年度に行い、MEU6炉心による運転を実現することとした。

6.2 今後の計画

MEU6炉心については、1998年度に上記の届出を行い、年度後半から実際の運転に適用する計画である。

MEU燃料の現在の使用方法では、保有する未使用のMEU燃料67体をすべて使い切り（冷却後）米国への輸送が完了するには2007年までを要し、米国による使用済燃料の受入れ期限の2008年までに輸送可能な使用済LEU燃料は輸送2回分（180体）に留まる。これに対して、MEU6炉心の運転によりMEU燃料の使用を促進することで、使用済MEU燃料の輸送は2004年途中で終了して、その後、期限内に対米輸送できる使用済LEU燃料数を大幅に増やし（540体）、その結果、JMTR施設内の使用済燃料の在庫量を低減することができる。また、高濃縮ウラン燃料の在庫がなくなることにより、核燃料物質の保障措置上の施設区分のグレード低減化を早期に実現できる。

混合炉心 (MEU燃料2体装荷)
現在、運転に用いている炉心配置



混合炉心 (MEU燃料6体装荷)
新たに加える炉心配置

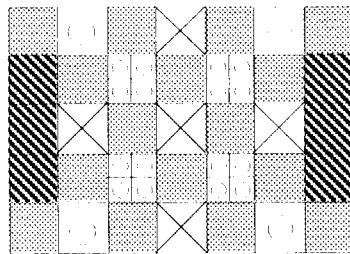


図6.1
炉心配置

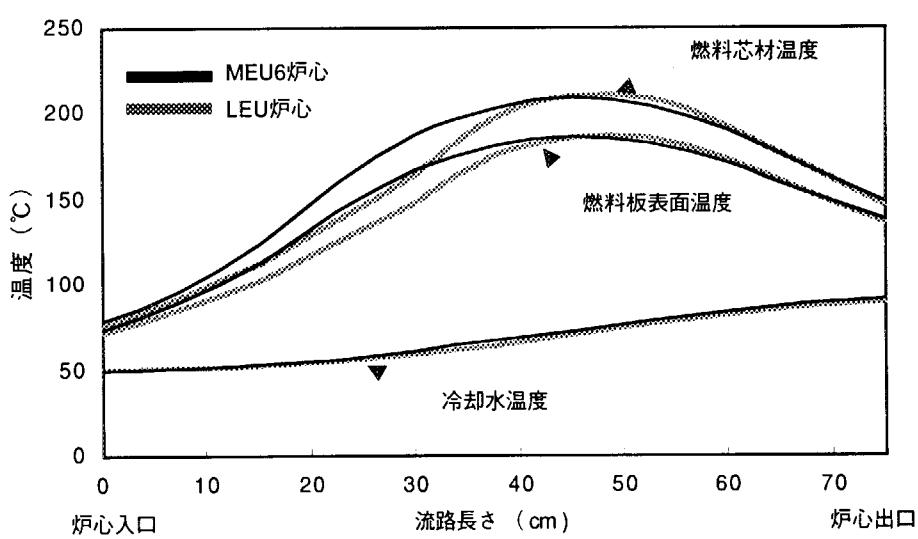
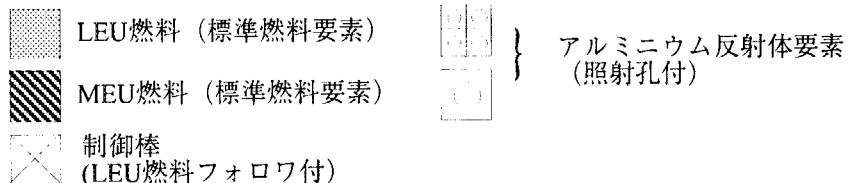


図6.2
定格出力運転時におけるホットチャンネルの
温度分布

7 核融合炉ブランケットに関する研究開発

7.1 微小球の開発

7.1.1 トリチウム増殖材

ITER ブランケットの核熱設計結果から、設計条件を満足するためには、直径 0.1mm 程度のトリチウム増殖材微小球 (Li_2O 及び Li_2TiO_3) が必要であることが明らかになった。このため、大量製造法として有望視されている湿式造粒法(脱水型ゲル化法)に着目し、より均一でかつより小さい微小球の製造が可能な振動滴下製造技術について調査を行うとともに、 Li_2O 及び Li_2TiO_3 微小球の基本的特性(密度、真球度、圧潰荷重等)について調べた。

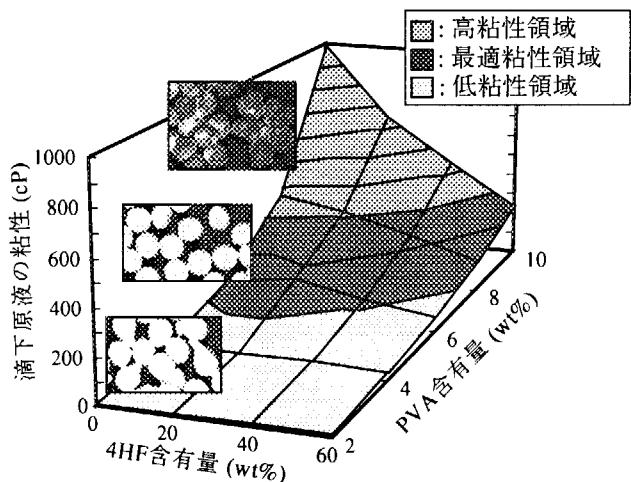
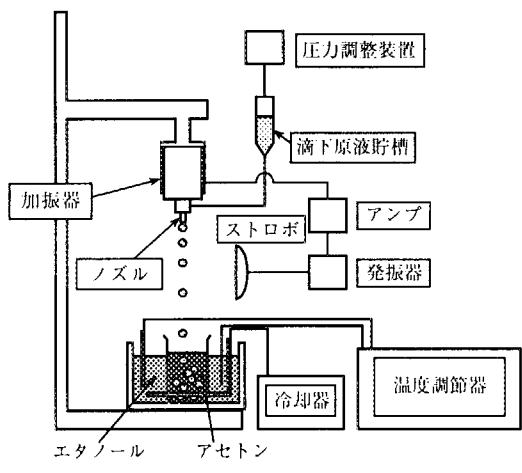
開発した振動滴下装置の概略図を図 7.1.1 に示す。本試験装置を用いた振動滴下によるゲル球試作試験として、始発粉末と PVA 水溶液の混合比による滴下原液の粘性とゲル球の真球性の関係、振動ノズルの振動数と微小球直径の関係等を調べた。始発粉末と PVA 水溶液の混合比による滴下原液の粘性とゲル球の真球性の関係を図 7.1.2 に示す。この結果、滴下原液の粘性が 100 ~ 300cP のとき、真球性の高いゲル球の製造が可能であることを明らかにした。ゲル球試作試験の結果、直径 0.3 ~ 1.0mm の均一な微小球の製造が可能であることを明らかにした。

試作した微小球の基本的特性を調べた結果、 Li_2O 微小球に関しては、密度は 83%、真球度は 1.3、結晶粒径は 5 ~ 10mm、 Li_2TiO_3 微小球に関しては、密度は 83%、真球度は 1.1、結晶粒径は 10 ~ 20mm であり、振動滴下によるトリチウム増殖材微小球の製造が可能であることを明らかにした。

以上の結果より、脱水型ゲル化法によるトリチウム増殖材微小球のより均一で、かつ、微小な球製造が可能である見通しが得られた。

図 7.1.1 (左図)
振動滴下装置の概略
図

図 7.1.2 (右図)
滴下原液の粘性とゲ
ル球の真球性の関係



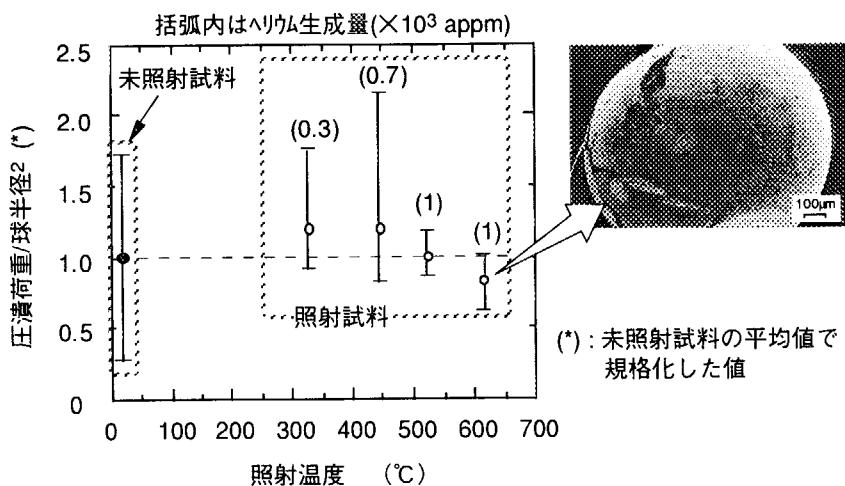
7.1.2 中性子増倍材

トリチウム増殖プランケットでは、中性子増倍材としてベリリウム微小球が用いられる。このベリリウム微小球開発の一貫として、今年度は、中性子照射したベリリウム微小球の機械的特性について調べた。

試料は、回転電極法で製造したベリリウム微小球であり、ヘリウムで密封した4本のインナーキャップセルに試料を各々装荷した後、JMTRで10サイクル照射した。各インナーキャップセルに装荷した試料の照射温度は、327、445、524及び616°Cであり、各温度でのヘリウム生成量は、各々0.3、0.7、1.0及び 1.0×10^3 appmであった。照射後、ベリリウム特性試験設備の圧潰試験装置を用いて、室温での圧潰強度を測定した。この結果を図7.1.3に示す。縦軸は、圧潰加重を微小球の半径の2乗で割った値であり、未照射試料の平均値との比較として示してある。この結果、 1.0×10^3 appmまでヘリウムが生成したベリリウム微小球の圧潰強度は、未照射試料の圧潰強度からほとんど変化しないことが明らかになった。この原因は、ベリリウム微小球の結晶粒径が大きいこと、製造時の初期結晶欠陥が多いこと等が影響したためと考えられる。これにより、本ベリリウム微小球が世界的に認められ、IEA協力によるベンチマークテスト（ベリリウム微小球相互特性評価）が、1998年度から開始されることになった。

また、本ベリリウム微小球は、スエーリングが少ないと等から、試験研究炉の中性子反射体としての利用も期待できる。例えば、反射体形状の容器内に、单一径のベリリウム微小球を充填した場合（密度：約60%）と大小2種類の微小球（直径比が10程度）を充填した場合（密度：約80%）のように、反射体内のベリリウム個数密度を自由に変えることができるため、中性子の反射性能を調整でき、中性子照射環境を変化させることができると考えられる。

図7.1.3
圧潰試験結果



7.2 Li_2TiO_3 微小球からのトリチウム生成・回収特性

ブランケットの役割の1つとして、中性子を利用してトリチウムを生産することが挙げられる。そのため、トリチウム増殖材の候補材である微小球形状のリチウムタイタネイト (Li_2TiO_3) に着目し、JMTRを用いて中性子照射下でかつ低温(250~400°C)時における Li_2TiO_3 微小球充填体からのトリチウム放出特性試験を実施した。照射試験の概略図を図7.2.1に示す。直径1mmの Li_2TiO_3 微小球(理論密度:80%T.D.)を照射試験体内に充填(充填密度:62%)し、 Li_2TiO_3 から放出されたトリチウムを水素添加したHeガスにより炉外に設置したスイープガス装置に送り、トリチウム濃度測定を行った。

トリチウム放出試験結果の一例として、第1回目の原子炉起動時に得られた結果を図7.2.2に示す。この結果から、トリチウムの放出は、充填層中心温度が約140°Cから生じることが明らかになった。また、水素添加量を1000ppm(ITER設計条件)から100ppmに低減した時、単位時間当たりのトリチウム放出量は一時的に低下したが、水素添加量が1000ppm時の値の約8割まで約5時間で回復した。これらの成果は世界で初めて得られたものであり、ITER増殖ブランケット設計・製作に大きく貢献できた。

図7.2.1
照射試験の概略図

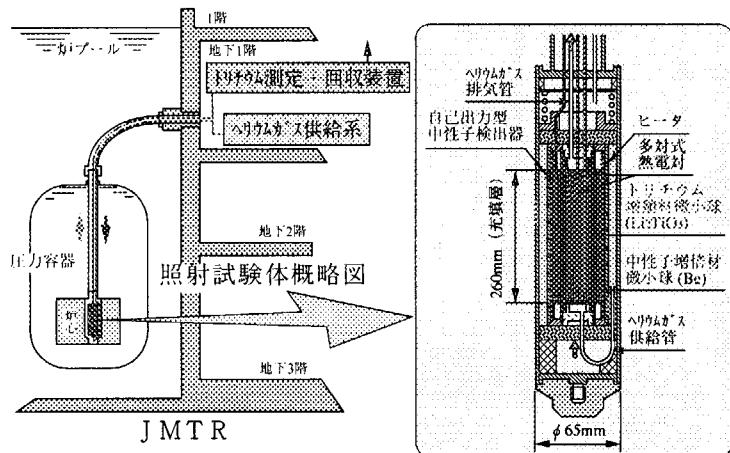
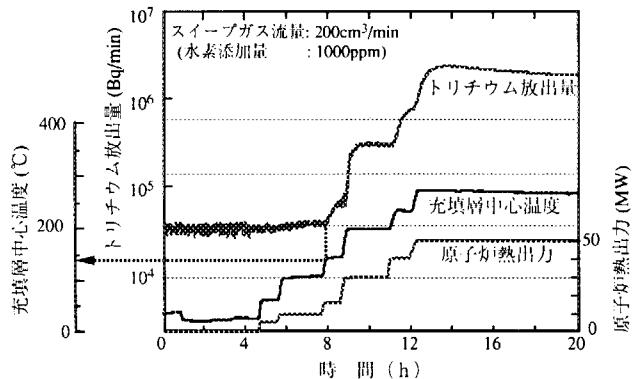


図7.2.2
第1回目の原子炉起動時におけるトリチウム放出試験結果



7.3 特殊照射試験体の開発

7.3.1 過渡応答型照射試験体の概念検討

過渡応答型照射試験体の概念検討として、モンテカルロ法（MCNPコード）による3次元核計算を行った。本計算では、パルス運転模擬時における熱中性子束に対するパルス運転停止模擬時における熱中性子束の比、即ち熱中性子束比を求め、その熱中性子束比が0.1以下になるための中性子吸収体構造を計算より求めた。核計算結果を表7.3.1に示す。先ずCase1として、厚さ5.0mm、開口部角度120°の回転中性子吸収体のみの場合における核計算を行った結果、熱中性子束比は0.33であった。このため、Case2では、厚さ6.5mm、開口部角度180°の固定中性子吸収体を炉心反対方向に配置し、回転中性子吸収体の開口部角度をパラメータにして計算を行った。Case2の結果、回転中性子吸収体の開口部角度が150°の時、熱中性子束比が0.14の最小値になることが明らかになった。そして、さらに熱中性子束比を0.1に近づけるため、Case3では、回転中性子吸収体及び固定中性子吸収体の厚さをパラメータにして計算を行った。Case3の結果、厚さ5.0mm、開口部角度180°の固定中性子吸収体及び厚さ6.5mm、開口部角度150°の回転中性子吸収体を配置することにより、熱中性子束比が0.1になることが明らかになった。本計算結果より求めた過渡応答型照射試験体概念構造を図7.3.1に示す。

項目	Case1	Case2	Case3
回転中性子吸収体厚さ (mm)	5.0	5.0	6.5
開口部角度 (°)	120	150	150
固定中性子吸収体厚さ (mm)	---	6.5	5.0
熱中性子束比	0.33	0.14	0.10

表7.3.1
過渡応答型照射試験
体の核計算結果

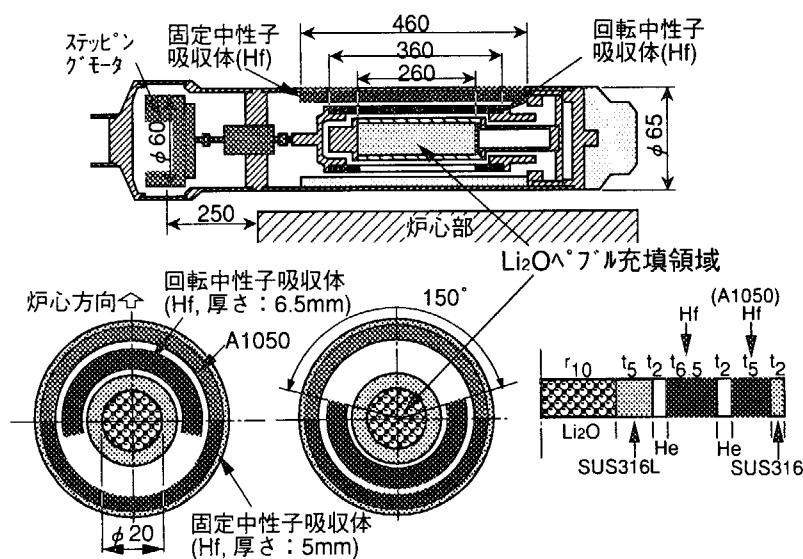


図7.3.1
過渡応答型照射試験
体の概念構造

7.3.2 トリチウム透過防止膜の開発

トリチウム透過防止膜として、現在開発中の化学緻密化法を用いて、水分吸着の少ない Cr_2O_3 系の緻密で、かつ、厚膜な皮膜をステンレス鋼表面に施工する技術の開発及び皮膜の特性評価を実施した。

化学緻密化法による施工フロー図を図7.3.2に示す。また、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜及び $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜の施工条件を表7.3.2に示す。本試験の結果、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜は最大施工膜厚が約80 μm であったのに対し、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜では最大約200 μm まで施工できることが明らかになった。皮膜の断面SEM観察の結果から、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜内に閉気孔が多く存在することが明らかになった。

基材保護性確認試験（キャス試験）では、50°CにおいてNaClとCuCl₂の混合溶液を膜厚50 μm の $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 及び $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜付試験片に噴霧し、錆の発生の有無をもって貫通欠陥の確認を行った。 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜は、試験開始24時間後から錆の発生が確認されたのに対し、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜は、240時間後も錆が発生しなかった。この結果から、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜は、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜よりも貫通欠陥が少ないと明らかになった。これは、 P_2O_5 による封孔処理の改善によるものと考えられる。熱衝撃試験では、電気炉で試験温度(400及び600°C)に30分間保持後、水中投下を30回行い、皮膜外観及び断面観察により、耐熱衝撃性の確認を行った。試験に用いた $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜厚さは25、50及び80 μm 、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜厚さは50、100及び200 μm である。熱衝撃試験の後、膜厚25及び50 μm の $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜、膜厚50及び100 μm の $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜は、それぞれ外観観察による皮膜剥離及び皮膜断面SEM観察によるクラックが認められず、十分な耐熱衝撃性を有していることが明らかになった。密着力試験では、室温において膜厚50 μm の $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 及び $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜表面を接着剤で固定し、引張試験により破断状態及び密着力により皮膜密着性の確認を行った。 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 及び $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜の密着強度はそれぞれ約39及び約36MPaであり、両皮膜とも密着力性に関して、ほぼ同等であることが明らかになった。

$\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜は、 P_2O_5 による封孔処理の改善により貫通欠陥が減少し、少なくとも膜厚100 μm では十分な耐熱衝撃性を有することから、 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜よりも優れていることが明らかになった。

図7.3.2
化学緻密化法による
セラミックコーティ
ング施工法

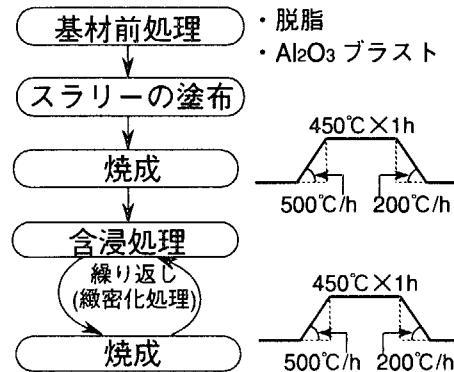


表7.3.2
 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜及び
 $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜
の施工条件

皮膜種類	$\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ 皮膜	$\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-P}_2\text{O}_5$ 皮膜
スラリー	SiO_2 粒子 + CrO_3 水溶液	SiO_2 粒子 + CrO_3 水溶液 + H_3PO_4 水溶液
含浸材	CrO_3 水溶液	CrO_3 水溶液 + H_3PO_4 水溶液
緻密化処理回数	15回	6回

7.4 計測機器の開発

標準型の自己出力型中性子検出器(SPND)、高温型SPND及びハイブリッド型SPNDについて、高速中性子照射量で約 $1 \times 10^{24} \text{n/m}^2$ まで照射試験を行った。各SPNDの構造を図7.4.1及び図7.4.2に示す。各SPNDのエミッタ、絶縁材及びコレクタとしては、標準型SPNDでは各々Rh、 Al_2O_3 及びSUS316を、高温型SPNDでは各々Rh、 Al_2O_3 及びインコネル600を、そして、ハイブリッド型SPNDでは各々PtRh被覆Co、 Al_2O_3 及びインコネル600を用いた。標準型SPNDの信号引出し用MIケーブルでは、シース材、芯材及び絶縁材に各々SUS316、Ni及びMgOを用いた。高温型SPND及びハイブリッド型SPNDの信号引出し用MIケーブルでは、シース材及び芯材にインコネル600、絶縁材に Al_2O_3 を用いた。図7.4.3に示すように、同一中性子束時に照射温度のみを400°Cから600°Cまで変化させて得られた照射温度によるSPND出力の変化量測定結果から、高温型SPND出力変化量は、標準型SPND出力変化量(約11%)の約1/3(約4%)であることが明らかになった。一方、同様に、同一中性子束時に照射温度のみを400°Cから600°Cまで変化させた時のハイブリッド型SPNDの出力変化量は、約20%であった。このハイブリッド型SPND出力の変化原因は、炉外試験により、エミッタにロウ付けしたNi端子とMIケーブルの芯材(インコネル600)の間で生じたゼーベック効果によるものであることが明らかになった。今後は、MIケーブルの芯材をNiにしたハイブリッド型SPNDの出力に対する照射温度の影響を今後調べる予定である。

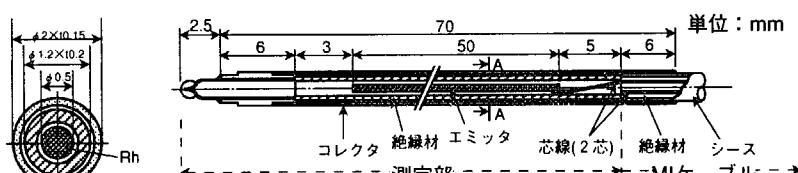


図7.4.1
標準型SPND及び高温型SPNDの構造図

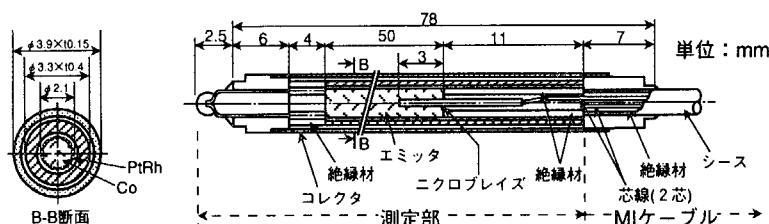


図7.4.2
ハイブリッド型SPNDの構造図

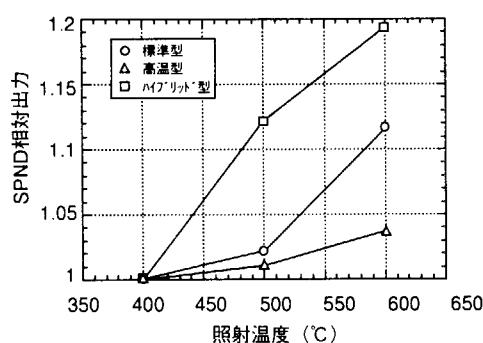


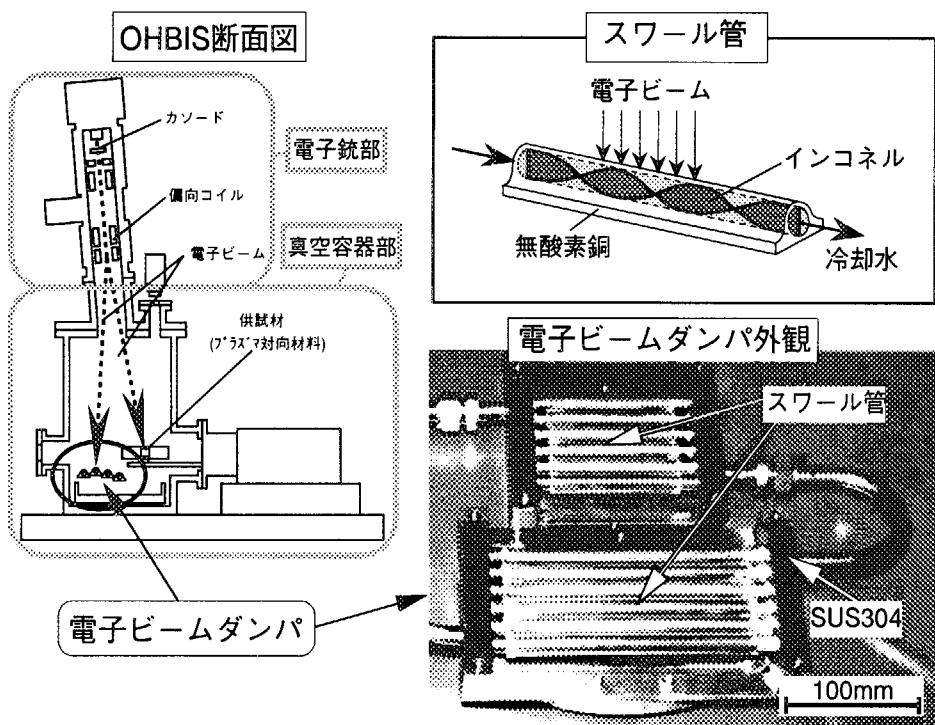
図7.4.3
照射温度に対するSPND相対出力

7.5 照射済プラズマ対向機器の熱負荷試験

核融合炉プランケット第一壁及びダイバータ（プラズマ対向機器）は、プラズマから高熱負荷及び高中性子負荷を受けるため、これらに耐えうる材料の開発及び構造設計が急務となっている。このため、インセル加熱試験装置(Oarai Hot-cell electron Beam Irradiation System, OHBIS)をJMTRホットラボのコンクリートセルに設置し、中性子照射済の供試材を用いてプラズマディスラプションの際に生ずる高熱負荷を模擬した熱衝撃試験及び定常運転時の除熱特性を検証する定常熱負荷試験を計画した。本試験装置は、最大出力50kWの電子ビームを0.1ms以上の任意の照射時間で照射可能な設備である。

今年度は、電子ビームのコンディショニングを行うための電子ビームダンパー（除熱機器）の更新、電子ビームダンパー冷却用のプランジャーポンプの運転特性評価、2次冷却系統の増設等を行った。電子ビームダンパーに関しては、冷却水圧3.9MPaで最高 $1\times10^4\text{Pa}$ の真空度が得られる性能の電子ビームダンパーを作成した（図7.5.1）。また、2次冷却系統に関しては、空冷式の新規冷却装置(11kW)を設置した。1998年度に中性子照射した材料の熱衝撃試験を実施する予定である。

図7.5.1
新規に製作した電子ビームダンパ

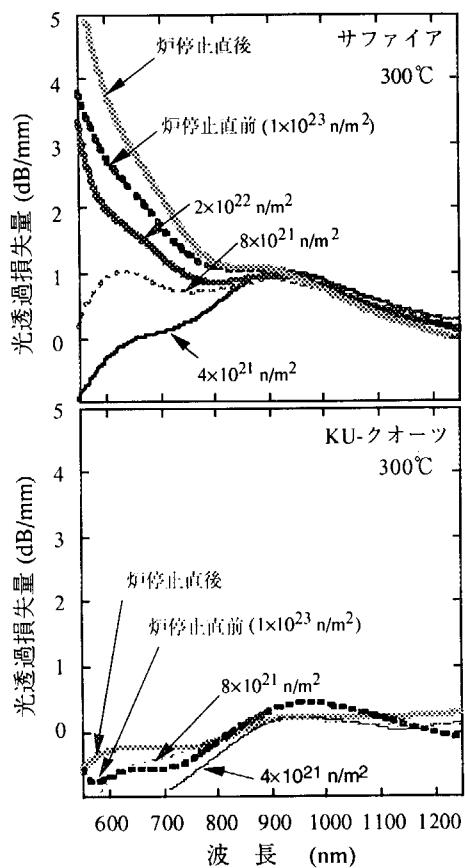
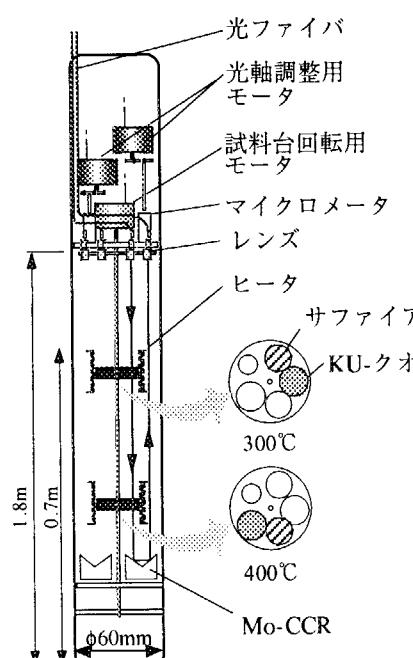


7.6 プラズマ光計測用材料の照射試験

核融合炉用ブランケットに装着される計測機器として、プラズマ診断用の光計測機器がある。これに用いられる光計測用窓材の中性子照射下における光透過特性を明らかにするため、炉内で光透過損失量を測定するための照射キャプセルを開発し、照射試験を世界で初めて実施した。試料はサファイア及び溶融石英(KUクオーツ)である。照射キャプセルの概念図及び照射試験結果を図7.6.1に示す。この結果から、光透過損失量は中性子照射量と共に増加すること、可視領域の波長範囲ではKUクオーツの損失量が小さいこと、低温で照射した場合は、炉停止時等の僅かな中性子照射量增加でも損失量が大きくなること等が明らかになった。

また、本キャプセルの開発により、光を用いた炉内での材料の特性観察(伸び観察、スエリング等)及び温度制御等に本試験法を応用できる見通しが得られた。

図 7.6.1
光計測キャプセルと
照射試験結果



7.7 ブランケット構造材料の接合技術開発

7.7.1 配管接続用摩擦圧接材の照射試験

伝熱特性及び高強度の観点から、銅合金が核融合炉ダイバータ板の冷却管として着目されている。この冷却管は、ステンレス鋼のマニホールド部に接続されるため、異材接合となる。接合方法としては、配管接続として一般的な摩擦圧接法を選定し、最適摩擦圧接条件で製作した銅合金／ステンレス鋼接合材の炉内特性評価を行った。

銅合金としては、アルミナ分散強化銅（AI-15）を選定した。AI-15の引張試験温度に対する0.2%耐力の依存性を図7.7.1に示す。無酸素銅では、中性子照射の影響はほとんど観察されなかったが、AI-15は中性子効果とアニーリング効果による耐力の変化に影響があることが明らかになった。銅合金／ステンレス鋼接合材の引張試験結果から、本接合材は、アルミナ分散強化銅側で破断するとともに、引張強度もアルミナ分散強化銅母材とほぼ一致していることが明らかになった。次に、引張試験片の破面観察結果を図7.7.2に示す。この結果、接合材の破断モードは、AI-15母材と比較して異なっていることが観察された。以上の結果から、摩擦圧接法による銅合金／ステンレス鋼接合材は、照射環境下においても十分な強度を有するものと考えられるが、中性子照射により破断モードの解明を行う必要がある。

図7.7.1
引張試験温度に対する0.2%耐力の依存性

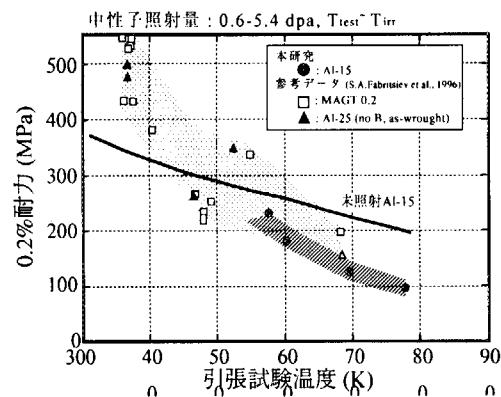
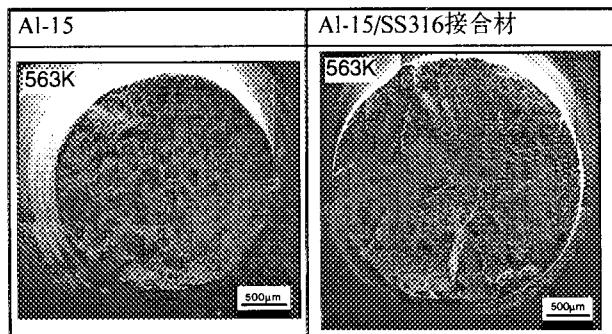


図7.7.2
引張試験片の破面
観察



7.7.2 照射済構造材の溶接性確認試験

核融合炉の炉内構造物及び真空容器の補修・交換においては、補修・交換部を切断し、新しい構造材を再溶接する必要がある。このとき、照射材の溶接特性を検証し、補修・交換が可能となる時期等を決定する必要がある。これらの観点から、炉内構造材及び真空容器材として有望視されているインコネル合金を用いた溶接性確認試験を開始した。

照射試験においては、JMTRで、 $2.0 \times 10^{24} \text{n}/\text{m}^2$ まで中性子照射したインコネル合金（Inconel 625）を用いて、未照射／未照射、照射／未照射及び照射／照射の組合せの溶接試験片を製作し、引張試験、硬さ試験等の機械的特性評価を行った。インコネル合金製再溶接材の引張試験結果を図7.7.3に示す。引張試験結果から、未照射／未照射及び照射／未照射試験片の引張強度は未照射母材とほぼ同じで未照射材の部分で破断した。一方、照射／照射試験片の引張強度は照射母材と比較して小さく、熱影響部で破断した。インコネル合金の溶接部における断面部のSEM観察結果を図7.7.4に示す。この結果、照射部側の溶接部近傍にヘリウムと思われる小さな気泡が生成していることが観察された。

今後、溶接部の金相観察、SEM/XMA分析等による微視的観察を行い、核反応により生成したヘリウムが、機械的強度に与える影響を調べる予定である。

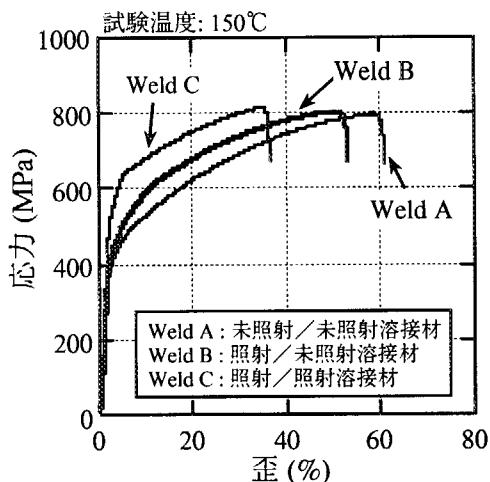


図 7.7.3
インコネル合金製再溶接材の引張試験結果

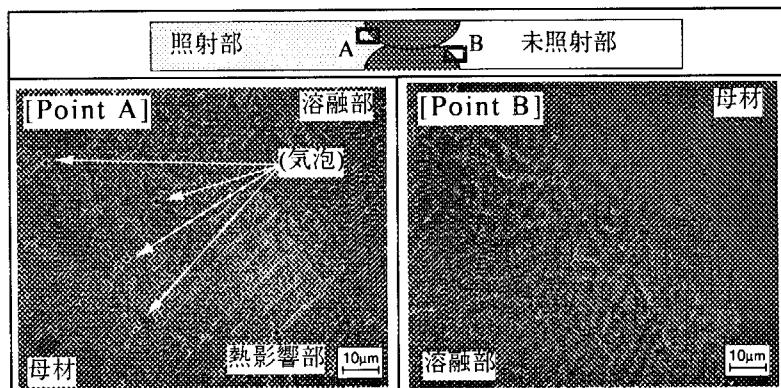


図 7.7.4
インコネル合金の溶接材部における SEM 観察

8 国際協力

8.1 国際協力

国際研究交流は、主として二国間研究協力及び国際機関との研究協力の枠組みの中で実施している。これらの国際研究協力について表 8.1.1 に示す。

表 8.1.1
国際研究協力

協力計画	協力研究テーマ	相手機関	期間	研究内容・成果	研究者派遣数
KAERI-JAERI 研究協力	照射後試験技術の開発	韓国原子力研究所	97.11～(6日間)	照射後試験施設の運転管理、照射後試験技術に関する情報交換	2
STA 交流制度	材料照射のためのキャプセル温度制御	韓国原子力研究所	97.6～(11日間)		1

8.2 科学技術庁研究交流制度

今年度は、科学技術庁の研究交流制度に基づく研究生を 2 名受け入れた。受け入れ状況を表 8.2.1 に示す。

表 8.2.1
研究生受け入れ状況

研究分野	相手機関	受入期間	受入人数
照射試験炉の運転・保守・燃料管理	韓国原子力研究所	97.9～(3月間)	1
照射試験炉における照射装置の運転管理	インドネシア原子力庁	97.6～(6月間)	1

8.3 第3回核融合炉ベリリウム技術ワークショップ

10月22日から24日まで、IEA主催の「Third International Energy Agency International Workshop on Beryllium Technology for Fusion」(事務局担当:材料試験炉部)が水戸市の茨城県産業会館で開催された。参加者は68人(欧州:18人、ロシア:9人、カザフスタン:4人、米国:7人、日本:30人)であり、発表件数は48件であった。主な発表項目及び件数等を表8.3.1に示す。

会議では、核融合炉プランケットに関して、スエリング、ヘリウム挙動及びトリチウムの放出挙動、充填層の有効熱伝導率、トリチウム透過とコーティングなどの研究の重要性が指摘された。プラズマ対向材としては、寿命評価、ダストの生成量評価、接合技術及び廃棄物、機械的特性及びスエリングによる変形などの研究の重要性が指摘された。特に、研究者間のデータが矛盾していることが明らかとなつたため、材料を共通化させた試験の重要性が指摘された。このため、国際的な協力体制のもとに共同で実験を行う提案がベリリウムワークショップ国際組織委員会から提出され、1998年から準備を進めることが決定した。

次回は1999年に欧州で開催されることが決定した。

表8.3.1
ベリリウム技術国際会議の発表概要

発表項目	発表内容	発表件数
ITERに於けるベリリウムの利用	・ITER プラズマ対向機器設計の現状 ・ITER 材料 R&D データバンク	2
製造と特性評価	・ベリリウム微小球、S-65C、ロシア製ベリリウムなど	6
両立性と腐食	・水蒸気とベリリウムの相互作用など	3
成形と接合	・中間層を用いたベリリウムと銅合金の拡散接合など	7
プラズマ/トリチウム相互作用	・水素同位体との相互作用など	6
第一壁への応用	・熱衝撃及び熱サイクル試験など	5
中性子照射効果	・スエリング、トリチウム放出率特性、機械的特性など	10
安全取扱い	・ベリリウムのエアゾルと粉末からの防護など	3
ホットニュース	・接合及びベリリウム充填層の中性子照射など	3

あとがき

JMTR 年報は、本報が第 12 回目の刊行である。本報告書の作成に際しては、馬場治部長の御指導をはじめ関係の方々の御協力を頂き、また、管理部放射線管理課にも執筆協力を頂いた。ここに謝意を表します。

'97JMTR年報編集委員会

'97JMTR 年報編集委員会名簿

委員長	大 岡 紀 一	(材料試験炉部次長)
副委員長	星 屋 泰 二	(材料試験炉部ホットラボ課長)
委員	田 端 俊 夫	(計画課)
委員	大 高 公 宏	(原子炉第1課)
委員	柴 田 晃	(原子炉第1課)
委員	静 明 宏	(原子炉第2課)
委員	松 井 義 典	(照射第1課)
委員	佐 川 尚 司	(照射第2課)
委員	岩 井 孝	(検査技術課)
委員	石 井 敏 満	(ホットラボ課)
委員	比 佐 勇	(プランケット照射開発室)
委員	西 脇 圭一郎	(材料試験炉業務課)
委員	古 田 敏 城	(管理部放射線管理課)

付録 1 材料試験炉部の組織

1997.4.1 現在



付録 2 外部発表

(1) 論文投稿

J.Nucl.Mater.,233-237,P188-191(1996)

Mechanical properties of austenitic stainless steels irradiated at 323K in the Japan Materials Testing Reactor

松井義典、星屋泰二、實川資朗、塙田隆、近江正男、酒井陽之、小山田六郎
恩地健雄

J.Nucl.Mater.,233-237,P599-603(1996)

Effects of residual strain on deformation processes of neutron-irradiated Ti-Ni
and Ti-Pd shape memory alloys

星屋泰二、関野甫、松井義典、桜井文雄、江南和幸

Fusion.Tecnol.,2,P.1399-1402 (1996)

Effects of neutron irradiation on mechanical properties of Nb - 1%Zr/SS304
joints fabricated by friction welding

土谷邦彦、河村弘、新保利定

Function Graded Materials 1996,,P.215-220 (1996)

Preliminary characterization of interlayer for Be/Cu Functionally gradient materials ;
thermophysical properties of Be/Cu sintered compacts
斎藤滋、坂本直樹、西田精利、河村弘

Proc. 5th Int.Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interaction,P.215-220(1996)

Theramal properties of neutron irradiated beryllium

石塚悦男、河村弘、寺井隆幸、田中知

Proc. 5th Int.Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interaction,P.87-96(1996)

Status of fusion blanket irradiation in JAERI

河村弘、佐川尚司、石塚悦男、土谷邦彦、中道勝、斎藤滋

Proc. 5th Int.Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interaction,P.191-199(1996)

Fabrication development of ceramic tritium breeders by sol-gel method

土谷邦彦、渡海和俊、斎藤滋、淵之上克宏、古谷武、河村弘

Proc. 5th Int. Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interaction, P.207-214 (1996)

Reactivity test between beryllium and copper alloys

坂本直樹、齋藤滋、加藤将和、R.Solomon、河村弘

Proc. Int. Tritium Workshop on Present Status and Prospect of Tritium-Material

Interaction Studies, P.47-52 (1996)

河村弘、佐川尚司、石塚悦男、土谷邦彦、中道勝

Fusion Technol. 1996, P.1591-1594 (1997)

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

中道勝、山村千明、河村弘、佐川尚司、中澤正治

Fusion Technol. 1996, P.407-410 (1997)

Reactivity test between beryllium and dispersion strengthened copper

坂本直樹、河村弘、R. Solomon

Fusion Technol. 1996, P.1499-1502 (1997)

Reprocessing technology development for irradiated beryllium

河村弘、蓼沼克嘉、長谷川良雄、坂本直樹、R.Solomon、西田精利

Fusion Technol. 1996, P.1351-1354 (1997)

Design study of inpile blanket mockup simulated neutron pulse operation of fusion reactor

中道勝、佐川尚司、山口勝義、石塚龍雄、河村弘

可視化情報. Vol.18. No.67. P36-42. (1997)

赤外線放射温度計による核融合炉ダイバータ構造物接合不良部の可視化診断に

関する研究（可視化診断に与える加熱法の影響）

石井敏満、衛藤基邦、秋場真人、稻垣照美、岡本芳三

(2) 口頭及びポスタ発表

99 th Annual Meeting of the American Ceramic Society (u.s.)

Sol-gel fabrication development of ceramic tritium breeders

土谷邦彦、齋藤滋、河村弘、渡海和俊、淵之上克宏、古谷武

1997年5月

99 th Annual Meeting of the American Ceramic Society

density dependence on thermal properties of Li_2TiO_3 pellet

齋藤滋、土谷邦彦、河村弘、寺井隆幸、田中知

1997年5月

日本機械学会茨城講演会

原子炉施設における機器構造物のサーモグラフィー法による非破壊検査試験

那珂通裕、石井敏満、大岡紀一、伊藤治彦、岡本芳三

1997年9月

日本機械学会茨城講演会

超音波を用いた原子炉材料の中性子照射脆化の非破壊評価法

大岡紀一、齋藤順市、石井敏満、星屋泰二、米山弘志、小林英男

1997年9月

第1回研究炉・試験炉利用成果発表会

中性子増倍材用ベリリウムの照射試験

石塚悦男

1997年9月

8th Int.Conf.on Fusion Reactor Materials (ICFRM-8)

Properties of precipitation hardened steel irradiated at 323K in the Japan Materials

Testing Reactor

新見素二、松井義典、實川資朗、星屋泰二、塚田隆、近江正男、三村英明、大岡紀一

1997年10月

8th Int.Conf.on Fusion Reactor Materials (ICFRM-8)

Irradiation techniques in pressurized water using hybrid type of saturated temperature capsule in JMTR

松井義典、新見素二、山浦高幸、星屋泰二、塚田隆、辻宏和

1997年10月

8th Int.Conf.on Fusion Reactor Materials (ICFRM-8)

Characterization of Y_2O_3 coating under neutron irradiation

中道勝、河村弘

1997年10月

8th Int.Conf.on Fusion Reactor Materials (ICFRM-8)

Fabrication development and Preliminary characterization of Li_2TiO_3 pebbles by
sol-gel method

土谷邦彦、河村弘、淵之上克宏、澤田博司、渡海和俊

1997年10月

8th Int.Conf.on Fusion Reactor Materials (ICFRM-8)

improvement of hydriding properties of a Zr_1Ni_1 alloy by adding third transition metals
for tritium recovery

兜森俊樹、脇坂裕一、土谷邦彦、河村弘

1997年10月

8th Int.Conf.on Fusion Reactor Materials (ICFRM-8)

Microstructure and mechanical properties of neutron irradiated beryllium

石塚悦男、河村弘、寺井隆幸、田中知

1997年10月

8th Int.Conf.on Fusion Reactor Materials (ICFRM-8)

Low cycle fatigue properties of 8Cr-2WVTa ferritic steel at elevated temperatures

石井敏満、深谷清、西山裕孝、鈴木雅秀、衛藤基邦

1997年10月

3rd IEA Int.Workshop on Beryllium Technology for Fusion

Microstructure and mechanical properties of neutron irradiation beryllium

石塚悦男、河村弘、寺井隆幸、田中知

1997年10月

6th Int. Workshop on Ceramic Breeder Blanket Interactions

Density improvement of Li_2O_3 pebbles fabricated by wet Proces

土谷邦彦、河村弘、淵之上克宏、澤田博司、渡海和俊

1997年10月

(CORENDE) Regional Congress of ND & SE (Argentine)

Application of thermography as a technique for nondestructive evaluation on
nuclear facilities

那珂通裕、石井敏満、大岡紀一、廣原進、伊藤治彦

1997年10月

日本原子力学会

遠隔操作型スマートパンチ試験装置の開発 1

近江正男、斎藤順市、實川資朗、後藤一郎、大岡紀一、星屋泰二、衛藤基邦、深谷清
川又一夫、石井敏満

1997年10月

日本原子力学会

J M T R 超過倍率測定における修正法の適用

長尾美春、島川聰司、金子義彦

1997年10月

日本原子力学会

振動ノズルを用いた湿式造粒法による Li_2O 微小球の予備的製造試験

土谷邦彦、河村弘、澤田博司、淵之上克宏、渡海和俊

1997年10月

日本原子力学会

ZrNi 系トリチウムゲッタ材の高機能化に関する研究 3

繰返し水素吸収・放出による性能劣化機構

兜森俊樹、寺尾勝廣、福田隆、土谷邦彦、河村弘

1997年10月

日本原子力学会

プロトン導電体を用いたスイープガスセンサの開発

佐川尚司、中道勝、河村弘、三浦邦明、阿部勇治、山村千明

1997年10月

日本原子力学会

新受取政策によるJ M T R 使用済燃料の対米国輸送

明石一朝、宮澤正孝、佐藤博、中山富佐雄、伊藤治彦

1998年3月

日本原子力学会

正の大きな反応度測定における修正法

金子義彦、島川聰司、長尾美春、山下清信、竹内光男、山根剛

1998年3月

日本原子力学会

再照射技術の開発；計装型カップリングキャップセルの照射

松井義典、板橋行夫、新見素二

1998年3月

日本原子力学会

燃料棒用酸素センサの中性子照射試験 (I)

日浦寛雄、遠藤泰一、山浦高幸、新見素二、星屋泰二、齋藤順市、木村秀雄、幸塚善作

小檜山守

1998年3月

日本原子力学会

照射済材料からの放電加工による試験片加工技術の開発

近江正男、石井敏満、齋藤順市、星屋泰二、大岡紀一、海野明、實川資朗、菱沼章道

1998. 3

日本原子力学会

TIG溶接法による照射済構造材の再溶接性確証試験2

土谷邦彦、藤田淳也、竹内毅吉、清水道雄、岩松重美、河村弘

1998年3月

日本原子力学会

J M T R を用いた核融合炉ブランケット炉内機能試験 1

照射済試験設備の整備

佐川尚司、比佐勇、藤田淳哉、熊原肇、桜井進、小沼勇一、富田健司、馬籠博克、
荒瀬功、河村弘

1998年3月

日本原子力学会

J M T R を用いた核融合炉ブランケット炉内機能試験 2

照射データ解析システムの予備検証

中道勝、長尾美春、山口勝義、齋藤隆、土谷邦彦、河村弘

1998年3月

日本原子力学会

中性子照射化における特殊コイル材の電気的特性評価

佐川尚司、中道勝、河村弘、小野田中、助川信行、平野辰美

1998年3月

日本原子力学会

中性子照射化におけるM I ケーブルの電気的特性評価

絶縁材質の違いによる影響

佐川尚司、中道勝、河村弘、鬼沢達也、山村千明、三浦邦明

1998年3月

日本原子力学会

I T E R 光計測用窓材の中性子照射化における光透過特性

石塚悦男、杉江達夫、松井義典、西谷健夫、河村弘

1998年3月

平成9年度弥生研究会「研究炉の運転・管理及び改良に関する研究会」

使用済燃料輸送

渡辺正男、宇井泰紀、明石一朝、佐藤博、伊藤治彦

1998年3月

平成9年度弥生研究会「研究炉の運転・管理及び改良に関する研究会」

J M T R 出力急昇試験設備の仕切管更新

菅野勝、小山昇、富田健司、中崎長三郎、荒瀬功

1998年3月

平成9年度弥生研究会「研究炉の運転・管理及び改良に関する研究会」

J M T R における軽水炉燃料の出力急昇特性の評価

鍋谷栄昭、遠藤泰一、中村仁一、新見素二、星屋泰二

1998年3月

日本機械学会

遠隔操作による高温高圧水中き裂長さ測定技術の開発

近江正男、加藤佳明、三村英明、齋藤順市、星屋泰二、大岡紀一、塚田隆、

辻宏和

1998年3月

付録 3 研究所研究報告書類（公刊資料）

J A E R I - Reserch97-048

正の大きな反応度測定における修正法の実炉への適用；J M T R Cにおける超過倍率測定の修正法による解析

長尾美春、島川聰司、金子義彦

1997年7月

J A E R I - Tech 97-042

OSF-1 炉内管の H e - 3 ガススクリーン付仕切管の製作

菅野勝、小山昇、石井忠彦、中崎長三郎、荒瀬功

1997年9月

J A E R I - Review 97-017

材料試験炉－運転と技術開発，No 11；1996年度

材料試験炉部

1997年12月

J A E R I - Review 98-004

Annual report of JMTR,FY1996 ; April 1,1996 – March 31,1997

材料試験炉部

1998年2月

J A E R I - Conf 98-001

Proceedings of the 3rd IEA International Workshop on Beryllium Technology for Fusion

October 22-24,1997,Mito City.Japan

河村弘、岡本眞實

1998年1月

付録4 共同利用研究

契約先	照射前業務	照射業務	照射後試験業務	合計
大学	2	13	6	21
一般	0	2	0	2
合計	2	15	6	23

付録5 受託研究、共同研究、協力研究等

5.1 受託研究

BWR高燃焼度燃料出力急昇試験設備整備

1996.4.1～1998.1.31 科学技術庁 照射第2課

JMTRを用いて行う出力急昇試験に関し、既設施設のうち一部を更新する。

5.2 共同研究

原子炉用ステンレス鋼の中性子照射効果に関する研究（Phase3）

1993.8.2～1999.3.31 （財）電力中央研究所 照射第1課

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

トリチウム透過防止用複合酸化物皮膜に関する研究

1997.8.15～1998.3.31 トーカロ（株） プランケット照射開発室

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

スイープガス装置用トリチウムゲッタ材の高機能化に関する研究（3）

1997.8.15～1998.3.31 （株）日本製鋼所 プランケット照射開発室

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

透光性セラミックス／SUS316接合材への中性子照射効果に関する研究（2）

1996.6.28～1998.3.31 金属技研（株） プランケット照射開発室

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

特殊コイル材の耐放射線性に関する研究（2）

1996.8.1～1998.3.31 昭和電線電纜（株） ブランケット照射開発室

ITERブランケットR&Dの一環として実施するブランケットのJMT-R
炉内機能試験のために必要なモータや電磁バルブに用いる特殊コイル材の耐
放射線性を明らかにする。

M I ケーブルの絶縁劣化に関する研究（2）

1996.6.28～1998.3.31 助川電気工業（株） ブランケット照射開発室

核融合原型炉ブランケットR&Dの一環として行う部分モジュールインパイル
照射試験で用いる照射試験体に装荷する計測機器用M I ケーブルの中性子照射
による絶縁劣化について影響因子を調べ、各種計測機器の開発に資する。

5.3 協力研究

炉内 γ 線スペクトル測定技術に関する研究

1997.4.1～1998.3.31 名古屋大学工学部 計画課

照射場での中性子スペクトル評価精度の向上を図る。

プロトン導電性セラミックスを用いた原子力用水素センサに関する研究

1997.4.1～1998.3.31 名古屋大学理工科学総合研究センター 照射第1課

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

固体電解質の照射効果に関する研究

1997.4.1～1998.3.31 茨城大学工学部 照射第1課

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

トリチウム増殖材及び中性子増倍材の照射挙動に関する研究

1997.4.1～1998.3.31 東京大学大学院工学系研究科 ブランケット照射開発室

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

核融合炉プランケット計装の照射挙動に関する研究

1997.4.1～1998.3.31 東京大学大学院工学系研究科 プランケット照射開発室

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

制動X線によるトリチウム濃度計測に関する研究

1997.4.1～1998.3.31 富山大学水素同位体機能研究センター プランケット照射開発室

制動X線によるトリチウム濃度計測技術を確立し、J M T Rで行う部分
モジュールインパイル照射試験時のトリチウム測定に資する。

5.4 委託調査

湿式法による0.1mm球プランケット材製造(4)

1997.11.4～1998.3.31 原子燃料工業(株) プランケット照射開発室

プランケット材微小球製造により適した湿式法について調査を行い、J M T R
で実施する部分モジュールインパイル照射試験等で用いる試験体の設計・製作
や照射試験時の特性評価に資する。

付録 6 官庁申請許可一覧

6.1 設計及び工事の方法の認可

申請年月日	内容	認可年月日
9.3.25	第 21 次～第 22 次低濃縮ウラン燃料要素の製作	9.4.11
9.8. 1	主循環系統の弁及び配管の一部更新	9.8.21
10.3.23	第 23 次～第 24 次低濃縮ウラン燃料要素の製作	(10.4.15)

6.2 使用前検査

申請年月日	件名	合格年月日
9.3.14	圧力サージタンク及び圧力サージタンク液面計の一部の更新	9.7.31
9.8.17	第 19 次低濃縮ウラン燃料要素	10.4.2
9.4.10	第 20 次低濃縮ウラン燃料要素	10.5.13
9.5.14	第 22 次低濃縮ウラン燃料要素	
9.8.28	主循環系統の弁及び配管の一部更新	9.10.27
9.11.12	第 21 次低濃縮ウラン燃料要素	

6.3 施設検査

該当無し

6.4 定期検査

申請年月日	件名	合格年月日
8.6.27	平成 8 年度 J M T R 定期検査	9.11.26

This is a blank page.

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
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
ト	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では流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

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

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

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

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

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813 $\times 10^{-4}$	0.737562	6.24150×10^{18}	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487 $\times 10^{-3}$	7.23301	6.12082×10^{19}	= 4.1855 J(15°C)
	3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^5	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}	= 4.1868 J(国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279×10^{-6}	1	3.96759×10^{-3}	3.08747	2.61272×10^{19}	仕事率 1 PS(仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072×10^{-4}	252.042	1	778.172	6.58515×10^{21}	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{18}	= 735.499 W
	1.60218×10^{-19}	1.63377×10^{-20}	4.45050×10^{-26}	3.82743×10^{-20}	1.51857×10^{-22}	1.18171×10^{-19}	1	

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270×10^{-11}		1	100
	3.7×10^{10}	1		0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10^{-4}	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

