

JAERI-Conf
95-001



JMTR照射利用ワークショップ講演要旨集
1994年12月9日 茨城県水戸市 茨城県産業会館

1995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。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費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 Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1995

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

JMTR照射利用ワークショップ講演要旨集
1994年12月9日 茨城県水戸市 茨城県産業会館

日本原子力研究所大洗研究所
材料試験炉部

(1995年2月6日受理)

JMTR照射利用ワークショップが1994年12月9日に開催され、国内外の試験炉の利用状況、照射試験の最先端の課題について講演が行われると共に、今後21世紀に向けてのJMTRの役割について討論が行われた。この中で、原子炉燃料・材料の照射研究においては、照射中の挙動解明を目的とするin-situ 照射実験の重要性が一層高まりつつあることから、照射技術の高度化、新照射設備の設置等を積極的に進める必要があること等が示された。また、次世紀においても、材料の工学的照射データ取得のために材料試験炉は引き続き必要であることから、次期材料試験炉に関する検討を進める必要のあることが確認された。

本報告書は、これら8件の講演及び討論の内容を収録したものである。また、当日実施したJMTRの利用等に関するアンケートの結果についても示した。

Proceedings of the Workshop on Utilization of the JMTR
December 9, 1994, Sangyo Kaikan, Mito, Ibaraki, Japan

Department of JMTR

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

(Received February 6, 1995)

The Workshop on Utilization of the JMTR was held on December 9, 1994. Presentations were made on current status of utilization of testing reactors and the forefront subjects in the field of irradiation test, and the role of the JMTR in the 21st century was discussed. It was pointed out in the discussion that further efforts should be devoted for improvement of irradiation technology and installation of new irradiation facilities in consideration with increasing necessity for in-situ irradiation experiments to study materials behavior during irradiation. It was recognized that the next materials testing reactor should be considered since material testing reactors should be needed as they are to obtain engineering irradiation data of materials also in the 21st century.

Content of the eight presentations and the discussion on these issues are included in this report. The result of questionnaires on the JMTR utilization to the workshop participants is also attached.

Keywords: JMTR, Utilization, Irradiation Technology, Irradiation Study, The Next Materials Testing Reactor

目 次

開会の辞	1
日本原子力研究所 佐野川好母	
1. 試験炉利用の現状は?	3
1.1 J M T Rの現状	5
日本原子力研究所材料試験炉部 桜井 文雄	
1.2 大学におけるJ M T Rの利用状況	10
東北大学 小川 豊	
1.3 世界の試験炉利用の現状	15
日本原子力研究所材料試験炉部 新見 素二	
2. 照射試験の最先端は何か?	21
2.1 構造材料の中性子照射研究の将来像	23
東京大学 関村 直人	
2.2 原子炉を用いたセラミック材料照射研究	28
東北大学 四竈 樹男	
2.3 原子炉燃料研究の概況と将来動向	35
日本原子力研究所燃料研究部 福田 幸朔	
2.4 軽水炉燃料の挙動研究からみた試験炉照射の将来	44
電力中央研究所 木下 幹康	
2.5 J M T Rと今後のR I製造	51
日本原子力研究所アイソトープ部 棚瀬 正和	
3. 総合討論	57
3.1 21世紀におけるJ M T Rの役割は何か?	59
東京大学 三島 良績	
核物質管理センター 野村 末雄	
東海大学 石野 栞	
日本原子力研究所 近藤 達男	
日本原子力研究所 市川 達生	
日本原子力研究所材料試験炉部 小山田六郎	
3.2 総合討論のまとめ	75
日本原子力研究所 金子 義彦	
閉会の辞	76
日本原子力研究所 金子 義彦	

あとがき	77
付録1 JMTR照射利用ワークショップ議事次第	81
付録2 JMTR照射利用ワークショップ参加者名簿	82
付録3 アンケート調査結果	84

Contents

Opening Address	1
K. SANOKAWA (Japan Atomic Energy Research Institute)	
1. The Status of Testing Reactor Utilization	3
1.1 Present Status of the JMTR Utilization	5
F. SAKURAI (Japan Atomic Energy Research Institute)	
1.2 Present Status of JMTR Utilization by Universities	10
Y. OGAWA (Tohoku University)	
1.3 Present Status of Testing Reactors in the World	15
M. NIIMI (Japan Atomic Energy Research Institute)	
2. The Forefront Subjects in the Field of Irradiation Tests	21
2.1 Neutron Irradiation Study on Structural Materials in the Future	23
N. SEKIMURA (Tokyo University)	
2.2 Irradiation Study on Ceramics Materials Using Fission Reactors	28
T. SIKAMA (Tohoku University)	
2.3 Status and Future Trend on Reactor Fuel Study	35
K. FUKUDA (Japan Atomic Energy Research Institute)	
2.4 Future of Testing Reactor Irradiations from the Viewpoint of Study on LWR Fuel Behavior	44
M. KINOSHITA (Central Research Institute of Electric Power Industry)	
2.5 Future RI Production in the JMTR	51
M. TANASE (Japan Atomic Energy Research Institute)	
3. Discussion	57
3.1 Role of the JMTR in the 21st Century	59
Panelists:	
Y. MISHIMA (Tokyo University)	
S. NOMURA (Nuclear Material Control Center)	
S. ISHINO (Tokai University)	
T. KONDO (Japan Atomic Energy Research Institute)	
M. ICHIKAWA (Japan Atomic Energy Research Institute)	
R. OYAMADA (Japan Atomic Energy Research Institute)	
3.2 Concluding Remarks	75
Y. KANEKO (Japan Atomic Energy Research Institute)	

Closing Address	76
Y. KANEKO (Japan Atomic Energy Research Institute)	
Afterwards	77
Appendix 1 Agenda	81
Appendix 2 List of Participants	82
Appendix 3 Result of Questionnaires	84

開会の辞

(日本原子力研究所理事 佐野川好母)

JMTRは、1970年に本格的な利用運転を開始して以来、軽水炉国産化技術の確立に始まり、新型転換炉、高速増殖炉及び高温ガス炉燃料・材料の開発、RIの生産等に利用されてきましたが、現在、RIの生産を除いてこれらの照射試験は一段落し、最近では軽水炉の高度化、原子力材料の基礎・基盤研究、核融合炉材料の開発等のための照射試験の要求が増えてまいりました。

こうした新たな照射要求に応えるため、材料試験炉部では、所期の設置目的を達成した照射装置を順次整理をしてまいりました。すなわち、軽水炉及び新型転換炉の燃料・材料の照射試験のために設置した水ループOWL-1(1970-1983)、OWL-2(1971-1991)はすでに撤去し、さらに高温ガス炉用燃料材料開発のために設置したガスループOGL-1(1976-)も来年度には撤去する予定になっており、現在残っている照射試験装置はBWR燃料出力急昇試験装置BOCA/OSF-1(1981-)だけとなりましたので、今後の照射要求に応えるためには新たに大型照射試験装置の設置を検討する必要があると考えています。

一方、今年6月に出された国の原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画では、今後も相当長期にわたり軽水炉が原子力発電の主流を担うことが予想され、原子力発電所(軽水炉)の高経年化対策等の一層の充実の必要性が述べられております。

このように、最近の照射要求の動向、JMTRの照射設備の現状及び世の中の原子力情勢を考えますと、今後の原子力開発に貢献していくためには、今が新たな進展を図る良い時期であると思います。

本日の「JMTR照射利用ワークショップ」では、このような観点から、広く専門家の方から照射試験の最先端の課題、21世紀のJMTRの役割等についてきたんのないご意見をお聞きしたいと思っておりますので、どうぞよろしくお願い致します。

1. 試験炉利用の現状は？

1.1 JMTRの現状

日本原子力研究所材料試験炉部計画課 桜井 文雄

材料試験炉（JMTR）の現状として、

- (1)最近の照射試験技術
- (2)過去5年間の利用状況
- (3)原子力開発へのJMTRの貢献

について紹介する。

利用状況の分析から、最近のJMTRの利用動向として以下の事項が明らかとなった。

①照射領域の観点から

高い高速中性子照射量が得られる燃料領域照射孔及び高い熱中性子照射量が得られるBe反射体一層の利用が増大している。

②照射設備の観点から

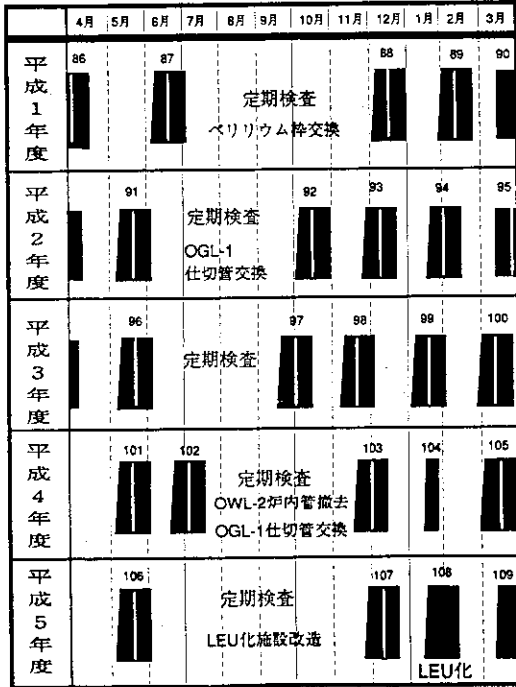
照射試験全体としては高度な照射試験への移行が進行しているが、一方、照射時間が自由に設定できかつ簡便な照射試験も増加している。

③照射目的の観点から

軽水炉関連の照射試験は高燃焼度燃料の開発、高経年化関連に絞られて来ているのに対し、核融合、基礎研究関連の照射試験は増加している。

キーワード：JMTR、照射試験、in-situ 測定技術、照射後試験、高度な照射試験

JMTRの運転実績 (5年間)



特殊キヤプセル

- 熱媒体移動型
- 沸騰水型
- 飽和温度型
- 試料可動型 (回転、上下移動)
- 中性子スペクトル調整型
- ガススイープ型

in-situ測定

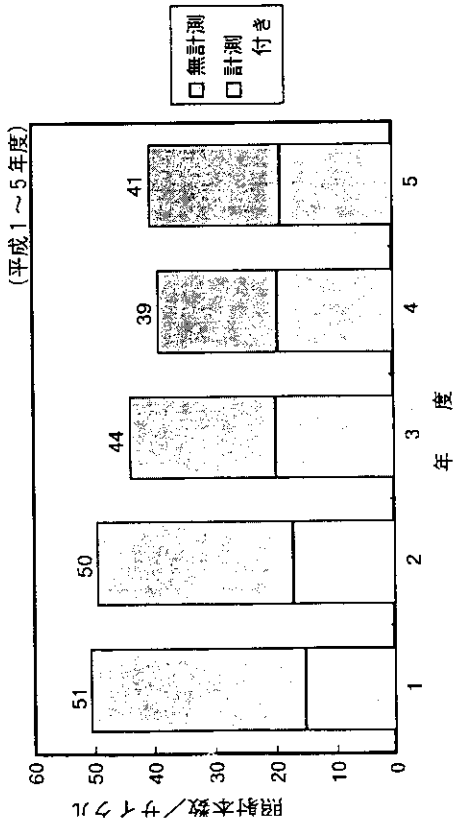
- 燃料
- 伸び
 - 直径
 - FPガス圧力
 - 中心温度
- 材料
- 温度
 - 伸び
 - クリープ量
 - 照射誘起電気伝導度
- 酸素濃度 (開発中)
- 酸化膜厚さ (開発中)

JMTRの照射設備

- キヤプセル照射設備
- 水カラビット照射設備
- 出力急昇試験設備(BOCA/OSF-1)
- 大型ガスループ照射設備(OGL-1)
(平成7年度撤去予定)

照射後試験

キャプセル、ループの利用状況



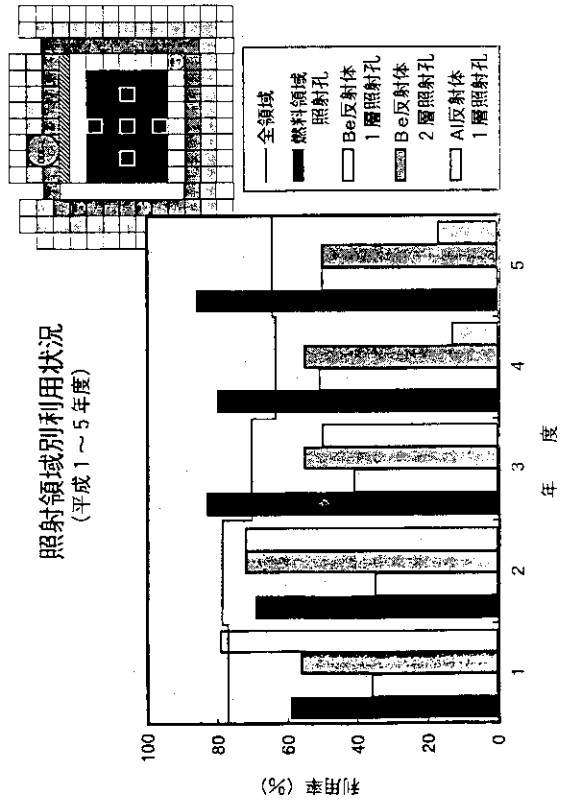
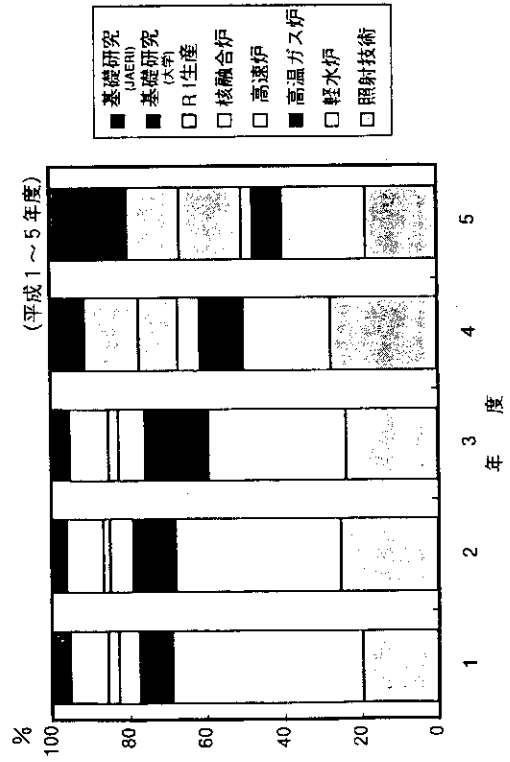
燃料試料

外観検査、X線ラジオグラフィ、ガンマスキャニニング、マイクログラムスキャニニング、オートラジオグラフィ、寸法測定、渦電流探傷試験、P/Cギャップ測定、密度測定、FPガス捕集・分析、金相試験、硬さ試験、元素分析

材料試料

外観検査、寸法測定、引張試験、衝撃試験、SSRT/SCC試験、疲労試験、破壊靱性試験、クリープ試験、破面観察、金相試験、硬さ試験、微小試験片試験 (スモールパンチ試験)

キャプセル、ループの目的別利用状況



原子力開発へのJMTRの貢献

軽水炉

BWR高性能燃料及び高燃焼度燃料の性能確証に貢献

高温ガス炉

HTTR燃料・材料開発に貢献

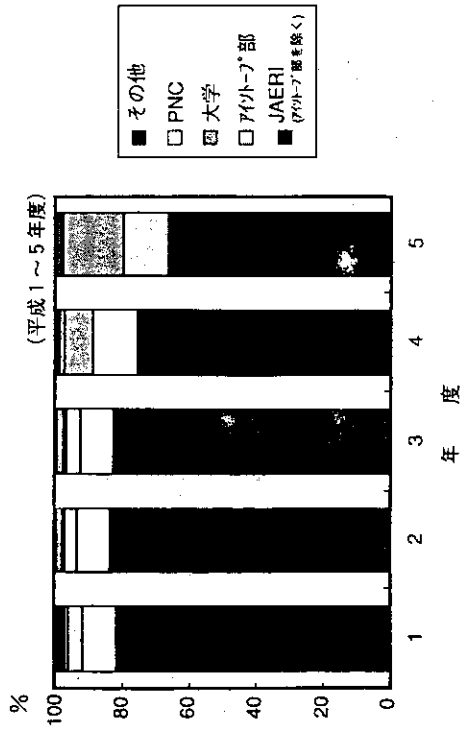
基礎研究

温度変動下の照射損傷を支配する要因の解明に貢献

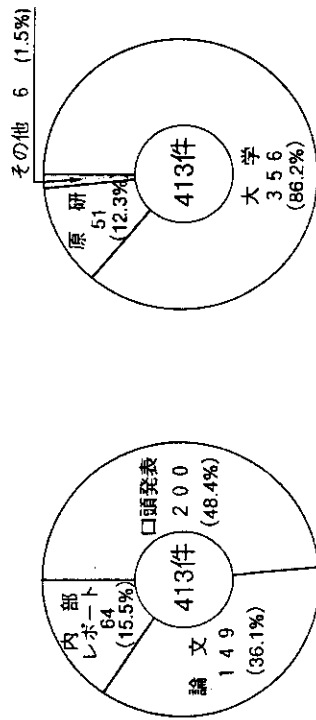
RI生産

工業用Ir線源の国内完全自給に貢献

キャプセル、ループの利用者別利用状況

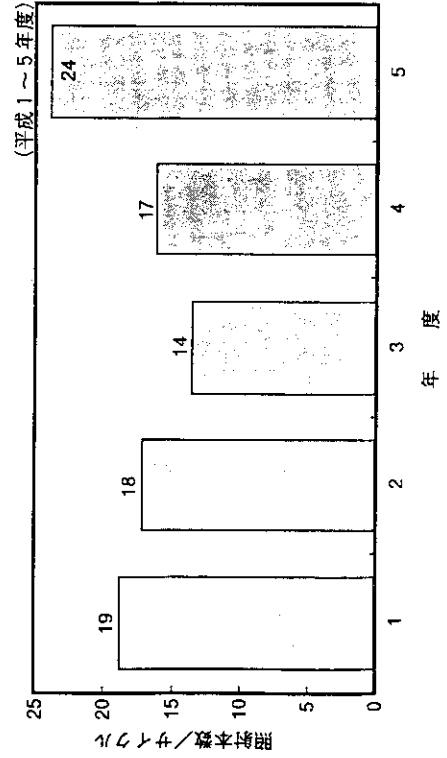


JMTR照射試験成果の公開



調査時期：平成6年8月
 調査条件：平成元年度～5年度に照射を終了したテーマに関連するもの(74テーマ)
 回収率：原研 84%、大学 75%、その他 100%

水カラビットの利用状況



最近のJMTRの利用動向

1. 照射領域

- 高い高速中性子照射量が得られる燃料領域照射孔及び高い熱中性子照射量が得られるBe反射体一層の利用が増大

2. 照射設備

- 照射試験全体としては高度な照射試験への移行が進行
- 照射時間が自由に設定できかつ簡便な照射試験も増加

3. 照射目的

- 軽水炉関連の照射試験は目的が収束
- 核融合、基礎研究関連の照射試験が増加

1.2 大学におけるJMTRの利用状況

東北大学金属材料研究所附属材料試験炉利用施設 小川 豊

本施設は、全国各大学の研究者がJMTRを利用して核燃料及び原子炉材料に関する基礎的研究を行うための大学共同利用研究施設として昭和44年6月に設置された。以来25年にわたり、JMTRで照射した水力ラビットは1386本（平成5年度末）、キャプセルは175本に達した。

キャプセルについて述べれば、40年代には、先ず照射データの蓄積を図る事を優先し多数の試料を照射した。46年度の15本は年間最高で、このうち13本は温度無計測型、2本が計測付きであった。60年代に至り、照射の温度や中性子束等の照射条件を厳密に把握しさらに制御するためにキャプセルの高度化が推進された。照射の目的別にキャプセルは分類されてきた。即ち：多目的汎用型（40年代に主流であった温度無計測型）、完全温度制御型（ヒーターを用い原子炉出力に無関係に温度制御が可能）、温度変動型（上記の一種で照射中に温度を変動する）、中性子束一定型（同一場所で照射した多分割のキャプセルを照射サイクルごとに順次引き抜いて、照射量依存性を検討する）、In-Situ計測型（照射中に電気伝導を測定する）、超高温型（W製インナーキャプセルの γ 線加熱を利用してセラミックスの高温照射を行う）、等である。

大学共同利用施設、制御照射、キャプセル、水力ラビット、原子炉材料、核燃料

大学における J M T R の利用状況

(1994. 12. 9)
 東北大学 材料試験炉利用施設
 小川 豊

1. 利用の実状
2. キャプセル照射の変遷
 照射の高度化(温度, 中性子束, In Situ実験)
3. 照射温度の制御
 原子炉運転と独立, 温度一定, 温度変動
4. 中性子束の調整
 ホットラボまたは原子炉照射中における試料抜取り
5. 研究成果報告書

本施設の J M T R 利用件数

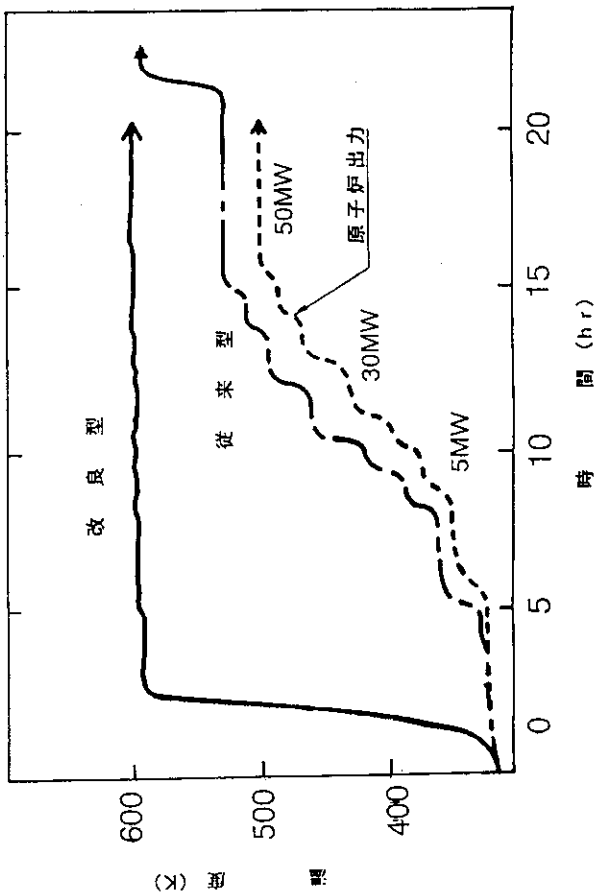
昭和44年—平成5年(25年間)
 水力ラビット: 1, 386本, 全利用件数の77%
 キャプセル: 471(本・サイクル), 全利用件数の9%

照射キャプセル本数

採択年度	記号	本数	
		無計測	計測
昭和44	69M	2	1
45	70M	8	0
46	71M	13	2
47	72M	12	2
48	73M 73F	12 —	1 1
49	74M	9	3

照射キャプセル本数

採択年度	記号	本数	
		無計測	計測
平成1	89M	1	3
	89F	1	—
2	90M	1	3
	90F	1	—
3	91M	1	4
	91F	1	—
4	92M	5	2
	92F	1	0
5	93M	3	2
	93F	0	1



原子炉出力上昇に伴う温度履歴

採択年度	本数		採択年度	本数	
	照射	蓄積		照射	蓄積
昭和44	2	1	平成1	1	3
45	8	0	2	1	3
46	13	2	3	1	4
47	12	2	4	5	20
48	12	1	5	3	21

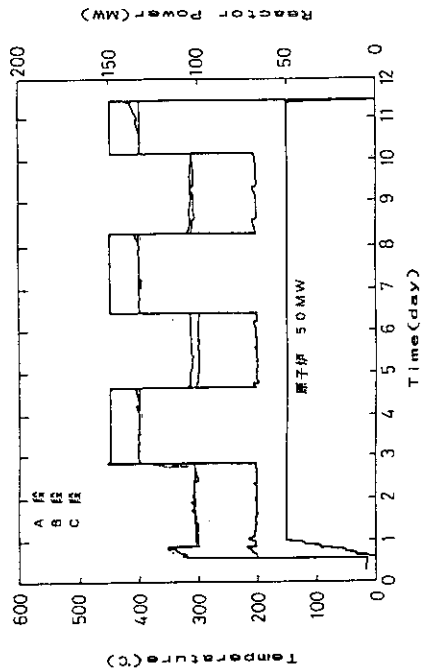
平成6年度 JMTTRキャプセル照射計画

No.	名稱	照射条件	年度														
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
1	中性子束調整型 (SW) 94M-11U	6.5×10^{13} (nv) H-II															
2	温度変動型 (VCH) 94M-13U	1.1×10^{18} (nv) F-II															
3	In Situ 計測型 (VC) 94M-14U	4.6×10^{18} (nv) H-9															
4	完全温度制御型 (VCH) 94M-15U	1.6×10^{18} (nv) M-9															
5	燃料型 (VCR) 94F-16U	1.6×10^{18} (nv) M-9															
	水カプセル	材料: 60本, 燃料: 13本															

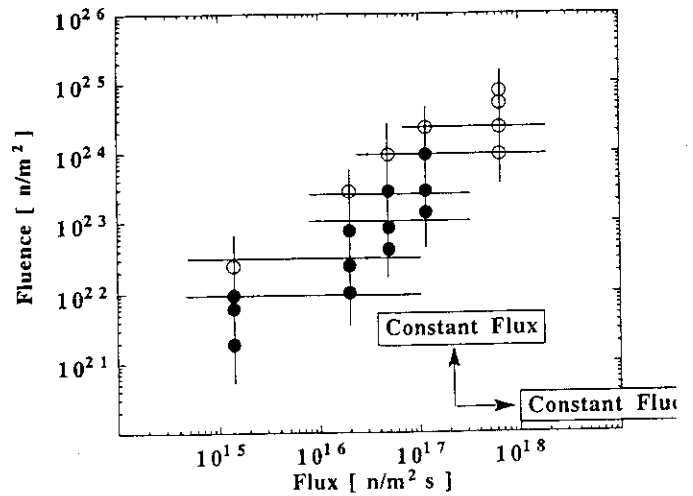
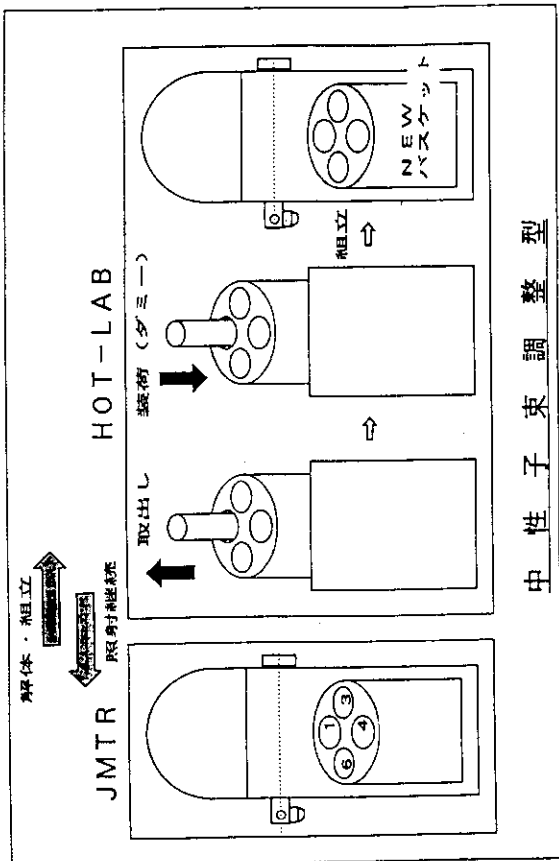
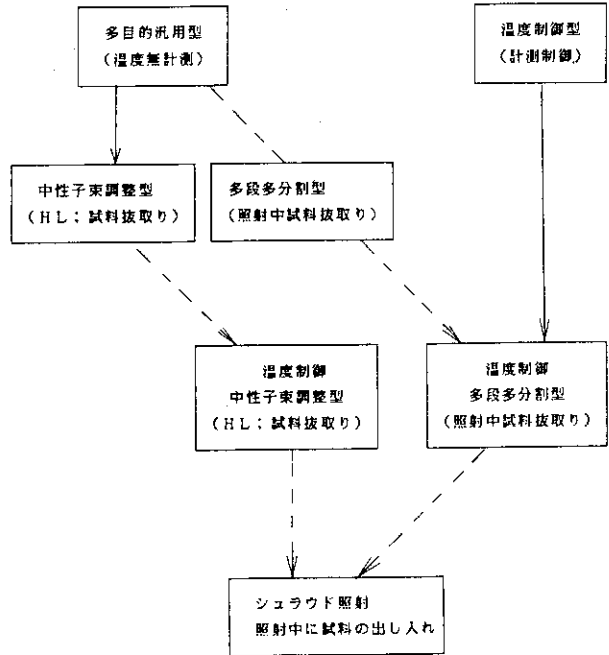
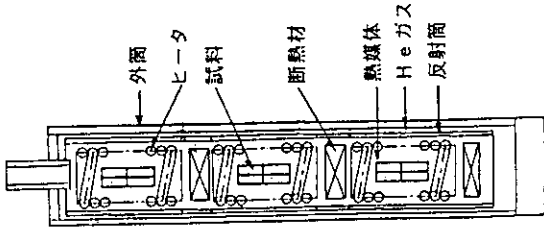
温度変動照射の必要性

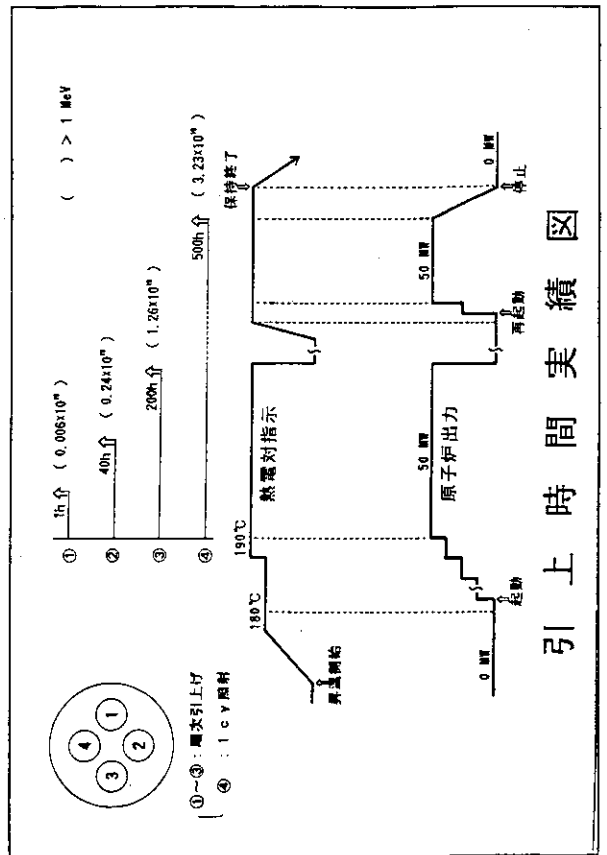
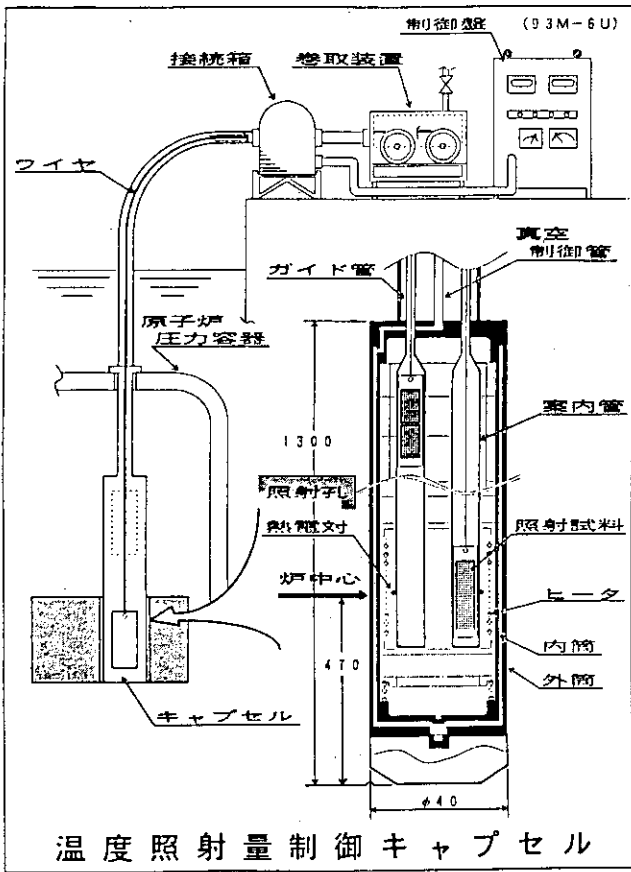
- ☆ 従来型炉内温度変動条件下、考慮しなけれは十分な温度変動下の欠陥発生過程の調査が必要研究。
(200°C ~ 400°C)
- ☆ カプセル下構造における欠陥発生時の核形成成長過程は、強い温度依存性を示す。
- ☆ 原子炉内の照射中焼鈍効果。
(200°C ~ 450°C)

JMTR 照射の高度化



温度サイクル照射における温度履歴





共同利用研究報告

	経過報告書 No12 (1992)	経過報告書 No13 (1994)	RITU Vol135, No.2 (1991)	RITU Vol140, No.1 (1994)
1. 金属・合金 照射欠陥組織 機械的性質	14	18	15	7
2. セラミックス 照射欠陥組織 機械的性質 物性、スエリング	8	7	4	7
3. ポジトロン メスバウアー	5	3	3	3
4. 岩石の年代測定	3	2	—	2
5. アクチノイド	5	10	3	8
6. 照射(後)試験	2	4	3	9
7. その他	—	2	—	—
8. 合計	37	46	28	36

1.3 世界の試験炉利用の現状

日本原子力研究所材料試験炉部照射第1課 新見 素二

〔要旨〕 現在、世界の熱出力10MW以上の試験研究炉は約30基ある（1989年5月現在）。そのうち、稼働中の主な試験研究炉で実施されている照射試験概要及び今後の照射試験の動向等について報告する。本報告は各試験研究炉にアンケートを送付しその回答及び各研究所が発行しているAnnual Report に基づいてまとめたものである。

各試験研究炉における稼働率及び照射試験内容はそれぞれの国情により異なる。稼働率に関しては、欧州、米国（Annual Report を入手した試験研究炉）について現在のところ55%以上の稼働率で運転されている。また、照射試験では、各試験研究炉はその炉の特徴を生かした試験を行っている。例えば中性子束は低いが照射体積の大きい原子炉では、照射スペースの大きさを利用し多数の照射試料を装荷したり、炉内計測機器の装荷を行っている。

中性子を利用する場合、利用目的を大きく3つに分けることができる。一つは物質を新たなものに変換する『物質変換利用』、二つは物質のミクロの情報を得ることが可能な『情報伝達利用』、最後は物質に中性子損傷を与える『損傷効果利用』である。各試験研究炉はこれらの中性子利用割合により分類される。このうち中性子の損傷効果利用に重点を置いている試験研究炉に関していえば、現在の加速照射のみの照射から脱皮を図り、今後は損傷過程が短時間に把握できるように高精度炉内測定技術を整備し、さらにin-situでの照射試験等の付加価値を設けた照射試験が必要と考える。

キーワード：中性子束、稼働率、照射体積、Irradiation Unit、BNCT、IASCC 試験、
照射下試験、RI生産

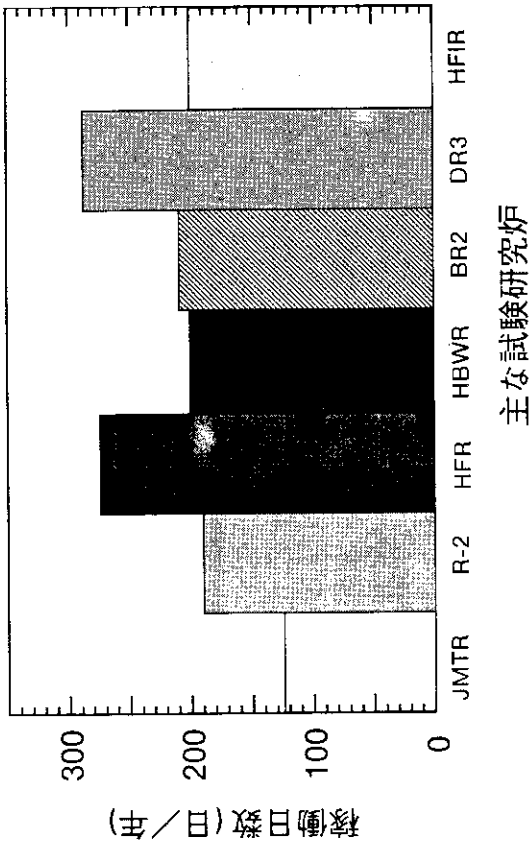
世界の主な試験研究炉の近況

地域	国名	原子炉名	熱出力 (MW)	内 容
ヨーロッパ	ノルウェー	HBWR	2.5	(1) OECD/NEA ハルデンプロジェクトが1958年に開始され、各国加盟国が3ヵ年毎に試験計画をたて、おもに動力炉燃料・材料の試験を行っている。 (2) HBWR一次系の温度(240°C)を利用し、高温高圧水ループなどの照射試験設備の整備を行っている。 (3) 実炉条件下におけるPWR, BWR 用燃料被覆管の水側腐食試験を実施している。
	スウェーデン	R-2	5.0	(1) ループ型燃料出力急昇試験設備を有し、PWR、BWRの実炉条件下で燃料出力急昇試験が実施できる。 (2) 1984~1985年に圧力容器を交換。この時、10x10 炉心から8x10炉心に変更して中性子束を増加させた。
	オランダ	HFR	4.5	(1) 1984年に圧力容器を交換。 (2) 最近の傾向は、中性子散乱実験が減少しRI照射が増加している。
	デンマーク	DR3	1.0	(1) 1990年に燃料出力急昇試験をやめて以来、主として中性子散乱実験、Siドーピング、RI製造のために利用されている。
ベルギー	BR-2	通常	60~80	(1) 高温高圧水ループCALLISTを設置して、PWR燃料のベース照射を行っている。 (2) 1986年まで4週運転1週炉停止のサイクルであったがRI製造の要求に應ずるため、1987年から2週運転+2週運転に変更。
		max120		
フランス	OSIRIS	7.0	(1) 両炉ともフランス原子力庁CEA所有である。 (2) 国内発電炉がPWRのみであり、政府、電力会社と一体となり両炉を用いてPWR燃料の開発を行っている。 (3) 燃料の照射試験は出力急昇試験をはじめPSF*で行っている。	
		3.5	(4) PWR燃料棒の長さが2mまで照射可能である。	

* Pool Side Facility

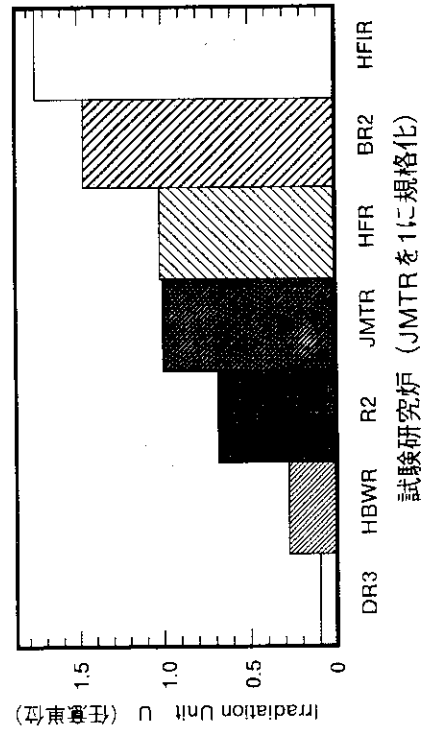
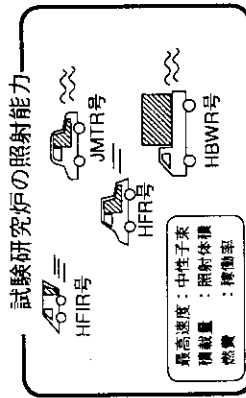
地域	国名	原子炉名	熱出力 (MW)	内 容
アメリカ	米 国	ATR	25.0	(1) LOCKHEED社が運転管理 (2) 所有者であり主利用者であるUS DOEが照射計画をたてる。 (3) 一般照射とRI製造が増加傾向にある。
		HFR	8.5	(1) Martin Marietta社が運転管理 (2) TRU製造及び中性子散乱実験が主であったが、一般照射にも拡大を図っている。 (3) その一つとしてANS用燃料試料の照射試験を行っている。
アジア	カナダ	NRU	13.5	(1) 原子炉運転中にドライバー燃料の交換が可能である。 (2) この燃料から ⁹⁹ Moを量産。日本で使用する ⁹⁹ Moは全てNRUから輸入。
	中国	HFR	12.5	(1) 90%濃縮ウランを使用。 (2) 原子炉燃料・材料の照射試験およびRI製造に利用されている。 (3) 中国の原子力開発の拠点になっている。
	インドネシア	RSG-GAS (MPR-30)	3.0	(1) 125MW、10週運転-3日炉停止の原子炉運転サイクルである。 (2) 30MWに出力上昇するには幾つかの問題解決が必要。 (3) 中性子散乱実験、RI製造を行っている。 ⁹⁹ Moを製造してカナダに輸出している。
韓国	KMR	3.0	(1) カナダ製のMAPLE炉を基に設計。 (2) 1994年12月に臨界予定。 (3) ループ、燃料出力急昇試験設備等の大型照射設備設置の検討を進めている。	

主な試験研究炉の原子炉稼働日数

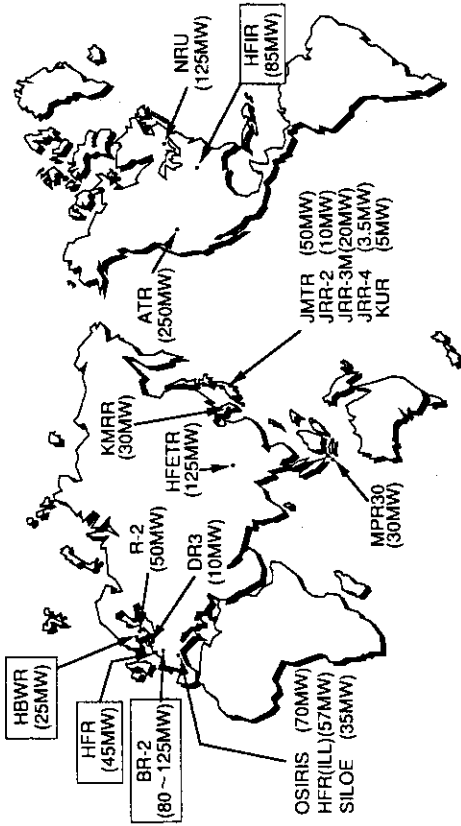


照射性能の比較

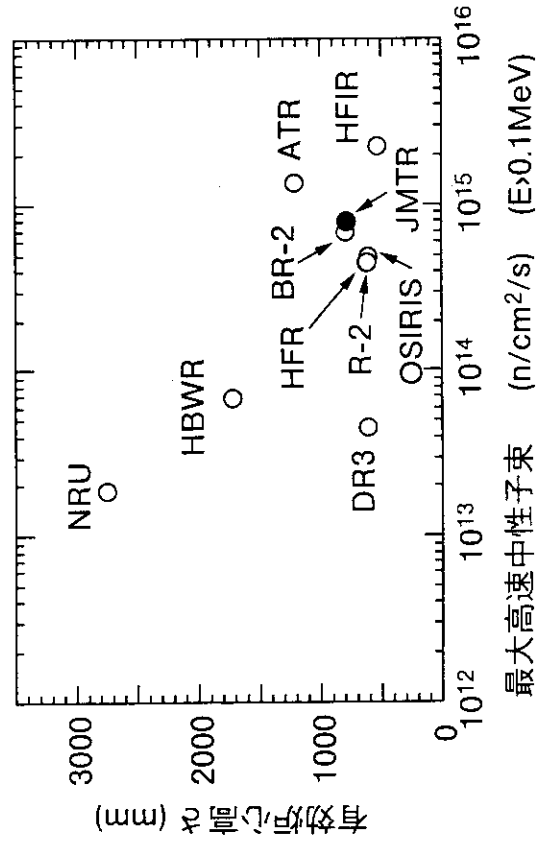
Irradiation Unit $U = \phi \cdot t \cdot V$
 ϕ : 中性子束
 t : 照射時間
 V : 照射体積

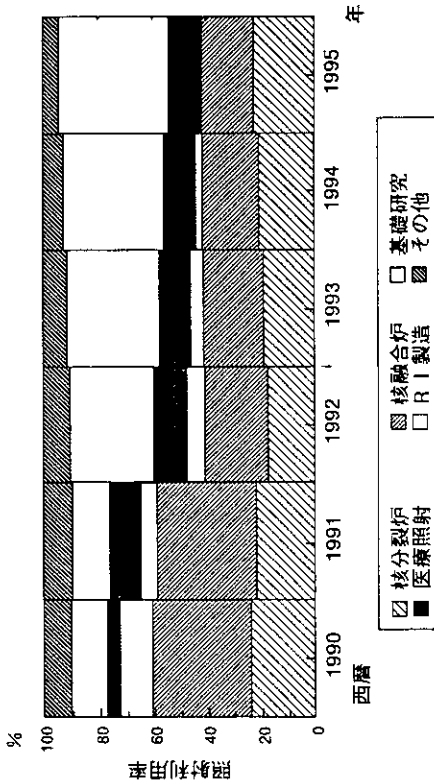


世界の主な試験研究炉



高速中性子束と有効炉心高さ





HFRにおける近年の照射利用状況

HFIR (オークリッジ、USA)

現在

- 核融合炉用材料の照射試験：構造材、セラミックス、耐高熱流束材などの照射
- 各種物質の照射試験：合金など
- RI生産：TRU製造
- 中性子散乱実験：ポリマー、磁性材各種合金、超伝導材など
- ガンマ線照射：絶縁材、塗料など

将来の動向

- 核融合炉用材料の照射試験
- 各種物質の照射試験
- RI生産
- Advanced Neutron Source (ANS)用燃料の照射試験

参考文献： Overview of Irradiation Facilities and Experiments Currently in The Oak Ridge High Flux Isotope Reactor, Int. Conf. on Irrad. Tech., May 1992 Saclay France

HFR (ペテン、オランダ)

現在

- LWR燃料の再照射試験：沸騰水キャプセルを利用した出力急昇試験
- キャプセルを利用したLWR, FBR, HTGR, 核融合炉材料の再照射試験
- FBR, HTGR用燃料の照射試験
- アクチノイドの消滅処理試験
- RI生産 (^{99}Mo , ^{192}Ir , ^{90}Y , ^{89}Sr , ^{125}I , ^{32}P など)
- Siドープニング
- 医療照射・・・BNCT

将来の動向

- LWR燃料、材料の照射：高燃焼度燃料の照射、圧力容器材 (大型試験片) の照射
- 核融合炉用材料、ブランケット材料の照射試験
- FBR、HTGRの照射研究は縮小
- アクチノイドの消滅処理試験
- RI生産は増加 (^{99}Mo の製造 など)
- 医療照射・・・BNCT

参考文献： Annual Report 1993, Operation of The High Flux Reactor

BR-2 (モル、ベルギー)

現在

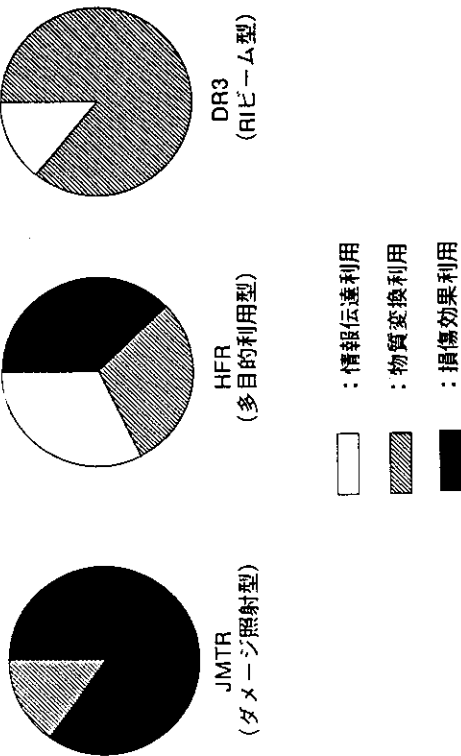
- LWR燃料照射：高燃焼度燃料の試験 (通常時、過渡時)
- LWR構造材、核融合炉材の照射試験：照射下疲労試験
- 核融合炉材の照射試験 (ブランケット材料など)
- RI生産 (^{99}Mo , ^{192}Ir など)
- センサ、電子機器、光ファイバーなどのガンマ線照射

将来の動向

- 材料について
- 照射下試験：疲労試験、クリープ試験など
 - 中性子照射と環境の重畳効果による材料劣化の研究：IASCCなど
 - 照射脆化の研究：中性子スペクトルの効果
 - 照射パラメータの制御
- 燃料について
- 高燃焼度燃料のPCI研究
 - アクチノイド、超ウラン元素の消滅処理の研究

参考文献： The future use of the Materials Testing Reactors. The case of BR2 high flux reactor, Int. Conf. on Irrad. Tech. May 1992, Saclay, France

各試験研究炉の利用状況



HBWR (ハルデン、ノルウェー)

現在

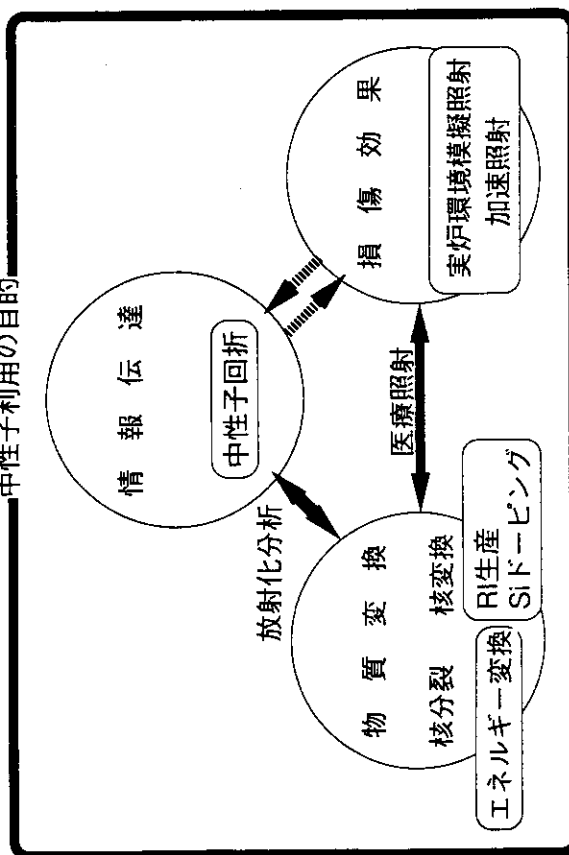
- 計装付燃料の照射試験：軽水炉燃料、新型燃料（大粒径ペレット等）の照射挙動解析
- 再計装MOX燃料の出力急昇試験：軽水炉用MOX燃料、ATR燃料の負荷追従試験
- 燃焼度の異なる計装付燃料の同時照射
- ガンマサーモメータの照射特性試験
- 照射下IASCCT試験：高温水中クラック進展速度測定など
- 照射下IASCCT試験：高温水中クラック進展速度測定など
- 水素の添加によりクラック進展を抑制（1993）

将来の動向

- MOX燃料の出力急昇試験
- 高燃焼度燃料の照射試験
- Zryの腐食試験
- IASCCT試験：従来のセラミックのくさびを打った試験からペローズによる応力調整型の試験に変更
- 水の電気伝導度の影響、水中にZnを添加した場合の影響を観察

参考文献：JAERI-Tech 94-021など

中性子利用の目的



まとめ

1. 原子炉の特徴を生かした照射試験実施
2. 照射試験の内容が高度化：再照射試験、照射下試験等
3. RI生産が増加する傾向

2. 照射試験の最先端は何か？

2.1 構造材料の中性子照射研究の将来像

東京大学工学部システム量子工学科 関村 直人

材料照射は未知現象の宝庫であり、マイクロ/マクロ科学・高エネルギー科学の集結する総合科学としての原子力工学研究の最先端に位置している。

材料照射試験は、軽水炉、核融合炉等原子力システムをとりまく複合環境での材料挙動評価の場であり、長寿命化など材料に対する要求が高まるにつれて、多様化・高度化する必要がある。

金属材料を中心とした構造材料の照射研究は、以下の観点から検討される必要がある。

- (1) 信頼性の高い照射データの取得と評価
- (2) 材料挙動モデルの高度化と検証
- (3) 照射材料評価手法の高度化・多様化
- (4) 耐照射性の高い材料開発との連携

材料が高フルエンス照射実績を持つことは重要であるが、材料挙動モデル自身が照射実績を持つことによって、単に温度とフルエンスのみを合わせた照射試験を行うより、より応用範囲の広い材料試験が行える。このためには、材料とモデルを規定する多くのパラメータの可変性・制御性を持つユーザーフレンドリーな照射場が必要である。照射場の制御とは、共通の基盤の上に多くの照射条件での材料挙動の比較が可能となることを意味し、照射相関法の高度化のための前提条件である。また試験研究目的に応じて、他の炉で高フルエンス照射された試料の再照射データを得るなどの種々の照射場の組合せによる照射実験から、より質的に高度な材料挙動試験が行える。

以上の意味で材料照射研究は、国際協力研究の最適分野であると考えられる。

中性子照射損傷、構造材料、材料挙動モデル、ユーザーフレンドリーな照射場、耐照射性材料、照射相関法、組合せ照射

(3) 核融合炉設計の進展と材料課題の認識
核融合実験炉の設計と材料研究者の貢献

材料使用条件の定量的明示
応力、温度、中性子フラックス・フルエンス、中性子スペクトル、環境、粒子負荷など
以上の時間的変動

核融合炉設計における材料課題の認識と設計へのフィードバック
既存材料の限界の明示
核融合炉材料として最適化された材料への要求
材料開発への具体的な要求 (高熱伝導度材料、傾斜機能材料など)

炉の成立性と材料寿命の明示
照射効果を考慮した設計基準への貢献
材料データベースの構築と評価

--- 材料中性子照射研究の意義とこれを取り巻く状況 ---

(1) 材料照射研究のバックグラウンド
照射手段の多様化・制御性の向上………情報の質・量
電子線照射、イオン照射 (多重ビーム照射を含む)
RTNS-II による 14 MeV 中性子照射
各種原子炉による中性子照射 (国内例: JMTR, JOYO, KUR, YAYOI など)

核融合以外の原子力関連分野からの要請
軽水炉炉心材料の長寿命化に伴う照射量の増加
高速増殖炉炉心材料の開発、重照射を考慮した設計
宇宙用材料

材料開発におけるブレイクスルー

(4) 国際協力による共同研究

日米協力の進展
国内研究手段の限界
国内研究者人口の豊富さ
日本の研究の特徴
材料照射研究における国際協力の有効性

(2) 材料照射科学の発展

基礎研究の積み重ねによる照射効果メカニズムの解明
← 計算機シミュレーション (分子動力学法など)
← 材料照射手段の多様性と制御性の向上

多様な材料での照射損傷メカニズムの解明
核融合中性子一核分裂中性子照射相関法に関する進展
照射材料評価手法の開発と有効性の科学的実証
マイクロ相関 (微小試験片法)
計算機シミュレーション

スペクトル調整法・同位体調整法による核変換生成ヘリウム効果の解明

研究炉 = 照射研究の中心的な場

照射場の制御=照射場の可変性に関する条件が整った

共通の基盤の上に、様々な照射場の比較可能

- ・・・・照射場のネットワーク形成
- その中心としてのJMTR

照射場の可変性を生かし、照射損傷研究は発展

種々の照射場の組合せによる照射損傷研究が可能

材料中性子照射研究の現状と課題

— 核分裂炉照射手段としてのJMTRの特質は —

- (1) 中性子エネルギースペクトル
- (2) 中性子照射量、フラックス
- (3) 照射体積、試料体積
- (4) 試料温度と雰囲気
- (5) 照射条件の制御性

材料中性子照射研究の現状と課題

— 核分裂炉照射手段としてのJMTRの特質 —

(FFTF/MOTAとの比較において)

- (1) 中性子エネルギースペクトル
 - ・はじきだし損傷の形成とその連鎖
 - 高エネルギーPKAによるカスケード損傷の形成
 - 自由点欠陥の生成確率
 - 荷電粒子放出反応、 (n, γ) 反応等によるPKAの生成評価
- ・核変換生成物
 - ヘリウム、水素とはじき出し損傷との同時効果
 - 同位体調整法による多量ヘリウム生成
 - 固体核変換生成物に材料成分変化
- ・試料の放射化と照射後試験

材料中性子照射試験の考え方

- (1) 信頼性の高い照射データの取得と評価
- (2) 照射材料評価手法の高度化・多様化
- (3) 材料挙動モデルの高度化と検証
- (4) 耐照射性の高い材料開発
- (5) 革新的材料技術の育成

組合せ照射の意義：材料挙動モデルの確立に向けて

- ・要素過程の分離、抽出、定量的表現
- ・不確定パラメータの実測
- ・要素過程モデルの実証

組合せ照射から明らかにされる情報

照射損傷要素過程モデルの構築

- ・潜在する欠陥構造の検出、測定
 - ・制御された欠陥構造の導入
 - ・欠陥状態の変化の検出
- 要素過程モデルと材料挙動モデルの高度化

材料の照射損傷過程のモデリング

1. 損傷形成の基礎過程
2. ミクロ組織の発達やミクロ組成の変化 (要素過程)
3. 要素過程に基づく材料マクロ特性の変化

組合せ照射による新たな知識の獲得

- 照射条件の制御の次にあるもの
- ・照射相関法の高度化
 - ・組合せ照射実験による新たな知識の獲得
 - ・新たな照射場の構築

材料照射挙動のスケーリングのための
中性子照射パラメータ

- 中性子照射量
- ・照射時間
 - ・全中性子フルエンス
 - ・高速中性子フルエンス ($E > 1 \text{ MeV}$, 0.1 MeV)
 - ・d p a (displacement per atom)
 - ・P K A (一次はじき出し原子) エネルギー
 - スペクトルに基づく単位
 - (例えば、サブカスケード生成量)

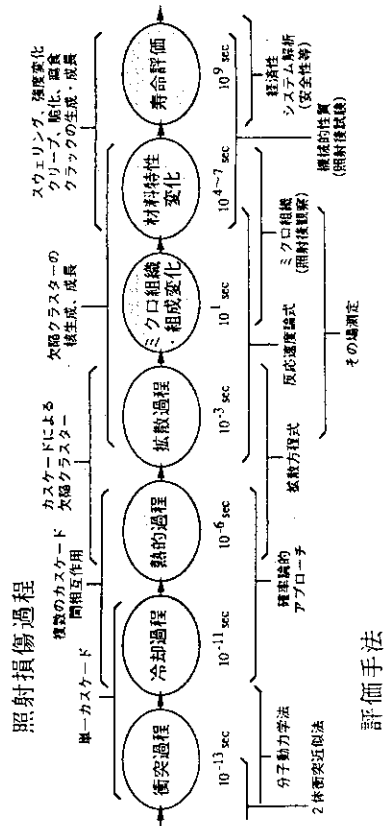
- 核変換生成物生成量
- ・全ヘリウム生成量
 - ・He/d p a

照射相関法とその高度化

照射相関とは何か

1. 異った照射条件下の材料挙動を、目的意識を持って関連づけ、ついでゆく場合のスケール則を「照射相関」と呼ぶ。
2. 照射相関の過程には照射条件の違いとともに、材料条件の違いを一般化し、異った手法で得られた様々な材料情報を活用することによって、材料挙動モデリングを行うことを含む。
3. 照射相関の確立のためには、照射条件、材料条件、測定条件を意識的に変化させ、また制御した照射試験が必要である。

原子力システム材料の中性子照射効果



2.2 原子炉を用いたセラミック材料照射研究

東北大学金属材料研究所附属材料試験炉利用施設 四竈 樹男

核分裂型原子炉の高度化及び核融合炉開発の進展に伴い、機能性材料としてセラミックスを強い放射線場で長期間使用しようとする試みがある。セラミックスの機能特性は放射線場で動的に変化することが多く（動的照射効果）、通常の照射研究で用いられる照射後試験（PIE：Post Irradiation Examination）では、照射効果を評価することはできない。このため照射下での特性評価＜その場測定＞（In-situ measurements）が不可欠な評価手法となる。また、セラミックスの照射効果では放射線の電子励起効果とはじき出し効果それぞれ、及びその相互作用が極めて重要である。原子炉照射は電子励起に費やされるエネルギーとはじき出しに費やされるエネルギーとの比がほぼ10-100の範囲にあるが、これは当然核分裂炉、さらに核融合炉における実用照射雰囲気における比にほぼ相当する値である。一方、他のいわゆるシミュレーション照射場においては、バルク照射に関してこの値はほぼ1000を大きく越える値になってしまう。これらのことから、原子炉を用いたその場測定がセラミックスの照射効果研究には最も望ましい。これまでも小型の研究炉ではその場測定が実施されてきた。しかし、JMTRのような圧力容器を持ち、かつ中性子束が $10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$ 程度以上、ガンマ加熱率が 10^4 Gy/s 以上の大型・高出力密度の原子炉では、その場測定は技術的に困難でコストが非常に高くなることから、最近までほとんど実施不可能な状態であった。近年JMTRにおいて、その場測定の試みが着実に実施され貴重な成果が得られつつある。JMTRはその場測定実験を実施するにあたって様々な優れた特徴を有している。しかし一方で国内事情に関連して極めて厳格かつ保守的な照射基準があり、制御された条件下での高度なその場測定を困難なものとしていることも否めない。今後はJMTRにおいて、実験の実施基準を見直し試験研究炉として野心的な試みが安全に実施できる体制整備・設備整備を図り、先進的な技術開発に基づく高度なその場測定を実施し、世界をリードする成果を得るよう努力することが望まれる。

キーワード： セラミックス、 動的照射効果、 その場測定

セラミックス材料における照射効果

- 適切な電子励起率とはじき出し損傷率
- 特にセラミックス材料では電子励起とはじき出しの間に強い相互作用
 - 照射損傷初期過程における素欠陥の生存確率
 - 異常拡散
 - ラディオリシス (Radiolysis)
- バルク材料に対する高いはじき出し損傷率, 電子励起率
 - 特に機能特性変化には強い電子励起率依存性がある場合がある



電子励起とはじき出しとの相互作用

- 電子欠陥 (フデイオリシス)
 - はじき出し欠陥 (電子励起率の 2 乗に比例したはじき出し)
- 電子励起
 - 異常拡散
- 電子励起
 - 照射効果初期のはじき出し欠陥消失

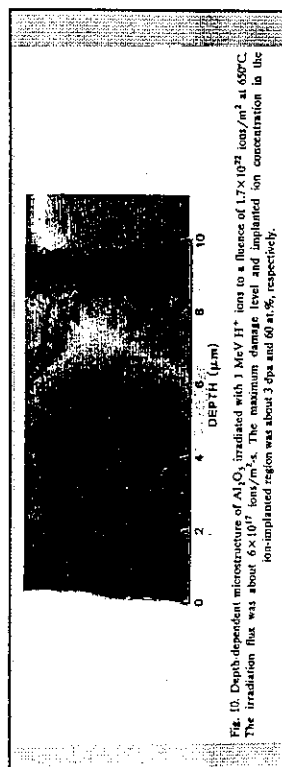


セラミックス材料における照射効果

- バルク照射の重要性
 - 強い表面との相互作用
 - ほとんどの照射場では表面近傍で非常に強い電子励起
 - 機能性材料としてバルク特性評価が必要
 - 素子, コンポーネントとしての評価が今後必要
 - 機械的特性が寸法に強く依存



1MeVH+イオン照射でアルミナに観察される表面近傍組織 (いわゆるデイスオーダーゾーン)

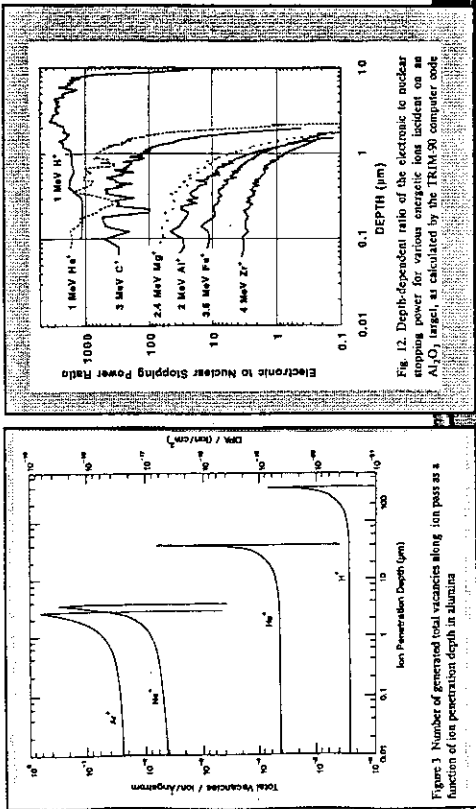


After S. J. Zinkle



イオンの飛程と電子励起／はじき出し比率との関係

電子励起／はじき出し比率



電子欠陥から格子欠陥へ
(ラディオリシスの例)

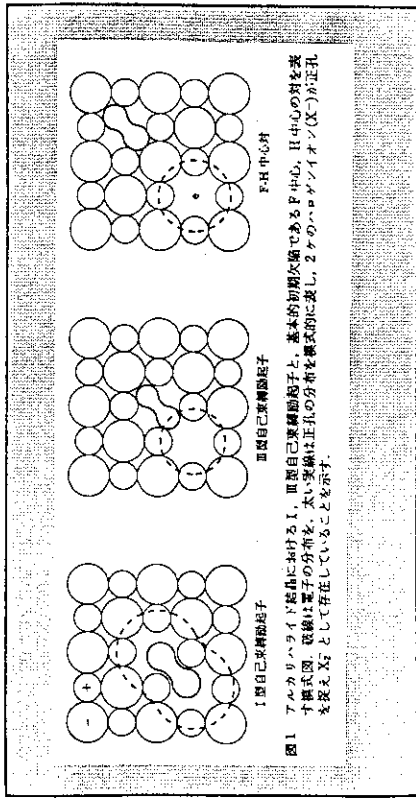


図1 アルカリハライド結晶におけるI、面格子自己集積陽格子と、基本的初期欠陥であるF中心、H中心の形成過程を示す。図は電荷の分布を、本図は正孔の分布を模式的に表し、2ヶのハロゲンイオン(X-)が正孔を捉え、X2として存在していることを示す。

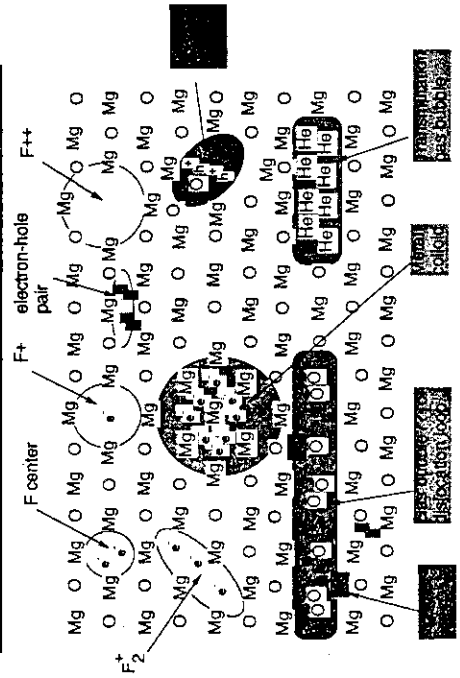
セラミックスでの照射欠陥が安定に存在する電子励起／はじき出し比の上限と照射場における比の代表値

Upper limit of the ratio of the electronic to nuclear stopping power (ENSP) for observable defect cluster formation during single ion irradiation at 650°C, 10^{-4} to 10^{-1} dpa/s

Al_2O_3	MgO	$MgAl_2O_4$
1000	500-1000	10

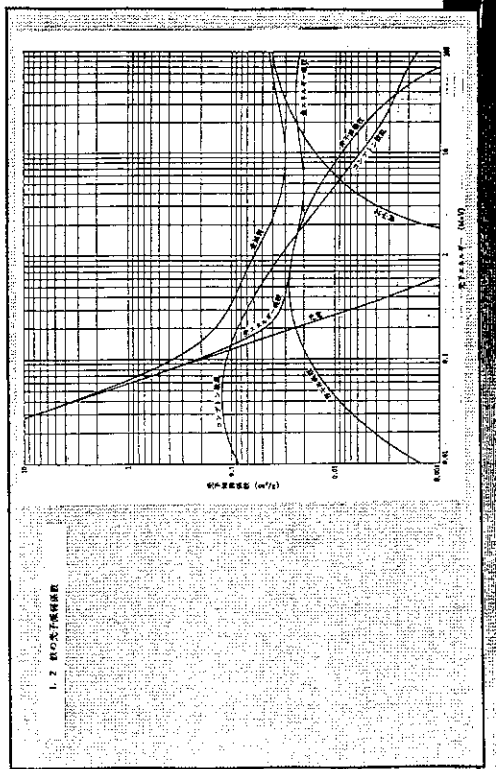
比の上限

Formation of Voids and Colloids in Ceramics



MGO Research Unit

表面近傍での高い電子励起
(光子)



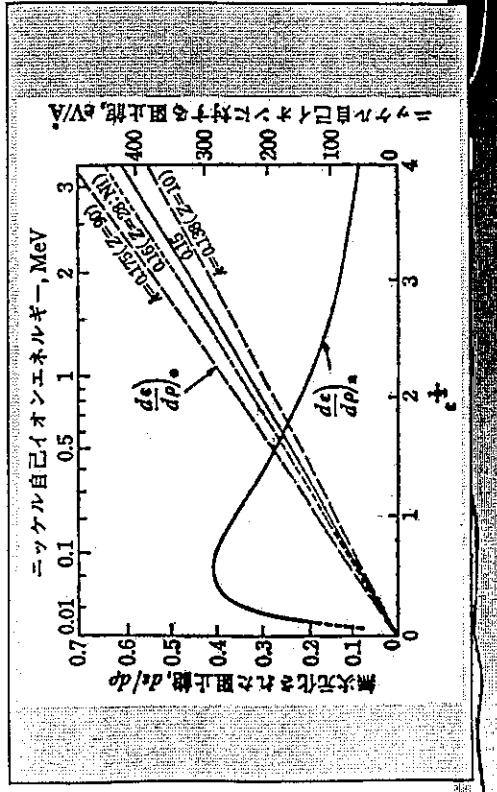
セラミックスでの照射欠陥が安定に存在する電子励起／はじ出し比の上限と照射場における比の代表値

Table 1. Excitation and deposition conditions for ^{60}Co in various irradiation sources

Excitation Source	Ion Beam	Number of Ions	Number of Ions per Area (ions/cm ²)	Dose Rate (Gy/h)	Excitation Ratio
1.8 MeV electrons	2.1 mm	-	-	10000	-
20 MeV protons	1.5 mm	3000*	1.2 × 10 ¹⁴ **	-	2.1 × 10 ¹⁴ **
10 MeV protons	0.59 mm	4000*	1.8 × 10 ¹⁴ **	-	3.1 × 10 ¹⁴ **
1 MeV protons	87 μm	1900	2.1 × 10 ¹⁷ **	-	3.0 × 10 ¹⁴ **
20 MeV ¹⁶ O ions	0.31 mm	5000*	1.2 × 10 ¹⁵ **	-	2.0 × 10 ¹⁴ **
1 MeV ¹⁶ O ions	2.9 μm	200	3.8 × 10 ¹⁶ **	-	1.5 × 10 ¹⁴ **
1 MeV ¹² C ions	1.8 μm	300	4.3 × 10 ¹⁶ **	-	5.1 × 10 ¹⁴ **
1 MeV ¹⁰ B ions	1.1 μm	35	4.1 × 10 ¹⁷ **	-	0.3 × 10 ¹⁴ **
1 MeV ⁹ Be ions	1.5 μm	15	3.4 × 10 ¹⁷ **	-	1.6 × 10 ¹⁴ **
1 MeV ²⁰ Ne ions	1.1 μm	3.9	4.0 × 10 ¹⁷ **	-	2.5 × 10 ¹⁴ **
1 MeV ²⁸ Si ions	-	35	1.07	3.2 × 10 ⁷	1.6 × 10 ⁴
Fast neutron source (PTF-MOT/A)	-	1.0	4.4	3.8 × 10 ⁴	800
Neutron reactor (14 wall - negative ions)	-	0.14	1.1	1.5 × 10 ⁴	9800
14 MeV neutrons (RTS-50)	-	0.01	0.1	4.0 × 10 ³	< 1 × 10 ⁵

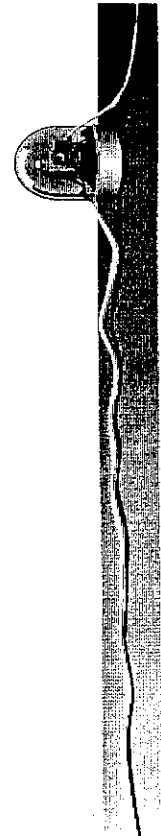
*These calculations are based on the assumption that the number of ions is equal to the number of ions per area. **These calculations are based on the assumption that the number of ions is equal to the number of ions per area. ***These calculations are based on the assumption that the number of ions is equal to the number of ions per area.

表面近傍での高い電子励起
(イオン)



セラミックス材料における照射効果

- 動的照射効果の重要性
 - 照射効果は基本的にはその場評価する必要がある
 - 特にその必要がないと認められたもののみがP I Eにより評価
 - セラミックスにおける機能特性の照射による変化はその場測定でしか評価できないものが多い
 - 照射効果の系統的評価によって照射の初期過程の理解が必須
 - セラミックスでは照射の初期過程で多くの情報が引き出せる



照射効果過程

After N. Sekimura

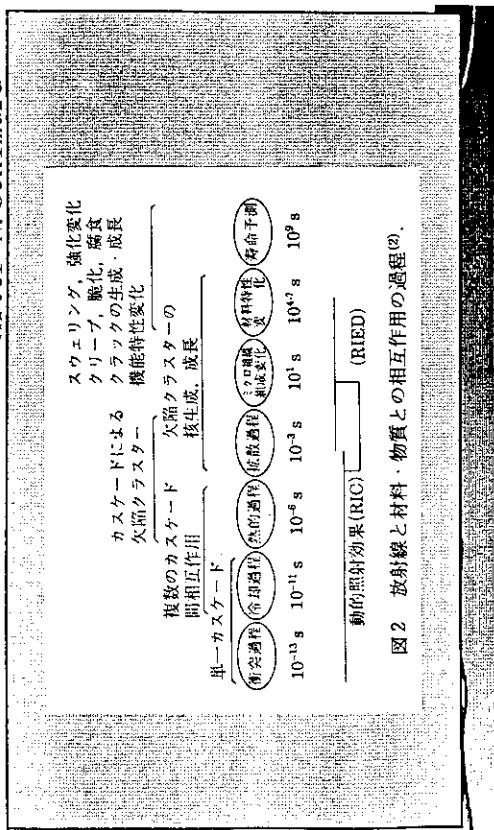


図2 放射線と材料・物質との相互作用の過程(2)

セラミックス材料における照射効果

バルク試料を用いた適切な電子励起率/はじきだし率を持った照射場で長期・安定な照射が必要
 そのような照射場でのその場測定が必要



原子炉、とくに高出力密度を持つ
 原子炉での照射の重要性



照射下での絶縁系セラミックスの電気伝導度変化 照射誘起絶縁劣化 RIC; Radiation Induced Conductivity RIED; Radiation Induced Electrical Degradation

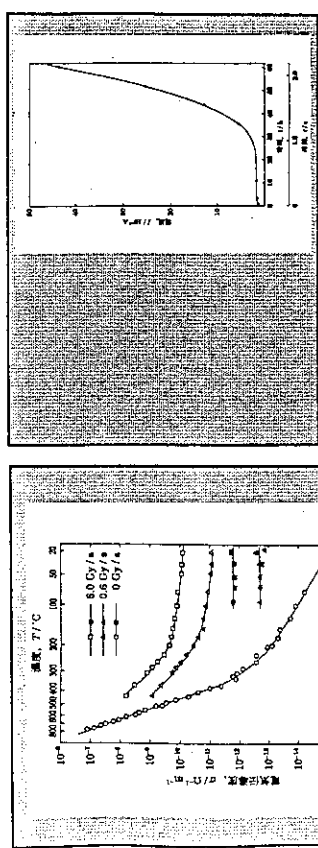


図4 X線照射下での多結晶高純度(99.99%)アルミナ試料の電気伝導度の変化。白線は照射前、黒線は照射後。320 Kで10²⁰ m⁻² s⁻¹で電子が照射された。

溶融シリカの光伝導特性の 照射下動的変化 トリガ炉でのパルス照射

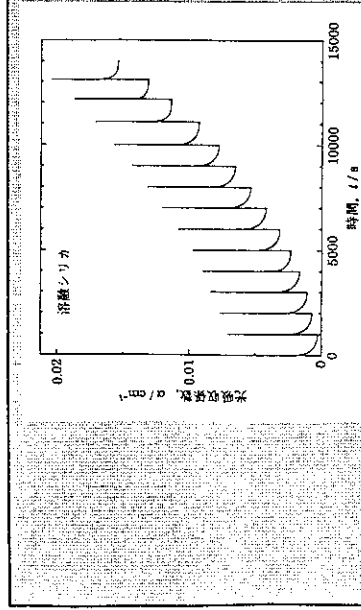


図3 溶融シリカの透光性の原子炉照射下での動的変化。パルスモードで運転するTRIGA型小型原子炉でパルスあたり約10¹⁹ Gyの電離放射線を照射した時の光取率の変化(2)。

その場測定における大型原子炉の位置付け

1991年における
米国の主流の
考え方

1995年より大型
原子炉HFIRを用いたその場
実験の開始

0	Recent 2-3x Increase in Reactor Operating Costs (ES&H)
	HFIR Neutron Irradiation Costs: \$26K/22 Days Target Position - (High flux, small volume) \$65K/22 Days RB Position
0	Availability of Reactors
0	Difficulty in Performing In-situ Tests in High Flux Reactors
0	In-situ Tests Are Easier in Small Research Reactors (But Limited Fluence)

その場実験用照射場としてのJMTR

・ 程良い照射線量率 (高速中性子束, ガンマ線線量率)

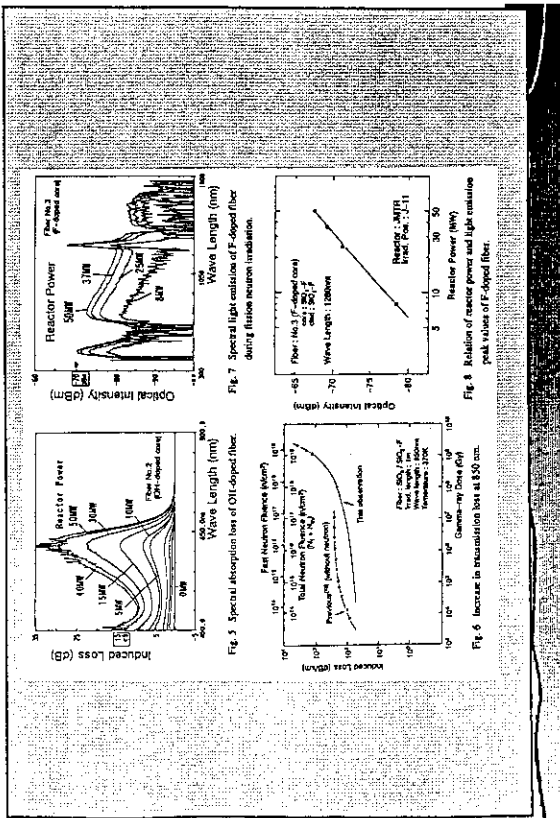
・ 計測制御を前提とした照射設備 (温度計測制御, 種々のモニタシステム)

・ キャプセルと保護管, 接続箱で構成する擬シールドシステム

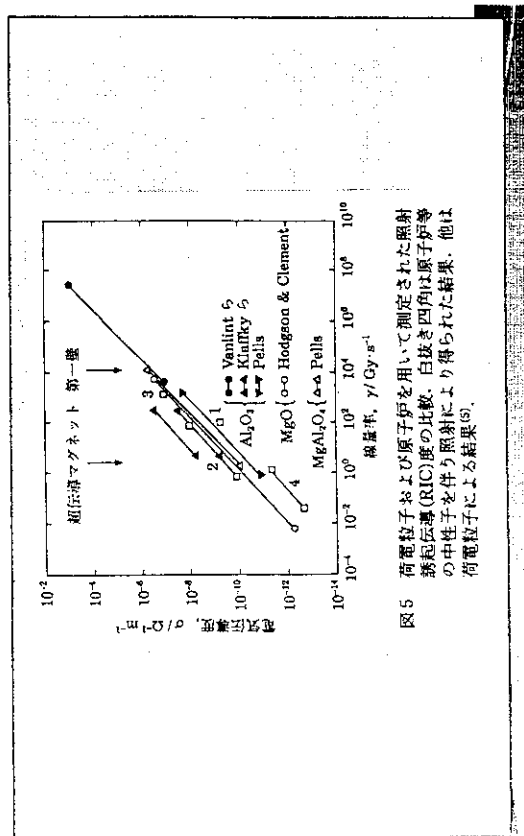
・ 実験者, キャプセル設計・開発者, 照射担当者, 原子炉運転者, 全体計画者等との間の緊密な連絡

厳しい安全基準からくる過剰な規制

JMTRでの熔融シリカ (光ファイバ) の光伝導特性, 発光特性の測定例



JMTRでのRIC測定例



JMTRでのRIED測定例

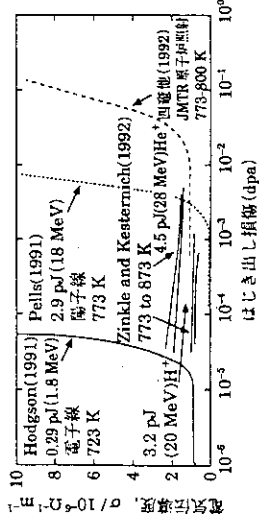


図7 報告されたアルミナにおける照射誘起絶縁劣化の例(III).

まとめ

- ・制御された条件下でのその場実験用の照射場として優れた特性を持つJMTR (特に機能性材料の照射効果研究)
- ・これまでも多くの優れた実績を持ち、ハード、ソフト両面で実績と能力を有している

世界的に見て極めて貴重な照射場となりつつあり
 より多くの期待がよせられつつある
 より魅力のある照射場となる努力 (より高い照射
 線量率, 照射量。より野心的な実験が行える環境)

2.3 原子炉燃料研究の概況と将来動向

日本原子力研究所燃料研究部燃料照射研究室 福田 幸朔

要 旨

CP-1 原子炉が臨界に達して以来、50年が経過したが、この間の原子炉燃料は、金属天然ウランから出発し、新しい原子炉の開発に伴って濃縮ウラン、プルトニウム及びトリウムを使った酸化物、炭化物、窒化物及び合金等様々な化学型の燃料へと進化し、また燃料形態も金属燃料棒から安全性及び信頼性並びに経済的効率性をより高めた被覆管型燃料、被覆粒子型燃料及び分散型燃料等が開発されて来た。今日の原子力エネルギー開発においては、軽水炉・高速炉を中心にした核燃料サイクルシステムの構築に向けて多大な努力が注がれている中で、いくつかの新たな課題が生じてきた。これらの主なものは、ウラン資源の効率的利用と燃料サイクルの効率化を図ることを目指した軽水炉燃料の高燃焼度化、使用済み燃料から発生する超ウラン元素 (TRU) と⁹⁹Tc等の長寿命FP核種の消滅処理及び回収プルトニウムの効率的利用である。さらに、これらの課題を解決する上で、地球環境への負担軽減とPAを常に考慮していく必要がある。

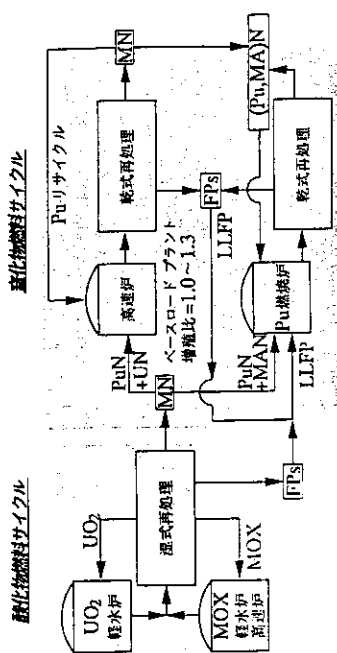
従来の燃料については、個々の原子炉に合せた研究開発が進められてきたが、今後の燃料研究は、燃料製造、照射、再処理、廃棄物処理処分 (TRU及び長寿命FP核種の消滅) を含めた包括的な核燃料サイクルシステムの構築に焦点を合せて進められていくものと思われる。このような包括的核燃料サイクルシステムに関して、我が国では原研ほか、いくつかの研究機関において新たな核燃料サイクルシステムが提案されている。原研では、従来の核燃料サイクルに消滅処理及びプルトニウムの効率的利用を目指した新核燃料サイクルを組合わせた「自己完結型燃料サイクル」が提案されている。

本報告では、このような新しい核燃料サイクルの開発とそれに関連する研究として、超高燃焼度燃料、TRU等の消滅研究及びプルトニウム燃料に関する研究の現状とこれらの将来の動向を述べる。

キーワード

核燃料サイクル、超高燃焼度燃料、プルトニウム、超ウラン元素 (TRU)、超寿命FP核種、消滅処理

高速炉・核燃料サイクル一体型システム



第 図 高速炉核燃料高速炉/核燃料サイクル一体型システム
 MN: 酸化燃料
 MA: マイナーアクチノイド
 LLFP: 長寿命FP

原子炉燃料としてのアクチノイド化学形

	金属	合金	酸化物	炭化物	窒化物
Th			ThO ₂ , LWR	ThC	ThN
U	UO ₂		UO ₂ , LWR, HWR, HTR, HTR-LO, HTR-TO, HTR-TO, HTR-TO	UC, UC ₂	UN, UN ₂
Np		ABR	FBR, LWR		FBR
Pu		ABR	UO ₂ , LWR, HWR	HTR, HTR-LO, HTR-TO	FBR
Am		ABR	FBR, LWR		FBR
Cm		ABR	FBR, LWR		FBR

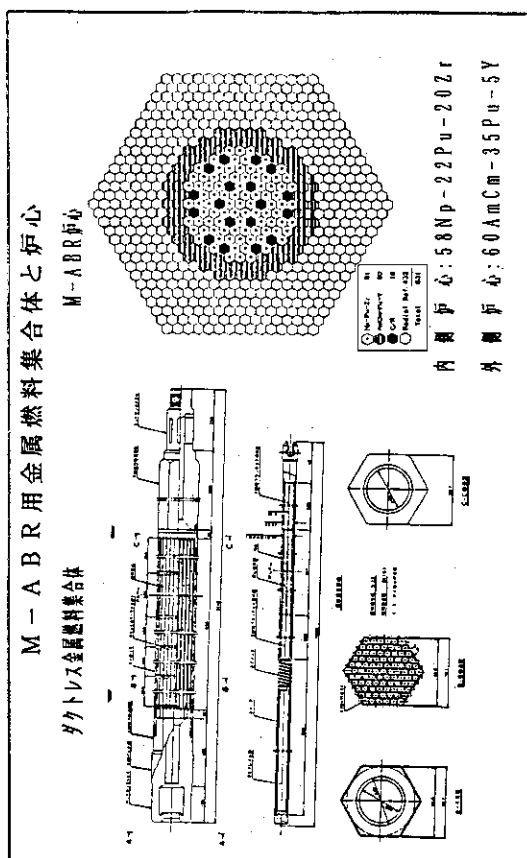
新しい燃料研究

- [1] TRU 消費燃料
- [2] 超高燃焼度燃料
- [3] 長寿命 FP 核種の消費

原子炉燃料の研究課題と将来動向

	現 状	将来計画、構想
[1] 超ウラン元素 (TRU) の消費		オメガ計画等
[2] 軽水炉 燃料高燃焼度化	PWR, BWR 高燃焼度計画	超高燃焼度燃料
[3] プルトニウム有効利用	FBR, ATR, プルサーマル	FBR, ATR

☆ 新たな包括的核燃料サイクルの構築が必要！
 一体型システム
 アクチノイドリサイクル
 金属燃料 FBR サイクル



M-A B Rの消滅特性

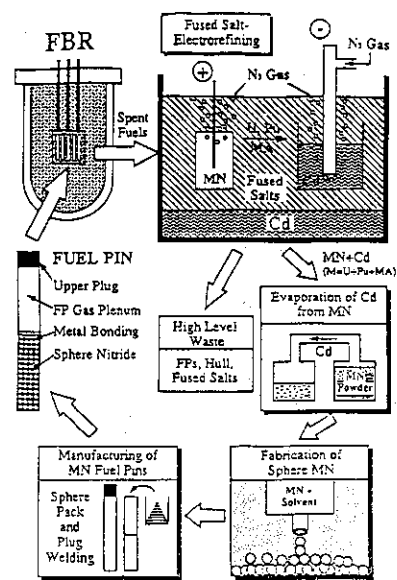
熱出力 (MWT)	170		
第1サイクルBOC	I.C: 81	O.C: 71	BKT: 13
EOC	I.C: 78	O.C: 64	BKT: 30
出力密度 (w/cc)			
平均	I.C: 978	O.C: 961	BKT: 42
最大	I.C: 1279	O.C: 1250	
ピーキング・ファクター	I.C: 1.31	O.C: 1.30	
線出力 (w/cm)			
平均	I.C: 342	O.C: 336	
最大	I.C: 447	O.C: 436	
サイクル長 (年)	2.5 (稼働率80%: 2年)		
平均中性子束 (n/cm ² ·sec)	I.C: 4.0 × 10 ¹⁵	O.C: 3.3 × 10 ¹⁵	
積算中性子束 (n/cm ²)	I.C: 2.1 × 10 ²²	O.C: 1.7 × 10 ²²	(E>0.1MeV)
燃焼反応度/サイクル	-2.8% Δk/k		
燃焼率/サイクル	17.2%		
TRU装荷重量 (kg)	666		
	I.C: 352	O.C: 314	
TRU消滅重量 (kg/サイクル)	118		
(kg/年)	49		

I.C: 内側炉心 O.C: 外側炉心 BKT: ブランケット

P-A B R消滅特性

熱出力 (MWT)	1200	
出力密度 (W/CC)		
第1サイクルBOC	平均	1239
	最大	2154
ピーキング・ファクター	1.7	
第10サイクルBOC	平均	1166
	最大	1240
ピーキング・ファクター	1.8	
サイクル長 (日)	365 (稼働率82%: 300日)	
平均中性子束 (n/cm ² ·sec)	8.5 × 10 ¹⁵	
積算中性子束 (n/cm ²)	1.7 × 10 ²²	
	(E>0.1MeV)	
燃焼反応度/サイクル	-2.5% Δk/k	
燃焼率/サイクル	17.2%	
TRU装荷重量 (kg)	2065	
TRU消滅重量 (kg/サイクル)	355	
(kg/年)	355	

窒化物燃料の熔融塩電解法と燃料サイクル (原研: 半田宗男)



[2] 超高燃焼度燃料

なぜ、超高燃焼度燃料か？

0 高燃焼度化 BWR PWR

1990年代初期 3.5~4.0 4.0~4.5 GWd/t

1990年代中期 4.0~4.5 4.5~5.0

目標 5.5 5.5

0 プルトニウムの有効利用
高燃焼度化による経済性向上(コストパフォーマンス)

0 超ウラン元素への対応
従来の軽水炉燃料サイクルの中での可能性

消滅燃料についての基礎的研究

[1] アクチノイドの基礎物性

Pu炭、窒化物燃料の照射試験(JMTR, 常陽)

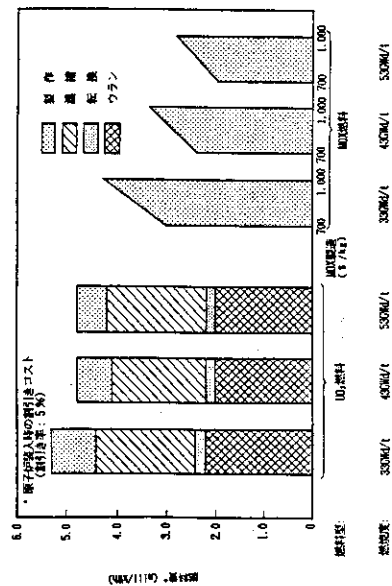
アクチノイド金属の物性 Pu-U, U-Pu-Zr, Np-Zr 状態図
蒸気平衡

Np化合物(窒化物、酸化物等) 熱伝導度、蒸気圧

[2] 塩化物溶解塩

窒化物の高融点溶解

ウラン燃料及びMOX燃料の経済性の評価 (OECD・NEA)



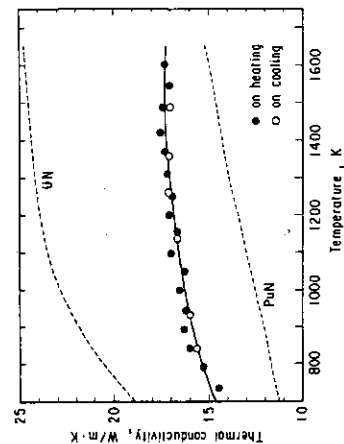
NpN (Np 窒化物) の熱物性

NpNの結晶組織



Fig. 1. Microstructure of NpN sample for thermal diffusivity measurement (1-μm TDI).

NpNの熱伝導度



[3] 長寿命 F P 核種の消滅

TRU 添加 MOX 燃料の挙動

TRU 添加 MOX 燃料の照射試験
(SUPERFAC 計画)

- 0 KNK-2, PHENIX 照射
- 0 24.1 Am, ²³⁷Np 入り MOX 及び UO₂
- 0 最高燃焼度 8.5% FIMA

Np 入り燃料に内酸化、PCM 発生

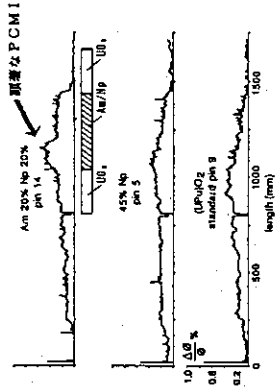


Fig. 4.4.2 非破壊的照射試験

使用済み燃料中の長寿命 F P 核種

核種	半減期	β 放射能 (MeV)	γ 放射能 (MeV)	積分収率 (%)
¹³⁷ I	2.1 × 10 ⁸ y	β (0.291)	γ (no)	6.132
¹³⁷ Cs	6.5 × 10 ⁸ y	β (0.159)	γ (no)	0.053
¹³⁷ Ba	1.7 × 10 ⁸ y	β (0.150)	γ (0.038)	0.665
¹³⁷ La	6.5 × 10 ⁸ y	β (0.033)	γ (no)	0.173
¹³⁷ Cs	3 × 10 ⁸ y	β (0.205)	γ (no)	6.63
¹³⁷ Zr	1.5 × 10 ⁸ y	β (0.60)	γ (no)	6.37
¹³⁷ Sr	~10 ⁸ y	β (0.25)	γ (0.087)	0.057

N P 酸化物状態図と添加物入り UO₂ の酸素ポテンシャル

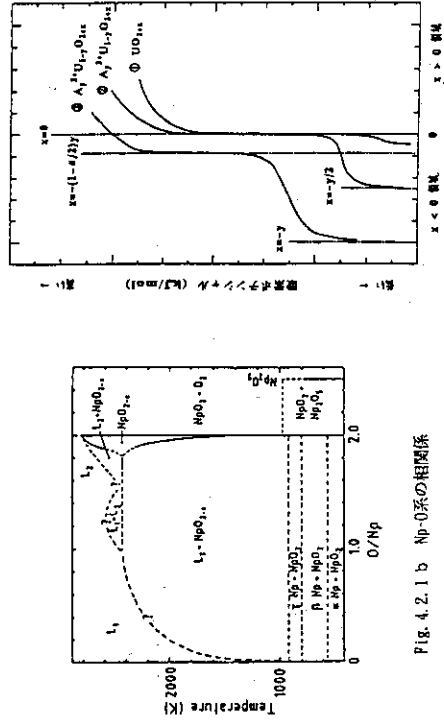


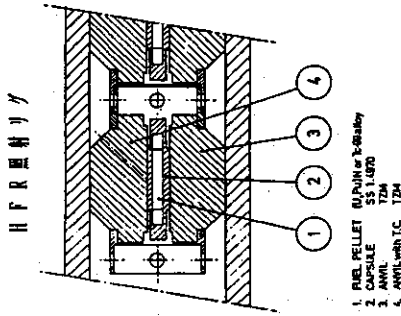
Fig. 4.2.1 b Np-O系の関係

ドイツTUIでの⁹⁹Tcの消滅研究

中性子照射 Tc-Ru合金 (POMPEI照射試験)
 加速器ターゲット Tc-Al合金

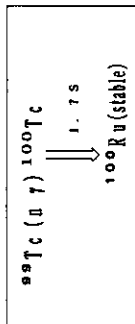


中性子照射用試料
 Tc/Ru (20/80, 50/50, 80/20)



⁹⁹Tcの消滅研究

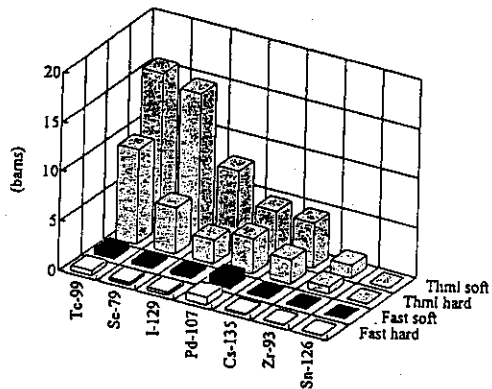
- 0 Tcは天然に存在しない。
- 0 ⁹⁹Tc半減期が21万年。
- 0 PWR使用済み1トン(濃縮度3.3%、燃焼度3000MWd/t)に含まれる⁹⁹Tcは、~770g。
- 0 100万(原子力発電所/年間)3.5トン使用済み燃料発生) ~27kg/年。
- 0 弱いβ放射線種であるが、TcO₄⁻ (pertechnetate) イオンの移行性が大きく、毒性が高いため、人体へのリスクは大きい。

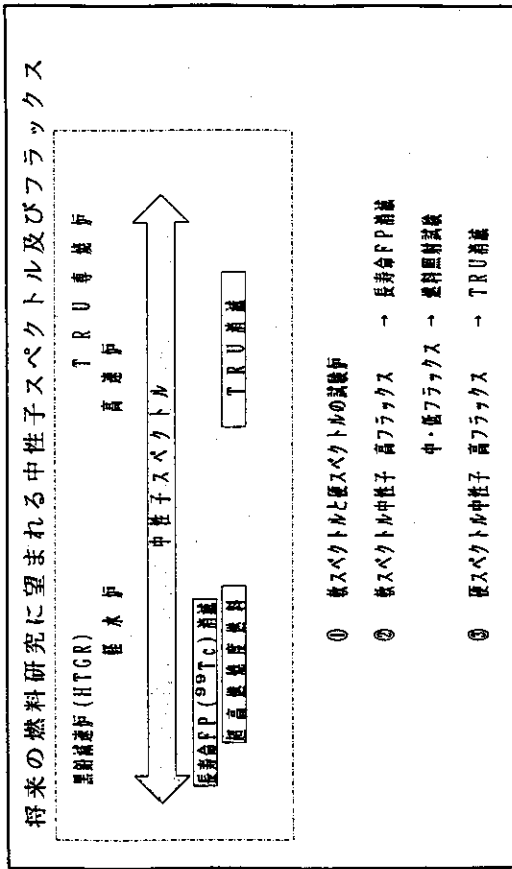


⁹⁹Tc消滅の研究計画

- 0 ⁹⁹Tc金属の購入 平成7年3月
- 0 Tc試料の調製 (グループボックスの整備) 平成7年3月
- 0 基礎物性の研究 (Tc-合金 (Ru, Al, Pd等) 合金状態、熱伝導度、熱化学的性質 Tc化合物と水との反応) 平成7年10月
- 0 照射実験 JMTR, JRR-3, HTTR Tc合金 UO₂-Tc化合物 平成9年4月

長寿命FP核種の中性子吸収断面積
 (中性子スペクトル依存性)
 (東工大 関本博)





2.4 軽水炉燃料の挙動研究からみた試験炉照射の将来

電力中央研究所狛江研究所原子力システム部 木下 幹康

軽水炉燃料の挙動を機構論的に調べている現場から、高燃焼度化に関連した将来の試験炉を用いた研究を展望する。

(1) 燃料側の問題

高燃焼時に問題となる現象として、燃料側ではリム領域から始まる細粒化の進展、熱伝導率、ガス放出、スウェリングなどの基本的な特性の変化がある。その現状の知見を紹介する。これらの機構を解明するためには、照射下の格子欠陥の生成、欠陥集合構造の発達、FPとの相互作用、FPが固溶した燃料の基本的な物性の変化の知見が必要である。その全ての解明は不可能であるとしても、その燃料挙動評価のバックボーンとなる基礎研究を進めることが肝要である。この視点から炉内測定の一つつかを議論する。ロシアにおける拘束力下のスウェリング挙動の測定例、ハルデン炉での定温加速照射や燃料表面積の炉内測定などを例として紹介する。また興味のある課題として、炉内における熱伝導率の測定がある。ホットラボとの連携を念頭に、これらの炉内測定の意義と可能性を議論する。

(2) 被覆管側の問題

水側腐食、水素吸収、炉水条件、および被覆管材内水素の移動と水素脆化などについて、研究の方向を議論する。これらを理解するための基本的な腐食機構として、ジルコニウム酸化物での照射下の欠陥生成と発達、被覆管母材と酸化膜の界面の挙動などを解明することが必要である。関連して、照射下の腐食過程の照射研究の例を紹介する。

(3) 燃料と被覆管の相互作用

高燃焼時には炉型によらず被覆管と燃料が癒着する。その結果としてガス流路の閉塞などが生じ、過渡時および負荷追従時の挙動に新たな局面が加わる。関連して高燃焼の燃料棒を用いた出力上昇試験の必要性を議論する。

以上

目次

1. はじめに

2. 燃料の高燃焼時細粒化照射研究

3. ロシアの燃料照射研究

4. 燃料の炉内熱伝導率測定

5. その他

軽水炉燃料の高燃焼度化

・燃焼度

60~70 MWd/kgM → 80~100
(ペレット最高)

・時間

4~5年 → 6~8年
(18ヶ月x3) (24ヶ月x3)

軽水炉の燃料高燃焼度化の
2つの要件

- ・燃料温度の低値保持
- ・被覆管の耐食性向上

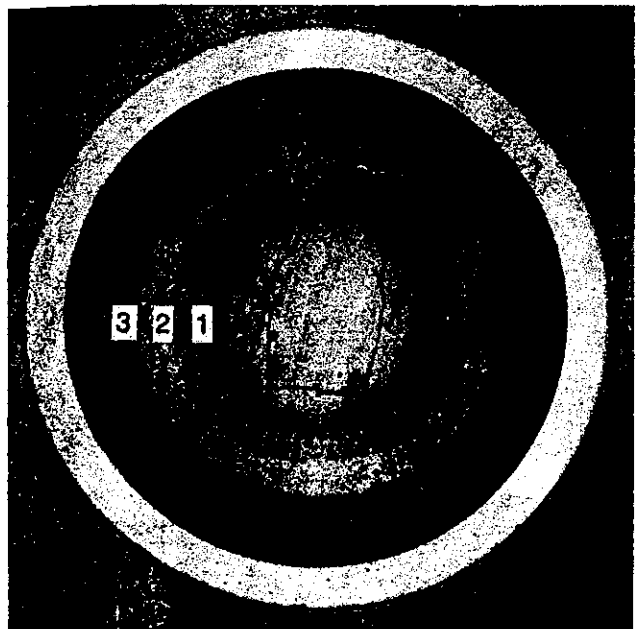


Figure 4 Typical cross section of a PWR fuel rod,
pellet burnup 73 MWd/kgU

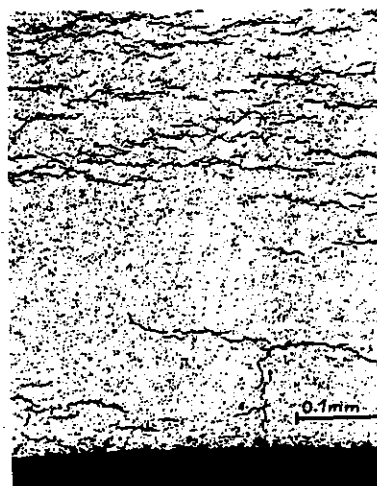
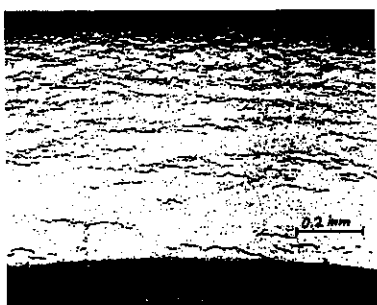


Figure 6 Typical hydride distribution in the cladding of a PWR fuel rod after a burnup of 62.1 MWd/kgU

高燃焼時の生起事象

$$= F (\text{時間、FP生成量、フルエンス})$$

線型の事象

$$[\text{プロセス}] \times \text{時間}$$

閾値のある事象

[プロセス] → [新しい事象]

↓
[環境変化]

[プロセス] → [新しい事象]

↓
[プロセス]

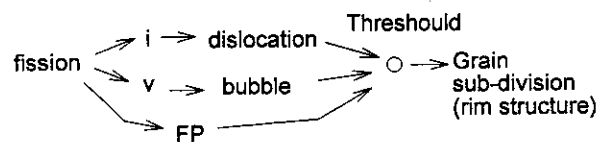
燃料の挙動を支配する因子

i, v, FP,
組織 (粒界、相 (気泡)、転位、析出物)

被覆管の挙動を支配する因子

i, v, 添加元素、水素、
組織 (析出物、界面、転位、相)

閾値のある事象としての
細粒化現象



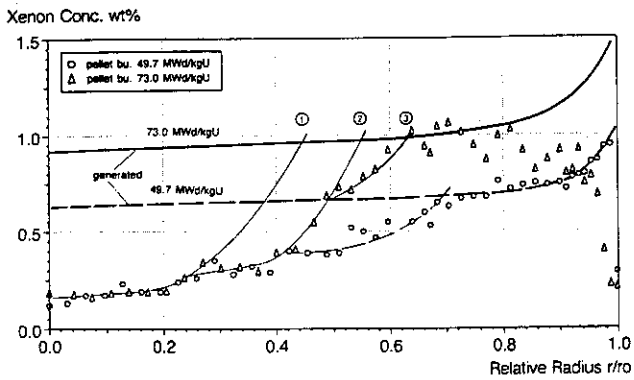
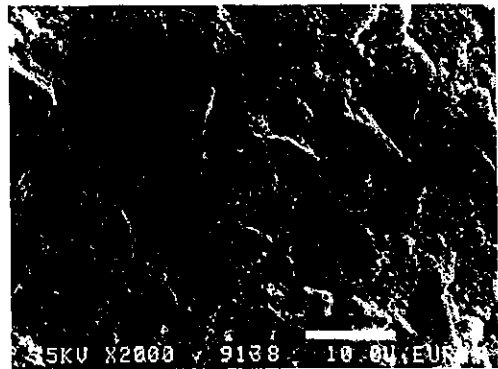
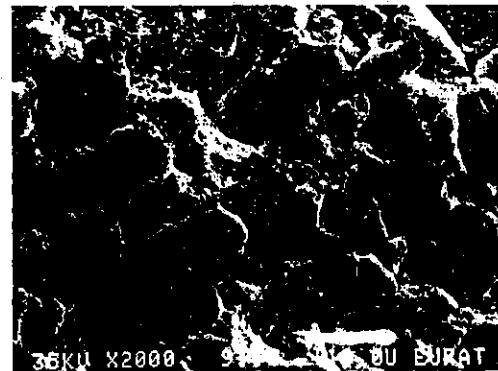


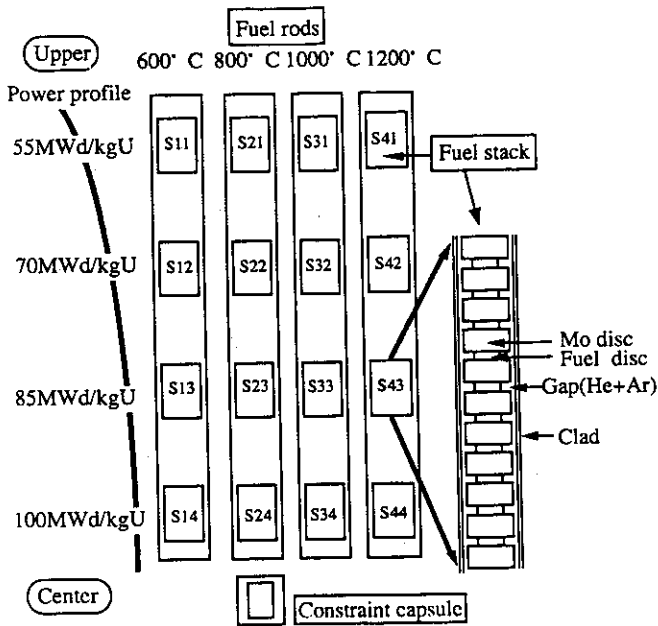
Figure 3a Radial xenon distribution in PWR fuel pellets as a function of relative radius. EPMA measurements of fuel matrix.



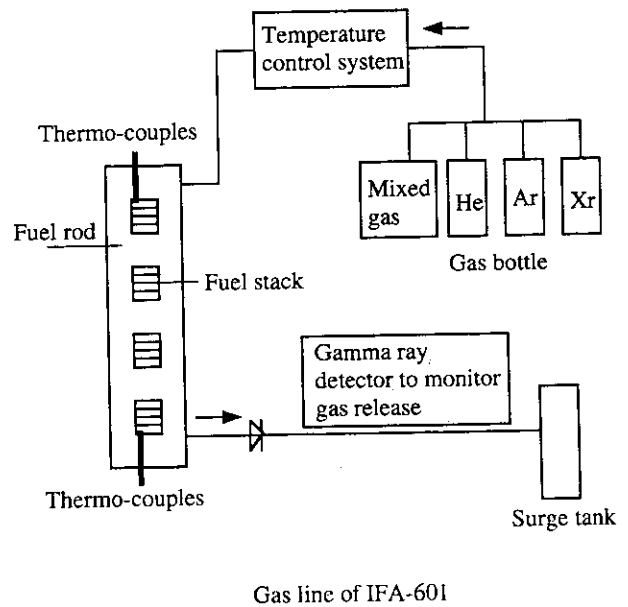
Intermediate region $r/r_0 = 0.848$



$r/r_0 = 0.763$



Configurations of the fuel rods and the fuel stacks.



Gas line of IFA-601

HWR-411

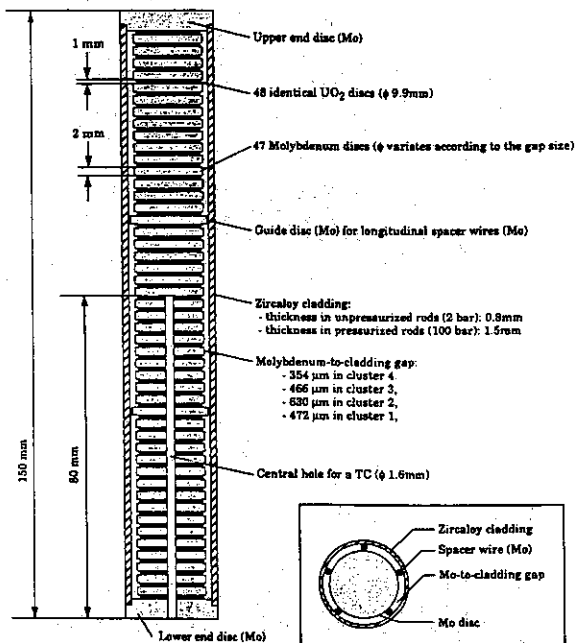


Figure 2. Schematic of a fuel rod with a TC in the lower end (rods 1,3,4 and 10). In rods 7,9, 13,15,16,19,21 and 22 TC is in the upper end. Other rods without the central hole.
 Four different types of fuel rods were used:
 - UO₂ fuel with small grain size (4 μm),
 - UO₂ fuel with medium grain size (8 μm),
 - UO₂ fuel with large grain size (16 μm),
 - UO₂ fuel with medium grain size (8 μm) doped with gadolinia (6% Gd) (only one rod)

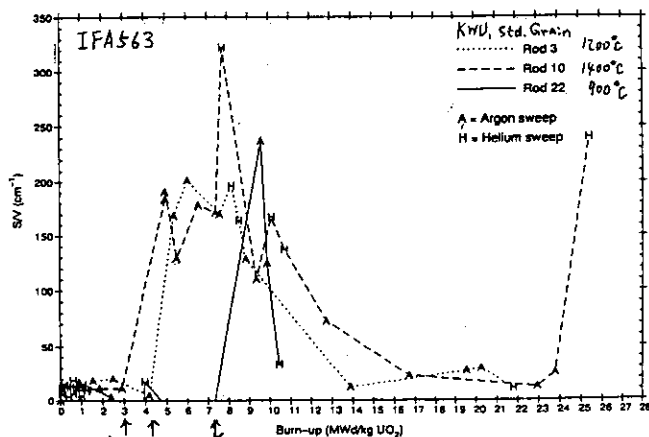


Figure 16. The surface-to-volume ratio during the whole burnup range.

Interlinkage

VVER燃料ペレットの炉内試験
 拘束力下のデンシフィケーションと
 ガススウェリング

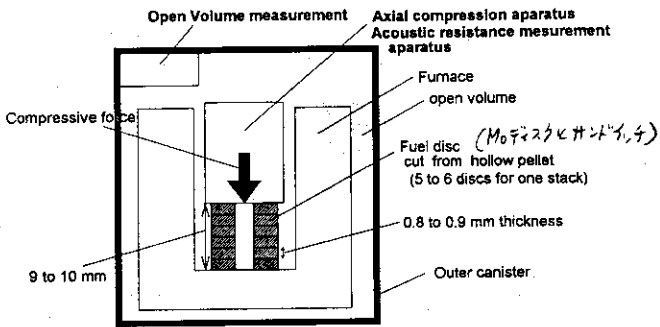
条件

- ・ 拘束力
0 ~ 40 MPa
- ・ 燃料温度 (均一)
300 ~ 1200 °C
- ・ 燃焼度
0 ~ 15 MWd / kg UO₂

VVER燃料ペレットの炉内試験

結果

- ・ 圧縮応力 5 ~ 6 MPa でガススウェリングと釣り合う。
(燃焼度 15 MWd / kg UO₂程度?)
→ ガススウェリングで生じる PCMI 力が明らかとなった。
- ・ 核分裂速度の依存性は無い。
→ 熱クリープが支配している。
- ・ 700 °C 以下ではデンシフィケーションに温度依存性は無い。
- ・ 900 °C 以上で圧縮によるデンシフィケーションが顕著となる。



VVER燃料ペレットの炉内試験
(無機材料研究所、ロシア)

燃料温度の低値保持

燃料の熱伝導率

燃焼度への依存性

- ・ 割れによる変化

(低～中燃焼度)

- ・ F P 固溶と照射損傷による変化

(高燃焼度)

ギャップ熱伝導率

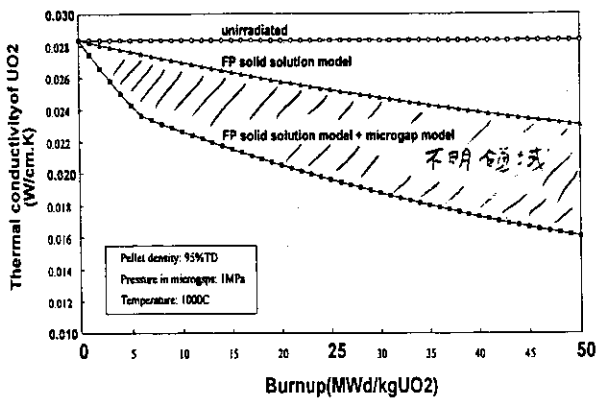
燃料棒の照射による直接測定

(設計目標の検証)

酸化膜の熱伝導

Thermal Conductivity of Pellet

CRIEPI, 1994 Dec. 9



炉内熱伝導率測定の提案

目的

- ・ 高燃焼時の燃料の熱伝導率を炉内で測定する。
均一温度、均一燃焼度の試料で特性を得る。
炉外レーザーフラッシュ測定との炉内確認。
- ・ 熱伝導率の温度履歴への依存性を明らかにする。
照射に起因する熱伝導率低下因子の焼鈍特性を照射下で得る。

CRIEPI, 1994 Dec. 9

方法

- ・測定温度： 300～1200℃。
- ・最高燃焼度： 70 MWd/kgM以上（細粒化閾値以上）
- ・一定温度で高燃焼度まで照射。混合ガスにより温度調節。
- ・複数の熱電対を配置し熱流束と熱伝導率を推定。
- ・高燃焼度に達した後、温度履歴を与え、熱伝導率を測定。

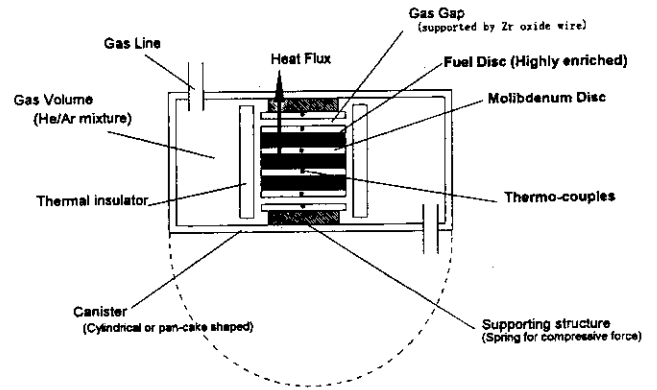


図1. 炉内燃料熱伝導率測定の方法

2.5 JMTRと今後のRI製造

日本原子力研究所アイソトープ部 棚瀬 正和

要 旨

原研のアイソトープ部では、工業、医療、農業などに使用される有用RIの製造を、JMTRやJRR-3Mなどを利用して行っており、現在、30数核種、約50種類の製品を頒布している。主なものとして、工業用と医療用の ^{192}Ir 、トレーサー用の ^{32}P と ^{51}Cr などがあり、大半の生産をJMTRでの中性子照射によっている。

ここでは、原研のRI製造や製造研究の現状を紹介したのち、新たに製造する可能性のあるものや今後需要の伸びが期待できるものの内、JMTRの利用が不可欠のものについて要望も含めて述べる。

将来、新たに製造する可能性のあるRIの内、最も重要であると思われるものは、 ^{99}Mo （その娘核種である $^{99\text{m}}\text{Tc}$ が病院などで診断用として利用されている）で、日本ではほとんど製造されていないものの、その需要は極めて多い。そのため、毎週約100 TBq (3000 Ci) をカナダから輸入しており、一方で最低限（約30 TBq）の国内での製造が望まれている。現在、アイソトープ部ではこの製造の可能性を照射場の観点から他の部署の協力により検討しているのでその紹介をする。また、核融合炉開発に必要なトリチウムを製造する際の ^6Li 化合物の照射時の課題や要望などについて述べる。さらに、将来の製造に備え技術開発が進んでいるものや、現在製造（頒布）されており需要の伸びが期待できるものについてもふれたい。

キーワード：JMTR, RI製造, 中性子照射, 照射場, ^{99}Mo , トリチウム,

^{89}Sr , ^{169}Yb , $^{186, 188}\text{Re}$, ^{192}Ir ,

R I 製造の式

$$N^* = \frac{Nf\sigma(1-e^{-\lambda t})}{\lambda}$$

$t \ll 1/\lambda$ のとき

$$N^* \rightarrow Nf\sigma t, A \rightarrow Nf\sigma\lambda t$$

$t \gg 1/\lambda$ のとき

$$N^* \rightarrow Nf\sigma/\lambda, A \rightarrow Nf\sigma$$

- N^* 時間 t の照射によって生成する放射性核種の原子数
- N ターゲット中の着目した安定核種あるいはある元素の原子数
- f 線束密度 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)
- σ 核反応断面積 (b)
- λ 生成核種の壊変定数
- A 照射終了時における放射能
- t 照射時間

研究炉による R I の製造状況 (平成 5 年度)

核種	用途	照射孔	製造量 (MBq)
(JRR-2)			
^{192}Ir	医療用小線源	VT-4	61,000
^{198}Au	医療用小線源	VT-4	240,000
^{198}Au	トレーサ	気送管	740
(JRR-3M)			
^{32}P	トレーサ	VT-1	4,100,000
^{35}S	トレーサ	VT-1	29,000
^{51}Cr	トレーサ	VT-1, BR-1	310,000
^{64}Cu	トレーサ	HR-1	4,800
^{153}Gd	医療用線源	HR-1	24,000
^{169}Yb	工業用開発	VT-1	760,000
^{170}Tm	トレーサ	HR-1	5,500
^{188}Re	医療研究用	HR-1	14,000
^{192}Ir	非破壊検査	VT-1, RG-1	680,000,000
^{192}Ir	医療用小線源	HR-1	430,000
^{192}Ir	医療用開発(RALS)	RG-1	2,600,000
^{198}Au	医療用小線源	HR-1	1,700,000
(JRR-4)			
^{64}Cu	トレーサ	HA(T)	4,500
^{192}Ir	医療用小線源	HA(T)	160,000
^{198}Au	医療用小線源	HA(T)	1,300,000
^{198}Au	トレーサ	HA(T)	930

(参考 37,000 MBq=1 Ci)

JMTRによる R I の製造状況 (平成 5 年度)

核種	用途	照射領域*	製造量 (MBq)	割合 (%)
^{32}P	トレーサ	B	6,600,000	51
^{35}S	トレーサ	A	38,000	93
^{51}Cr	トレーサ	A	910,000	54
^{169}Yb	工業用開発	A, B	900,000	61
^{192}Ir	非破壊検査	A	710,000,000	57
^{192}Ir	医療用開発 (RALS)	A	34,000,000	74

* A: 反射体 1 層目 B: 燃料領域 (参考 37,000 MBq=1 Ci)

JMTRの特徴

・ f (熱・速中性子フラックス) が高い ・ 照射場が多い

R I の製造と特性

核種	製造反応	断面積	半減期	壊変形式
トリチウム	$^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$	953 b	12.3 y	β^-
^{89}Sr	$^{88}\text{Sr}(n, \gamma)^{89}\text{Sr}$	0.006 b	52.7 d	$\beta^- (\gamma)$
^{99}Mo	$^{235}\text{U}(n, f)^{99}\text{Mo}$ $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$ $\rightarrow ^{99\text{m}}\text{Tc}$	577 b 0.51 b	66.7 h 6.0 h	$\beta^- (\gamma)$
^{169}Yb	$^{168}\text{Yb}(n, \gamma)^{169}\text{Yb}$	11k b	32.02d	EC(γ)
^{188}Re	$^{187}\text{Re}(n, \gamma)^{188}\text{Re}$	110 b	90.6 h	$\beta^- (\gamma)$
^{188}Re	$^{187}\text{W}(n, \gamma)^{188}\text{W}$ $^{187}\text{W}(n, \gamma)^{188}\text{W}$ $\rightarrow ^{188}\text{Re}$	40 b 90 b	23.9 h 69.4 d 16.7 h	$\beta^- (\gamma)$
^{192}Ir	$^{191}\text{Ir}(n, \gamma)^{192}\text{Ir}$	750 b	73.83d	$\beta^- (\gamma)$ EC(γ)

大量トリチウムの製造技術開発

新たに製造する可能性があるもの

- ・ トリチウム
- ・ ^{99}Mo
- ・ ^{89}Sr
- ・ $^{186, 188}\text{Re}$

1. 必要性

原子力委員会 (平成4年)
 「第三段階核融合研究開発基本計画」
 「核融合研究開発の推進について」

- ・ 2005年頃 核融合実験炉の運転
- ・ トリチウム量 数 kg
- ・ 初期装荷用、補充用トリチウムの確保
 — トリチウム製造の研究開発の推進

2. トリチウムの大量製造の技術開発

- ・ $^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ 反応
- ・ 多数の中性子 — 動力炉
 技術開発 — JMTR
- ・ セラミックターゲットによる照射技術開発
 — 進捗中
 (ブランケット照射開発室の協力)

Mo-99の大量製造の可能性について

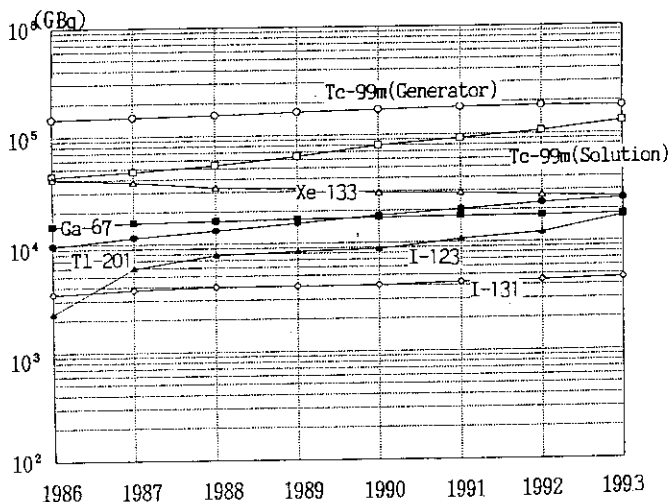


Fig. 1 Quantities of Unsealed Radioisotopes Used in Hospitals and Clinics in Japan (Fiscal Year)

^{99}Mo の利用、供給状況

- ・ ^{99}Mo 半減期 66.7 時間
- ・ $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (^{99}Mo の娘核種)
 半減期 6.0 時間
 診断用 (核医学)
 日本の需要 - 3/4 以上
- ・ ^{99}Mo の輸入
 毎週 約100 TBq (3,000 Ci)
 全量 カナダ
 供給の不安 (AECL炉、輸送)
- ・ 望ましい対処
 供給源の複数化
 国内需要の一部の国産化

照射条件

- (1) ^{99}Mo 製品、37TBq(1,000 Ci) / week、年間40週以上
- (2) 照射試料、 UO_2 ペレット (20%低濃縮ウラン)
- (3) 原子炉運転中の試料の挿入取出しが可能一炉の改造
- (4) 熱中性子束 $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 以上
- (5) 照射時間 5 ~ 7日、照射後の冷却期間 2日
- (6) ^{99}Mo 抽出工程 2日

使用できる原子炉 JMTRとJRR-3M

JRR-3M

- ① 施設改造の条件
 - ・ 反射体領域の照射孔での試料の挿入及び取り出しを行う。
 - ・ 重水タンクの改造は考えない。
- ② ^{99}Mo の製造条件
 - ・ 照射試料 UO_2 ペレット、U-AI合金
 - ・ 照射 5日間 (DR-1, SH-1)
 - ・ 出荷量 37 TBq (1000Ci)
 - ・ 年間供給量 (4回/1サイクル) X 7サイクル = 28週

Mo-99の大量製造の可能性

- ・ 37TBq(1,000 Ci) / week、年間40週以上、可能性有り
 - ・ JMTRとJRR-3M
 - ・ 照射設備の改造が必要
 - ・ 放射性廃棄物の処理などに関する課題
- ↓
- (n, γ) ^{99}Mo 製造の可能性

JMTR

① 施設改造

改造設備	設備概要	検討事項	可能性
ラビット	HR-1, 2形式の元を5基設置、 UO_2 Zry 被覆	設置場所	○ (△)
キャプセル	U-AI合金、Al被覆、リキータム、オパー交換	燃料交換方法、任切弁	○
水ループ	UO_2 , Zry被覆燃料棒5本バンド、オパー交換	燃料交換方法、設置場所	△
ガスループ	OGL-1 利用、ガス冷却、炉内管をオパー交換	燃料の選択 燃料交換方法	X
シュラウド	シュラウド - 沸騰水リキータム方式、炉外装置1式にシュラウド型炉内管4本 UO_2	炉外装置1式、複数炉内管方式、水中燃料交換方法、設置場所	○

② ^{99}Mo の製造条件

- ・ 照射試料 UO_2 ペレット、U-AI合金
- ・ 照射 4-5日間
- ・ 出荷量 37 TBq (1000Ci)、100 TBq (3000Ci) でも可能
- ・ 年間供給量 (4回/1サイクル) X 4サイクル = 16週

^{89}Sr と $^{186,188}\text{Re}$

- 新たに製造する可能性があるもの
 - トリチウム 核融合炉燃料用 — 大量, (p)
 - ^{99}Mo トレーサ (診断用) — 大量, 毎週, (t)
 - ^{89}Sr 疼痛軽減 — 高比放射能, (f)
 - $^{186,188}\text{Re}$ 治療、診断用 — 高比放射能, (f) (t)
- 需要の伸びが期待できるもの
 - ^{169}Yb 非破壊検査用 — 高比放射能, (t)
 - ^{192}Ir RALS用 (医療用) — 高比放射能, (f)

中性子量の選択



- 高中性子束 (f)
- 照射時間の任意性 (t)
- 照射場の数 (p)

核種	特徴	特徴
^{89}Sr		骨ガンなどの痛みの軽減、 β^- 線 (1.463 MeV)
$^{186,188}\text{Re}$		核医学分野で多量に使われている $^{99\text{m}}\text{Tc}$ と化学的性質が同じ、 β^- 線 (^{186}Re 1.07 MeV, ^{188}Re 2.12 MeV) も放出 → 診断および治療効果が期待

- 原研において製造技術開発が進んでいる。

需要増が期待できる ^{169}Yb , ^{192}Ir

- ^{169}Yb 線源 ・種類 190 GBq (5 Ci)

平成 (年度)	7	8	9	11	12
使用する装置 個数	5	15	25	50	60
	30	90	150	300	360
- ^{192}Ir 線源 ・種類 300 GBq (8 Ci), 370 GBq (10 Ci)

平成 (年度)	7	8	9	11	12
使用する装置 個数	20	40	50	70	90
	80	160	200	280	360

3. 総合討論

3.1 21世紀におけるJMTRの役割は何か？

東京大学	三島 良績
核物質管理センター	野村 末雄
東海大学	石野 栞
日本原子力研究所	近藤 達男
日本原子力研究所	市川 達生
日本原子力研究所材料試験炉部	小山田六郎

総合討論「21世紀におけるJMTRの役割は何か」

— 今後の材料試験炉の必要性 —

三島 良績

東 京 大 学

外国の材料試験炉の現況には高齢化引退と改造再活動の2方向があるがJMTRとしては：

- 1) 炉心改造をして中性子スペクトルや束密度を上げ常陽照射で出来ない重照射も出来るようにする。
- 2) 中性子束はそう変えないが、昨今の電算機利用で格段に上がった炉内計装技術を使って外国の照射試験炉では出来ない照射中のデータ取得を可能にするとか、長尺試料の照射、燃料の破損しきい値を求める試験を可能にするため、炉心に追加施設をつけるとか、進歩した画像処理技術を入れてPIEに格段のハイテクをやってみるとかを考える。
- 3) JMTRはこのまま小改造で走りつづけ、別に新しい要望を入れた新JMTRの設計、建設を指向する。

この中のいずれが現実的で、利用者が妥当と思う料金で21世紀にむけ何が出来、それはさすがに日本の材料試験炉のやる仕事と評価されるものになりうるかをかんがえては如何。

「21世紀におけるJMTRの役割」

(財)核物質管理センター 野村 末雄

21世紀におけるJMTRの役割を考える場合、JMTRの改造あるいは新設と切り離して考えることは出来ないと思われる。それは第一にJMTR自身の寿命の問題であり、第二にJMTRの役割と世間のニーズとの関係である。今のJMTRは昭和30年代における日本の原子力界の要望に応じて造られた物であるが、21世紀のJMTRは少なくとも平成10年代における日本の原子力界の要望に応える物である必要がある。平成10年代においてJMTRに期待される役割については専門家である他の先生方からお話があると思うので、私は今のJMTRの建設に、たづさわった者として別の観点から話したい。それは改造・新設におけるシナリオであり、当然役割とも密接に関係する。

シナリオは大別して3つある。1つはJRR-3を大型強力にした多目的研究炉としての役割である。この場合日本には何基の研究炉が必要かが問題となろう。2つは従来の工学試験炉としての路線の継承である。この場合今や動力試験炉や実証炉(JOYO, HTTR, FUGEN等)あるいは一部の発電炉が工学試験炉としての役割をかなり果たすようになっているため、JMTRはこれらの炉では出来ないようなさらに苛酷な安全性研究や新規の燃料・材料の試験が出来る必要があるだろう。また軽水炉の長寿命化が必至であるので、炉容器や炉内構造物の寿命予測に必要な各種試験やMOX燃料の高燃焼度試験等が要求されるであろう。3つは全く別の単目的の試験炉への変身である。例えばNSRRはRIA実験専用炉として成功した(但し現在RIA以外の単目的安全性試験炉は思いつかないが)。さらに超安全試験炉、超高燃焼試験炉、宇宙ロケット用原子炉、核融合ハイブリッド試験炉等々が考えられる。私個人としては第2の道に愛着があるが、どの道を選ぶにしても改造・新設は多額の費用を要するので、もっとも大事なことは世間のニーズに応える得る説得性があると同時に、研究所らしい先見性をもつ試験・研究が出来る原子炉であることが必要である。

そして今のJMTRにとって大事なことは、原子炉技術と照射技術においてさらに腕をあげ、現在のJMTRの最大限の活用を計るとともにJMTR不要論ではなく、改造・新設の必要とその際に是非JMTRの技術を活用すべきであるという声があがるようにすることであり、それを切に願うものである。

総合討論「21世紀におけるJMTRの役割は何か」
—今後の材料試験炉の必要性—

石野 葉

東海大学工学部原子力工学科

先端原子力エネルギーシステムの材料の立場からコメントする。

1980年代まではアメリカ他先発国の研究開発の恩恵を享受してきた。1990年代以降”お手本”のない時代に入った。今後この傾向が益々強まるのは必然である。具体的には未踏領域の照射効果の精度良い予測が必要になる。ここでは従来の経験主義、実証主義が成り立たなくなる。これに対する方法論として、

(1) 監視試験方式或いは $t + \Delta t$ 方式

(2) 基本モデル積み上げ方式

が考えられよう。(1)は t までの実証データがある時、さらに Δt だけ進んだときにはどうなるかを材料試験炉を用いて調べる方法、(2)は基本的要素過程のモデル化を行って、それらをできるだけ実際条件に近い形で積み上げ、要素過程の適用性と積み上げモデルの実証性を材料試験炉で確認して行く方法である。原子力研究開発の先頭を走っている限りにおいて材料試験炉の必要性はなくなる。

世界の現状は材料試験のできる原子炉が次々と運転停止に追い込まれている。新規建設もほとんどないため、炉の老朽化も顕著である。わが国の材料試験炉もいずれは作り替えが必要となろうが、望むらくは積分的照射試験を中心とした炉と微分的照射実験あるいは挙動試験を中心とした炉の二本立てが望ましい。材料データベースも前者により制御照射を行ったベンチマーク的照射データと、変動照射によって照射データがどの程度変わりうるかという2種類のデータが必要となろう。

キーワード :

試験炉の必要性、予測方法論、試験炉の現状、照射データベース

機構に立脚した照射関連手法

ミクロ組織変化のモデリング

- 照射場に対する PKA エネルギースペクトル解析
- PKA エネルギー依存損傷パラメータの決定
- PKA エネルギー依存損傷パラメータによる要素過程のモデリング
- モデルのインテグレーション (含 核変換損傷)

3. 試験炉の現状と将来

- 世界の現状＝材料試験のできる原子炉の相次ぐ運転停止
- 新規建設もほとんどなし ⇒ 炉の老朽化顕著
- わが国の材料試験炉もいずれは作り替えが必要

望むらくは

積分的照射試験を中心とした炉

微分的照射実験あるいは挙動試験を中心とした炉

の二本立てが望ましい。

1. 試験炉の必要性

- 21世紀のエネルギー事情
- グローバルな視点の必要性
- 自然の帰結としての原子力エネルギーの必要性
- 原子力エネルギープラントの安全性維持・向上
- 経年劣化の診断と対策、信頼性の向上、新材料・新技術の適用→経済性の向上

「限られた資源 ⇒ 健康でなるべく長く働いてもらう」⇒ 上記傍線の内容について、
 不断の研究開発が必要 ⇒ その手段としての試験炉の必要性

2. 予測方法論

- “お手本”のない時代
- 未踏領域の照射効果の精度良い予測の必要性
- 従来の経験主義、実証主義が成り立たない例がいろいろ現れてきた。

方法論

(1) 監視試験方式或いは $t + \Delta t$ 方式

tまでの実証データがある時、さらに Δt だけ進んだときにはどうなるかを材料試験炉を用いて調べる

(2) 基本モデル積み上げ方式

基本的要素過程のモデル化とそれらの実際条件へのインテグレーション
 要素過程の適用性とインテグレートッド・モデルの実証性の材料試験炉による確認

原子力研究開発の先頭を走っている限り材料試験炉は必要

表 3 (a) 国内における研究炉・試験炉の現状

炉名	型式	燃料	熱出力	運転開始年	炉心径	熱出力密度	燃料	熱出力	炉心径	熱出力密度	燃料	熱出力	炉心径	熱出力密度
JAERI-MTR	研究炉	軽水炉	100kW	1966	1.10m	9.1 MW/m ²	軽水炉	100kW	1.10m	9.1 MW/m ²	軽水炉	100kW	1.10m	9.1 MW/m ²
JAERI-MTR	研究炉	軽水炉	300kW	1966	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²
JAERI-MTR	研究炉	軽水炉	300kW	1966	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²
JAERI-MTR	研究炉	軽水炉	300kW	1966	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²
JAERI-MTR	研究炉	軽水炉	300kW	1966	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²

表 3 (b) 海外における研究炉・試験炉の現状

炉名	型式	燃料	熱出力	運転開始年	炉心径	熱出力密度	燃料	熱出力	炉心径	熱出力密度	燃料	熱出力	炉心径	熱出力密度
ORR	研究炉	軽水炉	100kW	1966	1.10m	9.1 MW/m ²	軽水炉	100kW	1.10m	9.1 MW/m ²	軽水炉	100kW	1.10m	9.1 MW/m ²
ORR	研究炉	軽水炉	300kW	1966	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²
ORR	研究炉	軽水炉	300kW	1966	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²
ORR	研究炉	軽水炉	300kW	1966	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²
ORR	研究炉	軽水炉	300kW	1966	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²	軽水炉	300kW	1.10m	27.3 MW/m ²

4. 照射データベース

材料データベース

- ベンチマーク的照射データと積分的照射試験炉による制御照射
- 変動照射による照射データの variability の確認と微分的照射試験炉による実験
- 従来の照射データの見直しとその有効利用
- データのばらつきを科学的分析の必要性

総合討論「21世紀におけるJMTRの役割は何か」講演要旨

原研 近藤達男

原子力開発約半世紀を振り返ると、試験研究炉が中性子照射ベッドないしビーム源として果たした役割は計り知れないものがある。昨今の米国FFTFの閉鎖を典型とする世界的な中性子照射ベッドの衰退傾向は、原子力のみならず、医療や科学技術全般への影響を懸念させるものがあり、政治の貧困と言わざるを得ない。とりわけ核融合開発は、材料の試験手段を高中性子束炉に大きく頼ってきたので、打撃が大きい。将来高エネルギー中性子源が稼働した後、核分裂照射の要求はむしろ増大するとされているからである。

核分裂と核融合は、両システムともに中性子を媒介とした技術ながら、それぞれの研究開発への中性子の利用の勝手が対照的に異なる。たとえば、核融合では開発段階のプラズマ装置では中性子が出るようになっても材料試験への利用はむずかしく、おそらく実験炉でも状況は変わらないであろう。加速器型中性子源が考え出されたゆえんである。

核分裂炉ではエネルギースペクトルが程々に開発対象の系に似ていて中性子束の大きい装置が早くから実現し、炉心構造や照射リグの工夫、適度に炉心に近づけるなどで希望の強さの加速実験ができる。これまでの原子力開発は、こうした、いわば「幸運」を当たり前のように享受してきたわけである。

この点を改めて見直すと、核分裂中性子の発生装置（研究炉）は、照射体積が大きく、またフラックス勾配が穏やかで、長期にわたって安定性が高い、などのかけがえのない特徴を持つものである。JMTRは、次世代のそれを含め、そうした特徴を存分に生かす為の技術開発を心がけるべきである。今後の努力の方向としては；

1) さまざまな現象を実時間、空間場で捉える(in-situ)実験に重心を置き、そのための実験技術を飛躍させること

その場(in-situ)実験は原則としてフラックスは1:1近似が良く、JMTR程の水準があれば核融合材料を含めて相当な実験が可能である。一般に、その場実験が高価で、技術も未発達なことがフルエンス依存特性に偏った「死体解剖的方法論」を蔓延させた。照射ベッドが減少する将来は、パルス、出力変動などの運転モードの活用を含め、短い期間に多様な実験をこなし、情報の質が高いその場測定に重点を移行させるべきであろう。

2) 「質の高い実験」指向で小回りを利かす。特に混合スペクトルの特徴を生かし、エネルギースペクトルの調整・制御に力を入れること

JMTRは中性子束ではHFIR、常陽に及ばない。HFIR利用の日米共同実験で核融合の高エネルギー中性子の効果を模擬した、速・熱中性子混合スペクトル調整実験に成功した。核融合中性子特有の原子変位損傷と核変換の比率を結果的に合わせる苦肉の策で「必要は発明の母」を思わせる。たとえば、軽水炉の圧力容器の脆化や炉心構造物の経年劣化現象を高い精度で予測するにもこうした方法論は役立つであろう。21世紀には発電プラントの寿命予測と延長の要求が切実となる。今から手法の脱皮を図って置くべきである。

3) 炉内実験、照射後実験の多様化とその柔軟な組み合わせを可能にすること

試験研究炉は、生かすも殺すも、実験技術と支援施設の如何によることは既に広く認識されている。その鍵である作業種目の多様化と高能率化にとっては、ホット特有の時間的、空間的な制約が障害である。加速器中性子源ESNITのために約6年前から検討してきたモジュール型セル(MODULAB)と微小試験片試験を組み合わせる構想は、それら宿命的な障害の打破を目指したものである。MODULABをJMTR付属施設として汎用化することにより、照射場の高度活用と併せて炉利用技術の多様化を図ることも有効であろう。

少なくとも、これら3点の積極的推進を図ることで核分裂、核融合の別なくJMTRのようなタイプの施設は十分利用価値を高めることができるであろう。

はじめに

原子力開発史と研究炉 -- 主要な中性子照射ベッドとしての役割
 世界的な中性子照射ベッドの衰退傾向
 高エネルギー中性子源稼働後の分裂炉照射の要求

はじめに

その場(in-situ)実験は原則としてフラックスは1 : 1 近似
 従来の試験は一般にフルエンス依存特性偏重。
 たとえばJMTRを核融合材料実験に活用

Flux:

HFIR RB Spectrally tailored/	fast:	$7 \times 10^{18} \text{ n/m}^2\text{s}(10\text{dpa/y})$
	thermal:	$1.5 \times 10^{19} \text{ n/m}^2\text{s}$
ORR Spectrally tailored/	fast:	$3 \times 10^{18} \text{ n/m}^2\text{s}(4\text{dpa/y})$
	thermal:	$2 \times 10^{18} \text{ n/m}^2\text{s}$
HFIR - Target/	fast:	$1.4 \times 10^{19} \text{ n/m}^2\text{s}(30\text{dpa/y})$
	thermal:	$2.8 \times 10^{19} \text{ n/m}^2\text{s}$

(note: Fast neutrons > 0.1 MeV)

2) 「質の高い実験」指向で小回りを利かす。特に混合スペクトルの特徴を生かし、エネルギースペクトルの調整・制御に力を入れる

- 事例 1:
- 混合スペクトル (速・熱中性子) 調整照射(例: 実験日米共同核融合材料試験)
 - 原子変位・核変換の比率を合わせ (高エネルギースペクトル効果を模擬)
- 事例 2:
- 実験精度の高度化 (例: 軽水炉圧力容器脆化、炉心構造物経年劣化の推定)
 - 21世紀の予測発電プラントの寿命予測と延長の要求が切実となる

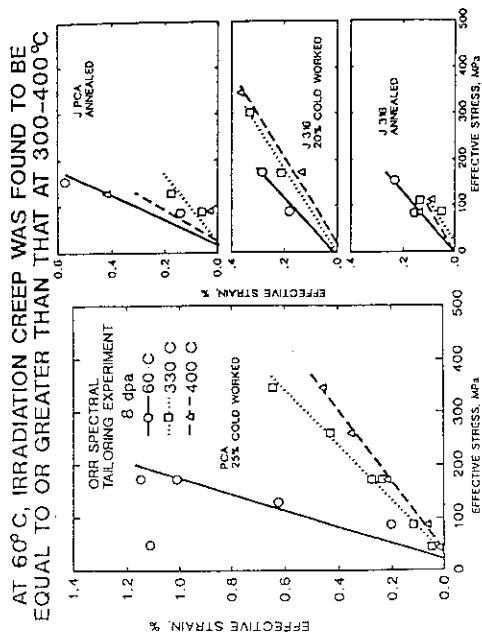
核分裂と核融合
 研究開発への中性子の利用の勝手が対照的

核融合炉材料試験
 開発段階のプラズマ装置では中性子の利用困難
 本格的材料試験は加速器型中性子源が中心に
 スペクトル近似要求と試験体積要求

核分裂炉材料試験
 エネルギースペクトルが実機に近似
 高中性子束実験が早期に実現、希望の強さの加速実験ができた
 - 照射体積が大
 - 中性子束勾配が穏やかで、長期安定性が高い

3) 炉内実験、照射後実験の多様化とその柔軟な組み合わせを可能にする

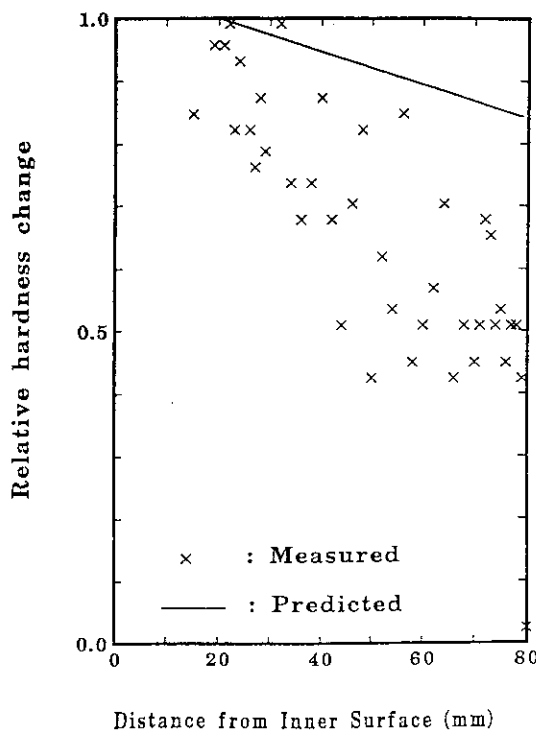
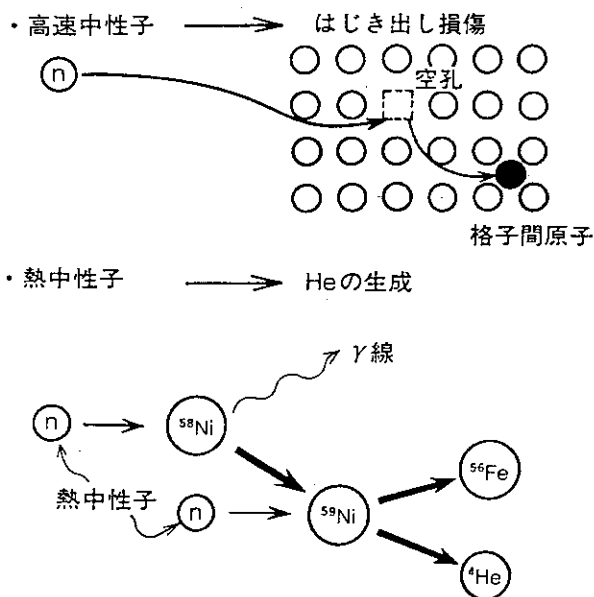
試験研究炉に関わる実験技術と支援施設の改革
 ホット特有の時間的、空間的制約への対応 (作業種目の多様化と高能率化)
 モジュール型セル(MODULAB)と微小試験片試験を組み合わせることで汎用化



スペクトル調整実験による照射クリープ試験結果の例

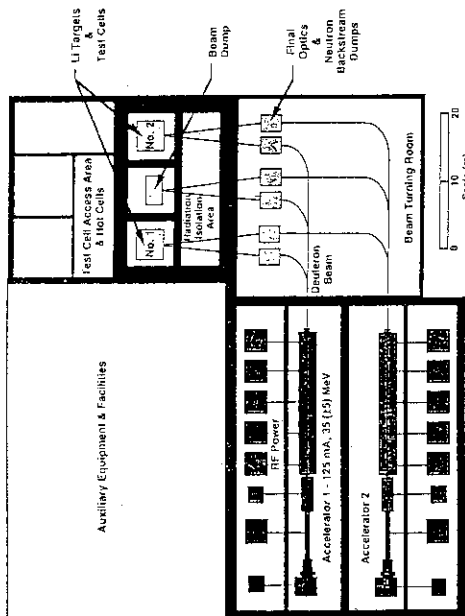
(ORRによる日米共同照射)

混合スペクトル炉による
 核融合炉材料照射試験
 —HFIR/ORR日米共同照射試験—



実機軽水炉(JPDR)圧力容器の板厚方向の照射硬化実測値
 (鈴木による)

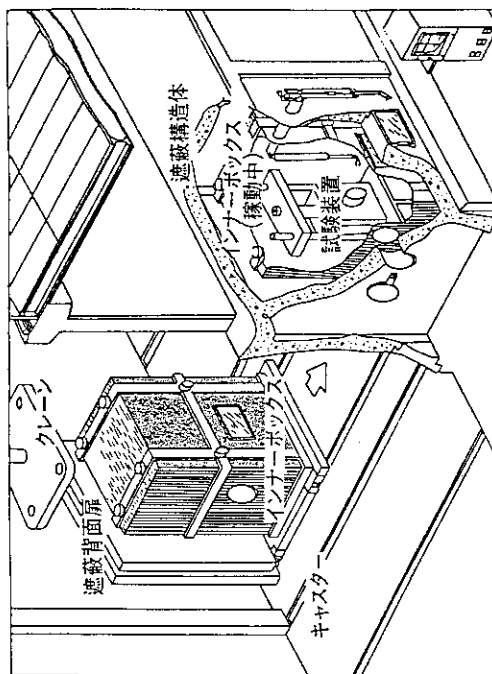
Reference IFMIF Configuration



核融合炉材料開発のために設計された加速器による重陽子・リチウムストリッピン反応型の強中子中性子照射施設概念を示す平面図。日、米、欧州およびロシアの国際協力で設計が進められている。

核融合材料照射施設(IFMIF)

- 参照設計概念図 -



多様な照射後実験に対応するためのモジュール型
遮蔽実験施設(概念) —多目的・多機能・高效率—

JMTRワークショップ・総合討論 軽水炉燃料からのコメント

原研 市川達生

1. 軽水炉燃料の動向

軽水炉の時代が少なくとも21世紀初期まで継続することは、ほぼ明かであるといつてよいであろう。軽水炉は、受動的安全の要素を取入れ、また、中小型の受動安全炉も開発されるであろう。

軽水炉燃料は、放射性廃棄物低減や経済性向上から、燃料サイクルのフロントエンド及びバックエンド施設との関連もあるが、高燃焼度化が更に進むであろう。また、新長計にうたわれたように、MOXの利用はますます進むことになり、ウラン燃料の場合と同様な理由でMOX燃料の高燃焼度化が図られることとなろう。また、発電炉の負荷追従運転も必要となろう。

2. 更に進んだ高燃焼度化における燃料の課題

上記の動向を考えると、燃料の課題は次のようなものが指摘できる。

通常時においては、燃料ふるまいの理解、特にリム効果、被覆管腐食、物性変化（ペレット熱伝導率、比熱、機械特性など）、FPガス放出（FGR）、クリープアウトのような内圧効果、等についての研究が必要とされる。これらの理解に対応した燃料モデリングとその検証が必要である。また、高燃焼度リーク燃料については、劣化ふるまいの理解が必要である。

負荷追従運転時の知見としては、フランス等において50GWd/t程度まで運転実績があるが詳細は報告されておらず、更なる高燃焼度のための研究が必要である。

異常な過渡変化時の燃料ふるまいは、最近反応度投入時の破損が問題となっているが、バースト放出を主とするFGR、スエリング関連の寸法変化等基本的な特性変化とその健全性におよぼす影響について理解が必要である。また、BWRでの10×10燃料や、受動安全炉燃料では線出力密度が低く、これらを高燃焼度化した場合には、特に過渡時のふるまいを理解しておく必要がある。

事故時においては、特にRIAが問題となっているが、他の問題として、PCMの冷却不全時、すなわち、バーンアウト時のふるまいについて、ペレットのフォーミング（泡状膨張）発生等の検討が必要であろう。

MOX燃料については、高燃焼度でウラン燃料に比べ、出力低下が少ないこと、表面での出力がウラン燃料に比べ小さいので、リム効果が内部まで及ぶ可能性があること、また、ウラン燃料の高燃焼度化によるプルトニウム組成の変化から、最終的には、12%程度までのプルトニウム含有率を考慮しなければならぬこと等が指摘されている。

3. JMTRでの課題

以上にのべた燃料の課題のうち、反応度異常、および反応度事故関連は、当然NSRRで実施される。他の項目は、発電炉でステップ・バイ・ステップで実施しうるものもあるが、その殆どを試験炉で実施しなければならない。試験炉としては、海外炉もあるが、下記の理由で、JMTRに大きい期待をよせるものである。

上記課題の特長は、実証的な要素も必要であるが、マテリアルサイエンス的な立場からの、基本的メカニズムの研究が重要となる。JMTRの利点は、照射技術が世界最先端であること、総合的なすぐれた研究陣を有すること、すぐれた多くのホットラボが大洗地区、東海地区にあるため、炉内測定、照射とホットラボ測定を有機的かつ緊密に結合できること、高燃焼度試料の調製、輸送が容易であること、等である。

JMTRの課題としては、研究者のニーズに応じた新型照射機器・測定技術の開発が最重要課題であるが、その他、出来るだけ速く有用なデータを出すため、燃料の加速照射法を確立すること、年間の運転期間をできるだけ長くすること等であろう。また、国際協力を積極化し、国際プロジェクトを実施することは燃料研究およびJMTRの活性化につながる。なお、燃料の安全性研究をJMTRで実施する場合は、その計画が国の年次計画に入っている必要がある。

I. 軽水炉燃料の動向

- 高燃焼度化のさらなる進展

- ・燃料集合体最大燃焼度 (50Gwd/t→55Gwd/t→?)
- ・放射性廃棄物低減
- ・運転サイクルの長期化
- ・経済性の向上
- ・低線出力密度、高燃焼度化

但し、燃料サイクルフロントエンド、バックエンドからの制約あり

- 高燃焼度燃料の負荷追従運転

- MOX燃料利用と高燃焼度化

II. さらに進んだ燃料度化における燃料の課題 (続き)

2. 異常な過渡変化時

- 反応度添加事象時の破損しきい値と燃料ふるまい
- FPガスのパースト放出、スエリング等
(熱伝導率の低下、上昇出力と継続時間)
- 低線出力密度、高燃焼度燃料の過渡ふるまい
(同上)

3. 事故時

- 反応度事故時の流路閉塞、機械的エネルギー発生
- PCM (ドライアウト) 後のふるまい

II. さらに進んだ高燃焼度化における燃料の課題

1. 通常運転時

- 燃料ふるまいの基本的特性
 - ・被覆水側腐食
 - ・FPガス放出・スエリング
 - ・変形
- 燃料ふるまいメカニズム研究
 - ・リム効果 (FPガス放出、熱障壁)
 - ・ペレット物性 (熱伝導率、比熱、クリープ等)
 - ・リフトオフ (被覆管の外向きクリープ)
- 高燃焼度燃料モデリング推進と検証
- リーク燃料の劣化 (二次破損の進展)
- 負荷追従運転時の健全性
 - ・FPガス放出への影響

III. JMTRの課題

1. 燃料課題の特徴

燃料ふるまいの理解を深め、メカニズムを解明するためマテリアルサイエンス的展開が必要

2. JMTRの利点

- 照射技術が世界最先端、豊富な経験
- 総合的な優れた研究陣の支援
- 多くのホットラボが大洗地区、東海地区に存在するため
炉内測定・照射と照射後試験の有機的・緊密な結合が可能
- 高燃焼度燃料試料の調製・輸送が容易

3. JMTRの課題

- ニーズに応じた新型照射機器、測定技術の開発
- 照射期間の短縮
 - ・燃料の加速照射法の確立
 - ・年間の運転期間の長期化
- 積極的な国際協力 (国際プロジェクト) 実施

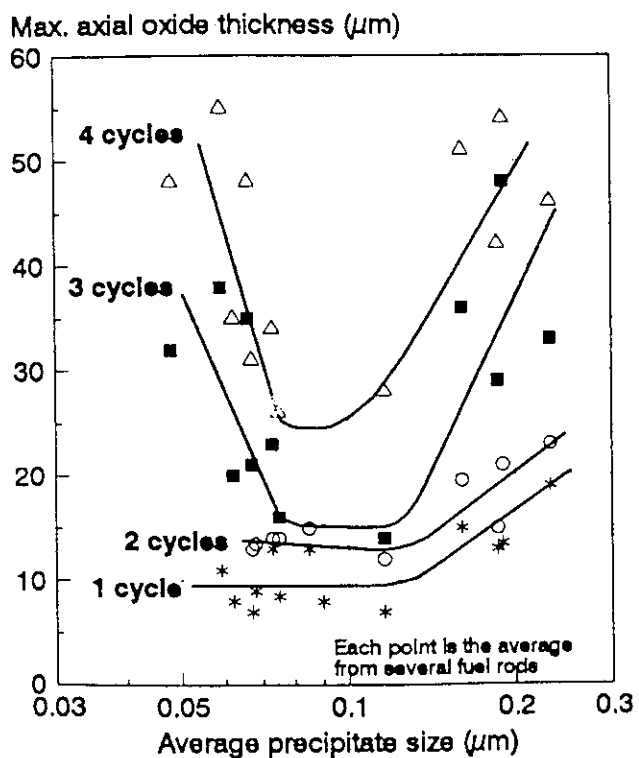


Fig.6 Influence of precipitate size on fuel rod corrosion in BWR at high burnups

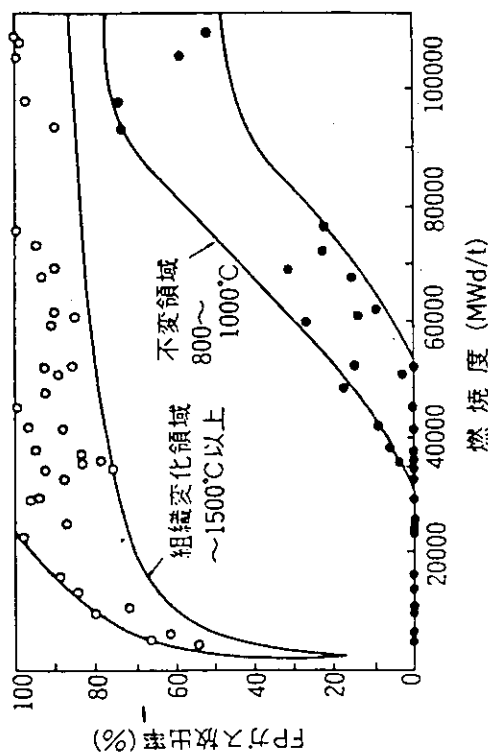


図4.3-3 F P ガス放出率と燃焼度、燃料組織の関係[2]

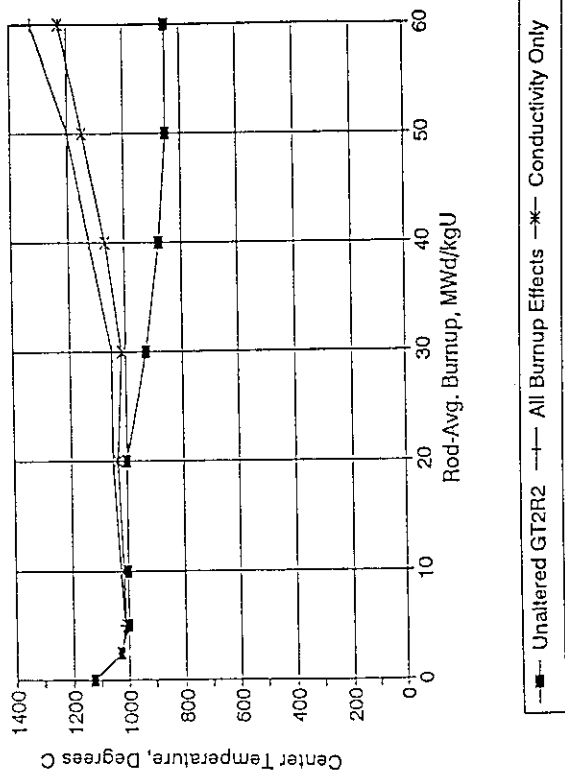


FIGURE 4. Calculated Center Temperature at Constant LHGR

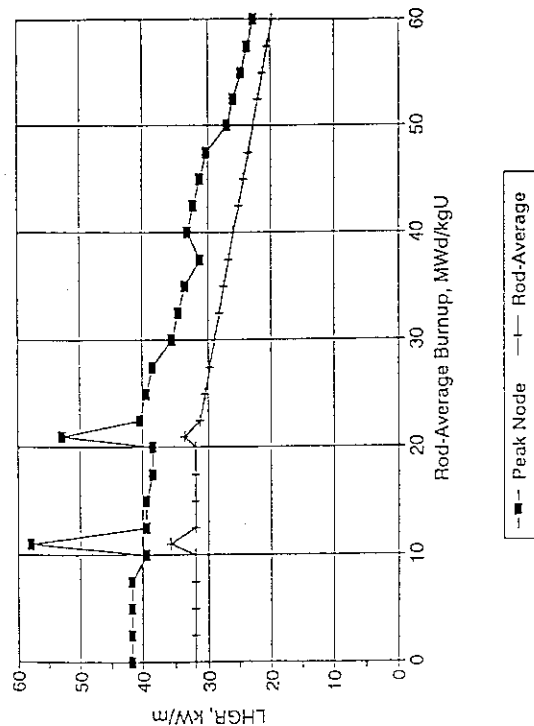


FIGURE 3. "Peak PWR Rod" Power History Used for GT2R2 Code Evaluations of Burnup Effects.

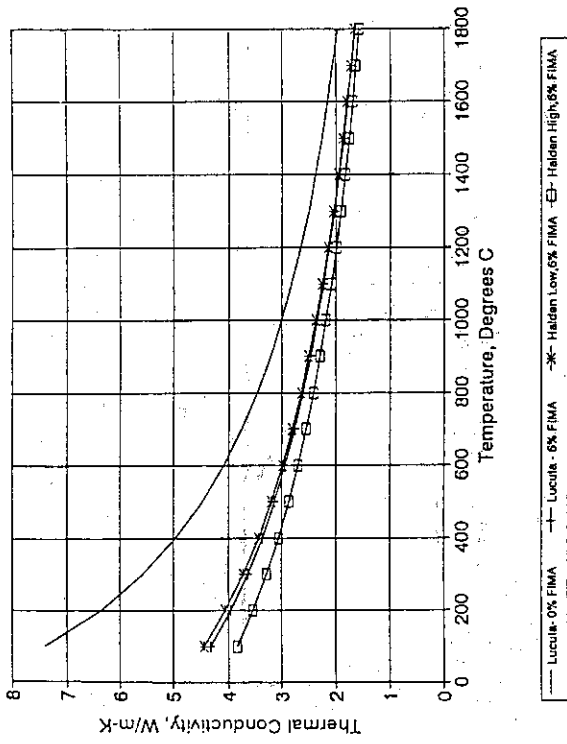


FIGURE 1. Thermal Conductivity Estimates for High Burnup Uranio Fuel
 Data Collected in that of Unirradiated Sintered Urania.

総合討論「21世紀におけるJMT Rの役割は何か」

小山田 六郎

日本原子力研究所 大洗研究所 材料試験炉部

日本の原子力研究開発は、これまでのキャッチアップ的研究から今や世界のフロントランナーとして創造的かつ革新的研究開発を推進する段階を迎えている。このため、原子炉燃料・材料の照射研究等においても、既存技術の一層の高度化と新たな展開に向けて材料試験炉の重要性が増大している。

JMT Rは、これまで動力炉開発のための燃料・材料の照射研究、材料の基礎・基盤研究、R I生産等に幅広く利用されて来たが、今後も基本的にこの方針に沿って、照射技術の高度化等により広範かつ多様化する照射研究に対応しつつ、2010～2020年頃まで汎用型材料試験炉として利用に供して行きたいと考えている。

今後、21世紀に向けてのJMT Rの利用に関しては、原子炉燃料・材料の照射研究において、照射中の挙動解明を目的とするin-situ照射実験の重要性が一層高まりつつあることから、新照射設備の設置、照射技術の高度化等を積極的に進める必要があると考えている。これは、材料の基礎・基盤研究分野についても同様であり、現象解明のためのより高度な照射試験技術の開発について先見性を持った取り組みが重要であろう。また、R I生産に関しても、定常的な供給を継続すると共に、照射設備の充実等により、柔軟に、きめ細かく需要に対処することを目指す。

これら技術開発の他、照射情報ネットワークの整備、ホットセルの一部利用者への開放等により利用性の向上を図ることについても検討している。また、材料試験炉としての基礎体力向上の観点から、稼働率の向上も早急に実現したい課題の一つである。

次世紀序盤以降においても、材料の工学的照射データ取得のために材料試験炉における照射試験は必要であるとの認識に立ち、2020年頃を目処に次期材料試験炉を実現するための検討を開始したところである。

キーワード

汎用型材料試験炉、照射試験の高度化、利用性の向上、次期材料試験炉

照射試験の高度化

- ・新照射設備の整備
(過酷な過渡実験、炉内 IASCC、水側腐食等)
- ・照射技術の高度化
(in-situ 実験技術、再計装技術、再照射技術等)
- ・照射後試験技術の高度化
(セルの利用開放：貸セル、モジュールセルの新設等)
- ・照射情報ネットワークの整備
(遠隔地での照射データ取得、提供データの品質向上等)

21世紀に向けてのJMTR

21世紀初頭(2010~2020年)まで汎用型材料試験炉として原子力研究開発に貢献

- ・軽水炉長期化等への対応
- ・JMTRの経済的寿命
- ・次期材料試験炉へのバトンタッチ

次期材料試験炉

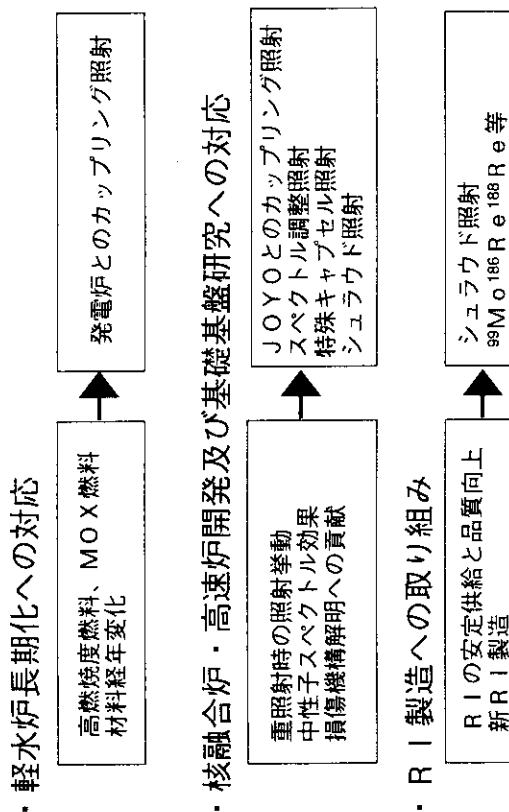
21世紀序盤以降も材料試験炉は必要か？

- ・材料の工学的データ取得のため、今後も材料試験炉における照射試験は不可欠

どのような材料試験炉が最も必要か？

- ・高性能の汎用型試験炉
超高中性子束かつ高稼働率
照射試験の自由度大
ホットラボとの効率結合作

今後のJMTRの役割



3.2 総合討論のまとめ

日本原子力研究所 金子 義彦

1 昭和44年より本格的な照射利用を進めてきたJ M T Rは動力炉の国産化、国産動力炉の燃料・材料の開発及びR I生産に役立てるという当初の設置目的は現在ではひととおりに果たしている。

2 しかし、catch up型で始めた日本の原子力開発も先進国に仲間入りした現在、J M T Rの照射利用は次の段階に入ろうとしている。すなわち日本の研究は自分で道をつける必要が生じたわけで、研究の質も高いものが要求されることになった。また、研究者が自分の研究を効果的に進めるため研究炉・試験炉を選択する時代に入っていることを認識しなければならない。また、照射研究の道具として加速器が現れた。

3 照射研究の主要テーマは来世紀においても、少なくとも初頭にあっては

LWRの高度化（高燃焼度化・寿命予測 e t c）

核融合炉

新型炉（HTGRs・超安全炉・TRU消滅処理）

であろう。

4 対応の仕方

フルエンス・中性子束をずっと上げるという今までの考えかたは充分理由のあることであるが、研究の進めかたに反省が若干ある。これからは、研究のアプローチとして、フルエンス万能という考えを改め、照射による材料の変化、挙動の系統的な理解を進める必要がある。これにより未踏領域の推定、外挿も可能になってくるのではないか。“照射相関”の解明が重要である。

このため照射条件をもっと明確にするための技術開発が求められている。in-situ測定を含めた計測技術の高度化が必要である。また、照射場としての機能の充実も図られるべきである。

5 J M T Rの将来計画については現在J M T Rの内部で議論されており、短期的に照射設備・計測技術の充実、長期的には抜本的なホットラボの改善を含む次期材料試験炉の提案があるが本日のワークショップの結果も含め、ユーザと意見を交換し、重点的に計画を進める必要がある。

閉会の辞

(日本原子力研究所大洗研究所長 金子義彦)

本日は、お忙しいところ J M T R 照射利用ワークショップに多数ご出席いただき、照射試験の最先端の課題、21世紀の J M T R の役割等について、貴重なご意見を多数賜りましてありがとうございます。

朝早くからのご講演、討論をつうじまして、「材料試験炉は今後も原子力開発になくてはならず、その需要は今後増大する」、「21世紀序盤までの広範かつ多様化する照射要求に対しては、J M T R において新照射装置の設置を含めた照射技術の高度化を図ることにより対応してゆき、それ以降のより高度化する照射要求に対しては高性能ホットラボと有機的に結合した次期照射炉で対応すべきである」等の貴重な示唆を得ました。

現在、J M T R は、熱中性子炉については燃料・材料の広範囲な照射試験ができる日本で唯一の場ではありますが、今後の J M T R はその特徴を生かして、国際的にも原子力開発の役割分担をすべきであり、また H T T R が完成すると大洗研は J M T R と合わせて2基の大型試験炉を持つことになり、これらを軸とする原子力エネルギー-研究開発の場として、新たな進展が望めると考えております。

このようなことを念頭に置きつつ、本日賜りましたご意見等に基づき、出来るだけ早い時期に21世紀に向けての J M T R が指向すべき方法を明確にし、実現するよう努力していきたいと考えておりますので、今後もなお一層のご指導ご鞭撻のほど宜しくお願いいたします。

あとがき

JMTRは1970年の本格利用開始以降、原子炉材料・燃料等の照射研究、材料の基礎基盤研究及び放射性同位元素の生産等に積極的に利用されてきた。軽水炉技術の国産化に関しては既に原子力先進国に肩を並べるに至っていることから、今後は世界のリーダーの一員としての立場に相応した独自の研究を進めるため、JMTRのような大型試験装置を活用した創造的な研究開発が重要な位置を占めると考えられる。

このような状況から、今後の照射試験に関するニーズの動向を捉え、先駆的な照射技術の開発及び新照射装置の開発・整備を進めるため、本ワークショップを開催し広く専門家の方々から照射試験の最先端の課題、21世紀のJMTRの役割等について御意見を戴くこととした。本ワークショップでは、99名（所外：46名、所内：43名）という多数の参加を得て、活発な議論が展開された。JMTRの必要性、重要性については、「原子力研究開発に無くてはならない」、「今後、材料試験炉における照射試験の需要は増加する」等、JMTRに携わる者にとって勇気づけられる有り難い御意見を戴いた。また、JMTRが照射試験に関し今後担うべき役割については、それぞれの照射研究の分野の方々から多くの貴重な御指摘を戴いたが、それらをキーワードで表すと以下のとおりである。

- ・ 炉の特徴を生かした照射
- ・ 各種 in-Situ 実験
- ・ 多彩で高精度な制御照射
- ・ 変動照射（出力急昇等）
- ・ 新照射装置（シュラウド）の設置
- ・ 組み合わせ照射（カップリング照射）
- ・ 高照射量化、高燃焼度化
- ・ 稼働率の向上
- ・ 照射後試験の多様化と高効率化
- ・ JMTR後継炉の必要性

また、本ワークショップと併せて実施したJMTRの照射利用に関するアンケートでは、「原子力の照射研究等に関する広範な情報が得られ大変参考になった」、「JMTRの照射利用の現状が良く理解できた」等のコメントが寄せられると共に、今後もこうした場を継続的に設けて欲しいとの要望を多く戴いた。

今後、利用者との緊密なコンタクトをとりながら、本ワークショップで提起された照射試験に関する諸課題、利用者の方々の要望等について実現に向けた検討を進め、JMTRの将来の方向づけを練り上げてゆく所存である。

付 録

付録1 J M T R 照射利用ワークショップ議事次第

—21世紀における試験炉の必要性—

平成6年12月9日
茨城県産業会館

開会の辞 (佐野川好母原研理事)

10:15~10:20

第1部 試験炉利用の現状は? (座長: 小山田六郎原研大洗材料試験炉部長)

10:20~10:40	J M T R の現状	; 桜井文雄(原研大洗)
10:40~11:00	大学における J M T R の利用状況	; 小川 豊(東北大学)
11:00~11:20	世界の試験炉利用の現状	; 新見素二(原研大洗)

第2部 照射試験の最先端は何か? (座長: 近藤達男原研特別研究員)

11:25~11:50	構造材料の中性子照射研究の将来像	; 関村直人(東京大学)
11:50~12:15	原子炉を用いたセラミック材料照射研究	; 四電樹男(東北大学)

<休憩>

13:15~13:40	原子炉燃料研究の概況と将来動向	; 福田幸朔(原研東海)
13:40~14:05	軽水炉燃料の挙動研究からみた 試験炉照射の将来	; 木下幹康(電中研)
14:05~14:30	JMTRと今後のRI製造	; 棚瀬正和(原研東海)

第3部 総合討論 (座長: 金子義彦原研大洗研究所長)

14:35~16:10	21世紀における J M T R の役割は何か?	
パネリスト	三島 良績 東京大学名誉教授	
	石野 栞 東海大学教授	
	野村 末雄 (財)核物質管理センター参与	
	近藤 達男 原研特別研究員	
	市川 達生 原研特別研究員	
	小山田六郎 原研大洗材料試験炉部長	

閉会の辞 (金子義彦原研大洗研究所長)

16:10~16:15

司会 新保利定
原研大洗材料試験炉部次長

付録2 JMT R照射利用ワークショップ参加者名簿

JMT R照射利用ワークショップ参加者

野村 末雄 (財)核物質管理センター	工藤 文夫 三菱原子力工業㈱
蓼沼 克嘉 ㈱化研	濱田 紘司 三菱重工業㈱原子燃料・燃料サイクル技術部
菱沼 行男 ㈱化研 原子力技術部	
山手 浩一 関西電力㈱ 原子燃料技術課	佐野川好母 原研
永川 城正 金属材料技術研究所	金子 義彦 原研大洗
甲斐 洋 原子燃料工業㈱ 熊取開発部	伊与久達夫 原研大洗 高温工学試験研究炉開発部
古屋 武美 原子燃料工業㈱ 東海開発部	羽田 一彦 原研大洗 高温工学試験研究炉開発部
佐藤 健治 原子燃料工業㈱ 新型炉燃料部	藤本 望 原研大洗 高温工学試験研究炉開発部
仲村 恭衛 原子燃料工業㈱ BWR燃料事業部	薄井 洗 原研大洗 材料試験炉部
目賀田匡夫 原子燃料工業㈱ 東海製造所	海野 廣 原研大洗 材料試験炉部
宮島 敏則 原子燃料工業㈱ 企画管理部	梅田 実 原研大洗 材料試験炉部
渡辺 齋 原子燃料工業㈱ 新型炉燃料部	大岡 紀一 原研大洗 材料試験炉部
井瀧 俊幸 (財)原子力発電技術機構 燃料部	大島 邦男 原研大洗 材料試験炉部
武内 健三 昭和電線電纜㈱ 機能材料研究室	小山田六郎 原研大洗 材料試験炉部
石塚 龍雄 ㈱CRC総合研究所 原子力技術部	金谷 邦雄 原研大洗 材料試験炉部
石橋 明弘 ㈱CRC総合研究所 原子力技術部	鎌田 裕 原研大洗 材料試験炉部
小岩 正己 助川電気工業㈱ 品質管理部	川上 弘紀 原研大洗 材料試験炉部
佐藤 一雄 助川電気工業㈱ 営業部	桜井 文雄 原研大洗 材料試験炉部
山本 宏 助川電気工業㈱ 営業部	鶴田 晴通 原研大洗 材料試験炉部
関根 尚 助川電気工業㈱ 技術開発部	中倉 優一 原研大洗 材料試験炉部
木下 幹康 (財)電力中央研究所狛江研究所	中崎長三郎 原研大洗 材料試験炉部
秀 耕一郎 (財)電力中央研究所狛江研究所	新保 利定 原研大洗 材料試験炉部
石野 栞 東海大学工学部原子力工学科	新見 素二 原研大洗 材料試験炉部
関村 直人 東京大学工学部システム量子工学科	原山 泰雄 原研大洗 材料試験炉部
三島 良績 東京大学	本間 建三 原研大洗 材料試験炉部
白井 裕 東京電力㈱ 原子力研究所	市川 遼生 原研東海
林 洋 ㈱東芝 原子炉設計部	近藤 達男 原研東海
小川 豊 東北大学金属材料研究所	今橋 強 原研東海 アイソトープ部
四倉 樹男 東北大学金属材料研究所	櫛田 浩平 原研東海 アイソトープ部
鳴井 実 東北大学金属材料研究所	黒沢 清行 原研東海 アイソトープ部
溝尾 宣辰 動力炉・核燃料開発事業団 企画部	佐藤 彰 原研東海 アイソトープ部
加藤 明 日本ガイシ㈱ 金属事業部営業部	棚瀬 正和 原研東海 アイソトープ部
西田 精利 日本ガイシ㈱ 金属事業部技術開発部	山林 尚道 原研東海 アイソトープ部
川田 俊行 日本核燃料開発㈱	坪 長 原研東海 研究炉部
是井 良朗 日本核燃料開発㈱	大友 昭敏 原研東海 研究炉部
村田 徹 日本核燃料開発㈱	大西 信秋 原研東海 研究炉部
遊佐 英夫 日本核燃料開発㈱	小畑 敬 原研東海 研究炉部
小山 隆男 日本核燃料開発㈱ 第1研究部	古平 恒夫 原研東海 研究炉部
若島 喜和 日本核燃料開発㈱ 第1研究部	白井 英次 原研東海 研究炉部
宇根 勝己 日本核燃料開発㈱ 第2研究部	中島 照夫 原研東海 研究炉部
小泉 成実 日本核燃料開発㈱ 第2研究部	根本 吉則 原研東海 研究炉部
金木 雄司 (社)日本原子力産業会議 開発部	堀口 洋二 原研東海 研究炉部
近藤 吉明 ㈱ニュークリア・テックメント	山田 忠則 原研東海 研究炉部
村井 一夫 ㈱ニュークリア・テックメント 材料技術開発室	横尾 健司 原研東海 研究炉部

井岡 郁夫	原研東海	高温工学部
石井 敏満	原研東海	高温工学部
西山 裕考	原研東海	高温工学部
倉田 有司	原研東海	材料研究部
塚田 隆	原研東海	材料研究部
浜田 省三	原研東海	材料研究部
赤堀 光雄	原研東海	燃料研究部
鈴木 康文	原研東海	燃料研究部
林 君夫	原研東海	燃料研究部
福田 幸朔	原研東海	燃料研究部
石本 清	原研東海	ホット試験室
菊地 輝男	原研東海	ホット試験室

※ ワークショップの事務局メンバは除く。(但し講演者は記載)

付録3 アンケート調査結果

JMTR照射利用ワークショップのアンケート集計結果

平成6年12月9日

1. 回収数 45件
2. 回答者の所属
原研 14名、民間企業 24名、その他の団体 4名
3. 回答者の年齢
～29歳 1名、～39歳 5名、～49歳 16名、
～59歳 13名、60歳以上 3名
4. JMTRの現状について
 - ・あなたの研究にJMTRを利用したことが(ある:21、ない:22)
 - ・利用した照射設備
 - 1) 計測付キャプセル照射設備 10
 - 2) 無計測キャプセル照射設備 5
 - 3) 水力ラビット照射設備 4
 - 4) ループ照射設備 1
 - 5) 出力急昇試験設備 8
 - ・期待した成果が(得られた:20、得られなかった:2(いずれも”一部得られなかった”のただし書き付き))
 - 得られなかった理由
 - 1) 照射温度が不明であった。
 - 2) 照射試料の熱計算等の確立がなされていない。
 - 3) PIE期間が長期になる。
 - 2) 3) は同一の人
 - ・これまでJMTRを利用しなかった理由
 - 1) 照射利用の必要がなかった。 14
 - 2) JMTR以外の原子炉を利用した。 7
原子炉名: JRR-2:2, JRR-3:4, JRR-4:3,
HBWR:3, R-2:1, BR-2:1, BR-3:1
 - 3) JMTRを利用できない理由があった。 1
理由: 7線レベルが高いため

5. JMTRの将来（5年～10年先）について

・利用の中心に置くべき研究対象を一つ挙げて下さい。

- 1) 軽水炉：13、 2) 基礎研究：11、 3) 汎用：10、
4) 核融合炉：8、 5) RI生産：3、 4) 高速炉：2

・照射利用で主眼を置くべき項目を優先順位を付けて3つ選んで下さい。

	優先順位〔1〕	〔2〕	〔3〕
1) 高い運転稼働率	8	4	5
2) 高い高速中性子照射量	8	4	2
3) 正確な照射データの提供	7	4	3
4) 高い熱中性子照射量	6	2	2
5) 高度な計装技術	5	8	11
6) 照射料金の低減化	4	4	5
7) 過酷な照射試験	3	2	1
8) その場測定	2	4	2
9) スペクトル調整照射	2	3	2
10) 照射時間の融通性	2	1	2
11) 迅速なデータ提供	1	0	0
12) 高度な照射設備	0	6	4

例えば：運転中の試料の挿入・取り出し

照射下試験：2

in situ 実験設備

物性測定

試験計画に対応可能なシュラウド設備：2

圧力、温度、伸び等のon-line 計測

13) 照射温度の高精度化	0	1	3
14) その他（安全規制の簡素化）	0	0	1

6. その他JMTRの利用に関して要望等がありましたら、記述して下さい。

- 1) JMTRの存在意義を原研内は勿論、国内外へもPRし、予算確保と活性化を求めなければならない。運転の効率化、技術サポート上昇への現場努力では限界、PR・外部圧力も利用すべき。
- 2) LWR材料（燃料を含む）の照射試験がもっと安くできるような炉を準備して欲しい。
- 3) 海外炉でどのようなことが行われているかの把握と、今後廃炉となる他の炉が現在担っていることの調査が必要であると思われるが。
- 4) 夏季の定期検査時にも運転して、年間5サイクル運転とする（予算的制約は十分判ってはいるが）。JRR-3Mとの連携を密にする。JRR-3Mは照射場が少なくJMTRが頼りである。
- 5) 年間稼働率を200日/年程度とする。年間6サイクルが望ましい。4サイクル/年では意味がない（安定供給困難）。
- 6) 照射利用のキーポイントはnvt。
- 7) ホットラボ設備の充実、例えば高燃焼度燃料の微細組織観察のためのTEM。
- 8) 損傷量の評価が実験的になしうるような研究に取り組む必要がある。何か標準サンプルを用いるような方法でも良いが。
- 9) 商用炉燃料では破損が重要。以前はPCI/SCCであったが、現在は2次破損やリフトオフなど破損させる研究・実験が必要。
- 10) 木下講師の御話の末尾に出てきたような国際プロジェクト（共研ではなく資金を集めて実行するプロジェクト）の実施。
照射された燃料・材料の国際輸送が、グリーンピース活動等の影響で困難となる兆しが強いので、国内の試験炉利用を強化したい。
- 11) 高度な技術ばかりでなくサービスにも徹すること。さもないと利用者は外国の炉をあてにしてしまう。
- 12) 照射の高度化を進めるとともにホットラボワークの迅速化。
- 13) 海外の研究所に頼らなくても我が国で低料金（海外並）で利用できるようにしてもらいたい。
- 14) 軽水炉の安全研究でJMTRを活用できる分野が多いと思います。（事故時の燃料ふるまい研究）

7. 本日のワークショップに対するコメント等がございましたら、記述して下さい。

- 1) 説明資料をさしつかえない程度で入手したい。
- 2) JMTRの将来像について有識者の意見を聞かれることは、大変良いことと思います。
- 3) 大変な盛況で良かったと思います。今後さらにLWR、Fusion、材料屋、燃料屋のねらいとエネルギー確保、人類福祉に役立つ利用として、炉を位置付けられますよう頑張ってください。本日はありがとうございました。
- 4) 関村、四竈両先生の話は示唆に富み面白かった。この種のワークショップの開催頻度を上げて欲しい。
- 5) 多方面の利用が伺え、大変有意義であった。
- 6) 若い現場の研究者による具体的発表を今後も期待したい。
- 7) 非常に勉強になった。
- 8) 会場がやや狭かった。 : 3
- 9) 現状のJMTR性能が示されなかった。今後継続したワークショップが望まれる。できれば会場は大洗研でやるべきと思う。施設見学も兼ねることが可能。
- 10) 基礎から応用まで広範な技術の現状について、勉強させて戴き有り難うございました。
- 11) ユーザーの立場から種々の機関の方々のJMTRに対する期待をまとめて聞けて興味深かった。
- 12) 大変勉強になりました。JMTR利用を意識させる意味でも成功。今後も開催されるよう。
- 13) JMTR利用の全貌が分かってよい。JMTRの施設概要のわかる資料を用意して戴きたかった。
- 14) 充実したよい会議でした。大変参考になりました。
- 15) 大学における材料研究の考え方を知る機会として有益であった。
- 16) 関連分野が網羅されていて良かった。
- 17) 燃料・材料の照射に関連する広範な意見を聞かせて戴き大変参考になりました。
- 18) 利用者のニーズについて具体的に知ることができて有意義であった。
- 19) 非常に素晴らしい会でした。今後も継続して戴きたい。