

JAERI-Tech
94-021



ハルデン原子炉計画における日本の燃料照射研究
—ハルデン共同研究(1991-93年)の成果—

1994年9月

ハルデン共同研究合同運営委員会

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, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

ハルデン原子炉計画における日本の燃料照射研究
－ハルデン共同研究（1991－93年）の成果－

日本原子力研究所東海研究所
ハルデン共同研究合同運営委員会*

(1994年8月31日受理)

OECD/NEA ハルデン原子炉計画（ハルデン計画）は、1958年に開始され、日本は1967年に日本原子力研究所（原研）を政府代表機関として加盟して以来現在に至るまで継続して加盟している。ハルデン計画においては、加盟機関が共通課題と認識し、ハルデン・プロジェクトが主体となって実施する合同試験と特定加盟機関が独自性を持ってプロジェクトとの間で実施する加盟者試験の両者により燃料照射研究が行われてきた。日本もこの加盟者試験を活用してきたが、活用方法として原研独自の試験だけでなく、原研と国内の諸機関との間に共同研究契約を結び多くの共同研究を行ってきた。この共同研究を円滑に進めるため共同研究を行っている機関及びその関係機関で構成されたハルデン共同研究合同運営委員会を組織し、活動を行ってきた。

本報告は、ハルデン計画が3ヶ年毎に協定を更新して運営されていることに合わせ、1991年1月から93年12月に渡るハルデン共同研究の燃料照射研究の成果をとりまとめたものである。今期は8件の共同研究を行い、1件を除き加盟期間の終了とともに研究を終了した。燃料照射研究は、研究の性格上長期に渡る研究が多く当該期間で必ずしも最終の成果を得ていない研究があり、研究は現在も引き続き行われているが、当該期間の活動として本報告に含めてある。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

ハルデン共同研究合同運営委員会*（1994年3月現在、順不同）

古田 照夫（委員長：原研）

中村 仁一（原研）

上村 勝一郎（動力炉・核燃料開発事業団）

木下 幹康（電力中央研究所）

永井 将之（日本核燃料開発㈱）

安部田 貞明（三菱重工業㈱）

小林 慎一（原子燃料工業㈱）

久保 博巳（三菱原子力工業㈱）

丸 彰（㈱日立製作所）

野俣 輝満（㈱東芝）

山上 純夫（三菱マテリアル㈱）

小松 和志（ニュークリア・

デベロップメント㈱）

Achievements of Japanese Fuel Irradiation
Experiments in HBWR

The Committee of the Halden Joint Research Programme*

Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 31, 1994)

OECD NEA Halden Reactor Project started in 1958, and JAERI has been participated in the Project since 1967 on behalf of Japanese Government. During the participation period, not only JAERI but also many Japanese companies and PNC, which cooperated with JAERI, have carried out many irradiation tests of fuel at HBWR. The fuel irradiation researches in Halden Reactor Project are composed of joint programme which the Halden Project executes by the member's common consent, and participant programme which the participant executes under bilateral contact between the Halden Project. The committee of the Halden Joint Research Programme was organized by agencies and companies, which jointed the cooperative researches.

This report summarizes the achievements of the Halden Joint Research Programme on fuel irradiation tests between Jan. 1991 and Dec. 1993, as the Halden Project renews the agreement every three years.

* The Committee of the Halden Joint Research Programme (March 1994,
not in order)

Teruo Furuta (Chairman, JAERI)	Jinichi Nakamura (JAERI)
Katsuichirou Kamimura (PNC)	Motoyasu Kinoshita (CRIEPI)
Masayuki Nagai (NFD)	Sadaaki Abeta (MHI)
Shinnich Kobayashi (NFI)	Hiromi Kubo (MAPI)
Akira Maru (Hitachi)	Terumitu Nomata (Toshiba)
Sumio Yamagami (MMC)	Kazushi Komatsu (NDC)

The eight cooperative researchs have carried out and completed at the end of the period except one. But, the research which have not yet been completed in the period is also included in this report.

Keywords : Halden, Cooperative Research, Fuel Irradiation, HBWR,
Progress Report

目 次

1. まえがき (日本原子力研究所)	1
2. ハルデン HBWR での軽水炉用 PuO ₂ -UO ₂ 燃料の照射試験 (動力炉・核燃料開発事業団)	6
2. 1 研究目的	6
2. 2 研究内容	6
2. 3 成果	8
3. ATR 実証炉燃料の HBWR における負荷追従試験 (動力炉・核燃料開発事業団)	19
3. 1 研究目的	19
3. 2 研究内容	19
3. 3 成果	20
4. 軽水炉燃料挙動に関する研究 (財電力中央研究所)	29
4. 1 研究目的	29
4. 2 研究内容	29
4. 3 成果	29
5. ハルデン HBWR における新型燃料の照射挙動に関する研究 (日本核燃料開発㈱)	36
5. 1 研究目的	36
5. 2 研究内容	36
5. 3 成果	36
6. 混合酸化物燃料 (MOX) の照射特性に関するハルデン炉での照射試験 (三菱重工業㈱)	45
6. 1 研究目的	45
6. 2 研究内容	45
6. 3 成果	45
7. ハルデン HBWR における KWU 型及び B & W 型燃料の照射挙動に関する研究 (原子燃料工業㈱)	50
7. 1 研究目的	50
7. 2 研究内容	50
7. 3 成果	50
8. ハルデン炉における高濃度ガドリニア入り燃料及び改良燃料 の照射挙動に関する研究 (三菱重工業㈱)	56
8. 1 研究目的	56
8. 2 研究内容	56
8. 3 成果	56
9. ハルデン炉におけるガンマサーモメータの照射挙動に関する試験	

(三菱原子力工業㈱)	62
9.1 研究目的	62
9.2 研究内容	62
9.3 成果	67
10. 総括 (日本原子力研究所)	74
謝辞	79

Contents

1.	Introduction	(JAERI).....	1
2.	Irradiation Examination of PuO ₂ -UO ₂ Fuel for Light Water Reactor in HBWR	(PNC).....	6
2.1	Purpose	6	
2.2	Summary	6	
2.3	Achievement	8	
3.	Load-follow Irradiation Experiment for ATR Fuel Rods in HBWR	(PNC).....	19
3.1	Purpose	19	
3.2	Summary	19	
3.3	Achievement	20	
4.	Research on LWR Fuel Behavior	(CRIEPI).....	29
4.1	Purpose	29	
4.2	Summary	29	
4.3	Achievement	29	
5.	Irradiation Study of Advanced Fuel Behavior in HBWR	(NFD).....	36
5.1	Purpose	36	
5.2	Summary	36	
5.3	Achievement	36	
6.	The Irradiation Test of PWR MOX Fuel in HBWR	(MHI).....	45
6.1	Purpose	45	
6.2	Summary	45	
6.3	Achievement	45	
7.	Study on Irradiation Behavior of KWU and B&W Fuel in HBWR	(NFI).....	50
7.1	Purpose	50	
7.2	Summary	50	
7.3	Achievement	50	
8.	Study on Irradiation Behavior of High Content Gadolinia and Advanced Fuel in HBWR	(MHI).....	56
8.1	Purpose	56	
8.2	Summary	56	
8.3	Achievement	56	
9.	Irradiation Test of γ -thermometers in HBWR	(MAPI).....	62
9.1	Purpose	62	

9.2 Summary	62
9.3 Achievement	67
10. Summary	(JAERI) 74
Ackowlegement	79

1. まえがき

O E C D / N E A のハルデン原子炉計画（以下、ハルデン計画と記す。）は、ノルウェーのハルデンにある重水沸騰型原子炉（H B W R）を利用する国際協力研究で 1 9 5 8 年に開始され、当初の例外を除いて 3 ヶ年毎に協定を更新し現在に至っている。日本は、1 9 6 7 年に日本原子力研究所（原研）を代表機関として本計画に加盟してから現在まで 9 回の契約更新を重ね燃料照射研究と電算機応用研究から発展したマンマシン研究を行ってきた。本計画には、加盟機関の合意・監督の下にハルデン・プロジェクトが実施する合同試験と加盟機関が独自に行う加盟者試験とがある。日本の加盟者試験として、燃料照射研究では原研の照射試験とともに原研と動力炉・核燃料開発事業団（動燃）や民間会社との間で共同研究を締結して T a b l e 1 . 1 に示すような燃料照射試験を実施してきた。これら研究の成果は、まとまった成果の得られた時点や研究の完了とともに各研究毎の報告がなされているとともに、ハルデン計画 25 周年記念行事に関連してまとめられた J A E R I - M 8 4 - 0 3 1 『ハルデン H B W R による燃料照射共同研究』、および J A E R I - M 9 2 - 1 5 5 『ハルデン原子炉計画における日本の燃料照射研究』—ハルデン共同研究（1 9 8 8 - 9 0 年）の成果—として公表され、国産燃料技術向上に大きな役割を果たすとともに燃料の安全性研究上にも大きく貢献した。

共同研究は原研加盟以降に開始されてから幾多の変遷を経て継続されてきており、第 9 次協定期間である 1 9 9 1 年 1 月から 9 3 年 1 2 月の 3 ヶ年間にも共同研究として実施された研究は、T a b l e 1 . 2 に示すように第 8 次協定期間から燃焼度の伸長を主な理由に延長された 7 件に加え、原研と三菱原子力工業㈱との間で 1 9 9 1 年 1 0 月から新たな共同研究『ハルデン炉におけるガンマサーモメータの照射挙動に関する研究』 1 件が追加され、合計 8 件の研究が行われた。

実施された共同研究は当該期間中順調に進捗し、1 件を除き他 7 件は今期末をもって所定の成果が得られたことにより研究を終了することとなった。

これらの共同研究を効率的、かつ、円滑に進めるため、共同研究を行っている機関及びその関係機関で組織されたハルデン共同研究合同運営委員会が設立され、從来から研究の進捗状況をもとに討議し検討を行う活動を行ってきた。そして、得られた成果の公表は、各研究の進捗状況に合わせて日本原子力学会等に適宜報告してきたが、多数の共同研究を行っているため燃料照射研究という一つの範疇で行われているハルデン共同研究全体を把握する点で利用者にとってやや不便であった。

そこで、本報告はハルデン共同研究として第 9 次協定期間に実施されている研究をすべて網羅し、関係者等の利用に供することを目的にまとめたものである。したがって、照射試験が進行中のものを含んでいるためまとまった成果が得られていない研究もあることに留意されたい。また、別途詳細な報告書が作成されている研究については各章末の参考文献をあわせて参照されたい。

Table 1.1 ハルデン炉による日本燃料の照射試験
(I. 1975年以前照射開始のもの)

No	燃料番号	所 属	研 究 目 的	照 射 期 間	燃焼度(GWd/t)
1	I F A 106	原 研	JPDR-II燃料の確性試験(短尺)	11/67～10/69	11.3
2	107	原 研		11/67～8/68	4.2
3	149	原 研	JPDR-II燃料の確性試験(長尺)	5/68～5/69	7.2
4	150	原 研		5/68～4/70	11.5
5	159	動 燃	UO ₂ -PuO ₂ 水炉燃料の確性	6/68～5/70	9.4
6	160	動 燃		3/69～5/70	5.3
7	206	動 燃	ATR燃料の確性試験	1/71～9/72	5.0
8	207	動 燃		5/71～1/73	7.2
9	208	原 研	高出力下のペレット・クラッド相互作用	1/71～9/71	6.3
10	209	原 研	水素富化被覆管燃料の挙動	5/71～5/73	10.1
11	210	原 燃 工	高出力下の燃料挙動	1/71～5/74	26.7
12	211	日 立	バーナブルポイゾン効果, ペレット・クラッド相互作用	1/71～5/74	18.0
13	212	三 菱	PWR型被覆管の照射効果	1/71～9/73	28.6
14	223	東 芝	バーナブルポイゾン効果, ペレット・クラッド相互作用	5/71～10/74	22.5
15	224	原 研	低密度燃料のペレット・クラッド相互作用	2/72～11/73	11.8
16	225	原 研	燃料内水分の効果	2/72～6/72	3.5
17	230	原 燃 工	ペレット・クラッド相互作用	1/71～3/74	22.0
18	410	日立／東芝	燃料中心温度ペレット 短 尺 { } • クラッド相互作用 長 尺	11/73～2/77	11.3
19	411	日立／東芝	長期間照射(ハルデン乗合リグ) -出力急昇	11/73～10/78	25.6
20	412	東 芝	長期間照射(ハルデン乗合リグ) -出力急昇	5/74～8/78	9.3
21	421	三 菱	ペレットの焼きしまり特性	10/74～11/76	5.4
22	423	動 燃	ATR用UO ₂ -PuO ₂ 燃料の確性	6/75～11/76	4.4
23	424	原 燃 工	ペレットの焼きしまり特性	10/74～5/77	9.3

Table 1.1 ハルデン炉による日本燃料の照射試験
(II.1976年以後照射開始のもの)

1994年1月現在

No	燃料番号	所 属	研 究 目 的	照 射 期 間	燃 烧 度 (GWd/t)
24	501	日立／東芝	IFA-519用燃焼度蓄積	12/79～10/84	25.0
25	502	日立／東芝	出力変動と炉内直径測定	9/77～9/79	8.5
26	508	原 研	炉内直径測定によるペレット・クラッド相互作用	6/77～2/80	23.0
27	510	三 菱	燃料棒接触の効果	3/78～3/79	5.0
28	514	動 燃	軽水炉用UO ₂ -PuO ₂ ペレットの焼きしまり，他	7/79～11/88	40.5
29	515	原 研	IFA-508用燃焼度蓄積	9/77～3/81	17.0
30	519	日立／東芝	直径測定（BWR改良燃料）	9/79～10/84	14.0
31	520	原 研	BWR型出力急昇試験	6/82～1/85	23.0
32	523	原 研	BWRベース照射	2/80～1/85	23.0
33	524	原 研	PWRベース照射	2/80～1/85	20.0
34	525	原 研	PWR型出力急昇試験	6/82～1/85	20.0
35	529	動 燃	軽水炉用PuO ₂ -UO ₂ 照射燃料	6/80～10/86	25.4
36	530	東 芝	ガドリニア入り燃料の照射	11/81～3/84	8.0
37	539	三 菱	ガドリニア入り燃料棒の照射	2/84～9/85	10.0
38	551	日本核燃料開発	高燃焼度燃料の特性	12/86～	照射中
39	554	動 燃	IFA-555用ベース照射	11/85～6/93	31.0
40	555	動 燃	ATR実証炉燃料の負荷追従試験	11/85～6/93	32.7
41	559	三 菱	PWR用UO ₂ -PuO ₂ 燃料の特性	12/87～2/93	33.9
42	561	三 菱	高濃度ガドリニア入り及び改良燃料の照射	6/90～11/92	17.8
43	565	動 燃	軽水炉用UO ₂ -PuO ₂ 燃料照射 (IFA-514 延長)	10/90～11/93	49.9
44	566	日本核燃料開発	高燃焼度加速照射	4/90～	照射中
45	592	三菱原子力	ガンマサーモメータの照射	8/92～12/93	12.3

Table 1.1 ハルデン炉による日本燃料の照射試験
(II.1993年以後照射開始のもの)

1994年1月現在

No	燃料番号	所 属	研 究 目 的	照 射 期 間	燃焼度(GWd/t)
46	596	三 菱	MOX燃料のふるまい		
47	601	電 中 研	高燃焼度リム効果		

Table 1.2 ハルデン共同研究一覧

題 目	実 施 機 関	契 約 期 間
ハルデンH B W R での軽水炉用 PuO ₂ -UO ₂ 燃料の照射試験	日本原子力研究所 動力炉・核燃料開発事業団	昭和52年 6月6日 ～ 平成5年12月31日
A T R 実証炉燃料のH B W R に おける負荷追従試験	日本原子力研究所 動力炉・核燃料開発事業団	昭和58年11月1日 ～ 平成5年12月31日
軽水炉燃料挙動に関する研究	日本原子力研究所 (財)電力中央研究所	昭和53年 7月1日 ～ 平成5年12月31日
ハルデンH B W R における新型 燃料の照射挙動に関する研究	日本原子力研究所 日本核燃料開発(株)	昭和61年 5月20日 ～ 平成 8年12月31日
混合酸化物燃料(MOX)の照射特 性に関するハルデン炉での照射 試験	日本原子力研究所 三菱重工業(株)	昭和61年12月10日 ～ 平成 5年12月31日
ハルデンH B W R におけるK W U 型及びB & W 型燃料の照射挙動解 析に関する研究	日本原子力研究所 原子燃料工業(株)	昭和58年 8月 1日 ～ 平成5年12月31日
ハルデン炉における高濃度ガド リニア入り燃料および改良燃料 の照射挙動に関する研究	日本原子力研究所 三菱重工業(株)	平成元年10月1日 ～ 平成5年12月31日
ハルデン炉における ガンマサーモメータの照射挙動 に関する研究	日本原子力研究所 三菱原子力工業(株)	平成3年10月1日 ～ 平成5年12月31日

2. ハルデンHBWRでの軽水炉用PuO₂-UO₂燃料の照射試験 Irradiation Examination of PuO₂-UO₂ Fuel for Light Water Reactor in HBWR

(動力炉・核燃料開発事業団)

2.1 研究目的

HBWRにおいて、計装付の軽水炉用PuO₂-UO₂混合酸化物燃料(MOX)の照射試験を実施し、MOX燃料の健全性および照射中の燃料挙動を確認し、燃料の設計手法、製造法の妥当性を確認する。

2.2 研究内容

2.2.1 経緯

(1) 第1次試験(IFA-514/IFA-565)

照射用燃料集合体(IFA-514)の燃料設計および製造を昭和51年度より始め、照射をハルデン炉において昭和54年7月より開始し、昭和63年11月に終了した。照射終了時の集合体平均燃焼度は約39,400MWd/tMOX(44,700MWd/tM)であった。その後、照射後試験をシェラー研究所において実施し、平成2年度で終了した。また、IFA-514燃料集合体の6本の燃料要素のうち3本を高燃焼度下での燃料挙動を確認するため、新照射リグ(IF-565)に装荷し、平成2年11月2日から、平成5年10月まで照射を行った。集合体の平均燃焼度は、約56,400MWd/tMOX(64,000MWd/tM)に達した。

IFA-514燃料集合体については、照射中の計装データ（燃料中心温度、燃料要素内圧、被覆管および燃料スタック伸び）および照射後試験データを用いた燃料挙動評価を終了した。また、IFA-565燃料集合体については、照射中の計装データを用いた燃料挙動評価を終了し、照射後試験を行っている。

(2) 第2次試験(IF-529)

照射用燃料集合体(IF-529)の燃料設計および製造を昭和53年度より始め、照射をハルデン炉において昭和55年7月より開始し、昭和61年10月に終了した。照射終了時の集合体平均燃焼度は約25,500MWd/tMOX(28,900MWd/tM)であった。その後、照射後試験をシェラー研究所にて実施し、昭和63年度に終了した。また、照射中の計装データ（燃料中心温度、内圧、燃料棒および燃料スタック伸び）および照射後試験データを用いた燃料挙動評価を終了した。

2.2.2 試験体

(1) 第1次試験(IFA-514/IFA-565)

IFA-514リグは、1クラスターでできており、円周上に等間隔で6本の燃料棒が配置されている。上下のタイプレートと2個のスペーサおよび3本のチューブで固定されている。燃料棒の上下には、燃料中心温度、プレナム圧力、燃料棒伸びおよび燃料スタック伸びを測るための計装がついており、それらの配置と実験パラメータの組み合わせをFig.2-1に示す。また、実験パラメータとしては、燃料形状（中実ペレット／中空ペレット）および燃料表面状態（研削／非研削）を採用している。

IFA-514/IFA-565の燃料棒は短尺であることを除いて、基本的には8×8BWR燃料棒と同じ仕様である。燃料スタック長は1,380mmである。PuO₂と天然UO₂とを機械混合法によって、富化度5.8wt%に調整した粉末を用いて94%T.D.の密度に焼結したペレットを用いている。Rod No.4とは内径3.5mmの中空ペレットをつめてある。ペレットと被覆管のギャップは、約240μmDia.である。IFA-514/IFA-565の主要仕様をTable 2-1にまとめてある。

(2) 第2次試験(IFA-529)

IFA-529は、上下2段の2クラスターからなっており、それぞれ6本ずつの短尺燃料棒で組み立てられている。実験パラメータとしては、被覆管一ペレットギャップ幅および燃料ペレットの製造方法を採用している。このペレットの製造方法とは、動燃事業団が開発したマイクロ波加熱直接脱硝法（MH法）により転換したMOX原料粉（Pu:U=1:1）を用いてペレットを製造する場合と、二酸化プルトニウムと二酸化ウランを機械混合した原料粉（MB法）を用いる場合の二種類の製造方法である。12本の燃料棒とも両端または片端に、前項に記した4種類の計装のいずれかが装着されている。Fig.2-2に燃料棒の計装の配置とパラメータの組み合わせを示す。燃料スタック長は、約550mm、PuO₂富化度は8.3wt%、ペレット密度は94%T.D.である。ペレット・被覆管のギャップサイズは160～340μmDia.の範囲にある。MOXペレットの2つの製造方法の違いをFig.2-3に示す。

2.2.3 照射条件

IFA-514は約9年間照射された。中空ペレット入り燃料棒(Rod No.4,6)を除く他の4本はほぼ同じ線出力密度である。中実ペレット部の経験した最大の線出力密度は、 51 kW/m であり、燃焼度平均の線出力密度は 24 kW/m であった。ペレットピークの燃焼度は約 49 GWd/tMOX (56 GWd/tM)に達した。

IFA-565は約12年間照射され、燃焼度平均の線出力密度は 23 kW/m であり、ペレットピークの燃焼度は約 59 GWd/tMOX (67 GWd/tM)に達した。

IFA-529の照射期間は約6年であった。下部クラスターは、上部クラスターより若干線出力密度が高い。最大線出力密度は 50 kW/m 、下部クラスターのペレットピーク燃焼度は約 31 GWd/tMOX (35 GWd/tM)であった。両リグの照射条件をまとめてTable2-2に示す。

2.3 成果

IFA-514／565, IFA-529の照射データの解析により MOX 燃料の熱的、機械的挙動に関し、Fig.2-4～Fig.2-13の結果に基づき以下の知見が得られた。

- (1) PNC製MOX燃料が、ペレットピーク燃焼度で 59 GWd/tMOX の高燃焼度まで健全に燃焼することを確認した。
- (2) PNC製MOX燃料のFPガス放出挙動は、 UO_2 のそれと類似しており、FPガス放出率に差は認められない。中空ペレットは、内圧抑制という点で効果がある。
- (3) MHペレットはMBペレットよりFPガス放出率が小さい。
- (4) ギャップコンダクタンスは、燃焼とともに減少するが、高燃焼度ではあまり変化しない。
- (5) PCMI挙動を燃料棒の伸び計でモニターしたところ、ペレットの形状（中空と中実）や、ペレット・被覆管ギャップサイズの影響は、あまり顕著ではなかった。

参 考 文 献

- [1] MISHIMA Y., Japanese Fuel Study Related to Extended Burn-up and Plutonium Recycling, IAEA Specialists' Meeting on Improved Utilization of Water Reactor Fuel with Special Emphasis on Extended Burnups and Plutonium Recycling, Mol , 1984.
- [2] KOIZUMI M., OHTSUKA K., ISAGAWA H., AKIYAMA H., and TODOKORO A., Development of Process for the co-conversion of Pu-U Nitrate Mixed Solutions to Mixed-Oxide Powder Using a Microwave Heating Method, Nuclear Technology 61,55 (1983)
- [3] KAMIMURA K., ABE T., and YOKOUCHI Y., Fission Gas Release Behaviour of MOX Fuel(IF-514 and IF-529), Workshop Meeting on Fission Product Release, Halden, 19-20 September, 1985.
- [4] VITANZA C., KOLSTAD E., and GRAZIANI U., Fission Gas Release from UO_2 Pellet Fuel at High Burn-up, ANS Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Portland, 1979.
- [5] ABE T., KANEDA K., UEMATSU S. and SHIKAKURA S., Thermal and Mechanical Behaviours of MOX Fuel Rods in IF-529, Enlarged Halden Programme Group Meeting, Leon, 8-13 May, 1988.
- [6] SAIRANEN R., VITANZA C., KELPPE S., and RANTA-PUSKA K., Steady State Fission Gas Release from IF-505 Data Evaluation Comparison with Release Models, HWR-157 (1986).
- [7] OHUCHI A. et al, Behaviour of Gaseous and Volatile Fission Products in BWR Fuel Rods, IAEA Specialists' Meeting on Post Irradiation Examination and Experience, Tokyo, Japan 26-30 Nov. 1984.
- [8] MISHIMA T., KAMIMURA K., and TANAKA K., Thermal and Mechanical Behaviours of MOX Fuel Rods, IAEA Technical Committee Meeting on Recycling of Pu and U in Water Reactor Fuels, Cadarache, France, Nov. 13-16, 1989.
- [9] KAMIMURA K., MAEDA S., MISHIMA T., Irradiation Test of MOX Fuel Rods for Water Reactor(1)-Thermal Behaviours of IF-529 Fuel Rods., Atomic Energy Society of Japan, Apr. 2-4, 1990.
- [10] MAEDA S., KAMIMURA K., MATSUMOTO M., Irradiation Test of MOX Fuel Rods for Water Reactor(2)-Mechanical Behaviours of IF-529 Fuel Rods., Atomic Energy Society of Japan, Apr. 2-4, 1990.

- [11] KAMIMURA K., FP Gas Release Behaviour of High Burn-up MOX Fuel for Thermal Reactors., IAEA Technical Committee Meeting on Fission Gas Release and Fuel Rod Chemistry Related to Extended Burnup., Pembroke, Canada, Apr. 27-May 1, 1992.
- [12] KIKUCHI K., NAKAJIMA Y., and MATSUMOTO M., Post Irradiation Examination of MOX Fuel Rods., Atomic Energy Society of Japan, Mar. 27-29, 1993.

Table 2.1 Specification Data of IFA-514/565 and IFA-529

	IFA-514/565	IFA-529
<u>Pellet</u>		
Fabrication Method	MB*1	MH*2 / MB
Shape	Solid / Hollow	Solid
Surface Treatment	Ground / As*3	As
Outer Diameter (mm)	10.56	10.47 ~ 10.64
Inner Diameter (mm)	3.5 *4	-
Density (%T.D.)	94	94
PuO ₂ Concentration (wt%)	5.8	8.3
U-235 Enrich (wt%)	Nat.U	Nat.U
<u>Cladding</u>		
Material	Zry-2	Zry-2
Outer Diameter (mm)	12.53	12.53
Inner Diameter (mm)	10.80	10.80
<u>Fuel Rod</u>		
Fuel Stack Length (mm)	1380	550
Pellet-Clad Gap (μm Dia)	220 ~ 260	160 ~ 340
Filling Gas	He	He
Filling Pressure	1 atm	1 atm
<u>Assembly</u>		
Number of Fuel Rods	6	12
	[Upper Cluster 6] [Lower Cluster 6]	

*1 Mechanical Blending Method

*2 Co-conversion Method with Microwave Heating

*3 As-Sintered Pellet

*4 only for Hollow Pellet

Table 2.2 Irradiation data of IFA-514/565 and 529

		MAX.Pellet Peak LHR (KW/m)	Ave. LHR (Rod.Ave.) (KW/m)	Pellet Peak Burn-up (GWd/tMOX)	Average Burn-up (GWd/tMOX)	Irradiation*1 Time (Year)
IFA-514/565	Solid Pellet Rod	51	24 (23)	49 (58)	40 (48)	9.3 (12.2)
	Hollow Pellet Rod	48	21 (21)	48 (59)	39 (49)	9.3 (12.2)
IFA-529	Upper Cluster	50	22	33	25	6.3
	Lower Cluster	50	24	31	28	6.3

*1 Irradiation time is defined by the time that the rig is in the reactor.

*2 () including IFA-565 as of August 1993.

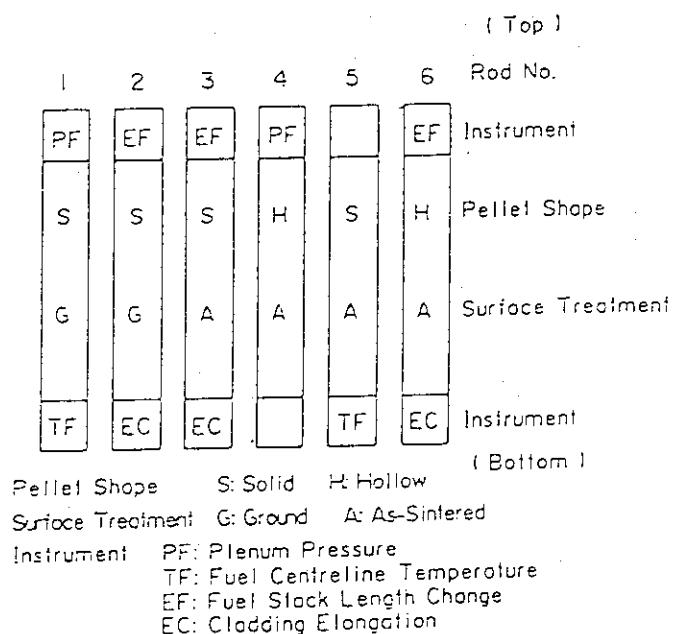


Fig. 2.1 Simplified Configuration of Instrumentation and Experimental Parameters in IFA-514 (IFA-565 consists of Rod No.3,4 and 6)

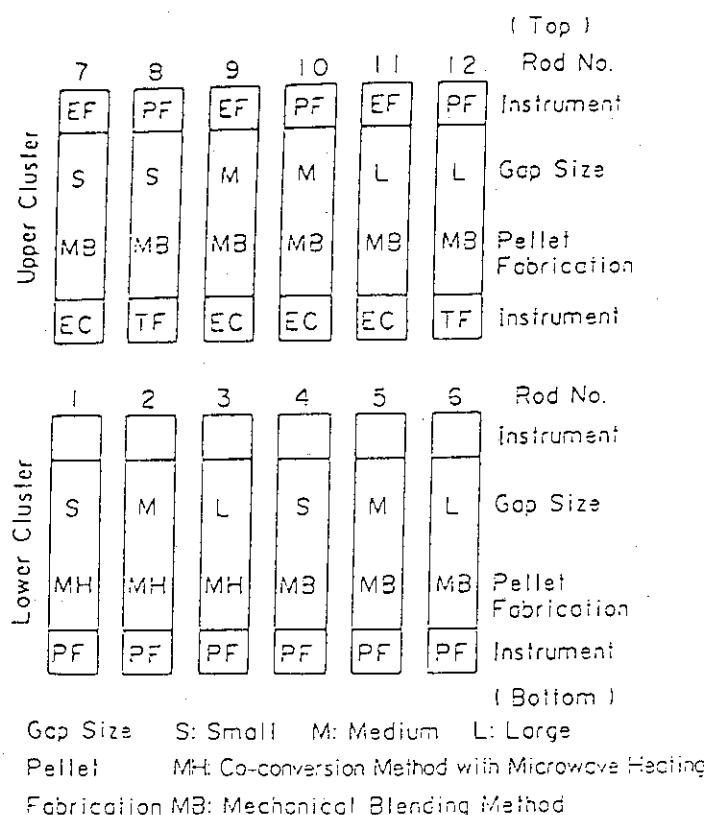


Fig. 2.2 Simplified Configuration of Instrumentation and Experimental Parameters in IFA-529

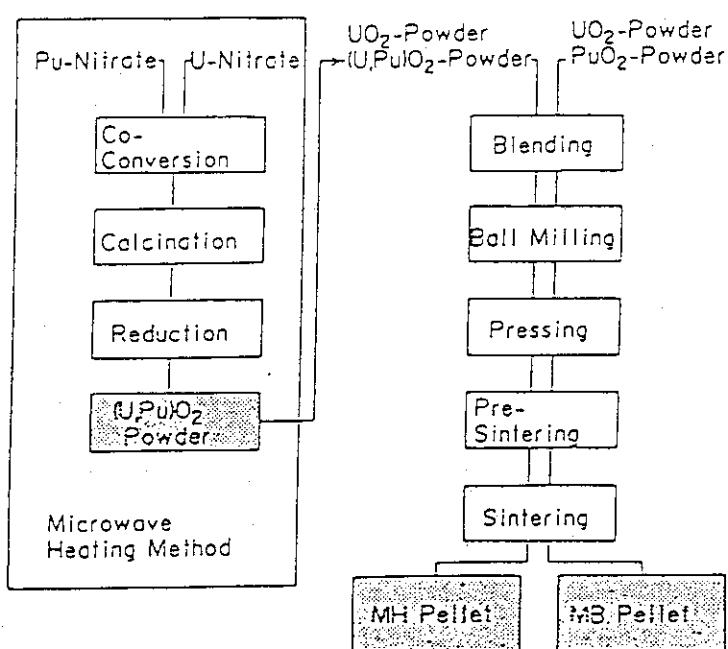


Fig. 2.3 Flow Chart of MOX Fuel Manufacturing Process

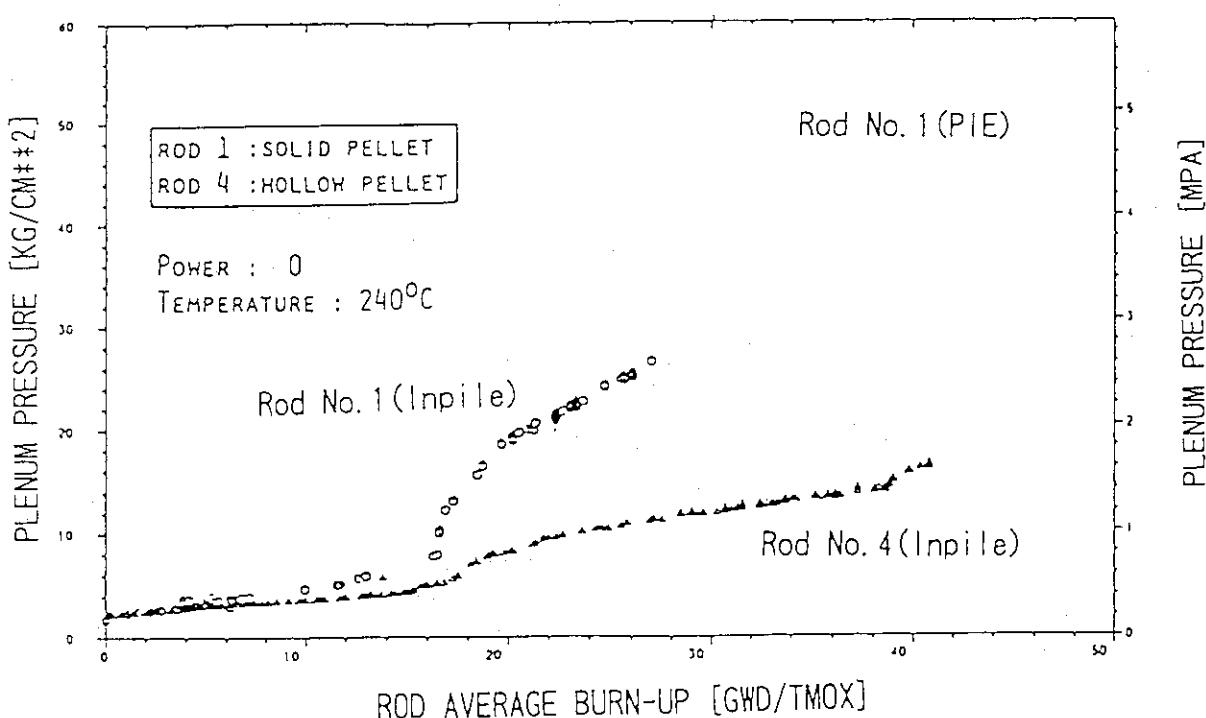


Fig. 2.4 Plenum Pressure of IFA-514 as a Function of Burn-up

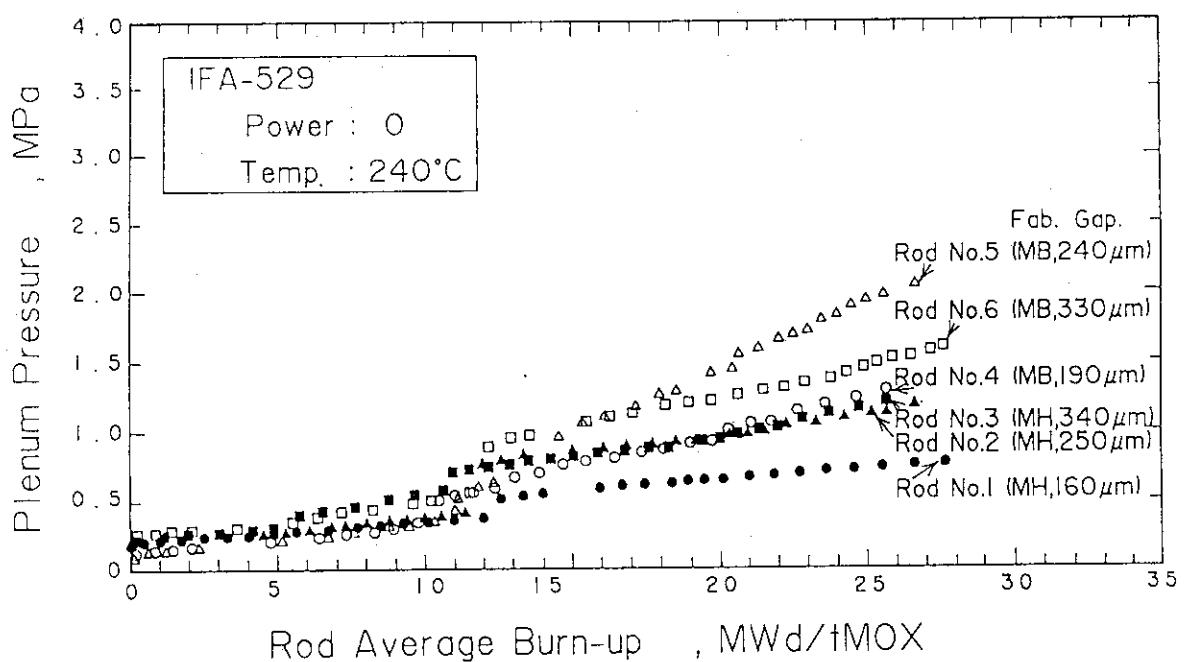


Fig. 2.5 Plenum Pressure in IFA-529 at Zero Power as a Function Burn-up

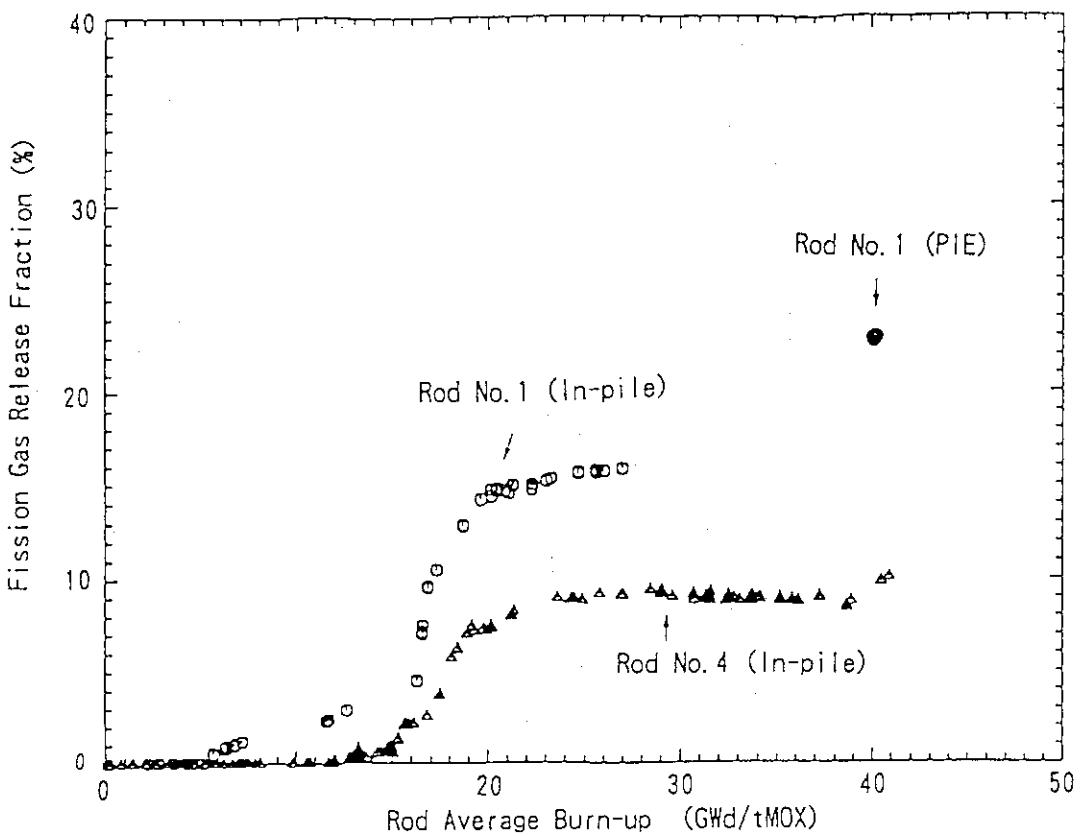


Fig. 2.6 Fission Gas Release Fraction of IFA-514/565

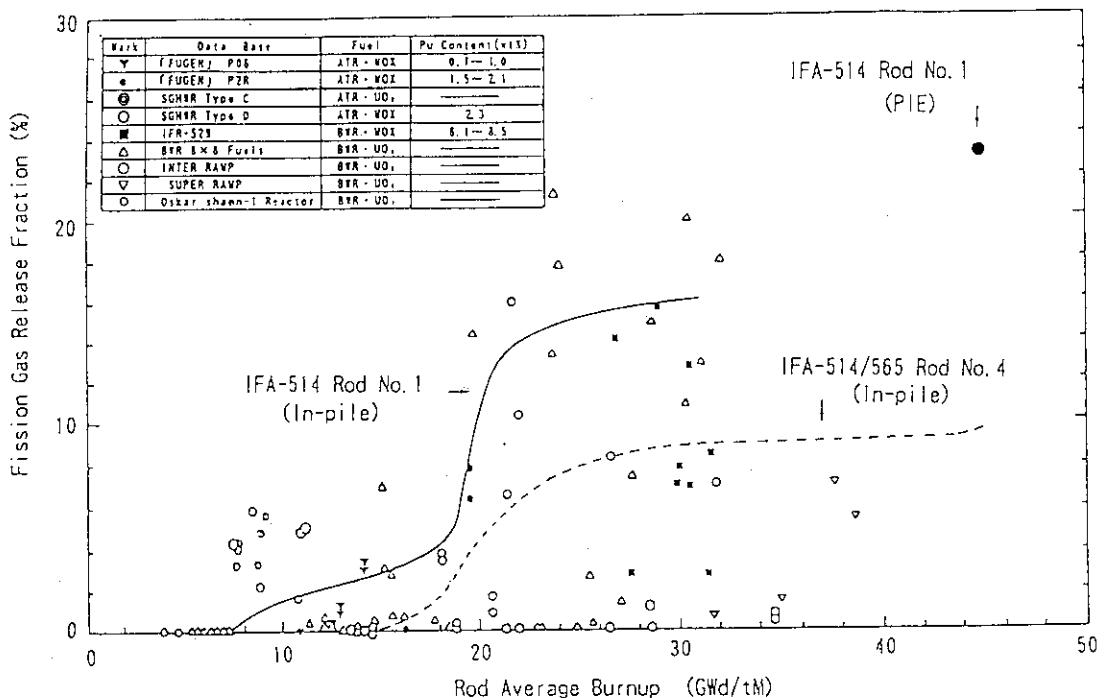


Fig. 2.7 Fission Gas Release Fraction of UO₂ and MOX fuels as a Function of Burn-up

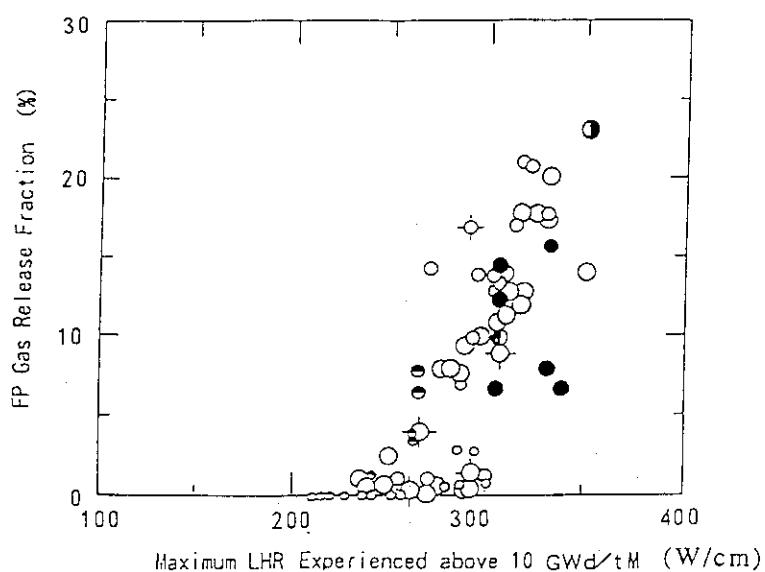
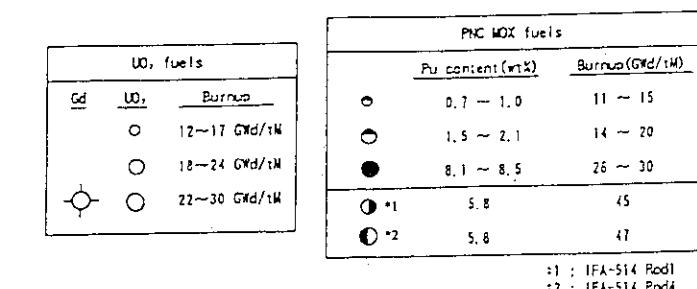


Fig. 2.8 Fission Gas Release Fraction of UO₂ and MOX Fuels as a Function of Maximum LHR Experienced above 10 GWd/tM

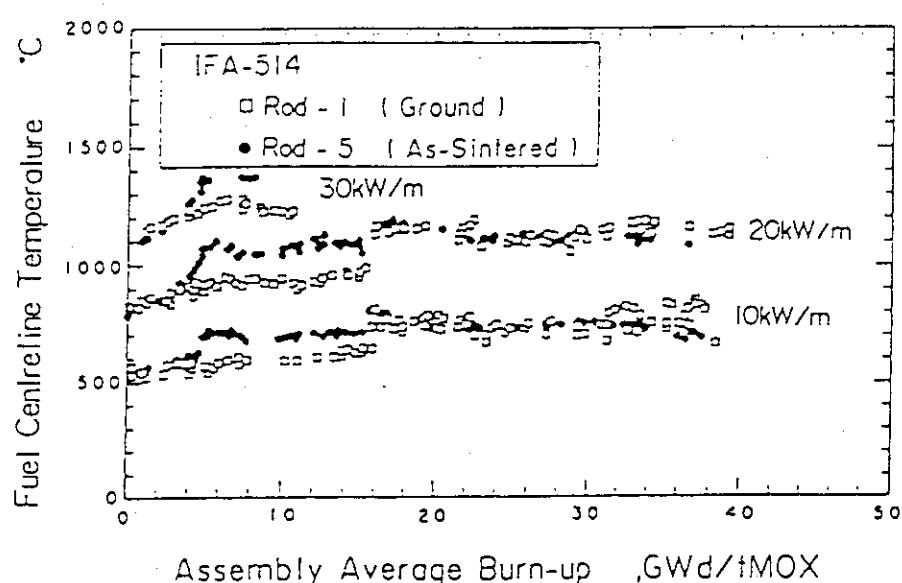


Fig. 2.9 Fuel Centreline Temperature at T/C Position in IFA-514

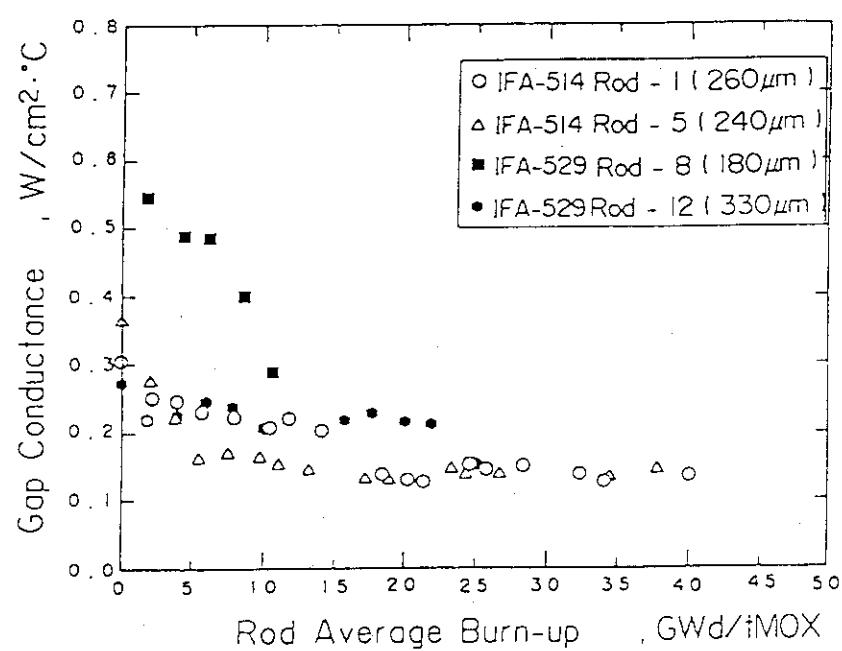


Fig. 2.10 Gap Conductance as a Function of Burn-up at a 20kW/m

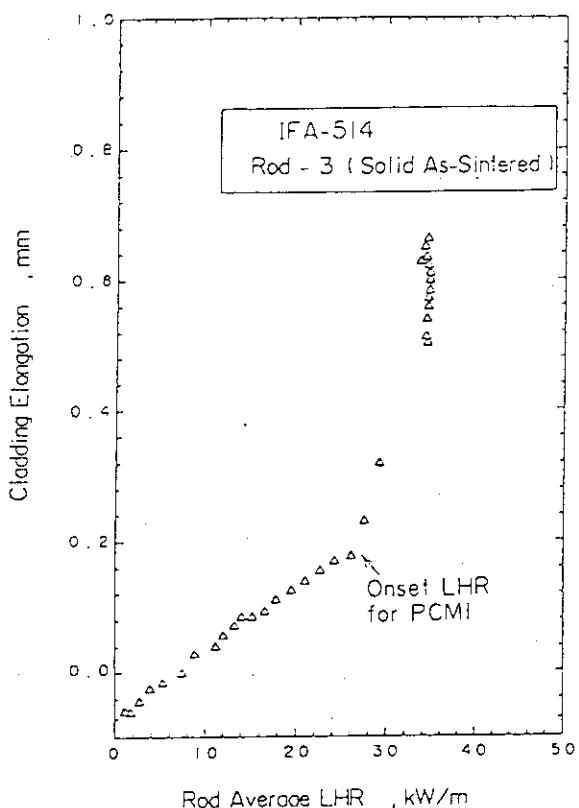


Fig. 2.11 Example of Dependence of Cladding Elongation on LHR

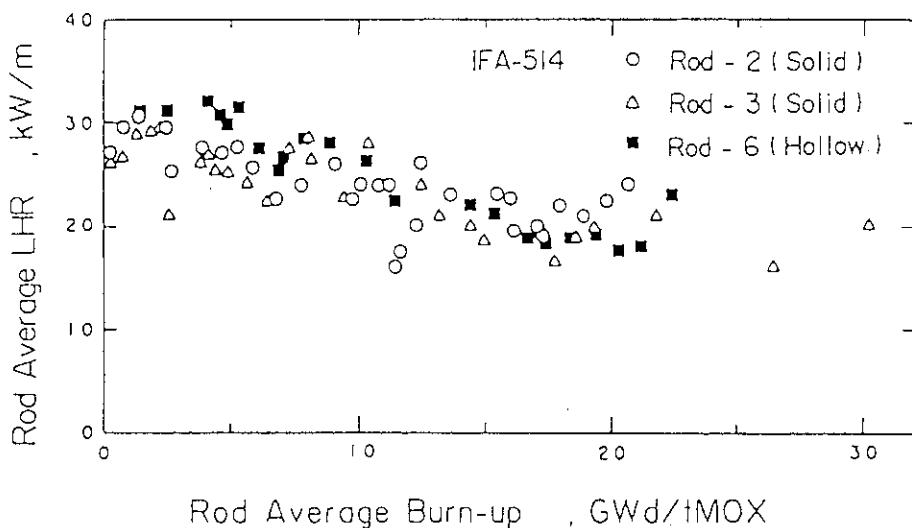


Fig. 2.12 Onset LHR for PCMI in IFA-514 as a Function of Burn-up

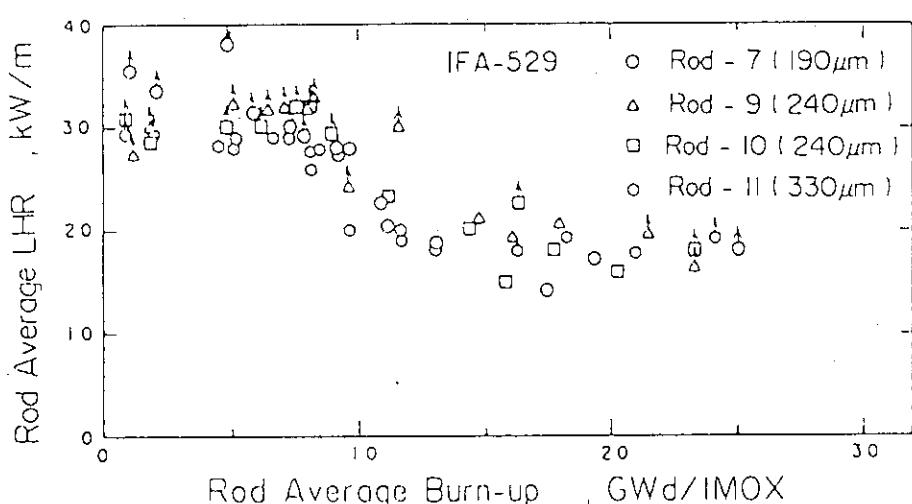


Fig. 2.13 Onset LHR for PCMI in IFA-529 as a Function of Burn-up

3. ATR実証炉燃料のHBWRにおける負荷追従試験 Load-Follow Irradiation Experiment for ATR Fuel Rods in HBWR

(動力炉・核燃料開発事業団)

3.1 研究目的

HBWRにおいて、ATR実証炉型燃料および中空ペレット、Zrライナー付被覆管を使用した改良型燃料の計装付短尺燃料を、負荷追従運転を模擬した照射条件下で照射し、負荷追従運転時の燃料挙動評価および燃料の健全性の確認を行う。

3.2 研究内容

3.2.1 経緯

本照射試験は、IFA-554/555両リグを用いて、1985年より開始され、1993年5月までに23回の出力サイクル試験が実施された。出力サイクル試験は、両リグに内蔵されているHe3を用いた局所出力調整装置により、燃料の出力を変動させて行われた。集合体平均燃焼度は1993年5月までに約36GWd/tMに達して終了した。

3.2.2 試験体

本照射試験体は、2クラスタで合計6本の短尺燃料棒からなる照射リグIFA-554と1本の燃料棒の直径測定を行う照射リグIFA-555の2つのリグを用いている。これらの燃料棒のうち、IFA-554の下部クラスタの3本とIFA-555の1本の燃料棒は、それぞれ交換が可能であり、2回の出力サイクル試験ごとに燃料棒を交換した。IFA-555リグでは、各出力サイクル試験時に燃料の直径データを得ている。

IFA-554/555の燃料棒は、短尺であることを除いて、基本的にはATR実証炉燃料を模擬した仕様であるが、試験パラメータとして一部の燃料棒にZrライナー被覆管、中空ペレットを用いている。

Table3-1-1および3-1-2にIFA-554/555燃料棒の主要な仕様を示す。

3.2.3 照射条件

燃料の照射条件は、ATR実証炉を考慮し、圧力ループにより冷却材温度・圧力を模擬している。出力変動試験は、He3コイルにより、リグ内の出力を50~100%の範囲で変動させる。23回の出力サイクル終了時までの線出力履歴をFig.3-1に示す。また、Table3-2に、燃料棒の装荷状況を示す。

3.3 成果

23回の出力サイクル試験を実施し、以下の結果が得られた。

- (1) 燃料棒のゼロ出力状態での直径プロファイルは、中性子束の高い燃料上部ほど燃料外径が増加する傾向を示し(Fig.3-2-1、Fig.3-2-2)、燃焼初期(7MWd/kgMOX)から中期(19MWd/kgMOX)の間の被覆管外径の最大増加量は約 $25\mu\text{m}$ であった。
- (2) PCMIの発生しているリッジの頂点での外径は、出力サイクル試験期間内で減少する。しかし、この外径の局所出力に対する変化率すなわち単位局所出力の変化にともなう燃料の局所位置の外径の変化量（以下、PCMI強さと呼ぶ）は、出力サイクル試験期間で大きくは変化しなかった。(Fig.3-3、Fig.3-4。なお、図中のRidgeAは燃料上部の、RidgeBは燃料下部の同じ局所位置のリッジであることを示す。)これらのことから、被覆管の局所最大周方向応力は出力サイクル試験期間で減少するが、その応力の変動幅（高出力状態の周方向応力と低出力状態の周方向応力との差）は出力サイクル試験期間で大きく変わらないことが推測される。
- (3) 各出力試験毎の”PCMI強さ”の軸方向分布を比較することにより (Fig.3-5、Fig.3-6) 以下のこととが明らかになった。
被覆管の永久歪量の大きい燃料上部において、燃焼初期ではPCMI強さが正である。（リッジの頂点の外径が出力の増加にともない増加する。）しかし、燃焼中期では、負となっている。すなわち、被覆管外径変動に対する出力の変動の影響は、燃料上部において燃焼中期では低減されることが明らかとなった。また、第13回と第14回の出力サイクル試験のPCMI強さの軸方向分布より、比較的短時間でこの分布が変化することがわかった。これらの原因として、MOXペレットのクリープ変形および被覆管の永久変形が考えられる。
- (4) 燃料棒伸びの計測結果から、照射成長量は従来のデータと同程度であった。
- (5) 燃料棒内圧の計測結果から、照射末期の出力変動試験においても、出力変動にともなう急激な内圧上昇は観測されず、FPガス放出挙動に対する出力変動の加速効果は認められなかった。また。FPガス放出率は約8~9%程度と従来のデータと同程度であった。

参考文献

- (1) Abe T., Kaneda K., Shikakura S., Dohmoto K.: Results from the Load-Follow Experiment of MOX Fuel in IFA-554/555, Halden Project Seminar, Fredrikstad, Norway, May, 1987.
- (2) 安部智之、金田健一郎ほか、日負荷追従運転時のMOX燃料棒の挙動、日本原子力学会 昭和63年年会
- (3) Tanaka K. et al: PCMI Behaviour of MOX Fuel at Middle of Fuel Life in IFA-554/555, Enlarged Halden Programme Group Meeting, Bolkesjo, Norway, June, 1990.
- (4) 植松真一ほか、日負荷追従運転時のMOX燃料棒の挙動(II)、日本原子力学会 1990年秋の大会
- (5) 田中健哉ほか、日負荷追従運転時のMOX燃料棒の挙動(III)、日本原子力学会 1991年春の大会
- (6) Ito M., Abe T., Kamimura K., Matsumoto M.: Fission Gas Release Behaviour of ATR Fuel under Load Follow Experiment Conditions (IFA-554/555), Enlarged Halden Programme Group Meeting, Bolkesjo, Norway, June, 1991.
- (7) 菊池圭一ほか、日負荷追従運転時のMOX燃料棒の挙動(IV)、日本原子力学会 1992年秋の大会

Table 3.1.1 Fuel Specification

Fuel Rod Type	Reference	Remedy 1 (Zr-liner clad)	Remedy 2 (Hollow pellet)
<u>Fuel Pellet</u>			
Type	Sintered MOX	Sintered MOX	Sintered MOX
Form	Solid	Solid	Hollow
Dish, Chamfered	Dish, Chamfered		Chamfered
Inner Diameter,mm	-	-	3.5
Outer diameter,mm	12.4	12.4	12.4
Height ,mm	13	13	13
Density ,% of TD	95	95	95
Pu Enrichment ,%	3.4	3.4	3.4
$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu} / \text{Pu+U}$			
<u>Fuel Cladding</u>			
Material	Zry-2	Zry-2 (zr-liner)	Zry-2
Inner Diameter,mm	12.7	12.7	12.7
Outer Diameter,mm	14.5	14.5	14.5
<u>Fuel Rod</u>			
Pellet/Clad Gap,μm	300	300	300
Active Length,mm	500	500	500
Fill Gas,bar;He RT	3	3	3
Free Vol. ,%	16	16	25
No.of Test Rod	2	3	2
Rod Name	A1,B1	A2,B2,B4	A3,B3

Table3-1-2 照射試験燃料仕様・照射条件

項目	IF-A-554/555燃料	A T R 実証炉燃料
1.燃料ペレット		
材質	ウラン・プルトニウム 混合酸化物	同 左
直 径	1 2 . 4 0 mm	同 左
形 状	中実ペレット (ディッシュ・ チャンファ付き) 中空ペレット	中実ペレット (ディッシュ・ チャンファ付き)
プルトニウム・フィッサイル 富 化 度	3 . 4 0 w t %	1 . 1 5 ~ 3 . 4 0 w t %
2.燃料要素		
有効長	5 0 0 mm	3 7 0 0 mm
被覆管材質	ジルカロイ-2 (Zrライナー)	ジルカロイ-2
被覆管外径	1 4 . 5 0 mm	同 左
被覆管肉厚	0 . 8 2 mm	同 左
P/Cギャップ	3 0 0 μ m	同 左
封入ガス	H e 3 . 0 $\text{kg}/\text{cm}^2 \cdot \text{a}$	同 左
3.照射条件		
到達燃焼度	3 7 , 4 0 0 M W d / t (実績)	4 3 , 0 0 0 M W d / t (設計最大)
線出力密度	5 5 . 8 k w / m (実績)	4 9 . 2 k w / m (設計最大)

Table 3.2 Fuel loading in IFA-554/555

Year/Month			'85/11 ~'86/2	'86/3 ~'86/10	'86/12 ~'87/3	'87/3 ~'88/2	'88/2 ~'88/11	'88/12 ~'89/3	'89/5 ~'89/11	'89/12 ~	
Loading NO.			←①→	←②→	←③→	←④→	←⑤→	←⑥→	←⑦→	←⑧→	←⑨→
Fuel Rod Position	IFA-554	upper Pos.4 Pos.5 Pos.6	A1								A1
		lower Pos.1 Pos.2 Pos.3	B1	84		B4	B3	83	82	B2	A2
	IFA-555		B2	82	B1	B2	B1	84	82	B3	A3
			B3	83	B3	B2	B2	81	81	B1	
Power Cycling Test (No.)			△ (1)	△ (2)	△ (3)	△ (4)	△ (5)	△ (6)	△ (7)	△ (8)	△ (9) (10) (11) (12) (13) (14) (15) (16) (17) (18)
Fuel Rod Exchanging (Rod in IFA-555/ Rod In IFA-554)			△ (B4/81)	△ (81/82)	△ (82/83)	△ (83/84)	△ (B4/81)	△ (81/82)	△ (82/83)	△ (83/84)	

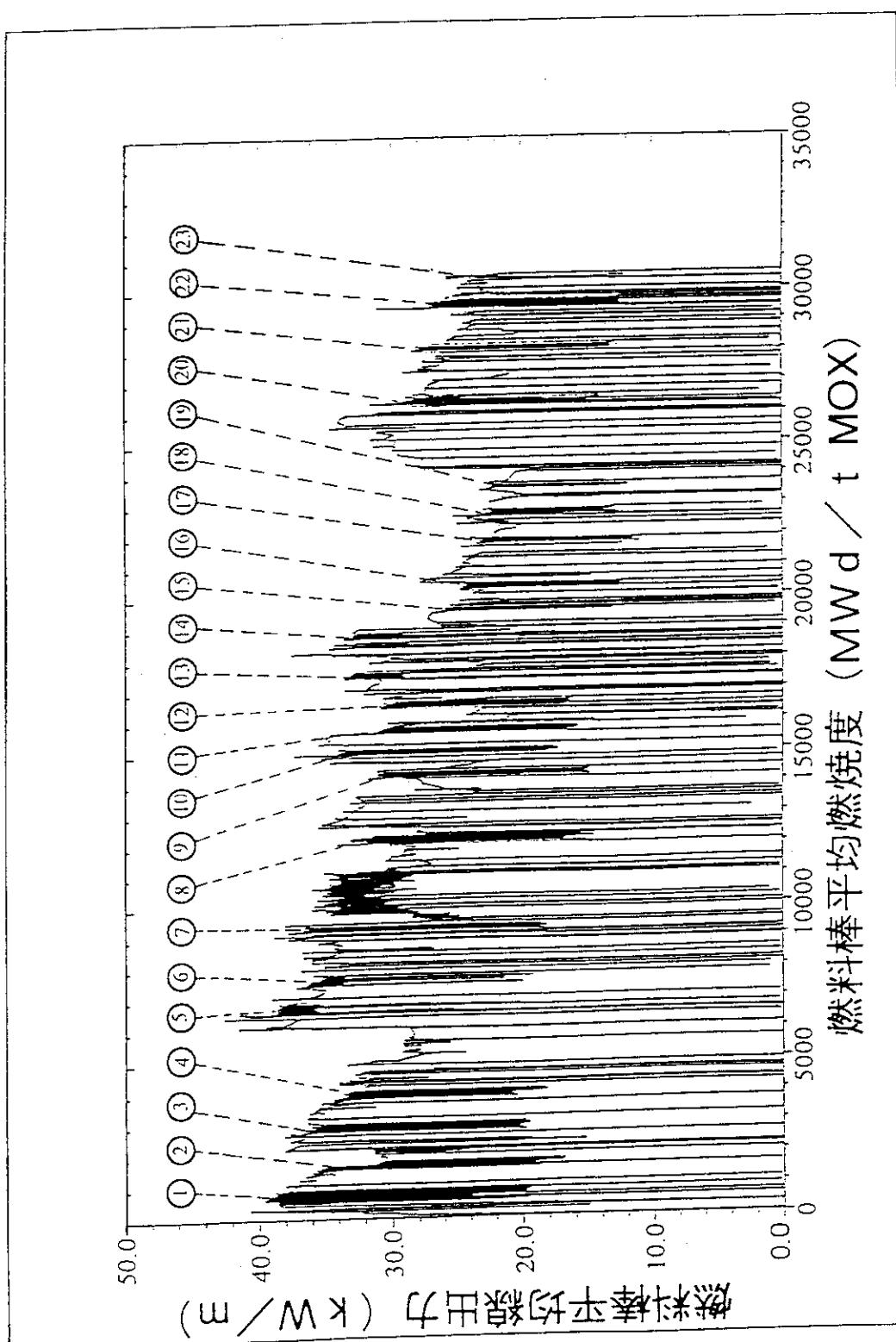


Fig.3-1 燃料棒平均熱電出力密度履歴例 (B-2 燃料)

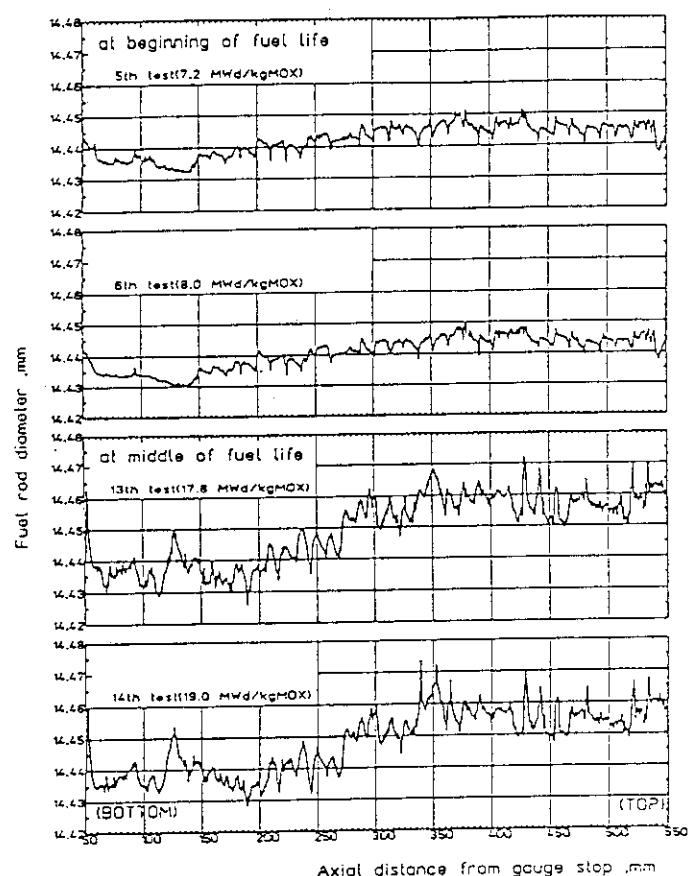


Fig. 3.2.1 Diameter profile at zero power during each power cycling test

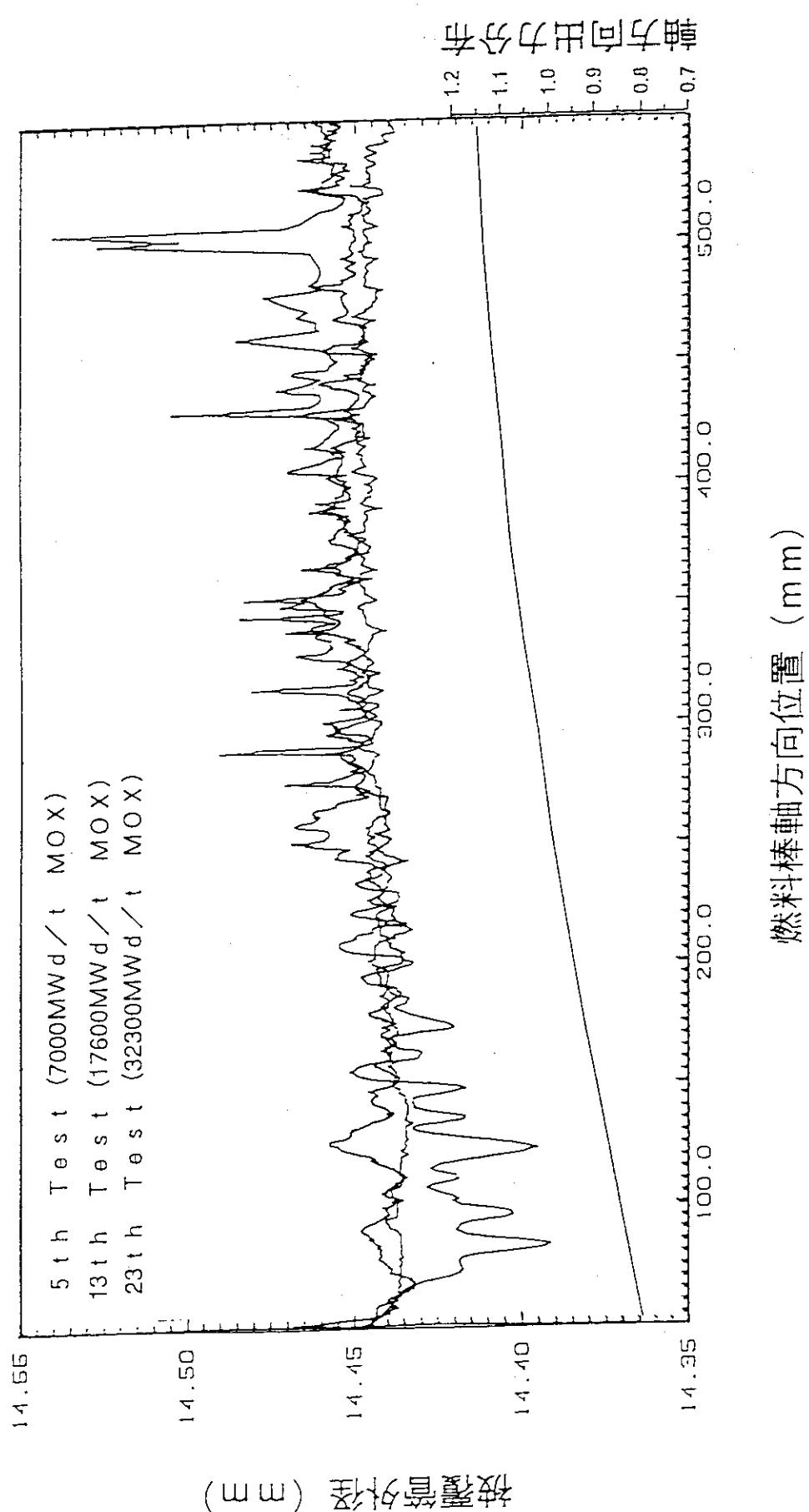


Fig.3-2-2 零出力状態での被覆管外径プロファイル

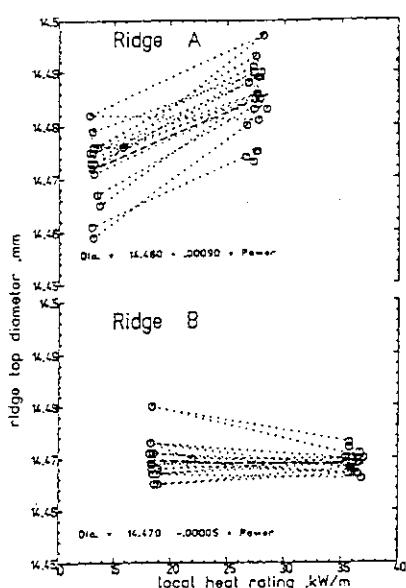


Fig. 3.3 Relation between ridge top diameter and local heat rating during the 13th test

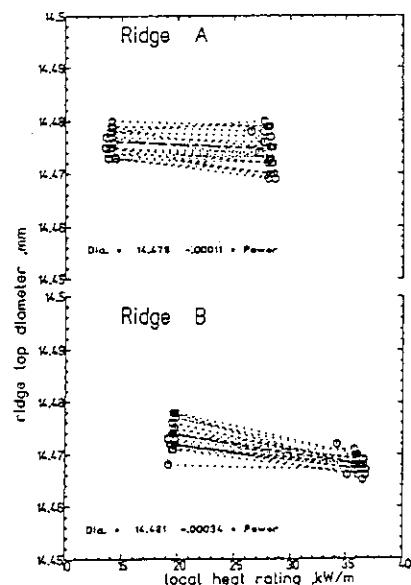


Fig. 3.4 Relation between ridge top diameter and local heat rating during the 14th test

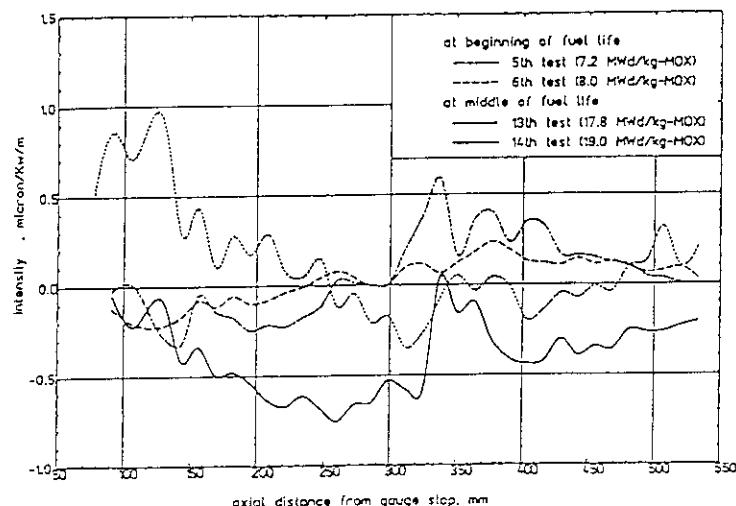


Fig. 3.5 PCMI intensity distribution during each cycling test

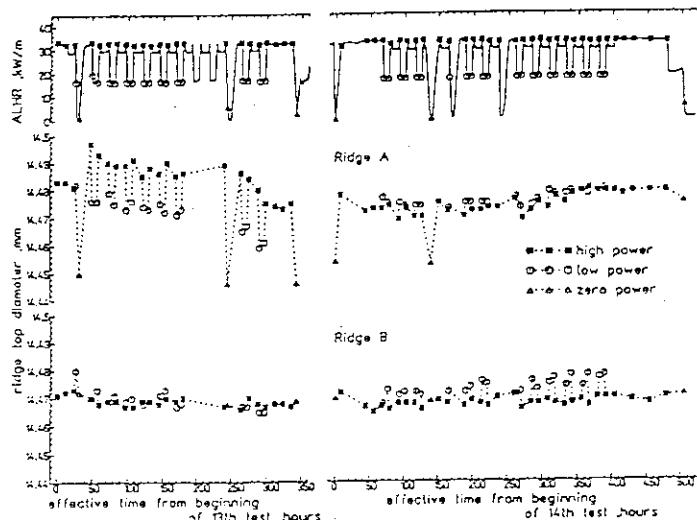


Fig. 3.6 Ridge top diameter histories during the 13th and 14th test

4. 軽水炉燃料挙動に関する研究（財電力中央研究所）

Research on LWR fuel behavior

4. 1. 研究目的

軽水型発電炉の出力変動時における燃料挙動の研究のためハルデン計画等から入手する照射試験データの解析を行う。

4. 2. 研究内容

軽水炉の燃料挙動に関する知見を整理し、燃料健全性に評価するうえで重要な項目となるペレット被覆管相互作用、燃料棒内圧上昇などの機構解明を行う。また、それらの機構をモデル化し燃料挙動解析コードを整備することによって、軽水炉運転所管国に対する基礎的な検討を行う。

4. 3. 成果

(1) 燃料ふるまい解析コードの開発と改良

原研が主体となり国内で共同開発したF E M A X I - IIIコードをもとに、ハルデン計画から継続して得られる試験データをモデル開発用および検証用データとして、高燃焼度用軽水炉燃料ふるまい解析コードE I M U Sを開発した^{1,2)}。その成果は商用炉の出力変動運転時の燃料健全性評価に適用された³⁾。

主に用いられたハルデンデータは、ハルデン計画所有の計装付き燃料棒による燃料ペレット中心温度、燃料棒内圧データである。本研究ではこれらのデータから新たな現象を発見し、その定量的解明を進めた。その内容は、軸方向移流拡散、高燃焼時の燃料内径方向出力変化モデル、燃料熱伝導率モデル、などである。各モデルはふるまい解析コードに組み込まれ、統合化された。各々の内容を以下の各項に概述する。

(2) 燃料棒内F Pガスの軸方向への移流拡散

F Pガスの軸方向移流拡散は、円筒状の中性子束シールドを上下することにより出力急昇を模擬できる集合体I F A 4 2 9における、燃料温度の過渡変化により実際例として発見された。この現象を解明するため1次元移流拡散コードL I N U Sを開発し、定式化の妥当性を熱電対データから検証した^{4,5)}。結果をFig. 4.1に示す。ここで図中のケース1ではペレット被覆管ギャップ部のガス温度を550°C、ガス圧力を1気圧とし、ケース2は750°C/2気圧、ケース3は550°C/2気圧と仮定した。

さらに、燃料棒内の軸方向にガスを流すことのできる計装集合体（ガス交換リグ）であるI F A 4 3 0、およびI F A 5 0 4のデータによりモデルの検討を進めた。これらの計装燃料は、燃料棒の上端と下端に導管を接続し、原子炉外部よ

り上端へアルゴンやヘリウム等のガスを加圧して供給し、下端を開放してガス流れをつくり、燃料棒の上部、下部に接続したガス圧力計の変化を観測するものである。本研究ではこのデータにより、燃焼度が増加してペレット被覆管間のギャップが狭まった際の流路抵抗が推定を行なった。この結果は解析コードの軸方向流れ計算部の調整に用いられた。

また同じ計装リグを一旦燃料棒全長をヘリウムで満たした後に、上端から適量のアルゴンを注入し、上端および下端の燃料中心熱電対温度の変化を観測することにより拡散混合時間の測定が行われた。本研究では、プレナム体積などの幾何学的形状を考慮することにより、実効的な軸方向拡散係数の推定を行なった。この結果は解析コードの軸方向移流拡散計算部の調整に用いられた。

(3) ペレット内の空隙を考慮した熱伝導率モデルの開発

セラミック材である燃料ペレットは、最初の出力上昇時に熱応力により径方向に大きく割れが入り、さらに照射初期には出力上昇と下降のくり返しによって周方向、軸方向などの複数の方向に割れが進展する。また、高燃焼度となると粒界バブルの連結などによる空隙が新たにペレット内に生成する。これらの空隙は熱抵抗となり、ペレットの実効的な熱伝導率を低下させると考えられる。この効果について、前項と同様にガス流れリグ IFA430、IFA504にて観測された燃料棒内のガス圧力と燃料温度との相関データから定量的な推定を行なった。空隙部においては、気体原子と酸化ウラン格子の実効的な質量差により、衝突時にエネルギー交換がある割合しか行われない。この結果固体と気体の界面には温度滑り (temperature jump distance) と呼ばれる熱障壁が発生する。この熱抵抗はガス圧力に反比例し、軽い気体であるヘリウムにて大きく、重いキセノンでは小さい。この効果をもとに本研究では空隙の熱抵抗モデル（マイクロギャップモデル）を開発し、解析コードに組み込んで IFA430 の燃料温度低下データを解析した結果、燃焼度 $3 \text{ MW d} / \text{kg M}$ でペレット半径あたり 8 個程度の空隙が存在すると仮定すると、観測された燃料温度低下をよく再現できることを明らかにした^{6,7)} (Fig. 4.2)。

より高燃焼度に関しては、ガス流れリグにて約 $40 \text{ MW d} / \text{kg UO}_2$ までガス圧力と温度低下の相関データが得られている。燃焼度の増加に伴いデータのばらつきが増大し、ガスの種類間の相違が減少する傾向が見られる。データ解析の結果、ペレット空隙のガスが、外部からの供給ガスと十分に置換していないことが示唆された。高燃焼時にはリム効果などの組織変化による空隙の増加が予想されるが、その効果の定量評価は今後の課題として残された。

(4) ハルデン炉における高燃焼時の燃料ペレット径方向燃焼分布の変化の検討

ペレット表面近傍では ^{238}U の熱外中性子の吸収断面積が大きいため、 ^{239}Pu の生成量が増加する。蓄積した ^{239}Pu は燃料として燃焼するため、発熱お

より燃焼度も表面付近で増加する。この現象は、古くから知られていたが、照射後試験によりこの領域で残留 F P ガス計測値の減少や燃料組織の変化が認められ、このため新たに注目されてリム効果と呼ばれるようになった。

本研究では、リム効果について、商用炉とハルデン炉の相違を検討するため、計算コードによる解析を行なった。本コード (VIMBURN) は、3次元エネルギーーモンテカルロ計算モジュールと燃焼ルーチンから構成される。解析結果を Fig. 4. 3 に示す。BWR と H BWR の径方向燃焼度分布を比較すると、エネルギーースペクトルが固い BWR の方が表面付近の燃焼度ピークが顕著である、また、初期濃縮度が高い燃料（濃縮度 8 %）よりも低い燃料（濃縮度 4 %）のほうが Pu による燃焼効果が大きくなるため、表面付近の燃焼度ピークが顕著になる。

本解析から重水を減速材として用いているハルデン炉では、一般の商用炉よりもリム効果が小さいことが明らかとなった。また、ハルデン炉では通常商用炉よりも高い濃縮度の燃料が用いられる。その結果さらにリム効果の発生が抑制されることとなる。

本研究によりハルデン炉と商用炉の燃焼条件の差が詳細に明らかとなった。特に高燃焼度試験を目途としたハルデン炉照射試験において、計画立案ないしデータ解釈で考慮すべき因子が明らかとなった。

参考文献

- (1)木下幹康、松村哲夫、北島庄一、亀山高範、”高燃焼時の燃料評価手法の開発
—燃料棒を対象とした解析コードの開発—”、
電力中央研究所、研究報告：T 90003、平成2年8月
- (2)M Kinoshita, "Development of LWR Fuel Performance Analysis Codes",
Journal of Nuclear Science nad Technology Vol. 30, No1, pp1 -17,
January 1993.
- (3)T Matsui, K Fukuya, M Kinoshita, "Analysis of High-Burnup Fuel
Performance during Load Follow Operation," Trans. Am. Nucl.
Soc., 54, 58(1987)
- (4)M. Kinoshita, "Axial Flow and Diffusion of Fission Gas under Ramping
Condition", Enlarged Halden Programme Group(EHPG) Meeting,
Hankoe, Norway, June 1981.
- (5)木下幹康 田中博、”軽水炉燃料における核分裂生成ガスの軸方向輸送
現象－1，－基本方程式と定常状態解析解－
電力中央研究所、研究報告：283048、昭和59年5月
- (6)S Kitajima, T Matsumura, M Kinoshita, "Reduction of Effective Thermal
Conductivity in High Burn-up Fuels," IAEA Thecnical Committee Meeting
on Fuel Performance at High Burnup for Water Reactors, Nykoping,
Sweden, 5-8 June, 1990.
- (7)S Kitajima, M Kinoshita, "Evaluation of Measured High Burnup Fuel
Temperature at RISO Project Phase 3," Presented at IAEA Technical
Committee on Fission gas Release and Fuel Rod Chemistry related to
Extended Burnup, 27 April - 1 May, 1992, Pmbroke, Ontario, Canada.
- (8)T Kameyama, T Matsumura, M Kinoshita, "Analysis of Rim Effect in High
Burnup Fuel Irradiated in HBWR and Commercial LWR," Enlarged halden
Programme Group Meeting Bolkesjo, Norway, Feb. 11-16, 1990.

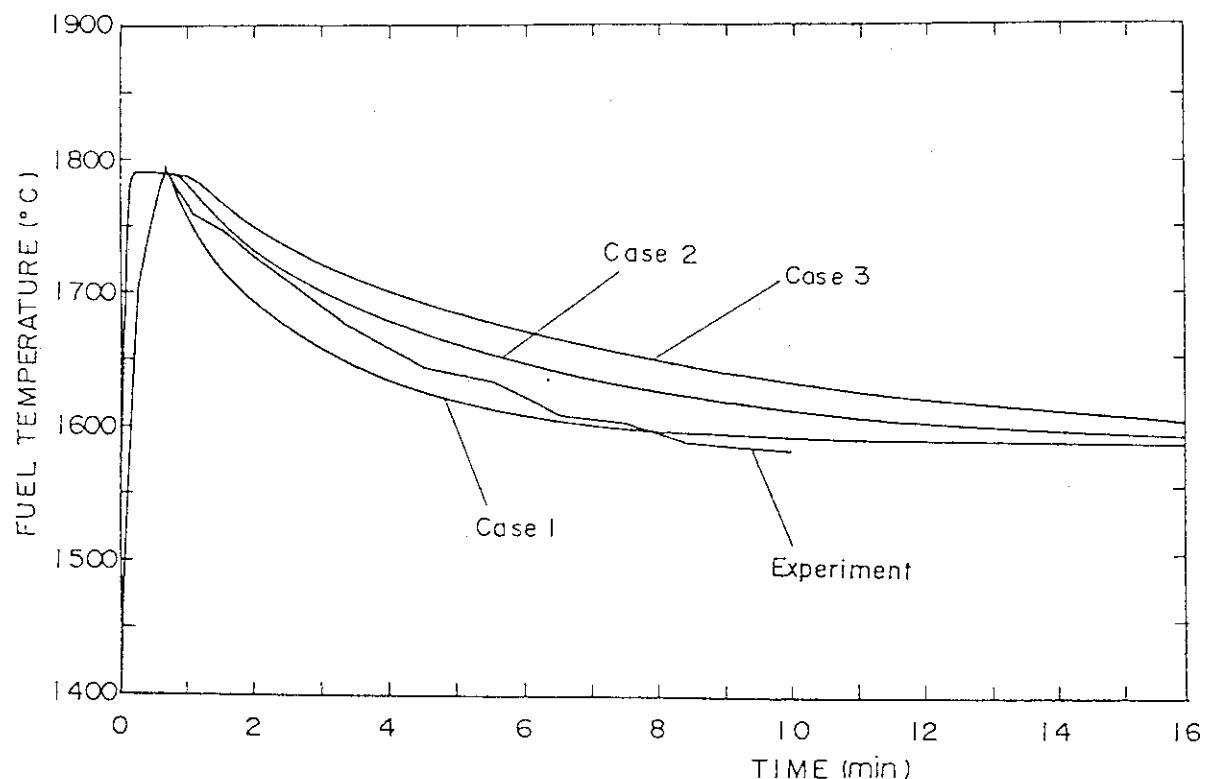


Fig.4.1 出力急昇時の過渡温度変化の実測値 (IFA429) と、FP
ガス移流拡散による温度変化推定値との比較 4)。各ケース
内容は本文参照。

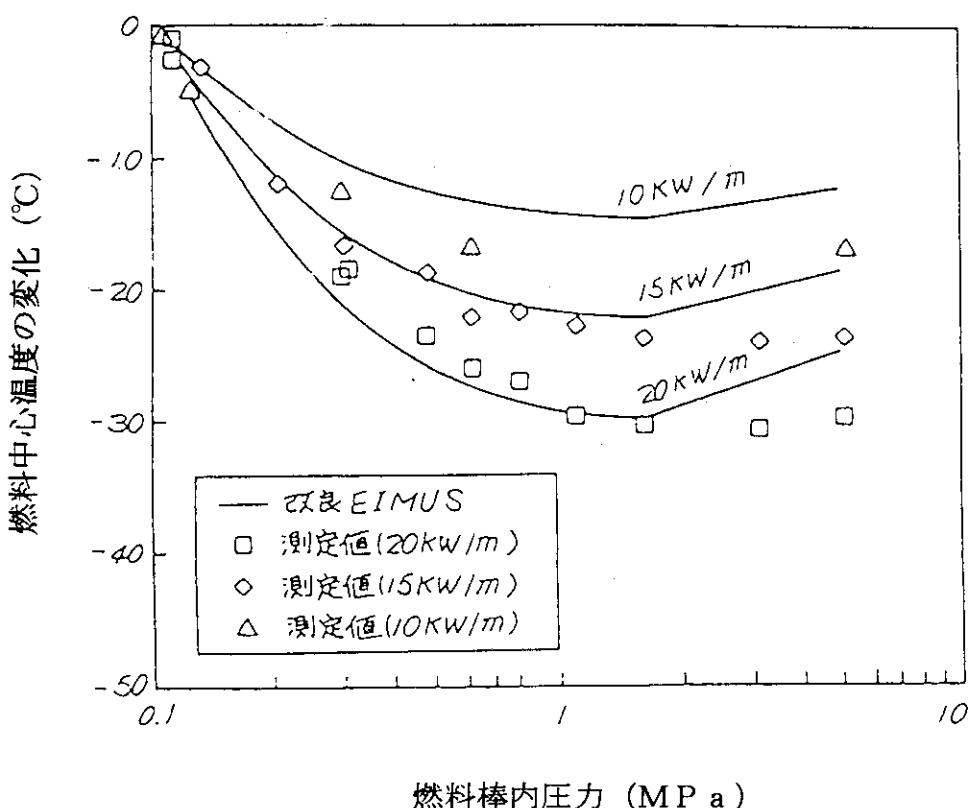


Fig.4.2 封入ヘリウムガス加圧時の燃料中心熱電対温度の低下

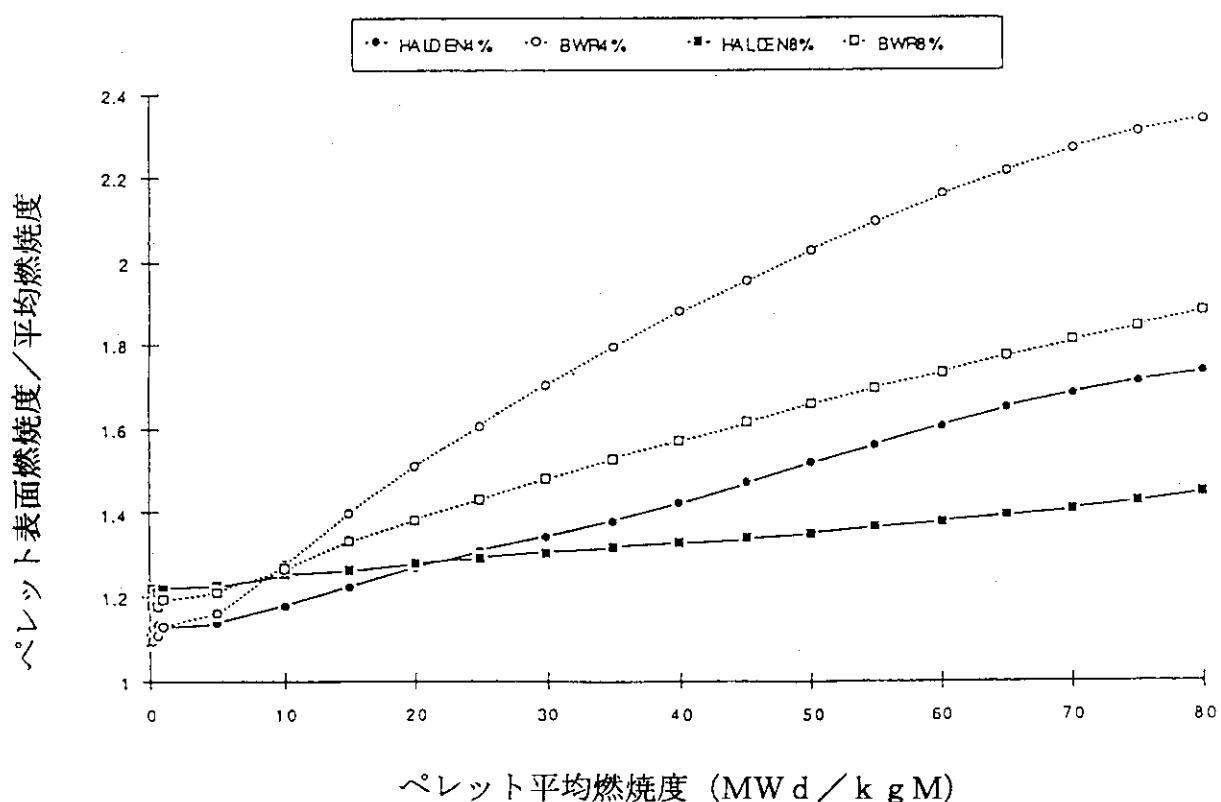


Fig.4.3 燃料ペレット表面の平均燃焼度に対する比率の変化。ハルデン
重水沸騰型炉および商用軽水沸騰型炉および各濃縮度の比較。

5. ハルデン HBWR における新型燃料の照射挙動に関する研究 Irradiation Study of Advanced Fuel Behavior in HBWR

(日本核燃料開発(株))

5. 1 研究目的

大粒径ペレット等新型ペレット燃料を高燃焼度まで照射し、照射中のFPガス放出測定および照射後試験により高燃焼度下の燃料挙動を評価する。

5. 2 研究内容

Table 5-1に示されるように、現行 UO_2 ペレット（結晶粒径、約 $10\ \mu\text{m}$ ）を標準ペレットとして無添加大粒径、アルミナシリケート添加大粒径等各種大粒径ペレットおよびガドリニア添加大粒径ペレット等を 8×8 型仕様燃料棒および 9×9 型（暫定）仕様燃料棒に装荷し、ハルデン炉で照射した。全燃料棒に内圧計を計装し、照射下のFPガス放出挙動を追跡した。なお、ガドリニアとしては中性子吸収断面積の小さい同位体を用いた。

当初装荷された 8×8 型燃料棒は燃焼度約 23 GWd/tU まで照射された後、照射後試験に供された。これと入れ替えに 9×9 型燃料が装荷され、約 30 GWd/tU まで照射が進んでいる。

5. 3 成 果

5. 3. 1 照射下FPガス放出

9×9 型燃料棒の平均照射出力は約 35 kW/m で、燃焼度約 30 GWd/tU まで照射データが蓄積されている。ガドリニア添加ペレットの場合、添加量が 10 wt\% と多くその分ウランインベントリが下がるため、他の燃料と比較して出力が約 10% 低い。標準および無添加大粒径ペレットのFPガス放出測定結果をFig. 5-1に示す。約 25 GWd/tU より高燃焼度下のFPガス放出率は標準ペレットの約 18% に対して無添加大粒径ペレットは約 11% で、大粒径化によるFPガス低減効果が明瞭に認められた。Fig. 5-2には添加物大粒径ペレットの例として、合成アルミナシリケート添加ペレットのFPガス放出を標準と比較して示したが、前者も標準ペレットよりFPガス放出が少ない。一方、ガドリニア添加ペレットは他のいずれのペレットよりもガス放出率が高かった（Fig. 5-3）。これは、ガドリニア添加によって熱伝導率が低下し、燃料温度が高くなつたためと考察された。

5. 3. 2 照射後試験

8×8 型燃料棒の平均照射出力は $25-30\text{ kW/m}$ 、燃焼度は約 23 GWd/tU で、 9×9 型燃料棒と比較して出力、燃焼度ともに低いため、FPガス放出率は約 $2-5\%$ と低く、ペレット間の放出率の差も小さかった。この燃料棒について、ペレット周辺部から直径 1.5 mm 、厚さ 1 mm のディスク状試料を切り出して、照射後再加熱試験を行った。加熱条件は $1800^\circ\text{C} \times 5$ 時間、雰囲気は $7\%\text{H}_2-\text{N}_2$ （還元雰囲気）である。試料から放出される

Kr⁸⁵の放射能を計測することによって、ガス放出量を測定した。

温度履歴、Kr⁸⁵曲線および積分放出率曲線をFig. 5-4に示す。1800°Cへ昇温後まもなくバースト放出が見られた。バースト放出はベース照射中に粒界に蓄積されていたFPガスが急速に放出される現象であると考えられている。バースト放出後は粒内から粒界へのガス拡散に律速される緩やかなガス放出が見られた。

Fig. 5-5にバースト放出率と結晶粒径との関係を示す。無添加大粒径のガス放出率は標準UO₂の1/2から1/3であったが、この比の値は両者の粒径比の逆数の値とほぼ同等で、ガス放出率に対する明瞭な粒径効果が認められる。アルミナシリケート添加ペレットのバースト放出率は同粒径のUO₂ペレットとほぼ同等であった。これに対してニオビア添加およびチタニア添加ペレットは、同粒径のUO₂と比較して、大幅にガス放出が大きいことが分かった。これは、UO₂マトリクスへのチタニアあるいはニオビアの固溶によってガス拡散が加速されたためと考察された。再加熱試験後のペレットSEM写真をFig. 5-6に示す。約1μmまで粗大化した気泡が多数粒界に析出している様子が認められた。最もガス放出量が多いニオビアあるいはチタニア添加ペレットは他のペレットより更に気泡成長が著しい。粒界気泡の数密度および気泡径から気泡スウェーリング率を算出して、Fig. 5-7に示した。バーストガス放出と同様に、大粒径化による気泡スウェーリング低減効果が明瞭であった。また、アルミナシリケート添加によって気泡スウェーリングが更に低減できることが分かった。

Table 5.1 Additive concentration, grain size and density of fuel pellets.

Fuel rod type	Pellets	Grain size (μm)	Density (g/cm ³)
9x9	Undoped standard	12	10.6
	Undoped large-grained	63	10.6
	0.2wt%TiO ₂ doped	99	10.9
	0.25wt%Al-Si-O doped ¹	54	10.5
	0.25wt%Ti-Si-O doped ¹	153	10.8
	10wt%Gd ₂ O ₃ doped	59	10.3
8x8	Undoped-standard	16	10.6
	Undoped large-grained	43	10.5
	0.7wt%Nb ₂ O ₅ doped	110	10.8
	0.2wt%TiO ₂ doped	85	10.8
	1.0wt%K doped ²	15	10.6
	0.5wt%B doped ³	28	10.4

1) Synthetic aluminosilicate or titaniasilicate

2) Kaolinite

3) Bentonite

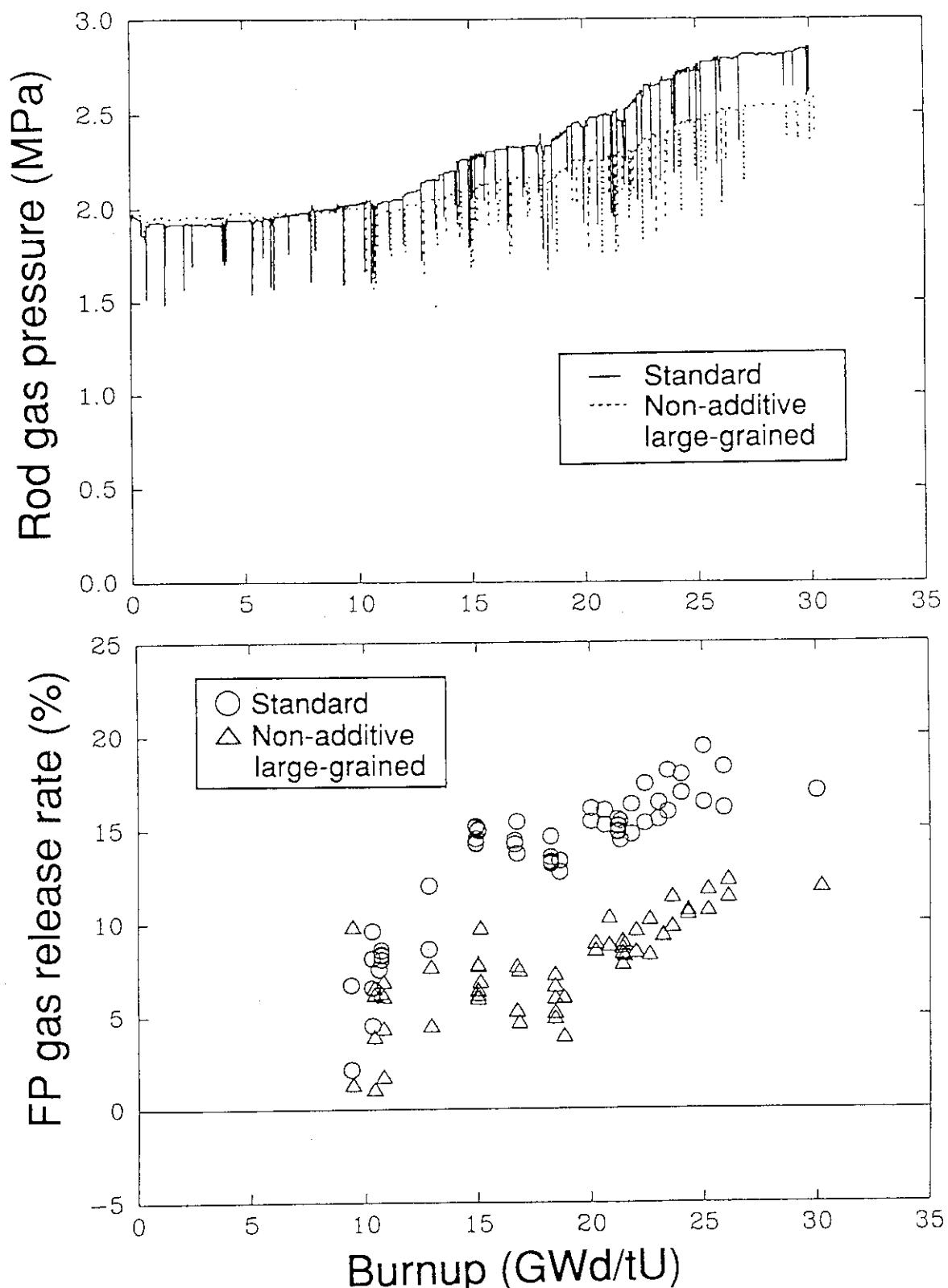


Fig. 5.1 Comparison of FP gas release
(Standard and non-additive large-grained)

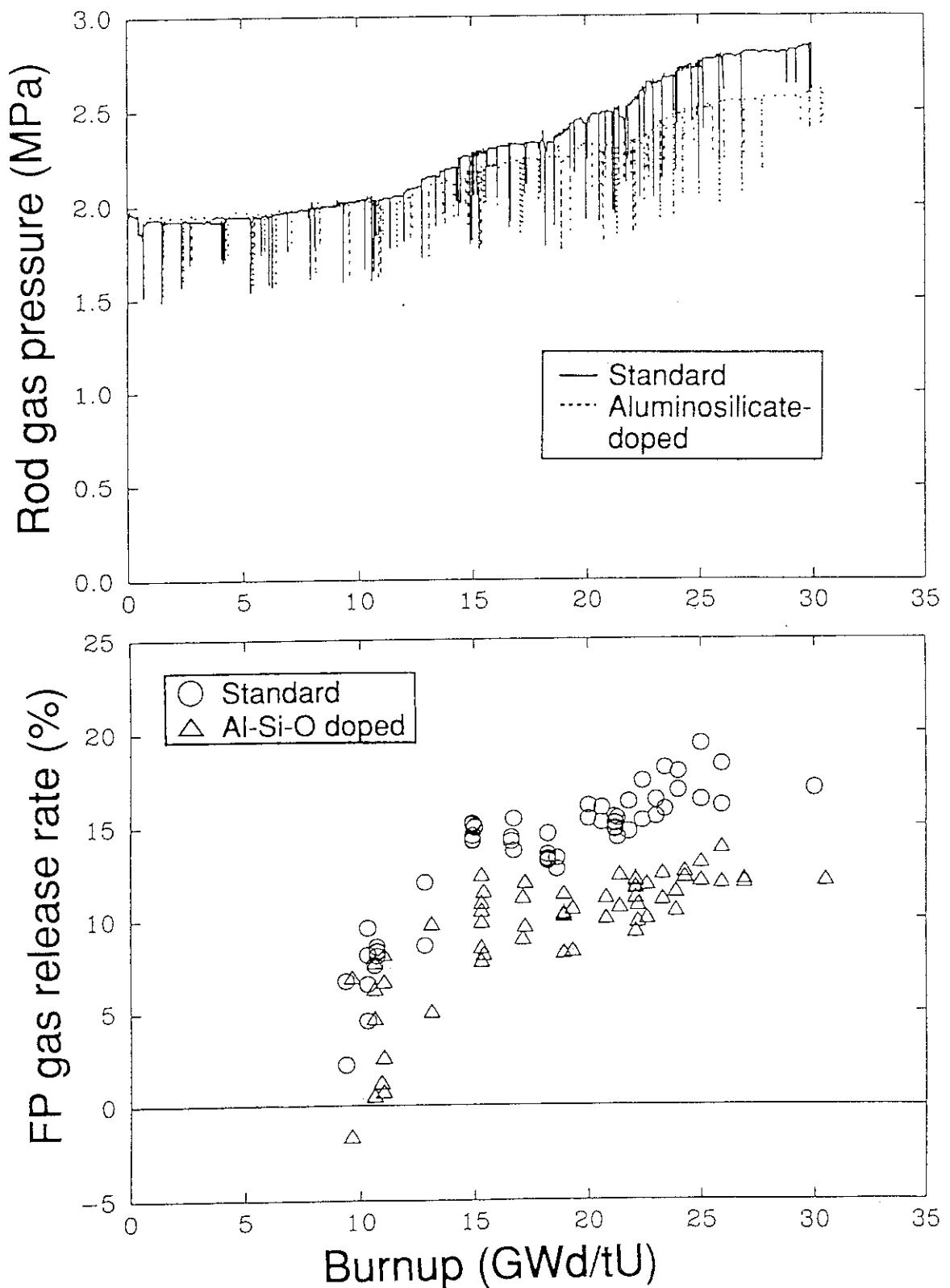


Fig. 5.2 Comparison of FP gas release
(Standard and Aluminosilicate-doped)

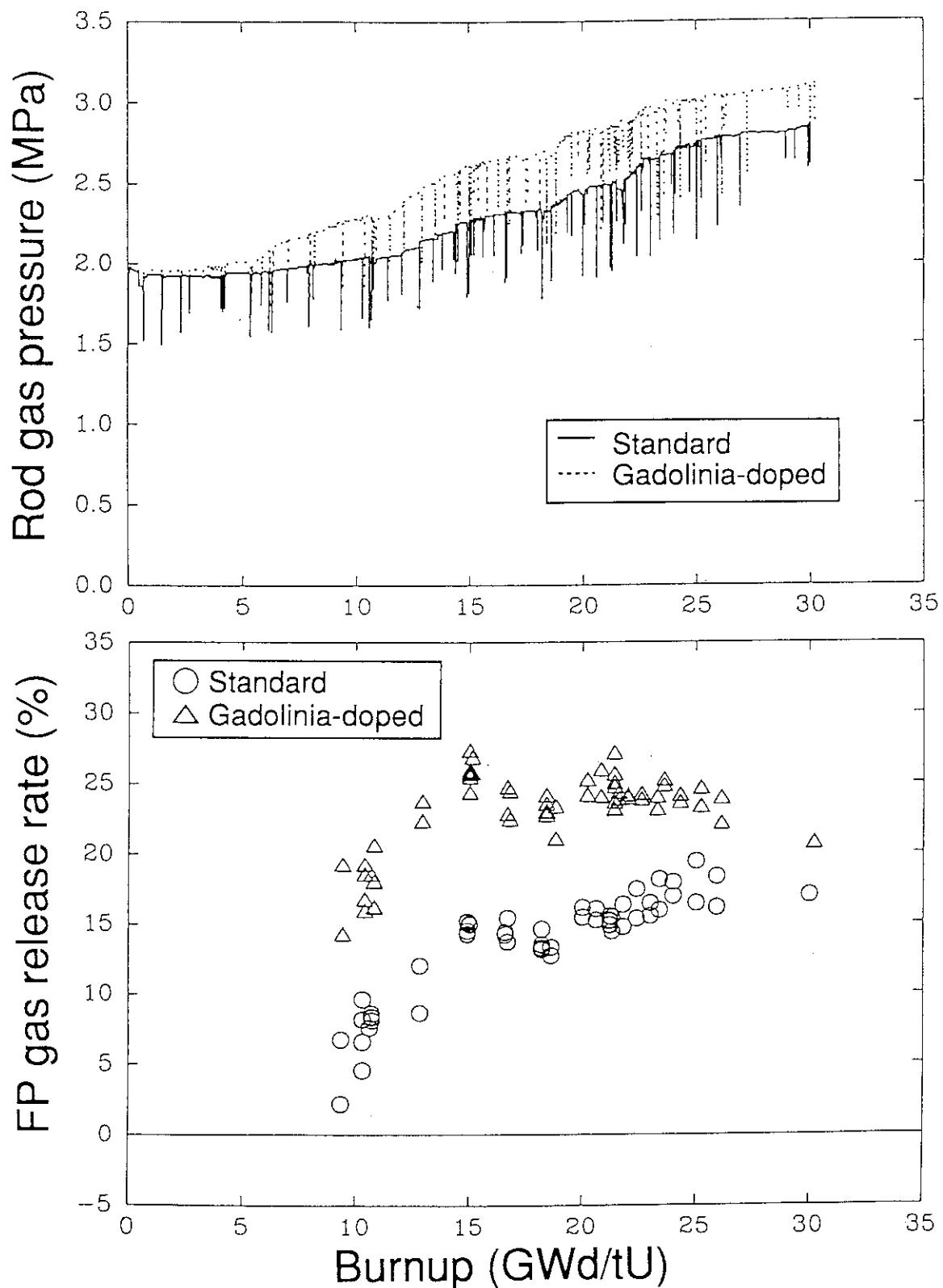


Fig. 5.3 Comparison of FP gas release
(Standard and Gadolinia-doped)

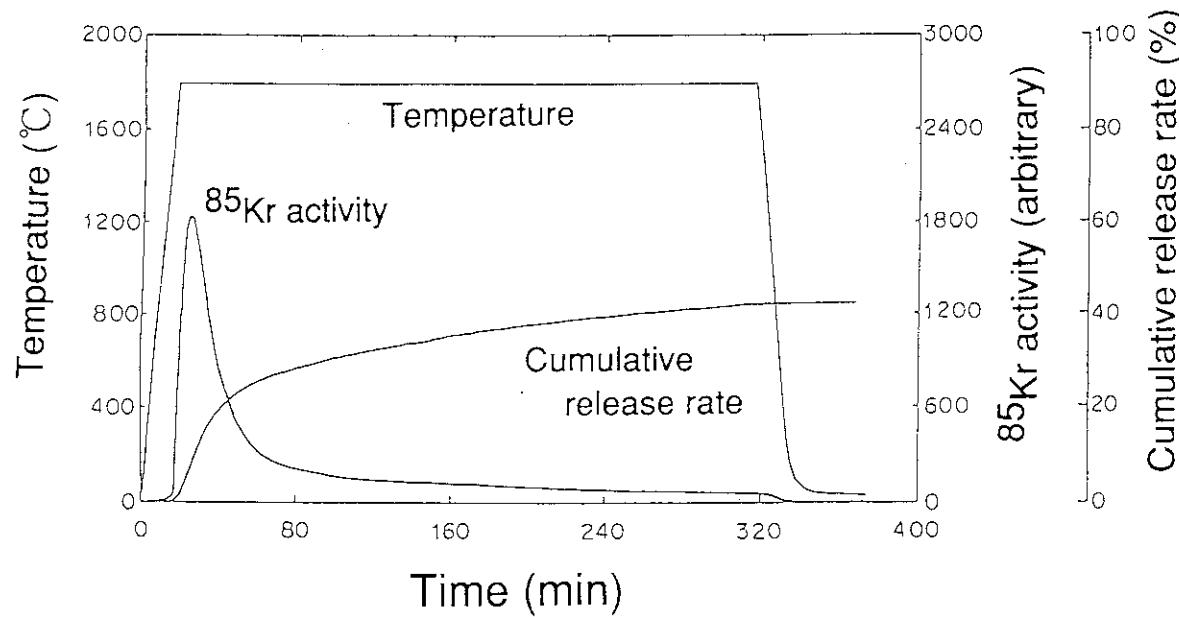


Fig. 5.4 ^{85}Kr release curve during the annealing tests $1800^\circ\text{C} \times 5\text{hr}$

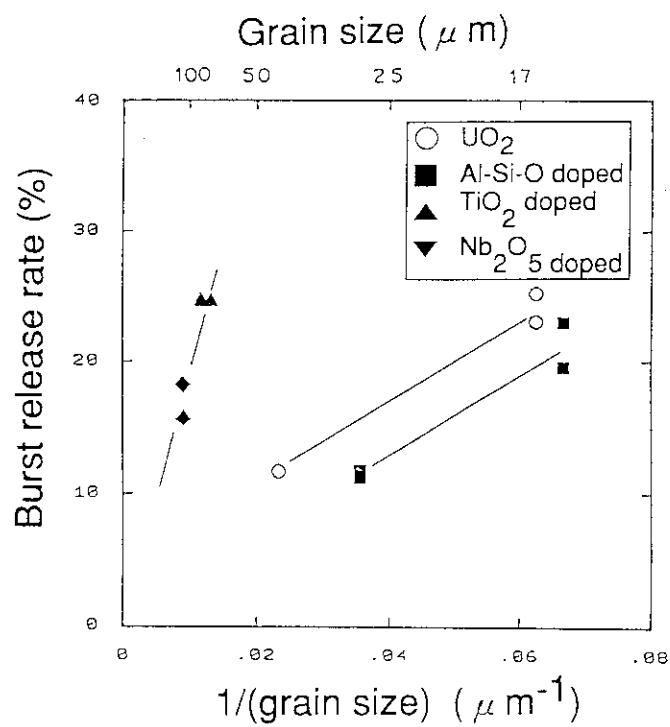


Fig. 5.5 Burst release rate vs grain size

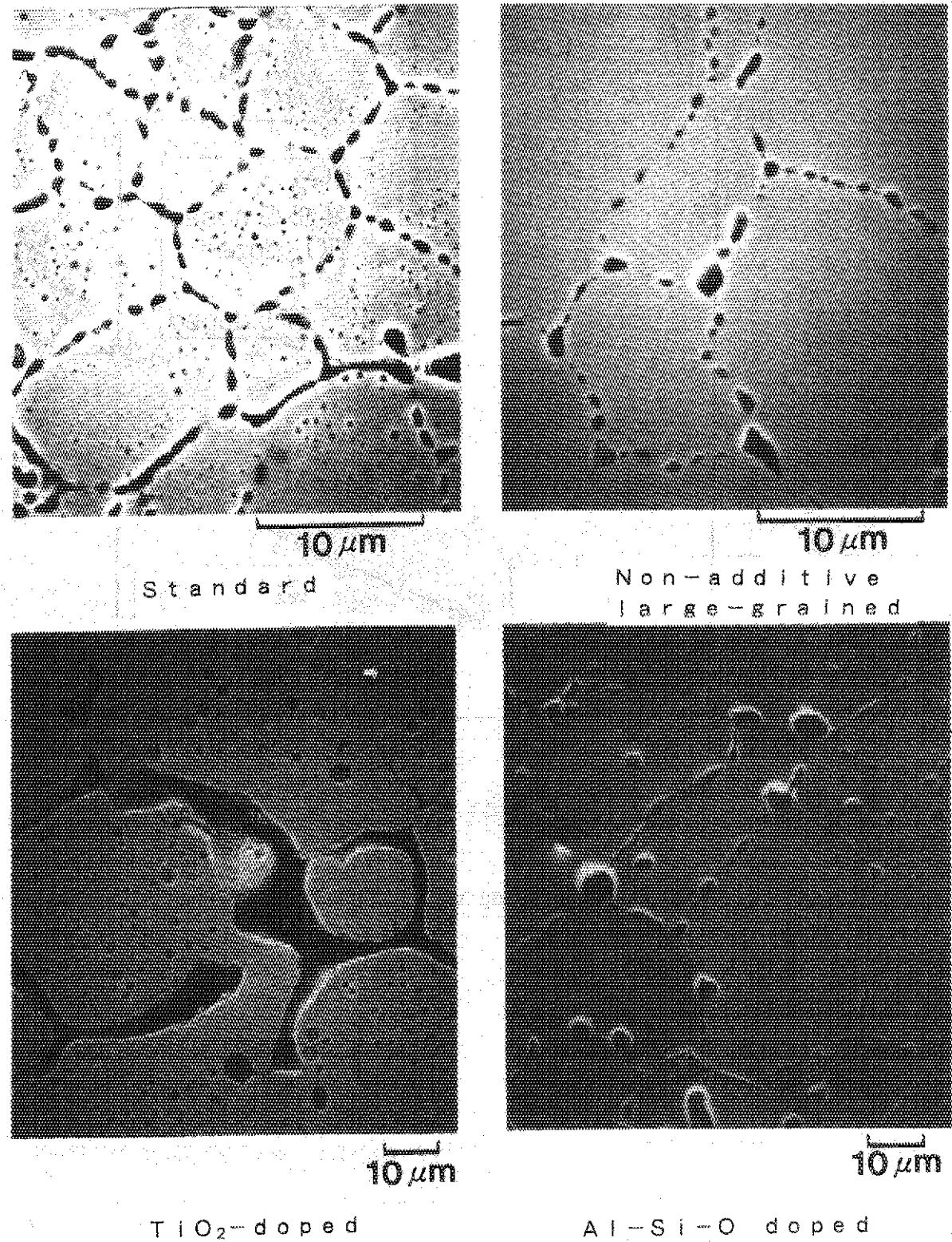


Fig. 5.6 SEM micrographs of polished surfaces after annealing tests.

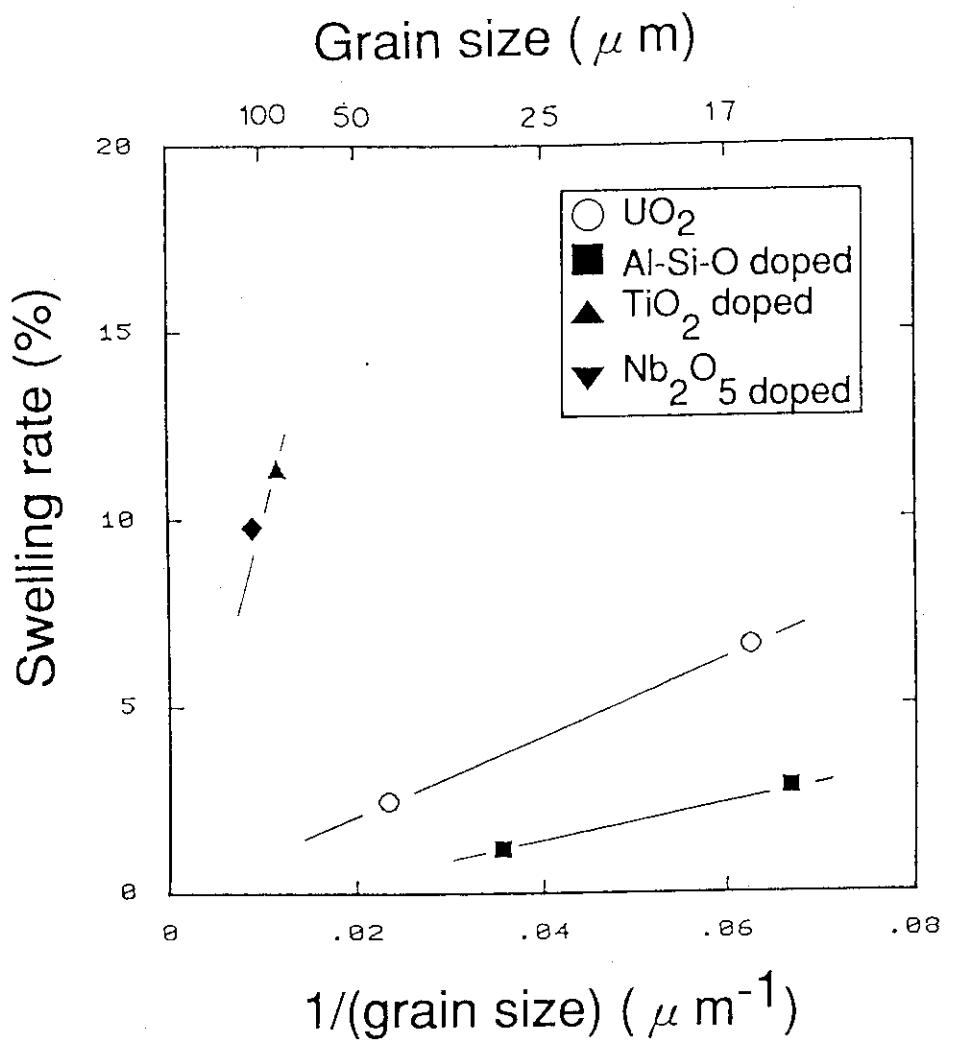


Fig. 5.7 Swelling rate vs grain size

6. 混合酸化物燃料(MOX)の照射特性に関するハルデン炉での照射試験 Irradiation Behaviour of IFA-559 MOX Fuel Rods

(三菱重工業(株))

6.1 研究目的

PWR におけるMOX 燃料の高燃焼度利用を目指し、ハルデン炉においてMOX 燃料を照射し、MOX 燃料棒の照射挙動について評価することを目的とする。

6.2 研究内容

試験燃料棒は、動燃製MOX 燃料棒8 本及び比較用の三菱製UO₂ 燃料棒4 本の計12本であり、6 本ずつFig.6.1 に示す上下2 クラスターに分けて照射した。

各試験燃料棒には上下に計装が取り付けられており、Fig.6.2 に示すように燃料中心温度と被覆管伸びの組み合わせ、燃料棒内圧と有効長伸びの組み合わせが有り、これらによって出力運転中のデータを測定した。

試験燃料棒の仕様は、PWR の17*17 型燃料棒の仕様を標準にしており、パラメータとしてペレット・被覆管ギャップを変えたもの及び封入ガスの加圧量及び種類を変えたものを照射した。燃料棒の概略仕様をTable.6.1 に示す。

6.3 成果

試験燃料棒の内、半数の燃料棒は照射後試験実施のために1991年1月に取り出し、残り6 本については1993年2月まで照射した。達成燃焼度をTable.6.2 に示す。

燃料中心温度について、照射初期はFig.6.3 にしめすように、MOX とUO₂ は同一線出力にて同等の温度をしめしたが、燃焼が進むとMOX の燃料中心温度はUO₂ より高くなることが確認された。(Fig.6.4)

燃料内圧について、MOX はUO₂ より若干高めの内圧値をしめし、照射後試験によってもMOX のFPガス放出率はUO₂ より大きい事が確認できた。

燃料有効長伸びについて、MOX は焼きしまりをしめさず、スエリングのみによる伸び挙動をしめすのに対し、UO₂ は照射初期に焼きしまりによる有効長の減少をしめし、その後はスエリングによる有効長伸びをしめす事が確認できた。

燃料被覆管伸びについてはMOX はUO₂ と同等の伸び挙動をしめすことが確認できた。

Table 6.1 Specification of the test rod

燃 料 棒 タ イ プ		A		B	
燃 料 棒 本 数		UO ₂	MOX	UO ₂	MOX
ペ	直 径 [mm]	8.19	↔	8.23	↔
レ	Pu' 富化度 (w t %)	—	6.0	—	6.0
ツ	U-235濃縮度 (w t %)	9.0	—	9.0	—
ト	PuO ₂ 粒径 (μm)	—	≤ 400	—	≤ 400
燃	ペレット被覆管ギャップ (μm)	170	↔	110	↔
料	封入ガス加圧量 (kg/cm ² · a)	10.5 (He)		1.0 (Ar)	
棒					

Table 6.2 Irradiation Condition

燃料棒	燃料棒平均達成 燃焼度 (Mwd/Mt)	寿命平均燃料棒 出力 (W/cm)	寿命最大燃料棒 出力 (W/cm)
1 UO ₂ · typeA	45100	190	340
2 UO ₂ · typeB	28800	190	333
3 MOX · typeA	43000	180	333
4 MOX · typeA	29100	185	322
5 MOX · typeB	43700	185	338
6 MOX · typeB	30700	205	339
7 UO ₂ · typeA	33300	120	301
8 UO ₂ · typeB	20400	140	289
9 MOX · typeA	33800	125	315
10 MOX · typeA	21100	135	270
11 MOX · typeB	33800	125	318
12 MOX · typeB	21800	145	301

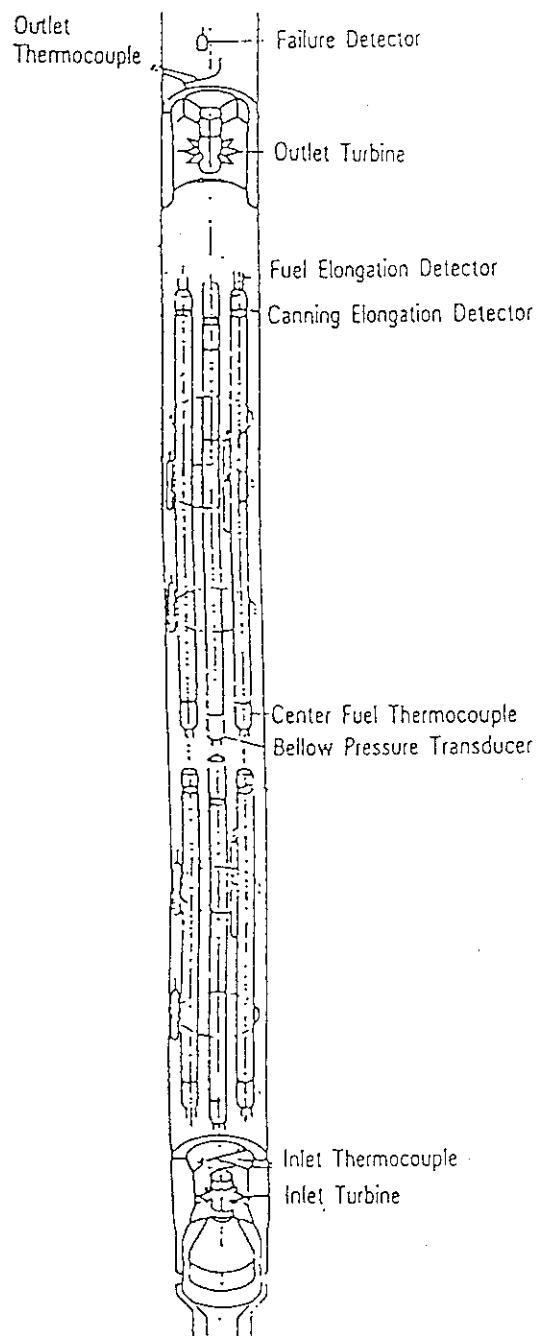
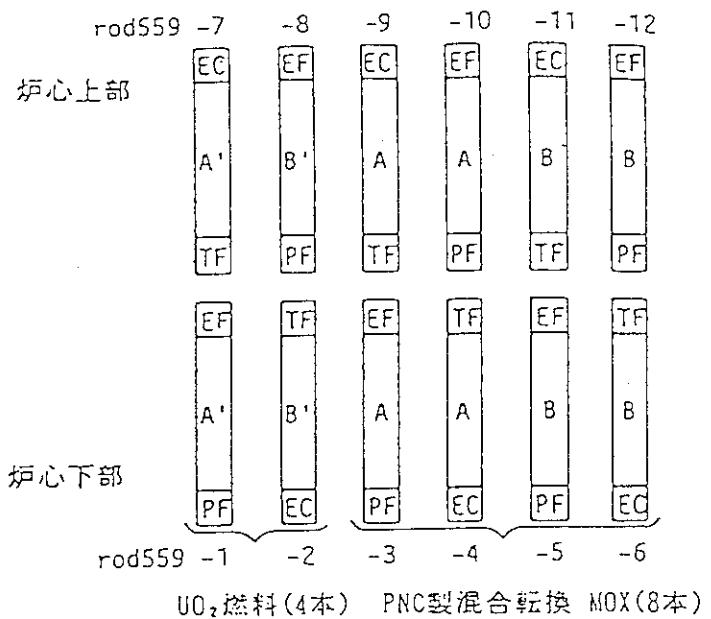


Fig.6.1 HALDEN 炉の照射リグ



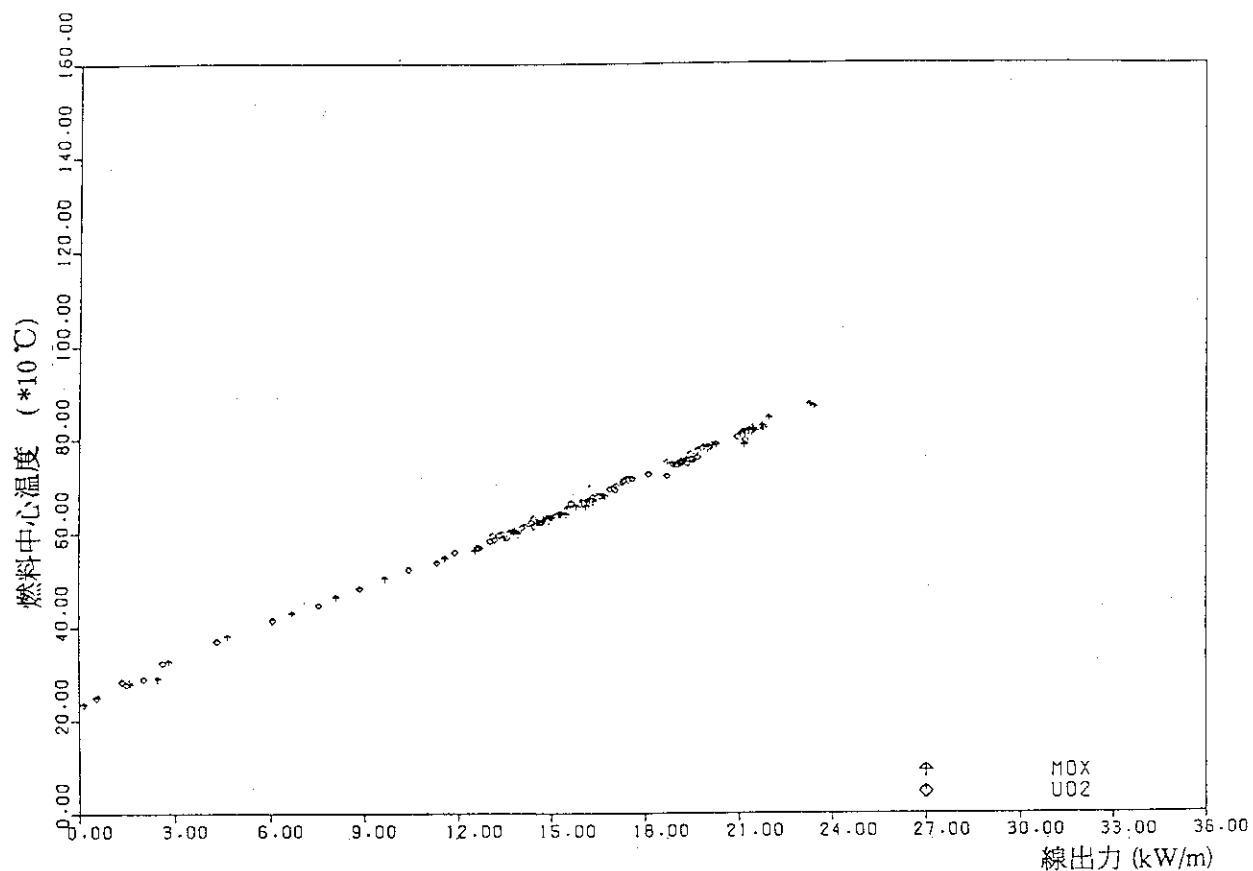
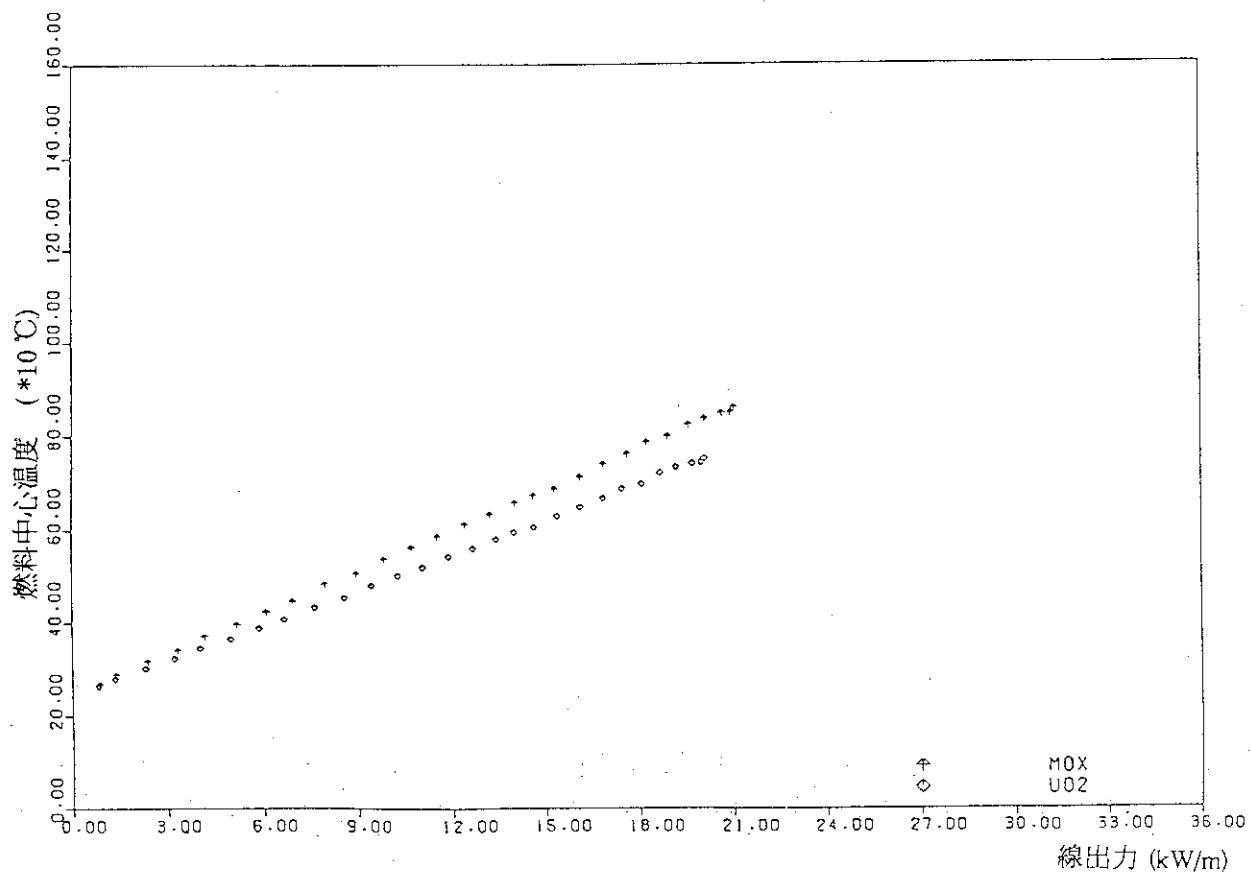
<燃料タイプ>

燃料	ベレット径 mm	8.19	8.23
MOX		A	B
UO_2		A'	B'

<計装器具>

TF : ベレット中心温度測定
PF : 内圧測定
EF : ベレット・スタック長伸び測定
EC : 被覆管伸び測定

Fig.6.2 試験燃料棒の計装配置

Fig. 6.3 燃料中心温度に関する MOX と UO₂ の比較（照射初期）Fig. 6.4 燃料中心温度に関する MOX と UO₂ の比較 (20GWd/t 時)

7. ハルデン HBWRにおけるKWU型及びB & W型燃料の照射挙動に関する研究

Study on Irradiation Behavior of KWU and B & W Fuel in HBWR

(原子燃料工業㈱)

7.1 研究目的

本研究は、軽水炉発電炉における燃料挙動の研究のため、熱拡散率等の熱物性を測定することを目的とする。

7.2 研究内容

上記熱物性測定の為の試料 (UO_2 及びガドリニア入り UO_2) として、孔あきペレット及び短尺ペレットを製作し、その熱拡散率を測定した。

7.3 成 果

7.3.1 孔あきペレットの製作

温度測定用のペレットとして、Fig. 7-1に示される形状を有するペレットを製作した。製作したペレットをTable 7-1に示す。

7.3.2 短尺ペレットの製作

熱拡散率測定用にTable 7-2に示される短尺ペレットを製作し、合計92個の短尺ペレットを日本原子力研究所に輸送した。また、 $\phi 9.7\text{mm}$ の短尺ペレットに関しては、各3個づつ合計24個を原燃工にて保管し、原燃工での熱拡散測定用試料とした。

7.3.3 短尺ペレットの熱拡散率測定

7.3.2で製作し、原燃工にて保管している短尺ペレットの熱拡散率を測定した。熱拡散率はレーザーフラッシュ法を用い測定し、対数法にて評価した。測定用試料をTable 7-3に測定結果をTable 7-4に示す。本データは熱膨張補正をしていないがガドリニア入りペレットの熱膨張率は、 Gd_2O_3 添加量10wt%程度までは UO_2 との差が小さいので、 UO_2 の熱膨張率にて、補正は可能である。

Fig. 7-2にペレット厚みの影響を示す。1.0mmと1.8mmではほとんど差異が認められないことが、確認できた。Fig. 7-3に Gd_2O_3 添加量の影響を示す。添加量と共に熱拡散率が低下する。また、高温では Gd_2O_3 添加量の影響は小さくなっていることが確認できた。

なお、照射後ペレットの熱拡散率の測定を行うため、同一の試料について原研でも、レーザーフラッシュにより熱拡散率の測定を実施中である。

Table 7-1 孔あきペレット

Gd ₂ O ₃ 量 (%)	数(個)	形 状		(孔径)
0	20	Fig.7-1 (a)		
0	10	"	(b)	ϕ 2.0
0	10	"	(c)	"
0	4	"	(d)	"
0	10	"	(b)	ϕ 1.2
0	10	"	(c)	"
0	4	"	(d)	"
6	20	"	(a)	
6	10	"	(b)	ϕ 2.0
6	10	"	(c)	"
6	4	"	(d)	"
6	10	"	(b)	ϕ 1.2
6	10	"	(c)	"
6	4	"	(d)	"

Table 7-2 熱定数測定用短尺ペレット

(仕様)

形 状 種 類	UO ₂	Gd ₂ O ₃ 入り UO ₂		
		3wt %	6wt %	10wt %
$\phi 5.0 \pm 0.5$	t = 0.5 ± 0.2	5	5	5
	t = 1.0 ± 0.2	5	5	5
	t = 1.9 ± 0.1	5	5	5
$\phi 9.7 \pm 0.2$	t = 1.0 ± 0.2	4	4	4
	t = 1.9 ± 0.1	4	4	4

☆ t (厚さ) の公差は目標値

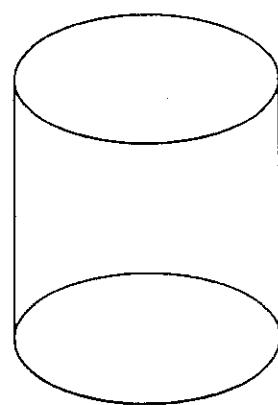
☆ 各ディスクの平行度は $\pm 10 \mu\text{m}$

Table 7-3 供試サンプル

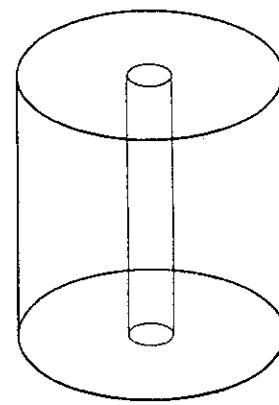
試料名	Gd2O3濃度	重量(g)	直径(mm)	厚み(mm)	密度(g/cm ³)
G-0A	0wt%	1.3427	9.494	1.795	10.571
G-1A	3wt%	1.3134	9.504	1.795	10.309
G-2A	6wt%	1.3057	9.503	1.774	10.387
G-3A	10wt%	1.3165	9.505	1.795	10.334
G-0B	0wt%	0.754	9.501	1.005	10.585

Table 7-4 热拡散率測定結果

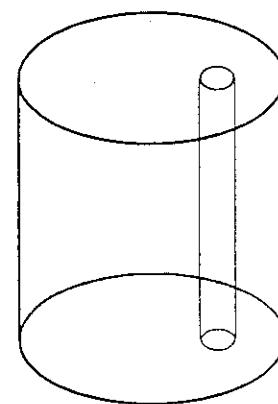
G-0A		G-1A		G-2A		G-3A		G-0B	
温度 (°C)	热拡散率 (cm^2/s)								
22.5	0.02847	25.7	0.02161	24.5	0.01806	23.6	0.01582	23.0	0.02954
23.0	0.02818	25.2	0.02176	25.5	0.01848	23.6	0.01541	23.1	0.02968
23.5	0.02902	25.3	0.02139	23.6	0.01850	24.1	0.01541	20.6	0.03016
200.0	0.02093	196.7	0.01661	201.6	0.01462	201.5	0.01286	201.5	0.02200
198.8	0.02084	197.0	0.01678	202.5	0.01453	202.5	0.01269	201.0	0.02108
200.8	0.02035	198.1	0.01640	202.3	0.01433	201.6	0.01276	199.3	0.02021
402.3	0.01553	399.7	0.01351	399.7	0.01209	399.7	0.01102	400.5	0.01468
401.8	0.01574	400.2	0.01376	399.8	0.01215	399.2	0.01103	399.5	0.01487
401.0	0.01572	400.0	0.01350	400.0	0.01195	399.0	0.01089	400.5	0.01534
602.5	0.01233	600.7	0.01151	599.5	0.01049	600.0	0.00942	599.8	0.01246
601.2	0.01219	600.7	0.01116	598.7	0.01067	600.3	0.00944	600.3	0.01220
601.5	0.01238	602.8	0.01165	599.0	0.01105	600.7	0.00943	600.8	0.01213
800.2	0.01052	799.6	0.00931	798.9	0.00938	799.4	0.00853	798.3	0.00977
802.6	0.01033	798.6	0.00936	801.2	0.00945	799.8	0.00863	799.7	0.00993
803.3	0.01045	797.7	0.00920	801.7	0.00938	799.7	0.00851	800.4	0.00965
999.1	0.00872	999.6	0.00810	1001.6	0.00831	1000.2	0.00773	1000.9	0.00833
999.1	0.00882	1001.1	0.00815	1002.1	0.00834	1000.7	0.00766	1001.4	0.00845
999.2	0.00886	1001.2	0.00800	1002.1	0.00818	1000.4	0.00762	1001.3	0.00844
1200.6	0.00770	1200.5	0.00711	1201.0	0.00749	1202.0	0.00697	1201.1	0.00723
1201.4	0.00767	1201.0	0.00712	1201.9	0.00759	1203.1	0.00715	1201.6	0.00732
1201.5	0.00766	1201.5	0.00705	1202.0	0.00741	1202.7	0.00705	1201.3	0.00723
1398.9	0.00760	1400.1	0.00708	1398.3	0.00724	1401.2	0.00642	1398.7	0.00642
1398.6	0.00767	1400.2	0.00686	1399.1	0.00734	1401.4	0.00649	1398.9	0.00639
1398.3	0.00739	1400.1	0.00721	1399.3	0.00721	1400.1	0.00650	1399.1	0.00675



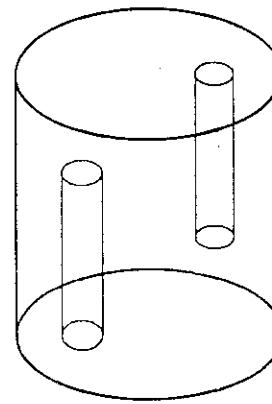
(a)



(b)



(c)



(d)

Fig.7-1 孔あきペレット形状

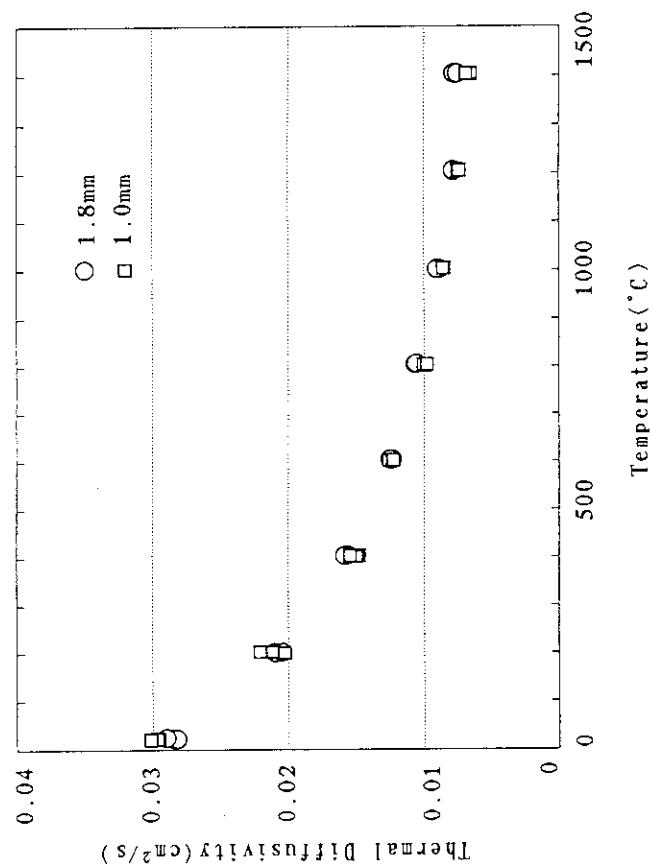
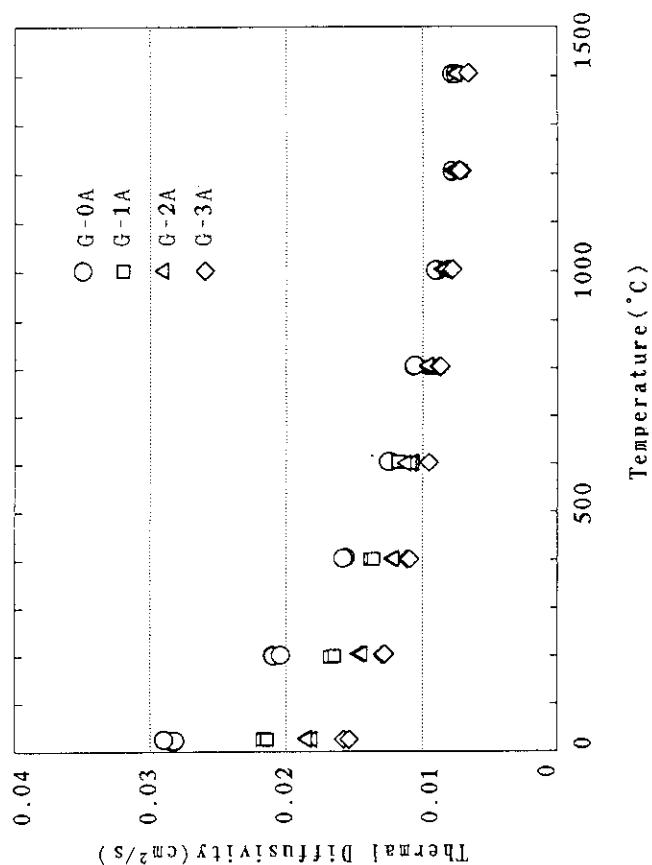


Fig. 7.2 Thermal Diffusivity of UO_2

Fig. 7.3 Thermal Diffusivity of $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$

8. ハルデン炉における高濃度ガドリニア入り燃料及び改良燃料の照射挙動に関する研究

Study on Irradiation Behavior of High Content Gadolina Fuel and Advanced Fuel in HBWR

(三菱重工業株)

8. 1 研究目的

PWR型発電炉燃料の高燃焼度運転実現のため、ハルデン炉において高濃度ガドリニア入り燃料棒及び改良燃料棒を照射し、これら燃料の照射挙動について解明することを目的とする。

8. 2 研究内容

10wt% Gd_2O_3 濃度のガドリニア入り燃料棒及び活性化 UO_2 粉末から製造されたペレット結晶粒径の大きい改良燃料棒（大粒径ペレット）がそれぞれ1本ずつがFig.8.1に示す様に同一照射リグの上下クラスターに分けられて照射された。各燃料棒にはFig.8.2、3に示すように比較用の現行燃料棒と7本のドライバー燃料棒と同時に照射された。また同図に示すように試験燃料棒及び比較用燃料棒には燃料中心温度測定用の熱電対、燃料棒内圧センサー、燃料スタック長変化測定センサーが取り付けられた。照射後はホットセルにてPIEを実施し、それらの照射挙動及び健全性が確認された。

8. 3 成果

照射は平成2年6月29日から平成4年9月30日まで実施され、高濃度ガドリニア入り燃料では約14GWd/t、改良燃料では約21GWd/tが達成された。

まず高濃度ガドリニア入り燃料ではFig.8.4に示した様に Gd_2O_3 添加によるペレット熱伝導率低下から同一出力ではガドリニア入り燃料の中心温度が高くなることが確認された。このデータに対して三菱燃料棒設計コード（FINEコード）により予測してみると高めの予測をすることが分かった。この理由はFig.8.5に示した様にペレットの熱伝導率モデルが保守的であることによる。そこで同図にあるように炉外で実測熱伝導率データにより、熱伝導率モデルを改良したものを用いて再解析してみると前述のFig.8.3に示した様により妥当な予測性を示すようになる。なおPIEでは外観検査、寸法測定等が実施されたが異常なく、健全であることが確認された。

次に改良燃料での内圧変化をFig.8.6に示す。これより僅かであるが大粒径ペレットでの内圧が低い傾向が見られている。ここで大粒径ペレットでの照射出力が若干高い事を考慮してコードで解析してみると同図に示したようにかなり高い内圧を予測することになる。この内圧の過大予測は大粒径ペレットの放出率低減効果を過小評価しているためであり、FPガス放出を約40%に低減して再解析してみると同図にあるようにほぼ妥当な予測内圧となる。これよりペレット結晶粒径の粗大化による放出率低減効果が確認された。またFig.8.7に示した燃料スタック長変化から大粒径ペレットではスタックの縮み、即ち焼しまりが小さいことが見られた。これはペレット製造時の再焼結試験での密度上昇が小さいことと一致している。また同図には設計コードでの焼しまりスエリングモデルによるスタック長変化予測が示されているがこれより大粒径ペレットのスエリング挙動については同等であることがわかる。（燃焼が進んだ時点でのスタック長変化データはセンサーの不調により信頼性が低くなっていると考えられる。）

大粒径ペレット燃料についてもPIEが実施され、照射挙動に特異なものは無いこと及び健全性が確認された。

8. 4 まとめ

高濃度ガドリニア入り燃料及び改良燃料の照射挙動に関する有益なデータが得られると共に健全性上、問題となる様な現象の無い事が確認された。今後は更なる高燃焼度域でのデータの拡充を検討していく。

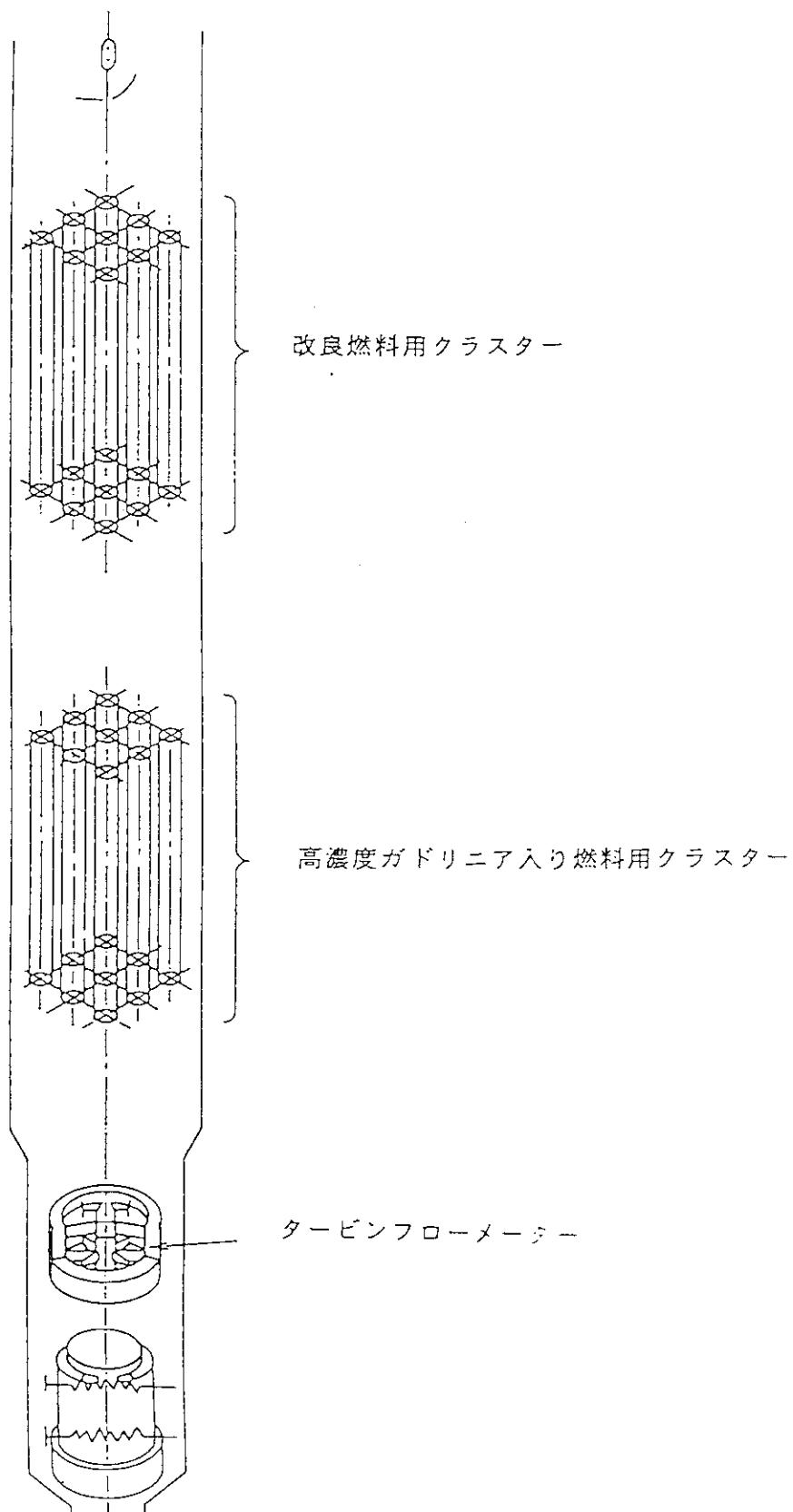


Fig.8.1 IFA - 561 照射リグの構成

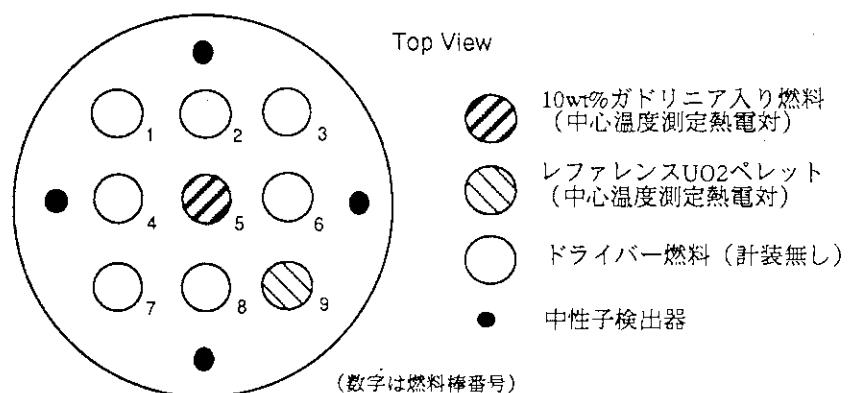


Fig.8.2 高濃度ガドリニア入り燃料のクラスター（下部）内配置

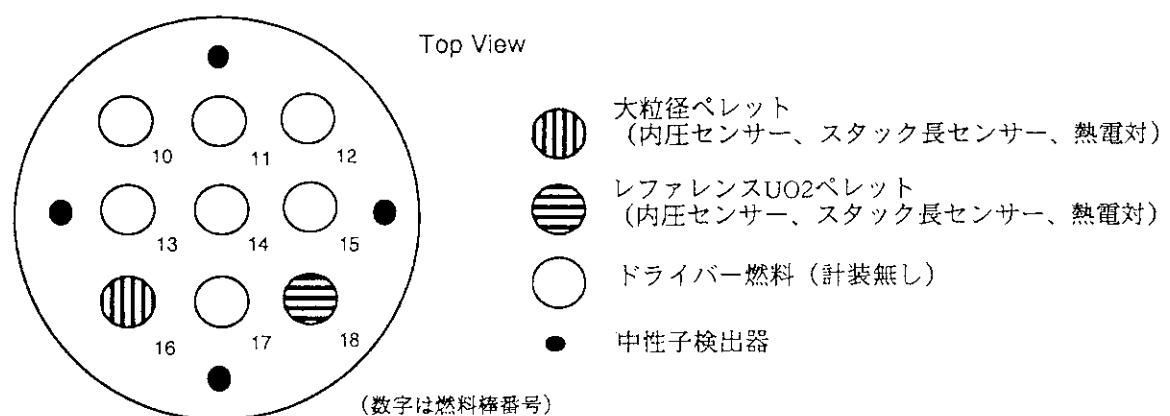


Fig.8.3 改良燃料のクラスター（上部）内配置

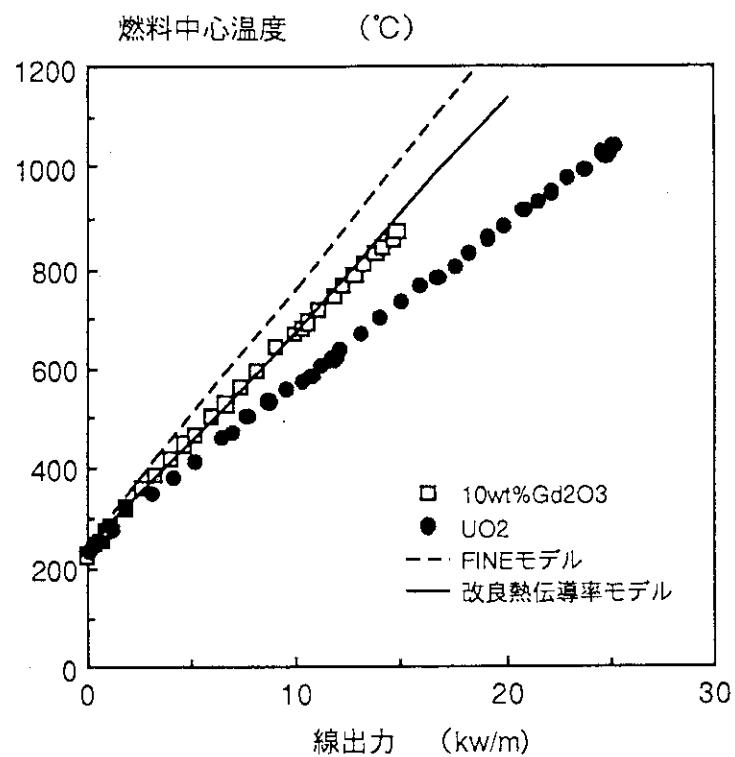


Fig.8.4 燃料中心温度実測と予測比較（約14GWd/t）

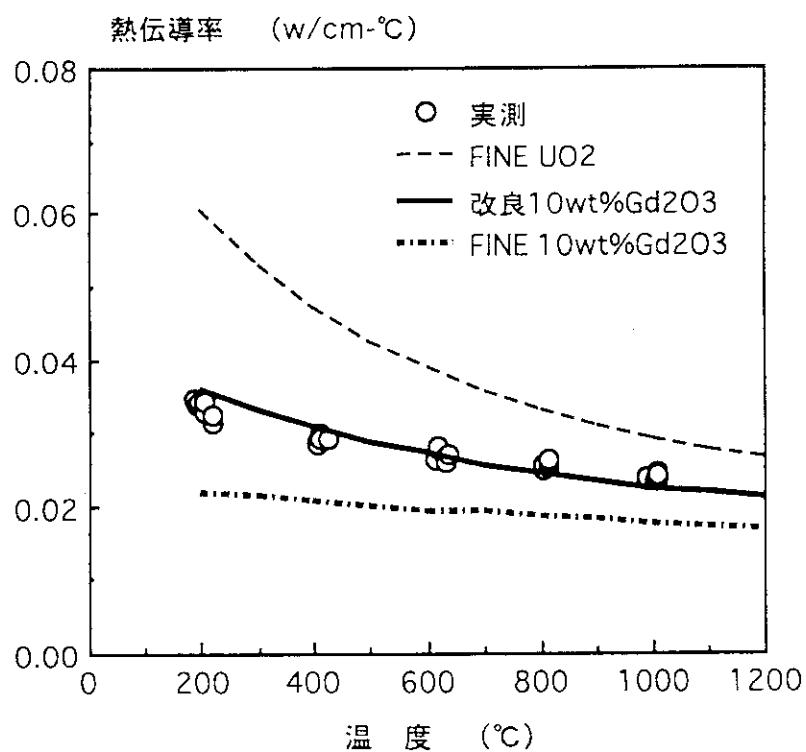


Fig.8.5 10wt %ガドリニア入り燃料ペレット熱伝導率

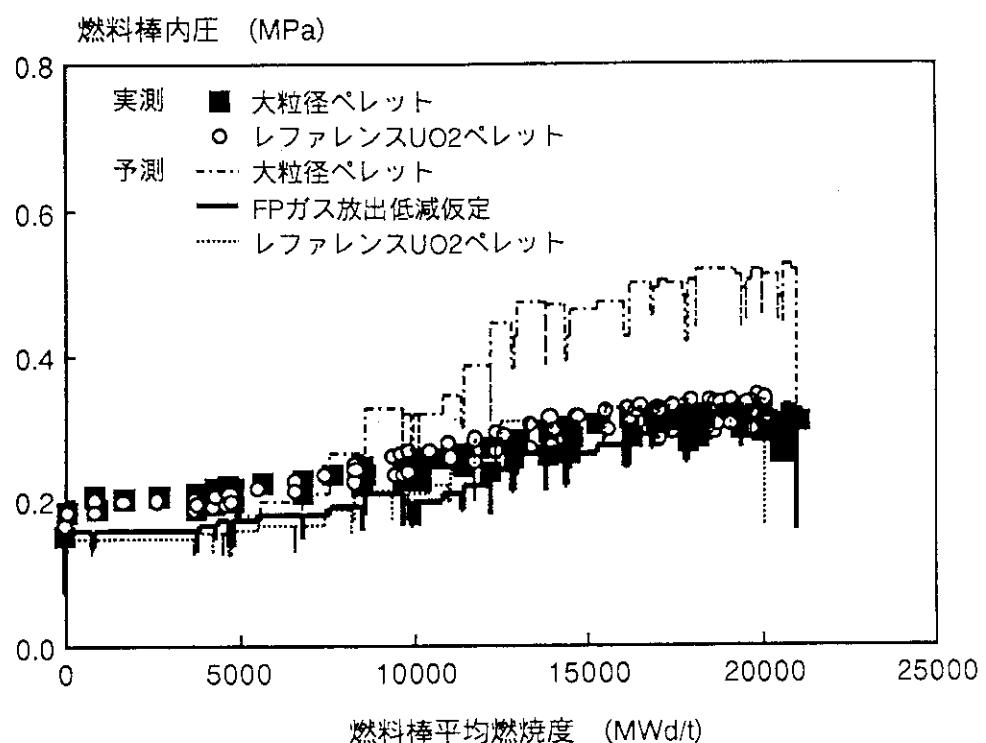


Fig.8.6 改良燃料棒（大粒径ペレット）内圧変化

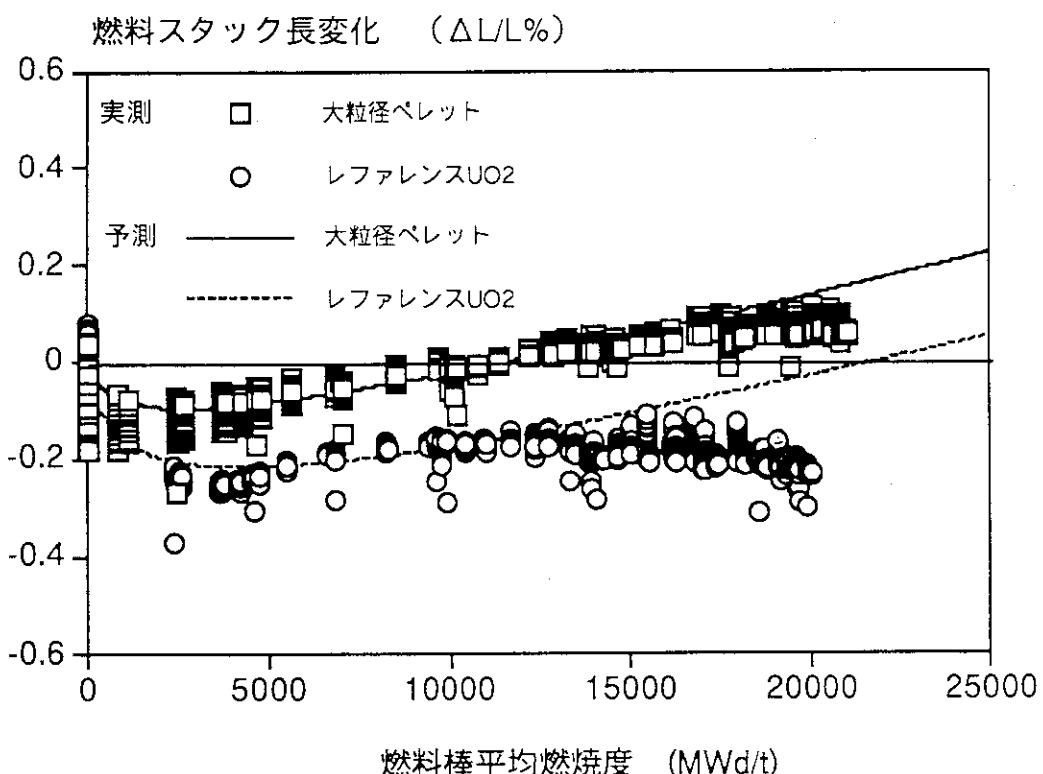


Fig.8.7 改良燃料棒（大粒ペレット）スタック長変化

9. ハルデン炉におけるガンマサーモメータの照射挙動に関する試験 Irradiation Test of γ -Thermometers in HBWR

(三菱原子力工業㈱)

9.1 研究目的

現在、国内のPWRでは主として以下のような炉心監視が行われ、適切な原子炉の運転／管理が行われている。

(炉心常時監視) 出力レベル及び平均的な出力分布については炉外に設置した中性子検出器により常時監視を行っている。

(炉心内の詳細監視) 炉心の下部から挿入する可動式中性子検出器により、炉内の詳細な3次元出力分布を適切な時期に測定する。

しかるに、将来のPWR炉心設計及び運転の複雑化に備え、以下を目的とした炉内固定式検出器としてのガンマサーモメータ開発の第1歩として、約1年間ハルデン炉においてガンマサーモメータの照射試験を実施した。

i) 炉心常時監視性能の強化

ii) 既存の可動式検出器では困難な炉心上部からの挿入を行い、原子炉容器の下部構造と格納容器内配置の単純化を図る。

本照射試験では、ガンマサーモメータの感度、時間応答、校正性能といった基本特性データを取得し、PWR発電炉に対するガンマサーモメータの適用性を評価した。

なお、欧米でPWR用にガンマサーモメータが開発されているが、それらは感度がやや低い点など国内PWR向けとしては必ずしも最適ではないため、本研究を実施するものである。

9.2 研究内容

9.2.1 ガンマサーモメータの構造と測定原理

ガンマサーモメータの概略構造と測定原理をFig. 9-1に示す。測定原理は以下である。

「一般にセンサ部は円筒形状であり、センサ部に断熱部が設けられているために、周辺燃料で発生したガンマ線によりセンサ内部（ステンレス等からなる発熱部）で発生した熱がセンサ軸方向に流れ、発生した熱量に比例して温度勾配ができ、センサ部中心と軸方向周辺部に温度差が発生する。」

この温度差をセンサ部に設置した差動式熱電対にて測定するが、温度差はセンサの周辺燃料からのガンマ線レベルに比例しているために、周辺燃料出力を求めることができる。」

Fig. 9-2に本照射試験に使用したガンマサーモメータのセンサのうち、RGT* の例を示すが、円筒形状であり、軸中心には校正用ヒータとセンサ毎に1つの差動式熱電対が設置されている。寸法的には外径9.5mm、断熱部幅0.9mm、断熱部軸方向長さ35mmと70mmである。

* RGT: Radical Gamma Thermometer

9.2.2 照射試験内容

(1) 照射体系

ハルデン炉にガンマサーモメータを装荷した照射リグを設置して(Fig. 9-3参照)、約1年間照射を行った。照射テストリグ内の概念配置をFig. 9-4に示すが、3体のガンマサーモメータアセンブリの他、照射用ドライバ燃料、リグ内の照射状況を監視するための中性子検出器(V-SPD、Co-SPD)、温度計等を適切に配置した。特にガンマサーモメータのセンサ部は燃料有効長内に配置している。

照射したガンマサーモメータアセンブリ3体のうち、2体はRGT(1体はEURYSIS MESURES(仏)製、他の1体はハルデンプロジェクト製)、1体はSSGTであり、各アセンブリは6個のセンサを内蔵している。RGTは断熱部の長さの異なる2種類のセンサを、高さ方向に交互に配置した。またSSGTについては、寸法は同じでガンマ発熱部の材質が異なる(ステンレス、ジルカロイ-4)2種類のセンサを用意して軸方向に交互に配置した。

なお、RGTとは欧米で近年開発されたRadcal Gamma Thremometer(登録商標)のことであり、アセンブリ毎にセンサ部、外筒部等全てを一体化した構造であること、及び校正専用のヒータを軸中心に内蔵する点に特色を持つ。一方、SSGT(Single Sensor Type Gamma Thermomerの略)は古くから研究炉等で使用されてきた従来型のタイプのガンマサーモメータであり、センサ毎に独立に製作され、外筒に1センサづつ挿入、設置されている。

リグ内監視用中性子検出器のうち、V-SPDは軸方向の出力分布の監視用として、ガンマサーモメータのセンサが設置されている6つの軸方向高さ位置に各1個設置され、またCo-SPDは出力変化を遅れなく測定することを目的として、高さ方向の中心付近に設置されている。

(2) 試験内容

ハルデン炉での照射、及び照射に先立つ高温ループ試験にて以下の内容の試験を実施した。

(a) 热的感度

- ・計算による予想値と実測値の比較を実施し、計算による予想精度が十分高く、プラント監視、制御の観点からの要求事項を反映した最適センサ設計が可能なことを確認する。
- ・炉内照射中の感度の安定性を確認する。

(b) 時間応答

- ・炉内ガンマ線の影響も含めた時間応答を確認する。

(c) 感度校正性能

- ・内蔵する校正用電気ヒータを使った感度校正值の出力依存性の確認する。

9.2.3 热的感度の挙動確認

(1) 热的感度の計算予測

幾つかの材質、寸法の異なるガンマサーモメータにつき、熱感度を以下の方法により予想した結果と、ハルデン炉、高温ループにより計測した周囲冷却材温度が240 °C時の熱的感度の測定結果の比較をTable 9-1 に示す。なお、熱的感度の測定は 9.2.5で述べるようにセンサ内蔵電気ヒータによりセンサ部に既知の発熱量を与えた時のセンサ出力の変化から求めることができる。

- a. 計算コード：TAC-2Dコードを使用した非定常、2次元（R-Z）による熱伝導解析を実施した。
- b. 热伝導率、比熱：材質に合わせて、温度依存を考慮した公開データ（JAERI-M-4881等）を使用した。
- c. その他：断熱部での輻射、冷却材との熱伝達を考慮している。

Table 9-1から以下の結果が得られた。

「いくつかの仕様のガンマサーモメータにつき、計算予測による感度と実測値は良好に一致した。

なお、ステンレス性のガンマサーモメータについては照射前の高温ループで得られた測定値は照射後10カ月の実測値や解析値に比べて最大15%程度低めであるが、最初の200 °C以上の昇温時に感度が降下する現象が確認されており、その後照射により回復が発生したためと考えられる。」

(2) 热的感度の照射挙動

Fig. 9-5に照射に伴うガンマサーモメータの感度変化の測定結果例（照射リグ内で一番低い高さ位置に設置されたガンマサーモメータ）を示す。横軸を燃焼度(MWd/kgUO₂)として、同じ高さにあるV-SPD信号で規格化した各ガンマサーモメータ出力を示しており、参考までに出力レベルを示すCo-SPDの出力（縦軸は右側）も付記している。Fig. 9-5より以下の試験結果を得たが、別途内蔵ヒータによる感度校正も適時実施しており、Fig. 9-5で示すV-SPD出力で規格化した各ガンマサーモメータ出力変化が熱的感度変化を表していることは確認している。

「照射リグの出力レベル(Co-SPD)が変化しても規格化したガンマサーモメータ出力、即ち熱的感度はどのガンマサーモメータについてもほぼ一定か、緩やかな変化を示すのみであった。」

なお、燃焼度約5.6MWd/kgUO₂の時点で中性子信号で規格化されたガンマサーモメータ出力が急に低下しているが、この時点は新しい照射サイクルの開始点であり（以後第4サイクル）、照射リグ周辺の燃料配置が変わったためである。このため、上記出力変化はガンマサーモメータ感度の急変を示すものではない。

9.2.4 時間応答の確認

時間応答の確認は以下の手順で実施した。

- 高温状態の内蔵する電気ヒータのステップ状のON-OFFにより、センサ単体の時間応答を予め求めておく。
- ハルデン炉での制御棒落下を用いたスクラム試験（ステップ状の出力降下）時のガンマサーモメータの応答を測定し、aで求めたセンサ単体の時間応答分を差し引くことにより、炉内ガンマ線の挙動を求める。
- 出力を20%/時の割合で降下、及び上昇させるトランジエント試験を実施し、その時のガンマサーモメータのCo-SPD出力への追従性を実験的に確認する。

上記a、bにより炉内のガンマ線挙動は以下であることがわかった。

- ガンマ線の寄与は大きく3成分に分けて近似的に表現できる。3成分とは、(a)即発成分、(b)比較的減衰の小さい成分（時定数：100秒程度）、(c)非常に減衰の遅い成分である。このうち、成分(a)が主であり、(b)は(a)の約1/4であり、(c)は燃焼度により増加するものの寄与は小さい。
- 上記データをもとに、20%/時程度で出力が変化する負荷追従時のガンマサーモメータ

の時間遅れによる測定誤差を評価すると、現在適用が考えられている最も応答の遅いセンサ（時定数：1分程度）を対象としてセンサ単体の時間遅れと炉内ガンマ線の挙動による遅れを考慮しても、原子炉の真の出力に比べて約0.6%の誤差しか示さないことが判った。

なお、上記については試験手順c. による試験結果でも確認された。Fig. 9-6にその測定結果例を示すが、経過時間を横軸として、Co-SPD（出力レベルを表す）で規格化したガンマサーモメータ出力の時間変化が示されている。炉出力の降下を停止しても（Co-SPDの出力が低下からレベル保持状態になっても）規格化されたガンマサーモメータ出力に変化がないことで確認できる。

9.2.5 感度校正性能

(1) 感度校正方法

ガンマサーモメータの感度は基本的には内蔵ヒータをONとした場合に増加するセンサ出力增加分を、ヒータにより加えられる発熱量により割ることで求められる。具体的には以下の式を用いる。なお、下記で S_0 (W/g)はガンマ発熱が無い場合のセンサ感度である。

(Fig9-7 参照)

$$S_0 = [(T_{ON} - T_{OFF}) + \alpha (T_{ON}^2 - T_{OFF}^2) / 2] / W$$

$$\left. \begin{array}{l} T_{ON} : \text{ヒータON時のガンマサーモメータ出力 } (\text{°C}) \\ T_{OFF} : \text{ヒータOFF時のガンマサーモメータ出力 } (\text{°C}) \\ W : (\text{単位重量当たりの}) \text{ ヒータ発熱量 } (\text{W/g}) \\ \alpha : \text{センサ出力の温度依存性} \end{array} \right\}$$

上式中の α はセンサ出力が発熱部温度、即ちセンサ出力またはガンマ発熱量に対する依存性があるため、その分を補正する必要があることを意味している。その温度依存係数 α は試験的、または解析的に求められる。また、上記Wはヒータ電流値と予め温度依存性も含め決定されている電気ヒータの電気抵抗値を用いて、解析で予想されるセンサ内の温度分布を考慮して求めることができる。

なお、SSGTは専用の校正ヒータを内蔵していないが、T/Cに通電し発熱させる。

(2) 校正感度の出力依存性

(1)で述べたようにガンマサーモメータの感度校正是電気発熱により実施可能であるが、実際にセンサ出力、即ちガンマ発熱量の影響をうけず校正できるかを、実験的に以下のように確認した。

Fig. 9-8 は幾つかの出力レベルでの感度校正結果を示したものである。照射した各種ガンマサーモメータにつき横軸を出力レベルとして感度校正結果を示したものだが、出力レベルに依存せず感度校正が実施できることが確認できた。

9.3 成果

上記でのべたハルデン炉でのガンマサーモメータ照射試験により以下の成果を得ることができ、PWR用炉内固定式センサとして適用の目処を得ることができた。

i) ガンマサーモメータの感度

- a. 十分な精度で解析予測可能であり、適用プラントに最適な仕様のセンサを設計することが可能であることが確認できた。
- b. 初期の昇温時の感度低下、回復現象が見られるが、照射による感度変化は緩やかであり初期を除けば1回／月程度の校正頻度でも可能な見通しを得た。

ii) ガンマサーモメータの時間応答

ガンマ線の寄与を考慮しても、時定数1分程度までのセンサであれば現在考えられている程度の負荷追従時の炉出力変化に十分追従することができた。

iii) 感度校正

γ 発熱（炉心出力）の影響を受けずに自己校正可能であり、可動式検出器による感度校正が不要とできる可能性があることが判明した。

参 考 文 献

1. D. Janvier, M. Sauret (France): "FIXED INCORE INSTRUMENTATION - RADCAL GAMMA THERMOMETERS PERFORMANCE EXPERIENCED AT EDF REACTORS" Meeting on Incore Instrumentation and Reactor Assessment, Cadarache, France (June 1988)
2. TOMAS LEFVERT, OLOV NORINDER, TELL ANDERSON: "QUALIFICATION OF A NEW PWR CORE MONITORING SYSTEM" Topical Meeting on Advances in Fuel Management, USA (1986)
3. T. Andersson, T. Lefvert, B. Olsson (Sweden), D. Bollacasa, W.B. Ternery, G.F. Vincent (USA): "ON-LINE DISTRIBUTION MONITORING WITH FIXED IN-CORE DETECTORS AT RINGHALS 2" Meeting on Incore Instrumentation and Reactor Assessment, Cadarache, France (June 1988)
4. G. Apelqvist, T. Andersson, L. Magnusson (Sweden), K. Romslo (Norway) : "RADCAL GAMMA THERMOMETERS - PERFORMANCE EXPERIENCE FROM SWEDISH LIGHT WATER REACTORS" Meeting on Incore Instrumentation and Reactor Assessment, Cadarache, France (June 1988)
5. F. Loisy, M. Huver, M. Janvier (France): "TECHNOLOGY AND USE OF GAMMA THERMOMETERS" Specialists' Meeting on Incore Instrumentation and Reactor Assessment in Cadarache, France (June 1988)

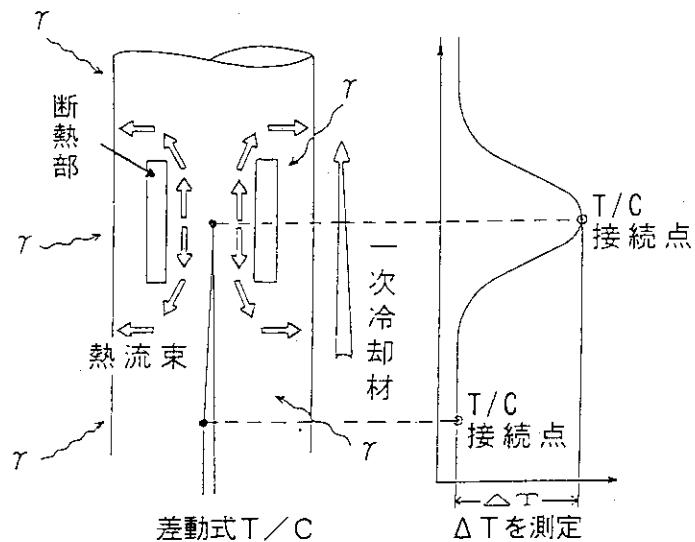
計算方法

- 非定常・2次元(R-Z)の熱伝導解析
- 热伝導率、比熱：材質に合わせて公開データ
- 断熱部の輻射、1次冷却材と外筒部の熱伝達考慮

S₀ 計算と測定値の比較例 (冷却材温度: 240 °C)

タ イ プ	測定値(°C/(W/g))		解析値 °C/(W/g)
	高温ループ	10カ月後	
RGT(短尺, ステンレス)	5.6 ~ 6.0	6.1 ~ 6.5	5.8
RGT(長尺, ステンレス)	1.16	1.24 ~ 1.34	1.29
SSGT (ステンレス)	1.32 ~ 1.35	1.52 ~ 1.58	1.47
SSGT (ジルコイド)	1.20 ~ 1.21	1.17 ~ 1.26	1.17

Table 9-1 γ サーモメータ熱的感度の解析予測



センサ部で発生した熱は（断熱部があるため）
軸方向に伝導し、軸方向に温度差が発生する

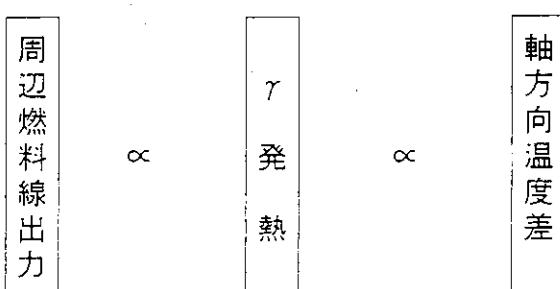


Fig.9-1 ガンマサーモメータの測定原理

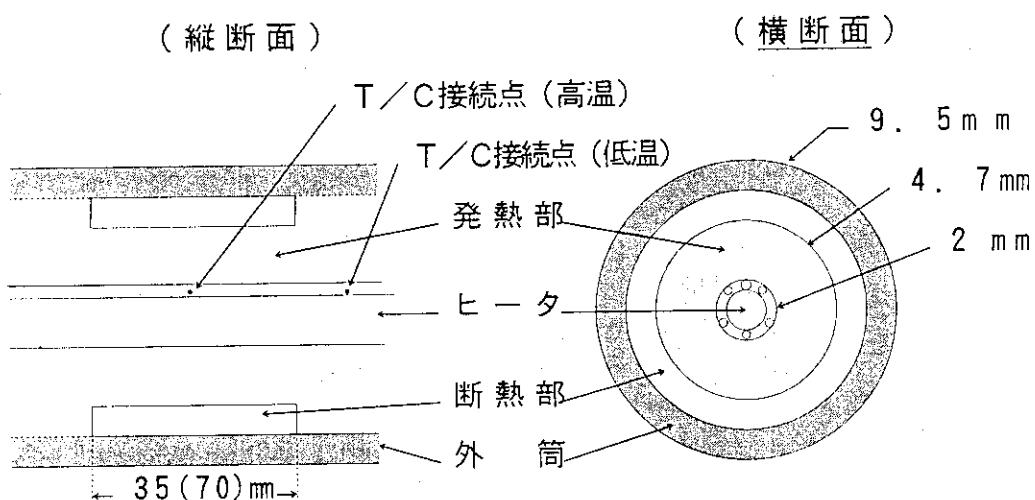


Fig.9-2 試験用 γ サーモメータセンサ部例 (RGT)

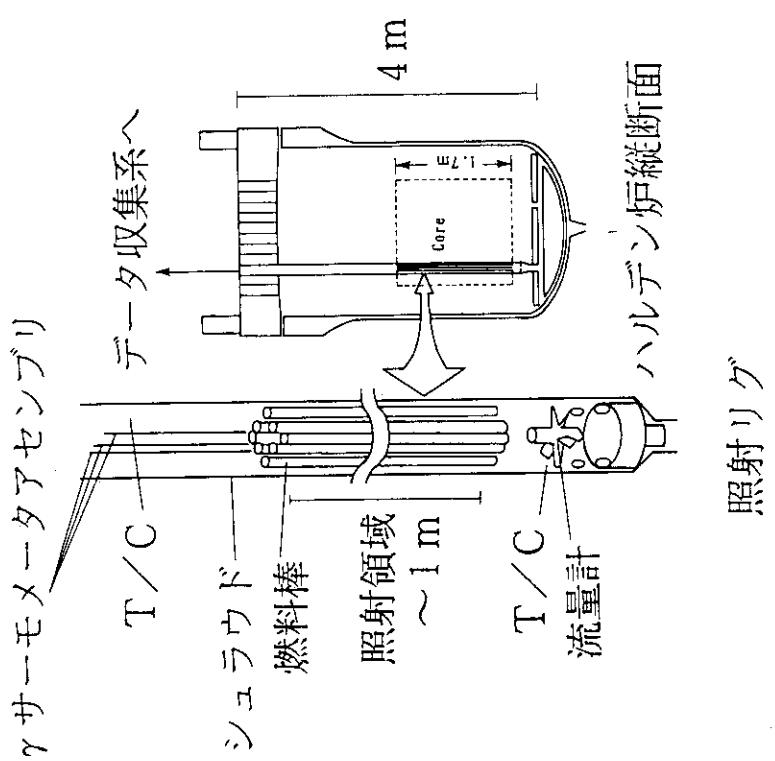
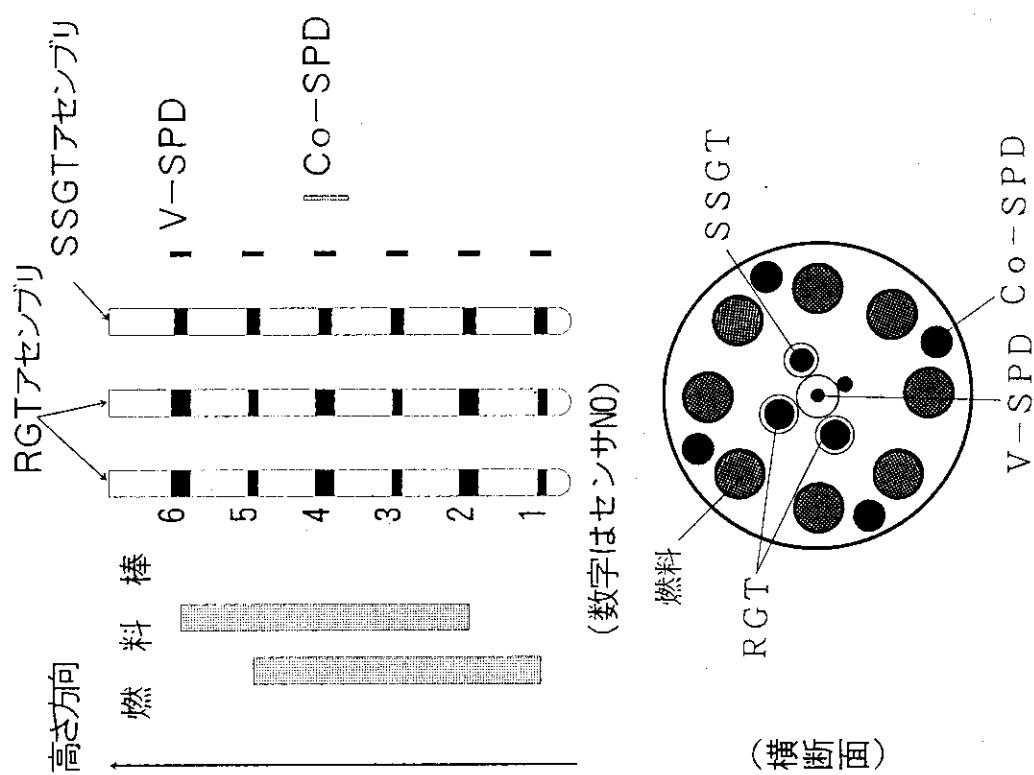


Fig.9-4 照射テストリグ内概念配置

Fig.9-3 ハルデン炉のガンママサームーメータ照射体系

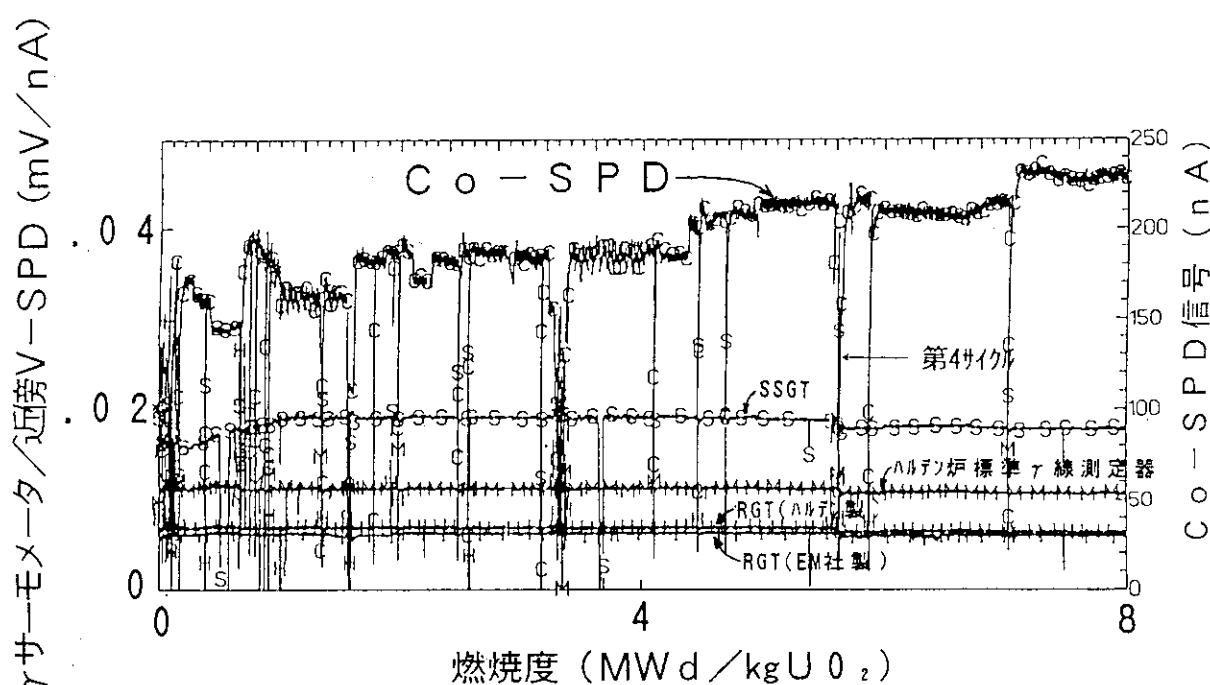


Fig.9-5 照射に伴う各種 γ サーモメータの感度変化
(設置位置が1番下のガンマサーモメータの測定例)

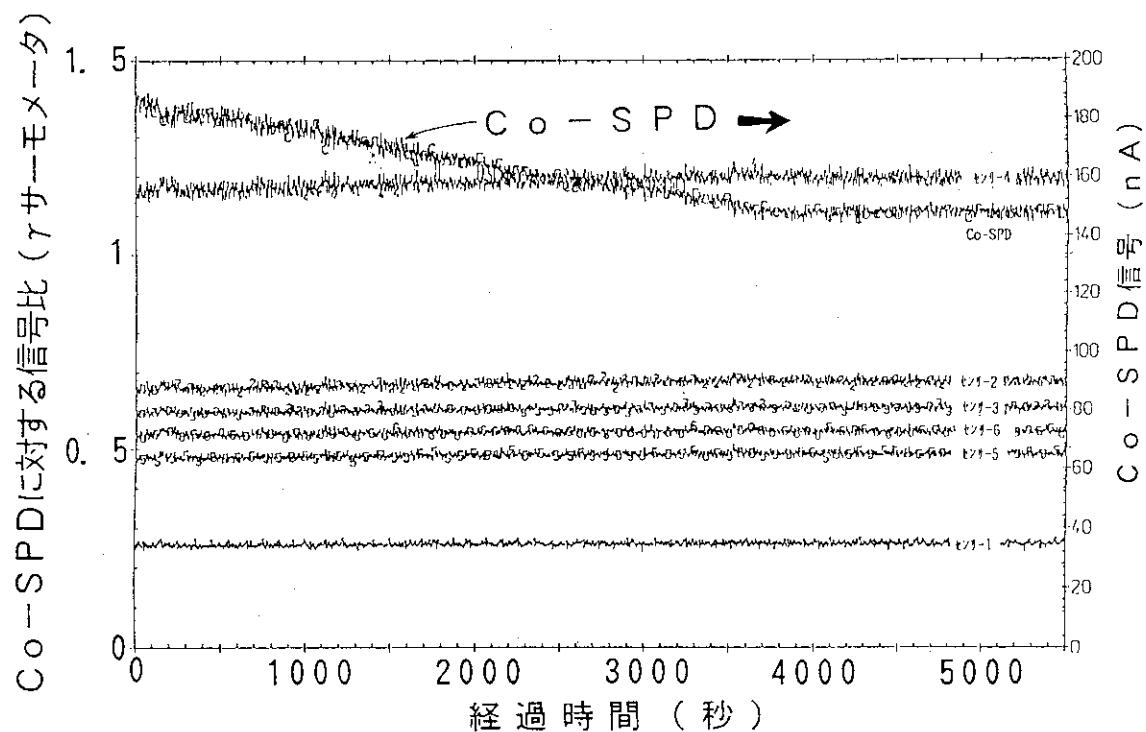


Fig.9-6 出力降下時(20%/時)の γ サーモメータ応答例
(ハルデン製RGT例: 1993年1月6日データ取得)

センサ内蔵ヒータを「入」とし、加熱量と γ サーモメータの出力変化の関係から熱的感度を求める。

$$S_0 = [(T_{on} - T_{off}) + \alpha (T_{on}^2 - T_{off}^2) / 2] / W$$

T_{on} : ヒータON時の γ サーモメータの出力

T_{off} : ヒータOFF時の γ サーモメータの出力

W : (単位重量当たり) ヒータ出力

α : センサ出力の温度依存性

センサ部横断面



Fig.9-7 感度校正性能の評価

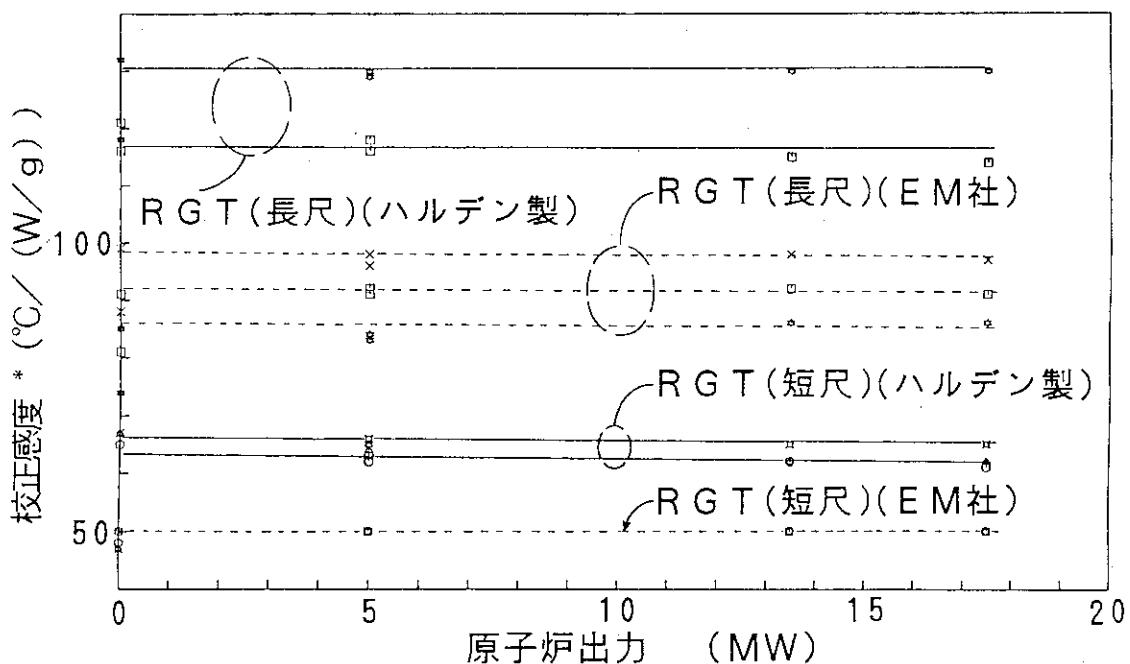


Fig.9-8 γ サーモメータの感度校正の原子炉出力依存性

(1992年9月データ採取)

* γ 発熱が0W/g時の熱的感度

10. 総括

燃料に関する研究は、試験計画の立案から、試験燃料の製作・照射・照射後試験等と研究成果を得るまでには長期の期間を必要とする上、軽水炉燃料の最近の動向は経済性向上を目指して、より長期の照射期間を要する高燃焼度化が対象となっている。したがって、ハルデン計画加盟のもとで実施された共同研究も主に燃料の高燃焼度を対象に行われた。

今期における各共同研究の進捗状況（1993年12月現在）をまとめると、Table 10-1のようになる。この表に見られるとおり、第9次協定内で予定された照射試験や目標燃焼度を達成した燃料棒の一部についての照射後試験が順調に進められ、『ハルデンHBWRにおける新型燃料の照射挙動に関する研究』をのぞき研究を終了した。

ハルデン共同研究としては、1994年1月からの第10次協定締結とともに上記研究を引き継ぎ継続して行うとともに新たにTable 10-2に示す共同研究を開始した。

Table 10-1に示したように当該期間で実施された共同研究は1件を除き終了し、最終的なまとめは今後個々に行われることになるが、現在のところまでに以下のよう貴重な知見が得られた。

即ち、

(1) 1990年半ば以降に利用することが考慮されている軽水炉用MOX燃料に関して、燃料ペレットピーク燃焼度59GWd/tまでの照射データを取得し、FPガス放出挙動に対するするUO₂燃料棒との差異や燃料ペレット製造法の差異の影響、燃料ペレット一被覆管ギャップの変化等に関する知見を得た。

更に、PWRの17x17型燃料棒仕様を標準として、燃料ペレット・被覆管ギャップ、封入ガス加圧量及び種類をパラメータに燃料棒平均燃焼度約44GWd/tまでの照射を実施し、燃料中心温度の変化、FPガス放出の変化、被覆管伸びの変化等についての知見を得た。

(2) 新型転換炉用燃料の負荷追従運転を考慮した出力サイクル試験を23回実施し、燃料棒にPCMにより発生するリッジの挙動、燃料棒伸び変化及びFPガス放出挙動に関する知見を得た。

(3) 軽水炉燃料挙動解析コードEIMUSを開発した。本解析コードの特徴は、軸方向移流拡散、高燃焼度化で重要な評価項目となる燃料内径方向出力変化モデルと燃料熱伝導率モデルが組み込まれている。

(4) 高燃焼度利用を目標とした新型燃料の照射試験が燃焼度約30GWd/tUまで順調に進められ、照射下におけるFPガス放出に対する添加物の影響や再加熱試験によるFPガスのバースト放出に関する知見を得た。

なお、本研究は、更に燃焼度の延伸を図るために次期ハルデン計画加盟にともない、継続する。

(5) 高燃焼時のFPガス放出挙動を詳細に解析するためには、FPガス放出に大きな影響を及ぼす燃料ペレットの熱伝導度の燃焼度による変化を明らかにする必要がある。

そこで、燃料ペレットを製作し熱拡散率測定を行い、照射後試験結果解析に必要なデータベース作成を行った。今後、このデータベースは、ハルデン高燃焼度燃料等の照射後試験結果解析に利用される。

(6) 高燃焼度運転を行うために、初期反応度抑制策として採用される高濃度ガドリニア添加及び燃料結晶粒度を変えた燃料棒についての照射試験を燃焼度約 21 GWd/t まで実施し、燃料中心温度の変化、寸法変化等についてのデータを取得した。また、これらのデータをもとに燃料棒設計コードの改良を行った。

(7) PWR炉心の出力レベルや出力分布を監視するために設置されるガンマサーモメータの照射中における特性変化を明らかにするため、感度、時間応答等の基本的データを取得した。この結果、PWR用炉内固定式センサとしての適用に対して目処を得ることができた。

今後もこれまでに引き続き新たな共同研究を進め、日本の軽水炉燃料の将来課題である高燃焼度化、原子炉の柔軟な運転に耐える燃料の開発、および軽水炉におけるプルトニウム利用に対処できるように国内の燃料技術の向上と燃料健全性確保のための研究を行い、本委員会としてもなお一層の貢献をしていきたい。

Table 10.1 共同研究の成果（進捗状況）（1994.3月末現在）

題 目	実 施 機 関	成 果 (進捗状況)
ハルデンH BWRでの軽水専用 PuO ₂ -UO ₂ 燃料の照射試験	日本原子力研究所 動力炉・核燃料開発事業団	ペレットピーグ燃焼度59GWd/t迄のデータ取得。FPガス放出、ギヤップ変化へのUO ₂ 燃料棒やペレット製法の影響。
A T R実証炉燃料のH BWRにおける 負荷追従試験	日本原子力研究所 動力炉・核燃料開発事業団	23回の出力サイクルによるリッジ変形、FPガス放出挙動、燃料棒伸び等に対する影響。
軽水炉燃料挙動に関する研究	日本原子力研究所 (財)電力中央研究所	燃料挙動解析コードE I M U Sの開発・検証。軸方向移流拡散計算、燃料径方向出力変化・燃料熱伝導率モデル化
ハルデンH BWRにおける新型燃料の 照射挙動に関する研究	日本原子力研究所 日本核燃料開発(㈱)	高燃焼度用改良燃料を燃焼度約30GWd/t迄照射。FPガス放出・バースト放出挙動の把握。燃焼度伸長の照射実施中。
混合酸化物燃料(MOX)の照射特性に 関するハルデン炉での照射試験	日本原子力研究所 三菱重工業(㈱)	17x17燃料棒仕様を標準にギャップ幅、加圧ガス圧等を変数に約44GWd/t迄照射。FPガス放出挙動等のデータ取得。
ハルデンH BWRにおけるK W U型 及びB & W型燃料の照射挙動に関する 研究	日本原子力研究所 原子燃料工業(㈱)	ペレット熱拡散率測定により熱伝導度に関するデータベース作成を行った。
ハルデン炉における高濃度ガドリニア 入り燃料及び改良燃料の照射挙動に 関する研究	日本原子力研究所 三菱重工業(㈱)	Gd ₂ O ₃ 添加、大粒径ペレットの燃料棒を約21GWd/t迄照射。燃料中心温度、寸法変化等のデータ取得。燃料棒設計コードの改良を行った。
ハルデン炉におけるガンママサーム データの照射挙動に関する研究	日本原子力研究所 三菱原子力工業(㈱)	感度、時間応答等についての照射による影響を明らかにした。PWR炉内固定式センサへの適用を検討した。

Table 10.2 共同研究契約一覧（ハルデン計画）

題 目	契 約 先	契約期間	契 約 内 容
H BWRにおける新型燃料の照射挙動に関する研究	日本核燃料開発㈱	昭和61年5月20日～平成8年12月31日	高燃焼を目標に開発されたBWR新型燃料（A型）の照射挙動を把握し、燃料健全性評価に資する。
ATR実証炉燃料のH BWRにおける出力急昇試験	動力炉・核燃料開発事業団	平成6年1月1日～平成8年12月31日	ATR実証炉燃料の異常な過渡変化時ににおける燃料破損しきい値等を求め、燃料健全性評価に資する。
ATR用MOX-Gd ₂ O ₃ 燃料のH BWRにおける照射試験	動力炉・核燃料開発事業団	同 上	ATR実証炉燃料の高燃焼化を図るために添加されるガドリニアの影響を解明し、燃料健全性評価に資する。
H BWRによる高燃焼時の軽水炉燃料挙動に関する研究	(財)電力中央研究所	同 上	軽水炉の高燃焼時に問題になるFPガス放出に及ぼすリム効果につき解明し、燃料健全性評価に資する。
混合酸化物燃料(MOX)の照射特性に関するH BWRでの照射試験(その2)	三菱重工業㈱	同 上	プルサーマル計画として進められる海外製造MOX燃料の照射挙動を解明し、燃料健全性評価に資する。
H BWRにおけるBWR用改良燃料の照射挙動に関する研究	原子燃料工業㈱	同 上	BWRの燃料高燃焼度化対策として考慮される改良因子の影響を解明し、燃料健全性評価に資する。
高燃焼度燃料被覆管のH BWRにおける照射試験	(財)原子力発電技術機構	同 上	燃料高燃焼度化の制約因子として考慮されているジルカロイ被覆管の水側腐食についてのデータを取得し、データベースの充実を図る。
H BWRにおける過渡沸騰遷移挙動の照射研究	東京電力㈱	同 上	BWRの沸騰遷移挙動の燃料健全性に及ぼす影響を解明し、安全評価の事象分類の見直しに資する。

Table 10.2 共同研究契約一覧（ハルデン計画）

題 目	契 約 先	契 約 期 間	契 約 内 容
H BWRにおけるBWR用混合酸化物燃料(MOX)の照射挙動に関する研究	日本核燃料開発株	平成6年7月1日～平成8年12月31日	ブルサーマル計画として進められる海外製造MOX燃料(BWR用)の照射挙動を解明し、燃料健全性評価に資する。
高燃焼度PWR改良燃料棒のHBWRにおける照射試験	(財)原子力発電技術機構	同 上	PWR・B型燃料高燃焼度化対策として考慮される改良因子の影響を解明し、燃料健全性評価に資する。

謝 辞

ハルデン原子炉計画は、原子炉を利用する研究であり、国内外を含め多くの関係者の多大な協力を得て円滑に進められている。ここに本計画の運営等や共同研究の遂行に対し御協力頂いた多くの方々に心から感謝の意を表します。