

JAERI-M
92-155

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（1988—90年）の成果—

1992年10月

ハルデン共同研究合同運営委員会

JAERI-M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、お申しこしてください。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。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1992

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（1988－90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*

（1992年9月22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。この間に原研のみならず原研と共同研究を結んだ動力炉・核燃料開発事業団（動燃）及び民間会社がハルデン炉で多くの燃料照射研究を実施してきた。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、1988年1月から90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。燃料の研究は、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もあり、それらの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 茨城県那珂湊東海村白方字白根2-4

ハルデン共同研究合同運営委員会*（1992年7月現在、順不同）

古 田 照 夫（委員長：原研）	内 田 正 明（原研）
中 村 仁 一（原研）	上 村 勝一郎（動燃）
木 下 幹 康（電力中央研究所）	永 井 將 之（日本核燃料開発(株)）
安部田 貞 明（三菱重工業(株)）	渡 海 和 俊（原子燃料工業(株)）
丸 彰（(株)日立製作所）	小 泉 成 美（(株)東芝）
久 保 博 巳（三菱原子力工業(株)）	八 登 唯 夫（三菱マテリアル(株)）
小 松 和 志（ニュークリア・デベロップメント(株)）	

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 September 22, 1992)

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 Committee of the Halden Joint Research Programme was organized by agencies and companies, which joined the cooperative researches, and the committee has worked to promote the cooperative researches.

This report summarizes the achievements of the Halden Joint Research Programme on fuel irradiation tests between Jan. 1988 and Dec. 1990., as the Halden Project renews the agreement every three years. Some researches, which have not yet been completed in the period, are also included in this report.

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

* The Committee of Halden Joint Research Programme (July 1992, not in order)

Teruo Furuta (Chairman, JAERI)	Masaaki Uchida (JAERI)
Jinichi Nakamura (JAERI)	Katsuichiro Kamimura (PNC)
Motoyasu Kinoshita (CRIEPI)	Masayuki Nagai (NFD)
Sadaaki Abeta (MHI)	Kazutosi Watarumi (NFI)
Akira Maru (Hitachi)	Shigemi Koizumi (Toshiba)
Hiromi Kubo (MAPI)	Tadao Yato (Mitsubishi Material)
Kazushi Komatsu (NDC)	

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)	5
2.1 研究目的	5
2.2 研究内容	5
2.3 成果	6
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)	16
3.1 研究目的	16
3.2 研究内容	16
3.3 成果	17
4. 軽水炉燃料挙動に関する研究 (財) 電力中央研究所)	21
4.1 研究目的	21
4.2 研究内容	21
4.3 成果	21
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㈱)	25
5.1 研究目的	25
5.2 研究内容	25
5.3 成果	25
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射照試験(三菱重工業㈱)	27
6.1 研究目的	27
6.2 研究内容	27
6.3 成果	27
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㈱)	31
7.1 研究目的	31
7.2 研究内容	31
7.3 成果	31
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㈱)	34
8.1 研究目的	34
8.2 研究内容	34
8.3 成果	34
9. 総 括 (日本原子力研究所)	40
謝 辞	42

Contents

1. Introduction	(JAERI)...	1
2. Irradiation Examination of PuO ₂ -UO ₂ Fuel for Light Water Reactor in HBWR.....	(PNC)...	5
2.1 Purpose		5
2.2 Summary		5
2.3 Achievement		6
3. Load-Follow Irradiation Experiment for ATR Fuel Rods in HBWR	(PNC)...	16
3.1 Purpose		16
3.2 Summary		16
3.3 Achievement		17
4. Research on LWR Fuel Behavior	(CRIEPI)...	21
4.1 Purpose		21
4.2 Summary		21
4.3 Achievement		21
5. Irradiation Study of Advanced Fuel Behavior in HBWR	(NFD)...	25
5.1 Purpose		25
5.2 Summary		25
5.3 Achievement		25
6. The Irradiation Test of PWR MOX Fuel in HBWR	(MHI)...	27
6.1 Purpose		27
6.2 Summary		27
6.3 Achievement		27
7. Study on Irradiation Behavior of KWU and B&W Fuel in HBWR ..	(NFI)...	31
7.1 Purpose		31
7.2 Summary		31
7.3 Achievement		31
8. Study on Irradiation Behavior of High Content Gadolinia Fuel and Advanced Fuel in HBWR	(MHI)...	34
8.1 Purpose		34
8.2 Summary		34
8.3 Achievement		34
9. Summary	(JAERI)...	40
Acknowledgment		42

1. ま え が き

OECD/NEA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（HBWR）を利用する国際協力研究で1958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。日本では、1967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Table1.1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JAERI-M 84-031『ハルデンHBWRによる燃料照射共同研究』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てきた。

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8次協定期間である1988年1月から90年12月の3ヶ年間にも共同研究として実施された研究は、Table1.2に示すように第7次協定期間から燃焼度の伸長を主な理由に延長された6件に加え、原研と三菱重工業(株)との間で1989年10月から新たな共同研究『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』1件が追加され、合計7件の研究が行われた。

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会議が設立され、従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8次協定期間内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(1)
(I. 1975年以前照射開始のもの)

1991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)
1	IFA 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	バーナブルポイズン効果, 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	バーナブルポイズン効果, 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 { ・クラッド相互作用	11/73~ 2/77	11.3
19	411	日 立/東 芝		短 尺 長 尺	11/73~10/78
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(2)
(Ⅱ. 1976年以後照射開始のもの)

1991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)
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~	照射中
40	555	動 燃	ATR実証炉燃料の負荷追従試験	11/85~	照射中
41	559	三 菱	PWR用 UO_2-PuO_2 燃料の特性	12/87~	照射中
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~	照射中
43	565	動 燃	軽水炉用 UO_2-PuO_2 燃料照射 (IFA-514 延長)	11/90~	照射中
44	566	日本核燃料開発	高燃焼度加速照射	4/90~	照射中

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HBWR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 2年12月31日
A TR実証炉燃料のHBWR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 2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 2年12月31日
ハルデンHBWRにおける新型 燃料の照射挙動に関する研究	日本原子力研究所 日本核燃料開発㈱	昭和61年 5月20日 ↓ 平成 2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㈱	昭和61年12月10日 ↓ 平成 2年12月31日
ハルデンHBWRにおけるKWU 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㈱	昭和58年 8月 1日 ↓ 平成 2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㈱	昭和元年10月 1日 ↓ 平成 2年12月31日

2. ハルデン HBWR での軽水炉用 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料の照射試験 (動力炉・核燃料開発事業団)

Irradiation Examination of $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ Fuel for Light Water Reactor in HBWR

2.1 研究目的

ノルウェー国ハルデン炉 (HBWR) において、水炉用 MOX 燃料 ($\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 混合酸化物燃料) の照射試験を実施し、照射挙動の解明を行い、MOX 燃料の設計手法、製造法の妥当性、燃料の健全性を確認して、燃料の設計、製造方法の改良・確立を図る。

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) も燃料設計及び製造を昭和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) あった。その後、照射後試験をシェラー研究所にて実施し、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本を高燃焼度下の燃料挙動を確認するため新照射リグ (IFA - 565) に装荷し、平成2年11月2日に照射を開始し、平成3年12月末集合体の平均燃焼度は、約43,100MWd/tMOX (48,900MWd/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、被覆管及び燃料スタック伸び) 及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て燃料挙動評価を行っている。

(2) 第2次試験 (IFA - 529)

照射用燃料集合体 (IFA - 529) の燃料設計及び製造を昭和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、燃料棒及び燃料スタック伸び) 及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 - 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個のスペーサ及び3本のチューブで固定されている。リグは実験に必要な計装が種々装着されているが、Fig2.1にその模式図を示す。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）及び燃料表面状態（研削／非研削）を採用している。

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合せをFig2.2に示す。

IFA - 514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1380mm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94% T.D.の密度に燃結したペレットを用いている。Rod No. 4と6は内径3.5mm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240 μmDiaである。IFA - 514の主要仕様をTable2.1にまとめてある。

(2) 第2次試験 (IFA - 529)

IFA - 529は、上下の2段の2クラスターから成っており、それぞれ6本ずつの短尺燃料棒で組立てられている。実験パラメータとしては、被覆管-ペレットギャップ幅及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)²⁾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単体と二酸化ウラン単体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又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。Fig2.3に燃料棒の計装の配置とパラメータの組合せを示す。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160~340 μmDiaの範囲にある。MOXペレットの2つの製造方法の違いをFig2.4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51kW/mであり、燃焼度平均の線出力密度は24kW/mであった。ペレットピークの燃焼度は約49GWd/tMOX (56GWd/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50kW/m, 下部クラスターのペレットピーク燃焼度は約31GWd/tMOX (35GWd/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

2.3.1 燃料棒内圧とFPガス放出

(1) 燃料棒内圧

12本の燃料棒 (IFA - 514のRod No.1と4, IFA - 514のRod No.1と2, 3, 4, 5, 6, 8, 10と12)の内圧を圧力トランスジューサーを用い連続して測定した。Fig.2.5は、IFA -

514のRod No.1とRod No.4の間の内圧の差を示している。Rod No.4の燃料ペレットに中心空孔がある点以外はRod No.1とRod No.4には燃料製造仕様上の差はない。データは、ゼロ出力で240℃の条件に規格化してある。Rod No.1の内圧は、26GWd/tMOX (29GWd/tM) 以上では一定になっているが、これは、プレナム圧力計の機械的ナリミットに達したためであり、実際の圧力が飽和したことを示しているわけではない。この図よりRod No.1 (中実ペレット) の内圧は、Rod No.4 (中空ペレット) のそれよりかなり大きいことが分かる。Rod No.1の平均線出力密度がRod No.4のそれより高い点だけからはその差を説明するには無理があり、中空ペレットであることによる温度の低下と自由空間体積が中実ペレットに比べ大きいことによる寄与が大きいと考えられる。

IFA-529の下部クラスターの6本の燃料棒の内圧の燃焼度依存性をFig.2.6に示す。この6本の燃料棒は同じ下部クラスターの中のものなので線出力密度は、ほとんど同じとみなせる。MHペレットの入ったRod No.1, 2, 3の内圧は、MBペレットの入ったRod No.4, 5, 6のそれより低いことが読み取れる。また、Fig.2.6からは、Rod No.6を除いて、ペレット・被覆管ギャップサイズの小さいものほど、内圧が小さくなっていることがわかる。この現象は、ギャップコンダクタンスがギャップサイズに依存することを考慮すると説明できる。

一般に、FPガス放出は、照射の初めからは起きず、ある程度燃焼が進んで初めて起こると言われている。(ただし燃焼度によらないノックオンやリコイルによるごく僅かなFPガス放出はある。) この潜伏期間は、燃料温度が低ければ低い程長く続くことが知られている。IFA-514とIFA-529燃料棒のFPガス放出のしきい値は、参考文献3) ですでに解析されている。Fig.2.7は、その解析結果の1例である。このグラフ上に矢印で示したIFA-529Rod No.8の顕著な内圧上昇が起こる点は、 UO_2 に関するVitanzaのしきい曲線⁴⁾と、Rod No.8の燃料中心温度履歴曲線がクロスする時点に対応しており、 UO_2 燃料とこのMOX燃料とでFPガス放出のしきい条件(燃料中心温度と燃焼度)に差がないことを意味している。なお、インパイルで計測されたプレナム圧力計による測定値は、照射後試験時のピンパンクチャ試験によって得られた値と一致していることも確認している。⁵⁾

(2) FPガス放出

MOX燃料のFPガス放出率を UO_2 燃料のそれと比較するためには、照射条件、特に、最も重要なパラメータである燃料温度を規格化する必要がある。この目的のためには、“燃料の最高温度”よりも燃焼度の重みをつけた燃料温度“burn-up weighted fuel temperature”の方が有効である。⁶⁾ Fig.2.8にIFA-529のFPガス放出率を、 UO_2 燃料のそれと比較して示す。

この図からわかるように、IFA-529に用いたMOX燃料のFPガス放出率は、 UO_2 燃料のそれのばらつきの範囲に入っている。また、1200℃あたりをしきい温度として UO_2 燃料と同様“burn-up weighted fuel temperature”とともに増加する傾向がみられる。

(3) Heガス生成

燃料棒のパンクチャ試験では、KrやXeのようなFPガスばかりでなく、Heガスも分析し、 UO_2 に比較して生成He量の多いことを確認した。

Fig.2.9にBWR UO_2 燃料の場合のHe放出量と比較して、IFA-529のHe放出量を示す。また、Fig.2.10にIFA-529燃料のHeガス放出率とFPガス放出率との関係を示す。これを見て

わかるように、Heガス放出率とFPガス放出率との間には、はっきりとした相関性は認められないが、Heガスの放出率の方がFPガスの放出率よりかなり大きい傾向が読みとれる。Heは、重元素の3重核分裂や α 崩壊によって生成される。MOX燃料は、 ^{242}Cm のようなTRUを UO_2 燃料より多く生成するので、同じ燃焼度であっても UO_2 よりMOXの方がHe生成量が多いものと推定される。プレナムガス中のKrガスやXeガスの増加は、ギャップコンダクタンス低下をもたらすが、Heガスの増加は逆にギャップコンダクタンス増加につながり、燃料温度の低下の点で設計上は有利であるが、内圧の上昇を増すという点では設計上考慮が必要であろう。

2.3.2 燃料温度

IFA-514とIFA-529の2つのリグには、燃料中心温度測定用熱電対付燃料棒がそれぞれ2本ずつ装荷してある。Fig.2.11にIFA-514のRod No.1と5の温度測定結果を示す。これを見てわかるように、16GWd/tMOX (18GWd/tM)までは、同一線出力のもとで両燃料棒の間にわずかに温度差があるが、その後はほとんど差がなく、燃料ペレット表面粗さの影響はあまり認められない。

燃料の中心温度、冷却材温度及び線出力密度の測定値を用いてペレット・被覆管ギャップコンダクタンスを計算で求めることができる。Fig.2.12にそのようにして求めた線出力密度20kW/mにおけるギャップコンダクタンスの燃焼度依存性を示す。これを見てわかるように、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ていない。

2.3.3 ペレット・被覆管機械的相互作用 (PCMI)

炉内でのPCMI挙動を解析するために、燃料棒伸び計のデータを利用した。一般に、被覆管は、出力上昇とともに、それ自身の熱膨張によって軸方向に伸びる。しかし、ペレットが被覆管と強い相互作用を起こすと、ペレットスタック熱膨張に引きずられて伸びが加算される。その例としてFig.2.13にIFA-514のRod No.3の燃料棒伸びの線出力依存性を示す。この図の上で燃料棒伸び率の急変する点をPCMI開始線出力“onset LHR for PCMI”と定義する。これをPCMIの起こりやすさを示す指標としてIFA-514, IFA-529のデータを整理した。

Fig.2.14は、IFA-514についての、Fig.2.15はIFA-529についての解析結果である。全体的に“onset LHR for PCMI”は燃焼とともに徐々に減少している。中空ペレットの間には、特に大きな差は認められない。また、初期のペレット・被覆管ギャップサイズによっても大きな差は認められない。

2.3.4 結論

IFA-514, IFA-529の照射データの解析によりMOX燃料の熱的、機械的挙動に関し以下の知見が得られた。

- ① PNC製の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。ペレット・被覆管ギャップサイズはFPガス放出挙動に影響を与え、ギャップの大きいもの程、FPガス放出率も大きくなる。MHペレットはMBペレットよりFPガス放出率が小さい。

- ② MOX 燃料では、 UO_2 燃料に比べて He の生成量が大きく、He ガスのペレット中からの放出率は FP ガスよりも大きい。
- ③ ペレット表面粗さの燃料中心温度への影響は顕著ではなかった。
- 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が、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。
- なお、本報告内容は、IAEA 主催の技術委員会や日本原子力学会^{8) 9)} において既に報告している。

* 参考文献 *

- (1) MISHIMA Y.: Japanese Fuel Study Related to Extended Burn-up and Plutonium Recycling, IAEA Specialists' Meeting on Improved Utilization Water Reactor Fuel with Special Emphasis on Extended Burnups and Plutonium Recycling, Mol, 1984.
- (2) KOIZUMI M., OHTHUKA 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 (IFA-514 and IFA-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 IFA-529, Enlarged Halden Programme Group Meeting, Loen, 8-13 May, 1988
- (6) SAIRANEN R., VITANZA C., KERPPE S. and RANTA-PUSKA K.: Steady State Fission Gas Release from IFA-505 Data Evaluation Comparison with Release Models, HWR-157 (1986).
- (7) 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
- (8) 上村勝一郎, 前田誠一郎, 三島 毅
水炉用 MOX 燃料の照射試験 (I) IFA-529 燃料の熱的挙動, 日本原子力学会 平成 2 年会 G10
- (9) 前田誠一郎, 上村勝一郎, 松本 光雄
水炉用 MOX 燃料の照射試験 (II) IFA-529 燃料の機械的挙動, 日本原子力学会 平成 2 年会 G11

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

	IFA-514	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 (μ m 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 and 529

		Max. Pellet Peak L.H.R. (kW/m)	Ave L.H.R. (Rod. Ave) (kW/m)	Pellet Peak Burn-up (GWd/tMOX)	Average Burn-up (GWd/tMOX)	Irradiation Time (Year)
IFA-514	Solid Pellet Rod	51	24	49	40	9.3
	Hollow Pellet Rod	48	21	48	39	9.3
IFA-529	Upper Cluster	50	22	33	25	6.3
	Lower Cluster	50	24	31	28	6.3

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

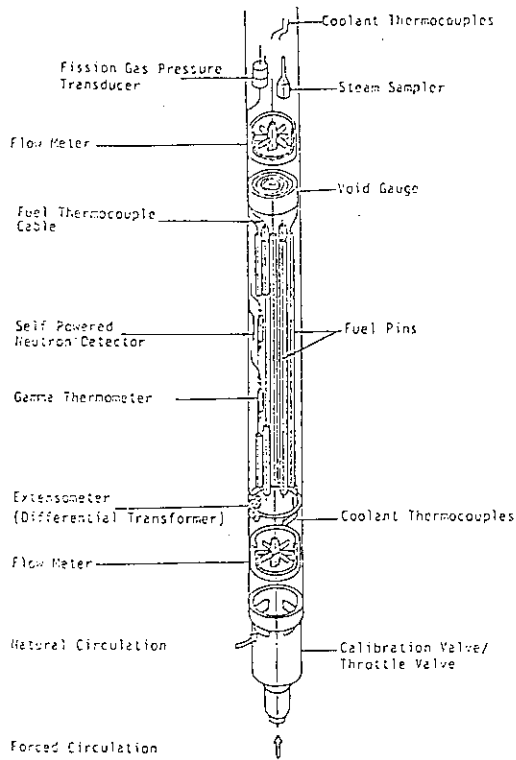


Fig. 2.1 Instrumentations of IFA-514

(Top)						Rod No.
1	2	3	4	5	6	
PF	EF	EF	PF		EF	Instrument
S	S	S	H	S	H	Pellet Shape
G	G	A	A	A	A	Surface Treatment
TF	EC	EC		TF	EC	Instrument
(Bottom)						

Pellet Shape S: Solid H: Hollow
 Surface Treatment G: Ground A: As-Sintered
 Instrument PF: Plenum Pressure
 TF: Fuel Centreline Temperature
 EF: Fuel Stack Length Change
 EC: Cladding Elongation

Fig. 2.2 Simplified Configuration of Instrumentation and Experimental Parameters in IFA-514

(Top)						Rod No.
7	8	9	10	11	12	
EF	PF	EF	PF	EF	PF	Instrument
S	S	M	M	L	L	Gap Size
MB	MB	MB	MB	MB	MB	Pellet Fabrication
EC	TF	EC	EC	EC	TF	Instrument
(Bottom)						Rod No.
1	2	3	4	5	6	
						Instrument
S	M	L	S	M	L	Gap Size
MH	MH	MH	MB	MB	MB	Pellet Fabrication
PF	PF	PF	PF	PF	PF	Instrument

Gap Size S: Small M: Medium L: Large
 Pellet MH: Co-conversion Method with Microwave Heating
 Fabrication MB: Mechanical Blending Method

Fig. 2.3 Simplified Configuration of Instrumentation and Experimental Parameters in IFA-529

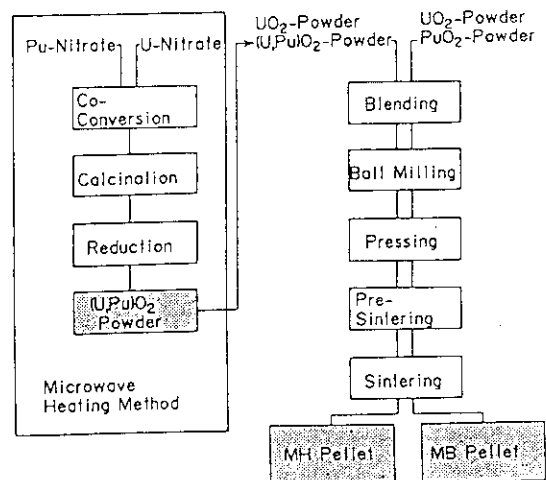


Fig. 2.4 Flow Chart of MOX Fuel Manufacturing Process

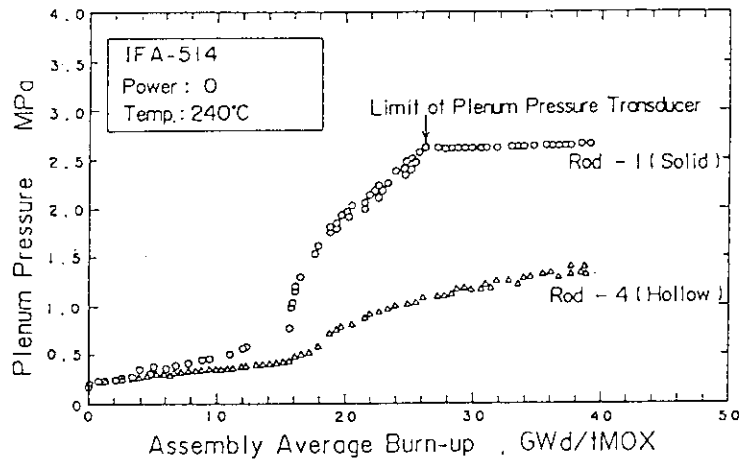


Fig. 2.5 Plenum Pressure in IFA-514 at Zero Power as a Function of Burn-up

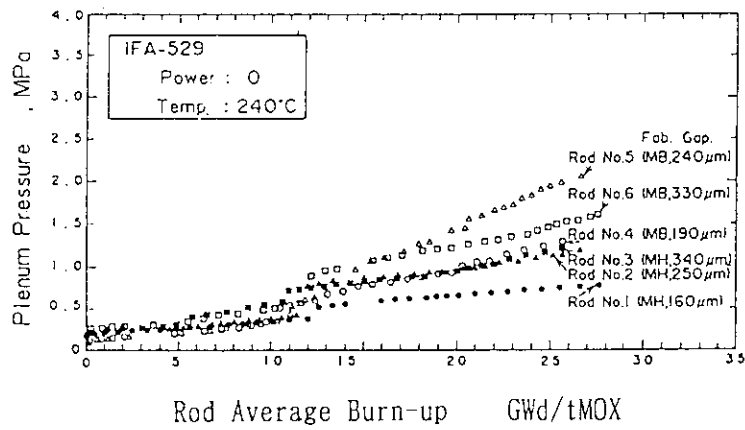


Fig. 2.6 Plenum Pressure in IFA-529 at Zero Power as a Function of Burn-up

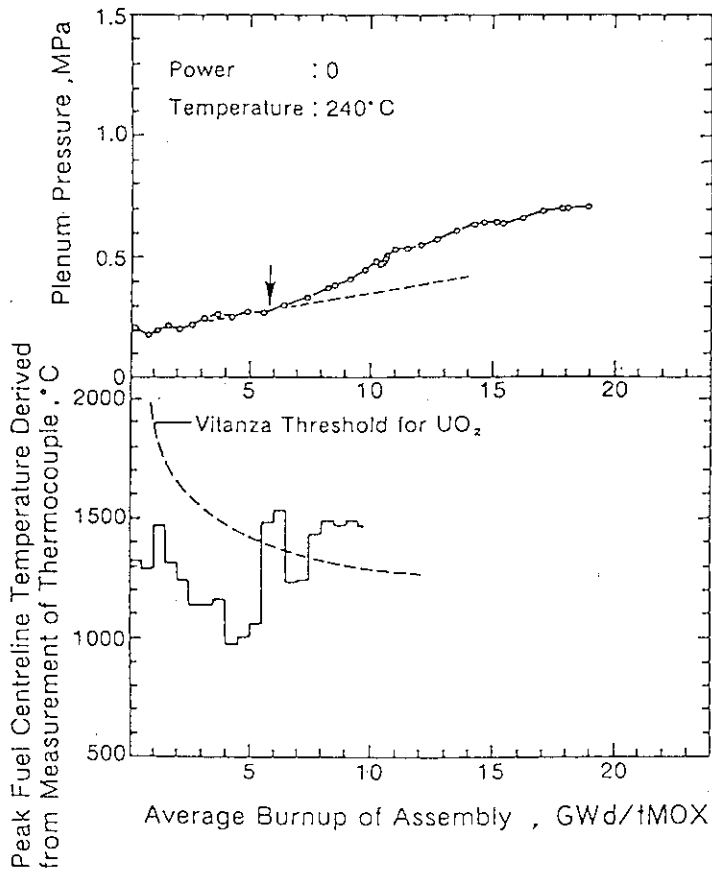


Fig. 2.7 Onset of Fission Gas Release

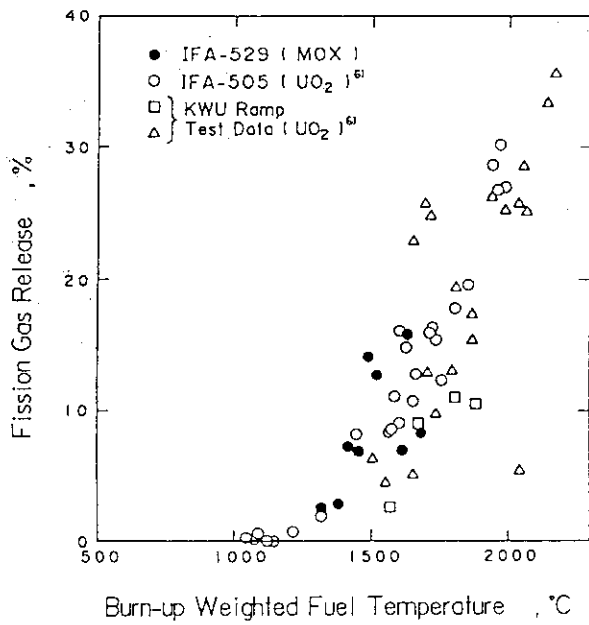


Fig. 2.8 Comparison of Fission Gas Release Behaviour between MOX Fuels and UO_2 Fuels

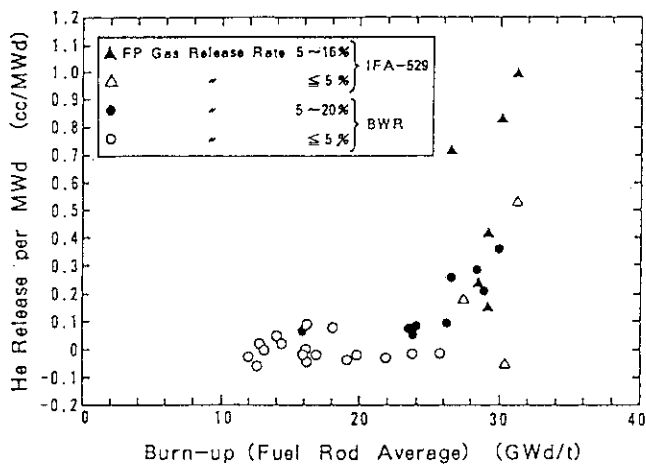


Fig. 2.9 Relation between He Release per MWd and Burn-up

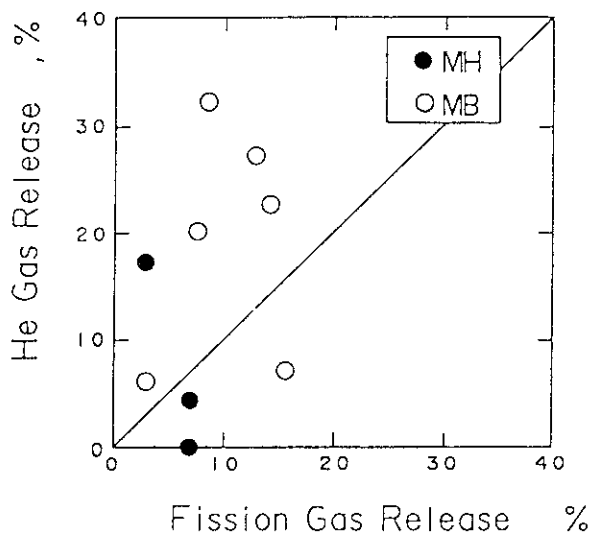


Fig. 2.10 Relation between He Gas Release and Fission Gas Release

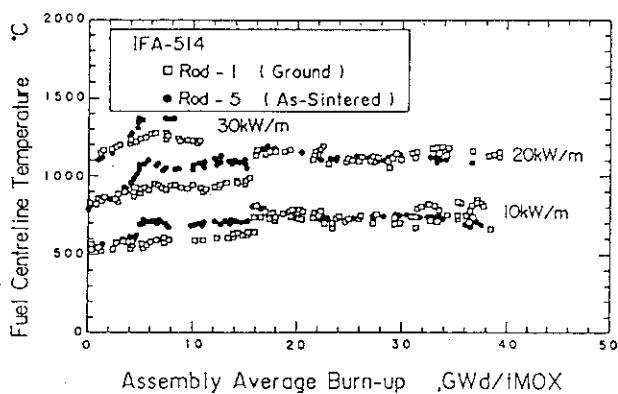


Fig. 2.11 Fuel Centreline Temperature at T/C Position in IFA-514

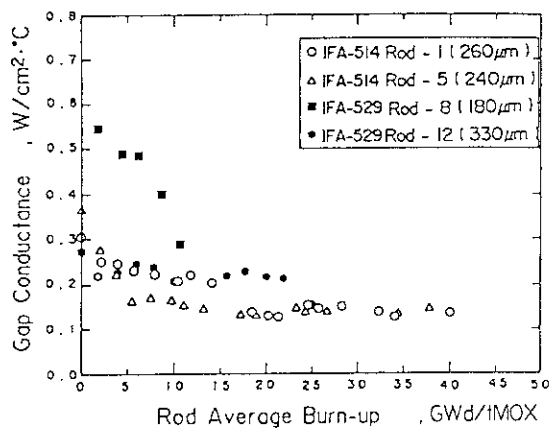


Fig. 2.12 Gap Conductance as a Function of Burn-up at 20kW/m

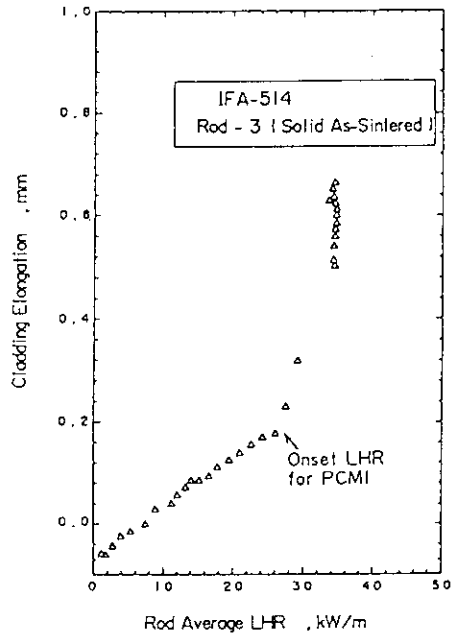


Fig. 2.13 Example of Dependence of Cladding Elongation on LHR

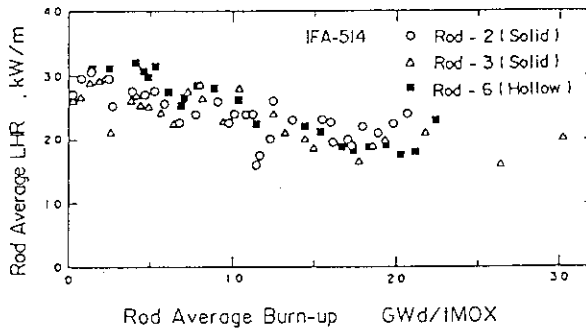


Fig. 2.14 Onset LHR for PCMI in IFA-514 as a Function of Burn-up

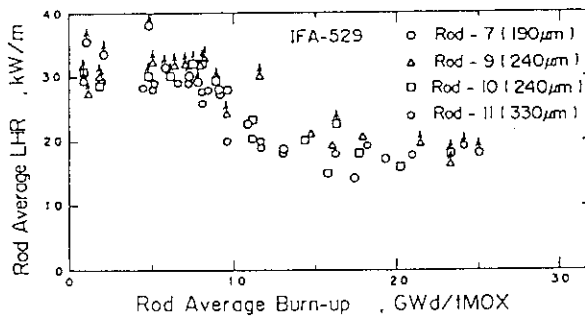


Fig. 2.15 Onset LHR for PCMI in IFA-529 as a Function of Burn-up

3. ATR 実証炉燃料の HBWR における負荷追従試験 (動力炉・核燃料開発事業団)

Load - Follow Irradiation Experiment for ATR Fuel Rods in HBWR

3.1 研究目的

ハルデン炉 (HBWR) において, ATR 実証炉用 MOX 燃料 ($\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 混合酸化物燃料) の日負荷追従試験を実施し, 日負荷追従運転のもとでの照射挙動を研究する。

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, 1989 年末までに 14 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 He^3 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ている。集合体燃焼度は 1989 年末までに約 21GWd/tM (1991 年末までに約 31GWd/tM) に達した。ここでは, Zr ライナー被覆管を用いた燃料棒の PCMI 挙動を中心に述べる。

3.2.2 試験体

本照射試験は, 2 クラス合計 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毎に燃料棒を交換する。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。Table 3.1 に IFA - 554/555 燃料棒の主要仕様を示す。

3.2.1 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, He^3 コイルによりリグ内の出力を 50~100% の範囲で変動させる。14 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, Table 3.2 に, 燃料棒の装荷状況を示す。

3.3 成果

Zrライナー被覆管を用いた燃料棒（B2燃料棒）の、燃焼中期までのPCMI挙動は以下に示すとおりである。

- (1) 燃料棒の零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）、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 μ 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即ち単位局所出力の変化に伴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は燃料下部の、RidgeBは燃料上部の同じ局所位置のリッジであることを示す）。これらのことより、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、その応力の変動巾（高出力状態の周方向応力と低出力状態の周方向応力の差）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) この“PCMIの強さ”は燃料の出力が若干異なっている出力サイクル試験であっても、その間のPCMIの特徴を比較するうえで有効なパラメータである。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）、次に示す内容が明らかとなった。

比較的、被覆管の永久歪み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伴い増加する）。しかし、燃焼中期にあっては、この部分のPCMI強さはほとんど負となっている。即ち、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回及び第14回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及び被覆管の永久変形が考えられる。

参考文献

- (1) T.Abe, K.Kaneda, S. Shikakura, K. Dohmoto, Results from the Load - Follow Experiment of MOX Fuel in IFA - 554/555, Halden Project Seminar on High Burn - up Fuel Performance Topics at Fredrikstad, Norway, May, 1987
- (2) T.Ohtake, M.Kubo et al., Load - Follow Experiment for ATR Fuels, EHPG Meeting, Stromstad, Sweden, Jun, 1984
- (3) H.U.Staal, H.Amano, W.Wiesenack, Local Radial Deformations During Load Following and Rapid Power Cycling in the HBWR, HWR - 160, Feb, 1986
- (4) K.Tanaka, S.Uematu, S.Sato, PCMI Behaviour of MOX Fuel at Middle of Fuel Life in IFA-554/555, EHPG Meeting, Bolkesjø, 1990

Table 3.1 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 Dish, Chamfered	Solid Dish, Chamfered	Hollow 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
$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu} / \text{Pu} + \text{U}$			
<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

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	A1									A1							
		Pos.5	A2									A2							
	Pos.6	A3									A3								
IFA-555	lower																		
	Pos.1	B1	B4	B4	B3	B3	B2	B2	B2	B2									
	Pos.2	B2	B2	B1	B1	B4	B3	B4	B3	B3									
Pos.3	B3	B3	B2	B2	B2	B1	B1	B1	B1										
		B4	B1	B2	B3	B4	B1	B2	B3	B4									
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/B1)	(B1/B2)	(B2/B3)	(B3/B4)	(B4/B1)	(B1/B2)	(B2/B3)	(B3/B4)										

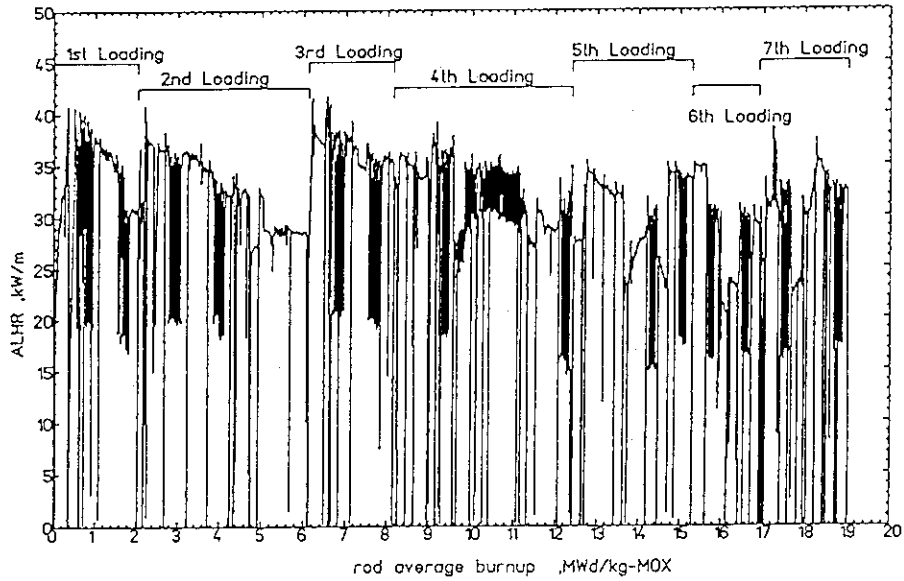


Fig. 3.1 Power history of rod B2

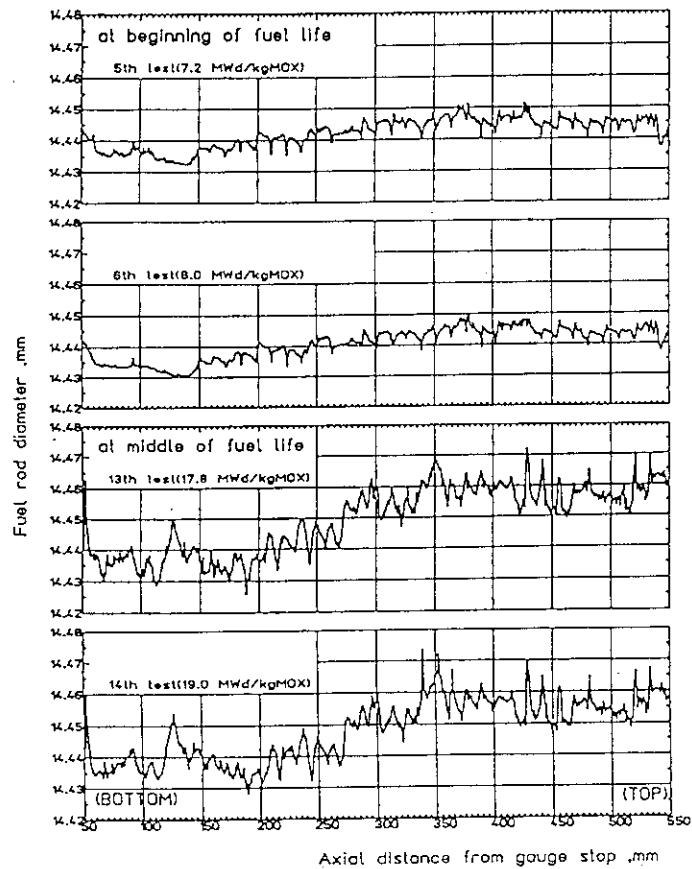


Fig. 3.2 Diameter profile at zero power during each power cycling test

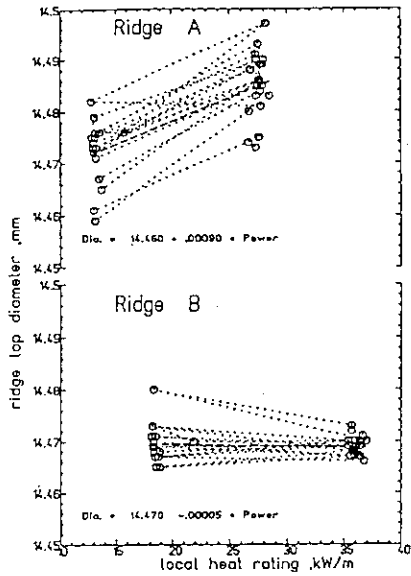


Fig. 3.3 Relation between ridge top diameter and local heat rating during the 13th test

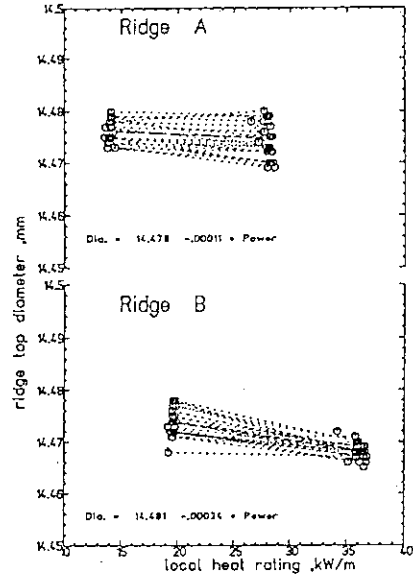


Fig. 3.4 Relation between ridge top diameter and local heat rating during the 14th test

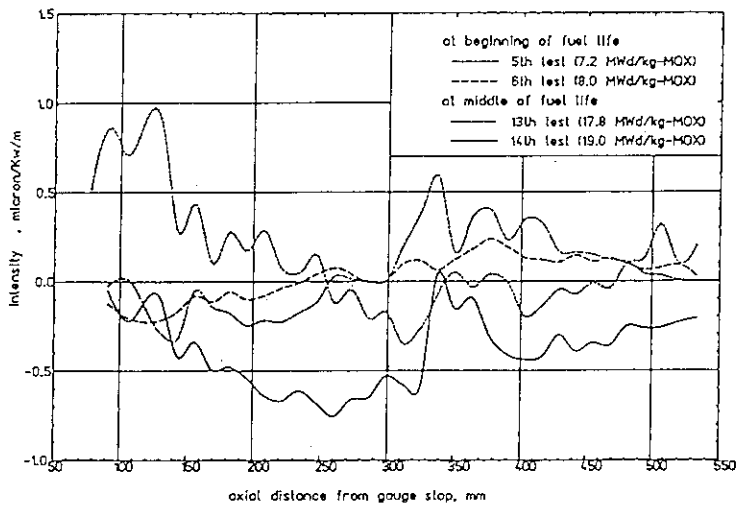


Fig. 3.5 PCMI intensity distribution during each cycling test

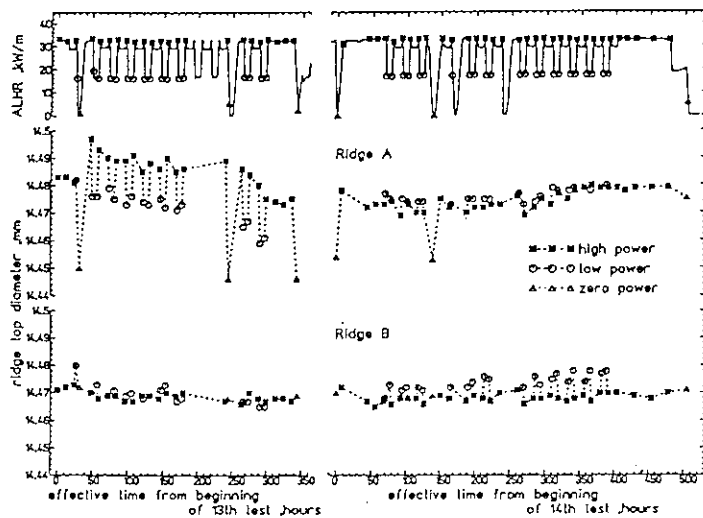


Fig. 3.6 Ridge top diameter histories during the 13th and 14th tests

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を解析を行う。

4.2 研究内容

軽水炉の燃料挙動に関する知見を整理し、燃料健全性を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、燃料棒内圧力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、軽水炉運転諸勧告の評価に対する基礎的な検討を行う。

4.3 成果

(1) ハルデン炉におけるリム効果の検討 [1]

ペレット表面付近では ^{238}U の熱外中性子の吸収断面積が大きいため、 ^{239}Pu 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、発熱および燃焼度も表面付近で増加する。「リム効果」と呼ばれるこの現象について、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った。

Fig.4.1に示すように、VIMBURNは、3次元連続エネルギーモンテカルロ計算モジュール(VIM2)と燃焼ルーチンから構成される計算コードである。このコードを用いて、 8×8 商用BWRおよびハルデン炉(HBWR)における燃焼特性を解析した。

Fig.4.2に示すように、BWRとHBWRの径方向燃焼度分布を比較すると、エネルギースペクトルが硬い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。

径方向 ^{239}Pu 数密度分布も表面付近でピークが生じる。Fig.4.3に示すように、このピークはHBWRよりもBWRのほうが顕著であり、4%よりも8%の方が顕著である。ただし、生成された ^{239}Pu も燃焼するため、中高燃焼度では表面付近の ^{239}Pu 数密度は一定あるいは減少の傾向を示す。

結果として、重水を減速材として用いているハルデン炉は、一般の商用炉よりもリム効果が小さい。また、初期濃縮度が低いほどリム効果は大きくなる。以上より、高燃焼度まで照射させた燃料のリム効果を評価するには、炉型、濃縮度、到達燃焼度などを考慮しなければならないことが明らかになった。

(2) 高燃焼時のペレット熱伝導率モデルの開発 [2]

燃料を照射すると、熱応力による割れ、粒界バブルの連結などによる空隙がペレット内に生じる。この空隙は熱抵抗となり、ペレット実効熱伝導率を低下させると考えられる。この現象について、ハルデン炉の照射リグ IFA430 のデータを用いて検討した。

IFA430 は、照射中に燃料棒内ガス成分および圧力を変化させることが可能なリグである。このリグ燃料度が約 3MWd/kgU に達した時点で実施した試験において、燃料棒内圧力上昇にともなう大きな燃料温度低下が観察された。

この現象を再現するために、マイクロギャップモデルを構築し、燃料挙動解析コード (EIMUS) に導入した。マイクロギャップモデルでは、空隙で生じる固気間温度ジャンプが圧力に反比例するために、ペレット実効熱伝導率が圧力依存となる。このコードを用いて、燃料温度低下データを解析した結果、ペレット半径当たり 8 個程度の空隙が存在すると仮定すると、実験で観測された燃料温度低下を良く再現できることが判明した (Fig.4.4)。

参考文献

- [1] KAMEYAMA T., MATUMURA T. and KINOSHITA M, Analysis of Rim Effect in High Burnup Fuel Irradiated in HBWR and Commercial LWR, OECD Halden Reactor Project Enlarged Halden Programme Group Meeting, Bolkesjo, Norway, February 11 - 16, 1990.
- [2] 北島庄一, 木下幹康, 高燃焼時のペレット実効熱伝導率の評価, 原子力学会「1991年秋の大会」

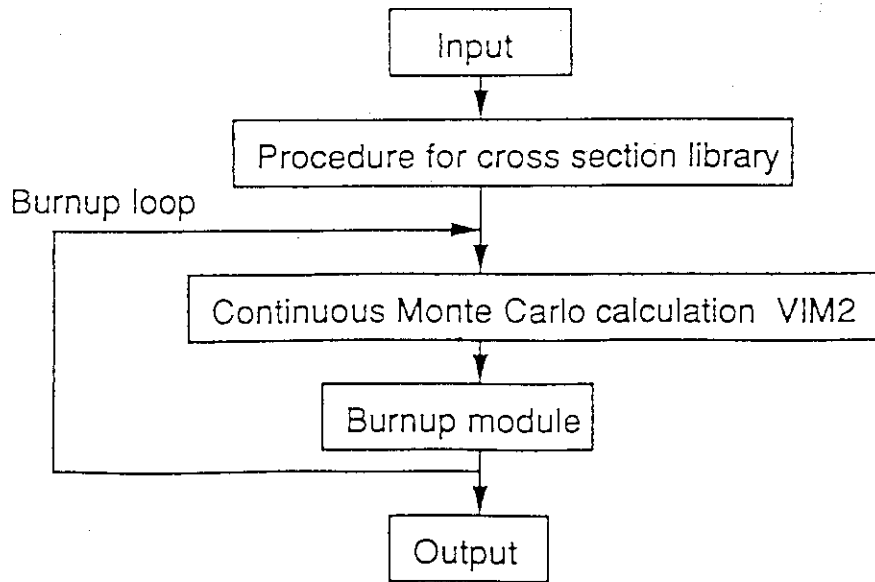


Fig. 4.1 Flow of VIMBURN code

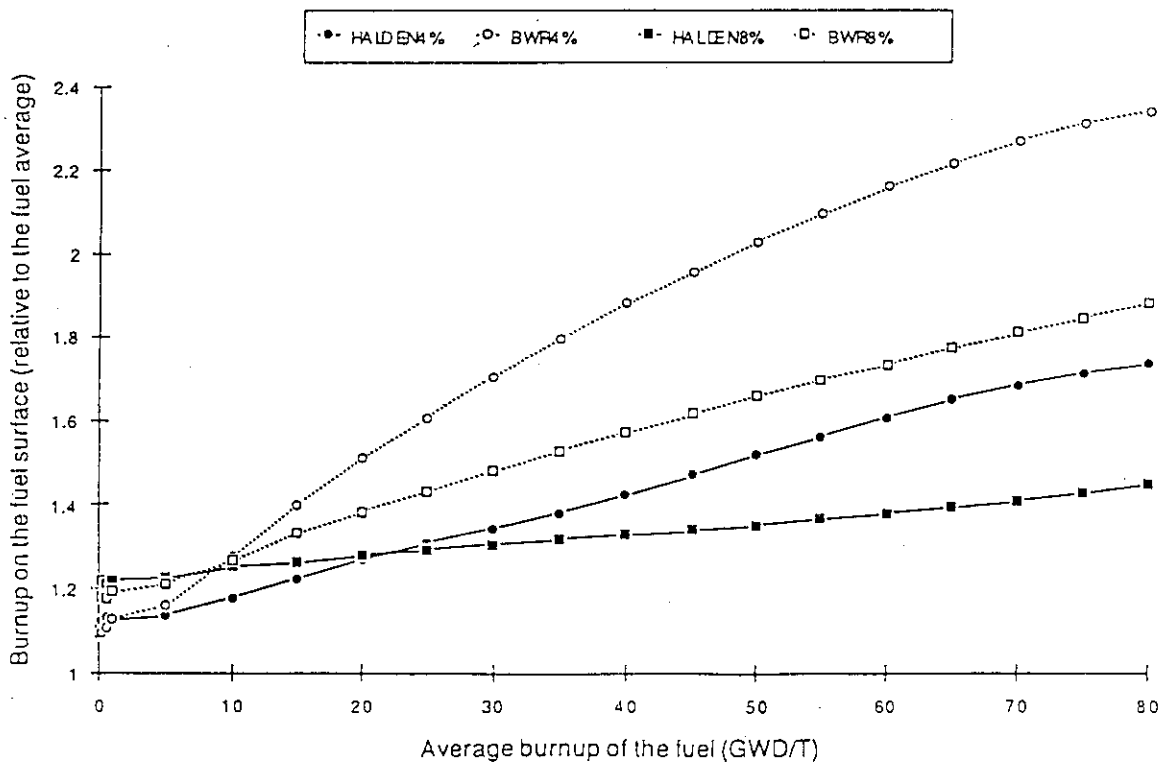


Fig. 4.2 Comparison of burnup on the fuel surface in HBWR and commercial BWR.(enrichment 4,8%)

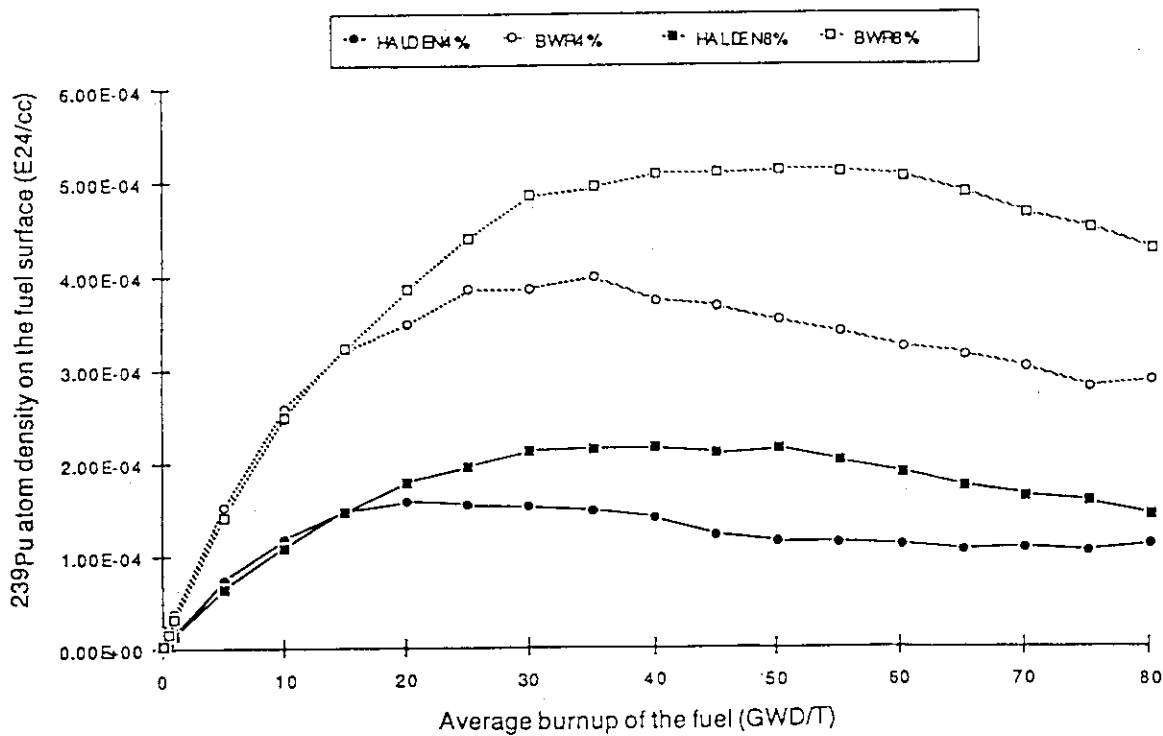


Fig. 4.3 Comparison of ^{239}Pu atom density on the fuel surface in HBWR and commercial BWR.(enrichment 4,8%)

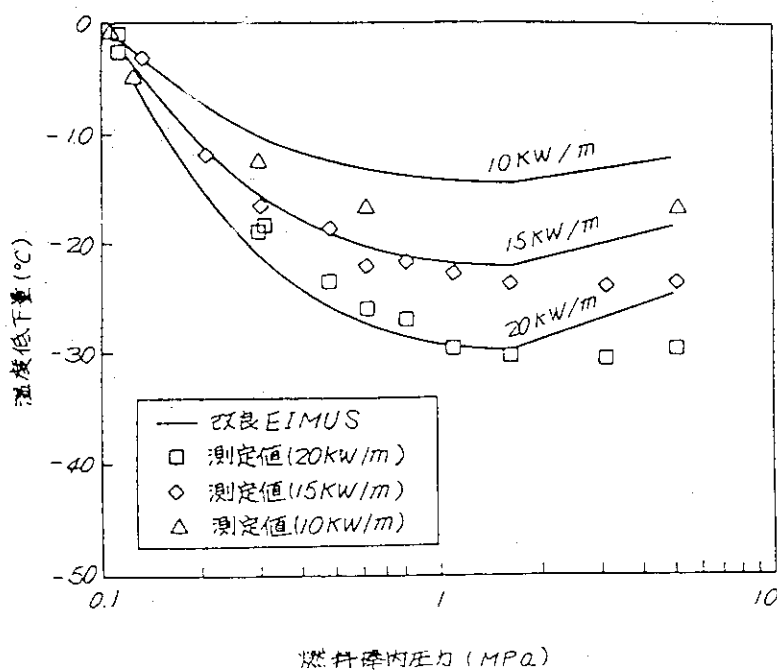


Fig. 4.4 試験 R 4 - 1 の燃料棒内圧力上昇に伴う温度低下量 (封入ガス 100% He)

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(株))

Irradiation Study of Advanced Fuel Behavior in Halden HBWR

5.1 研究目的

高燃焼度を目標に開発された BWR 新型燃料をハルデン HBWR で照射し、新型燃料の健全性を評価する。

5.2 研究内容

計装付試験燃料集合体として IFA-551 および IFA-566 の 2 体を使用して、ハルデン HBWR で照射試験を行い、照射中の燃料棒内圧を測定する。照射後、日本核燃料開発株式会社ホットラボに搬入し、照射後試験を実施する。

IFA-551 および IFA-566 の試験燃料集合体の構造をそれぞれ、Fig.5.1 および Fig.5.2 に示す。IFA-551 は、上下 2 段クラスターから構成され、各クラスターに BWR 仕様の試験燃料が 6 本装荷される。IFA-566 は、上中下 3 段クラスターから構成され、各クラスターに細径試験燃料が 6 本装荷される。これら試験燃料には、いくつかのタイプの大粒径のペレットが含まれており、照射中の FP ガス放出量を測定するために、ベロウズ型内圧計が計装されている。

IFA-551 および IFA-566 の照射試験はそれぞれ 1986 年 12 月および 1990 年 4 月に開始された。目標燃焼度はそれぞれ、50 および 100 GWd/tU であり、1995 年に照射試験を終了する予定である。

5.3 成果

1991 年までに、IFA-551 上部クラスター燃料の燃焼度は 30 GWd/tU に達した。IFA-551 下部クラスター燃料は、燃焼度 23 GWd/tU で取り出し、NFD で照射後試験を実施した。この下部クラスターには、差替え燃料 6 本を装荷し、燃焼度 50 GWd/tU を目指して照射試験を継続中である。IFA-566 の燃焼度は、中部クラスターで 50 GWd/tU に達した。下部クラスター燃料は燃焼度 30 GWd/tU にて取り出し、照射後試験に供するため NFD に輸送した。

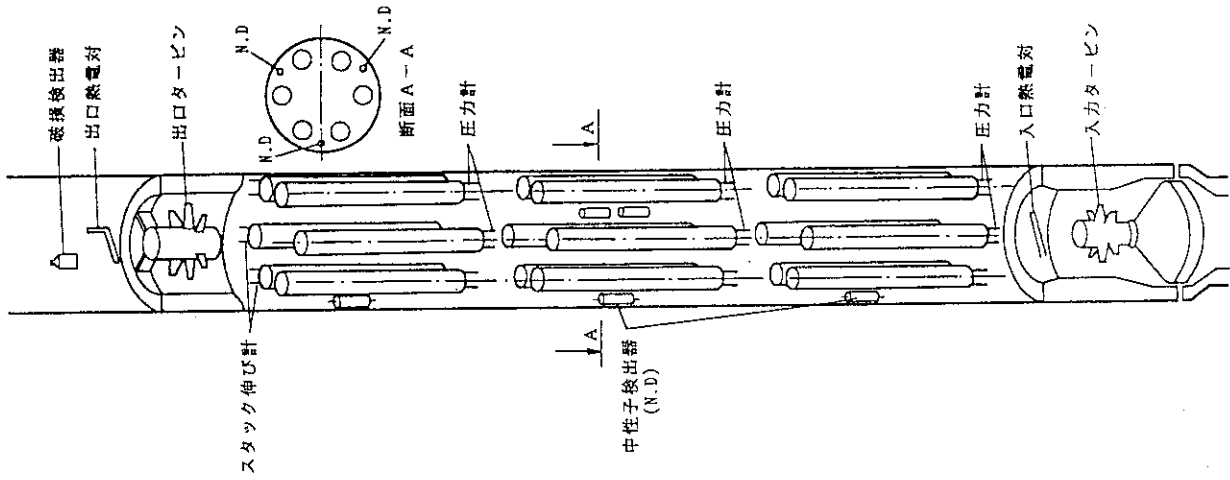


Fig. 5.2 IFA-566 試験燃料集合体構造

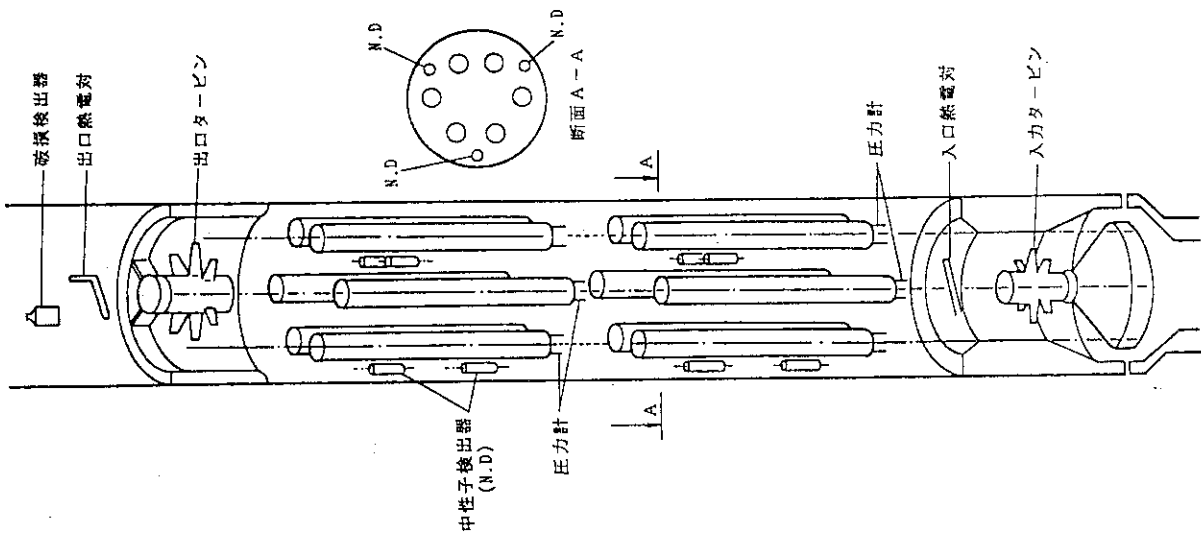


Fig. 5.1 IFA-551 試験燃料集合体構造

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 (三菱重工業株)

The Irradiation Test of PWR MOX Fuel in HBWR

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 UO_2 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する。

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と、燃料棒内圧とスタック長伸びの組み合わせがあり、これらによって出力運転中のデータを測定できる。

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ている。燃料棒の概略仕様をTable.6.1に示す。

6.3 成果

各燃料棒の1990年12月末時点での寿命平均の燃料棒平均出力及び寿命最大の燃料棒出力を達成燃焼度と共にTable.6.2に示す。

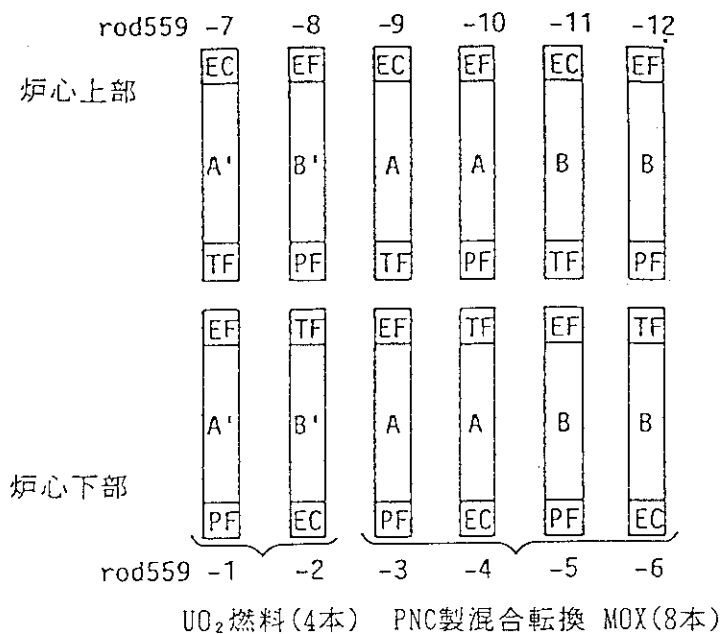
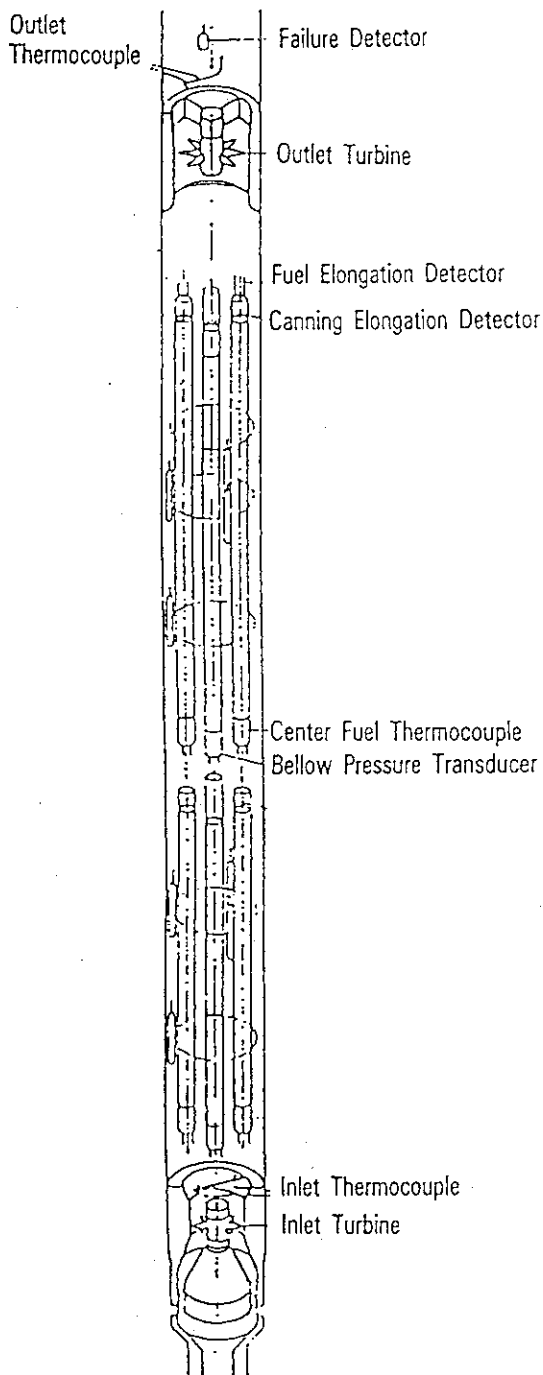
半数の燃料棒 (MOX:4本, UO_2 :2本) は、最高30GWd/tの燃焼度を達成後取り出し、照射後試験に供している。また、残りの半数の燃料棒は燃焼度40GWd/tを目指して継続照射している。

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 レ ッ ト	直 径 (mm)	8.19	←	8.23	←
	Pu ¹ 富化度 (wt%)	—	6.0	—	6.0
	U-235 濃縮度 (wt%)	9.0	—	9.0	—
	PuO ₂ 粒径 (μm)	—	≤400	—	≤400
燃 料 棒	ペレット被覆管ギャップ (μm)	170	←	110	←
	封入ガス加圧量 (kg/cm ² ・a)	10.5 (He)		1.0 (Ar)	

Table 6.2 Irradiation Condition

燃料棒No.	燃料棒タイプ	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	29,100	195	334
2	UO ₂ ・typeB	28,400	190	333
3	MOX・typeA	28,700	190	333
4	MOX・typeA	28,400	185	322
5	MOX・typeB	29,100	200	326
6	MOX・typeB	30,000	205	339
7	UO ₂ ・typeA	20,300	135	292
8	UO ₂ ・typeB	20,200	140	289
9	MOX・typeA	20,600	140	277
10	MOX・typeA	20,200	135	270
11	MOX・typeB	20,400	140	281
12	MOX・typeB	20,900	145	301



<燃料タイプ>

燃料	ペレット径 mm	8.19	8.23
	MOX	A	B
UO ₂		A'	B'

<計装器具>

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

Fig. 6.1 HALDEN炉の照射リグ

Fig. 6.2 試験燃料棒の計装配置

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（原子燃料工業株）

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

7.1 研究目的

軽水型発電炉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い、今後の発電炉燃料の炉内健全性の向上に資する。

7.2 研究内容

本件の研究目的に関連し、下記の研究を行う。

- (1) 燃料挙動に関する知見の整理・解析
- (2) ペレット被覆相互作用（PCI）破損機構の究明に関する基礎的な検討
- (3) 燃料解析コードに関する検討及び検討のためのデータセットの整理

7.3 成果

PWR版FEMAXI-IIIコードを用いて、ハルデン炉で行った軽水炉燃料出力急昇試験についての検討を行った。照射実験データによるコードの検証を行い、クリープダウン、燃料棒直径変化、リッジ高さについては、計算値は、実測値と良い一致を示し、PWR版FEMAXI-IIIコードは、PWR型燃料棒の挙動解析に十分な性能を持つことが示された。Figure7.1に、クリープダウンの計算結果を示す。計算値は、実測値と良い一致を示している。検証を行った項目のうち、FPガス放出については、定常放出の経験モデルを用いているため、計算値は、実測値より小さくなる傾向を示した。また、このコードを用いて試験パラメータについての考察を行い、ペレット形状の効果及び燃焼度の効果を明らかにした。

一方、試験炉による出力急昇試験条件の違いについても検討を行い、炉型及び燃料仕様による出力上昇時の燃料挙動への影響を調べた。Table7.1に計算入力条件を、Table7.2に計算結果を示す。商用PWR条件及びハルデン炉条件でそれぞれ出力急昇試験を行った場合、燃料中心温度及び被覆管最大応力は、ハルデン炉軽水炉ループ内で照射した場合より、やや大きくなることが明らかになった。

なお、詳細については、別途報告書を参照されたい(1)。

参考文献

- (1) 中村, 池田, 古田, 森, JAERI-M 91-027「PWR版FEMAXI-IIIコードによるハルデン軽水炉燃料出力急昇試験についての検討」1991年3月

Table 7.1 各炉型の燃料についての計算条件

	ハルデン軽水炉燃料 出力急昇試験	PWR	HBWR
冷却水圧力 (MPa)	15	15	3.4
冷却水温度 (°C)	285-320	285-320	240
高速中性子束(n/cm ² s)	9.2x10 ¹²	9x10 ¹³	1.2x10 ¹³
初期燃料棒内圧(MPa)	3.2	3.2	0.1
濃縮度 (%)	13	3.1	10

Table 7.2 出力急昇試験時における各燃料についての計算結果 (線出力50 KW/m時)

	ハルデン軽水炉燃料 出力急昇試験	PWR	HBWR
燃料中心温度 (°C)	1814	1943	2022
F Pガス放出率 (%)	12.5	18.5	25.6
基礎照射時クリープダウン(μm)	24	39	1.0
被覆管最大フープ応力(MPa)	155	284	206
出力急昇時の直径変化(μm)	26.5	38.3	21.4

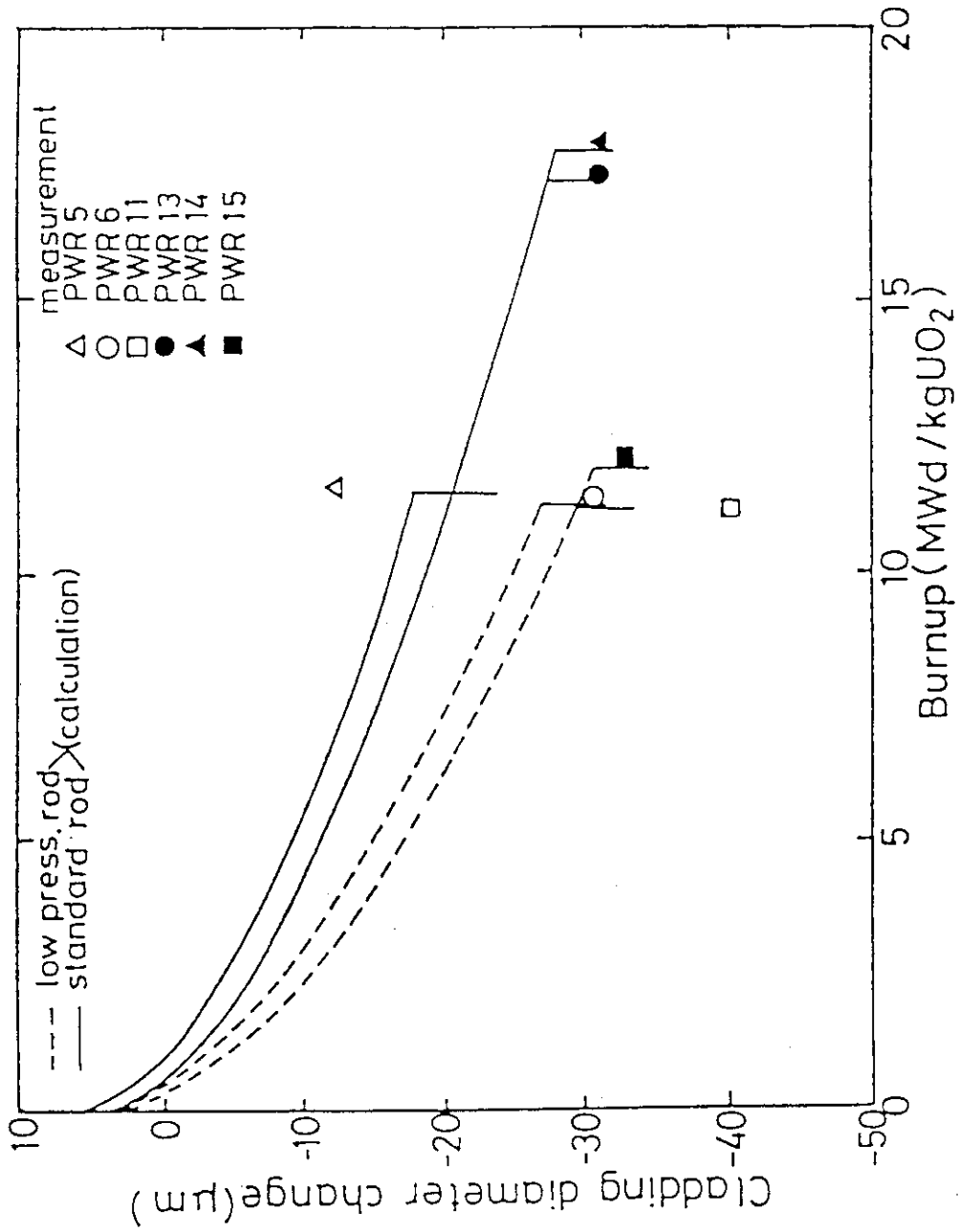


Fig. 7.1 基礎照射時の被覆管のクリープダウン（計算値と実測値の比較）

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（三菱重工業株）

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

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

試験燃料棒は、高濃度ガドリニア入り燃料棒1本及び改良燃料棒1本であり、各々Fig.8.1に示すように同一照射リグで上下クラスターに分けて照射している。

各試験燃料棒は、Fig.8.2, 3に示すように1本の比較用現行燃料及び7本のドライバー燃料と同時に照射する。高濃度ガドリニア入り燃料、改良燃料、及び比較用の現行燃料には各々Fig. 8.4, 5に示す計装が取り付けられている。

8.3 成果

1991年1月現在の達成燃焼度は以下の通りである。

- ・高濃度ガドリニア入り燃料 : 約1GWd/t
- ・改良燃料 : 約7GWd/t

今後、各々10GWd/t, 15GWd/tを目指して継続照射する。

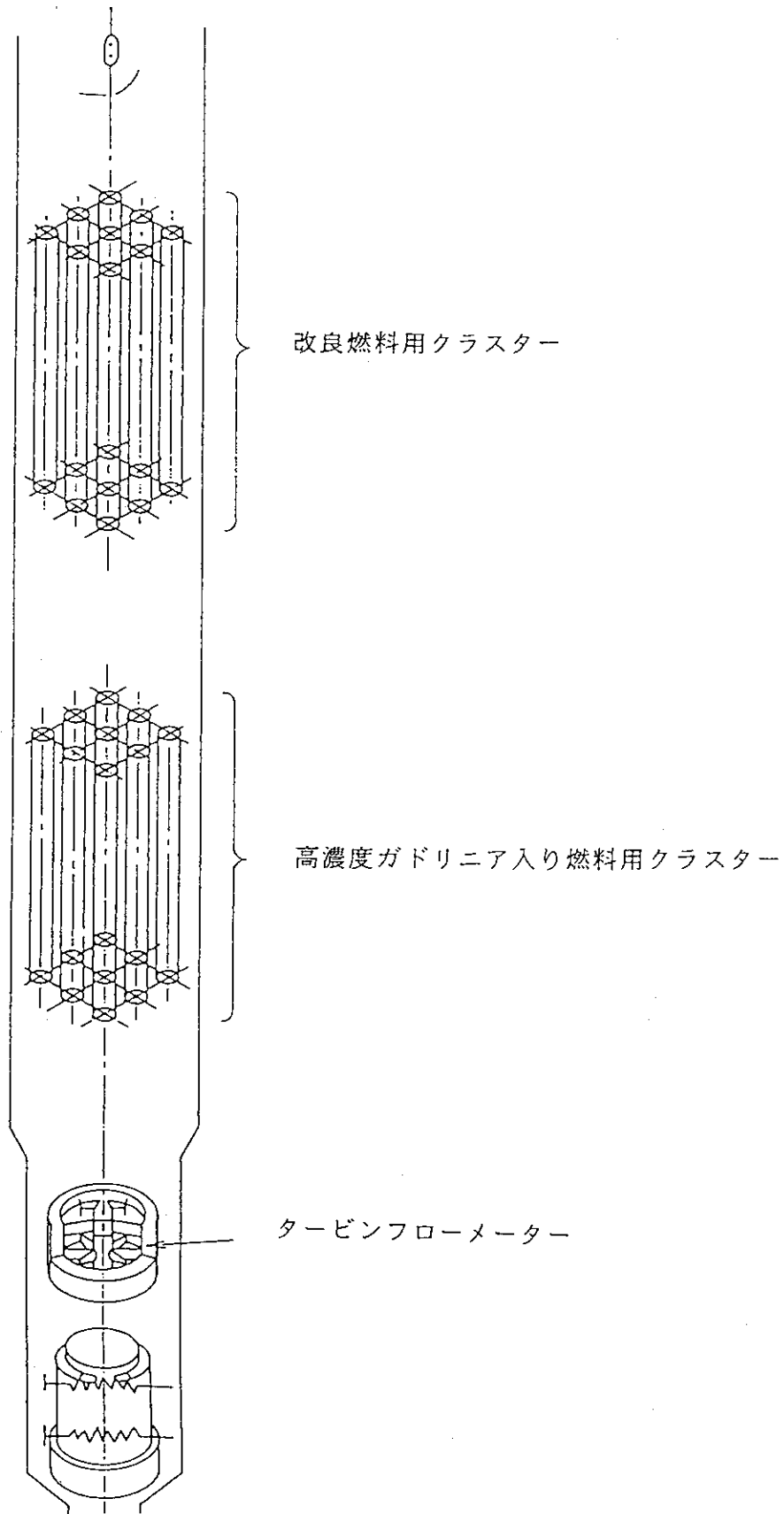
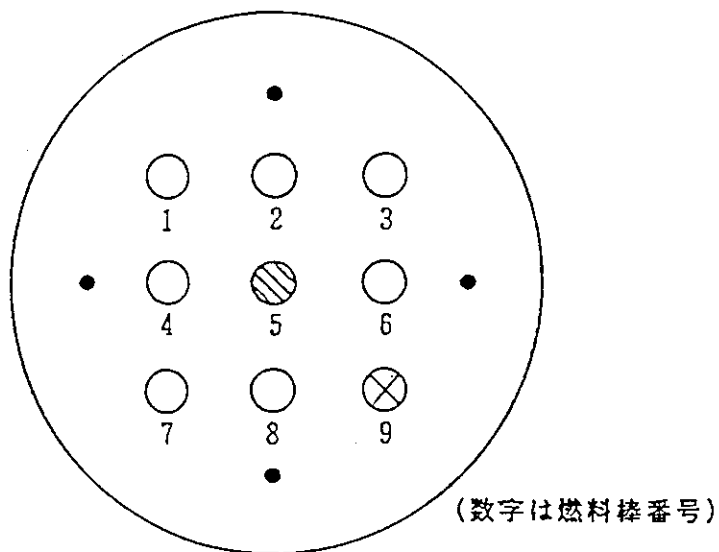


Fig. 8.1 照射リグの構成



TOP VIEW





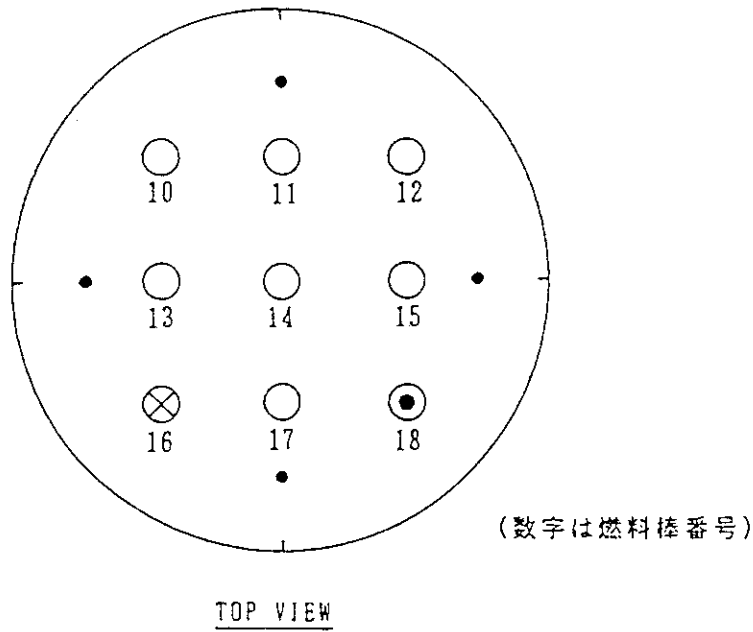
-  ガドリニア入り燃料，燃料両端に熱電対を装着したもの
-  UO_2 燃料，燃料両端に熱電対を装着したもの
-  UO_2 ドライバー燃料（計装なし）
-  中性子束検出器

Fig. 8.2 高濃度ガドリニア入り燃料のクラスター内配置



- ⊗: 改良UO₂燃料 ; 熱電対, 内圧センサー及び燃料スタック長センサーを装着したもの
- ⊙: 現行UO₂燃料 ; 熱電対, 内圧センサー及び燃料スタック長センサーを装着したもの
- : ドライバー燃料 ; 計装なし
- : 中性子束検出器

Fig. 8.3 改良燃料のクラスター内配置

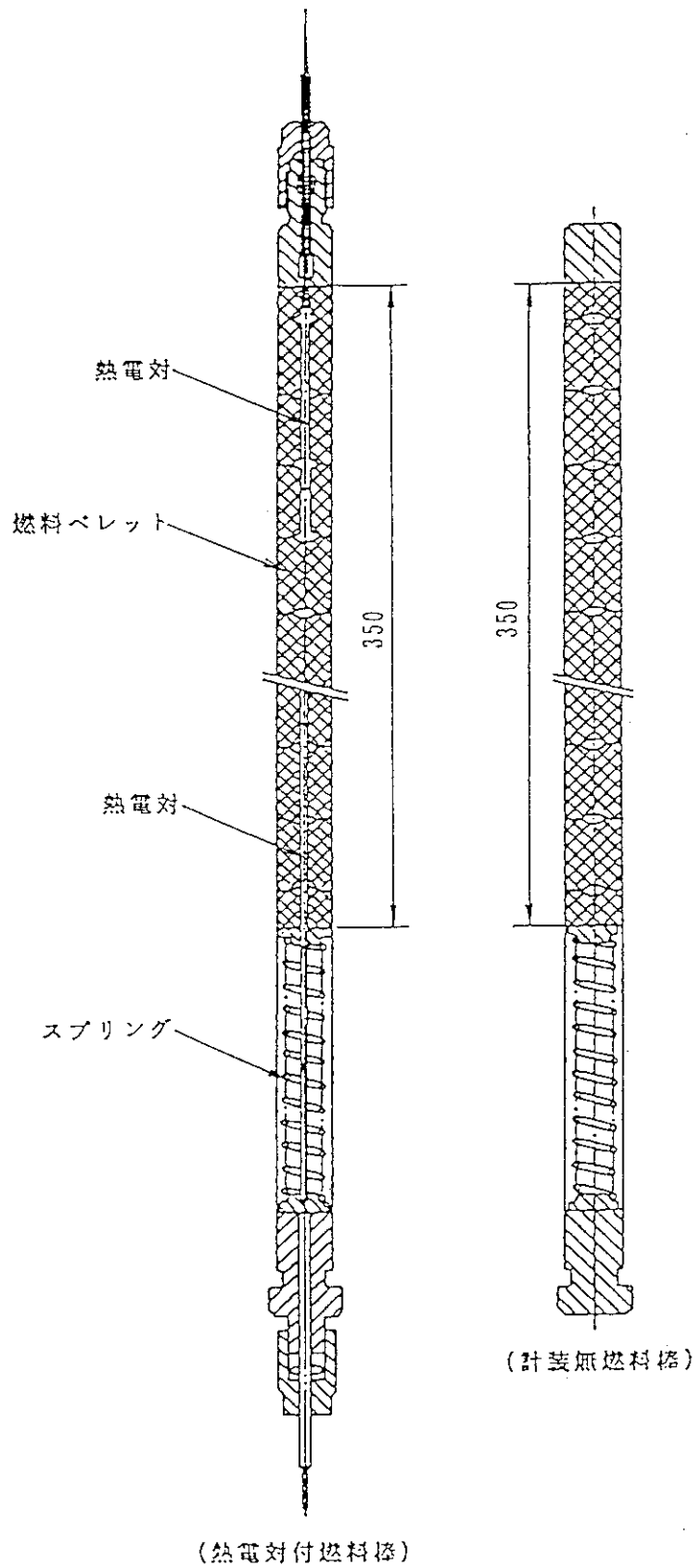


Fig. 8.4 高濃度ガドリニア入り燃料の燃料棒計装

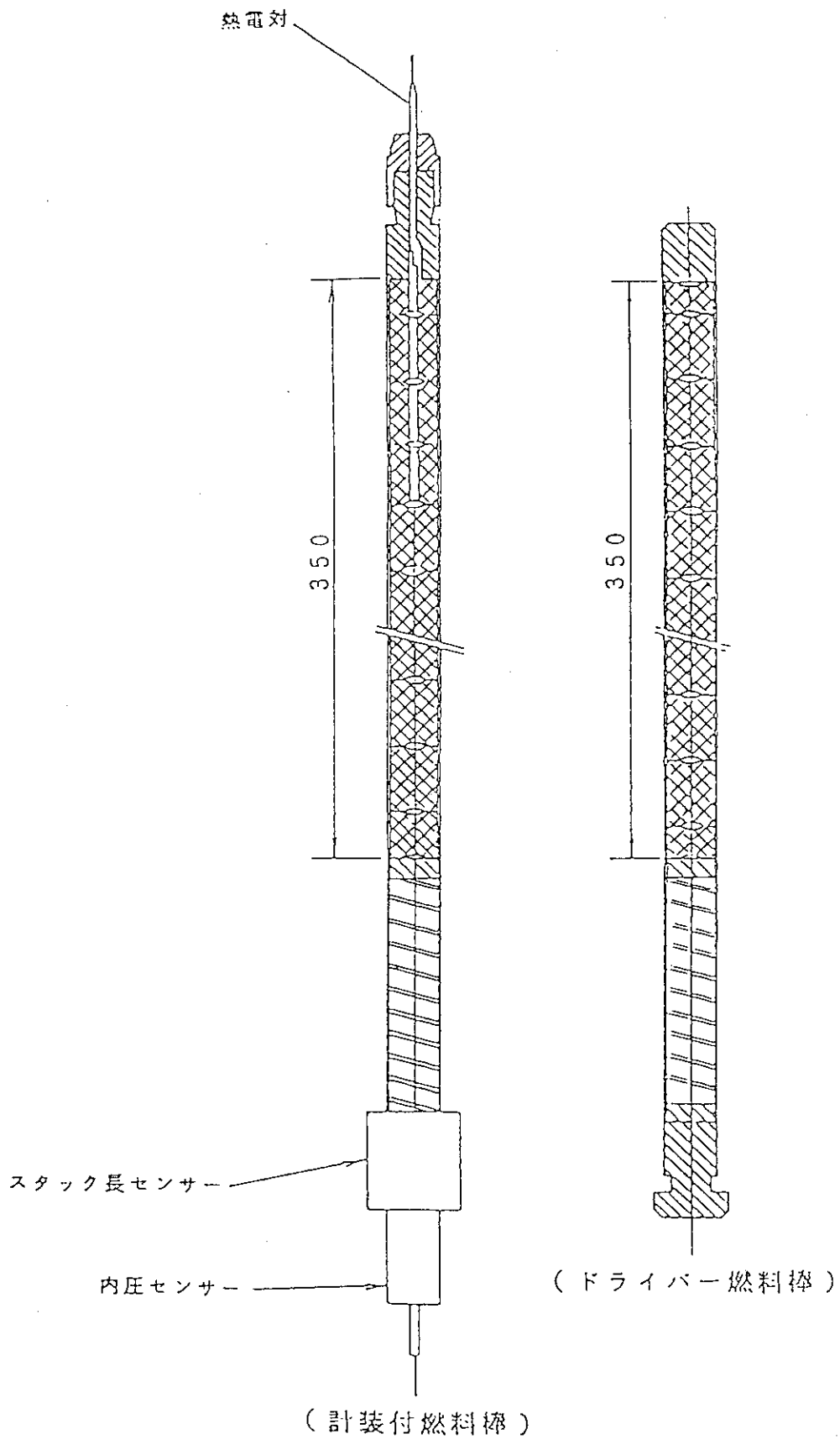


Fig. 8.5 改良燃料の燃料棒計装

9. 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の向上を図るため高燃焼度化を指向しているため、更に、長期の照射期間を必要とするようになってきている。

今期における各共同研究の進捗状況（1990年12月現在）をまとめると、Table9.1のようになる。この表に見られるとおり、第8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た。しかし、前述した理由により第8次協定の期間内に行われた共同研究で完了した研究はなく、すべての共同研究は1991年1月からの第9次協定締結とともに研究を引続き継続して行っている。

Table9.1に示したように共同研究は終了していないが、第8次協定という限られた3ヶ年においても、以下のような貴重な知見を得て、国内の燃料研究に大きな役割を果たしていると考えられる。

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に関する熱的、機械的挙動に関する知見を得たこと。
- (2) 新型転換炉用燃料の負荷追従運転時における照射挙動に関する知見を得たこと。
- (3) 軽水炉燃料挙動解析コード開発・整備として、高燃焼度化で重要な評価項目となるリム効果や熱伝導に対するモデル化が進められるとともにPWR版FEMAXI-Ⅲの検証が行われ、本コードが十分な性能を有することを明らかにしたこと。
- (4) 高燃焼度利用を目標とした燃料の照射試験が順調に進められ、今後重要な知見を得ることができる見通しを得たこと。

などが挙げられる。

今後もこれまでに引続き共同研究を進め、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、およびプルトニウム利用に対処できるように国内の燃料技術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たい。

Table 9.1 共同研究の進捗状況 (1990年12月末現在)

題 目	実 施 機 関	進 捗 状 況
ハルデンH BWR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	新照射リグ(IFA-565)の照射試験を行い、集合体平均燃 焼度約46GWd/tMに到達している。
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	集合体燃焼度は約23GWd/tに達し、15回の出力サイクル 試験を実施している。
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	リム効果及び熱伝導モデルの検討と開発を進めている。
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 日本核燃料開発機構	IFA-551、556の照射試験を実施するとともに一部燃料棒 の照射後試験を実施した。
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 三菱重工業株式会社	燃焼度約30GWd/t程度まで照射し、6本(半数)の燃料棒 照射後試験を進めている。
ハルデンH BWRにおけるK W U型及 びB & W型燃料の照射挙動解析に関す る研究	日本原子力研究所 原子燃料工業株式会社	ハルデン炉で実施した出力急昇試験についての検討を行 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 三菱重工業株式会社	照射試験を開始した。

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。