

JAERI-M

6925

軽水炉安全性研究のための照射実験

1977年2月

飛岡利明

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

軽水炉安全性研究のための照射実験

日本原子力研究所東海研究所安全解析部

飛 岡 利 明

(1977年1月20日受理)

軽水炉安全性研究の中で、特に照射実験を必要とするのは軽水炉燃料と原子炉圧力容器に関係した分野である。この2分野で、現在特に大きな関心を持たれている諸点に関して現状調査を行った。燃料については、焼きしまり、スエリング、PCMIなどの通常時の挙動研究とPCM、LOCA模倣などの異常及び過渡時の挙動研究である。原子炉圧力容器については、中性子照射による材料の脆化に関する諸問題である。これらの研究のために如何なる照射実験が実施され、どのような結果を生み出しているかについてまとめてある。

Review of Irradiation Experiments for Water Reactor  
Safety Research

Toshiaki TOBIOKA

Division of Reactor Safety Evaluation, Tokai, JAERI

(Received January 20, 1977)

A review is made of irradiation experiments for water reactor safety research under way in both commercial power plants and test reactors.

Such experiments are grouped in two; first, LWR fuel performance under normal and abnormal operating conditions, and second, irradiation effects on fracture toughness in LWR vessels.

In the former are fuel densification, swelling, and the influence of power ramp and cycling on fuel rod, and also fuel rod behavior under accident conditions in in-reactor experiment.

In the latter are the effects of neutron exposure level on the ferritic steel of pressure vessels, etc..

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 軽水炉安全性研究のための照射実験 .....	3
3. 軽水炉燃料照射実験 .....	7
3.1 商業用発電炉, 材料試験炉での照射実験 .....	7
3.2 通常時の燃料ふるまい研究 .....	12
3.3 事故時の燃料ふるまい研究 .....	76
4. 原子炉圧力容器材料照射実験 .....	110
5. まとめ .....	113
参考文献 .....	114
付録1. 米国の軽水炉安全性研究 .....	125

# 1. はじめに

材料試験炉を照射実験の場として実施された実験の種類や数はきわめて多岐にわたっている。この種の照射実験について、次に記す4分野で最近如何なる問題があり、実験が行われているかを調査することは、材料試験炉や研究炉の照射需要の予測の一助となろう。またこれらの分野の現存する問題点の整理は、将来実験を計画、立案していく場合にも有効となろう。このように考えて、次の分野の文献調査を開始した。

- (1) 軽水炉安全研究
- (2) 高温ガス炉開発研究
- (3) 高速増殖炉開発研究
- (4) 核融合炉開発研究

材料試験炉による放射性同位元素の製造についても、これらの分野と同じ位置にあると考えられる。しかしこの分野は、(1)国によって相当に状況が違い、一般性に乏しいこと、(2)放射性同位元素の製造方法の主流が中性子捕獲法を利用した原子炉照射から、核分裂生成物を利用して有効核種だけを分離する法へと移行して来ていること、(3)原子炉による製造は些か供給過多気味であることなどの観点から、これを調査の対象から除外した。

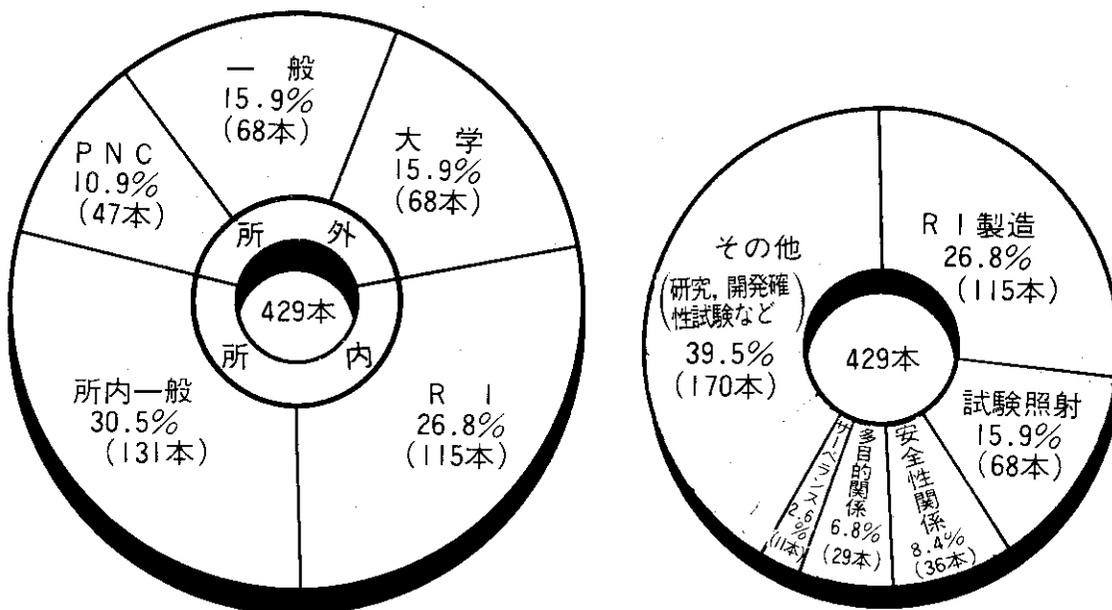


図1 JMTRにおけるキャプセル利用状況

しかし図1に示すように、JMTRのキャプセル需要の1/4強が放射性同位元素の製造であり、この割合は他の4分野のいずれよりも高い。放射性同位元素の製造に最も良く使用されている水カラボットの利用状況を考えるまでもなく、現時点ではJMTRを最も高い頻度で利用しているのは、この分野であると結論して良い。

本報告書は、これら一連の照射実験の動向調査の第1報として、軽水炉安全性研究に関する分野をまとめたものである。この分野では、最近1～2年間に国の内外を問わず研究計画の組織化や体系化が強く推し進められてきた。我国では、昨年原子力委員会が昭和51年度から今後5カ年間にわたって行いべき安全研究の年次計画を発表している<sup>1)</sup>。これは今後毎年改訂版が出されるときに、これに含められた研究分野は、LOCA, RIA, 燃料, 構造, 耐震, 放出低減化および確率論的安全評価の7つである。この中で燃料については、燃料検討会報告書にさらに詳細に研究計画などが記載されている<sup>2)</sup>。

これらの報告書に記載されているように、今後数年間は相当数の照射実験が軽水炉安全性研究の名の下に実施されると考えて良いであろう。現時点では、軽水炉安全性研究に関連した照射実験研究が、前述した他の3分野より以上に緊急性をもって体系的に行われようとしているといえよう。このように考えて、まず第1報として、軽水炉安全性研究の分野をまとめた。続いて別報として、他の3分野および世界の材料試験炉や研究炉の運転・利用の状況などをまとめていきたい。

## 2. 軽水炉安全性研究のための照射実験

我国に一步先駆けて米国にあっては、原子力規制委員会 (NRC: Nuclear Regulatory Commission) が、スポンサとなっている原子炉安全性研究計画についてまとめて発表している<sup>3)</sup>。この計画には軽水炉だけでなく、高速炉や高温ガス炉についての安全性研究が含まれている。

この計画は既に進行中であるが、その中で軽水炉安全性研究に限って1976年度の状況をまとめると、付録1に示すとおりである。

これからも明白なように軽水炉の安全性研究の分野で照射実験を伴うものは、(1)燃料の挙動と(2)原子炉圧力容器の健全性に係る分野である。付録1に示すように、予算や規模、実験の多様性などの点で(1)の分野は(2)よりも大きい。定常運転時だけでなく、異常時や中小事故時及び仮想事故時のふるまい研究を対象としている。米国の特徴は、研究の比重が異常時以後、仮想事故時の挙動研究に置かれていることであろう。例を(1)の分野に採ると、その研究の目的は第1表に示すとおり、まったく異常時と仮想事故時に絞られていることがわかる。またその時間計画を、図2に示す。これに比較すると我国では、定常時の挙動研究の占める割合がやゝ米国よりは大であるといえるかも知れない。

軽水炉燃料安全性研究の照射実験の特徴の一つは、高速炉、ガス炉など他の分野の研究と違って、照射ベッドの数、質の豊富さであろう。中性子密度やスペクトルの点で軽水炉を上回る材料試験炉は加速実験の見地から多用されているが、これが唯一種の照射ベッドではない。より容易に軽水炉の環境を模擬できる実験炉が相当数稼動していて、きわめてユニークな実験を実施している。

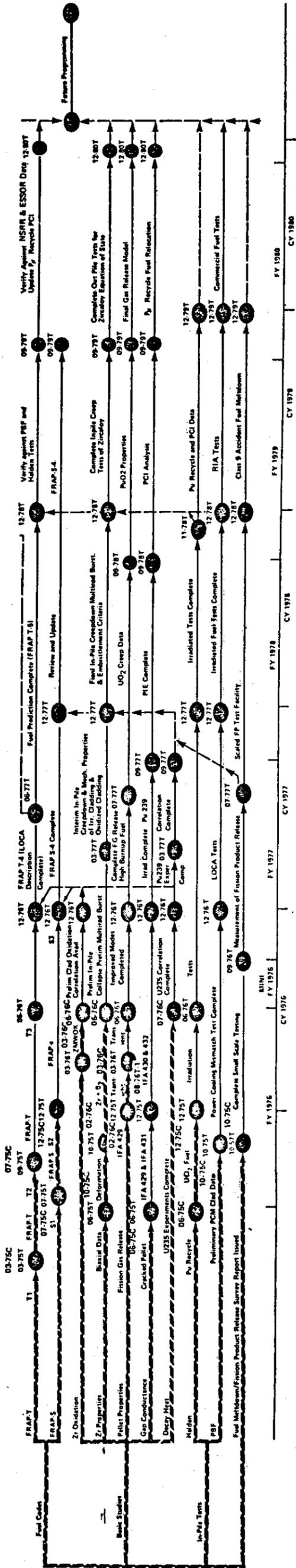
また特に最近では、その数が飛躍的に増大した商業用発電炉自体が、ある分野では非常に大きな貢献をなすに至っている。従って本調査では、照射ベッドを材料試験炉に限定することなく、広く実験炉や商業用発電炉を使った実験も含めた。

軽水炉安全性研究のテーマに関連して、如何なる照射実験が実施あるいは計画されているかを、いくつかのトピックスを主体に紹介するように努めた。まず軽水炉燃料について、続いて原子炉圧力容器の分野について述べる。

第1表 米NRCの軽水炉燃料安全性研究の目的<sup>3)</sup>

OBJECTIVES AND PROGRAMS OF FUEL BEHAVIOR	
SPECIFIC OBJECTIVE	PROGRAMS
Quantification of the conservatism of peak clad temperature and 17% oxidation limits	Zircaloy-steam oxidation Zirc-O <sub>2</sub> mechanical properties Decay heat evaluation
Evaluation of fuel rod stored heat	Gap conductance study Cladding creep and collapse Fuel code development Integrated tests - PBF & Halden
Prediction of clad deformation during LOCA	Multirod burst tests Zirc-O <sub>2</sub> mechanical properties Fission gas release
Evaluation of the potential for transport of fission products into containment and environment	Fission product release Core meltdown review
Verification of codes for fuel initial conditions and response in accidents	Fuel code development Fuel code verification Material property correlation

# FUEL BEHAVIOR



### 3. 軽水炉燃料照射実験

#### 3.1 商業用発電炉、材料試験炉での照射実験

D. H. Locke は、1974年に世界各国の材料試験炉や実験炉及び商業発電炉で実施されている軽水炉燃料の照射実験をまとめている<sup>4)</sup>。1974年以後の進行状況や今後の予定などを補足すると、第2表のようになる。

こゝで補足、追加したのは、主として燃料の異常事故時あるいは仮想事故時の挙動を研究するための諸実験である。

また、KWU社のH. Knaabは、PWRの燃料設計に関して、今後さらに深く研究する必要がある領域をまとめている<sup>5)</sup>。これを第3表に示す。この分野のうち、商業用発電炉及び実験炉で実際に実施しているか、あるいは実施を予定しているものを第4表に示すとおりまとめている。現時点で第3表に追加する問題があるとすれば、それは燃料棒の照射成長や曲りに関連した分野、出力ランプ試験と出力サイクル試験などであろう。

これらの表が現時点での軽水炉燃料照射実験の現状や、問題となる研究対象領域を良く物語っている。商業用発電炉が、特に燃料の通常時の挙動研究に関係した分野で、材料試験炉や実験炉に負けることなく、照射ベッドとして多用されていることがわかる。

これは、燃料製造者あるいは電力会社が、燃料の設計研究を意図した照射実験を大規模に継続しているからに他ならない。その研究範囲は燃料設計に直結していて、燃料の通常時の挙動研究（通常運転時に遭遇する程度の過渡を含む）に限られていると見て良い。彼らは材料試験炉や実験炉も利用するが、それ以上に自己の商業用発電炉を多用している。

例えば米国のGeneral Electric (GE)社はDresden 1やHumbolt Bay<sup>6)</sup>を、Westing House (WH)社はJose CaberaやPoint Beach 1<sup>7)</sup>を、また西独のKraft Werk Union (KWU)社がKWO<sup>9)</sup>を使って実験を行っていることなどが挙げられる。彼らは、使用済燃料貯槽内で容易に解体でき、各燃料棒を検査した後再組立して、照射を継続できるような特殊燃料集合体を使用している。特殊燃料集合体を構成する各燃料棒に、適当なパラメータを持たすなどの実験的配慮をしている。この集合体の名称は各社で異なるが、GE社はLead Bundle、WH社はRemovable Rod Assemble (RRA)、KWU社はCarrier Assemblyと呼んでいる。これらの特殊燃料集合体の何体かは既に前述の発電炉に挿入されている。

この他、これらの燃料製造者は、商業用発電炉の通常の燃料集合体について、統計量ともいふべき膨大な照射後試験データを蓄積している。例えばGE社は、1973年までに各原子炉の使用済燃料貯槽内で、合計26,000本の燃料棒の検査を行っている<sup>10)</sup>。また、KWU社は第5表に示すように、多数の原子炉からの燃料棒照射後試験を行っている<sup>9)</sup>。

毎年海外の各燃料製造者や電力会社からは、各炉毎に燃料の破損率が発表されている。D. Knödlerは、米国、カナダ及びヨーロッパの原子炉についてこの値をまとめて報告している。彼によると、PWRでは平均すると0.2%以下であるのに対し、BWRでは0.2~1%であるとしている。特にBWRの燃料破損率に関しては、燃料の製造履歴や原子炉の運転方式に依存する所がきわめて大きく、プラントによっては3%に到達しているものもあるとしている。カナダの重水炉は0.33%で

第2表 軽水炉燃料の照射実験

	原 子 炉				主 要 実 験 項 目
	名 称 国	炉 型	熱 出 力	電 気 出 力	
発 電 炉	Saxton (米)	PWR	MW 236	MW 3	プルトニウム・リサイクル
	Dresden 1 (米)	BWR	680	200	プルトニウム・リサイクル
	Big Rock Point (米)	BWR	240	70	プルトニウム・リサイクル, 燃料中心溶融実験, 製造パラメータの影響確認実験
	Obrigheim KWO (西独)	PWR	1,050	345	プルトニウム・リサイクル, 出力サイクル実験, 燃料棒の伸び・曲り実験
	BR-3 (ベルギー)	PWR	41	11	プルトニウム・リサイクル
	Galigliano (伊)	BWR	506	175	プルトニウム・リサイクル
実 験 炉	NPD 2 (加)	PHW	92.3	25	} PCMI, 出力ランプ試験, CANLUB効果確性試験
	Douglas Point (加)	PHW	701	220	
	Winfrith SGHWR (英)	SGHWR	309	103	出力サイクル・出力ランプ試験, スペーサ・グリッド開発試験, 被覆管材料開発試験, 燃料棒の伸び・曲り実験, 炉内ドライアウト実験
	Halden HBWR (ノルウェ)	BHWR	25		PCMI, 焼きしまり実験, 局所水素化実験, 出力ランプ・サイクル試験, FP圧測定実験, ギャップ熱伝達率測定実験
	ESSOR (伊)	HWR	27		スペーサ開発試験, 出力ランプ試験, LOCAブローダウン及びヒートアップ実験
	Karlsruhe MZFR (西独)	PHWR	200	52	焼きしまり実験, 燃料棒の伸び・曲り実験
	FR-2 (西独)	HWR	10		LOCAヒートアップ実験
材 料 試 験 炉	R-2 (スウェーデン)	MTR	50		出力ランプ試験 (インタ・ランプ・プロジェクト)
	HFR (オランダ)	MTR	45		出力ランプ・サイクル試験, 燃料ベレットクリープ実験
	OSIRIS (仏)	MTR	75		LOCA模擬実験 (リグ), 圧力喪失実験
	GETR (米)	MTR	50		PCMI, 焼きしまり実験, 燃料スウェリング実験, 局所水素化実験, 燃料中心溶融実験, 出力ランプ試験
	BRR* (米)	MTR	2		焼きしまり実験 (*1975年廃炉)
	DR-3 (デンマーク)	MTR	10		被覆管材料開発試験, 出力ランプ試験
安 研 究 全 専 用 性 炉	PBF (米)	ACPR	max. steady 40		PCM実験, IES実験, ギャップ熱伝達率実験, RIA実験, BWR入口流路閉塞実験, LOCAブローダウン, ヒートアップ実験
	LOFT (米)	PWR	55		LOCAブローダウン, ヒートアップ実験, 非常用炉心冷却系統作動の総合試験

4)  
D.H. Locke の調査結果に一部追加。

第3表 PWR燃料開発の分野 (西独)<sup>5)</sup>

## Survey of irradiation testing for further PWR fuel development

Objectives	Problems	Activities
Increased power rating and burn up	Swelling of fuel; Chemical interaction of fuel, fission products and can; Mech. fuel/can-interaction; Mech. properties of canning material; Corrosion and crud deposition; Defect behaviour	Statistical evaluation of spent fuel; Burn-up stretching of standard fuel elements; Test fuel rods in modified fuel assemblies (e. g., "loose lattice"); Defection tests (loops); Experimental verification of design models (instrumented loops etc.)
Load following capability	Mechanical fuel/can interaction; Fatigue of canning material; Defect behaviour	Cycling experiments in capsules, loops and power reactors; Statistical evaluation of spent fuel from load following plants; Experimental verification of design models (instrumented capsules etc.); Defection tests (loops)
Design improvements	Low parasitic structure; Pre-pressurization and fission gas absorption in fuel rods; Burnable poison	Samples of materials and structural parts in irradiation facilities and power reactors; Prototype fuel elements and assemblies in power reactors; Pressure instrumented fuel rods in capsules
Pu-recycling	- Fuel performance; Fuel/can chemical interaction	Demonstration in power reactors; Defection tests (loops)
Material development	Swelling compensated fuel, pore shrinkage; High creep strength and ductility of canning material; Growth characteristics of zircaloy 4 tubes	Fuel experiments; Canning tube creep and burst experiments (instrumented capsule); Tube samples in power reactors

第4表 PWR燃料開発の為に動力炉で実施または計画中の照射実験 (西独)<sup>5)</sup>

## Irradiation experiments in operating reactors

Designation	Objectives	Remarks
MZFR		
V 04-1 to 3	Mechanical assembly; Reduced sheath wall-thickness	Screwed and pinned; Zircaloy 4, $\phi$ 11,7x0,4 mm
V 04-4	As V 04-1; Resistance welded endplugs	
V 04-5 to 8	As V 04-4; Increased power rating; Increased burn-up	Design: 540 W/cm 7400 MWd/t   Effective: 350 W/cm 13000 MWd/t
V 6-1 to 4	Cost reduction; 28 rods per bundle; Full length fuel rods	Standard: 37 Rods 1845 mm 3643 mm
Pu-prototypes 1 to 4 16-rod prototype-bundle	Demonstration of Pu-recycling PWR-prototype irradiation; Structural stability; Demonstration for irradiation of experimental fuel assemblies	0,5% Pu-content 4x4 square grid with flow tube
KWO		
Cycling experiment	Demonstration of load following capability for PWR fuel rods	8 fuel rods axially moved by a control-rod drive
Fuel rods with burnable poison	Demonstration of technology	4 fuel rods with $Gd_2O_3$ - $UO_2$ fuel
fuel rod length growth experiment	Investigation of growth mechanisms	8 rods with 4 parameter variations

## Future irradiation experiments in power reactors

Designation	Objectives	Remarks
Resistance welded endplugs on fuel rods	Demonstration of technology	104 rods in 2 assemblies
Burnable poison absorber rods	Demonstration of technology	2 rods
Loose lattice assembly	Increased power rating and burnup	Standard fuel assembly; Fuel rods partly replaced by inactive rods
Full zirconium structure assembly	Low parasitic neutron absorption	
Reloadable test carrier in special fuel assembly	Easy handling of irradiated test fuel rods	
Pu-prototyp assembly	Demonstration of Pu-recycling	Standard fuel assembly; Two Pu-concentrations

第5表 KWU社の実用燃料照射後試験の現状<sup>9)</sup>Status of Postirradiation Examinations on Standard  
Fuel Assemblies at KWU (Aug. 1974)

(Figures in brackets refer to test assemblies)

Reactor	Burnup* Gwd/t (U)	Fast Flux $\text{cm}^{-2} \text{S}^{-1}$	Specific Power W/g (U)	
MZFR	5 (13)	$4 \times 10^{13}$	28 (49)	Standard fuel assemblies; Test assemblies
PWR	40 (33)	$1 \times 10^{14}$	41 (70)	First core and four reloads; Test assemblies; Prototypes
KKS	25	$1 \times 10^{14}$	50	First core and one reload
VAK	22	$3 \times 10^{13}$	25	} First core and one reload; Test assemblies; Prototypes
BWR	17 (20)	$6 \times 10^{13}$	49 (65)	
KRB	23	$6 \times 10^{13}$	50	

\* max. rod in peak assembly

ある。破損率は年毎に減少する傾向にあるが、特に1974年には、燃料や原子炉運転方式に数々の改良が加えられた結果からか、著しい低減がみられる。即ち、軽水炉では0.05~0.1%、重水炉では0.03%に到達しているという。

このように非常に低い破損率の現象を調べるには、少くとも1,000~10,000本の燃料棒を、所定の運転条件下で、問題が生ずると思われる燃焼度まで燃焼させてやらなければならない。統計分布のすその領域をねらわなくてはならないともいえよう。<sup>6)</sup>こうした分野の研究こそまさに商業用発電炉の利用が最適であろう。

このように商業用発電炉を舞台に、その燃料体の監視計画を通じて入手したデータの統計的取扱からなされた研究は沢山ある。1,200本の照射済燃料棒やダミ-燃料棒の長さ測定から、ジルカロイ-4被覆管の照射成長の実験式( $\Delta L/L_0 \propto (\phi t)^{0.7}$ 但し $E > 0.82 \text{ MeV}$ )を求めた例、<sup>12)</sup>予圧型燃料棒内での内蔵ヘリウムガスの吸着限界(10~15%)を求めた例、<sup>13)</sup>あるいは燃料棒中の許容水分量(1~2 mg H<sub>2</sub>O/cm<sup>3</sup> of free volume)を定めた例<sup>14)</sup>などがこの部類である。

商業用発電炉の運転経験は、飛躍的に増大しつつある。GE、WH社が製造し使用に供した燃料棒は、1974年にそれぞれ500,000<sup>6)</sup>及び450,000<sup>7)</sup>本に到達している。KWU社のものも、1973年に112,000本<sup>9)</sup>である。もっとも平均の出力密度や燃焼度はまだあまり高くない。GE社の燃料棒で、13 kW/ft以上の線出力密度で平均11,000 MWd/MTUを越えたものが、1974にやっと1,000本のオーダーになったという現状である。<sup>10)</sup>しかし、稼動された商業用発電炉の数の増大は、たちまちにしてこれらの記録を更新しよう。

このように、商業用発電炉からの知見は、データの数の点で、材料試験炉や実験炉に於ける照射実験に勝る点があるといえる。

最近では、材料試験炉や実験炉の照射実験は、数年前と違って数の点で劣勢に立っている。しかしここで、材料試験炉(あるいは実験炉)が商業用発電炉に比べて有利な点を整理してみよう。それらは次のとおりである。

- (1) 照射実験物に炉内計装をとりつけることがより容易であり、多数の炉内情報を取り出すことができる。
- (2) 運転上の融通性が高い。局所的に出力、温度、圧力などのパラメータを制御することが可能である。また、実験にあわせた運転スケジュールを作成することが可能である。
- (3) 破損を実験材料に限定することが可能である。他のドライバ燃料を破損させることなく、破損確率の高い実験ができる。
- (4) 供試燃料の破損後の処置がはるかに容易である。
- (5) 高濃縮ウラン・アルミニウム合金をドライバ燃料とする材料試験炉では、熱・高速中性子束が約1桁高い。この特性を生かして、時間的に加速したり、適当な中性子吸収材を使用して中性子束分布を制御したりする実験が可能である。

以上述べた諸特徴を考慮して、材料実験炉などでより有効に実験が行える分野をまとめると、第6表のようになる。第2表に記載した各材料試験炉の実験は、いずれもこうした特色を良く生かしているといえよう。また、H. Knaabは第4表の続きとして、材料試験炉での実験を次のとおり<sup>5)</sup>まとめている。

(1) 燃料被覆管クリープ実験

FRG-2

- (2)  $UO_2$  スエリング及びボア消滅による寸法・密度変化測定 FR-2  
 (3) PWR燃料棒の直径及び長さ測定実験 HFR

これらの計画の模式図を図3に示す。

このように、今後ますます商業用発電炉では実現しにくい分野の研究に、活躍するものと考えられる。

前述した米国NRCの安全性研究に使用される主要施設は、第7表のとおりである<sup>3)</sup>。特徴的なことは、この中に材料試験炉が含まれていないことである。この表に記載した例以外の使用例は、後述するように通常時の燃料挙動の検証に、ハルデンHBWRが使用されている程度である。〔しかし原子炉圧力容器の健全性研究の分野では、HSST計画の一環として、ETR(Engineering Testing Reactor, 175MW)、BAWTR(B&W Test Reactor, 1MW)、BRR(Battelle Research Reactor, 2MW)、BSR(Bulk Shielding Reactor, 1MW)などのプール型の材料試験炉や研究炉が、大型の圧力容器材料試料の照射に利用されている。〕一方また、付録1に示すように、商業用発電炉で使用した燃料集合体の照射後試験や、ホットセル実験が相当数含まれている。このように、NRC燃料の安全性研究の分野では、材料試験炉の役割はあまり高くない。これはNRCの軽水炉安全性研究の目的が第1表に示したように、異常過渡時やLOCA時のふるまい研究に絞られ、その総合実験をねらった照射実験が計画されているからともいえよう。この目的では既存の材料試験炉は十分でなく、PBF(Power Burst Facility)やLOFT(Loss of Fluid Test Reactor)などの専用目的の原子炉を作って、実験を行おうとしていると考えられる。

我国の軽水炉燃料安全性研究は、その体系化が始まったばかりである。また商業用発電炉を利用した積極的な照射実験の実施も、米国程容易には実現できず、計画はあっても遅延気味である。今後我国唯一の大型材料試験炉JMTRなどを活用する必要が多々あろう。

このような事態に対処できるように、前述の諸特長、とりわけ(1)炉内計装技術の充実、(2)運転方式の融通性、実験の加速と迅速化、(3)実験用燃料破損時の処置、対策技術の確立の3点について、さらに一層の研鑽を行う必要がある。

### 3.2 通常時の燃料ふるまい研究

#### 3.2.1 民間の研究の現状

通常時の燃料のふるまいに関して、国の規制当局が関心をもつのは、<sup>15)</sup>

- (1) 炉内装荷された燃料棒の破損率を、安全上支障がない程度に低くおさえるために課すべき燃料の設計や、原子炉の運転上の制約とは何か、
- (2) 沢山の装荷燃料体の中には、破損しているものがあることを考慮する必要がある。このような場合でも安全を確保するには、系統の運転上あるいは設計上どのような制約を加えるべきか、またそれに必要な計装や安全動作は何か、

の2点にまとめられるという。この分野では、本来国の安全性研究と燃料製造者や電力会社という民間の研究は、オーバーラップしあうとも考えられよう。しかし第1表に示すとおり、NRCの研究計画では、異常過渡時やLOCA時のふるまい研究が主体である。通常時の燃料ふるまい研究に関しては、NRCは前述の2点をねらうというよりは、異常過渡時やLOCA時の燃料ふるまいをより正確に評価するための初期条件として、燃焼度をパラメータに採った通常時の燃料ふるまいを研究

第6表 材料試験炉で行われる軽水炉燃料安全研究の分野

実験目的	実験の特徴	1. 計基燃料実験	2. 高破損確率・欠陥燃料実験	3. 外部環境因子の単純化・極端化実験	4. 特別な時間計画の照射実験	5. 中小事故・大事故の模擬実験
1. モデルの作成・改良		○		○		○
2. モデルの検証		○		○		○
3. 設計・運転の制限因子の合理化		○	○			○
4. 燃料仕様書作成			○		○	
5. 加速試験			○			
6. 安全性確認のための確認実験			○			
7. トラブルシミュレーションや破損機構究明		○			○	
8. 新形式燃料の開発		○	○		○	
9. 事故時・過渡時の挙動総合実験		○	○		○	○

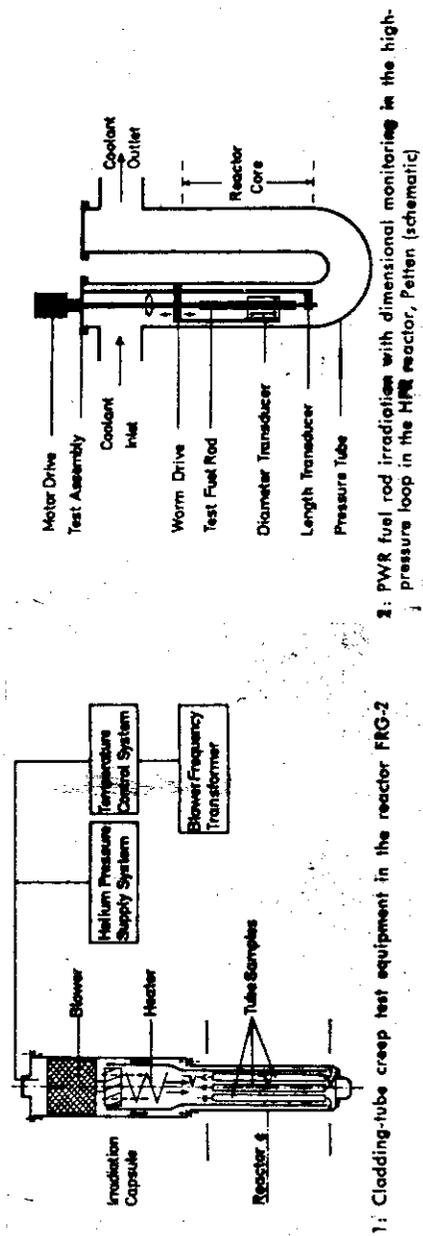


図3 材料試験炉での照射実験例5)

第7表 USNRC の安全性研究に使用される施設<sup>3)</sup>

<u>Facility</u>	<u>Description</u>	<u>Status</u>	<u>Location</u>
LOFT	55 MWt PWR LOCA-ECCS Tests	Pretest system checkout	ANC, INEL
PBF	Open tank reactor, pressurized test loop, transient fuel tests	In use	ANC, INEL
Semiscale Mod-1	1-1/2 Loop PWR Model of LOFT, 40 electrical heaters, 5-1/2 ft long	In use	ANC, INEL
Forced Convection Test Facility	Pressurized blowdown loop, single rods up to 12 ft long	In use	HNL
Thermal Hydraulic Test Facility	PWR loop for blowdown heat transfer, 40 rods, 12 ft long	Startup and pretest shakedown	HNL
BWR Blowdown Test Facility	Two loop BWR simulator for BDHT tests, 49 rods, 12 ft heaters	In use	GE, San Jose
PWR-FLECHT	Forced convection loop for PWR reflood testing, 100 rods, 12 ft length	In use	W, Pittsburgh
Plenum Filling Experiment (PFE)	10 ft OD, 100 psia vessel, 4.5 ft OD, 600 psia vessel, ECC Steam-water mixing	Construction	PNL, Hanford
HSST Facility	Pneumatic and thermal shock tests of Model reactor vessels	Modification of existing facilities	HNL
Safety Test Facilities	Fast Reactor, transient in-reactor tests	Planned	
Containment Research Installation (1&2)	Radionuclide Source Term Testing, Fast Reactor Fuels	Modification of existing facilities	HNL
Annular Core Pulsed Reactor (1)	Fast Flux, short period tests of single pins (LMFBR)	Modification of existing facility	Sandia Laboratory
Annular Core Pulsed Reactor (2)	Fast flux, short period tests of fuel cluster (LMFBR)	Planned modification of ACPR (1)	Sandia Laboratory
Gas Cooled Reactor Safety Tests	Safety tests of Gas Cooled Reactor fuel and components	Planned review of existing facilities	

するという立場に立っている。従ってNRCの通常時の燃料ふるまいの研究の主力は、燃料棒の熱的挙動、プレナム部への核分裂生成ガスの放出挙動、燃料棒内での核分裂生成物ガスの流れなどに着目したものである。PBFで行っている出力振動法によるギャップ熱伝達率の測定実験<sup>26, 119)</sup>や、HBWRで照射する4体の計装燃料実験などはその一環をなす。HBWRでの照射実験は付録1に含める。今後ますますこの種の重装備炉内計装実験が計画されるようになろう。

これに対して、民間の燃料安全性研究は、この通常時のふるまい研究の分野に集中しているといっている。この分野の研究では、民間が国を研究の質、量の両面でおさえている。これら民間の研究計画の概要を代表例について以下に示す。

WH社は、1968年来Jose Caberaで前述のRRAを使用してきた。San Onofreでは、プルトニウム・リサイクルのデモンストレーション実験に、この特殊燃料集合体を使用している。さらにまた、Point Beach 1に於ては、RRA 1体を利用し、次の3テーマの実験を行っている<sup>7)</sup>。

- (1) UO<sub>2</sub>ペレット初期密度と燃料棒予圧深さの最適化、
- (2) インコアモニタ利用による燃料棒内のペレット軸方向空隙検出方法の検討試験(インコアモニタ案内管に近接した位置の1本の燃料棒に、校正用として3ヶ所にジルコニアペレットを挿入する。軸方向にインコアモニタを走査して、空隙部での中性子束のピーキングを検出する。)、
- (3) 改良した新被覆管材料の実証実験。

この他、燃料棒の曲りの許容限度を調べるための熱水力実験や疲労試験が行われている。また最近では、出力上昇速度の制限に関係して、PCMIの研究にも手を延ばしている<sup>8)</sup>。

また、これに対してB&W社は、自社のもつBAWTR(B&W Test Reactor 1MW, スイミングプール型)を使用して、各種の燃料開発実験を行っている<sup>16)</sup>。それらはグリッド材料の応力緩和実験、UO<sub>2</sub>ペレットのスエリング<sup>17)</sup>、各種の可燃性毒物質からのガスの放出、ジルカロイ-4の短時間機械的性質、被覆管の2軸クリープ試験、焼きしまりなどを含むマイクロな組織変化及びPCMI実験などの多岐にわたっている。スエリングの研究では、1967年以来、33種類の燃料棒を含む合計14のキャプセル照射を行っている<sup>18)</sup>。NaK封入キャプセルを使用し、線出力密度18~21.5 kW/ft、被覆管温度650°Fの条件下で、最高80,000 MWd/MTUにいたるまでの長期照射している。燃料棒は、最高3個のペレットを含むジルカロイ-4被覆の短尺ピンで、特別な炉内計装は付していない。スエリング速度は、照射後試験として実施した燃料棒のプロファイル測定に基く直径の増大と、ペレット・スタック長の変化を考慮した幾向学的な体積変化から求めている。結果として、古いWH社のウェファ型試料のデータで現在でも広く使われている0.7% ΔV/V/10<sup>20</sup> fissionsに比較すると、やゝ大きい1.1% ΔV/V/10<sup>20</sup> fissionsをペレット燃料に、0.88% ΔV/V/10<sup>20</sup> fissionsをバイバック燃料に提唱している。80,000 MWd/MTU(2×10<sup>21</sup> fissions)という高燃焼度達成には、21.5 kW/ftで照射しても約670日を要する。BAWTRの高い稼働率なしには、この種のデータは考えられない。

米国のGE社は、西独のKWU社と共同で、HBWR(沸騰重水冷却炉~12MW)、MZFR(加圧重水冷却炉52MWe)両実験炉を利用して焼きしまりや予圧型燃料棒の熱挙動、核分裂生成物ガスの放出挙動などを研究している。また、KWO(PWR 345MWe)、HFR(スイミングプールタンク型 45MW)、HBWRなどを利用して、出力ランブ試験や出力サイクル試験を行うなど、巾の広い研究を行っている<sup>9, 19)</sup>。

第8表 GE社の行ったBWR燃料開発のための照射実験<sup>21)</sup>

GENERAL ELECTRIC DEVELOPMENTAL IRRADIATIONS  
ZIRCALOY-CLAD 95% TD UO<sub>2</sub> PELLETS FUEL RODS

Name	Reactor	Number of Rods	Fuel Rod Dia. (in.)	Clad Wall Thickness (in.)	Pellet-to-Clad Gap (mils)	Peak Heat Flux (Btu/h-ft <sup>2</sup> )	Peak LHGR (kW/ft)	Peak Exposure (MWd/Te)	Status
Dresden Prototype	VBWR	9	0.565	0.030	3.0-16.0	460,000	19.94	12,600	Completed
Fuel Cycle (R & D) <sup>a</sup>	VBWR	144	0.424	0.022	2.0-8.0	509,000	16.6	13,800	Completed
Dresden Prototypes	VBWR	52	0.565	0.028	5.0-8.0	407,000	17.64	10,000	Completed
High Performance UO <sub>2</sub> <sup>b</sup>	GETR	12	0.565	0.030	4.0-6.0	630,000	27.0	1,500	Completed <sup>h</sup>
High Performance UO <sub>2</sub> <sup>b</sup>	GETR	2	0.565	0.030	4.0-11.0	1,126,000	49.0	14,000	Completed <sup>e</sup>
SA-1 <sup>c</sup>	Dresden 1	98	0.424	0.022	4.0-8.0	400,000	13.0	40,000	Completed
D01, 2, 3 <sup>d</sup>	Consumers	363	0.424	0.030	7.0	434,000	14.2	30,000	Completed
D-50 <sup>f</sup>	Consumers	36	0.570	0.035	12.0	507,000	22.0	15,400	8,1
D-52, 53	Consumers	58	0.700	0.040	13.0	525,000	27.0	4,600	1
GE-Halden	Halden	21	0.563	0.032-0.060	7.0-14.0	510,000	22.0	6,300	Continuing

GENERAL ELECTRIC DEVELOPMENTAL IRRADIATIONS  
ZIRCALOY-CLAD 95% TD UO<sub>2</sub> PELLETS CAPSULES  
GENERAL ELECTRIC TEST REACTOR

Capsule	Number of Rods	Fuel Rod Dia. (in.)	Clad Wall Thickness (in.)	Pellet-to-Clad Gap (mils)	Peak Heat Flux (Btu/h-ft <sup>2</sup> )	Peak LHGR (kW/ft)	Peak Exposure (MWd/Te)	Status
A	3	0.425	0.024-0.032	1.4-10.2	750,000	24.5	88,000	Complete
	1	0.488	0.032	11.2	785,000	29.4	34,000	Complete
B	6	0.489	0.034	7.8-11.6	504,000	18.9	65,000	Complete
C	5	0.557	0.036	2.0-15.0	475,000	20.3	59,000	Complete
D	5	0.557	0.036	2.0-14.0	540,000	23.0	36,500	Complete
E	5	0.250	0.015	6.5	735,000	14.1	100,000	Complete
F	3	0.443	0.030	3.0-13.0	480,000	16.3	29,000	Complete

a USAEC Contract AT(04-3) - 180 Project Agreement 17

b USAEC Contract AT(04-3) - 180 Project Agreement 17

c USAEC Contract AT(04-3) - 180 Project Agreement 41

d USAEC Contract AT(04-3) - 361

e Hollow Pellet

f USAEC Contract AT(04-3) - 180 Project Agreement 50

g Eight fuel rods foiled during second operating cycle due to abnormal crud and scale deposition

h One rod failure 40 kW/ft

i Fuel assemblies presently out of reactor pending approval for reinsertion

BWRの製造者GE社は、燃料中の水分による被覆材の局所水素化による破損を防ぐ対策として、  
 (1) 最後の端栓を溶接するのに先行して、ペレットを中に挿入した燃料棒全体を、高温で且つ高真空にして脱湿するという工程を加える。

(2) 燃料棒プレナムに水素ゲッタを封入する。

ことを実行している。<sup>6)</sup>(1)の製造工程の変更は、1970年中期頃から数段階にわけて実施された。1973年2月以後の改良により、局所水素化に対する予想される燃料の信頼性は、99.99%強であるという。<sup>20)</sup>(2)の水素ゲッタの採用は、1972年初旬以後のことである。この有効性を示す実験は、GETR (General Electric Testing Reactor, 50 MW, スイミングプール・タンク型)で行われた。この実験は、有効長をGETRの炉心長、90 cmにあわせて製作された2本の沸騰水キャプセル(PCWC)を利用して行われている。これらのキャプセルには、通常のBWR設計と同様の燃料棒が挿入されている。供試ペレットは、予め許容限度以上の湿分、プラスチックあるいは油で汚染させてある。1本の燃料棒のみ、プレナム部に水素ゲッタを封入した。その結果、ゲッタなしの燃料棒は13 kW/ft - 18日の照射実験の途中で破損している。しかし、ゲッタを封入したものは、同一試験条件下で破損には至っていない。照射後試験の結果、ゲッタは著しく水素と反応しているが、被覆管には軽く1箇所だけが内面から水素化しているにとどまっていることが判明した。この種の破損確率が通常より高い実験は、まさに材料試験炉の得意とするものである。破損原因の究明、その対策などを非常に数の多い商業用発電炉燃料の製造や使用の実績を介して施した後に、これまで経験としてしかわからなかった事実の根拠の検討に、あるいは対策の妥当性を迅速に炉内で確認する実験などの分野に、材料試験炉が利用されている一例である。

また、GETRでPCWCを利用した他の例としては、46本の長さ153 cmのBWRサイズの燃料棒を5年間、90,000 MWd/MTUまで照射した実験<sup>20, 21)</sup>があげられる。 $UO_2$ のスエリング速度を求めするための実験で、前述したB&W社の実験と同様に、燃料棒外径の幾何学的変形量の測定からスエリング速度は、 $0.4\% \Delta V/V/10^{20}$  fissions以下であると結論づけている。さらに、密度測定を行って、この測定値が苛酷側の値であることを裏付け、この値を現在のGE社の燃料スエリングのデータとして採用している。この実験に供した燃料棒の線出力は230~950 W/cmである。

GE社が現在最も重点的に研究をしているのは、PCMI (Pellet-Cladding Mechanical Interaction) の分野である。GETRやHBWRで、計装燃料や局所出力変化装置などを利用した広い範囲のパラメータ実験を行っている。同社が、ジルカロイ被覆の燃料の開発のために行ってきた照射実験を、第8表に<sup>21)</sup>まとめる。これら膨大な数の照射実験のうち、相当数がPCMI研究にふりむけられている。

これら米国や西独の例以外にも、<sup>22)</sup>仏国のPWRや<sup>23)</sup>英国のSGHWRの燃料安全性研究の計画も発表されている。これらは、いずれも実炉そのものを照射ベッドにした照射実験で、主として照射後試験を武器に、各種の情報を集めようとするものである。

例えばFramatomeは、目標を焼きしまり、燃料棒の曲り及びその他の原因がある程度わかった通常時破損の3点に絞った研究計画を発表している。<sup>22)</sup>この目的のため、次の5つの実験を行うという。

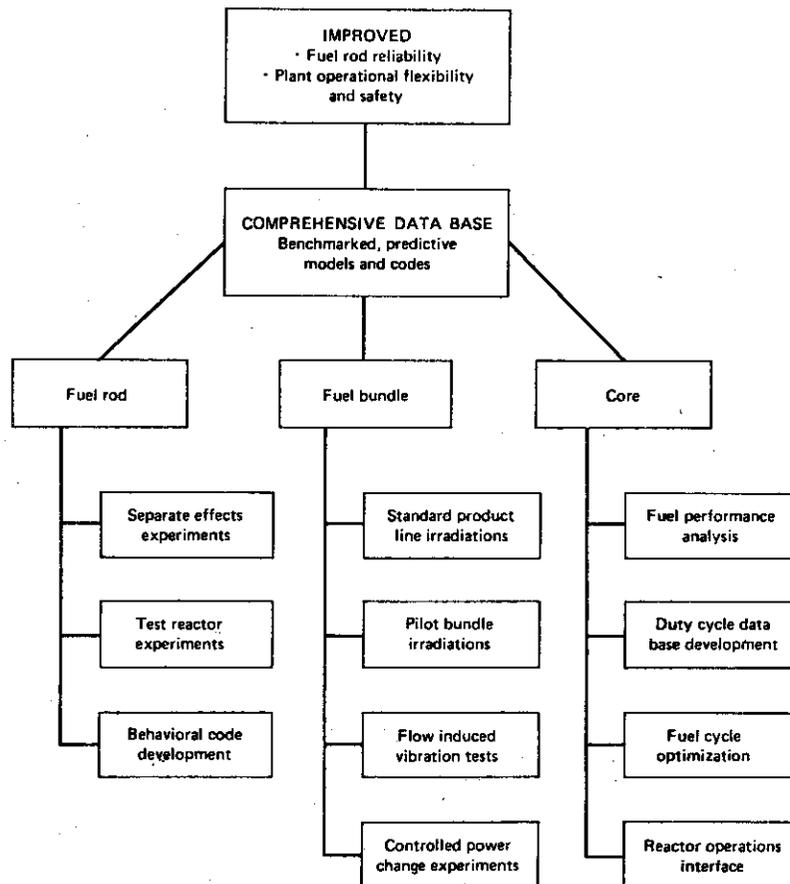
(1) 使用済燃料貯槽内での実用燃料集合体の目視検査(主として、燃料棒曲りなどの異常現象の発見に努める。)

- (2) 炉内計装を利用した燃料スタック長測定（焼きしまり実験）
- (3) RRAの使用〔現在1本がベルギーのTihange炉（PWR、870MWe）に挿入されている。1～2体を仏国のE&F社のPWRにも使用する予定〕
- (4) 一次冷却水の水質監視と腐食の定量化
- (5) 運転条件の集中監視と解析

また、米国のEPRI（Electric Power Research Institute）も軽水炉安全性研究の計画<sup>24)</sup>を発表している。そのねらいは、米国のNRCと同様に、非常用炉心冷却系の安全評価に関係した諸分野に限定されている。この他に、EPRIは燃料棒の通常時挙動の研究計画をもつ<sup>25)</sup>。この計画を図4に示す。主として、ペレットと被覆管との材料及び化学的な相互作用の分野に興味をもち、そのための照射実験をHBWRで実施すると共に、後述するスウェーデンのInter Ramp Projectにも加盟している。しかしいずれにせよ、その照射実験の数は、NRCと同様に燃料製造者のそれにくらべると遙かに劣っている。

このように、燃料設計に直接関係をもつ通常時の燃料ふるまい研究の分野では、民間それも燃料製造者が最も精力的に実施しているといえる。

次の章では、燃料の通常時の挙動研究の中で、特に力点におかれているトピックスを選んで研究の現状を紹介しよう。



The EPRI Light-Water Reactor Fuel Rod Performance Program

図4 米国EPRIの燃料挙動研究の分野<sup>25)</sup>

### 3.2.2 焼きしまりの研究

#### 3.2.2.1 概要

1972年の米国Ginna炉で発見された燃料被覆管のつぶれは、その原因となった燃料ペレット焼きしまり問題の旋風を巻き起した。<sup>27, 28)</sup> 焼きしまりは、LOCA時の燃料棒内の蓄積エネルギーの増大の可能性を生むばかりでなく、軸方向にペレット間隙部を発生させ、この部分で内側に支えのない被覆管がクリープコラプスする問題などを引き起した。原子炉によっては、定格出力を下げた運転しなければならぬ事態も発生した。この問題に対してとられた処置は、<sup>28)</sup>

- (1) 安定な焼きしまりにくいペレットの採用、
- (2) ペレット焼結条件の改良と初期密度の向上、
- (3) PCMI対策、ペレットの被覆管による拘束を防止、且つペレット間隙発生阻止
- (4) 深い予圧の採用、
- (5) 焼きしまり予測を含めた蓄積熱計算モデルの採用、

などである。これらの対策が採られた現在では、この問題はほぼ終りに近づいたといえよう。

原子炉内での焼きしまりを定量化する方法として、主要なものは次の6種類が挙げられる。

- (1) 差動トランス型(LVDT)スタック長測定器、<sup>29, 30)</sup> レゾナンスキャピティ型スタック長測定器<sup>31)</sup>などの炉内計装を利用して、燃料スタック長を炉内で連続測定する。
- (2) 可動型インコア中性子モニターで、中性子束分布を測定し、モニタシブル周辺燃料棒の平均の燃料スタック長を測定する。<sup>32)</sup>
- (3) 軸方向の精密な $\gamma$ スキャニング測定をして、燃料スタック長を測定する。<sup>9, 32, 33, 37)</sup>
- (4) 照射後試験でペレットの密度測定を行う。<sup>32, 34)</sup>
- (5) 照射後試験で、ESM、イメージアナライザなどにより、細孔の形状や分布状況を調べる。<sup>32, 35, 53)</sup>
- (6) 照射後試験で、切断した燃料棒の金相写真または $\alpha$ - $\gamma$ オートラジオグラフィを撮影し、それから直径方向のギャップを測定する。<sup>9, 36)</sup>

これら以外にも、燃料棒内圧や中心温度の結果から、直径方向のギャップサイズの変化に換算しようとする例もある。また中性子ラジオグラフィによって、スタック長の変化とギャップサイズの変化の両者を実測しようとする例もある。炉心のドップラ効果による反応度変化を、バーンアップの函数として求めて、炉心全体の燃料温度が同一出力下で燃焼と共に上昇せず、むしろ下降することを確かめた例もある。しかしこれらの方法は、いずれも精度の点でまだ十分とはいえず、こゝには含めない。

(1)、(2)は、燃焼度の函数である焼きしまりを炉内情報として、連続的に調べることができる。(3)~(6)はいずれも照射後試験によるもので、(3)以外は全て破壊検査である。

(1)~(3)のスタック長測定法単独では、径方向のギャップサイズの変化はわからない。(4)~(6)でバックアップする必要がある。

このようにして測定された、主として運転初期にみられるペレットの形状変化、スタック長の縮みは、ペレットの焼きしまりによる高密度化にその因を求めることが普通である。

初期密度95%、スタック長1.671mmの $UO_2$ 燃料棒が、220日、5.600 MWd/MT $UO_2$ の燃焼

度で最大13mmのスタック長の縮みを測定したHBWRでの照射実験例(デンマークRisö研究所<sup>37, 38)</sup>は、きわめてユニークな解釈を行っている。この原因として、焼きしまりによる密度増大の替りに、PCMIに起因したペレットのクリーブを提唱しているからである。即ち、PCMIによって出力密度の高い中央部のペレットが、出力上昇時に被覆管によって拘束される結果、定格出力運転時に被覆管にロックされたペレットの上下のペレット柱が、照射クリーブによって長さを縮めるというモデルである。このモデルの根拠として、

- (1) スタック長の短縮は、燃料棒の中央付近で最も著しく、温度のより低い下部スタックがこれに継ぐ。上部スタックの短縮は遙かに小さい。これはこの部分の線出力が低く、ペレットが被覆管で拘束されることが殆んどなかったからである。
- (2) PCMIを生じやすいと考えられる長ペレット及びフラットペレットの燃料棒ほど、大きなスタック長の短縮が観察されている。
- (3) 被覆管内面に、ペレットがラチェッティングをおこしたと推定できるマークが残っている。などをあげ、定量的な説明を行っている。ポアのモルフォロジーによっては、PCMIを生じ易い燃料棒スタック長短縮の原因として、このようにペレットのクリーブを導入する場合があるかも知れない。

しかしこのRisöの例以外は、すべてスタック長の縮みをペレットの焼きしまりによる高密度化に帰着している。焼きしまりによる高密度化の機構としては、中性子照射に伴う自己拡散の加速モデル<sup>39, 40)</sup>あるいは気孔を横切る核分裂生成物破片による気孔の消滅、再固溶モデル<sup>35, 36)</sup>などが有力である。後者の説を図5に示す。

安定な焼きしまりしにくいペレットを作るためには、焼結条件や焼結温度の適正化を行うほか、<sup>41~44)</sup>適当な添加剤を加えて細孔径や結晶粒径を制御すれば良い。一般に焼結温度は、低温( $\sim 1450^{\circ}\text{C}$ )より高温( $\sim 1750^{\circ}\text{C}$ )にとったものの方が細孔の平均径も大きく、照射下で安定であるといえる。<sup>41)</sup>

安定な焼きしまりしにくいペレットとして、CE社は結晶粒径が $10\sim 15\mu$ 、空孔の径が $1\sim 100\mu$ 但し $4\mu$ 以下の空孔の占める割合をできるだけ低くするとしている。<sup>43)</sup>この安定ペレットの確証実験をBRR及びHBWRを利用して実施している。図6に両炉に於ける焼きしまり実験の結果を示す。また、英国のBNFL社では、安定なペレットとして $5\mu$ 以下の小径のポアを2 vol %以下にするという条件を課している。高密度の $\text{UO}_2$ マトリックスに、適当な空孔形成剤を用いて、 $5\mu$ 以上の大きな閉空孔を分散させて所定の初期密度にする方法の採用を提唱している。<sup>44)</sup>このペレットの照射実験をSGHWRで行って、安定ペレット製法の確認を行っている。その実験の一例を第9表に示す。照射後試験を行って、

- (1) 小径の空孔が焼きしまりの影響を受けるが、その程度は出力密度に依存するのではなく、温度に依存する。
- (2)  $1100^{\circ}\text{C}$ 以下の低温領域では、 $2\sim 5\mu$ 以下の微少な空孔はすべて消滅する。
- (3)  $5\mu$ 以上の大きな空孔は、 $1700^{\circ}\text{C}$ 以下の温度では、照射によって消滅することはない。しかし、燃焼度の上昇と共に、スエリングの効果が生じて空孔の径は小さくなる。 $1700^{\circ}\text{C}$ 以上では柱状晶の形成があり、それによって微少な空孔もすべて燃料中心部に集って中心孔を形成する。という観察を報告している。この結果は、報告されている他の多くの例とほぼ同じである。一例と

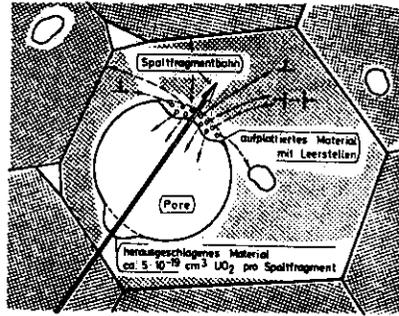
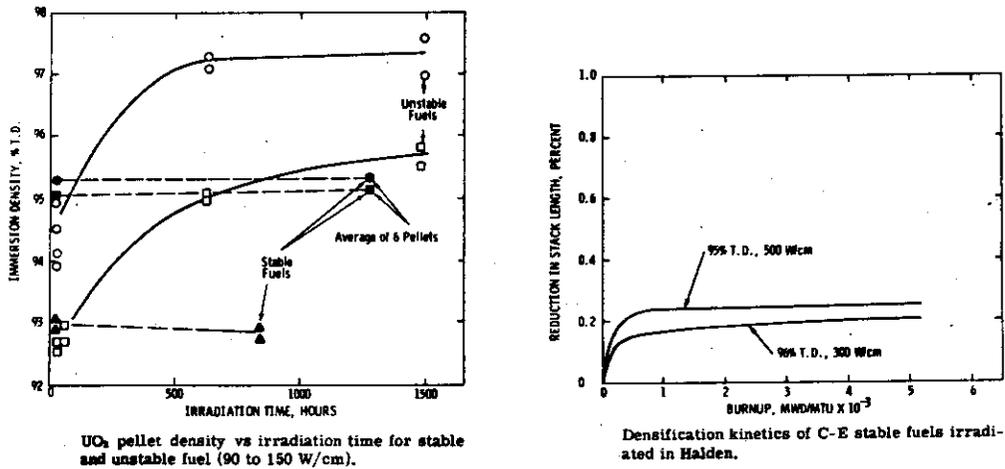


図5 核分裂破片によるUO<sub>2</sub>のポア消滅<sup>35)</sup>



UO<sub>2</sub> pellet density vs irradiation time for stable and unstable fuel (90 to 150 W/cm).

Densification kinetics of C-E stable fuels irradiated in Halden.

図6 CE社の焼きしまり実験<sup>43)</sup>

第9表 空孔分布を調整したペレットの焼きしまり<sup>44)</sup>

Density Measurements on Whole Pellets of Controlled Porosity UO<sub>2</sub>

Assembly	Rating kW/ft	Time Equivalent Full Power Days	Burnup MWd/MTU	Preirradiation Density, g/cm <sup>3</sup> (mean)	Postirradiation Density, g/cm <sup>3</sup>	Observed Density Increase g/cm <sup>3</sup>
S21/1	5.6	116	1200	10.09 ± 0.01	10.13 10.13	0.04
	8.0	116	1670	10.09 ± 0.01	10.10 10.11	0.015
	9.0	116	1900	10.09 ± 0.01	10.13 10.15	0.05
	12.0	116	2500	10.09 ± 0.01	10.13 10.13	0.04
J03/1	5.6	186	1900	10.08 ± 0.04	10.14 10.14	0.06
	8.0	186	2700	10.08 ± 0.04	10.08 10.06	-0.01
	11.0	186	3600	10.08 ± 0.04	10.11 10.10	0.025
	12.0	186	4100	10.08 ± 0.04	10.13 10.13	0.05
	14.0	186	4800	10.08 ± 0.04	10.14 10.16	0.07
	14.0	186	4900	10.08 ± 0.04	10.05 10.06	-0.025

して、空孔分布状況の照射による変化の様相3例を図7に示す。<sup>32, 35, 53)</sup>このように、数 $\mu$ 以下の小空孔の数が照射後に著しく減少するのに対して、10 $\mu$ 以上のものは比較的安定である。

製造検査段階で、完成ペレットをその焼結温度以上の高温でより長時間再焼結してペレットの熱的安定性を試験することは、品質管理上有効とされている。<sup>45, 46)</sup>CEAは製造時の1,650 $^{\circ}\text{C}$ 、2~5時間に対して、1,720 $^{\circ}\text{C}$ 、20時間の再焼結試験を行って、その寸法変化から炉内の焼きしまり量予測を行っている。<sup>45)</sup>炉内実験との対比は、この予測式の精度が十分であることを示している。これは焼きしまりの機構についてMarloweの説を裏付け、<sup>39, 40)</sup>照射による焼きしまりを熱焼結で模擬できる可能性を示している。

### 3.2.2.2 焼きしまりの予測

焼きしまりの速度あるいは程度を予測する実験式や理論式も相当数発表されている。これらのうち、主要なものをまとめると第10表のようになる。なおこの表の予測式の中には、 $\text{UO}_2$ のスエリングによる変化も追加して総合的な体積変化を求める式としてまとめたものもある。

実験的には、燃焼度の函数として燃料ペレットのスタック長変化を測定したものが最も多い。HBWRとWH社のデータを図8に示す。これらのデータは、焼きしまりが燃焼度の低い時代に急激に進行し、その後燃焼度の進行に伴って焼きしまり速度は遅くなり、数1,000 MWd/MTUの領域ではスタック長が変化しなくなることを示している。この状態が、10,000 MWd/MTU以上まで<sup>31)</sup>継続している。また、同様の曲線が高速炉用燃料についても求められている。焼きしまりの速度は、図8の2例に比較するとやや遅いが、燃焼度25,000 MWd/MTU  $\text{MO}_2$ に至るまでの傾向は類似している。これを図9に示す。

これに対して、精密な $\alpha$ スキニングで、実際の商業用発電炉のスタック長を測定したKWU社のデータは、明らかに異った傾向を示している。<sup>9)</sup>これを図10に示す。これによると、スタック長は5~8,000 MWd/MTUで最小となり、その後徐々に増大している。これはスエリングの効果が、焼きしまりに打ち勝ったためであるとしている。

このKWUのデータのように、 $\text{UO}_2$ の焼きしまりと、スエリングの相反する2つの効果が、ペレットの体積あるいは密度変化に如何なる影響を及ぼすかについては、SGHWRやAECLで実験されている。

SGHWRの実験では、図11に示すように、燃料ペレットの温度が高くなると最終的にはスエリングの効果が勝って、燃料密度は減少している。<sup>50)</sup>1,000~1,100 $^{\circ}\text{C}$ で焼きしまりの効果は最大となり、2 $\mu$ 以下の小さな空孔はすべて消滅する。中実ペレットでは1,300 $^{\circ}\text{C}$ 、穴あきペレットでは1,100 $^{\circ}\text{C}$ 以上になると、逆にスエリングの効果が増大して密度減少が生じてくる。

また、AECLでは、照射済燃料から半径方向に1 $\times$ 1 $\times$ 5 mmの試料を採取して、その密度測定結果を報告している。供試燃料は、初期密度10.6 g/cm<sup>3</sup>の $\text{UO}_2$ ペレットで、690 W/cmで5,600 MWd/MTU照射したものである。その結果を図12に示す。燃料は径方向に次の3領域に分けられる。

- (1) 1,100 $^{\circ}\text{C}$ 以下のペレット表面の低温部では、焼きしまりが進行している。0.07~2 $\mu$ 以下の小空孔は、照射により消滅している。
- (2) 1,100~1,600 $^{\circ}\text{C}$ の中間領域では、結晶粒内に核分裂生成物ガスの気泡が生じ、スエリングが

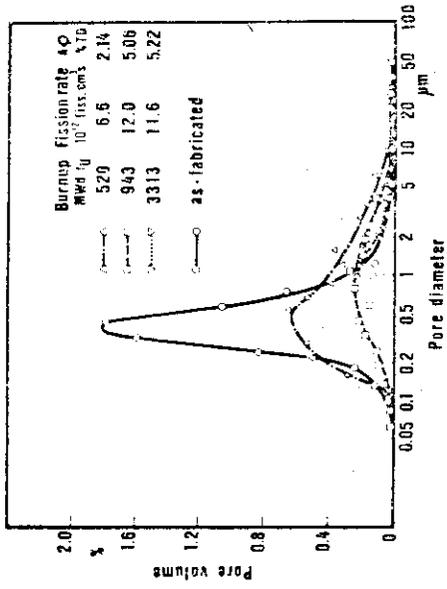
第10表 焼きしまり (およびスエリング) によるUO<sub>2</sub>の体積変化予測式一覧

Organization	Ref.	Equation of correlation	Ranges of parameters	Remarks
GE	39) 40)	$\rho = \rho_0 \exp(-Sft) + \frac{M}{A} \exp \left[ -S \left( \frac{G_0^3}{AD} + Ft \right) \right] \times \ln \left( \frac{1+ADFt}{G_0^3} \right)$ <p>S: fractional volumetric fuel swelling per unit exposure                      G<sub>0</sub>: initial grain size                      M: densification rate constant for the material prior to irradiation;                      M=(G<sup>3</sup>/D)dp/dt                      A: grain growth constant for the material prior to irradiation; A=3G<sup>2</sup>(dG<sup>3</sup>/dt)                      F: volumetric fission rate                      t: irradiation time                      D: diffusion coefficient</p>	$\rho_{\max} = \frac{100}{1+Sft}$	Diffusion Controlled Densification
KWU	35) 36)	$\frac{\Delta V}{V_0} = KA - \sum_i P_{oi} \left\{ 1 - \left( 1 - \frac{\omega_{\text{eff}} \cdot \lambda}{3r_{oi}} A \right)^3 \right\}$ <p><math>\frac{\Delta V}{V_0}</math>: relative volumetric change                      A: burnup                      P<sub>0</sub>: initial porosity                      ω<sub>eff</sub>: constant volume of the pore transformed into vacancies                      λ: length of fission spike                      r<sub>0</sub>: initial radius of the pore</p>		Irradiation Induced Annihilation of Pores in UO <sub>2</sub>

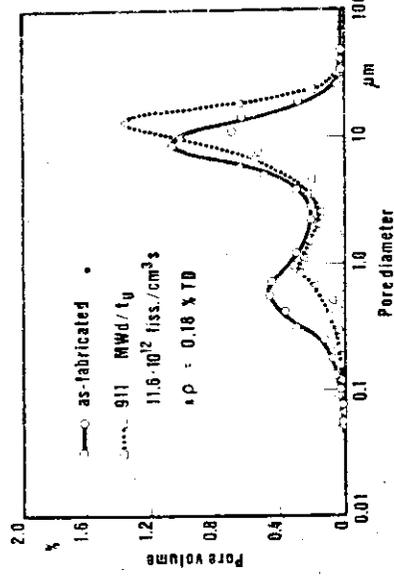
Organization	Ref.	Equation of correlation	Ranges of Parameters	Remarks																		
KWU	47)	$\frac{\Delta V}{V_0} = \Delta P_D [1 - (1 - b \cdot A)^3] \quad A \leq \frac{1}{b}$ $\frac{\Delta V}{V_0} = \Delta P_D \quad A > \frac{1}{b}$ <p><math>\Delta P_D</math>: porosity change due to densification                      b : constant                      A : burnup</p>		A Largely Simplified Model used in the Computer Code CARO																		
		<p>UKAEA</p> <p>48)</p> $V = AV_0 \exp(-SI) + (1-A)V_0$ <p>I : fuel burnup (MWD/MTU)                      V<sub>0</sub>: initial porosity of the fuel                      V : fuel porosity at burnup I                      A : a constant typically 0.5 to 0.6                      S : a constant, <math>2 \times 10^{-3}</math>.</p> <p>50)</p> <p>The results are consistent with an expression for the change of pore volume which is similar to that given above but with <math>S = \sim 10^{-4}</math>.</p>			<p>WAGR fuel in the temperature range of 1000 to 1100 °K.</p> <p>Short irradiation</p> <p>SGHWR <math>\leq 1000</math> °K</p>	<p>PIE density measurement</p>																
CEA	45)	$\frac{d}{a} = t h [k(\beta \chi + \gamma \chi^2 + \delta \chi^3)]$ $\chi = F/t^\alpha$	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th><math>\alpha</math></th> <th><math>\beta</math></th> <th><math>\gamma</math></th> <th><math>\delta</math></th> <th>k</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Radial Densification</td> <td>0.55</td> <td><math>1.97 \times 10^{-18}</math></td> <td><math>-4.28 \times 10^{-37}</math></td> <td><math>4.57 \times 10^{-54}</math></td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Axial Densification</td> <td>0.44</td> <td><math>0.468 \times 10^{-18}</math></td> <td><math>1.57 \times 10^{-37}</math></td> <td><math>1.23 \times 10^{-54}</math></td> <td>0.5</td> </tr> </tbody> </table>		$\alpha$	$\beta$	$\gamma$	$\delta$	k	Radial Densification	0.55	$1.97 \times 10^{-18}$	$-4.28 \times 10^{-37}$	$4.57 \times 10^{-54}$	2	Axial Densification	0.44	$0.468 \times 10^{-18}$	$1.57 \times 10^{-37}$	$1.23 \times 10^{-54}$	0.5	<p>Thermal simulation of irradiation densification</p>
				$\alpha$	$\beta$	$\gamma$	$\delta$	k														
Radial Densification	0.55	$1.97 \times 10^{-18}$	$-4.28 \times 10^{-37}$	$4.57 \times 10^{-54}$	2																	
Axial Densification	0.44	$0.468 \times 10^{-18}$	$1.57 \times 10^{-37}$	$1.23 \times 10^{-54}$	0.5																	

Organization	Ref.	Equation of Correlation	Range of Parameters	Remarks
Halden Project	49)	<p>d : volumetric change caused by densification under irradiation</p> <p><math>a : = 1.2 \left[ \left( \frac{\Delta V}{V} \right)_0 \right]</math> at <math>T = 1,720^\circ\text{C}</math></p> <p>total possible volumetric densification rate defined out-of-pile by a 20 hr test at <math>1,720^\circ\text{C}</math></p> <p>F : fission density, no of fissions per <math>\text{cm}^3</math> of fuel</p> <p>t : irradiation time, hrs.</p> <p><math display="block">\frac{\Delta L}{L} = 22.2 \frac{(100 - \text{DENS})}{(\text{TSINT} - 1,180)}</math></p> <p>The first equation predicts the magnitude of shortening as a function of the percent theoretical density (DENS) and sintering temperature in <math>^\circ\text{C}</math> (TSINT) at a burnup of 5,000 <math>\text{Mwd/t UC}_2</math>.</p> <p><math display="block">\frac{\Delta L}{L} = 3.0 - 0.93 \exp(-\text{BU}) - 2.07 \exp(-35 \text{ BU})</math></p> <p>The effect of burnup was introduced through the use of a master curve created by shifting all curves vertically to agreement at 5,000 <math>\text{Mwd/tUC}_2</math> and then horizontally to achieve the best agreement at the low burnup portion.</p>	<p>DENS: 85~95%TD</p> <p>TSINT: 1300, 1400, 1600<math>^\circ\text{C}</math></p> <p>BU : 5 <math>\text{MWD/kgUO}_2</math></p>	<p>Fuel stack length measurement through LVDT.</p>

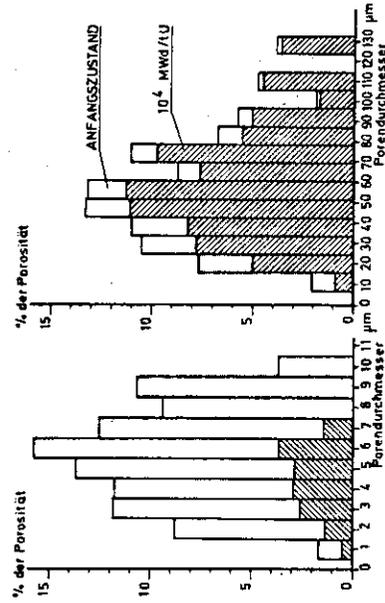
Organization	Ref.	Equation of correlation	Range of Parameters	Remarks
B&W	151	$\rho = \rho_0 e^{[-3,600(S\dot{f}t.)] + \left\{ \frac{M}{A} e^{-S\left(\frac{1}{\beta} + 3,600\dot{f}t.\right)} \right\} \times \{\ln[1 + \beta(3,600\dot{f}t.)]\}}$ $\Delta D/D_0 = -\frac{1}{3} \frac{\Delta \rho}{\rho_0}$ <p> <math>\rho</math> : pellet density at time <math>t</math>, %TD  <math>\rho_0</math> : as-fabricated pellet density, %TD  <math>S</math> : fuel matrix swelling rate, <math>7 \times 10^{-23}</math> <math>\text{cm}^3/\text{fission}</math>  <math>\dot{F}</math> : fission rate, fissions/<math>\text{cm}^3\text{-sec}</math>  <math>t</math> : irradiation time, hr  <math>\frac{M}{A}</math> : material parameter  <math>\beta</math> : material parameter                 </p>	$\rho \leq \rho_{\text{max}}$ $\rho = \rho_{\text{max}}$ (until the remaining pellet porosity is filled, after which the pellet is allowed to swell at the rate of $7 \times 10^{-23}$ $\text{cm}^3/\text{fission}$ )	



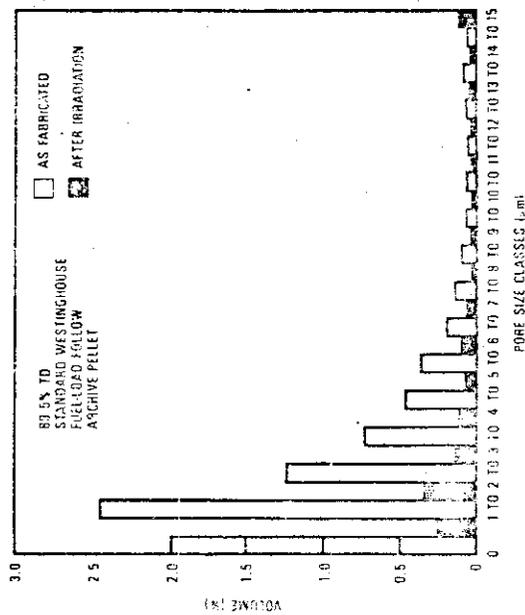
Effect of irradiation on the volume distribution of porosity in an unstable sintered UO<sub>2</sub> fuel type (53)



Effect of irradiation on the volume distribution of porosity in a stable (pore-former) sintering UO<sub>2</sub> fuel type (53)

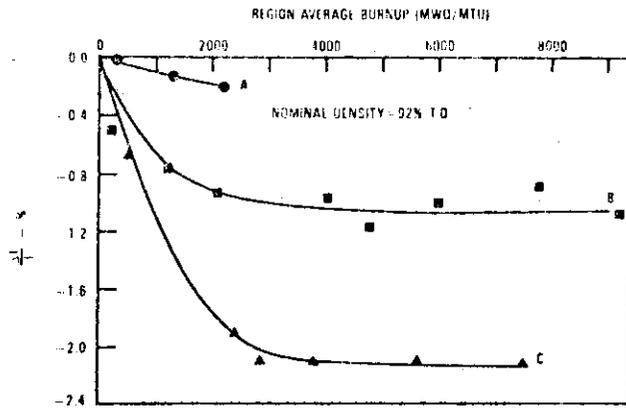


Spaltungsaktivierte Änderung der Porenvolumenverteilung bei feinen und bei groben Poren (35)

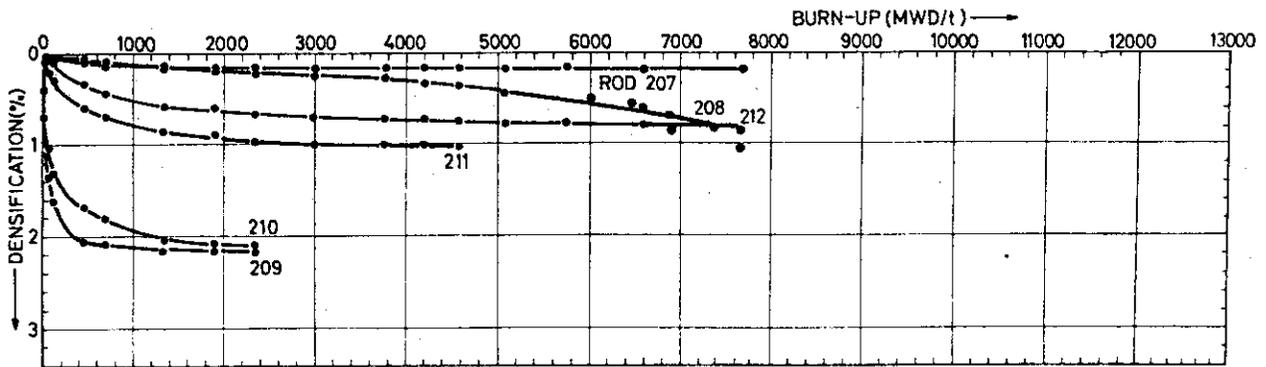


Pore size distribution in Saxton experimental fuel (2)

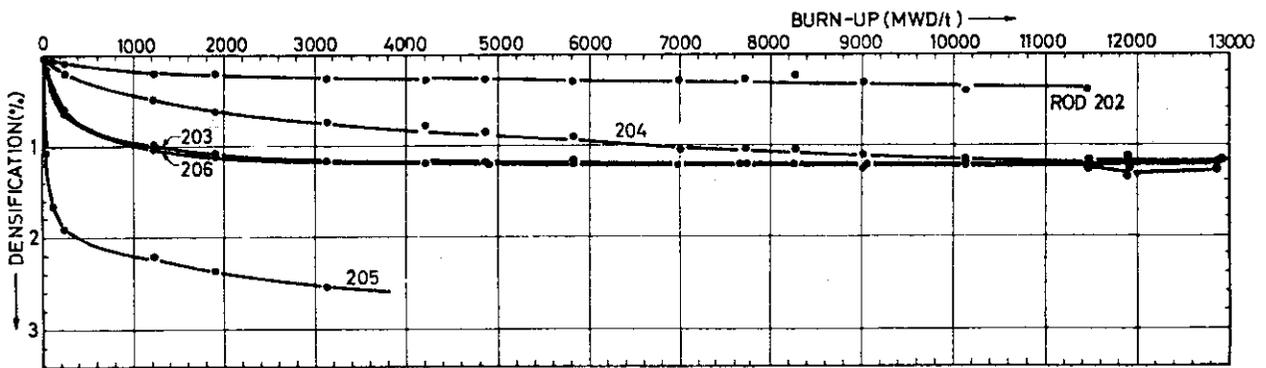
図7 焼きましによりポア分布の変化



Continuous fuel densification data for three regions of 92% T.D. fuel



Reduction in fuel stack length (%) at zero power vs. cluster burn-up (MWD/tUO<sub>2</sub>) for the upper cluster in IFA-401<sup>II</sup> (HP)



Reduction in fuel stack length (%) at zero power vs. cluster burn-up (MWD/tUO<sub>2</sub>) for the lower cluster in IFA-401<sup>II</sup> (HP)

図 8 WH社,<sup>32)</sup> HBWR<sup>132)</sup> の焼きしまり実験

Densification and Restructuring of Fuels

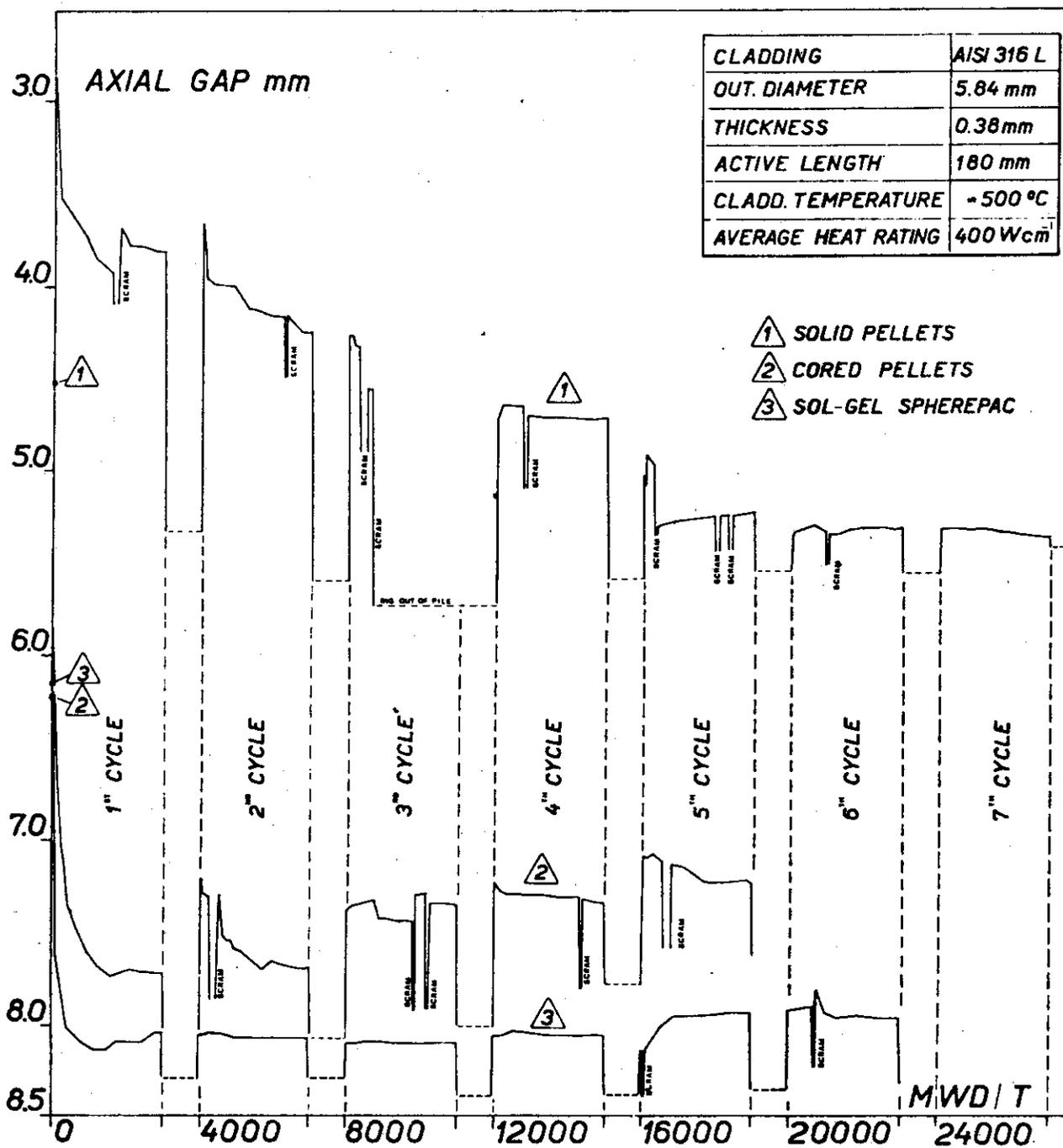
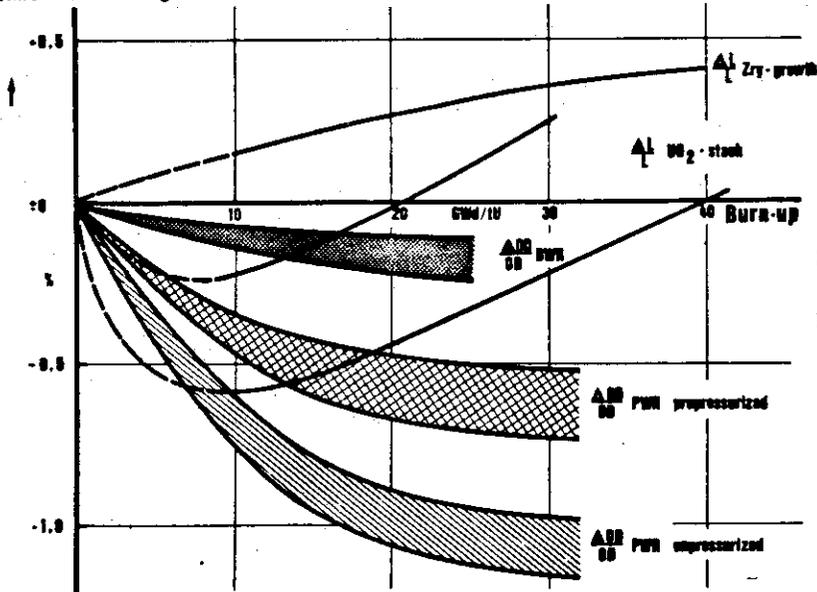


図9 混合酸化物燃料の焼きしまり<sup>31)</sup>

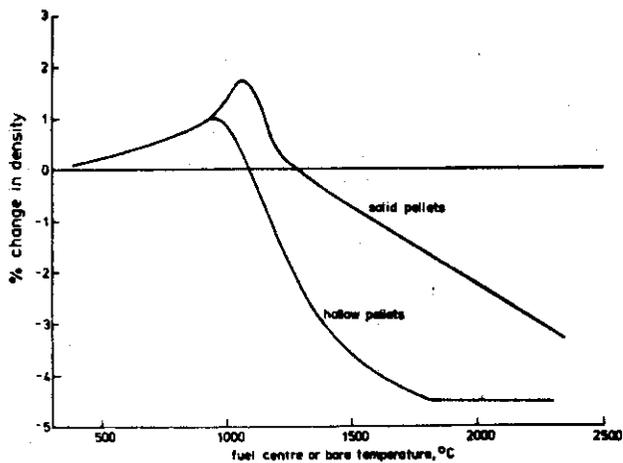
Dimensional Changes



STARTING DENSITY > 93%TD  
KWO, KWL, KRB Fuel

Dimensional changes of light-water reactor fuel rods.

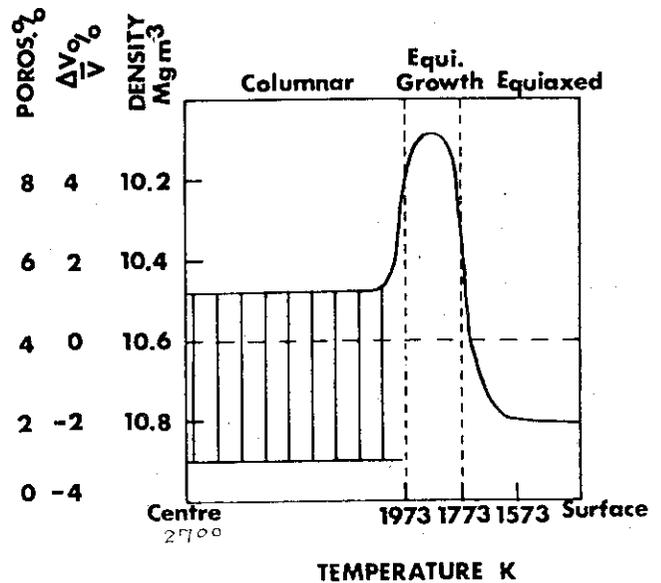
図10 燃料スタック長, 被覆管外形の変化<sup>9)</sup>



Density change vs peak in pellet temperature for water reactor fuel.

STARTING DENSITY	97%
RATING	1-51w/g
BURN UP	0.04-2.5a/o
TIME	360-660 EFPD
Center Temperature	360-2200 °C

図11 焼きしまりに及ぼす照射温度の効果<sup>50)</sup>



Porosity, volume change ( $\Delta V/V$ ) and density as a function of fuel temperature after 135 MWh/kg U.

STARTING DENSITY	90% TD
RATING	690w/cm
PELLET DIAMETER	14mm
CENTER FUEL TEMP.	2700 °K

図12 半径方向のUO<sub>2</sub>の密度変化<sup>34)</sup>

支配的である。空孔密度は、8~10 vol %に到達している。

(3) 1600℃以上の高温部の中心部では、柱状晶の形成が見られ、スエリングと焼きしまりの両者共が同時に観察される。しかし、このような高温領域は、実際の動力炉の運転条件下では高々10 vol %であるから、燃料全体の容積変化にはあまり貢献しない。

図7、8、9に示したペレットスタック長の炉内連続測定実験だけからは、顕著なスエリングの効果はこの程度の燃焼度下では観察されていない。

ペレット径方向の焼きしまりは、ギャップ熱伝達率の悪化、蓄積熱増大などの可能性を生む。しかしペレットの径方向の寸法変化あるいは径方向のギャップを炉内で測定した例は皆無である。第10表のモデルを等方的に使用して、ギャップサイズを評価している。勿論、密度測定結果などと対比すれば、これは安全側の仮定といえよう。

照射後試験の結果、燃料ペレットスタック長は短くなったにも拘らず、ペレットと被覆管のギャップは縮小した例も報告されている<sup>9)</sup>。これを第11表に示す。この結果について、Manzelらはクラックの入ったペレットがならびかえして、燃料製造時のギャップを埋める方向に移動したためと説明している。ペレットのならびかえは、被覆管の外圧クリープによる変形をどの程度おさえられるかにも依存するので、燃料製造時の初期のギャップサイズによる所が大きい。

第10表にまとめた予測式は、まだ一般性が十分にあるとはいえない現状である。製造条件、細孔の形状や分布の状態、照射実験温度など、現在はまだ定性的にしかわかっていない第12表<sup>36)</sup>の効果を定量化し、一般化をはかる必要が残っている。

### 3.2.2.3 焼きしまり実験と材料試験炉

この種の実験を行うに当って、商業用発電炉以上に、材料試験炉や実験炉が使われてきた。WH社はSaxton<sup>31)</sup>炉を、KWU社はMZFR<sup>9)</sup>やHBWR<sup>48, 50, 51)</sup>を利用した。SGHWR<sup>48)</sup>やWAGRなどの英国の実験炉もこの目的に使用された。SGHWRは、自己の燃料だけでなく、米国のGulf社のフルサイズの燃料棒12本の照射も引き受けている<sup>51)</sup>。また、EBR-IIでも、高速炉用混合酸化物燃料の焼きしまり実験が行われている<sup>52)</sup>。1日間の照射(11~15 kW/ft)で、低密度(84.5%TD)のものはスタック長が2~2.5%も縮まったが、94%TDのものはまったく焼きしまりを生じなかったという。そして混合酸化物燃料の挙動もUO<sub>2</sub>と大きな差はないと結論づけている。また、BNWLの研究炉BRRやGEのGETRでは、EEI Fuel Densification Programの名の下に、4本の燃料棒(有効長36インチ)に、約20種類のパラメータを含む326のペレットを装荷したNaKキャプセルを利用した実験を行っている<sup>53)</sup>。これらの実験では炉内計装は殆んど使用されておらず、P19の(3)~(6)の方法が適用されている。これに対して特徴的なのは、HBWRである。得意とする差動トランス型の燃料スタック長測定器を使って、スタック長の変化を炉内で連続測定するのに成功している。第13表に、これまで行われたハルデンでの焼きしまり実験例をまとめる。1975年10月の時点で、10体の計装燃料がこの目的でHBWRに挿入されている。焼きしまりによる寸法変化は、100 MWd/MTUO<sub>2</sub>ですでに最終値の約70%に到達していること<sup>30)</sup>、最初の出力上昇の時点ですでにペレットの被覆管による拘束が生じて、軸方向間隙ができることなどは、この種の連続測定により初めてわかることであろう<sup>29)</sup>。

焼きしまり現象の研究に、このように材料試験炉や実験炉が活躍したのは、対象とする現象が比

第11表 軸方向および径方向の焼きしまり<sup>9)</sup>

UO<sub>2</sub>-Pellet Diameters (from  $\alpha$ -autoradiographs) and Stack Length Changes ( $\gamma$ -scans)

Local burn-up (MWd/tU)	Disc Pellet diameter (mm)		Change in stack length (mm)
	pre-irradiation	post-irradiation	
17 000	9.15	9.15	-0.8
18 000	9.20	9.20	
18 400	9.10	9.10	-0.9
18 800	9.15	9.15	
21 000	9.14	9.14	-0.2
21 500	9.15	9.15	
24 000	9.13	9.13	+1.5
24 800	9.13	9.13	
14 000	9.10	9.10	-3.5
21 000	9.20	9.20	
22 000	9.10	9.10	
23 000	9.10	9.10	

第12表 焼きしまりに及ぼす各パラメータの影響<sup>36)</sup>

Dependence of densification on different parameters

Total porosity and pore size distribution	most important parameter; coarse pores are more stable than fine pores; extremely small pores are annihilated according to an exponential time relation
Temperature	controlling factor in the low temperature range through the temperature dependence of vacancy diffusion coefficient
Fission rate	above the transient temperature no dependence on fission rate when normalized for burn-up
Grain size	less densification with larger grain size in the low temperature range where vacancy diffusion is controlling
Shape of pores	spherical pores most stable because of smallest surface/volume ratio
Grain growth	independent mechanisms, therefore no direct interrelation; indirect via grain size*
Hydrostatic pressure	no influence: in eq. (23) $C_T$ depends on pressure but can be neglected because $C_S \gg C_T$
Location of pores (intragranular, on grain boundaries)	pores on grain boundaries more shrinkage because of shorter distance for vacancy diffusion; on the other hand more stabilization by collected fission gas
Inhomogeneous fissioning (UO <sub>2</sub> /PuO <sub>2</sub> mixed oxide)	less densification if the UO <sub>2</sub> matrix is only partly affected by the fission spikes.

\* Grain growth is slowed down by coarse pores on grain boundaries and triple points.

第13表 HBWRにおける焼きしまり実験一覧

Halden Densification Experiments

\* PIE FINISHED

\*\* PIE IN PROGRESS

IFA No.	Experimenter	No. of Cluster	No. of Rods/Cluster	Length	Fuel Type	Fuel No.	Instrumentation	FUEL		CLADDING				OPERATING				REMARKS
								Fuel diam-eter (mm)	Solid to Flow	Density (% TD)	Pellet Shape	Pellet (T/F)	Di. Gap (µm)	Material	Thickness	ALHR (W/cm)	PLHR (W/cm)	
162* (6/68~11/69)	DAEC(D)	1	6		P	M8-2 M77-2 M48-2 M37-2 M29-2 M11-1		12.7 12.7 12.6 12.6 12.6 12.5			1.03 1.02 1.5 1.5 1.02 1.02	Zr-2	0.56	330	450	5,600	55	No incore instrumentation. PIE has been completed by RISO and reported. IFA-161 was the IFA of the same design parameter which is still in the core with fuel burnup around 30,000 MWD/ton.
181** (1/31~5/73)	KFA(G)	1	6	1,470	P	1 2	EF1 EC1 PF1 EF2 PF2	12.2 12.2	S S	94 94	D.O. D.O.	Zr-2	0.91	370	520	13,700	59	Pellets hang up at the first approach to power.
204 (11/71~ )	RCN(H)	1	4	1,520	V	H45 H46	EF1 EF2	12.5		86		Zr-2	0.65	380	680	12,000	54	
206* (1/71~9/72)	PNC(J)	1	7	1,540	P	1 2 3 4 5 6 7	EF1 EF2 EF3 EF4 EF5 EF6 EF7	14.8	S	95	F D.B. D.B. D.B. F F F	Zr-2	0.86	210 290	400 580	3,600 5,350	48	Power signals through fore neutron detectors were not reliable.
207** (5/71~12/72)	PNC(J)	1	7	1,540	P	2 3 6 7	EF1 EF2 EF3 EF4 EF5	14.8	S	95	D.B. D.B. F F	Zr-2	0.86	405	680	7,350	38	Failed. Six rods one of seven were broken into two or three pieces. Totally 11 collapses were found at the upper part of rod No.3. No particular axial gaps which correspond to this collapse was observed.
208* (1/71~9/72)	JAERI(J)	1	4	1,500	P	A B C D	EF1 EF2 EF3 EF4 EF5	12.4	H(2φ)	95	F F D.O. D.B.	Zr-2	0.90	485	790	6,200	25	EF showed some fuel stack length shrinkage, however PIE X-ray measurement elongation for all four rods revealed no densification.
211(1/71~ ) 233 (5/71~ )	HITACHI(J) TOSHIBA(J)	1 2	4 3	1,500 600	P P	ND A2 B2	EF1 EF2 EF3 EF4 EF5	12.4 12.5	S S	94 94	F D.B. F	Zr-2	0.90 0.81	350 500	600 700	15,000 17,000	79 67	1 rod contains Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> as a burnable poison. ibid.
224 (2/72~9/73)	JAERI(J)	1	4	1,470	P	A B C D	EF1 EF2 EF3 EF4 EF5	12.4	S	90	F F D.B. D.B.	Zr-2	0.90	430	700	12,000	45	Sintering Temp. 1650°C 1350 1350 1650
230 (1/71~ )	JAERI(J)	1	4	1,500	P	T2 S1 S2 S3	EF1 EF2 EF3 EF4	12.4 12.5 12.4 12.3	S S	95	F D.B.	Zr-2	0.90	475	700	19,900	79	The irradiation will be terminated in May, 1974.

Instrumentation  
 EF : Fuel Stack Elongation Detector  
 EC : Canning Elongation Detector  
 PF : Pressure Transducer  
 TF : Fuel Center Thermocouple

Pellet End Shape

D.B. : Dished Both Sides  
 D.O. : Dished One Side  
 F : Flat  
 C : Chamfered

ALHR Average Linear Heating Rate  
 PLHR Peak Linear Heating Rate

IFA No.	Experimenter	No. of Cluster	No. of Rods/ Cluster	Length	Fuel Type	Fuel No.	Instrumentation	Fuel diam-eter (mm)	Solid Ho-Flow	Density	FUEL				CLADDING				OPERATING				REMARKS
											Pellet Shape	Pellet Length (L/D)	Dia. Gap (µm)	Material	Thickness	ALHR (W/cm)	PLHR (W/cm)	Avg Power (MW/D/E)	No. of Power Cycle				
401 II (3/73)	Halden Project	2	6	250	P	207	EF	12.32	S	95	D.O.	1.22	Zr-2	0.8	210	300	2,500	27	Stable Pellet Lower Cluster Rods (~500 W/cm) Unstable Pellet Stable Pellet Upper Cluster Rods (~200 W/cm) unstable stable unstable metastable				
						208		12.6	87	1.19	70	350	70	530	700	5,300							
						209		12.32	87	1.22	350	70	350	70	530	700	5,300						
						210		12.6	87	1.19	70	350	70	530	700	5,300							
						211		12.32	87	1.22	350	70	350	70	530	700	5,300						
						212		12.6	87	1.19	70	350	70	530	700	5,300							
						201		12.32	85	1.22	350	70	350	70	530	700	5,300						
409 II	GE(USA)	2	6	250	P	206	EF	12.32	S	87	D.O.	1.22	Zr-2	0.8	210	300	2,500	27	6 rods in the upper cluster are used.				
						202		12.32	92	1.22	350	70	350	70	530	700	5,300						
						203		12.6	92	1.19	70	350	70	530	700	5,300							
						204		12.32	85	1.22	350	70	350	70	530	700	5,300						
						205		12.6	87	1.19	70	350	70	530	700	5,300							
						206		12.32	87	1.22	350	70	350	70	530	700	5,300						
						207		12.6	87	1.19	70	350	70	530	700	5,300							
410 (12/73)	TOSHIBA/ HITACHI	2	4	474	P	A1	TF1 EC1	12.02	S	95	C	1.05	Zr-2	0.94	500	710	25,000	Two IFA's are aiming at pellet-cladding mechanical interaction study. That is the reason why the heat rating and burnups are higher than the case of IFA 418, 421 and 424.					
						A2		12.12	95	1.05	300	500	710	25,000									
						A3		12.22	95	1.04	200	440	660	25,000									
						B1		10.62	95	1.05	172	440	660	25,000									
						B2		11.7	89	1.17	230	440	660	25,000									
411 (12/73)	TOSHIBA/ HITACHI	1	5		P	EC2 EC3 EC4 EC5	11.5	S	96	D.B.	1.17	Zr-2	0.89	440	660	25,000	ibid.						
							11.7	96	1.17	230	440	660	25,000										
							11.5	89	1.17	230	440	660	25,000										
							11.7	96	1.17	230	440	660	25,000										
							11.5	96	1.17	230	440	660	25,000										
416	RCN(H)	1	7	1,530	V	EC1 EC2 EC3 EC4	11.7	S	89	—	—	Zr-2	0.89	440	660	25,000	Rod No. 6 is only equipped with a pressure transducer. Pre-pressurized: Rod No. 5, 6 22 kg/cm <sup>2</sup> G Rod No. 1,2,3,4 35 kg/cm <sup>2</sup> G						
							11.5	96	1.17	230	440	660	25,000										
							11.7	89	1.17	230	440	660	25,000										
							11.5	96	1.17	230	440	660	25,000										
							11.7	96	1.17	230	440	660	25,000										
418 (12/73)	GE/KWU	1	6	750	P	EF-3 EF-2 EF-1 PF-4 TF-1 TF-2	8.99	S	96	D.B.	1.22	Zr-4	1.0	375	500	15,000	Requested date of loading; May ~ June/1974 All four pins will be pre-pressurized up to 15 kg/cm <sup>2</sup> at room temperature.						
							8.99	96	1.22	310	375	500	15,000										
							9.07	92	1.22	310	375	500	15,000										
							9.07	92	1.22	310	375	500	15,000										
							8.99	96	1.22	310	375	500	15,000										
419	CE	1	6	790	P	EF, PF, TF	9.30	S	95	D.B.	1.64	Zr-4	0.62	175	8,000	Requested date of loading; Sept. ~ Oct./1974							
							9.24	93.5	1.1	250	175	3,000											
421	MADI	1	6	500	P	EF	9.30	S	95	D.B.	1.64	Zr-4	0.62	175	8,000	Requested date of loading; Sept. ~ Oct./1974							
							9.24	93.5	1.1	250	175	3,000											
							9.24	93.5	1.1	250	175	3,000											
							9.24	93.5	1.1	250	175	3,000											
424	NFI	2	4	500	P	EF	9.24	S	93.5	D.B.&C	1.1	Zr-4	0.60	175	3,000	Requested date of loading; Sept. ~ Oct./1974							
							9.24	93.5	1.1	250	175	3,000											
							9.24	93.5	1.1	250	175	3,000											
							9.24	93.5	1.1	250	175	3,000											

較的低い燃焼度の領域で発生したこともあるが、炉内計装の利用や運転スケジュールの融通性という点が大いに利点となったためであると考えて良い。

### 3.2.3 ランプ試験と出力サイクル試験

#### 3.2.3.1 概要

3.2.2に述べた焼きしまりと同様に現在脚光をあびている問題として、PCMI (Pellet Cladding Mechanical Interaction) による燃料の通常時破損がある。この特徴は、被覆管が軸方向に長くさけ、その破断面が著しい脆性を示していることである。比較的燃焼度の進んだ領域、6000～27000 MWd/MTUで多く発生している。そしてその破損率は、照射条件、出力レベル、出力変化速度、製造パラメータなどに強く依存している。<sup>6)</sup> 0～11000 MWd/MTUの比較的運転初期に、しかもランダム位置の燃料棒に発生し、その破損部がブリスタ状になる局部水素化による破損とは様相を異にする。端を発したのは米国の場合は古く、Dresden 1<sup>54)</sup>に帰せられるが、最近では、Oyster Creek<sup>55)</sup>、Dresden 3<sup>56)</sup>、Quad Cities 2<sup>57)</sup>などのBWRで発生していることが報じられている。また西独でも、KRB及びKWL両BWR炉で、負荷追従運転に伴って燃料の破損が生じていることが報告されている。<sup>55)</sup> KRB (250 MWe)は、1967、68年には、昼夜及び週末の負荷変動を吸収するロードフォロアとして使用されたが、徐々に炉水の放射能が上ったため、1969年以後は一定出力運転方式がとられるようになった。KWL (268 MWe)は1968年に運転を開始したが、その1年後からロードフォロア運転を開始した。平均電気出力レベル220 MWeに対して、±20 MWeの範囲で変動させた。この時の出力変化速度は、最高5 MWe/minである。しかしこれにより燃料破損率が上昇し、炉建家内空気中の放射能濃度が高くなるに及んで出力変動を急激に行うことを中止した。1970年9月以後KWO (345 MWe, PWR)では、8本の燃料棒を制御棒駆動機構に取り付け、2回/日の割合で照射位置をかえ、240から400 W/cmに変化する実験を行っている。<sup>58,59)</sup> 合計870回の出力変動後、1972年9月に炉から取り出して観察したが、異常は発見されなかった。一方、スエーデンのASEA-ATOM社製のBWR、Oskarsham 1 (440 MWe)でも、ピークバーンアップが17000 MWd/MTU O<sub>2</sub>でPCMIによると思われる破損があったことが報告されている。<sup>60)</sup> またカナダのDouglas Point (200 MWe)などのCANDU型炉のon power refueling時に、長期間低出力で使用した燃料バンドルを高出力領域にうつすと、図13に示すように、ある時間遅れをおいて燃料が破損することが報告されている。<sup>61)</sup> 最近になって非常に数は少ないが、PWRでも原子炉の出力上昇時に燃料破損が生じたことが報告されている。<sup>8)</sup>

米国の破損例によると、特徴的なことは破損が比較的燃焼度の進行した燃料棒に限られ、特に制御棒の入れかえ操作やスクラム後の再起動時に多く発生していることである。<sup>55～57)</sup> 制御棒の引抜操作に伴う局所的な出力変化や、キャノンの蓄積分布の変化による局所的な出力ピークの形成などが起因して発生する過渡のPCMIにその原因を求めている。暫定的な対策としては、出力上昇の速度を遅くしたり、あるいは一端出力上昇を停止して被覆の応力緩和を待つなどの方法がとられている。特に炉停止が25時間以上続いた場合には、出力上昇速度を厳しく制限したり、一定時間低い出力に保持したりすることが必要であるとしている。<sup>57)</sup>

これらの事実からみても、この種の破損は燃料棒の局所的な線出力密度の変化状況と相関をもつことが予想される。西独のKRBの例では、図14に示すように、破損の発生場所は出力密度の高い炉中央の領域で、制御棒スリットに面したコーナロッドに多くみられている。<sup>62)</sup> 破断面がきわめてブリットルで、縦方向に長くさけている他に、被覆管破損部の周方向の歪が1%以下と非常に小さいこともその特徴の一つとして挙げられる。第14表に示すのは、代表的な出力ランプ試験の結果、破損したものについての測定した歪をまとめたものである。

この種の破損の機構として、被覆管材料であるジルカロイの応力腐食説が強くとえられている。<sup>63~66)</sup> この応力腐食は、核分裂生成物として被覆管内に放出され蓄積されているよう素などのハロゲン元素の触媒的な効果で加速される。応力腐食説の根拠として、Bainらは次の事柄を挙げている。<sup>64)</sup>

- (1) 出力を上昇させてから破損が検出されるまでに、数時間程度の時間遅れがある。
- (2) Douglas Point 炉では、出力運転下での燃料の位置換えを行っている。この場合低出力領域にあった燃料バンドルは、15分間最高出力領域にとどまる。そのまま最高出力領域に留ったバンドルは破損するのに対し、所定のより低い領域に送られたバンドルの破損は僅か1例である。
- (3) 照射済被覆管に新燃料ペレットを封入し、同種の実験を行っても破損は生じない。
- (4) 破損部及びその周辺のクラックの状況は、下記の点で、炉外で行ったジルカロイ応力腐食実験の結果と良く類似している。
  - i) クラックの発生は常に被覆管内面から垂直に発生し、沢山の枝別れを生じている。
  - ii) クラックの進行は、inter-and trans granular である。
  - iii) 破面は完全にブリットルである。

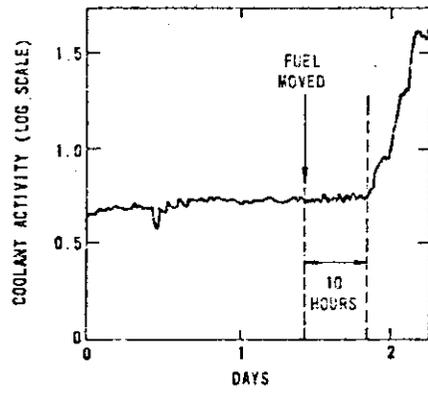
このように応力腐食説が強いが、Djurle,<sup>67)</sup> Rolstad,<sup>68)</sup> Mogard<sup>69)</sup>らは、ペレット割れに対応した位置に発生する応力集中が、被覆の照射脆化とあわさって破損の原因となると説明している。

Rolstad<sup>70)</sup>は、上述の(1)の時間遅れを次のように説明している。ペレット割れ部分に接した被覆管に集中応力があり、局所的な塑性不安定性を発生させる。その結果、被覆管内壁に微細なクラックが作られる。時間経過と共に、この微細なクラックが、高温の燃料ペレット中心部の押出効果によって助長されて成長し、軸方向に沿って被覆がさけるに至るとしている。則ち、中央の圧縮された高温のUO<sub>2</sub>部に蓄積されたエネルギーの放出が、破損の機構であると説明している。

このような破損を防止する対策としては、燃料設計や運転方式の面で種々の考慮が払われている。

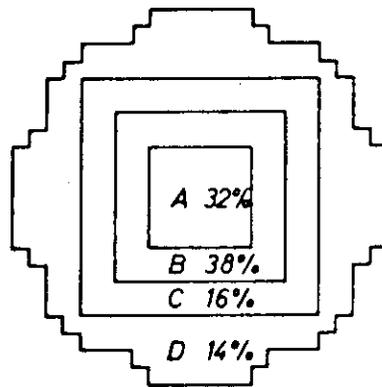
即ち、燃料については、<sup>6, 64)</sup>

- (1) ペレットの端面を面取りし、ディッシュなしの短いペレットを採用する。
- (2) 被覆管材の焼鈍温度を若干高め、柔いジルカロイ-2材を使用する。機械的強度が落ちた分は肉厚を厚くすることによって補償する。
- (3) ジルカロイ被覆管の内側に、グラファイトあるいはポリジメチル・シロキサンなどを焼付けて、この薄膜を潤滑剤及びよう素の侵入防止剤として利用する。割れたペレットと被覆の摩擦抵抗を小さくすることによって、ペレット割れ部分に対応する位置での被覆の応力集中を軽減することができる。グラファイト薄膜はCANLUBと呼ばれている(その効果を示す実験例を図19-5に示す)。などの対策が考えられている。(1), (2)はBWR-6に、(3)はCANDU-PHWの燃料にすでに採用されている。

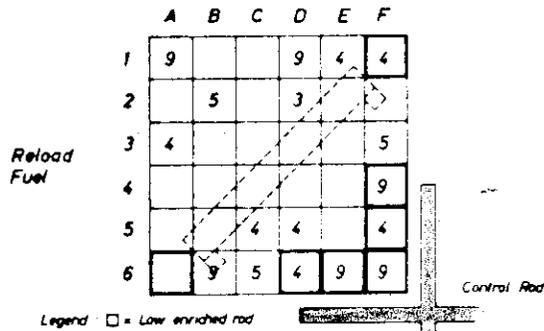


The delay between increasing the fuel's power and the resulting increase in coolant activity.

図13 Pickering炉の on power refueling時の燃料破損<sup>61)</sup>



Frequency of failed bundles in the core.



Local distribution of defects.

図14 KRB炉の燃料棒の破損位置<sup>62)</sup>

第14表 出力ランブ試験で破損した燃料の歪

Exp.	Rod	Burnup MWD/MTUO <sub>2</sub>	Earlier Rating W/cm	Over Power Test Rating W/cm	Maximum Strain After Over power Test			Time to Failure min.	Reference
					Uniform Dia. Strain %	Ridge Dia. Strain %	Length %		
S-244:3	MIII 6K	46,000	460	670, 760	0.19	0.80	0.018	22	69), 76)
S-245:1	IFA4 1615	19,000	300	580, 650	0.35	0.77	0.044	15	
S-245:2	IFA4 1603	19,000	300	530	0.17	0.41	0.033	10	
S-245:3	IFA4 1614	19,000	300	400, 600	0.21	0.45	0.025	3	
S-248	IFA4 1612	19,000	300	810	1.10	1.60		0	
S-164	IFA4 1613	19,000	300	620	0.42	0.80		1	
S-221	D	10,000	371	689		0.79	0.02	40	
F82		2,400	360	680 (680)		0.40			
F83		2,400	360	710 (710)		0.42		30	
F84		2,400	360	700 (700)		0.34		2	
F85		2,400	360	670 (580)		0.17		300	
F86		2,400	360	630 (550)		0.17			
F96		2,400	360	590 (530)		0.14			
F88		2,100	300	565 (565)		0.24			
IFA 405	103	8,350	280	660 (470)		0.67		0	93)
	104	8,350	280	700 (650)		0.63		60	

また運転上の制約としては、原子炉を可能な限り負荷変動の少ないベ-スロー-ダとして使用する他に、図15に示すように、負荷変動時には特別な運転方式を採るよう考慮されている<sup>71)</sup>。KRBの例によると、定格出力の55% (最高出力 $\approx 300\text{W/cm}$ )までは、特別の制約を加えることなく出力上昇するが、その出力レベル以上は全出力に到達するのに4日かけ、出力上昇速度を数 $\text{W/cm/hr}$ 程度に制限している。

最近PWRでもこの種の破損を防止すべく、出力上昇速度に制限を加えていることを報告しているが、この値は毎分定格出力の3%とPWRに比較すると非常に速いものである<sup>8)</sup>。

通常の負荷の日変動は、夜間約6時間位は昼間電力の60%位になる。また、制御棒の位置換えや、燃料集合体のシャッフリングなどによって出力密度が $300\text{W/cm}$ 程度かわることは珍らしくない。この種の変動に破損なしに運転する方法としてAasは、conditioningの効果をといている<sup>72)</sup>。即ち、この種の出力変動を与える前に、その燃料の燃焼度初期に予め高出力で運転しておくことである。この運転により、被覆管は高出力時の燃料ペレットスタックの形状にならなって変形するので、燃料ペレットと被覆管の間のギャップが実質的に増大する。この状態下では、最初に到達した高出力レベルを再び越えぬ限り出力変動を与えても、被覆の応力が増大することはないからである。しかし、被覆とペレット間のギャップは、ペレットの並びかえ、割れた細片、 $\text{UO}_2$ のスエリングや被覆のクリ-プなどで狭くなる可能性がある。従ってconditioningの効果の継続時間については、十分注意を払う必要があるとしている。

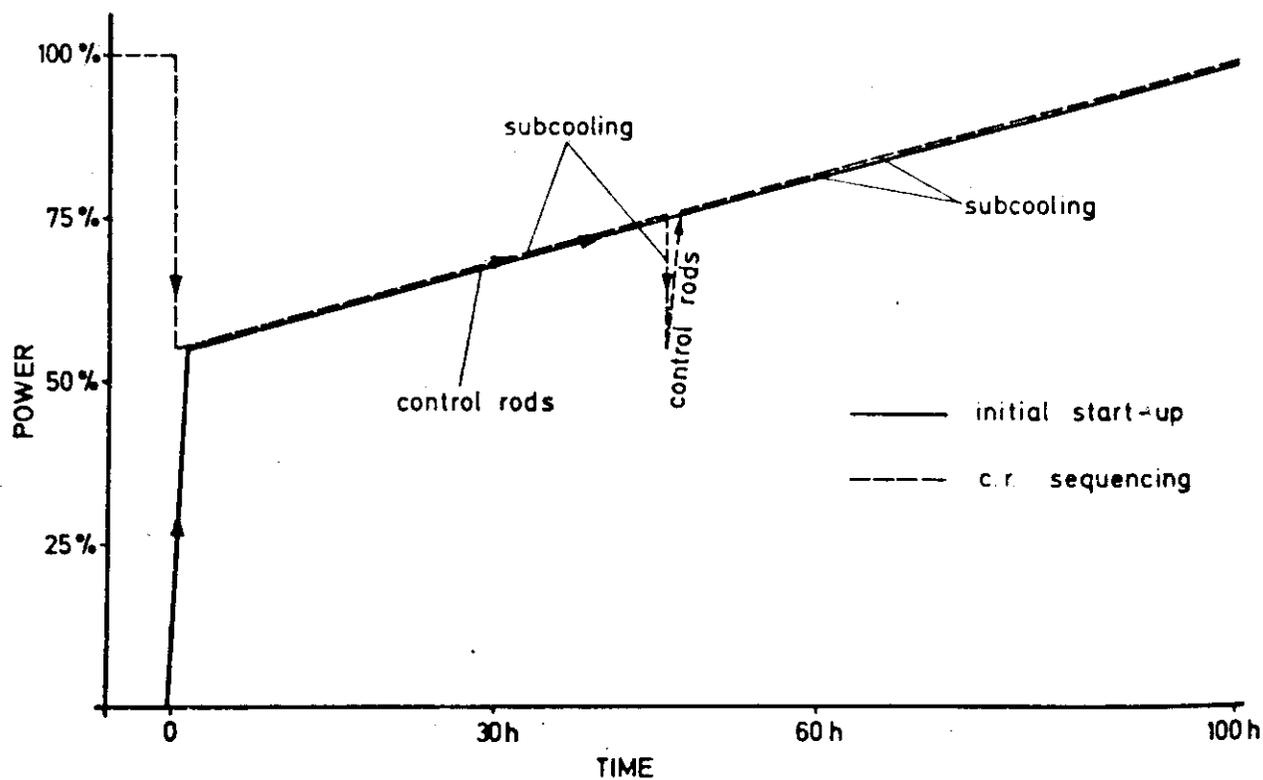
スウェーデンの調査結果は、負荷追従、周波数安定及び外乱制御のために原子炉に要求される出力変動の巾と速度は第15表のとおりとしている<sup>73)</sup>。この表に示す値は、炉心全体に対するものであり、制御方式によっては局所的な燃料棒の出力変動巾は更に大きく、その速度は速くなる。制御棒を使って、出力あるいは出力分布を変化させる必要がある時に、局所的な燃料棒の出力変動巾や速度は、この表よりはるかに大きくなる。PWRでは、炉出力を90から100%に30秒間で変化させるために、局所的には同時間内に80%も出力変化の生じる燃料棒がある。また、BWRでは、制御棒を10~15cm動かしただけで、局所的に50%も出力が変化する場合がある。特に、BWRの制御棒に面したコーナ-ロッドでは、制御棒操作によっては、 $80\text{W/cm}$ から $400\text{W/cm}$ まで変化する場合がある。典型的な出力変化の状況を、BWR及びPWRについて図16, 17に示す。

この種の局所的な出力変動を生じさせないよう運転方式で考慮するだけでなく、これらの変動にも破損せずに応答できる燃料の開発が待たれる。

### 3.2.3.2 出力ランプ試験

これまで、この種のPCMIの研究に関して、燃料側で行われている諸実験をまとめると次のようになる。

- (1) 炉内実験として、1本または数本の燃料棒の出力を予め定められた運転方式に従って変化させて、燃料棒を破損させる。燃料の設計因子(初期密度、ギャップ、ペレット形状、被覆管の熱処理条件など)及び運転因子(照射履歴、出力ランプ速度、保持時間、到達最高出力レベルなど)をパラメータに採って、破損の限界を定める。またあわせて破損機構を調べる。
- (2) 照射済被覆管に、新燃料ペレットを入れ、またよう素などの腐食性の核分裂生成物を模擬したものを添加して、出力ランプ試験を行って、破損の有無を調べる。



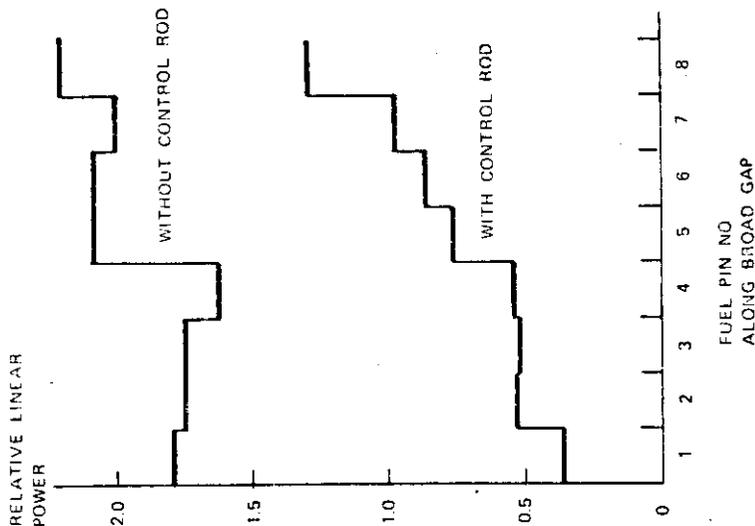
Typical slow power rise.

図15 KRB炉の原子炉出力の上昇方式<sup>71)</sup>

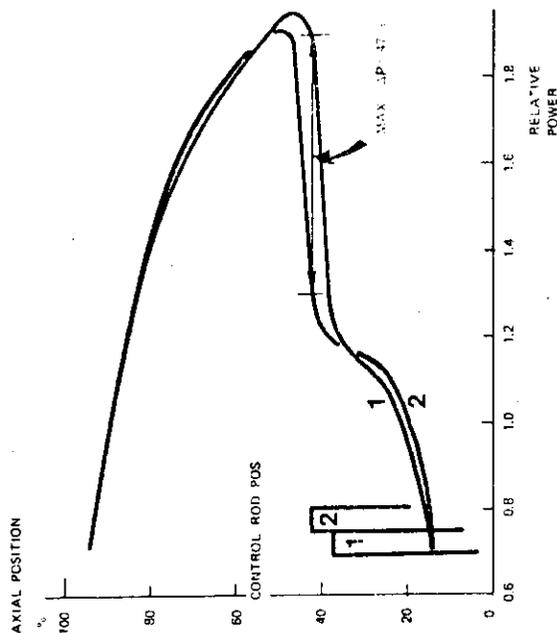
第15表 原子炉に要求される出力変動<sup>43)</sup>

Summary of grid demand on power station control

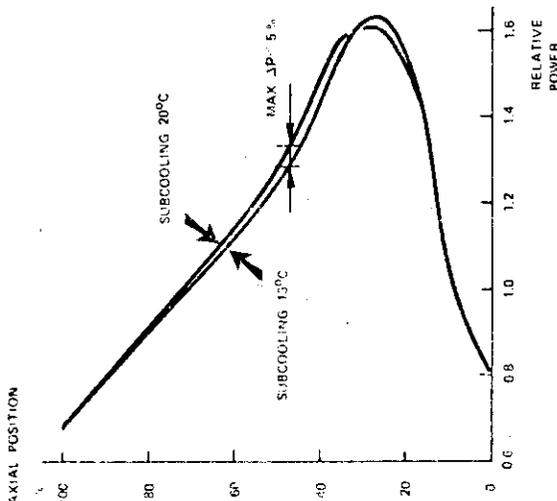
Control Mode	Power range %	Power Change	
		%/min.	Total
Load follow (BWR)	70 - 100	10	30
(PWR)	60 - 100	5	40
Frequency stabilization	98 - 100	±4	2
Disturbance	70 - 100	20	10
Start-up	0 - 100	<10	100



Typical internal assembly power distributions with and without control rod, BWR 600 MW



Typical relative power distribution for two control rod positions BWR 600 MW



Relative power distribution for two subcooling conditions, BWR 600MW

図16 サブクーリング, 制御棒位置の変化に伴う  
燃料棒局所出力分布の変動 (BWR 600MWe)

(3) マンドリル試験、内圧バースト試験などを使って、炉外でランプ試験を模擬した応力腐食実験を行って、ジルカロイ-19素系の応力腐食が問題となる限界応力を調べる。

(3)は炉外実験であるから、こゝでは触れないでおく。

(1)及び(2)の分野、即ち出力ランプ試験で、材料試験炉あるいは実験炉のはたしている役割は大きい。とりわけ、R-2(スイミングプール・タンク型材料試験炉、50MW)、HBWR、DR-3(DIDO型重水炉、10MW)といった北歐諸国の原子炉である。

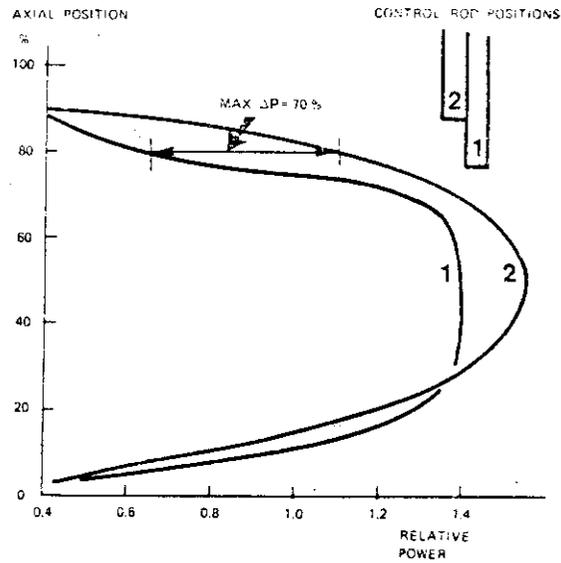
これは、1965~66年にHBWRで照射されたIFA-21が、凡そ12000MWd/MTUO<sub>2</sub>で破損したことに端を発している。<sup>67, 68, 74)</sup> IFA-21は、1870mm長の5本バンドルで、運転初期、中期、末期に夫々550, 400, 580W/cmの最高線出力で運転されてきた。破損はIFA-21に隣接して挿入された燃料のバーンアウト実験中に発生した。このバーンアウト実験のため、近接した制御棒を操作して、局所的に出力を変化させようとした。この結果、IFA-21は、多数回の出力変動を経験した。これを図18に示す。破損は、5本の燃料棒のうち、最もギャップの広い1本を除いた4本(いずれも公称ギャップ50μ)に発見された。特徴的なことは、被覆管に非常に沢山のクラックが発見されたことである。これらは、いずれも燃料棒の軸方向に走っている。また、ペレット接合面位置の被覆管には白色のXマークが発見された。このX字状のマークは、被覆管の内側、ペレット接合面に発生した微細なクラックに起因している。このクラックの前部がくびれていることにより、これがX字型に見えると考えられている。

この種の破損原因を究明するために、各種の炉内実験が北歐諸国で開始された。これが出力ランプ試験及び出力サイクル試験の始まりであったといえよう。即ちこの時期にあつては、出力サイクルをくりかえしたことがIFA-21の破損の原因なのか、ランプ状に出力を上げたことが原因かが判断できなかったのである。

これまで発表されている出力ランプ試験の結果で、比較的データがそろっているものをまとめると、第16表及び図19-1~5のようになる。これらの実験結果から、矛盾のない結論を導出することは非常に難しい。より系統だった実験が待たれる。特に注目すべき事柄を指摘しておく。

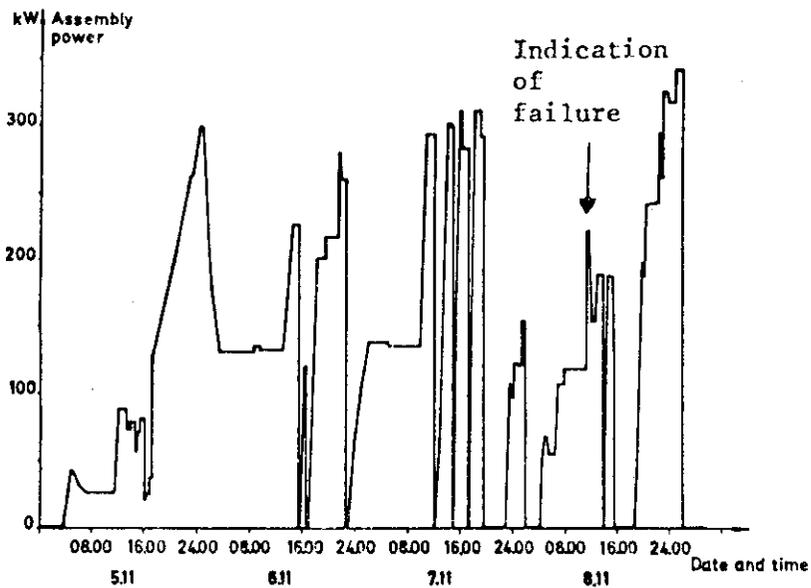
イタリーのCIRENE炉の燃料開発研究の一環として、R-2炉で行われた出力ランプ試験(図19-4)<sup>75, 76)</sup>では、約25分の保持時間において100, 200, 300, 400, 600W/cmの5ステップで出力を上昇させたのち、最高出力600W/cmを数時間維持したものは、7例すべてが0.5~8hrsの時間遅れで破損している。これに対して300W/cmから、途中休むことなく2.5, 7, 14分で約650W/cmにしたのち、直ちに出力を550W/cmに下げて14~18時間維持した3例については、炉内では燃料破損が検出されていない。しかし、多数の貫通していないクラックが被覆の内側から発生している。これらの実験を通じて、Lysellらは次の結論をまとめている。<sup>75)</sup>

- (1) 非常に小さな歪でも、応力腐食によって被覆を破損させることがある。
- (2) 被覆の全厚にわたって欠陥を貫通させるのに影響を与えるのは、歪の大きさというよりは出力ランプ状態の保持時間によると思われる。
- (3) 被覆の割れ部、内側には白い付着物が沈積していた。これはX線マイクロアナライザによって、セシウムとウランであることがわかった。このセシウムがクラックの進行に関係している可能性がある。



Typical relative power distributions for control rod positions at 90 % and 100 % power (1 and 2 respectively) PWR 800 MW

図17 制御棒の位置変化 73) に伴う出力分布の変動 (PWR 800 MW)



Test assembly IFA-21: irradiation history for the last week of the irradiation period.

図18 IFA-21の破損時の出力変動 67)

\* The rod used for S-136: C experienced about 5,900 power cycles during the incubation irradiation.

第16表 出カラランプ試験結果一覧表

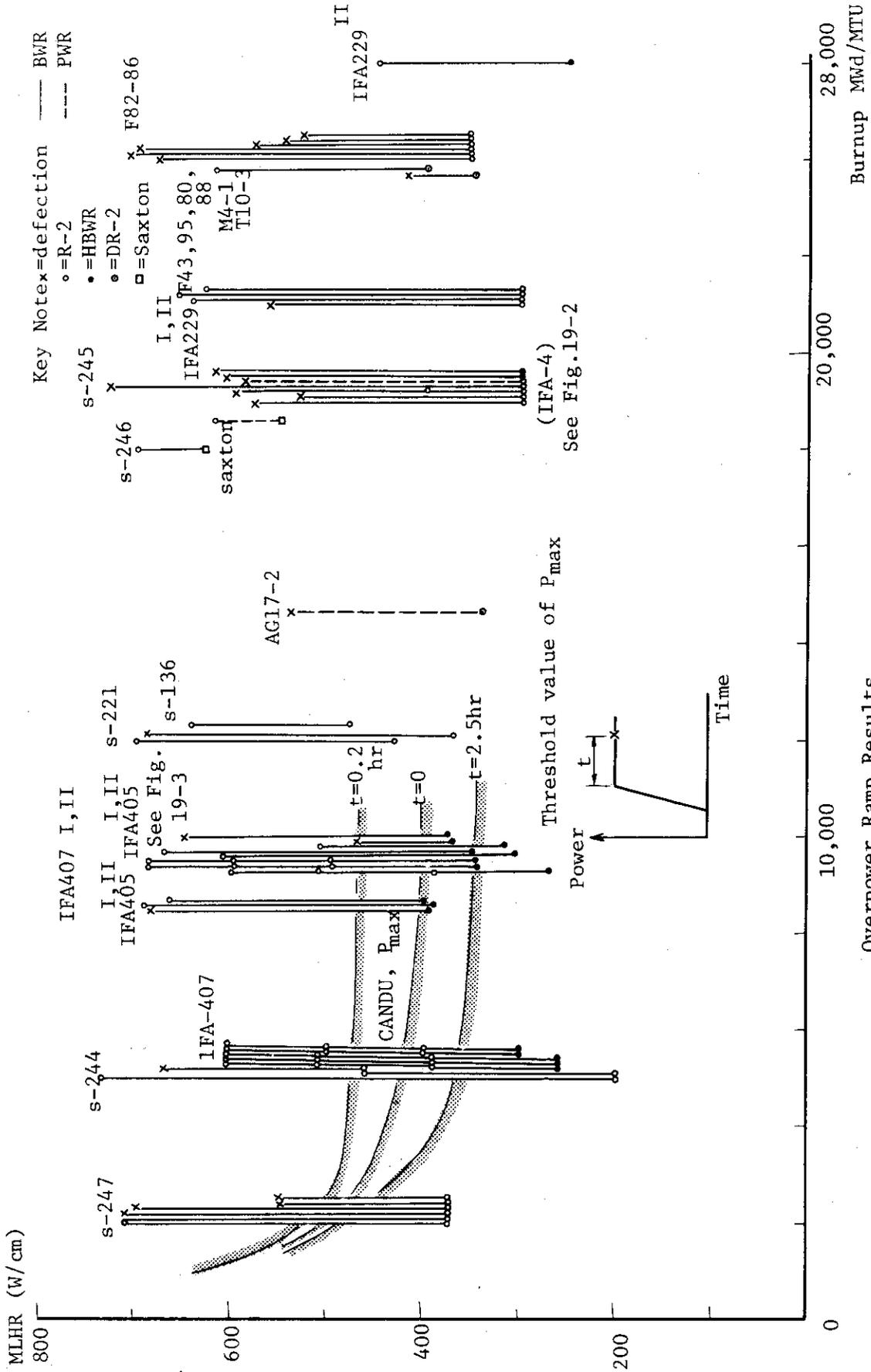
Reactor	R2, Studsvik										
Experiment or Rod No.	S-244:1	S-244:2	S-244:3	S-245:1	S-245:2	S-245:3	S-248	S-164	S-221:C	S-221:D	S-136:C*
Fuel Type	UO <sub>2</sub> Pellet Type, irradiated at HBWR as IFA-4										
No. of Rods/Cluster	1										
Active Fuel Length, mm	Identical Rod as Exp. S-244:2										
Cladding Material x Thickness, mm	Zr-2x0.60 was used again										
Rod Outer Diameter, mm	13.8										
Diametral Gap, μm	110~150										
Fuel Density, g/cm <sup>3</sup>	190~220										
Pre-Pressure, kp/cm <sup>2</sup>	No										
Fuel Burnup, MWd/MTU	4,600										
ALHR during Irradiation, W/cm	200										
Equivalent Fluence, nfv											
Total Irradiation Time, day											
Water Temperature, °C	285										
Clad Surface Temperature, °C	88										
Outside Pressure, kp/cm <sup>2</sup>	285										
Ramp Speed	Doubling Time 90 sec.										
ALHR at Start of Ramp, W/cm	735	460	760	650	530	600	810	620	701	689	643
ALHR at End of Ramp, W/cm	No Failure	No Failure	670	580	530	600	730	590	No Failure	689	No Failure
ALHR at Failure, W/cm			22	15	10	3	0	1		40	
After a Time of, min.											
Results of PIE	<p>X-markings, indicative of clad defects in an early state of development, are seen on several of the defected rods, always at ridge positions. Larger defects were also seen to be associated with the ridge formations.</p> <p>The largest crack represents a total volume expansion of 2% which was caused by fast swelling of fuel at higher heat rating.</p> <p>White deposit containing cesium visible around the crack. Wedge type cracks with almost no necking.</p> <p>The brittle surface is mainly composed of transgranular cleavage facets.</p> <p>Very wide cracks. In that particular cross section the total permanent volume expansion of the fuel is about 5%. Marked increase of the porosity in the fuel.</p> <p>The rod was tested at PWR conditions. Cracks were opened in the same way as the other rods tested at BWR conditions.</p> <p>The cracks start from the inside of the canning which are associated with cracks in fuel.</p>										
Reference	69)										
	67)										



Reactor	HBWR						
	IFA-21	IFA-229I	IFA-229II	IFA-407I	IFA-407II	IFA-407II	IFA-407II
Experiment or Rod No.	IFA-21	IFA-229I	IFA-229II	IFA-407I	IFA-407II	IFA-407II	IFA-407II
Fuel Type	UO <sub>2</sub> Pellet	UO <sub>2</sub> Pellet, irradiated as IFA-4	UO <sub>2</sub> Pellet type, irradiated as IFA-172/173	UO <sub>2</sub> Pellet, irradiated as IFA-172/173	UO <sub>2</sub> Pellet, irradiated as IFA-172/173	UO <sub>2</sub> Pellet, irradiated as IFA-172/173	UO <sub>2</sub> Pellet, irradiated as IFA-172/173
No. of Rods/Cluster	5 rod bundle	1	4	3	4	4	3/3
Active Fuel Length, mm	1,870	801					
Cladding Material x Thickness, mm	Zr-2x0.60	Zr-2x0.83	Before the ramp test) (annealed at 500°C for 30 min.				
Rod Outer Diameter, mm	14.2	14.37					
Diametral Gap, μm	40, 150	150~200					
Fuel Density, g/cm <sup>3</sup>	10.73, 10.5	10.4					
Pre-Pressure, kp/cm <sup>2</sup>	No	No					
Fuel Burnup, Mwd/MTU	12,000	19,000					
ALHR during Irradiation, W/cm	550,400,580	300					
Equivalent Fluence, nfv							
Total Irradiation, day	2 yrs						
Water Temperature, °C	230	240					
Clad Surface Temperature, °C							
Outside Pressure, kp/cm <sup>2</sup>	28	34					
Ramp Speed							
ALHR at Start of Ramp, W/cm		100					
ALHR at End of Ramp, W/cm		610					
ALHR at Failure, W/cm		610					
After a Time of, min.		15					
Results of PIE	All five rods except the rod with the largest gap have longitudinal cracks from white cross marks at the surface to large cracks extending over several pellets.	Numerous cracks in different stages of development, most of which started at pellet-pellet interface.	X-marks, open cracks, at 270-650mm position from the lower end of the rod. The heat treatment made the tube considerably softer but did not alter the performance during ramp test.				
Reference	74)	63, 80)	81)	82)			83)

Reactor	HBWR									
	IFA-405 I		IFA-405 II		IFA-405 III		IFA-405 III		IFA-229 III	
Experiment or Rod No.	101 I	101 II	102	103	104	107	108	109		
Fuel Type	UO <sub>2</sub> pellet type fuel, irradiated as IFA-402									
No. of Rods/Cluster	4 rod deflection rig experiment									
Active Fuel Length, mm	500									
Cladding Material × Thickness, mm	Zr-2×0.8									
Rod Outer Diameter, mm	14.3									
Diametral Gap, μm	60					250	150	60		
Fuel Density, g/cm <sup>3</sup>	10.4									
Pre-Pressure, kp/cm <sup>2</sup>	No									
Fuel Burnup, Mwd/MTU	9,435					8,460				
ALHR during Irradiation, W/cm	280					290				28,000
Equivalent Fluence, nfv										
Total Irradiation Time, day										
Water Temperature, °C	240									240
Clad Surface Temperature, °C										
Outside Pressure, kp/cm <sup>2</sup>	34									34
Ramp Speed, W/cm/min	0.06	27.3	6.1	30.3	26.0	33.3	33.3	35.6		
ALHR at Start of Ramp, W/cm	310	350	320	370	375	392	390	400		
ALHR at End of Ramp, W/cm	660	670	510	660	700	685	690	665		
ALHR at Failure, W/cm	No Failure			470	650	520-680	No Failure			
After a Time of, min.				0	~60	0				No Failure
Results of PIE				These two pins were strained during the ramp test less than 0.2% in the hoop direction, or 0.4% total. The maximum diametral strain at failure was 0.35%, total strain was about 0.7%.						
Reference	78, 93)									
	76)									

Reactor Experiment or Rod No.	DR-3				KWO	HFR		FR-2 DIDO	NRU		Saxton
	M4-1	T10-3	AG-17-2	UO <sub>2</sub> Pellet		UO <sub>2</sub> Pellet Type pre-irradiated at KWO	Pre-irradiated at KWH		UO <sub>2</sub> Pellet	UO <sub>2</sub> Pellet	
Fuel Type	UO <sub>2</sub> Pellet	UO <sub>2</sub> Pellet	UO <sub>2</sub> Pellet	UO <sub>2</sub> Pellet	UO <sub>2</sub> Pellet	UO <sub>2</sub> Pellet Type pre-irradiated at KWO	Pre-irradiated at KWH	UO <sub>2</sub> Pellet	UO <sub>2</sub> Pellet	(CAN LUB)	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> Pellet
No. of Rods/Cluster	1	1	1	1	1	1	1	No. 3	28	8	2
Active Fuel Length, mm	140	140	129	314	321	321	321	1	12		
Cladding Material x Thickness, mm	Zr-2x	Zr-4x	Zr-4x0.63	Zr-4x0.70	Zr-4x0.70	Zr-4x0.70	Zr-2x0.75	Zr-2x0.75	500	500	Zr-4
Rod Outer Diameter, mm	12.6	12.6	10.75	10.7	10.7	10.7	12.5	14.45	Zr-4	Zr-4 (graphite coated)	Zr-4
Diametral Gap, μm	200	270	190	140	175	175	180	300			
Fuel Density, g/cm <sup>3</sup>	10.2	10.2	10.5	10.35/10.40	10.35	10.35	10.45	10.1			
Pre-Pressure, kp/cm <sup>2</sup>	—	—	—	22.8	22.8/36	22.8/36	—	—			
Fuel Burnup, MWd/MTU	23,700	23,700	14,600	9,000	6,000	6,000	5,000	2,000	2,000	2,000	18,600
ALHR during Irradiation, W/cm			340					250			335
Equivalent Fluence, n <sub>fv</sub> t			235	254	310	310	280	2 10 <sup>20</sup>			
Total Irradiation Time, day		← around 2 years →						Several Months			
Water Temperature, °C	290	290	350	342	327	327	295				
Clad Surface Temperature, °C	72.3	72.3	155	150	150	150	73.6	131			
Outside Pressure, kp/cm <sup>2</sup>	9% full power/min		20 W/cm/min								
Ramp Speed									250W/cm/20sec.		a period of 2min.
ALHR at Start of Ramp, W/cm	350	400	340	165-340	200	200	250	400	250	310	550
ALHR at End of Ramp, W/cm	420	620	540	500	600	600	600	756	500	620	620
ALHR at Failure, W/cm	420	No Failure	540	No Failure	No Failure	No Failure	No Failure	No Failure	500	No Failure	No Failure
After a Time of, min	210		45								
Results of PIE	Two pin holes at the intersection of the largest ridges and spacer scores.		Many tiny cross marks at and away from ridges. Small blister-like surface marks.					Center melting was observed.	9 rods out of 16 outside rods failed.	At least 2 rods failed.	No Failure
Reference	86)		85)		9)			12)		61, 66)	84)



Overpower Ramp Results

図一19 出力ランプ試験例 (69)に他の実験例を追加)

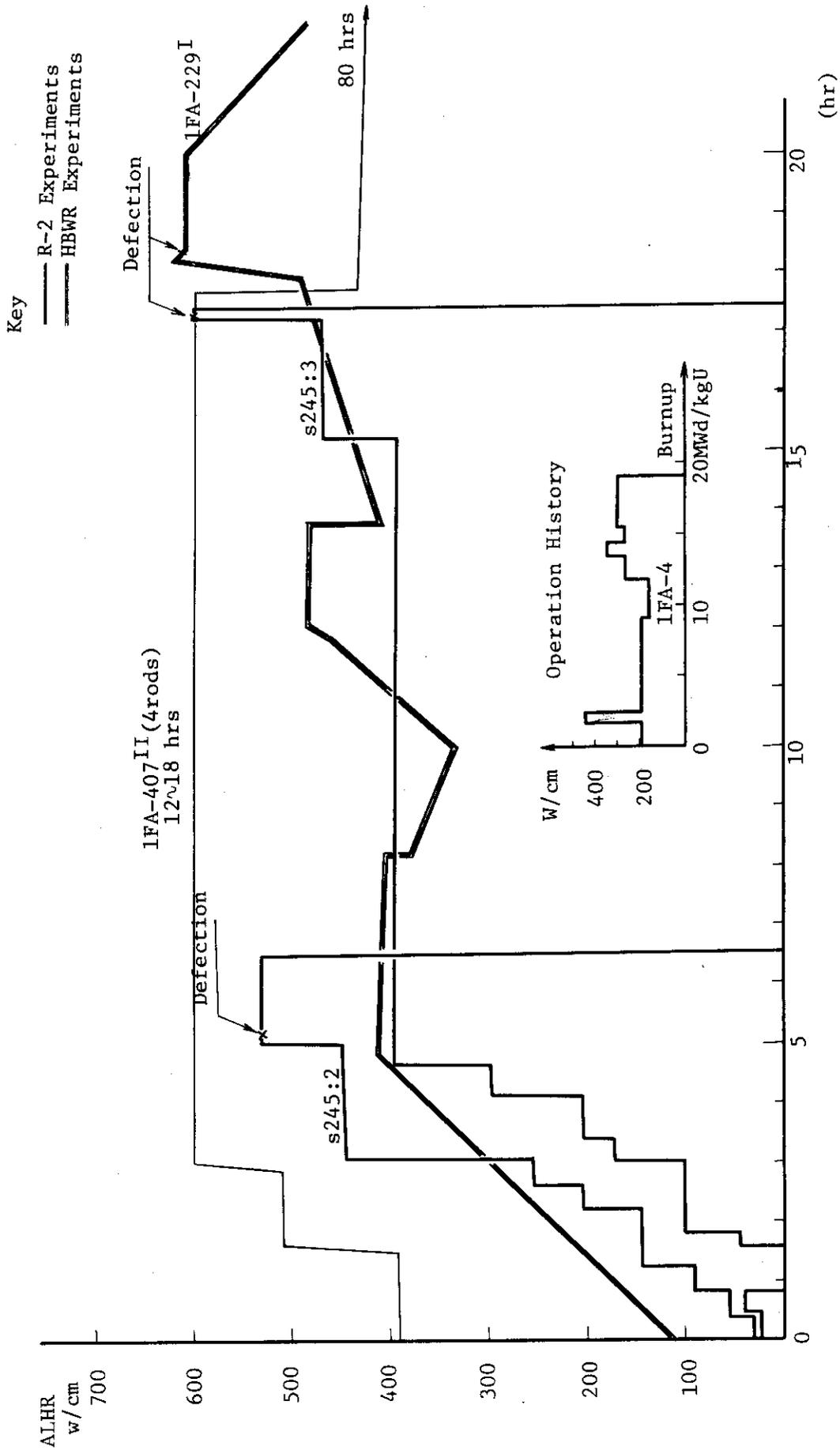


図19-2 IFA-4: 同一燃料棒のランプ試験 (R-2とHBWR)

これより、ある出力まで急に出力を上昇させる必要がある場合は、短時間で目的とする出力より10%程度高い出力に上げたのちに所定の出力に下げることが、被覆の破損を防ぐ点では効果があるとしている。

Lysellはまた、別の出力ランプ試験で破損した被覆管のクラック部の $\gamma$ スペクトル測定から、<sup>137</sup>Cs、<sup>134</sup>Csが付着物の線源であるとしている。<sup>77)</sup>

腐食に関係あると思われる核分裂生成物核種、Cs、I、Br、Teなどの挙動を良く調べる必要がある。

出力上昇速度が破損に影響すると思われるが、これについては実験データは些か混乱している。増倍時間90秒(凡そ200W/cm/min)の非常に速い速度で、段階的に出力を上昇させた時、破損に至ったものもあれば、しないものもある。<sup>67)</sup> 零出力から連続的に高出力(～600W/cm)まで上昇させたHBWRの例では、最も高速の30W/cm/minのもの2例のみが破損している。<sup>78)</sup> これを図19-3に示す。しかし、CANDUの調査例では、出力上昇速度は破損率に影響を与えないとしている。<sup>79)</sup> 出力上昇速度、保持時間、最高出力レベル及び出力上昇量、過去の運転履歴などの関係を調べる系統的な実験が必要である。

同一燃料を異った原子炉あるいは同一原子炉・異った時期に行った出力ランプ実験の結果は、類似しており、この種の実験に再現性を提供している。これを図19-2に示す。

即ち、IFA-4としてHBWRで照射した14本の燃料棒は、5本がR-2で、2本がHBWRでランプ実験に供された。<sup>79)</sup> 7回の実験では、全てが500～600W/cmの領域で0～15分の時間遅れの後に破損している。<sup>80,81)</sup>

また、IFA-172、173として、HBWRで照射された16本の燃料棒のうち8本について、同一出力上昇パターン(300→400→500→600W/cmへ3ステップ上昇、上昇速度は25W/cm/min、各ステップ毎に60～90分の保持時間をおく。)を採った実験例は、1本の燃料破損も生じていない。<sup>82,83)</sup> これらの実験で測定している被覆管の軸方向の歪が、一定出力到達後約30分で緩和されることから考えると、出力上昇を何段かのステップに分け、その段階ごとで出力を30分以上保持することは、破損を防ぐ上で有意義であろう。

第16表は、大部分BWR環境下の試験である。同表にはPWR燃料棒についての出力ランプ試験も数例含まれている。<sup>84)</sup> Saxton、<sup>9)</sup> HFRの例は破損に至っていない。<sup>77)</sup> R-2、<sup>84)</sup> DR-3の実験例では、BWR燃料棒とまったく同じタイプの破損が生じている。なお、R-2の実験、S-164だけは、所定の燃焼度到達までは、HBWRの条件下で照射されたものである。PWRとBWRで原子炉の制御方式の差異や、照射温度の差などがあるものの、この種の破損がPWRで発生する可能性がないとはいえないであろう。

しかし、図20に示すように、西独KRBの調査では、燃料棒の破損なしで許容できる線出力密度の上昇は、 $(1/d)^{1.5}$ たゞし $d$ は燃料棒直径に比例するという。<sup>71)</sup> この統計的なデータから判断すると、燃料棒の細いPWRが、太いBWRに比較すると、この種のランプ出力変化に対しては、破損しにくいといえるかも知れない。

第16表記載以外の例としては、GETR<sup>20)</sup>およびSGHWR<sup>50)</sup>の実験があげられる。

即ち、GE社は、GETRのプールサイドファシリティに設置した水平位置可変型の沸騰水キャブ

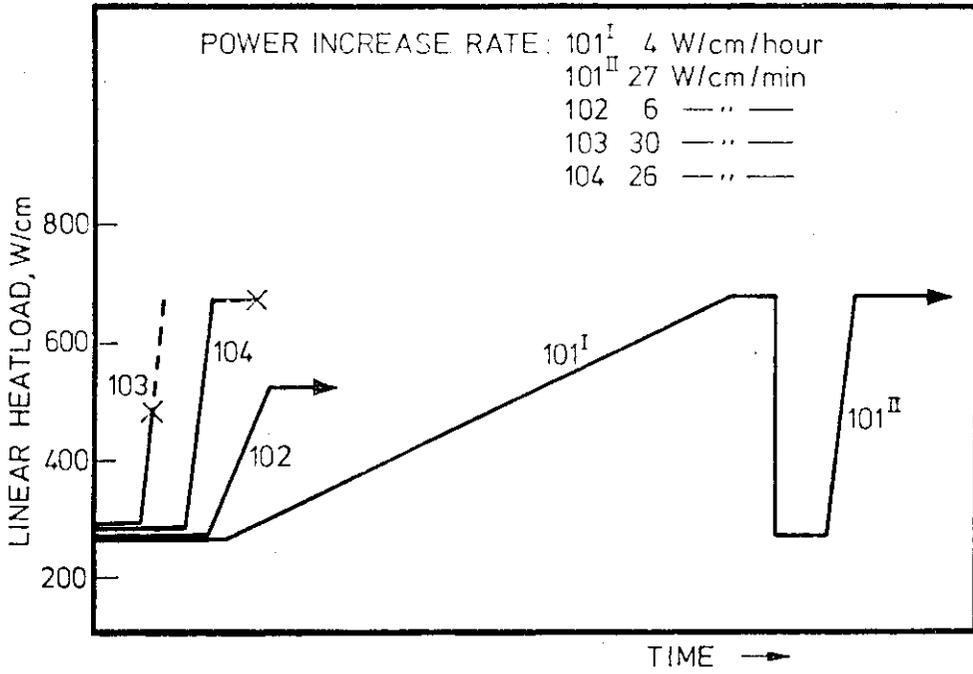


図19-3 Power ramp experiment IFA 405, schematically<sup>93)</sup>

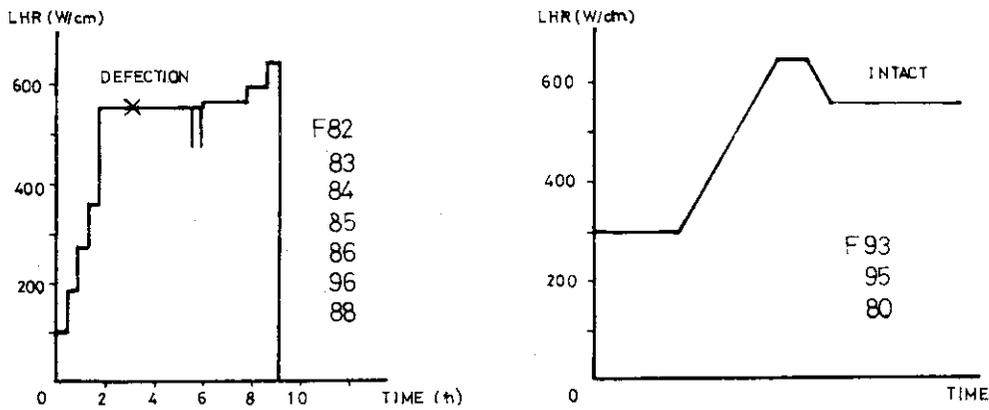


図19-4 同一燃料, 出力変化影響

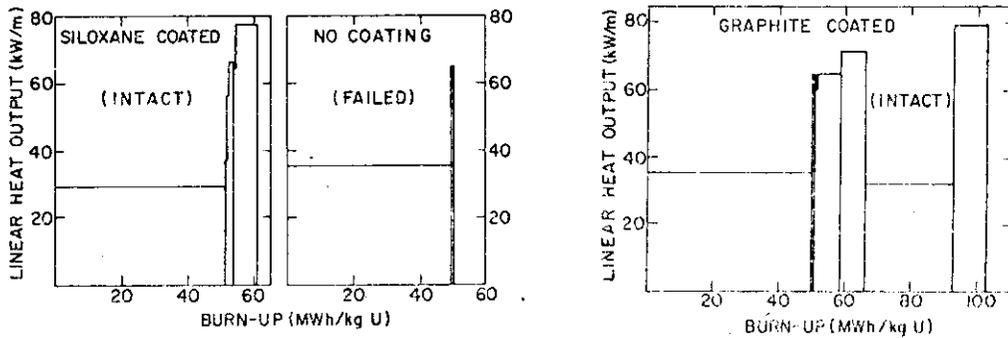


図19-5 CANLUBの効果<sup>66)</sup>

セルを利用して、供試燃料棒単独に希望のランプ出力変化を与えている。この装置を使用して3年間に120本の燃料棒について135回の実験を行ったと報告している。

また、SGHWRでは、6,000 MWd/MT Uの燃料棒に出力ランプ試験を行い、40%増までは特に支障がないことを確認している。しかし57及び59%増では、若干の時間遅れを伴った燃料破損が観察されたという。この時の出力上昇速度は、3%/minである。この種の実験から、SGHWRでは、定格出力の80%以下から、100%までを5%/minの出力上昇速度で上昇させても燃料の破損には<sup>87)</sup>いたらないと結論づけている。

CANDU型原子炉の燃料のPCMIによると思われる燃料破損の統計的な調査から、

$$P_{\max} - 31 - \frac{800}{\omega} - 24 \left[ 1 - \exp\left(\frac{30 - \omega}{60}\right) \right] \exp(-2.3t) > 0,$$

$$\Delta P - \frac{\left(\frac{730}{\omega} + 3\right)}{1 - \exp(-2.3t)} > 0,$$

の時、ランプ状の出力上昇で燃料は破損すると<sup>79)</sup>相関づけている。ここで重要なパラメータは、次の4つである。

(1)  $P_{\max}$  : 到達最高出力レベル, kW/m

(応力腐食開始の被覆歪を与える。また、 $UO_2$  から放出される、よう素量やその陽イオンとの化学反応量を規定する。)

(2)  $\Delta P$  : 出力上昇量, kW/m

(ランプ出力開始前に、燃料と被覆のギャップは零であるが、応力的には緩和されていたとすると、 $\Delta P$ は $UO_2$ 熱膨張による被覆の応力を定める。また $UO_2$ ペレットの割れによって新たに放出される、よう素量を決定する。)

(3)  $\omega$  : バーンアップ, MWh/kg U

(よう素の蓄積量と、被覆材の照射損傷の量を定める。)

(4)  $t$  :  $P_{\max}$  の継続時間, hr

(燃料および被覆の応力緩和の時間を定める。)

この相関式の導入に使用したデータを、図21に示す。CANDUの例では、前述したように出力変化率は、燃料の破損には影響を与えないとしている点は注目される。この相関式を、これ迄の他の原子炉の実験例図19-1にプロットしてみたが、一致の度は良くない。単純に燃焼度だけの函数として、この現象を整理することの難しさを示しているといえよう。

以上概略述べたように、この種の現象は関与するパラメータの数が多く、今後より一層系統的な実験を行って定量化を行う必要がある。

1975年から3年計画で、スウェーデンのR-2炉を舞台に、Inter Ramp Project と呼ばれる9ヶ国プロジェクトが発足した。原研は日本を代表して加盟している。この計画では、設計因子及び運転因子をできるだけ忠実に現在の代表的BWRにとり、合計20本の燃料棒を最高20,000MWd/MTまで燃焼させ、その途中にランプ出力試験を行う。破損機構の解明にあわせて、燃焼度の函数

として、破損限界出力の上限を定めようと意図している。このプロジェクトの計画を図 22 に示す。<sup>88)</sup>  
その成果は大いに期待される。

また、ハルデンでは EPRI が、制御棒の動きによる局所的出力変化を水力シリンダで上下動する銀スリーブで模擬し、その中に直径メータ・ゲージを計装した燃料棒を装荷して、出力が変化した時の応答を調べようと計画している。<sup>90)</sup> 今後、相当期間この種の実験が行われよう。

P 39 の(2)の分野については、AECL、GE、PBF<sup>91)</sup>などが実験し発表している。

AECL は、燃料なしで  $8 \times 10^{20}$  nvt 照射したジルカロイ管(外径 15.2φ, 0.47 t, 長さ 200 mm)に高密度(10.65 g/cm<sup>3</sup>)の新燃料ペレットを入れて再照射している。6本ずつ2段のバンドルに組み、5日間高出力(上段: 610W/cm, 下段: 735W/cm)運転したが破損はなかった。この照射で、ペレット接合面位置被覆管にリッジングの発生がみられた。更に出力を上げ4日間、上段 710W/cm, 下段 847W/cm で運転したが破損に至っていない。2日目の照射により、ペレット中間部で 0.66%, リッジング部で 0.82% の周歪がみられた。追試として、より素を添加して実験すると同様の条件で破損し、より素と水を添加した場合は破損しなかったと述べている。動力炉にみられる長期低出力運転後の急激な出力上昇がもたらす燃料棒破損に、核分裂生成物が関係した応力腐食割れの影響が強いと結論づけている。

GE は、1973 年迄の 3 年間に、GETR で 40 以上の実験を行っている。これは、被覆管のスクリーニングテストで、各種パラメータをかえた被覆管により素を応力腐食促進剤として添加して照射し、各種のパラメータの効果をみようとするものである。また照射済の被覆管(被覆管単独で照射したもの及び、使用済燃料棒からペレットを抜きとったもの)に新 UO<sub>2</sub> ペレットを入れてランプ試験に供し、これでは燃料は破損に至らなかったことを報告している。

最近行われている PBF の IE 実験(Irradiation Effect Test)も、この種のデータを提供してくれるものと期待される。IE-1 では、Saxton 炉で 16,000 MWd/MTU まで照射した 4 本の PWR 燃料棒を供試している。<sup>112)</sup> EP 圧測定などの目的で、上部端栓をホットセルで計装付のものと交換している。FP 内圧は、ヘリウムとアルゴン混合ガスで模擬している。PWR 条件下でこの 4 本の燃料棒を 240W/cm から、440W/cm/min の高速で 640W/cm に上昇させ約 1 時間放置したが、燃料棒 4 本はいずれも破損に至らなかったという。供試に先立った輸送や計装の取り付けなどの準備の段階の燃料取扱いがあったにも拘らず、ランプ試験で破損に至らなかった事実は注目される。供試前の燃料棒内に残留しているより素の有無については、特に報告されていない。

これら一連の実験結果は、いずれも被覆管の照射損傷以外の要因が、出力ランプ試験下での PCMI による燃料破損の原因に関係していることを示めている。核分裂生成物の蓄積が媒介する被覆管の応力腐食割れに、その要因を求める傾向にこの種の実験が大きく貢献しているといえよう。

### 3.2.3.3 出力サイクル試験

燃焼度の高い燃料が、それ以前にあまり経験していない高い出力に、ある限度以上の速さで出力上昇させると、過渡の PCMI が生じ、応力腐食などが重って燃料が破損に至る。この現象を研究するために行われる試験が、今まで述べてきた出力ランプ試験である。

これに対して、燃料棒の出力をある周期で上下させる試験を出力サイクル試験と呼ぶ。出力ランプ試験との対比を第 17 表に示す。この種の試験例を第 18 表にまとめて記す。LWR 用の燃料で

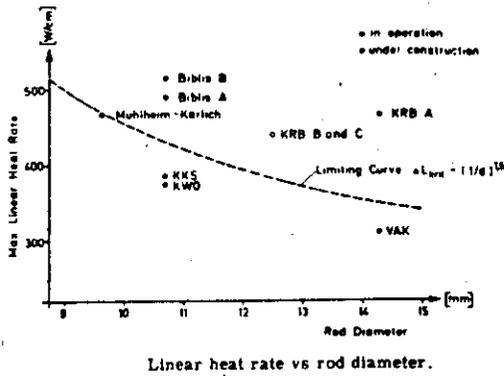
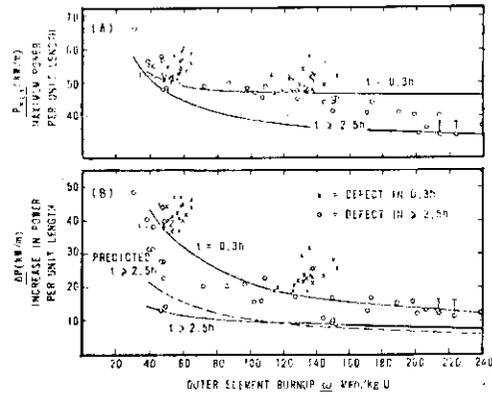


図20 燃料棒径と許容出力<sup>71)</sup>



Data enabling determination of the threshold values of  $P_{max}$  and  $\Delta P$  as functions of burnup and time. The dashed line in Fig. 1B was extrapolated using data of 784 elements boosted above the threshold  $P_{max}$  for a time of 0.3 h. We consider this curve no less valid than the continuous line drawn beneath all the data points for  $t \geq 2.5$  h, with which there is reasonable agreement.

図21 CANDU型燃料の出カランプ<sup>7)</sup>試験下の挙動<sup>79)</sup>

Studsvik  
AN ATOMENERGI SWEDEN

SCHEMATIC OVER-POWER RAMP TEST PROGRAM (REV. 15 APRIL 1975)

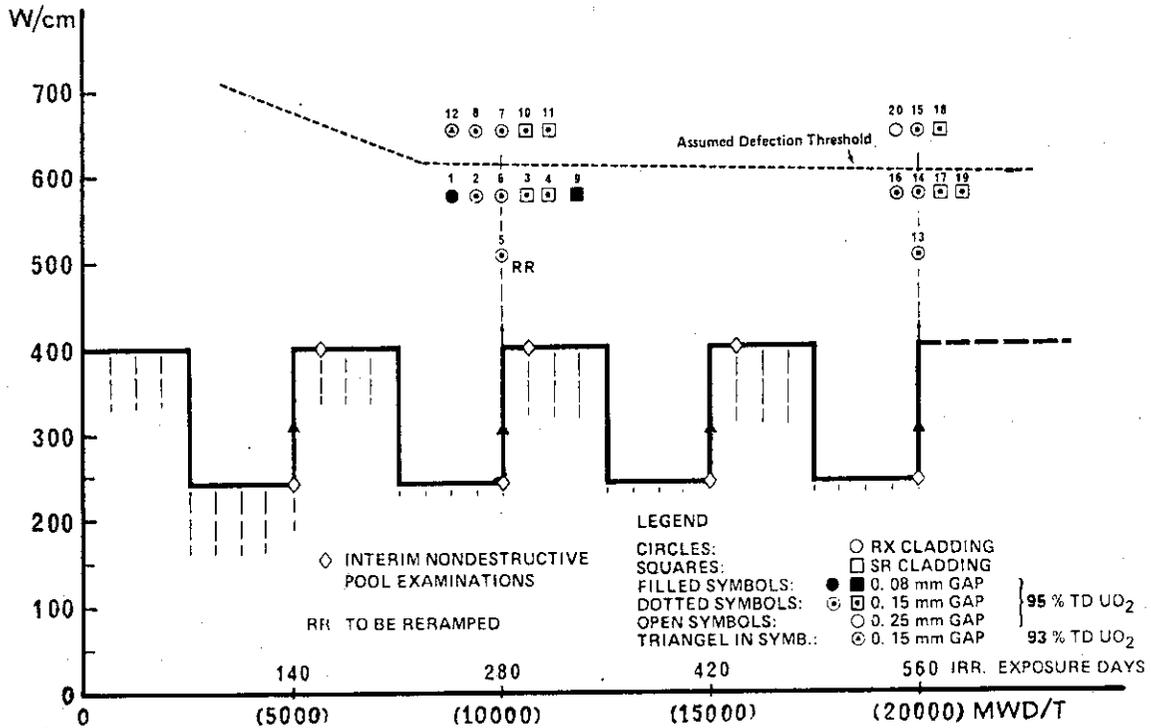


図22 インタランププロジェクト実験計画

第17表 出力ランプ試験と出力サイクル試験の比較

名 称	試 験 方 法	対象となる動力炉での現象
出力ランプ試験	低あるいは中出力レベルから高出力レベルへと燃料棒の局所的な線出力密度を急上昇させる。 その最終的な高出力レベルとは、燃料の設計限界値内であるが、該当燃料棒は初めて到達したかあるいは燃焼度のごく低い時代に経験しそれ以後十分の時間の経過したものである。	1. 燃料交換や位置換え後の原子炉の再起動 2. 長時間低出力運転した後の再起動 3. 重水炉で出力運転時の燃料交換 4. BWRで特別な注意なしに行なわれた制御棒位置かえ
出力サイクル試験	高、低出力レベル間を数時間乃至日の時定数で周期的に燃料棒の局所的な出力を変化させる。その高出力とは供試燃料棒がかって体験したことがあるものである。	1. ロードフォロ-運転時の日変化

第19表 穴あき燃料の出力サイクル試験 (WAGR)<sup>95)</sup>

Power Cycling Behavior of Pin with 0.2-in. Pore Pellets

Coolant Pressure (MN/m <sup>2</sup> )	Cladding Thickness (mm)	Rating (W/g)	Power Ratio	Cycle Program	Number of Cycles	Status	Burnup (MWd/MT)
2.76	0.25	17	2:1	$\frac{1}{2}$ h high 10 $\frac{1}{2}$ h low	41	Failed	1424
2.76	(1) 0.25	20	2:1	(1) 7 d high 7 d low	(1) 83	Failed	15600
	(2) 0.38			(2) 2 d high 5 d low	(2) 87	Continuing	15800
2.76	0.38	21	4:3	5 $\frac{1}{2}$ h high 1 $\frac{1}{2}$ h low	1715	Continuing	13900
2.76	0.38	21	2:1	$\frac{1}{2}$ h high 10 $\frac{1}{2}$ h low	116	Failed	670
4.14	0.38	17	1.7:1	2 h high 4 h low	654	Failed	2500
					1037	Failed	--
6.90	0.38	22	2:1	2 h high 4 h low	360	Failed	3800
6.90	0.38	20	2:1	2 h high 4 h low	580	Failed	5900

Can temperature constant at 750°C.

第18表 出力サイクル試験

Reactor	HFR	KWO	R-2	SGHWR	HBWR
Active Length, mm	330	290	300	3,590	500
Cladding Material	Zr-4	Zr-4	Zr-2	Zr-2	Zr-2
Dimensions, mm	O.D I.D 10.7φ, 9.3φ	O.D I.D 10.7φ, 9.3φ	O.D I.D 13.3φ, 12.66φ	O.D I.D 15.0φ, 13.73φ	O.D I.D 14.1φ, 12.7φ
Fuel Density, g/cm	10.52	10.35	10.5	10.6	10.5
Diametral Gap,	100	250/160/80	100/70	180	70
Pre-pressure, kp/cm	1	1/21	1	1	1
Outside Pressure, kp/cm	159	147	59	67	34
Max. Surface Temp., °C	348	342	Cooling Water 240~250	307	Cooling Water 240
Rating Low/High, W/cm	290/570	150~300/400	0/100%	70/100%	225/390
Timing for Low/High Power	6/2 hrs	6/6 hrs	5/55 min.	6/18 or longer hrs	1), 3) 10min./10min. 2) 9hrs/14hrs
Number of Cycles Performed	400	880	5900	204	4) 6hrs/23hrs 1), 10, 2) 1.5, 3) 10 2
Total Irradiation Time, day	150	600			
Avg. Burnup, Mwd/MTU	8,000	30,000	12,000		1), 2) 1,600 3), 4) 4,000
Failure	No	No	No	No	No
Experimental Devices	1 fuel rod in a boiling water capsule irradiated at the pool side facility of the HFR. Horizontal movement of the capsule afforded the power cycling.	8 fuel rods axially moved by a control-rod drive.	4 rod bundle in a boiling water loop. Power cycling afforded by the vertical movement of the bundle.	The whole core of the SGHWR was subjected to this power cycling.	IFA-229, an over-power-to-failing was used. Changing the gas pressure of <sup>3</sup> He, strong neutron absorber, could afford the local power change.
Reference	8), 84)	9), 94)	67)	50), 87)	133)

は、1回の出力ランプ試験で破損する燃料棒の実験例が比較的多いのに対し、定格出力以下での出力サイクル試験では、破損した例が少ないのは注目されよう。これに対して、AGR (Advanced Gas Cooled Reactor) の場合では、中実ペレット燃料を使用した時は定格  $24\text{W/g}$  ( $540\text{W/cm}$ ) に対して  $2\text{W/g}$  ( $45\text{W/cm}$ ) 以上の出力上昇を与えると、平均40%の割合で破損するとい<sup>95)</sup>う。一方ペレットの中央に  $5\text{mm}\phi$  の穴をあけたペレットは、急速な出力上昇時に生じるFPガスバルブによる燃料のスエリングを、冷却材の外圧によるクリープ変形により容易に相殺することができるので、この種の出力変動に対して強いことをWAGR (Windscale Experimental AGR,  $3.19\text{MWe}$ ) で実験的に確かめて<sup>96)</sup>いる。この結果を第19表に示す。AGRの燃料は、ステンレス鋼被覆であり、表面温度が最高  $850^\circ\text{C}$  と高いので、LWRの場合にくらべると被覆材はより靱性が高く、応力腐食の可能性は少ないといえよう。今後、出力ランプ試験とあわせて、出力サイクル試験も行われると考えてよいであろう。

### 3.2.4 局所出力変化装置と沸騰水キャプセル

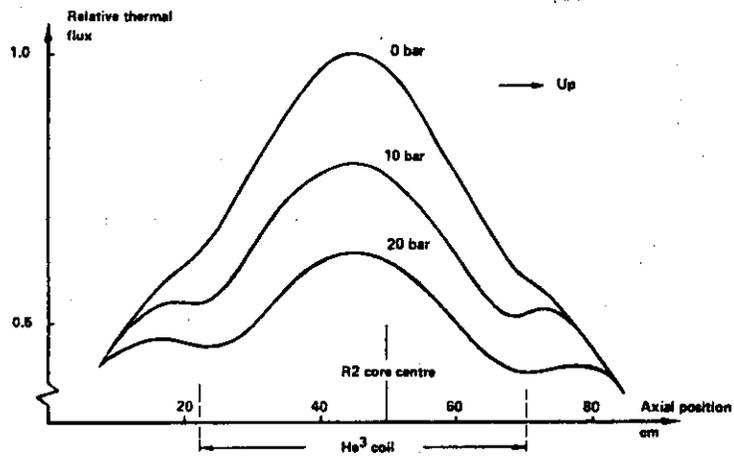
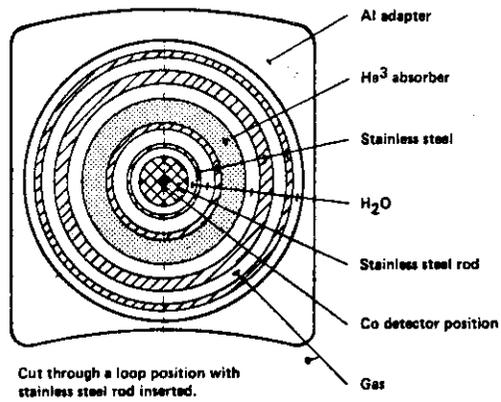
第14, 18表に示したように、出力ランプ試験や出力サイクル試験の実施に当って、材料試験炉の占める役割は大きい。両試験において特徴的な実験装置は、供試した燃料棒の出力を、所定のプログラムに沿って局所的に変化させる装置である。

この方法としては、次に述べるような諸種の方法が採られている。

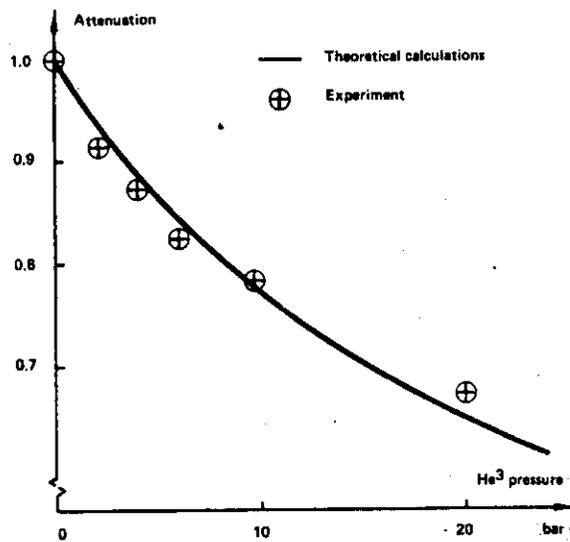
- (1) 燃料棒の炉心に対する相対位置を機械的に変化させて、出力を変化させる。ループ内で燃料棒の位置を上下に変化させる例 (R-2, WAGR<sup>67)</sup>) と、ブールサイドファシリティでリグごと水平方向に変化させる方法 (GETR, HFR<sup>20)</sup>) などがあ<sup>94, 95)</sup>る。
- (2) 炉心有効長部に、インコネルなどで出来た細管をスパイラルに巻き、その中に充填した中性子吸収材  $^3\text{He}$  の圧力を変化させる方法 (R-2, HBWR<sup>97)</sup>)<sup>80)</sup>
- (3) 銀、ハフニウムなどの固体ポイズンカーテンを、燃料棒のまわりに上下させる方法 (HBWR<sup>89)</sup>)
- (4) 原子炉の出力そのものを変化させる方法 (SGHWR, R-2, FR2-DIDO<sup>50)</sup>)<sup>67)</sup> <sup>92)</sup>

また、動力炉で行われた実験では、制御棒駆動機構に4本の燃料棒からなるバンドルをつけて、炉心への出し入れをして出力を変化させた例 (KWO<sup>6)</sup>)、燃料交換機を使用して、燃料バンドルの位置を出力運転下で変える方法 (Pickering<sup>61)</sup>) などが採られている。

これらの中で、最もエレガントな方法は、 $^3\text{He}$  を使った実験装置であろう。<sup>80, 97)</sup> R-2 の場合は、内径  $2.2\phi$  のステンレス細管を、HBWRでは  $1.5\phi$  のインコネル細管を使用している。この細管を炉心有効長部にスパイラルに巻き、その中央に試料を挿入する。細管内の  $^3\text{He}$  の圧力を  $0\sim 20\text{bar}$  まで変化させることによって、出力を  $100\sim 67\%$  に変化させることができる。この時の反応度効果は、R-2では  $55\text{pcm}$  に当り、炉周期は  $100\text{秒}$  に相当する。この結果を図23に示す。HBWRの方式も同様である。こゝでは、図24に示すように、最初は  $^4\text{He}$  で置換した  $^3\text{He}$  をそのまま排気系統に棄てる方式を採っていたが、 $^3\text{He}$  が高価なこと、あるいはトリチウム放出の問題があることから現在は、閉ループ方式に改めている。この種の装置は、ヘリウムガスコイルを巻くので除熱とスペースに問題があり、高々4本程度の燃料棒しかその中に挿入することができない。しかし、この方法は、連続的にしかも局所的に供試燃料棒の出力をかえることができる点で、この種の実験装置の中では秀れた方法といえよう。



Axial thermal flux distribution for three different  $^3\text{He}$  pressures.



The attenuation measured by cobalt detectors as a function of  $^3\text{He}$  pressure.

図23  $^3\text{He}$ の圧力変化に伴う出力の変化<sup>97)</sup>

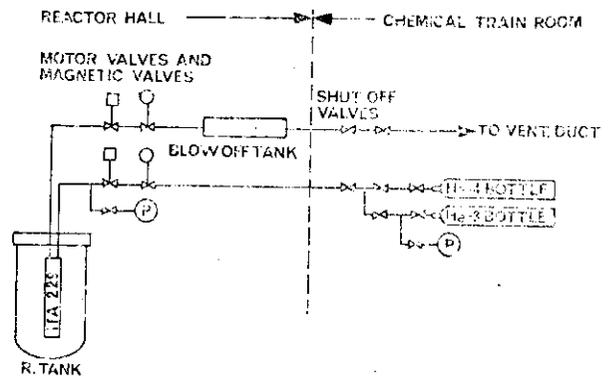
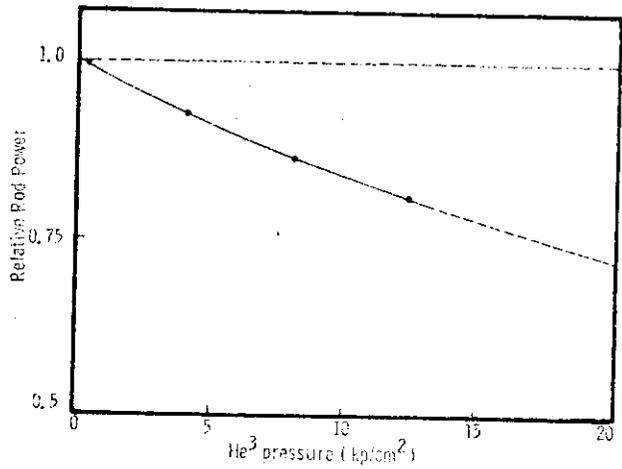
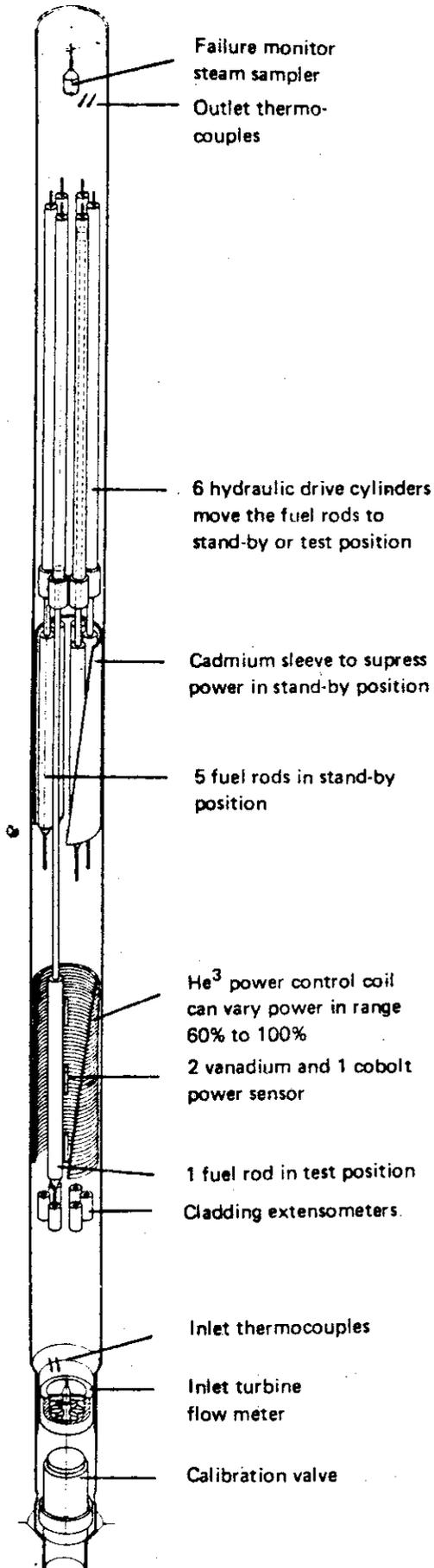


図24 HBWRの局所出力変化装置<sup>80, 93)</sup>

第20表 代表的な沸騰水キヤプセル例

原子炉名	熱出力	キヤプセル名	圧力	除熱能力	燃料試料	冷却方式	耐圧管	主要実験項目	文献
GETR	50MW	PCWC (Pressurized Cooling Water Capsule)	70.3 k <sub>p</sub> /cm <sup>2</sup> (ヘリウムガス加圧)	50 kW	15.2φ×910mm 1本バンドル	自然循環チムニ -方式	304S.S.	スェリング(4~6年間の長 期照射) PCMI (RAFT: 横駆動照射 実験装置とくみ合わせ, 出力 変化)	20)
FRJ 2			131 (ヒータ加圧器)	max 1,033 W/cm ただし, 冷却水入口 温度, 流量は30°C, 0.5 kg/sec	10~14φ×610 1本バンドル	steam bubble stabilizer 付き 自然循環方式	耐食アルミニウム合金 AZMg3	パイパック, ベレット, UO <sub>2</sub> 燃料の高燃焼度下での挙動研 究	99)
HF <sup>2</sup>	45	BWFC (Boiling Water Fuel Element Capsule)	70	max 800 W/cm		同上		PCMI (ブールサイド・フ ァシリテイで, キヤプセルの 照射位置を変化させる)	101)
DR3	10	HP 1 HP 2	150 80	55 kW 40 kW	9~15φ×600 ~18φ×400	同上 自然循環チムニ 方式	耐食アルミニウム合金 AZMg3, シルカ12 ステンレス鋼	動力炉環境下での照射実験	100)
R-2	50	BOCA (Boiling Capsule)	86	~80 kW	12.5φ×400 4本バンドル	同上	ステンレス鋼	インタランブ・プロジェクト ランブ試験のための予備照射	102)
HBWR	12	High Pressure Rig	151 (設計圧200 atm ヘリウム加圧)	>23 kW (75 k <sub>p</sub> /cm <sup>2</sup> )	11~14φ×400	同上	ジルカロイ, インコネル (メタル-Oリング)	PWR条件下でのPCMI (ダ イアメータ・ゲージ, 被覆伸 び測定LVDTなどを利用)	103)

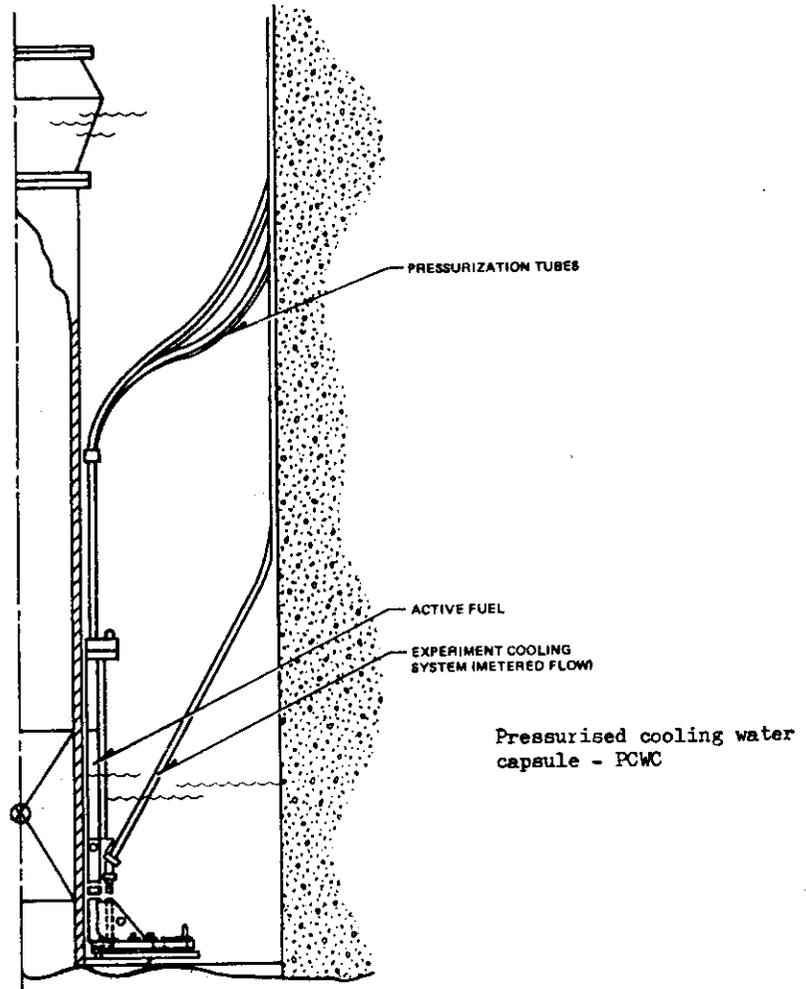
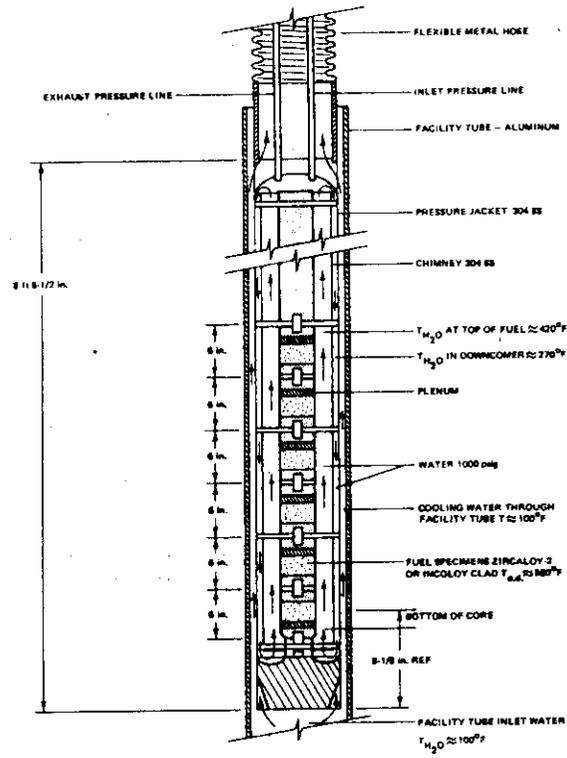
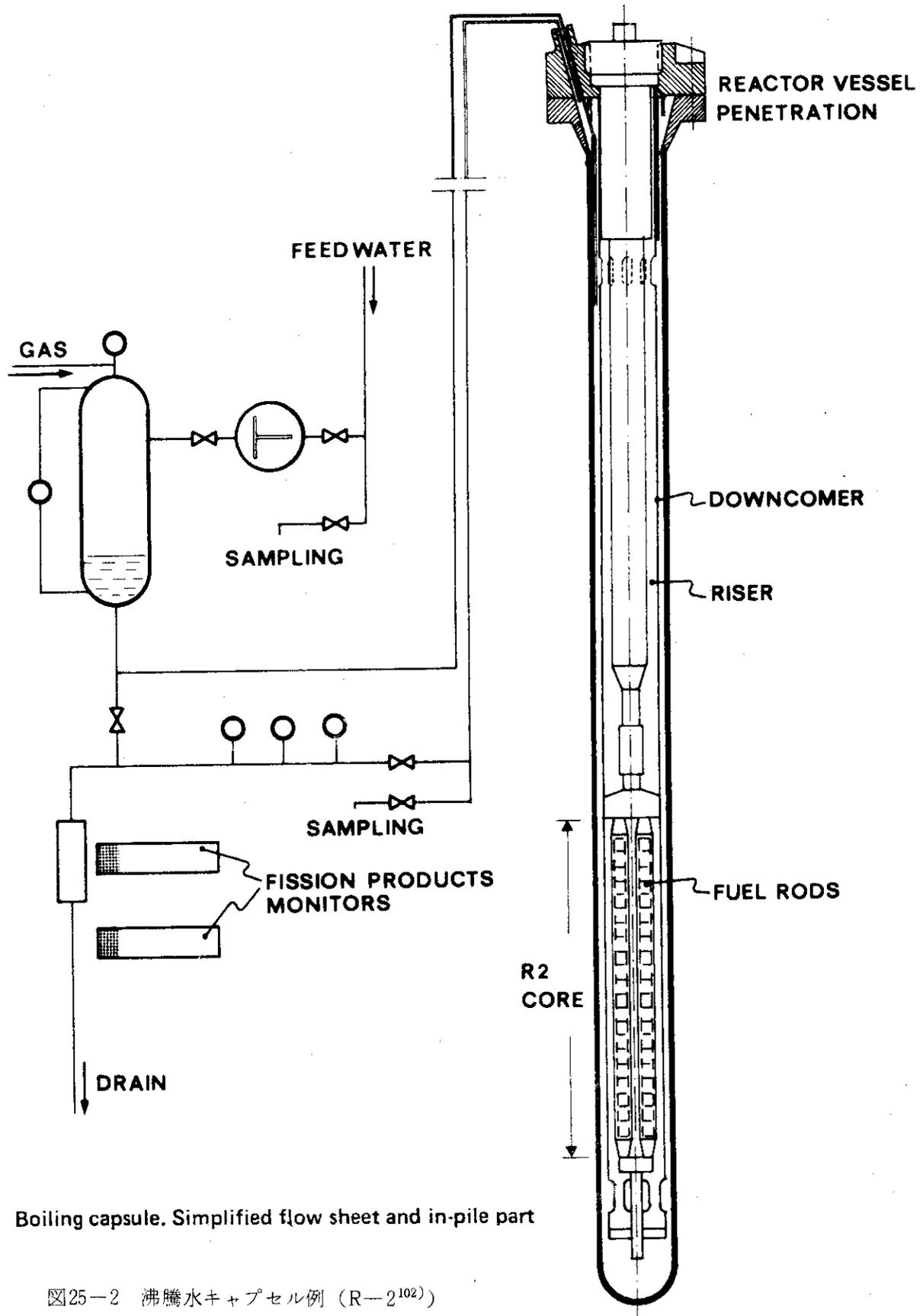
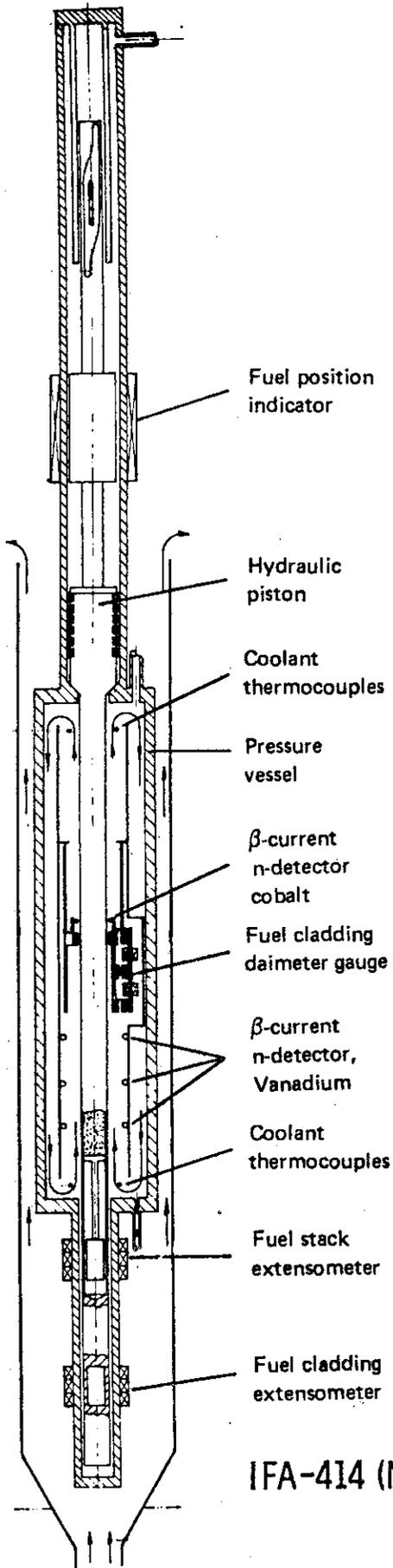


図25-1 沸騰水キャプセル例 (GE TR<sup>20</sup>)



Boiling capsule. Simplified flow sheet and in-pile part

図25-2 沸騰水キャプセル例 (R-2<sup>102</sup>)



Fuel position indicator

Hydraulic piston

Coolant thermocouples

Pressure vessel

$\beta$ -current n-detector cobalt

Fuel cladding diameter gauge

$\beta$ -current n-detector, Vanadium

Coolant thermocouples

Fuel stack extensometer

Fuel cladding extensometer

The high pressure rig permits studies of fuel/cladding interaction at temperature and pressure conditions representative for PWR's.

The pressure in the pressure vessel is controlled from an external system, while the temperature is determined by the power in the fuel and heat balance to the surroundings.

The fuel pin, which is replaceable, can by means of an externally controlled hydraulic cylinder be moved up and down passed a diameter gauge head for diameter profile recording along two different generatrices simultaneously. In addition, the rod is rotated 60° at each end of the stroke.

With the rod in bottom position, fuel stack and cladding length changes are monitored with extensometers.

IFA-414 (N) Schematic drawing of high pressure rig

図25-3 沸騰水キャプセル例 (HBWR<sup>103</sup>)

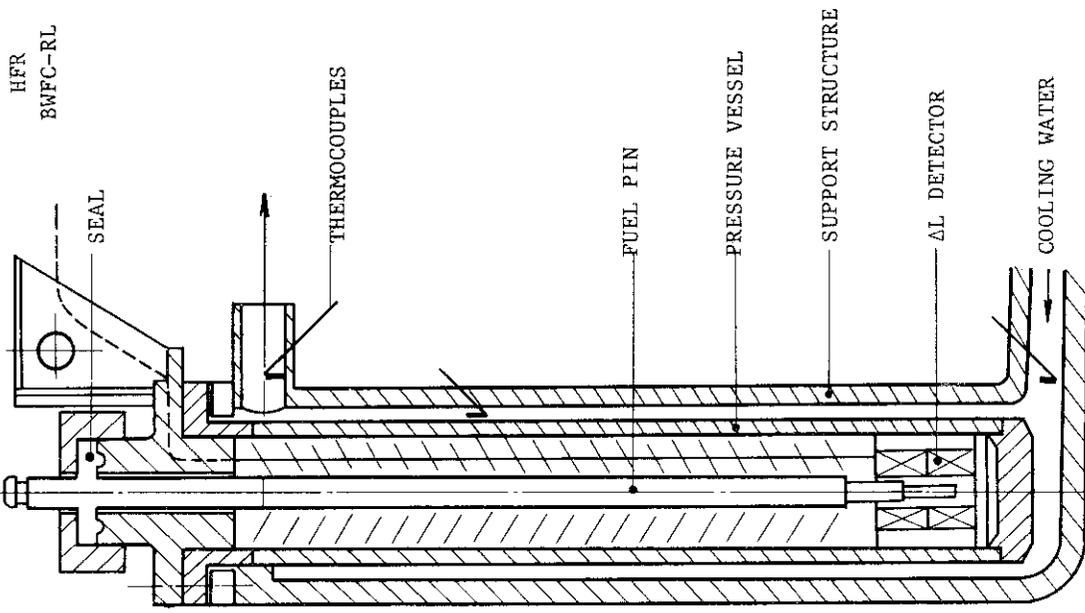
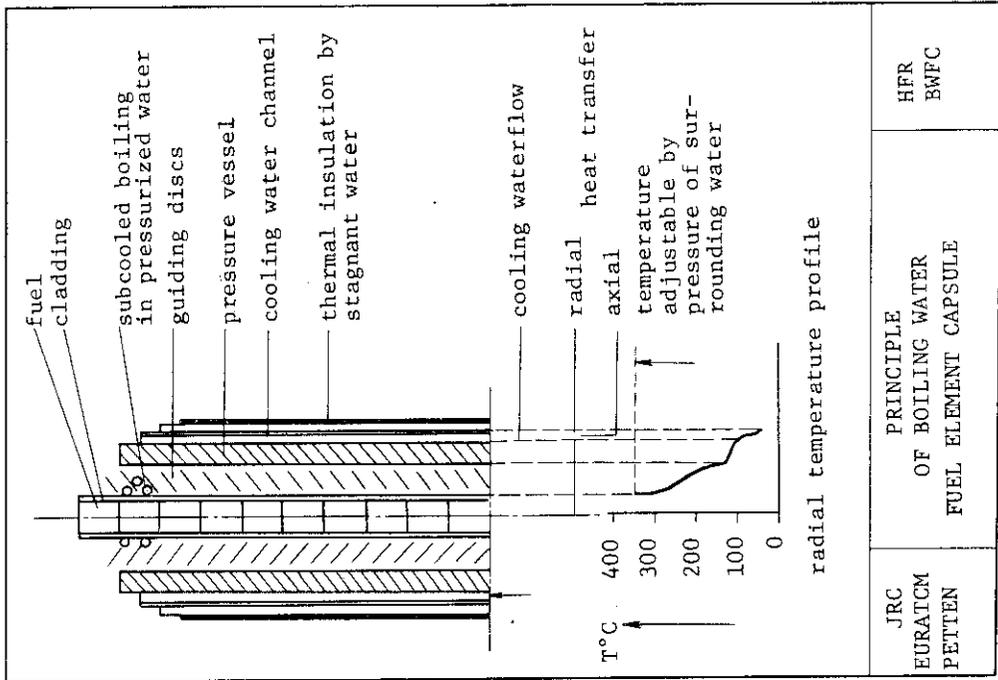
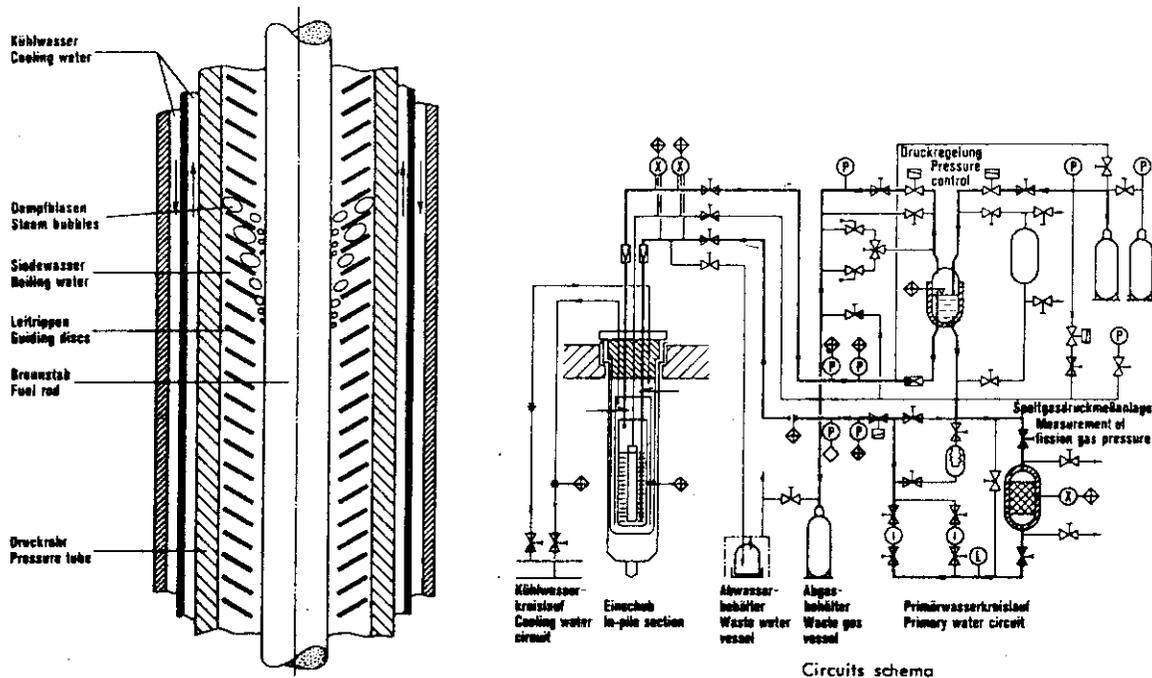


図25-4 沸騰水キヤプセル例 (HFR<sup>101</sup>)



Fuel rod cooling by boiling pressurised water with steam bubbles stabiliser

図25-5 沸騰水キャプセル例 (FRJ-2<sup>99</sup>)

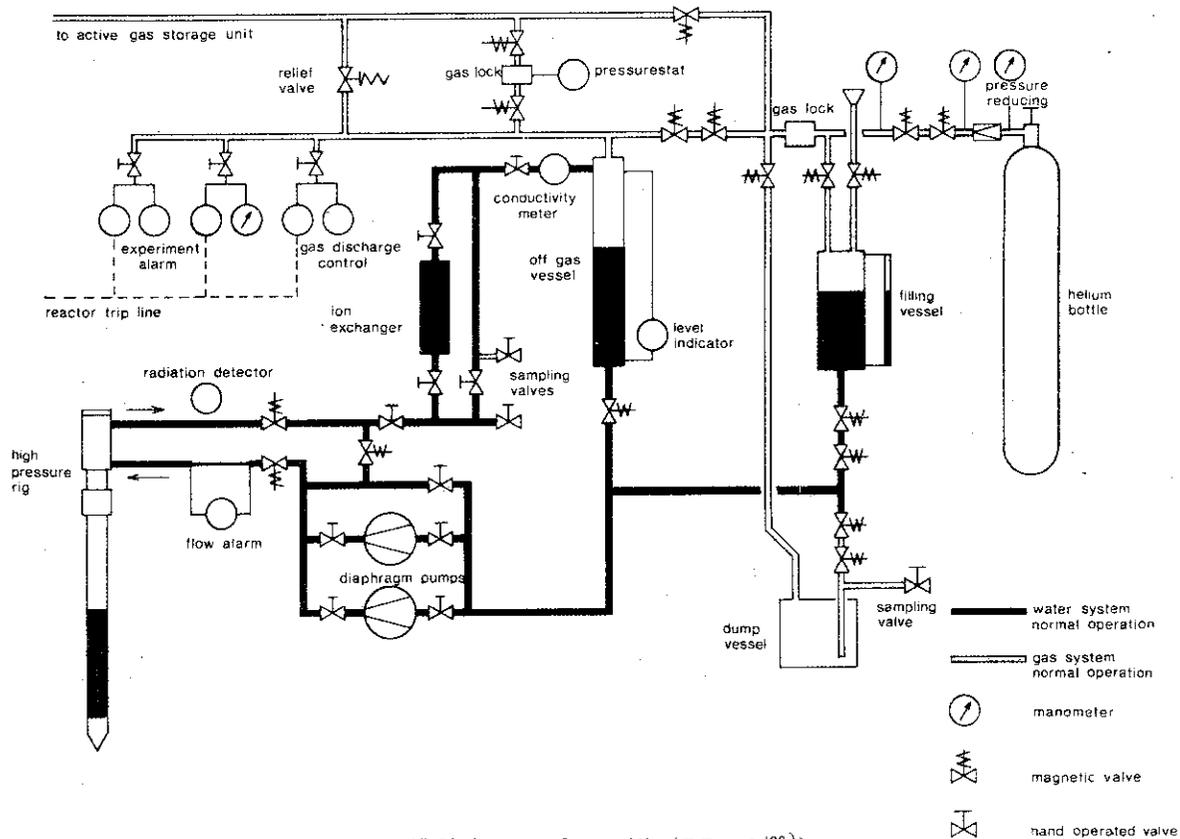


図25-6 沸騰水キャプセル例 (DR-3<sup>100</sup>)

PCMIは燃料燃焼度に依存する所が大きいので、精巧な炉内計装や前述した局所出力変化装置他に、該当燃料棒を所定の燃焼度まで定められた運転条件下で到達させる(incubation)ための装置が必要である。この目的に動力炉そのものを理用した例もある。即ち、Agesta PHWR(10 MWe)で照射した燃料棒をR-2<sup>75,76)</sup>で、KWO, KWWで5~6,000 MWd/MTUに到達した燃料棒を、HFRでランプ実験に供した例<sup>9,94)</sup>などがその部類である。低温低圧の材料試験炉や実験炉で、このような照射を行うには、動力炉の環境を模擬したループを使用する方法もあるのは勿論である。<sup>85,86)</sup>しかしこの方法は、きわめて高価である。

これにかわるものとして、最近では高圧リグあるいは沸騰水キャプセルと呼ばれる自然循環冷却方式の装置が多用されている。この装置の最大の利点は、ループにくらべてその建設費がはるかに安価なことである。また、炉外セクションとの連結が非常に簡単であるから、炉内セクションの炉心装荷位置を適当に変えてやることによって、照射条件を選択することも可能である。一般に炉外セクションは、主として圧力制御系統と、小流量循環による冷却水の精製及び被覆の破損検出用の系統からなりたっている。系統の加圧には、電熱式の加圧器をつかう例もあるが、多くはヘリウムによる直接加圧方式が採られている。第20表に、現在使用されている代表的なものの例をまとめる。また、代表的なものを図25に示す。第20表記載例以外でもBR-2(ベルギー、スイミングブル・タンク型材料試験炉73.5 MW)でも、1本の燃料棒を700 W/cmで照射できる沸騰水キャプセルを使用している。1965-72年までに10本製作され、主として混合酸化物燃料、プルトニウム燃料<sup>134)</sup>の照射実験に使用された。

第20表に掲げたように、この装置はこの種の目的以外の用途もあり、今後ますます多用されることになろう。

### 3.2.5 今後の研究課題

一時期、燃料費の低減を計るために、燃料の出力密度の向上、あるいは各種炉心構造材の量の減少などが考えられた時代もある。しかし昨今、主としてLOCA時の燃料挙動の安全性評価の観点から、燃料棒の線出力密度の低減が流行し、それを補償すべく燃料棒の径を細くすると共に、バンドル内の燃料棒配列数を増加させる試みが行われている。従って通常時の燃料挙動の研究では、第3表の第1項目、出力密度・燃焼度向上の中では、重点はより後者におかれてきている。

この燃焼度向上の分野では、現在問題となっているPCMIの他に特に、(i)UO<sub>2</sub>のスエリング、(ii)ジルカロイ被覆管の照射損傷に起因した機械的性質劣化、(iii)燃料・被覆管の化学的相互作用(内部腐食も含む)の3領域での研究が特に必要になってくると思われる。

UO<sub>2</sub>のスエリングは、従来軽水炉燃料の冶金学的寿命を定める重要な因子であるとして研究されてきた。そしてその対策として、ペレットにディッシングしたり、初期密度の低いペレットを使用するなど、スエリングによる体積膨張を吸収する手段が採られてきた。しかし、昨今の焼きしまりとPCMIの問題は、初期密度の高い安定ペレットの採用、ディッシュなしのチャンファーペレットの採用などの方向へ進んでいる。気孔のモルフォロジとUO<sub>2</sub>のスエリングや気孔の収縮などの関係を、高燃焼度にわたって定量的に研究する必要がある。この際、熱応力によってペレットの割れが発生しないようにする他、相対的に数%以下の長さ変化を、きわめて高い燃焼度迄測定する技術が必要になってくる。

図10に、平均200~300W/cmで30~36GWD/tU照射された、非常に沢山の数の通常燃料体の照射後試験時の寸法変化がまとめてある。今後欲しいのは、これらの曲線の定量的、物理的な説明であろう。

被覆管の材料であるジルカロイの機械的性質の放射線損傷による劣化の程度を正しく推測すると共に、その劣化の機構を正しく理解して、より照射特性の秀れた新しい材料を開発して行くことが、更に安全性と経済性の向上した原子炉の利用に必要不可欠であろう。<sup>104)</sup>この種のデータの質的な向上を計るためには、多数のジルカロイ被覆管材料をできるだけ安価に、高いnvt迄照射する工夫が必要である。材料試験炉でこの種の実験を行うには、炉内オートクレーブ装置、沸騰水キャプセルなどの活用も必要であろう。

燃料・被覆管の核分裂生成物を介在物とした化学的相互作用に関しては、ステンレス被覆・混合酸化物燃料を使用した高速炉燃料の体系では、Cs, Mo, Teなどといった核分裂生成物によって、化学的相互作用が生じ、これがその寿命を定める大きな因子であることは良く知られている。これに比して、燃焼度のより低い現在のジルカロイ被覆・UO<sub>2</sub>型の軽水炉燃料では、特に現在問題となっているのは、前述したよう素などを仲介とする応力腐食による破損であろう。しかし、平均燃焼度の高い燃料の占める割合が高くなるに連れて、また平均燃焼度を更に高くしようと試みるに連れて、この種の新しい問題が生じてくる恐れがある。

これ以外に、混合酸化物燃料やトリウムサイクル燃料など、現在のUO<sub>2</sub>燃料以外のシステムの動力炉への適用に際しても、高燃焼度までの確性試験の他に、計装燃料によってこれら新しい燃料の挙動を調べ、UO<sub>2</sub>についてこれ迄積み上げてきた諸知識の範囲内で、これらの燃料の挙動を記述できるか否かを確認する必要があるといえよう。

### 3.3 事故時の燃料ふるまい研究

ATWS (Anticipated Transient without Scram), 中小事故時及びLOCAなどの仮想事故時に、燃料棒がどのようなふるまいをするかの研究は、原子炉の安全性研究の上できわめて重要である。これらの研究の大部分が、国費でまかなわれているのがその特徴である。付録1及び第1表に示すように、米国NRCの軽水炉安全性研究は、殆んどこの分野の研究に集中している。

ここでは、中小事故として典型ともいえるPCM (Power Cooling Mismatch) を対象に、如何なる実験が行われているかを紹介する。もう一つの事故RIA (Reactivity Initiated Accident) <sup>105)</sup> <sup>106)</sup>については、すでに星、石川らによってまとめられているので、ここでは触れていない。またPCM実験の紹介に続いて、LOCA研究に直接関係のある燃料の照射実験研究の現状をとりまとめる。

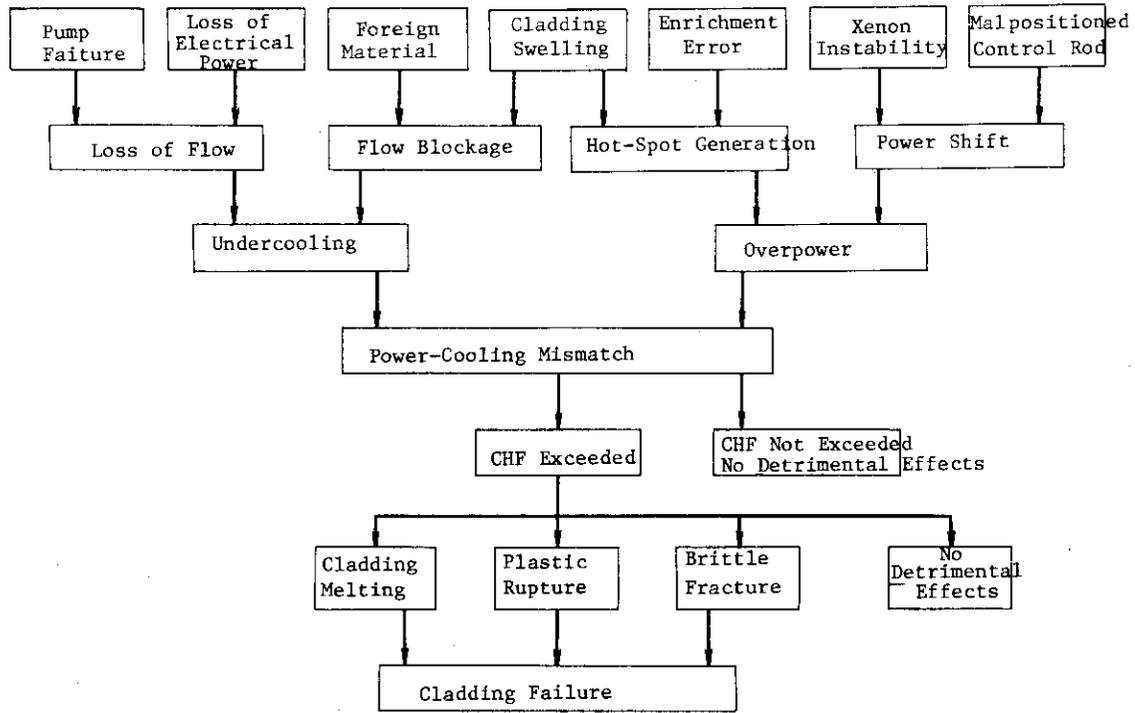
#### 3.3.1 PCM実験

##### 3.3.1.1 炉内PCM実験

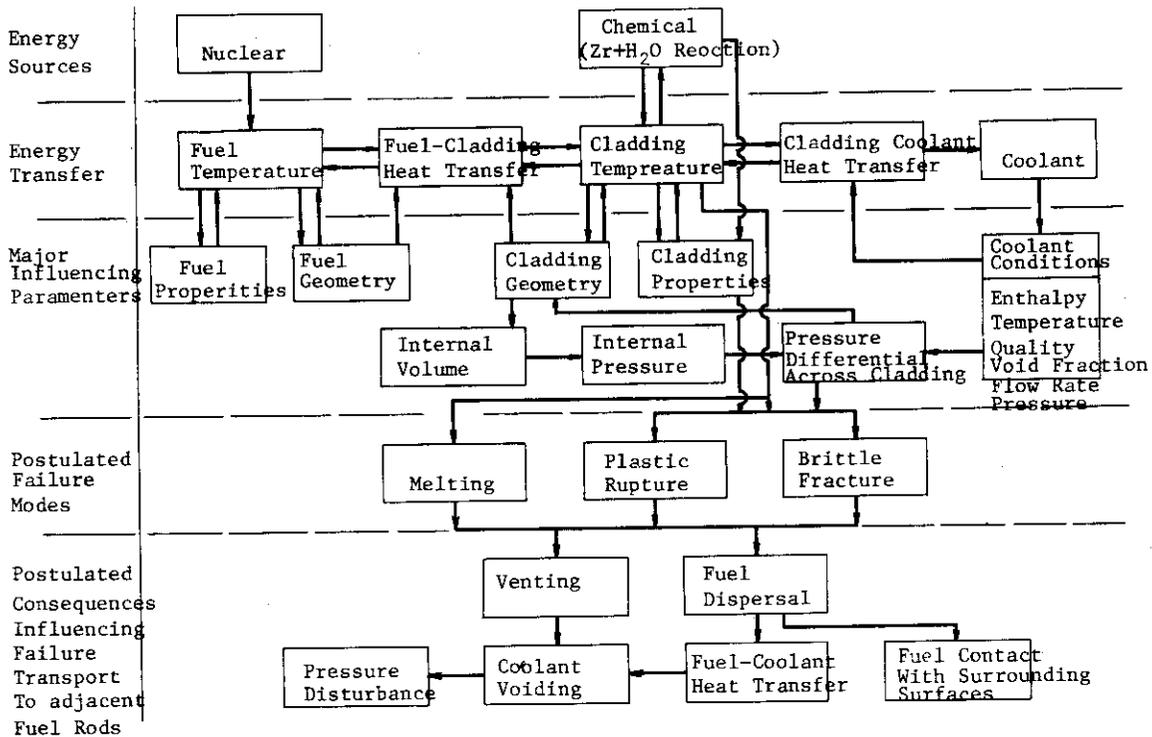
PCM事故とは、「過出力」及びあるいは「冷却不全」を起因として、原子炉の「出力密度」と「冷却能力」の平衡がくずれ、燃料が過熱されて破損するような事故である。

PCM事故のシーケンス及びそれに含まれる各種の現象を図26に示す。<sup>107)</sup>この種の事故はきわめて広範囲にわたっており、きわめて複雑である。

PCMが生じて燃料の冷却不全が生じた時、燃料が如何にふるまうかは冷却不全の程度によるの



Postulated PCM Accident Sequences.



Basic phenomena influencing a PCM accident.

図26 PCM事故のシーケンスと関連事象<sup>107)</sup>

は当然である。これを分類すると次のようになる。<sup>108, 109)</sup>

- (1) 被覆の表面温度は上昇するが、重大な支障に至らず、原子炉の運転を継続することができる。
- (2) 被覆材は機械的には安定であるが、金属・水反応によって酸化が進み、脆化する。
- (3) 被覆が塑性変形する。例えばペレット接合面やペレット間のアキシアルギャップ部で被覆がつぶれたり、内圧上昇によってふくれたり、あるいは不均一な発熱や冷却不全により、燃料棒が曲ったりする。
- (4) 被覆材の腐食進行速度が増大して、その結果ついに破損に至る。
- (5) 激しい温度の振動現象などが生じて、疲労破壊が発生する。
- (6) 被覆材が熔融して、燃料棒が破損する。

燃料棒の破損機構の面から、この複雑な現象を整理すると第21表のようになる。

この種の現象を模擬して行うPCM実験の目的は、Garlickによる<sup>110)</sup>

- (1) 限界熱流束を各種パラメータ（流量、入口サブクーリング、入口圧力、出力及び出力分布など）の函数として正確に推定する、
  - (2) 徐々に出力（あるいは流量）を変化させて発生する定常的なドライアウトの条件下で、被覆管の温度変化を推定する、
  - (3) 急激に出力が上昇したり、流量が低下した異常過渡時の被覆管の温度変化を推定する、
- ことであるという。

この種の実験は、炉外では勿論、非常に数多くの実験が行われていることはいうまでもない。しかし、炉内でも相当古くから実験されている。炉内実験として、これ迄実施された主要なものをまとめて第22表に示す。

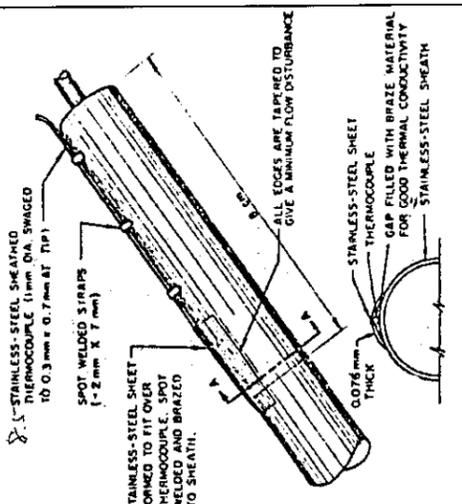
炉内実験としてこの種の実験は、最初にカナダのNRX炉でループを使って実施されている。これは、蒸気冷却炉の開発計画の一環であり、蒸気冷却下で被覆管の腐食特性を研究するのが当初の目標であった。<sup>111)</sup> もっとも、この1960年代の初頭から、軽水炉燃料の開発のために行われた各種照射実験の中に、明らかに燃料棒がバーンアウトして過熱され、破損した例が報告されている。<sup>112, 113)</sup>

カナダの実験に続いて、熱流束が限界熱流束を越えた時、如何なる挙動をするのかの実験が、GETRで行われている。<sup>114)</sup> この炉内テストセクション部を図27に示す。4本の燃料棒のうち、特に出力密度の高い1本だけが破損したが、その破損の程度は特に苛酷であるという程のものでないことが判明した。ほぼ同じ時期にハルデンHBWRでは、主として上述の(1)の推定モデルの検証のための実験を行っている。一連の炉内実験が行われ、その結果大クラスタ燃料集合体を別にすれば、炉外実験で求めたBeckerの式は、<sup>116, 117)</sup> HBWRの条件下でよく炉内データを予測するとしている。<sup>115)</sup> この実験を通じて、各種のバーンアウト検出器の開発が行われ、<sup>124)</sup> 炉内計装の飛躍的進歩を生んだ。今日ハルデンプロジェクトが誇る差動トランス型の各種炉内計装（被覆伸び測定器、燃料スタック長測定器及びダイアメータ・ゲージ）の開発はこの時に端を発している。HBWRの実験は、第22表中の他の全ての実験がインパイル・ループ実験であるのに対して、計装燃料シュラウド実験であることがその特徴の一つである。同炉では、更に短時間ではあるが、多数回にわたって燃料棒がドライアウト状態になることが破損に直結するか否かの試験も実施されている。<sup>130)</sup> 出力を定格（ピークで約410W/cm）に保った9本のBWR燃料棒の入口流量を、徐々に絞ってドライアウト状態を作る方法が採られた。供試燃料は686日にわたる照射の間に、81回、通算1,300秒間ドライアウト

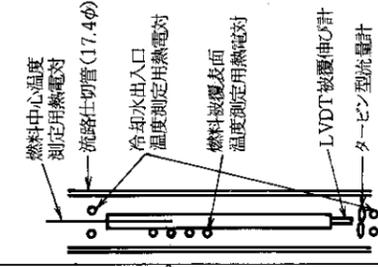
第21表 異常時の燃料ふるまい

破損の1次原因モード	発生する現象	現象に関する事項	燃料棒1本の破損	破損の伝播
1. 燃料ペレット溶融	イ. 燃料容積増大	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ water logged fuel では高温で <math>UO_{2+x}</math> が生じ、熱伝導度が下り、融点も下り、正常燃料よりもより溶融しやすい状態にあるといえるであろう。</li> </ul>	溶融した燃料による体積膨張、燃料マトリックス内のFPガス、パプルの熱膨張などによる急激な hydrostatic pressure の上昇が生じる。被覆管はふくれついに破損する。 溶融した $UO_2$ とガスの混合物を吹き出す可能性あり。	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 破損した燃料棒から hydrostatic Pressure などで押し出された溶融ペレットが冷却水を蒸気化する。この種の蒸気・燃料棒から放出される内蔵していたガスなどによって、スチーム・ブランケットを生じ、隣接する被覆管が過熱される。</li> <li>2. 破損した燃料棒のスエリング・パルニングなどで局所的流路閉塞を生ずる。隣接した燃料棒は破損した燃料棒の方へ曲り、さらに流路を狭め、過熱されたこともあわせて破損にいたる。</li> <li>3. 溶融した燃料の放出による隣接した燃料被覆管の melt through</li> <li>4. 曲った燃料棒とスペーサによる機械的力、流路閉塞や熱放射による隣接燃料棒の過熱。</li> <li>5. 溶融した <math>UO_2</math> と冷却水の急激な熱伝達による衝撃波の発生。</li> <li>6. 破損した被覆管の破片、溶融した <math>UO_2</math> や <math>Zr</math> ステンレス鋼など固化して、燃料の流路閉塞を生じて冷却不全を生じる。</li> </ol>
	ロ. Radial relocation, 中心孔の形成など		急激な出力上昇時には、高密度化した下部の燃料棒の体積上昇が上部の void 部に移行して吸収するのに間に合わず、被覆管が縦にさける。	
	ハ. ペレットの割れを通じて、溶融した $UO_2$ が押し出される。		hydrostatic pressure で押し出された溶融 $UO_2$ が直接被覆管に接し、melt through を生じる。	
2. 被覆管の過熱により、加速的な被覆管外表面の腐食の進行	イ. 過熱された被覆管表面に局所的にクラッドが沈積する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 原子炉の水処理、燃料アセンブリの設計などによる所が大きい。</li> </ul>	クラッドが沈積した部分の被覆管が過熱され、部分的に溶融したりしてこわれる。	
	ロ. 酸化による被覆管の脆化が生		被覆管の温度が $500^{\circ}C$ を越えると、酸化物中の酸素の金属への拡散速度が増し、急激に脆化が進む。熱流束の高い領域では、特に最初の酸化層の厚みが厚いとより急速に腐食が進行する。	
	ハ. 急速な hydriding の進行		ロ、ハ いずれの場合も被覆管の延性がなくなり、燃料スエリングやFP放出などによる内圧上昇などを吸収できずに、brittleに破壊されるのが特徴であろう。	
3. 被覆管の塑性変形	イ. 高温に過熱され機械的強度が弱くなった被覆管が、主としてペレット接合面などで collapse する。		ペレットが支えになるので、コラプスしただけで被覆管に穴があくに至らぬこともある。しかし、axial gap がある部分などでは、欠陥を生じることもあろう。	
	ロ. 被覆管の内圧の方が外圧より高くなると、被覆管のふくれを生じる。		著しくふくれると、ついには破裂して被覆管が破損にいたる。 また流路閉塞などを誘因し、新たな過熱の原因となる。	
	ハ. 燃料棒の曲り (pre-failure bowing)		熱応力やスペーサの拘束力、表面温度の不均一などで燃料棒が曲る。これによって局所的な冷却水の流れに外乱を生じ、局所的過熱を生じて被覆の溶融をきたす。	
4. 被覆管の溶融、低融点合金化	イ. 局所的な過熱 (1-ハ, 2-イなど) によって被覆管が融点に達し溶融する。 ロ. ジルカロイとステンレス鋼, ニッケル合金 (スプリング, スペーサグリッドなど) とで低融点合金をつくる。	<ul style="list-style-type: none"> <li>Zr-Fe 934 <math>^{\circ}C</math></li> <li>Zr-Ni 961 <math>^{\circ}C</math></li> <li>Zr-Cr 1,300 <math>^{\circ}C</math></li> </ul>	被覆が溶融すれば、直ちに燃料の破損が生じる。	

第22表 PCM 実験 一覧表

原子炉名	ループ	実験名	燃料棒		燃料棒本数/バンドル本数	体積	試験				実験目的	実験方法	燃料棒破損	燃料棒の計装	参考文献		
			外径×長さ	バンドル			重量速度	熱流束	圧力	クオリティ						破損温度	
NRX	X-4 (内径 37.4φ)	X-421	15.2×500	2×1	Zr-2 Zr-25%Nb	1.8~2.9×10 <sup>6</sup> kg/hr·m <sup>2</sup>	8.1~8.6×10 <sup>5</sup> Kcal/m <sup>2</sup> ·hr	7.1.3 kP/cm <sup>2</sup>	30w/o	400 700	蒸気冷却法時、貫流型核過熱炉の可能性を、燃料と冷却材の組合せで調べる。特にジルコニウムベネズ合金について、ドライアウト下での腐食特性を調べる。		X-422II, X-424IIで破損 同様のドライアウト発生(同位置)のT/C指示が300°C達し、燃料棒が曲る。ホットスポット側では、この曲りのため蒸気速度を落し、温度が上昇し破損に至る。	2本の熱電対を、ステンレス鋼被覆の燃料棒表面にプレッジングで取り付けている。 	111, 126)		
		X-422III		2×1	Zr-2	4.3~7.3			59		破損後の運転時間は3時間以内である。破損時に放出されるFPの量は通常のループ運転で生じた破損と同規模で、特別大きいということはない。						
		X-423		3×1	Zr-2, Zr-25%Nb	4.7~7.6			41								
		X-424I		3×1	同上	4.5~7.2			41								
		X-424III		1×1	Zr-2	5.7~6			58								
		X-433	1.52×500	3×3	304LS-S	4~8	2.8~1.0	64	30~60	<602	ドライアウト到達以後での被覆材の評価を実験的に定める。	破損せず	各バンドルの燃料棒先端近く、各5ヶ所ずつのT/Cを被覆表面に取り付ける。取り付けは、0.076 mm のステンレスファイバーT/Cの温度点を点着接し、そのファイバーを被覆表面にプレッジングで取り付ける。	126)			
		X-607I	878×270	7×1	Zr-2	1.5~1.8 (4.2~4.9 g/cm <sup>2</sup> ·sec)	10.3 (120 W/cm <sup>2</sup> )	65	52~4.3	>1,000 (~1,800°C)	ポンプ事故あるいは流路一部閉塞時等の、ジルコロイ被覆沸騰水冷却炉原子炉燃料の挙動を研究する。	破損は、2.5%フローに到達後、80秒経過してから発生した。バーンアウトの発生は、ほぼ予想どおりであったが、破損は出力密度の最も高い所から上方に伝播していた。ループヒーターで発生したパルク沸騰が流量低下時に予想外の冷却不全をもたらした。UO <sub>2</sub> 260g、ジルコロイ被覆の30%が冷却水に流出した。			135)		

原子炉名	グループ	実験名	燃料棒		燃料棒体		試験条件			実験目的	実験方法	燃料棒破損	燃料棒の計装	参考文献
			燃料棒外径×長さ	バンドル数×本数/シンドル本数	被覆管×材質×肉厚	重量速度	熱流束	圧力	クオリティ					
NRU	U-1	U-101	1.52×500mm	6×19	304S.S.×0.35mm	485~8.3×10 <sup>6</sup> kg/m <sup>2</sup> ·hr	6.9~9.6×10 <sup>5</sup> Kcal/m <sup>2</sup> ·hr	71 kg/cm <sup>2</sup>	35~45%	℃	(1) 出力上昇や流路閉塞によって発生する事故的なドライアウト時の被覆表面温度の測定 (2) ドライアウト到達後の長期定常状態挙動の観察	破損せず	14個の熱電対が、冷却水出口側から、下方10cm位置の被覆管表面に分布して取り付けられる。  24個の熱電対を、冷却水出口側の下方10cm位置の被覆管表面にとりつけ。	109)
			1.97×500	6×18	Zr-2	4.85	5.2	5.3	45~53	564	原子炉の出力を一定にしたままの状態、ループの入口流量を25gpmから18gpmついで下させる。23gpmでループの冷却水の放射能が平常の1.10倍となりスクラムさせた。5分間に2回流量を上げ、CHFをこえる状態をつくる。それ以後10日間は、MCHFR > 1.5で運転。	破損せず		
			1.38×500 (穴あきベレット)	6×36	Zr-4×0.55	2.3~4.85	0.7~1.03	68~102	35~100	650	破損せず	上3段の燃料バンドルは、上端より140mm位置に10個つづつ(304LS.S.S.-ス、Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 絶縁、1φC-A T/C非接地型)を、被覆管の表面にインダクション・プレージングで取付けてある。	123)	
GETR	ヘアピナル - ブ (GE)	Type I	1.45×650 (8~40φEUのウランを軸方向に分布させて出力平坦化をはかる)	4本のフロ - チューブ内に 1本づつの燃 料棒を装荷	Zr-2×0.75 304SS×0.6 (各2本づつ)	1.6 (3.3×10 <sup>5</sup> lb/hr·ft <sup>2</sup> , 23 gpm)	13.5 (5×10 <sup>5</sup> Btu/hr·ft <sup>2</sup> )	71	1,450	BWR条件下で、CHFを越えた燃料棒の挙動と破損モードの研究	炉心に直面した比出力が、最高のステンレス鋼被覆の燃料棒1本が、局所過熱で被覆が溶融した。他の3本には、過熱の痕跡はみえない。	燃料棒には計装はついていない。各フロ チューブの出口側に3個のT/Cがついていて、冷却水温をはかっている。被覆表面温度は、計算とPIEによる。	114)	
			Type II	1.45×650	1×1	Zr-2×0.75	2.7	13.5	71	1,090	破損はいたらなかった。しかし、36"長のうち、20"は過熱されている。			
SGHWR	グラスタル - ブ (133φ)	IE1701	1.59×3,660	1×36	Zr-2×0.64	2.3~3.6	15.8	53~67	600	(1) ドライアウト開始点の条件 (2) ドライアウト後安定膜沸騰を30秒以上継続 (3) トランジェント・ドライアウトの形成(150秒)	破損はいたらなかった。燃料棒上端から、3.05mm間隔で4段にわたる、合計30個の熱電対(インコネルス、Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 絶縁、1φC-A T/C)を被覆表面にインダクション・プレージングで取付けている。	110)		
			IFA 38 (各バンドルは中央1本のみ9.5φEU、他の6本は2.4φEU)	2×7	Zr-2×0.6	人口流速 0.18~0.35m/sec	8.3~12.7×10 <sup>5</sup>	28	38~48%	1,010℃	原子炉でのバーンアウト検出方法の確立。	上部バンドルのバーンアウト実験用9.5φEU燃料棒上方に0.3×1mmの穴をあけている。クエンチングがはかると思われ、局所的に酸化のはがれが生じている。バーンアウト検出器の計装用インコネルがシリカロイ化被覆し、940℃低融点合金をつくったため、破損したと考える。	115, 126)	

原子炉名	ループ	実験名	燃料棒			試験条件			実験目的	実験方法	燃料棒破損	燃料棒の計装	参考文献	
			燃料棒外径×長さ	バンドル本数×バンドル本数	燃料棒数×被覆管材質×肉厚	重量速度	熱流束	圧力						クオリティ
HBWR	(アルミシムラウド 70φID)	IFA-40 (各バンドルは、中央1本ののみ9.5φEU、他の6本は2.4φEU)	1396×824 mm	2×7	Zr-2×06 mm	入口流速 0.08~0.3m/sec	15×10 <sup>5</sup> kcal/m <sup>2</sup> ・hr (175W/cm <sup>2</sup> )	28 kp/cm <sup>2</sup>	57~89%	℃	<p>HBWR第3次装荷燃料体の熱水力設計の最適化</p> <p>入口水温 230℃で18回のバンドルアウト実験を行う。また200℃で15回行っている。</p> <p>バンドルアウト実験後 2900 MWd/MTMまで照射したところ、リークが検出され、炉からとりだされた。しかし、PIEのオイルバス法ではリークは検出されなかった。酸化膜は被覆外側、内側で最高3.5μである。燃料棒中心温度は&lt;2050℃</p>	<p>バンドルアウト検出器として、7個のLVDTが、上部バンドルの燃料棒につけられている。</p>	115, 129)	
PBF	(アルミシムラウド 519φ7)	IFA-157	1225×1500 mm	1×9 (3×3クラスφ)	Zr-2×08 mm	1.6~7.9×10 <sup>5</sup> kg/m <sup>2</sup> ・hr (44~220 kg/m <sup>2</sup> ・sec)	112 (130W/cm <sup>2</sup> )	28	41~78		<p>短時間に多数回のドラライアウトが生じた時の効果確認試験</p> <p>一定出力運転下で、インコンパルブを作動させ、徐々に入口流量を絞る。686FPD間に、81回(通算1,300秒、1回当り最長4.5秒)のドラアウトを体験し、ピークのバンドルアウトは3,000MWd/MTMに到達した。</p>	<p>5本の燃料棒に、絶縁ケーブルおよびLVDT型のバンドルアウト検出器をとりつける。後の方が応答が速いことが判明した。</p>	115, 130)	
PBF	IPT	PCM-20 8-1RS	107×914 mm (5.50psig 圧) (20φEU)	1×1	Zr-4×06 mm	4.97×10 <sup>5</sup> kg/hr・m <sup>2</sup> (102×10 <sup>5</sup> lb/hr・ft <sup>2</sup> ) (54 gpm)	2.36×10 <sup>5</sup> Kcal/m <sup>2</sup> ・hr (24.3kW/ft <sup>2</sup> )	146kp/cm <sup>2</sup> (2,080 psig, 入口温度 622°F)		<p>&gt;1,100℃ (1,400℃ ……念相)</p>	<p>1. CHF発生時の出力 2. CHF後の熱伝達モード 3. CHF発生条件の再現性 4. 軸方向被覆変形の出力、時間 5. CHFをこえたあと燃料棒の挙動</p>	<p>燃料棒中央部は著しく酸化している。2ヶ所にわたってブリットクラック現象が発生。ペレット・インタフェースに、沢山の被覆表面の凹みが発生している。UO<sub>2</sub>の放出はない。破損モードは、ゆっけりしたFFPによる燃料棒内圧の上昇によると思われる。 (*但し、1ヶ所は取出し中に発生。炉内では、下端より61cmの所で破損) 破損は被覆温度高のスクラム後に検出された。</p>	 <p>燃料棒中心温度 測定用熱電対 → 流路仕切管(17.4φ) 冷却水出入口 温度測定用熱電対 燃料被覆表面 温度測定用熱電対 LVDT被覆伸び計 → タービン型流量計</p> <p>被覆表面温度測定については、T/Cのシースが冷却フィンとして作用したため、指示測定値金相で求めたよりも約700°F(390℃)低い。</p>	120, 122)

原子炉名	グループ	実験名	燃料棒		燃料棒体		試験条件			実験目的	実験目的	燃料棒破損	燃料棒の計装	参考文献
			燃料棒 外径×長さ	バンドル数× 本数	バンドル数× 材質×肉厚	重量速度	熱流束	圧力	クオリティ					
PBF	IPT	PCM-20 CHF - Scoping Test	10.7×914 (2.5φEU)	1×1	Zr-4×0.6	487×10 <sup>6</sup> kg/ hr·m <sup>2</sup> (10×10 <sup>6</sup> lb/ hr·ft <sup>2</sup> )	187×10 <sup>5</sup> Keal /m <sup>2</sup> ·hr	147kp/cm <sup>2</sup> (19.3kW/ ft)		1. 1本の未照射PWR燃料棒について、CHF発生出力のモデル検証* 2. CHF発生条件の再現性と比較している。 * W-3, B&W-2, LOFT	冷却水条件を測定させてから15kW/ftより、1kW/ft/minに変化させる。10分間その出力を維持、最高19.3kW/ftまで。	燃料棒は破損せず。しかし、燃料棒は曲り、酸化されている部分がある。それがはげている部分がベレット接合位置の被覆が数ヶ所凹んでいる。	1. 圧力伝送器2(冷却水燃料棒入口) 2. タービン型流量計2(出入口) 3. 入口温度測定用CA T/C1 4. 出口温度測定用白金抵抗温度差計1 5. CA温度差計2 6. W-W5φRe, W-W2.5φRe 7. ジルカロイシース、被覆表面温度測定用T/C4 8. 1.5φ(W-W5φRe)燃料中心温度測定用T/C1 9. ストレンジージ(被覆破損検出用)1 10. L VDT (CHF検出と被覆伸び)1 11. 0.5φCo-Alフラクモモニタ1	122)
PBF	IPT	IE-Scoping test I	9.93×87.9mm	1×1	Zr-4×0.73	8.91×10 <sup>6</sup> → 36.5×10 <sup>6</sup> kg/ hr·m <sup>2</sup> (1.83×10 <sup>6</sup> → 7.5×10 <sup>6</sup> lb/ hr·ft <sup>2</sup> )	21.3×10 <sup>5</sup> (20.4kW/ft)	146		燃料棒出力を一定に保ったまま、流量を徐々に絞る。初期の5.2%に到達した時、膜沸騰が始まる。2分後、4.0%に絞った時、膜沸騰が燃料棒下方に広がるのが観察された。被覆管の表面は著しい酸化膜が形成されている。破損状況から判断して、破損伝播は多量に進行している。	下から全長の2/3の位置で約5.7cmにわたり、燃料棒が溶け始めている。この部分付近で燃料棒は中心部が溶融している。 被覆管の表面は著しい酸化膜が形成されている。破損状況から判断して、破損伝播は多量に進行している。	同上	91)	
GETR	Trail Cable Facility	№ 28 № 42 № 38	1382×170 (全長2.30) (4.5φEU, Xe filled)	1×1	304S.S× 0.51	14 (16.3W/cm <sup>2</sup> )	16 (18.7W/cm <sup>2</sup> )	71		BWR燃料棒の開発研究として、西独のAEGがGETRで照射した9.5本の燃料棒(照射時間10分~2時間)の結果からの報告である。事故時に発生した冷却不全である。(1961~1963年)	3本とも燃料棒の上半分が最もひどくやられている。特に破損状況は、№38が最も破損している。 破損が最も著しい。上端より約6.0%の部分の被覆が溶けている。溶けた被覆、UO <sub>2</sub> の流れたあとが中央部にはついている。殆んど2つに折れている。殆んど2つに折れている。UO <sub>2</sub> とステンレス鋼は反応していない。溶融したUO <sub>2</sub> 、被覆と冷却水との爆発反応はなかった。	冷却水と水温をC-A T/Cで測定しているのみである。	112)	

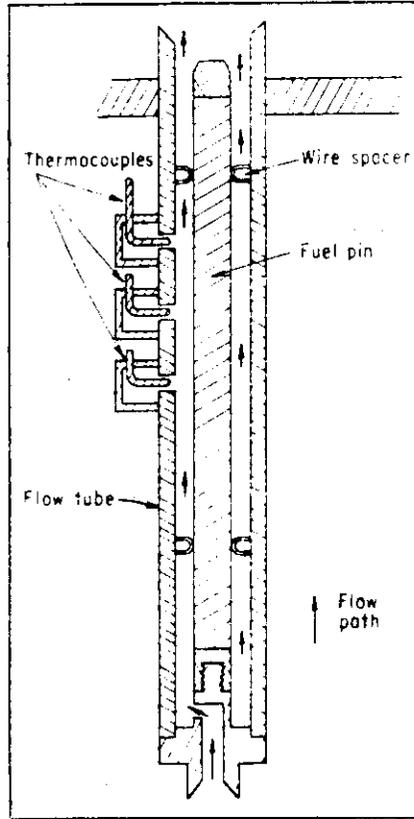


図27 GETRにおけるPCM実験  
テストセクション<sup>114)</sup>

状態を経験した。1回の最長時間は45秒である。最高30,000 MWd/MT Uの燃焼度に到達した時、炉外にとりだされた照射後試験が行われた。被覆材は最高約800°Cに到達していたが健全であった。しかし特に上部は著しい腐食生成物の付着がみられた。腐食生成物の厚さは、最高約0.5 mmにも到達している。

一方時代の経過と共にカナダでは、PCM実験の興味の対象がP 70の(2)に移行した。熱流束が徐々に上昇し、限界熱流束を越え、安定膜沸騰の領域に入った時の熱伝達率を求める実験がいくつか行われている。<sup>109, 123, 127)</sup> SGHWRで行われたループ実験も同一目的である。<sup>110)</sup> このSGHWRの実験は、被試験燃料集合体の規模に於て最大のものである。SGHWRのドライバ燃料集合体とは同一形状のものを、同炉中心のクラスタ・ループに挿入した後、人口流量を順次絞ってドライアウトを発生させている。ドライアウト回数は120回、通算15分に到達したが、被覆は破損に至っていない。35日間の出力運転後、炉外にとり出している。

昨年来開始された米国のPBFでのPCM実験は、PCM-20と呼称される。これは8グループからなる合計30の炉内実験から成る。<sup>107, 118)</sup> 第2表の時間計画が示すように、米国NRCの燃料安全性研究の炉内実験のトップを切るものである。その目的は次のとおりである。<sup>118)</sup>

- (1) PWRサイズの未照射燃料棒について、その出力密度が通常の運転領域を越えて、熱流束が限界熱流束以上になった時の挙動を調べる。
- (2) 各種の過出力、あるいは冷却不良の条件下で発生する燃料破損のメカニズムを解明し、また破損後の経過、挙動を調べる。

(2)はPCM-20の特徴の一つである。これ迄のすべての実験は、PCMによって意図的に燃料を破損させることを考えていなかったからである。

PBFの仕様は、第23表にまとめられている。<sup>119)</sup> PBFの炉内管は、PBF炉心の中心に配置された内径155mm、厚さ2.25mmのインコネル718製である。PBFの実験では、最大5×5のPWR燃料クラスタの試験が計画されている。また、4本の流路仕切管を図28に示すように、炉内管内に配置して同時に4回の1本燃料棒のPCM実験を行うよう計画している。この方式は、前述したGETRと同様である。

PBFで計画される諸実験のねらいが、軽水炉の各種事故時の燃料のふるまいを記述するコード(FRAP-T)システムの開発と検証にある。このため、こゝで実施される実験の計装は、きわめて重装備なものであるといえよう。これらの実験に利用される予定の炉内計装は、第24表のとおりである。<sup>107)</sup> すでに開始された諸実験から、例えばタービン型流量計のステンレス鋼ベアリング部の初期破損、燃料被覆表面温度測定技術上の諸問題点などが発表されており、この一連の実験と平行して各種炉内計装の開発の必要が説なえられている。

PCM-20の最初の実験8-1RSは1975年に実施されている。<sup>120, 121)</sup> この実験では、長さ36"の予圧型PWR燃料棒1本を使用している。図29に、その配置の模式図を示す。出力較正試験を行ったあと、冷却条件は一定のまま原子炉の出力をステップ状に上昇させ、4回の出力サイクル実験を行って、CHFを越える冷却不全状態をつくっている。4回目の試験で、線出力密度は2.43kW/ftに到達し、この状態を約5分間保持した。この間、被覆の表面温度の測定値は、激しく振動し、ついには原子炉の安全動作設定値1,500°Fに到達してスクラムした。スクラム後、燃料棒の内圧は、ゆっくりと上昇し、ついにはループ内圧の2,080 psigに到達した。これより燃料棒の破損が発生

第23表 PBF及びIPTの性能

EXPERIMENTAL ENVELOPE FOR OPERATION OF PBF<sup>[a]</sup>

Parameter or Variable	Design Capabilities and/or Limits
Max core steady power	40 MW
Max core power in shaped burst	1,000 MW
Max core power in natural burst	240 GW nominal for design burst <sup>[b]</sup>
Max duration for steady power operation	48 hr
Max power for initiation of shaped burst	100 kW
Max power for initiation of natural burst	30 MW nominal
Max duration at power for shaped burst operation	Variable depending on power level; eg, 1.43 sec at 1,000 MW; 3.0 sec at 500 MW; 15.7 sec at 100 MW; 36.0 sec at 60 MW
Max core fuel temperature for steady power operation	2,100°C nominal at 40 MW
Max core fuel temperature for burst operation	2,350°C without coupling; 2,460°C with coupling
Max core fuel enthalpy for steady power operation	1,780 cal/cc nominal at 40 MW
Max core fuel enthalpy for burst operation	2,040 cal/cc without coupling; 2,465 cal/cc with coupling
Max reactivity insertion for natural burst	2.39\$ initially, nominal for 2.5 msec period; 3.67\$ nominal for design burst upon verification of conservative coupling
Max reactivity insertion for shaped burst operation	4.5\$ nominal for 2,040 cal/cc peak core enthalpy
Max transient rod speed for natural burst operation	375 in./sec
Max transient rod speed for shaped burst or steady power operation	20 in./sec
Min asymptotic period for natural burst operation	2.5 msec initially; 1.3 msec for design burst upon verification of conservative coupling values
Max energy release for natural burst operation	1,450 MW-sec nominal for design burst; 1,750 MW-sec nominal for design burst with coupling
Max reactivity coupling from test fuel failure and/or test space voiding	Reactivity coupling plus reactivity inserted with control and transient rods shall not cause core fuel enthalpy to exceed 2,465 cal/cc
Min core shutdown margin	Greater than 8\$ for initial loading; at least 3\$ and greater than worth of a single control rod for future loadings
Min water head above core for transient or high power operation	1 ft below vessel liquid-full level
Max experiment fission power	2 MW
Max experiment Pu inventory	147 grams
Max test cluster size in reentrant IPT	45 typical PWR rods nominal; 21 typical BWR rods nominal
Max test cluster size (without flow)	76 typical PWR rods nominal; 44 typical BWR
Max fission product inventory in test fuels	That resulting at end of following operation history; 2 MW for 558 days, 42 days decay time; 2 MW for 48 hr, 7 days decay time
Max loop operating temperature	650°F
Max loop operating pressure	2,200 psig
Max transient source pressure within IPT	7,500 psi

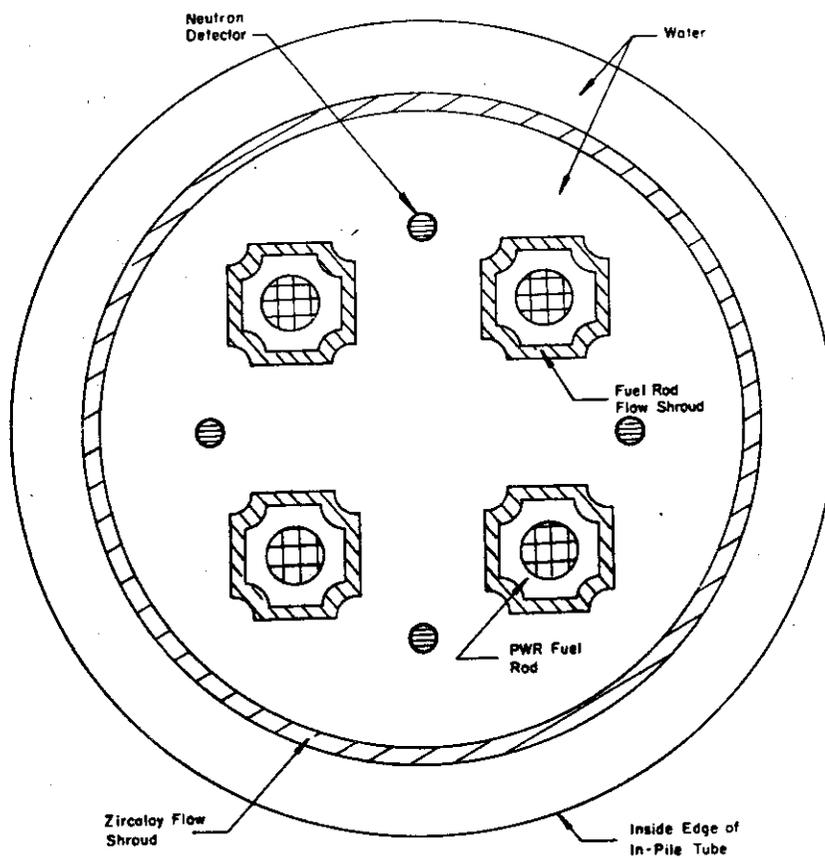
[a] Currently, PBF is authorized to operate only in the steady state mode at power levels less than 33 MW.

[b] Design burst is defined as the natural burst initiated from zero power that results in 2,040 cal/cc at the core hotspot. Nominally, this requires a 1.3 msec period burst initiated by a 3.67\$ reactivity step, with an energy generation of 1,450 MW-sec.

第23-2表

CONTROL RANGES FOR PBF LOOP COOLANT SYSTEM

Ranges of Coolant Parameters	
Flow	Static or 100 to 800 gpm
Temperature (test cluster outlet)	Ambient to 630°F
Pressure	Ambient or 50 to 2,200 psig
Control of Coolant Parameters	
Flow	+5 gpm at 100 gpm to +20 gpm at 800 gpm
Temperature	+3°F (over entire range)
Pressure	+25 psi (over entire range)
Allowable Experiment Pressure Drops	To 285 psi
Experiment Heat Removal	
Steady power	2.0 MW
Power burst	50 MW-sec
Coolant Chemistry	
pH range	5.7 to 10.2
Conductivity	1.4 to 48 micromhos
Chlorides	<0.15 ppm
Total suspended solids	<1.0 ppm
Dissolved oxygen	<0.1 ppm
Strainer Particle Retention	≥0.038 inch



SCHEMATIC CROSS-SECTION OF FOUR-ROD TEST HARDWARE WITH FLUTED SHROUDS

ANC - A - 2489

図-28 PBFにおける4本燃料棒実験<sup>119)</sup>

第24表 PBFで行われるPCM実験に必要な炉内計装<sup>118)</sup>

測定項目	測定位置	測定範囲	精度	応答速度	備考
燃料中心温度	推定されるCHF到達高さ位置のペレットの中心	0~2,800°C	±1%	.04 sec	超音波温度計又は熱電対
ペレット表面温度	推定されるCHF到達高さ位置のペレット表面, 3ヶ所	0~2,000°C	±1%	.04 sec	W-Re熱電対
燃料棒内圧	上部プレナム	0~3,000 psi	±2%	3,000 psi/sec	歪ゲージ型圧力センサ
被覆材軸方向歪	燃料棒の一端	0~1 inch	±8%	2 inch/sec	差動トランス型センサ
燃料被覆表面温度	CHF位置に180°間隔で2ヶ所, CHF位置の上下3インチ位置に1ヶ所づつ	0~2,000°C	±1%	.02 sec	
プレナムガス温度	プレナム	0~1,500°C	±2%	300°C/sec	PCM-20の結果によっては以後の実験で省略することあり
燃料棒の変形	CHF到達高さ位置	0~0.5 inch		.01 sec	方法開発中
燃料棒下降力	燃料棒下端 (RIA実験のみ)	0~200 lb		.002 sec	
冷却水入口温度	流路仕切管入口	0~500°C	±1%	.075 sec	
ボイド率	流路仕切管出口 (LOCA実験では出入口)	0~100%	±5%		方法開発中
冷却水出入口温度差	燃料棒有効長部両端最近接位置	0~60°C	±0.15%	7 sec	出口での混合を十分に行えるようにすること
冷却水流量	入口	0~3.5×10 <sup>6</sup> lb/hr.fr <sup>2</sup>	±2%	20~700 gpm 10m sec	流路逆転を検出し, 測定できるタービン型流量計
冷却水圧力	試験部の上・下プレナム	0~2,250 psia	±1%	20,000 psi/sec	
線出力密度	各燃料棒	0~25 kW/ft	±5%	50 kW/ft/sec	

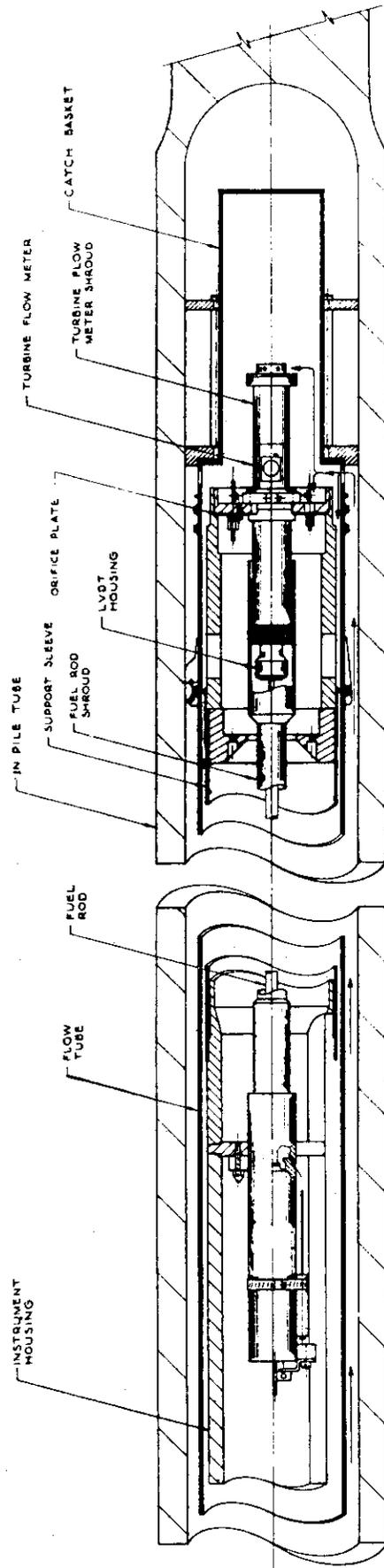


図29 PBFにおけるPCM-20計装燃料(21)

したことがわかる。破損燃料棒のPIEの結果、次のことがわかった。<sup>122)</sup>

- (1) 燃料棒の下端から20~31"の部分著しく酸化されている。下端より $24\frac{1}{4}$ "の所で分断されている。
- (2) 酸化した領域には、相当数の被覆管のつぶれがペレット接合面に生じている。このつぶれは、酸化に先行して発生している。
- (3) 金相試験から判断して、被覆の温度の測定値は、約700°F(390°C)低目である。これは、熱電対のシースが冷却フィンとして作用したためと推定される。
- (4) ジルカロイ被覆の内・外面に $\alpha$ 相ができています。内面は $UO_2$ からの酸素に起因すると思われる。
- (5) 被覆の破損部分は、完全にブリットルである。破損のメカニズムは、比較的ゆっくりした速度での内圧破壊と想定される。
- (6)  $UO_2$ ペレットは、著しくリストラクチャリングしている。特に、燃料棒中心の高温領域での結晶成長が著しい。

この実験については、実験データとFRAP-Tコードの計算との対比が発表されている。<sup>120)</sup>これを第25表に示す。

### 3.3.1.2 PCM実験の安全動作と炉内計装

この種の実験を炉内で実施するに際しては、勿論十分な安全動作が彩られるよう考慮されている。

NRU, SGHWR, PBFのこれ迄実施された諸実験では、被覆の表面温度を熱電対で計測し、その値が600~800°Cを越えたら、原子炉をスクラムさせるなどの安全装置が考えられている。

NRU<sup>123)</sup>の実験では、燃料被覆表面に取り付けられた31個の熱電対について、設定値をこえたらアラーム、700°C以上になれば、最高15チャンネルまでの熱電対の経時変化の記録を行い、特定の3個の熱電対のいずれか1個でも、800°Cを越えたら原子炉をスクラムさせるという方式がとられている。

SGHWR<sup>110)</sup>では、30ある燃料被覆表面温度測定用熱電対のいずれか1つでも、予め予想される計算による推定値を5°C越えた時にアラームを発生させ、運転員が手動で冷却水流量を増加させる方式を採っている。

PBF<sup>120)</sup>は、4個の燃料表面温度測定用熱電対の指示が1,500°F(815°C)を越えると、原子炉はスクラムさせる方式を採っている。

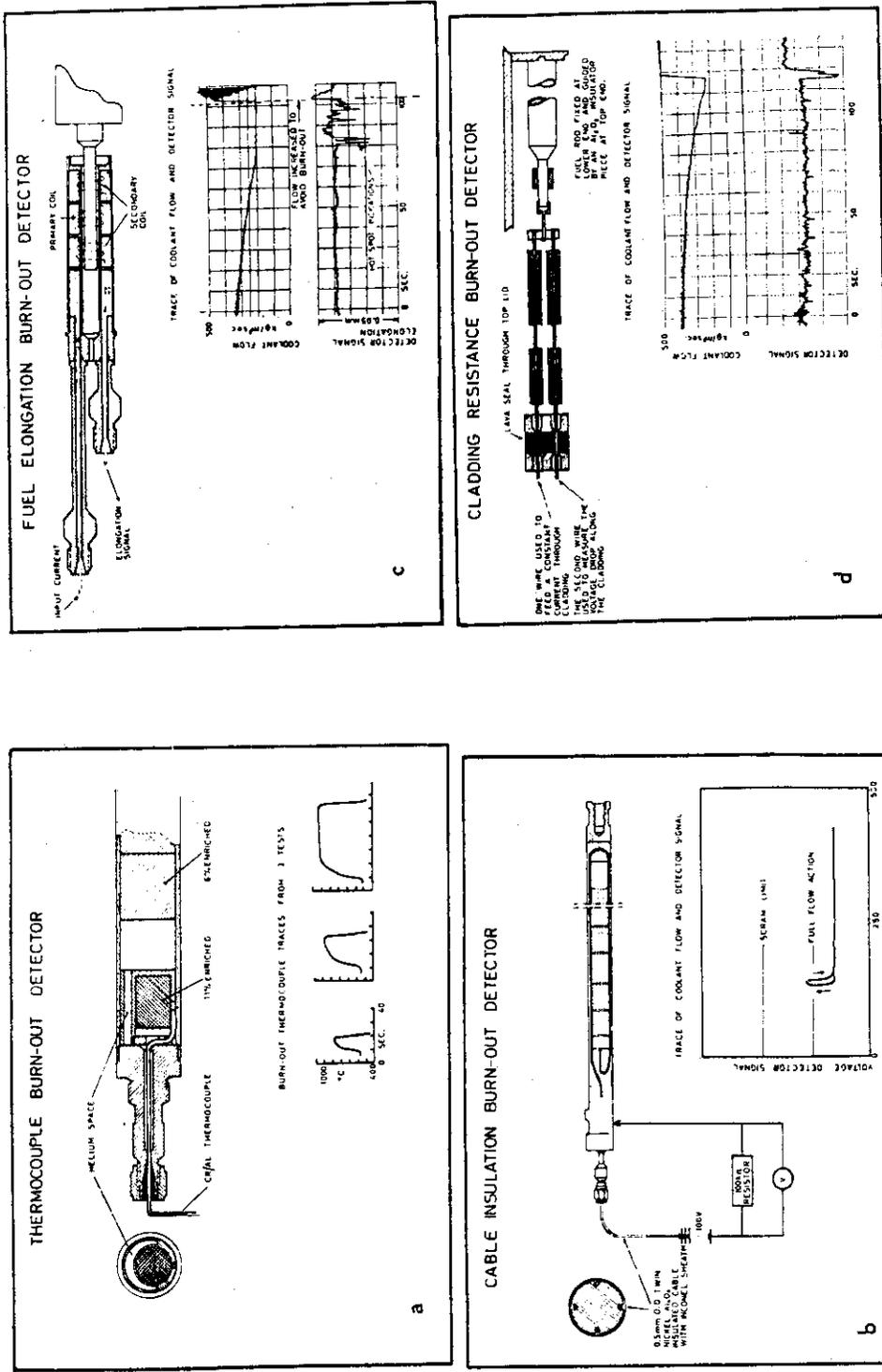
これに対してHBWRの初期の実験では、バーンアウト検出器として、差動トランス型被覆伸び測定器(LVDT)あるいは絶縁ケーブル型検出器など、数種の異った機構のものが使われていた。<sup>124)</sup>代表例を図30に示す。これらの出力が、被覆温度690°Cに相当する値になった時、原子炉をスクラムさせるよう安全動作にくみ込んでいる。最近ではLVDTを検出器に使用し、その出力を電磁オシログラフに書かせて、信号発生と同時に空気作動のインコアバルブを開にして入口流量を増す方式がとられている。

これまで使用されたバーンアウト検出器の種類は、第22表及び図30のとおりである。各種の炉内計装をとりつけたPBFの実験例をみると、冷却条件一定化で出力をステップ状に上昇させ、DNBに到達すると、燃料中心温度が上昇し続いて下降している。この変化と同期して、被覆の表面温度やLVDT型被覆伸び測定器の指示も同様に若干変化していることがわかる。<sup>120 121)</sup>この例は、図31に示されている。従って、これら燃料中心温度測定用熱電対、被覆表面温度測定用熱電対及

第25表 計算と実測値の比較 (PCM-20 8-1RS, 24.3kW/ft)<sup>120</sup>)

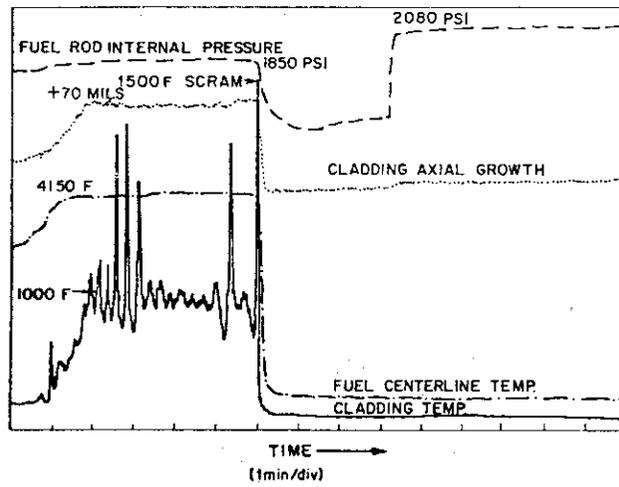
## COMPARISON OF MEASURED, ESTIMATED, AND CALCULATED FUEL ROD BEHAVIOR

Parameter	Maximum Measured During Test	Estimated From Fuel Rod Posttest Condition	FRAP-T1 Predictions Using These CMF and Post-CHF Correlations					
			W-3 and Tong-Young	W-3 and Groeneveld 5.7	W-3 and Groeneveld 5.9	B&W-2 and Tong-Young	B&W-2 and Groeneveld 5.7	B&W-2 and Groeneveld 5.9
Cladding surface temperature at 25 inches (°F)	1,530	2,200	1,875	2,150	2,525	1,850	2,175	2,520
Maximum cladding surface temperature	-	2,560	2,300	2,450	2,900	2,100	2,350	2,800
Fuel centerline temperature at 29 inches (°F)	4,155	Less than UO <sub>2</sub> melting (5,144)	3,800	4,250	4,550	3,800	4,275	4,525
Maximum fuel centerline temperature (°F)		Less than UO <sub>2</sub> melting	5,600	5,950	6,300	5,200	5,800	6,100
Fuel rod internal pressure (psig)	1,770	Less than 2,080	1,630	1,630	1,650	1,630	1,630	1,630
Axial length change after CHF (mils)	90	Not possible	220	315	510	110	230	285

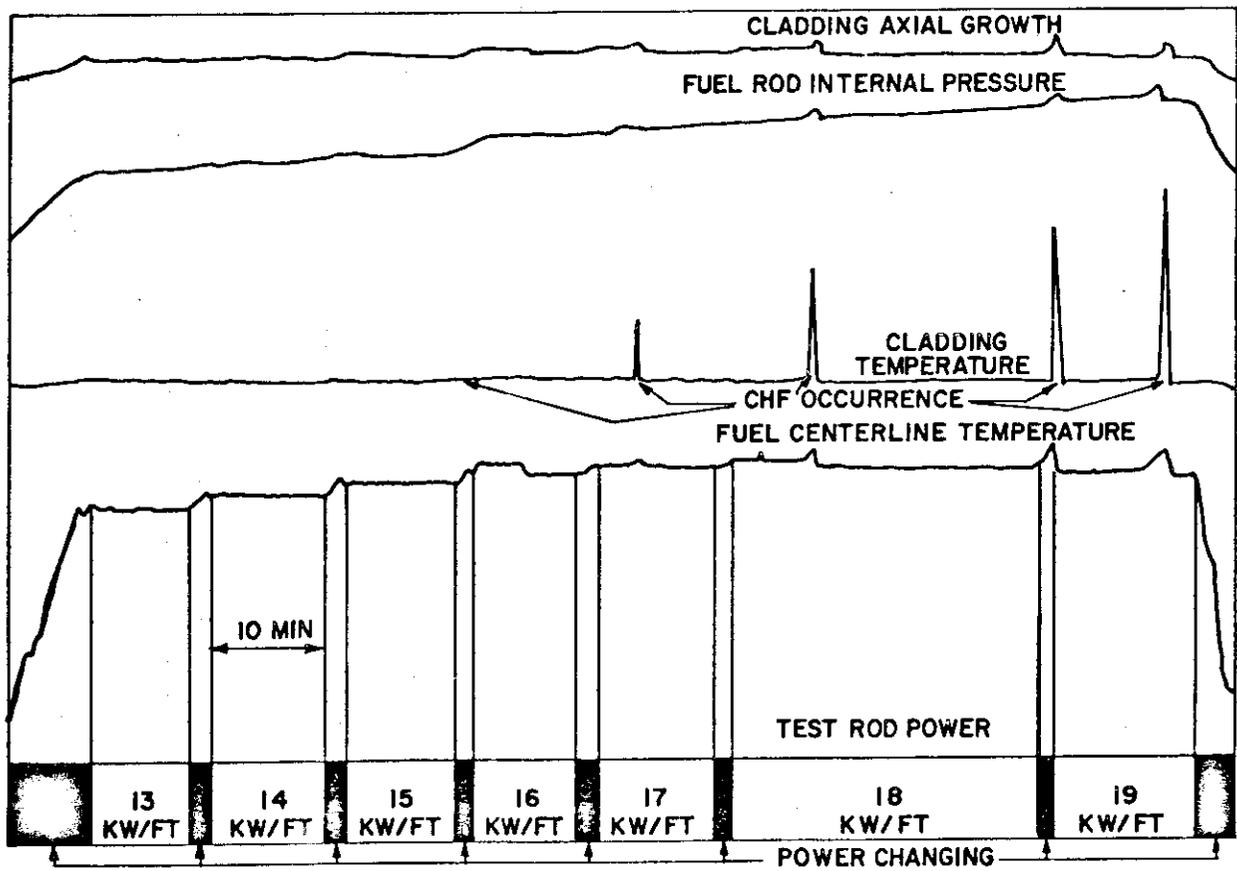


Burn-out detection systems with CHT signals

図30 バーニアウト検出器 (HBWR使用例) (24)



PCM-20 test—film boiling portion at 23.6 kW/ft peak rod power.



PCM-20 test—transition boiling during first power increase.

図31 PCM実験時の炉内計装出力変化例 (8-1 RS)<sup>(20, 21)</sup>

びLVDTの3種類の検出器は、略々同じように燃料棒のドライアウトを検出すると考えて良いであろう。

PCM実験において、最も重要な情報の一つは、燃料表面温度である。前述したようにバーンアウトの検出に使用される他、熱伝達率の変化の測定や、その他の燃料棒の破損機構に関する貴重な情報を与えてくれる。この測定は、被覆管の表面に取り付けた熱電対によるが、その取り付けに関しては次の点に注意を払う必要がある。

- (1) 局所的に熱流束や流量の状況を乱すことがないように配慮する。
- (2) 冷却水入口から適当距離離して設置する。距離が短かすぎると過度の乱流が発生し、熱伝達率が高目に測定される可能性がある。
- (3) スペーサ位置から適当距離離して、局所的な流量不足が発生しないようにする。
- (4) 燃料端部から適当に離して、軸方向の熱伝導によって表面温度を低く評価するのを防ぐ。
- (5) 高さ方向で1レベルだけでなく、少なくとも2乃至3レベルに熱電対を取り付ける必要がある。

熱電対の被覆材表面への取り付けは、第21表に示すように各種の方法が採られている。LOFT、PBFでは、スプリングで機械的に熱電対を被覆管表面におしつける方法<sup>91)</sup>の他、チタンシースの熱電対をチタンの溶加棒を使用して、レーザ溶接して取り付ける方法<sup>125, 126)</sup>を採っている。チタンシースを選ぶ理由は、チタンがジルカロイに溶接、ブレージング可能であること<sup>126)</sup>の他に、PWR環境下での腐食特性が特に秀れていることと、熱電対シース材として使用できるような小口径のジルカロイ管が入手できないことのためである。取り付けに当り、特に注意を払う必要のある点として、次のことを指摘している。

- (1) 合金の混合：チタンがジルカロイに大量に溶け込むと溶接部の強度は上がるが、耐食性は悪くなる。
- (2) 熱影響部：シースの肉厚は0.23mmである。熱入力を十分に制御して、熱影響が絶縁材のマグネシア層に及ばないようにする。
- (3) 溶接部の間隔：溶着金属部は8層盛りである。隣合った溶接部の間隔は、20mm以上とり、ジルカロイとチタンの熱膨張の差が吸収できるよう考慮する。

参考として、LOFTの計装燃料の図面を、図32に付す<sup>126)</sup>。また、PBFの表面温度測定方法2種を図33に示す。

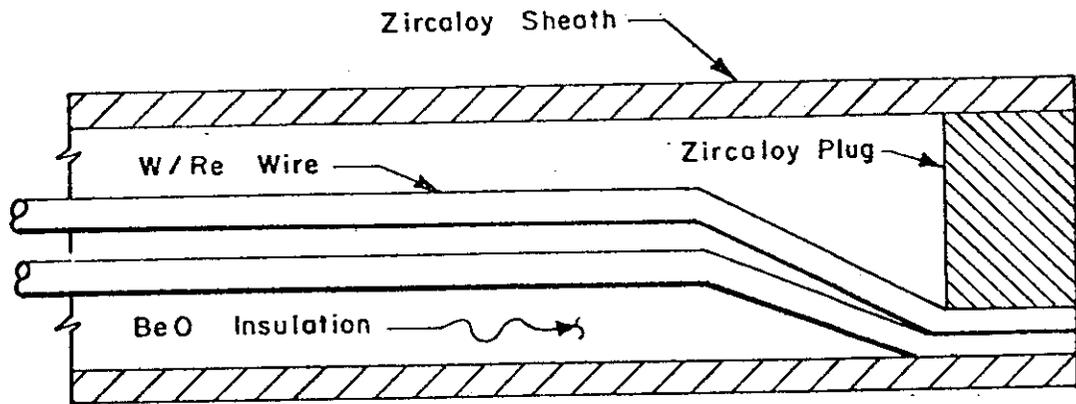
取り付け技術の問題の他に、熱電対シースが冷却フィンとして作用し、測定温度が低目に<sup>122)</sup>でも、今後の問題として解決が待たれている。

燃料中心温度測定用の熱電対が、被覆管端栓部を貫通している個処のシールは、必ずしも容易ではない。熱電対のシースとして多用されるMo、Tiなどは、ジルカロイに直接溶接あるいはろう付けできないからである。HBWRでは古くからHoke Sealが使われ、ジルカロイ端栓とシース間のシールを、機械的な締付けとメタルコンタクトによっている。これを図34に示す。PBFでは、ステンレス鋼とジルカロイを圧接した特殊な材料を端栓に利用し、シールは全てレーザ溶接によっている。これを図35に示す。いずれの方法でも、シール箇所を通じて、燃料棒内の加圧ヘリウムあるいは核分裂生成物ガスが漏洩したことが報じられており、尙一層の開発が待たれる。

### 3.3.2 LOCA模擬実験

E. Korbは、LOCA時の燃料の挙動について、これまで行われた諸種の実験をレビューして報

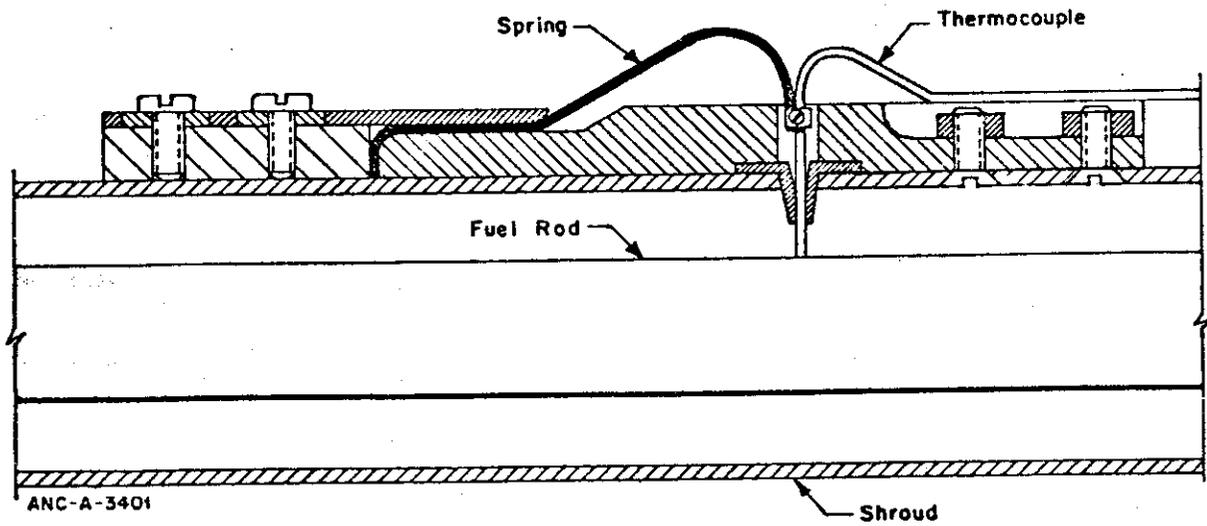




- Sheath Material: Zircaloy - 2
- Insulation: Compacted BeO
- Thermoelements: W5 Re / W26 Re; Solid, 0.005" Diameter
- Junction: Grounded Plug Type

ANC-A-4302

SKETCH OF GROUNDED JUNCTION THERMOCOUPLE CONSTRUCTION USED FOR CLADDING SURFACE TEMPERATURE MEASUREMENT



ANC-A-3401

SPRING MOUNTED THERMOCOUPLE INSTALLATION DESIGN FOR CLADDING SURFACE TEMPERATURE MEASUREMENTS

図33 燃料被覆表面温度測定用熱電対の取付 (PBF)<sup>121)</sup>

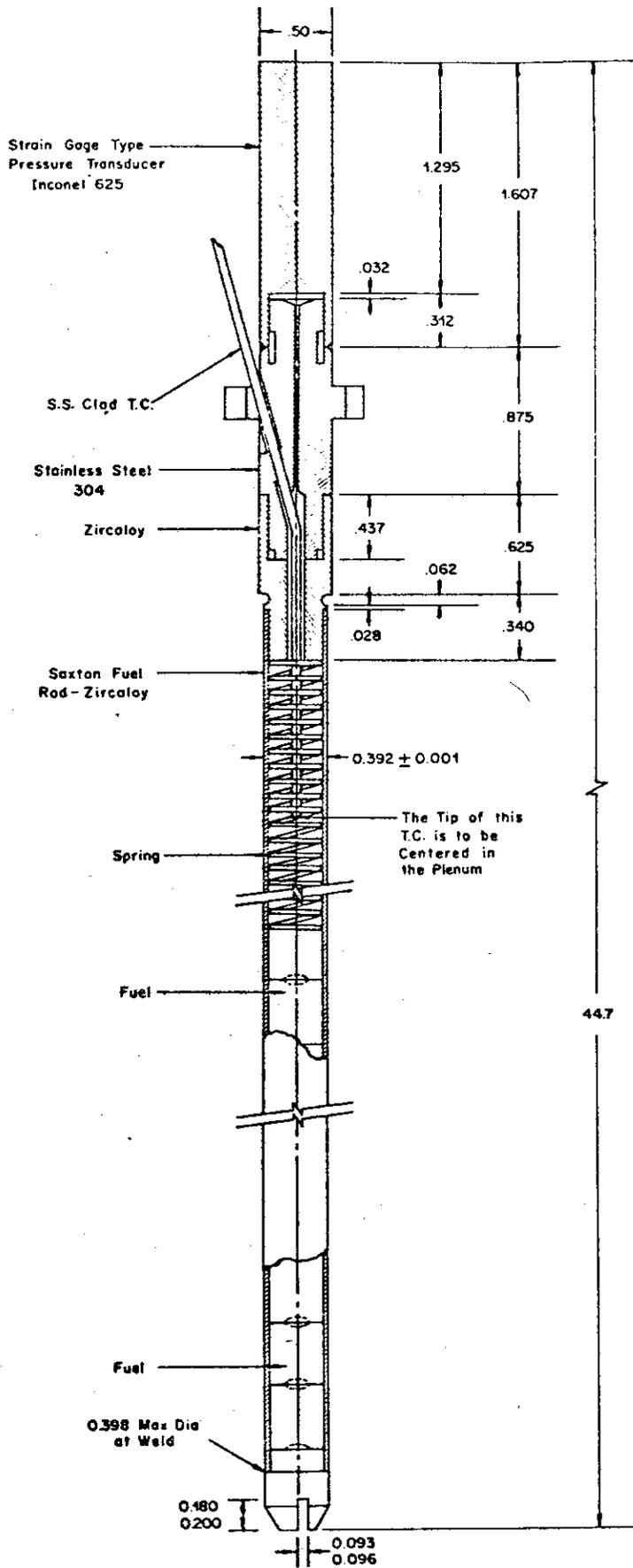


FIGURE 4.6  
INSTRUMENTED FUEL ROD  
FOR IES TESTS

図34 PBFにおける燃料中心，プレナム温度測定法<sup>121)</sup>

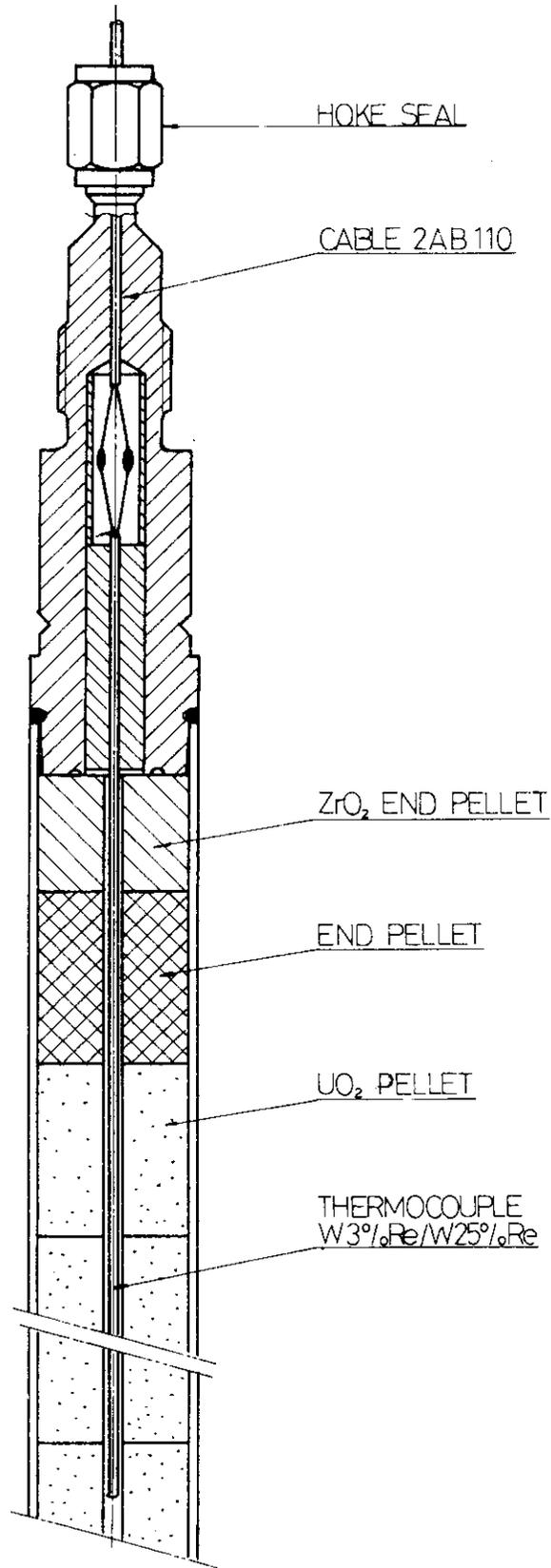


図35 HBWRの燃料中心温度測定

<sup>136)</sup>告している。彼によると、これまで米国を中心にして400回以上の実験が行われているが、TREAT炉の実験例を除くと、いずれも炉外実験ばかりであるという。炉内実験の目的は、次に記す炉内因子が、炉内・炉外実験の結果にどの程度の影響を与えるかを定量的に知ることである。

- (1) PCMIあるいは被覆材のふくれ位置への内蔵ガスの流れが及ぼすギャップコンダクタンスへの影響。
  - (2) 運転中にプレナム部に蓄積されていたり、事故時に追加放出される核分裂生成物ガスが及ぼすギャップコンダクタンス、被覆のふくれ、化学的相互作用への影響。
  - (3) 燃料棒内の蓄積エネルギーの評価。
  - (4) 照射による被覆材の熱、機械、物理、化学的特質の変化。
- などがその因子として挙げられる。

TREAT炉での実験例はすでに発表されている。<sup>137~139)</sup>

これは、2回の実験からなる。試験条件をまとめると、第26表のようになる。供試したのは長さ約70cmのPWRサイズの7本バンドル燃料集合体である。いずれの実験でも、中央の1本の燃料棒だけが照射済のものである。即ち、MTRとETRのリグで、夫々645及び2800MWd/MTUの燃焼度まで照射したものを、1本ずつ中央に配している。このバンドルを、TREAT炉内の専用の圧力の圧力容器に挿入する。大型のLWRのプロ・ダウンを模擬すると共に、燃料破損時に備えて核分裂生成物をスweepするために、蒸気とヘリウムを流入させつゝ、TREAT炉の出力を約30秒間、30~40MWにする。この時の過渡挙動を図36に示す。未照射の燃料棒については、核分裂生成物ガスによる内圧を、ヘリウムで模擬している。図37に実験装置のプロ・シートを示す。放出される核分裂生成物を捕収して定量するために、コールドトラップを含めた3段構えの装置が付されている。この一連の実験から得られた結果をまとめると、次のとおりである。

- (1) 被覆管が破損した部分は、長さ約6.5cmにわたってふくれが生じている。この部分の周方向の歪は、36~60%である。
- (2) ふくれ及び破損の機構には、照射効果は影響していない。これは、供試した燃料棒の燃焼度が低く、高速中性子による照射損傷の程度が低かったことにも関係している。

また、ジルカロイ-2と4の材質による差違も認められない。

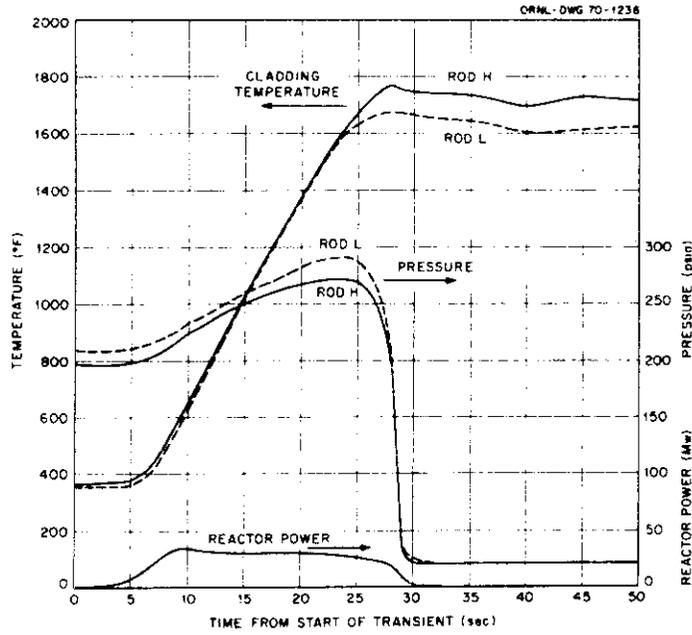
- (3) 破損部分は、完全にブリットルで、内外面とも著しい酸化が生じている。酸化膜の厚さは温度に依存する所がつかよく、燃料棒の下部程、また外側燃料棒ほど厚い。
- (4) 破損した燃料棒から放出された核分裂生成物の量はきわめて僅かで、0.5%以下である。これは、ETR、MTRでの照射中の $UO_2$ 温度が低かったことにも関係する。よう素については、放出されたもののうち、6.7及び2.5%が有機よう素の形態をとった。

このTREATに続く実験として、西独ではFR-2炉に挿入されたU字型ループ(DKループ: Dampt-Kontaminationsの略、本来は核過熱炉Pathfinderの炉内条件を模擬して、過熱蒸気下で燃料照射実験を行うという特殊なループである。使用最高圧力は190bar)を使用した実験を開始している。<sup>136)</sup>長さ50cmのPWRサイズの燃料棒(燃焼度はパラメータで、0~35,000MWd/MTUまでとっている)を使用して、PWRのプロ・ダウン時を模擬した実験を行おうとしている。供試する燃料については、(1)燃料棒内圧、(2)被覆管表面温度、(3)発熱量を炉内計装で監視する。これらの炉内計装はFR-2炉のホットセルで、照射済被覆管に取り付けられる。1977年来から、

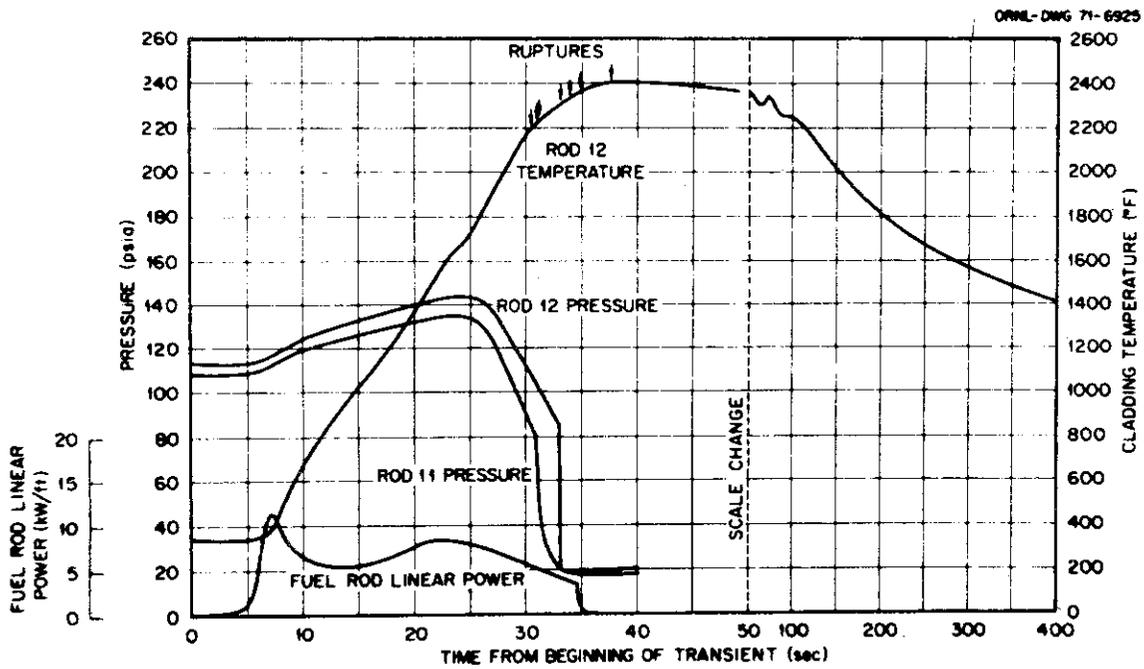
第26表 TREATIにおけるLOCA模擬実験

## SUMMARY OF LOCA FUEL ROD BEHAVIOR HEATUP TESTS IN TREAT

Experiment	Nominal Fuel Rod Dimensions	Internal Pressure (psig)	Heatup Rate ( $^{\circ}$ F/sec)	Range of Cladding Hoop Strain at Rupture (%)	Maximum Average Flow Blockage (%)	Comments
FRF-1	.564 OD standard BWR	$\sim$ 215 @ 77 $^{\circ}$ F	$\sim$ 80	33-51	$\sim$ 48	7-rod array with a triangular pitch Center rod irradiated to 650 MWd/MTU
FRF-2	.564 OD standard BWR	$\sim$ 215 @ 77 $^{\circ}$ F	$\sim$ 70	51-77	$\sim$ 90	7-rod array with a triangular pitch Center rod irradiated to 2800 MWd/MTU

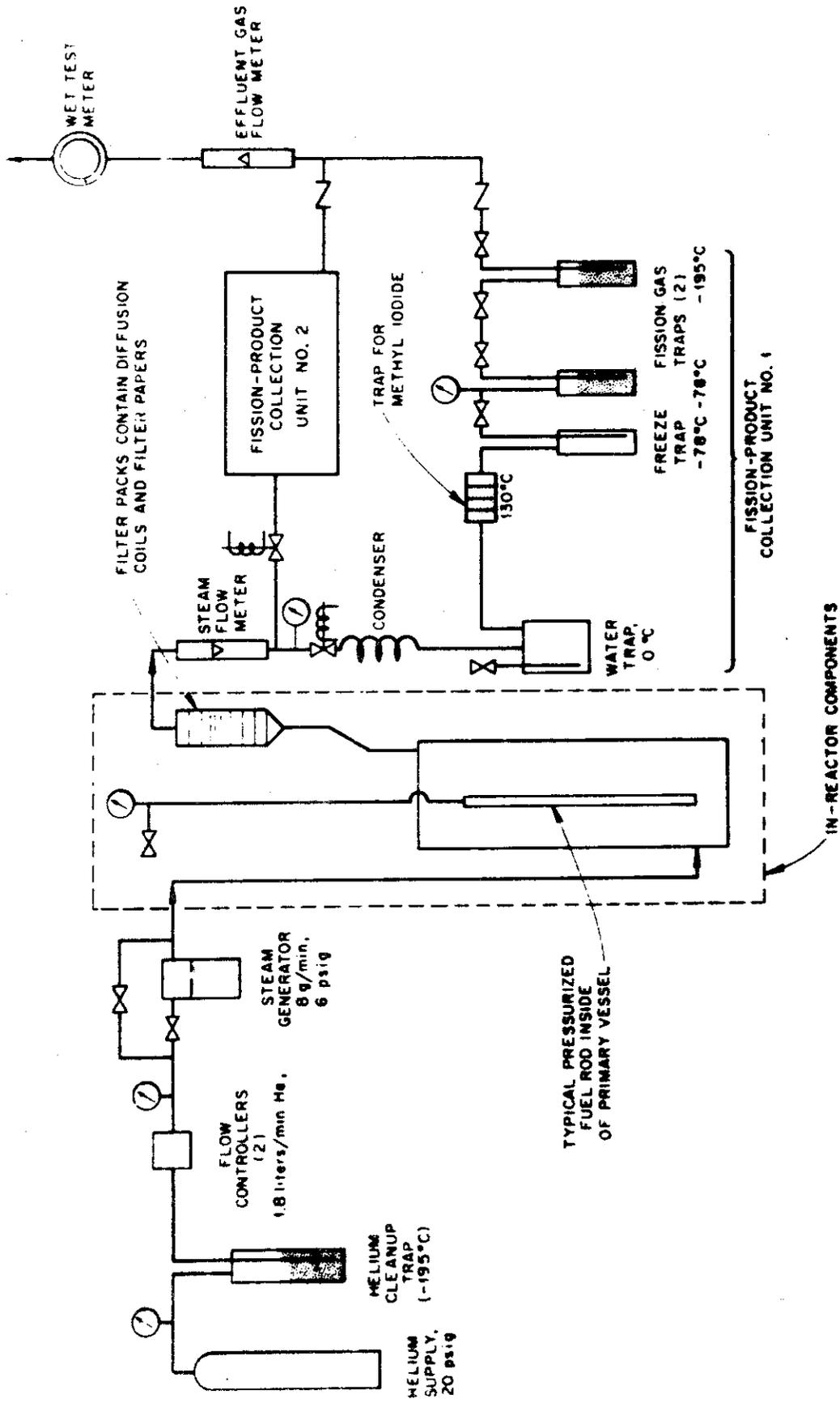


TREAT Experiment FRF-1.



Pressure and Temperature in TREAT Experiment FRF-2.

図36 TREAT炉におけるLOCA模擬実験<sup>137, 139)</sup>



Schematic Flow Diagram of Equipment for TREAT Fuel Rod Failure Experiment FRF-2.

図37 LOCA模擬実験フローシート(139)

1978年初に第1回の実験を行うべく、FR-2炉で所定燃焼度までの照射を開始している。

また、更にスケールの大きな実験としては、NRCの軽水炉安全性研究計画中のPBF及びLOFTを使った実験である。この他、イタリ-及びフランスの計画を含めて、現在予定されているLOCA模擬の炉内実験は、第27表のとおりである。<sup>140)</sup>この表に記載したもの他に、ハルデンプロジェクトでも、高圧リグを改良した専用の計装燃料を使った単ピンのLOCA模擬実験が計画されている。実験開始は、1977年頃であると予定されている。<sup>89)</sup>

被覆管だけを照射して、それにLOCA時を模擬した温度トランジェントや、過渡的なバースト試験を行なった例も報告され、川崎が簡単にレビューしている。<sup>141)</sup>

Hobson及びParkerは、Dresden 1号炉及びVBWRで $1 \times 10^{21}$  n<sub>f</sub>vt ( $E > 1$  MeV)程度まで照射した被覆管のバースト試験を行っている。<sup>141, 142)</sup>比較として行った未照射のものと比較して、照射したものは若干伸びがなくなるものの、温度や圧力への依存性の点では、特に差は認められないとしている。なお供試料は20~30インチ長のものである。

更に、NRCのRSRでは、付録1にも示すように、動力炉からの使用済燃料を使って、主として300~700℃の温度範囲で被覆管の機械的性質を把握すると共に、1,100℃までの短時間バースト試験を実施することを計画している。<sup>143)</sup>Point Beach, H. B. Robinson 2などの動力炉で、15,500 MWd/MT U,  $2.9 \times 10^{21}$  n<sub>f</sub>vt照射した燃料棒から中の燃料を抜きとって、固さ試験、引張試験、バースト試験、曲げ試験、マンドリル試験及び焼鈍効果試験を570~1,300 °Fの領域で行う。また、内圧100~1,800 psi, 昇温速度14 °C/sec, 最高温度1,315℃までの過渡バースト試験(オープンエンド, 20インチ長さ)の過渡バースト試験が計画されている。この実験で問題となっているのは、使用済燃料からUO<sub>2</sub>ペレットを抜きとって長さ20インチの被覆管試料をつくる方法である。<sup>144)</sup>5インチ以下の短い試料の場合は、ドリルやプランジャによる押し出しなどの方法が実用化されているが、長い試料は難しい。BMIでは、コンクリートに穴をあけるスタードリル法の採用などを検討している。超音波ドリル法を最有望視しているが、この方法ではUO<sub>2</sub>が微粉化して回収が容易ではない欠陥がある。新しい試験を実施していくためには、この種の新しい問題を併行して解決していく必要がある。

上述したように、比較的行的易い照射後試験をよりダイナミックに活用して、現在以上に忠実に各種のパラメータを模擬して各種の実験を行っていくことが今後もさかんに行われて行くことであろう。

第27表 炉内LOCA模擬実験

IN-REACTOR LOCA FUEL TESTS<sup>140)</sup>

<u>FACILITY</u>	<u>NO. OF TESTS</u>	<u>PARAMETERS</u>	<u>LOCA REGIME</u>
PBF (U.S.A.)	10 (1, 16 rods)	internal pressure linear power heat transfer burnup	Blowdown/heatup Blowdown-heatup
PHEBUS (France)	54 (1, 29 rods)	internal pressure linear power break size break location	Blowdown heatup ECCS operation
FR-2 (Germany)	42 (1 rod)	internal pressure burnup	Heatup
ESSOR (Italy)	not defined (16 rods)	internal pressure linear power heat transfer burnup	Blowdown/heatup
LOFT (U.S.A.)	not defined (225 rods)	linear power break size	Blowdown heatup ECCS operation

Late 1976  
Full Power 35MW  
2 days op.

1977  
Full Power (60MW)  
20 min.  
40MW-30 min.

1976

1979

1978

#### 4. 原子炉压力容器材料照射実験

現在の商業用発電炉の原子炉压力容器や一次冷却系配管の肉厚は、夫々約300, 100mmと非常に厚くなっている。これらに使用される各種の鋼材、例えば原子炉压力容器材としてのASTM A212B, A302B, A533B鋼や、A508 Class 2鍛鋼、また配管材料のA106B, 304 S.S. などについてはこれまで、使用温度、応力、中性子照射あるいは腐食環境下での諸性質変化は良く調べられている。しかし、これらのデータの多くは未照射のものはともかく、照射済の試料については、小試験片に集中していたといえよう。シャルピー試験片にしても、実物と同一ロットの厚さ1インチ以下の小試験片、あるいはまた压力容器母板や鍛造、溶接部などから採取した1/4厚の試験片などが供試されてきた。これまで開発してきた炉内の未照射大型試験片のデータ、照射済の小試験片のデータの外挿が、照射済の厚板である原子炉压力容器の胴部などに適用できるか否かが興味の中心である。

例えば、解体されたPM-2A原子炉の压力容器胴部、厚さ2.4インチ、A350-LF3鋼から試料<sup>145)</sup>を採取して、照射脆化の研究が行われている。この試料の中性子照射量は、最高 $4.9 \times 10^{18} n_f vt$ 程度である。1/4厚にした試験片のシャルピー試験の結果は、脆性遷移温度が試験片の内側と外側で195, 135°Fと33°C違っている。この結果は、厚さ方向の中性子束の勾配を考慮に入れた材料試験炉の小試験片のデータと良く一致を示しているという。

大型の压力容器試料片の照射実験は、材料の準備は勿論のこと、必要とする材料試験炉の照射スペース、輸送キャスクやホットセル諸設備の制約、費用などから、これまであまり実施されてこなかった。

しかし、NRCの原子炉安全研究では、昨今特に原子炉の一次格納系の(1) Elastic plastic criterion, (2) Fatigue crack growth, (3) Inspection and flaw detectionの3面に力を入れている<sup>3)</sup>。(3)は別にして、(1), (2)はいずれも照射効果を調べるための実験を必要とする。(2)の分野では、低サイクル疲労によってクラックの発生する条件やその進行速度などが研究の対象となるが、炉外実験との対比を意図した実験が、Dresden 1炉を利用して計画されている。

中でも特に材料試験炉を利用して、非常に沢山の大型の照射実験を必要とするのは、(1)の分野である。前述したように炉外実験データや、照射済小試験データの外挿の可能性を求めて、大型の試験片の照射が計画され行われている。厚さ2~4インチの厚いcompact tension testに供する試験片(4T-CT試料:  $2.44 \times 2.54 \times 10.2$  cm)を、 $10^{18} n_f vt$  ( $E > 1$  MeV)の領域まで、280°C前後の高温で相当数照射するものである。同時に対比のために多数の小試験片も照射される。大きな照射スペースを長期間占有するだけでなく、照射温度、中性子スペクトル、中性子照射量などを、実際の発電炉の压力容器の条件を模擬する問題が存在する。

この種の実験は、ORR<sup>146)</sup>, ETR<sup>147)</sup>, BAWTR<sup>148)</sup>, BRR<sup>149)</sup>, BSR<sup>150)</sup>などの材料試験炉や研究炉で実施あるいは計画されてきた。

例えば、ORRの計画では、原子炉側面の断面積19×25インチの横型シュラウドに、照射位置の調整ができるトレーラを配し、それに試料(1ヶの形状は9.6×10×4インチ)を乗せて照射しようとするものである。γ加熱による発熱を、冷却水流量をかえて希望の480~600°Fに維持し

て、 $10^{18} \sim 10^{20} \text{ n}_f \text{vt}$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) の照射を計画している。この装置の据付けに、通常の2原子炉停止期間(当時のORRは、7週間運転、1週間炉停止)75人/日を想定している。この計画は、試料の数で他のループ実験に比して大きくすぐれている。

ETRでは、ASTM A 533 Grade B, Class 1 鋼の4T-CT 試料の照射が加圧水型ループで行われた。ループは、1500 psi, pH 10.1, 溶存酸素1.0 ppm 以下で運転されている。高速中性子束は  $7 \sim 8 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) で、ETRの#101~109 サイクルまで運転され、最高  $8.3 \times 10^{19} \text{ n}_f \text{vt}$  の照射をしている。4T-CT 試料は、縦方向に4ヶつつ積んだものを3段重ねている。試料の穴を利用して枠に固定すると共に、そこに中性子束測定ワイアを挿入している。また、多数の小引張試験片やシャルピ-試験片も挿入されている。各原子炉停止時ごとに、試験片の位置がえとフラックスワイア(AI-Co及びFe)の取出しを行って、試料の照射量の均一化と、中性子束のモニタを行っている。照射温度は、ループ一次冷却水の温度は、 $500 \sim 510^\circ \text{F}$  で、 $\gamma$  加熱される試料の温度は、 $530 \sim 545^\circ \text{F}$  である。

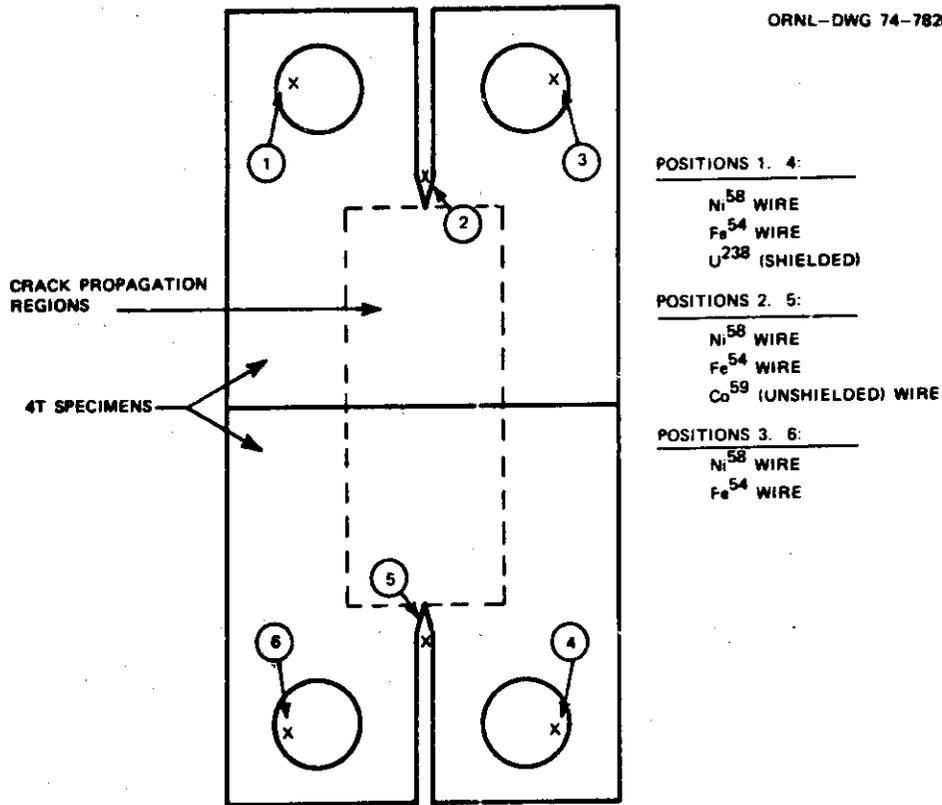
この種の実験における中性子照射量の希望値は、 $1 \sim 8 \times 10^{19} \text{ n}_f \text{vt}$  程度である。従って、 $7 \sim 8 \times 10^{12} \text{ n}_f / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$  程度の高速中性子束の材料試験炉の場合、照射日数は略々1年近くも要することになり、それに要する照射料金は、きわめて膨大なものである。

広い照射スペースをできるだけ小さくすませるべく、4T-CT 試料の中央部分だけを照射して、照射後試験のために両翼に当る部分を取りつけて完全な型にする研究も行われている<sup>150)</sup>。その方法として、あり溝を利用した機械的な結合方式と、ガスメタルアーク溶接で取り付ける方式が有望視されている。また、供試して破損した4T-CT 試料をホットセル内でミ-リング加工して、より小型の例えば1.9T-CT 試料を作って、再度動的な衝撃試験に供したりしている<sup>149)</sup>。

この種の大型照射の照射に対して利用される炉内計装は、中性子と温度の分布に関するものに限られていて、比較的簡単である。図38に示すのは、6個の4T-CT 試料を照射したBAWTRのものである。使用された中性子束分布測定ワイアなどの種類も、同図に含まれている。試料の厚さ一杯に挿入された4インチ長さのモニタワイアは、5つの小片に分断され、その放射能測定から  $E > 1 \text{ MeV}$  の中性子束が試料中央で  $3.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 、ピンホール部で  $2.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$  であることを示している。積算中性子束への換算は、ETRの実験と同様に、核分裂スペクトルが使用されている。

こうした照射実験は、実験技術として特別に難しいことはあまりない。照射スペースの確保、環境模擬、実験の加速性、必要な照射量などを考えると、材料試験炉のループ実験、あるいは沸騰キャプセル実験に格好のものの一つといえよう。

ORNL-DWG 74-7828



Capsule internal dosimetry.

Capsule internal dosimetry

Material + reaction	Half-life	Threshold energy (MeV)	Form	Number per capsule
$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	5.2 y	Thermal	4-in.-long wire, 0.020 in. diam, Al-0.15% Co	2
$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	313 d	2.4	4-in.-long wire, 0.009 in. diam	6
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	71.4 d	2.5	4-in.-long wire, 0.030 in. diam	6
$^{238}\text{U}(\text{fission})^{137}\text{Cs}$	30 y	1.7	Depleted $^{238}\text{U}$ , CdO shielded	2

図38 4T-CT試料と中性子ドシメトリ<sup>148)</sup>

## 5. まとめ

軽水炉安全性研究に関係した分野で行われている各種の照射実験についての調査を行ったが、最後に強く感ずるのは、この分野に於ける我国の立ちおくれである。国と民間の安全性研究が有機的に結びつき、多大な成果を挙げてきた米国と、独自のPWRを開発し続ける西独に、照射実験の数の点でも質の点でも相当離されてしまっている感じがする。膨大なスペクトルの全域にわたる安全性研究の全分野に等しく精力を注ぐことよりも、精選された分野に全力を傾注する必要がある。その為にも、我国に於ける軽水炉安全性研究の体系化を進めなくてはならない。

材料試験炉や研究炉の数が多き米国では、MTR NASA PBR,あるいはBRRなどの古い歴史を持つ炉が、運転を休止したり廃炉になったりしつつある。少くとも、軽水炉安全研究の分野では、米国では材料試験炉を必要としない時代が到来しつつある感じがする。一方、数の少ないヨーロッパでは、いくつかの材料試験炉や実験炉が次々に新しいプロジェクトを誕生させ、きわめてユニークな成果を生み続けている。我国の材料試験炉や研究炉は、ヨーロッパ型を指向し、原子炉側が常に一步照射実験者の先を進み続ける必要がある。新しい技術を着実に開発し続け、如何なる照射実験者の要求も迅速に実現できる能力を保持する必要がある。

## 謝 辞

本調査の検討の課程で、安全工学部燃料安全第1研究室室長 森島淳好氏から、沢山の貴重な助言をいただいた。また、資料の準備に関して、技術情報部図書課課長代理 志知大策氏の援助をいただいた。ここに深甚の謝意を表す。

## 参考文献

- 1) "原子炉施設等安全研究専門部会報告書", 原子炉施設等安全研究専門部会, 昭和50年
- 2) "燃料検討会報告書", 原子炉施設等安全研究専門部会燃料検討会, 昭和50年6月
- 3) "Reactor Safety Research Program", NUREG 75/058, United States Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research (June, 1975).
- 4) D.H. Locke, "Review of Experience with Water Reactor Fuels 1968-1973", presented at the Advanced Course on In-Reactor Behavior of Water Reactor Fuels and Its Influence on Design, Manufacture and Operation, Kjeller, Aug. 26-30, 1974.
- 5) H. Knaab, H. Stehle, "Irradiation Experiment for Power Reactor Fuel Development", Kerntechnik 14, (January 1972) pp.566-569.
- 6) F.D. Judge, H.E. Williamson, D.T. Wiess, "A General Electric Fuel Performance Update", Proc. European Nucl. Conf., Paris 1975, Trans. Amer. Nucl. Soc., 20, (1975) pp.249-251.
- 7) T.B. Burley, J.De-Stefans, "PWR Fuel Experience and Current Development Programs", Trans. Amer. Nucl. Soc., 18 (1975) pp.249.
- 8) K. R. Jordan, S. Cerni, L.H. Boman, "High Burnup Fuel Performance in PWRs", Trans. Amer. Nucl. Soc., 23 (1976) pp.258-259.
- 9) R. Manzel, H. Stehle, "In-reactor Experience with LWR Fuel", Proc. European Nucl. Conf., Paris 1975, Trans. Amer. Nucl. Soc., 20 (1975), pp.253-256.
- 10) H.E. Williamson, "Operating Experience with Boiling Water Reactor Fuel", Trans. Amer. Nucl. Soc., 18 (1974) pp.248-249.
- 11) D. Knödler, "Fuel Elements for Proven Power Reactor Systems - Performance and Development", Kerntechnik 17, (1975) No.9/10 pp.427-431.
- 12) R. Manzel, "Längenwachstum von Brennstäben mit Zry-4-Hüllrohren", Atomwirtschaft (November 1972) pp.563~564.
- 13) von H. Stehle, F. Garzarolli, H. Knaab, R. Manzel, "Dimensionstabilität von LWR-Brennstäben", Reaktortagung, Berlin, (1974), pp.320~327.
- 14) K. Guse, B. Boos, F. Gargarolli, P. Niehoff, "BWR Fuel Experience, 2 Correlation of Fuel Performance to Manufacture Variables", Paper No.71 presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, October 15-19, 1973.
- 15) W.G. Meinhardt compiled, "Steady State and Defected Fuel Irradiation Needs", GEAP-13637, September 1970.
- 16) C.J. Baroch, A.E. Guay, "Performance Record and Development Programs

- for B & W's PWR Fuels", Trans. Amer. Nucl. Soc., 16 (1973), p.103-104.
- 17) M.A. Rigdon, T.P. Papazoglou, C.J. Baroch, M.H. Montgomery, "Babcock & Wilcox's Irradiation Program on Fuel Densification", Paper No.59, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
  - 18) C.J. Baroch, M.A. Rigdon, "Irradiation Behavior of UO<sub>2</sub> at Burnups from 10 to 80 GWD/tonne U", Paper No.58, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
  - 19) R.N. Duncan, P.G. Smerd, H. Knaab, R. Manzel, "Fuel Performance Experience in CE and KWU Pressurized Water Reactors", Trans. Amer. Nucl. Soc., 18 (1974) pp.250-251.
  - 20) M.F. Lyons, T.C. Rowland, D.T. Weiss, "BWR Fuel Testing at General Elastic - an Overview", Paper No.68, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
  - 21) General Electric Standard Safety Analysis Report, BWR/6 Vol.2, DOCKET-STN-50447-47, 1975.
  - 22) R.T. Traccucci, "PWR Fuel Operating Experience and Performance Evaluation Program", Proc. European Nucl. Conf., Paris 1975, Trans. Amer. Nucl. Soc., 20 (1975) p.256-257.
  - 23) D.O. Pickman, K.M. Rose, J.A. Robinson, "Endurance of SGHWR Fuel Element Under Steady and Transient Conditions", Proc. European Nucl. Conf., Paris 1975, Trans. Amer. Nucl. Soc., 20 (1975), pp.263-265.
  - 24) W.B. Loewenstein, "EPRI Water-Reactor Safety Program", Nuclear Safety, Vol.16, No.6, Nov.-Dec. (1975) pp.659-666.
  - 25) J.T.A. Roberts, F.E. Gelhaus, E.L. Zebroski, "The EPRI Light-Water Reactor Fuel Rod Performance Program", Trans. Amer. Nucl. Soc., 23 (1976) pp.254-255.
  - 26) J.G. Crocker, "Gap Conductance Thermal Oscillator Feasibility Test (1-1) Quick Look Report", TID-26818, February 1975.
  - 27) "Technical Report on Densification of Light Water Reactor Fuels", Regulatory Staff, USAEC, November 1972.
  - 28) L.S. Rubenstein, D.F. Ross, "Impact of Fuel Densification on the U.S. LWR Industry", Trans. Amer. Nucl. Soc., 18 (1974) pp.120-121.
  - 29) T. Tobioka, "Fuel Stack Elongation Data Analysis at HBWR", Paper No.6, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on Irradiation Experience from the Halden Reactor, Sanderstølen, March 19-23, 1973.
  - 30) A. Hanevik, P. Arnesen, K.D. Olshansen, "In-Reactor Measurement of Fuel Stack Shortening", Paper No.89, presented at BNES Nuclear Fuel Performance

- Conference, London, October 195-19, 1973.
- 31) A. Calza Bini, G. Gosoli, G. Filachioni, M. Lanchi, A. Nobili, U. Rocca, R.L. Rtoni, "Fuel Stack Dimensional Variation in Fast Reactor Pins under Irradiation", Trans. Amer. Nucl. Soc., 17 (November, 1973) pp.172-173.
  - 32) H.M. Ferrari, E. Roberts, J. Scott, "Fuel Densification Experience in Westinghouse Pressurized Water Reactors", Paper No.54, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
  - 33) R. Summerling, D.A. Banks, "Fuel Pin and Fuel Stack Length Changes in SGHWR, Including UO<sub>2</sub> Densification and Gap Formation", Paper No.7 presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on Irradiation Experience from the Halden Reactor, Sanderstölen, March 19-23, 1973.
  - 34) I.J. Hastings, "Irradiation-Induced Volume Changes in UO<sub>2</sub> Fuel", AECL-4842 (Summer 1974) pp.20-23.
  - 35) H. Assmann, H. Stehle, "Verdichtungseffekte in Gesintertem UO<sub>2</sub>", Reaktortagung, Karlsruhe 1973, pp.409-412.
  - 36) H. Assmann, H. Stehle, "The Dependence of In-Reactor UO<sub>2</sub> Densification on Temperature and Microstructure", Journal of Nuclear Material, 52 (1974) No.2, pp.303-308.
  - 37) F. List, K. Brydum, P. Knudsen, "Fuel Column Shortening in Irradiated UO<sub>2</sub>-Zr Fuel Pins", Paper No.75, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
  - 38) F. List, P. Knudsen, "UO<sub>2</sub> Pellet-Stack Shortening in a Boiling Water Reactor", Nuclear Technology, Vol.20 (November 1973) pp.103-108.
  - 39) M.O. Marlowe, "In Reactor Densification Behavior of UO<sub>2</sub>", NEDO-12440, July 1973.
  - 40) M.O. Marlowe, "Predicting In-Reactor Densification Behavior of UO<sub>2</sub>", Trans. Amer. Nucl. Soc., 17 (1973) pp.166-169.
  - 41) W. Chulb, A.C. Hots, B.M. Argall, C.R. Klop, "The Influence of Fuel Microstructure on In-Pile Densification", Trans. Amer. Nucl. Soc., 18 (1974) pp.120-121.
  - 42) M.G. Andrews, S.D. Harkness, R.N. Duncan, S.R. Pati, "Evaluating the Solutions to Fuel Densification", Trans. Amer. Nucl. Soc., 19 (1974) pp.141.
  - 43) W.P. Chernock, M.G. Andrews, S.D. Harkness, "In-Pile Densification of Uranium Dioxide", Trans. Amer. Nucl. Soc., 20 (1975) pp.215-216.
  - 44) H. Rogen, T.J. Heal, J.E. Littlechild, L. Raven, "Controlled Porosity Oxide Fuel", Trans. Amer. Nucl. Soc., 20 (1975) pp.611-614.

- 45) Chislain de Contenson, Guy Lestibondois, Nicole Vignesoult, "UO<sub>2</sub> Densification - Irradiation Results, Laws and Models", Trans. Amer. Nucl. Soc., 20 (1975) pp.216-219.
- 46) D. Knödler, H. Stehle, "PWR Fuel Reliability and Quality Assurance", Paper No.87, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
- 47) R. Holzer, F. Wunderlich, "The Role of Modelling in KWU Fuel Design and Performance Analysis", Paper No.34, presented at the Enlarged Halden Programme Group Meeting on In-Pile Behavior of Water Reactor Fuel, Geilo, March 16-21, 1975.
- 48) D.A. Collins, R. Hargreaves, "Performance-limiting Phenomena in Irradiated UO<sub>2</sub>", Paper No.50, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, October 15-19, 1973.
- 49) E. Rostad, A. Hanevik, K. Knudsen, "Measurements of the Length Changes of UO<sub>2</sub> Fuel Pellets during Irradiation", Paper presented at the Enlarged Halden Programme Group Meeting on Computer Control and Fuel Research, Sandfjord, June 4-7, 1974.
- 50) D.O. Pickmann, D.H. Willey, "SGHWR Fuel Performance", Paper No.51, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
- 51) R.B. Holden, N. Fuhrman, L. Raven, "In-Reactor Densification Experience with Gulf United Fuel", Trans. Amer. Nucl. Soc., 17 (1973) pp.169.
- 52) J.D.B. Lambert, L.A. Neimark, "Short-Term Restructuring and Densification in Mixed-Oxide Fuel Elements", Trans. Amer. Nucl. Soc., 17 (1973) pp.170.
- 53) M.D. Freshley, S. Goldsmith, "The EEI Fuel Densification Program", Trans. Amer. Nucl. Soc., 18 (1974) pp.122.
- 54) H.H. Klepfer, R.B. Richards, T. Trocki, "Fuel Performance in Boiling Water Reactors", American Power Conference 34th Annual Meeting, 1972.
- 55) "Oyster Creek Nuclear Power Plant 1, Abnormal Occurrence Report", DOCKET 50219-416, January 1974.
- 56) "Dresden Nuclear Station Unit 3, Abnormal Occurrence Report", DOCKET 50249-558, February 1975.
- 57) W.R. Casto compiled, "Selected Safety-Related Occurrences Reported in May and June 1975", Nuclear Safety, 16(5) (1975) pp.627-629.
- 58) W.H.F. Huenlich, "Performance of Nuclear Power Stations in the Federal Republic of Germany", IAEA-SM-178/48, 1974.
- 59) H.J. Schenk, "Experience from Fuel Performance at the Obrigheim Nuclear Power Plant (KWO)", IAEA-SM-178/15, 1974.

- 60) J.A.L. Robertson, "Fuel Performance of Canadian Reactors", AECL-4366, January 1973.
- 61) K. Hannerz, "Current ASEA-ATOM BWR Fuel Experience", Paper No.10, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on In-pile Behavior of Light Water Reactor Fuel, Geilo, March 16-21, 1975.
- 62) N. Eickelpasch, "Six Year's Experience with Core Performance at KRB Power Station Gundremingen", IAEA-SM-178/6, 1974.
- 63) S. Aas, K.D. Olshansen, K. Videm, "Fuel Failure Caused by Overpower Ramps", Paper No.55, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, October 15-19, 1973.
- 64) A.S. Bain, J.C. Wood, C.E. Coleman, "Fuel Design to Eliminate Defects on Power Increases", Paper No.56, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, October 15-19, 1973.
- 65) A. Garlick, P.D. Wolfenden, "Fracture of Zirconium Alloys in Iodine Vapour", Journal of Nuclear Material, 41 (1971) pp.274-292.
- 66) J.C. Wood, "Factors Affecting Stress Corrosion Cracking of Zircaloy in Iodine Vapour", Journal of Nuclear Material, 45 (1972/73) No.2 pp.105-122.
- 67) S. Djurle, G. Lysell, H. Mogard, "Some Irradiation Studies of Fuel/Clad Interaction and Clad Cracking", A/CONF. 49/P/315, 1972.
- 68) E. Rolstad, K.D. Knudsen, "Studies of Fuel/Clad Mechanical Interaction and the Resulting Interaction Failure Mechanism", A/CONF.49/P/295, 1972.
- 69) H. Mogard, S. Aas, S. Junkrans, "Power Increases and Fuel Defection", A/CONF.49/P/314, 1972.
- 70) E. Rolstad, "A Mechanical Explanation to the Overpower Failures", Nuclear Technology, 25 (January 1975) pp.7-12.
- 71) N. Eickelpasch, R. Seeplot, U. Wolff, "Implication of Fuel Performance on the Plant Operation", Trans. Amer. Nucl. Soc., 20 (1975) pp.156-159.
- 72) S. Aas, "The Effects of Load-following Operations on Fuel Rods", Lecture Note Presented at the Advanced Course in In-Reactor Behavior of Water Reactor Fuels and its Influence on Design, Manufacture and Operation, August 26-30, 1974.
- 73) R. Karlsson, S. Sandklef, E. Sönderman, "Power Control Demands on Nuclear Units in Sweden and the Implications on Plant Operation and Fuel Requirements", Paper No.7, presented at the Enlarged Halden Programme Group Meeting on In-pile Behavior of Water Reactor Fuel, Geilo, March 16-21, 1975.
- 74) S. Djurle, H. Taylor, "Post-Irradiation Evaluation of the Third Swedish Fuel Assembly, IFA-21, Irradiated in the Halden Boiling Heavy Water Reactor, HPR-114, 1969.

- 75) G. Lysell, G. Valli, "Overpower Ramp Tests on CIRENE Prototype Fuel Pins", Paper No.73, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
- 76) T. Bozzoni, G. Pugnetti, G. Valli, "Irradiation Experience in the Development of a Fuel Element for the Prototype CIRENE Reactor", Paper No.67, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
- 77) G. Lysell, "Overpower Experiments on IFA-4 Fuel Rods in R-2 at Studsvik", AE-ML-307, February 1973.
- 78) K. Svanholm, "The Over-power Tests on IFA-405(HP)", Paper No.38, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on In-Pile Behavior of Light Water Reactor Fuel, Geilo, March 16-21, 1975.
- 79) W.J. Penn, R.K. Lo, "CANDU Fuel-Performance Criteria", Trans. Amer. Nucl. Soc., 22 (1975) pp.209-210.
- 80) E. Rolstad, K. Svanholm, "Overpower-to-Failure Experiment on a High Burnup Fuel Rod", Paper No.77, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 15-19, 1973.
- 81) "OECD Halden Reactor Project Quarterly Progress Report January to March 1973", HPR-158, May 1973.
- 82) H. Jagersberger, S.J.B. Krawczynski, "Experimente zum Verhalten von SWR-Brennstäben bei Positiven Leistungsänderungen", Reaktortagung, Berlin, (1974) pp.332-335.
- 83) I. Ruyter, "Analysis of the German IFA-407<sup>II</sup> Overpower Experiment", Paper No.36, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on In-Pile Behavior of Light Water Reactor Fuel, Geilo, March 16-21, 1975.
- 84) E.J.O'Neil, K.R.Jordan, P.S. Miller, "Saxton Overpower Test", Trans. Amer. Nucl. Soc., 12(2) (1969), pp.551.
- 85) P. Knudsen, K. Hansen, R.S. Johansen, "Power Ramp Test with a PWR Fuel Pin", Paper No.37, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on In-Pile Behavior of Light Water Reactor Fuel, Geilo, March 16-21, 1975.
- 86) P. Knudsen, K. Bryndum, "UO<sub>2</sub>-Zr Performance Evaluation in Over-Power Testing at 21,000 MWD/MT UO<sub>2</sub>", Trans. Amer. Nucl. Soc., 19 (1974) pp.140.
- 87) D.O. Pickman, "Performance Limits and Safety Criteria for SGHWR Fuel Elements in Normal and Transient Conditions", Paper No.11, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on In-Pile Behavior of Light Water Reactor Fuel, Geilo, March 16-21, 1975.
- 88) "Inter Ramp Project Program Proporsal, Addendum I", February 1975.
- 89) "Halden Reactor Project Programme Proporsal for 1976", HP-375, September 1975.

- 90) R.D. MacDonald, D.G. Hardy, C.E.L. Hunt, "Unirradiated UO<sub>2</sub> in Irradiated Zirconium Alloy Cladding", Trans. Amer. Nucl. Soc., 17 (1973) pp.216.
- 91) W. J. Quapp, C.M. Allison, L.C. Ferrar, "PWR Fuel Rod Behavior Under Film-Boiling Conditions", Trans. Amer. Nucl. Soc., 23 (1976) pp.300-302.
- 92) K. Guse, P. Neihoff, K. Reichardt, "Early Lifetime and Transient Overpower Behavior of Low Density UO<sub>2</sub>-Pellets in Short Pin Irradiation", Paper No.33, presented at the Enlarged Halden Programme Group Meeting on Irradiation Experience from the Halden Reactor, Sanderstölen, March 19-23, 1973.
- 93) L. Lunde, "Stress Corrosion Cracking Heat Treatment, Ductility and Critical Strain", Paper No.2, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on Inpile Behavior of Water Reactor Fuel, Geilo, 1975.
- 94) H. Ebert, W. Jung, F. Schlemmer, "Lastwechselexperimente mit DWR-Brennstäben", Reaktortagung, Karlsruhe (1972), pp.237-239.
- 95) D.M. Evans, R.R. Gallic, G. Thorpe, "Windscale Advanced Gas-Cooled Reactor (WAGR) Fuel Pin Operating Experience", Paper No.11, presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, October 16-21, 1973.
- 96) R.R. Gallic, G.B. Greenough, H. Hughes, "Load-Following Capabilities of AGR Fuel Pins", Trans. Amer. Nucl. Soc., 20 (1973) pp.224-226.
- 97) S. Sandklef, R. Bodh, "Neutron Absorber Techniques Development in the Studsvik R-2 Reactor", IAEA-SM-165/37, 1973.
- 98) E. Rolstad, K. Svanholm, "The IFA-229<sup>I</sup>(N) Overpower-to-Failure Experiment on a High Burnup Fuel Rod", Paper No.34, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on Irradiation Experience from the Halden Reactor, Sanderstölen, March 19-23, 1973.
- 99) K. Reichardt, M. Neuman, "Irradiation of Water-Cooled Fuel Rods in Boiling Water Loop", Kerntechnik 10, No.6 (1968) pp.131-137.
- 100) H. Hagen, K. Hansen, J.A. Leth, "Design and Experience with Rigs Simulating LWR Conditions in a Research Reactor", IAEA-SM-165/8, 1973.
- 101) J. Markgraf, P. Zeissen, "LWR Fuel Irradiation Facilities in the HFR Petten", EUR-5198e, July 1974.
- 102) S. Sandklef, H. Tomani, "Irradiation Facilities for LWR Fuel Testing in the Studsvik R-2 Reactor", AE-478, October 1973.
- 103) E. Kolstad, E. Rolstad, T. Hernes, J.φ. Hol, "The High Pressure PWR Rig IFA-414(N), A Short Description of the Design and the Performance Characteristics", Paper No. 27, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on Inpile Behavior of Water Reactor Fuel, Geilo, 1975.
- 104) "Report to the American Physical Society by the Study Group on Physics Problems Relating to Energy Technologies; Radiation Effect on Materials",

- Review of Modern Physics, Vol.47, Suppl. No.3, Winter 1975.
- 105) 星薦雄, 石川寛, "燃料の溶融破損について (SPERT-CDC, TREATにおける実験結果の検証)", 高速増殖炉専門委員会資料, 1974.
- 106) 石川迪夫, "反応度事故に関する安全性", 「原子炉安全工学」, 日刊工業新聞社, 1974.
- 107) T.G. Odekirt, "Detailed Test Plan Report for PBF Test Series PCM-20: The Behavior of Unirradiated PWR Fuel Rods Under Power Cooling-Mismatch Conditions", ANCR-1095, April 1974.
- 108) J.G. Crocker, W.V. Johnston, "Power Cooling Mismatch Tests under PWR Conditions in the Power Burst Facility", Paper presented at Specialist Meeting on the Safety of LWR Fuel Elements, Saclay, October 1973.
- 109) D.C. Groenveld, "Post-Dryout Heat Transfer at Reactor Operating Conditions", AECL-4513, June 1973.
- 110) A. Garlick, W. Radpath, "Winfrith SGHWR In-Reactor Dryout Test, Results of Post-Irradiation Examination of the Instrumented Fuel Assembly", Paper presented at Specialist Meeting on the Safety of Water Reactor Fuel Elements, Saclay, October 1973.
- 111) A.D. Lane, J.G. Collier, "Thermal and Irradiation Performance of Experimental Fuel Operating in Steam-Water Mixtures", A/CONF.28/P/16, 1964.
- 112) R. Schwarzalder, J. Hochel, J. Fisher, "Examination of an In-Pile-Burnout Damage on a Boiling Water Fuel Rod", A/CONF.28/P/469, 1963.
- 113) O. Pugh, A.D. Lane, "A Proposal for Irradiation of X-607 Phase I and II: To Determine the Consequences of an Inadvertent Boiling Burnout", Exp-NRX-60701, January 1965.
- 114) T.S. Sorlie, S. Levy, M.F. Lyons, J.E. Boyden, "Experience with BWR Fuel Rods Operating Above Critical Heat Flux", NUCLEONICS, Vol.23, No.4, April 1965.
- 115) E. Rolstad, G. Kjaerhein, "In-Pile BWR Fuel Burnout Experiments", Nuclear Engineering International, Vol.14, No.151 (December 1968), pp.1021-1027.
- 116) K.M. Becker, "A Burn-out Correlation for Flow of Boiling Water in Vertical Rod Bundles", AE-276, 1967.
- 117) K.M. Becker, "Measurements and Predictions of Burn-out Conditions in Rod Bundles", paper presented at the Symposium on Two-Phase Flow, Bournemouth, June 1967.
- 118) "Light Water Reactor Fuel Behavior Program Description: Small Cluster Test Program Requirements Document", System Safety Research Div., Aerojet Nuclear Company, December 15, 1974.
- 119) "Quarterly Technical Report on Water Reactor Safety Program Sponsored by

- the Nuclear Regulatory Commission's Division of Reactor Safety Research, January-March 1975", ANCR-1254, September 1975.
- 120) "Quarterly Technical Report on Water Reactor Safety Program Sponsored by the Nuclear Regulatory Commission's Division of Reactor Safety Research, April-June 1975", ANCR-1262, November 1975.
- 121) R.K. McCardell, Z.R. Martinson, "Experimental Results of Post-CHF Fuel Rod Behavior", Trans. Amer. Nucl. Soc., 22 (1975) pp.485-486.
- 122) "Quarterly Technical Report on Water Reactor Safety Program Sponsored by the Nuclear Regulatory Commission's Division of Reactor Safety Research, July-September 1975", ANCR-1296, February 1976.
- 123) D.C. Groenveld, G.D. Mcpherson, "In-Reactor Post Dry-out with 36-Element Fuel Bundles", AECL-4705, December 1973.
- 124) K. Schenk, "Development of In-Pile Burnout Detection", HPR-77, March 1967.
- 125) J.D. Tkach, R.H. Meservey, "Corrosion of Thermocouple Sheath Materials in a Pressurized Water Reactor Environment", ANCR-1033, February 1972.
- 126) M.L. Russell, "LOFT Fuel Modules Design; Characterization, and Fabrication Program", ANCR-1223, September 1973.
- 127) D.G. Groenveld, M. Thinbodeau, G.D. Mcpherson, "Heat TRansfer Measurements on Trefoil Fuel Bundles in the Dryout with Data Reduction", AECL-3414, August 1970.
- 128) K. Videm, A. Hanevik, K. Lunde, "Post-Irradiation Examination of the Burnout Assembly IFA-38", HPR-98, May 1968.
- 129) E. Rolstad, G. Kjaerheim, K. Svanholm, P. Arnesen, A. Hanevik, "Final Report on Burnout Assembly IFA-40", HPR-138, June 1971.
- 130) O. Junkrans, A. van Santen, "Swedish Dry-out Experiment IFA-157 Terminal Report", Paper No.21, presented at the Enlarged Halden Program Group Meeting on Irradiation Experience from the Halden Reactor, Sanderstölen, March 19-23, 1973.
- 131) E. Rolstad, G. Kjaerheim, "Burn-out and Instability Studies at HBWR", HPR-78, May 1968.
- 132) "OECD Halden Reactor Quarterly Progress Report January to March 1975", HPR-181, May 1975.
- 133) "OECD Halden Reactor Quarterly Programs Report July to September 1975", HPR-189, November 1975.
- 134) R. Billian ed., "Annual Scientific Report 1972", BLC 481, 1973.
- 135) R.D. Page, Q. Pugh, E.Q. Moeck, A.D. Lene, "Analysis of the Behavior of the X-607 Phase 1, An Experiment to Determine the Consequence of a Low Flow Burnout", Exp-NRX-60705, July 1965.

- 136) E. Korb, L. Sepold, "In-pile Experiments for Investigating Fuel Rod Failure", ORNL-Tr-2990, July 1975.
- 137) R.A. Lorentz, D.O. Hobson, G.W. Parker, "Final Report on the First Fuel Rod Failure Transient Test of a Zircaloy-Clad Fuel Rod Cluster in TREAT", ORNL-4635, February 1971.
- 138) R.A. Lorentz, D.O. Hobson, G.W. Parker, "Fuel Rod Failure under Loss-of-Coolant Conditions in TREAT", Nuclear Technology Vol.11 (August 1971) pp.502-520.
- 139) R.A. Lorentz, D.O. Hobson, G.W. Parker, "Final Report on the Second Fuel Rod Failure Transient Test of a Zircaloy-Clad Fuel Cluster in TREAT", ORNL-4710, 1972.
- 140) Presentation at the Specialist Meeting on the Light Water Reactor Safety Programme, NRC, January 27-28, 1976.
- 141) 川崎 了, "冷却材喪失事故時の燃料の挙動", 「原子炉安全工学」, 日刊工業新聞社, 1974.
- 142) D.O. Hobson, M.F. Osborne, G.W. Parker, "Comparison of Rupture Data from Irradiated Fuel Rods and Unirradiated Cladding", Nuclear Technology Vol.11 (August 1971) pp.479.
- 143) A.A. Bauer, L.M. Lowry et al., "Progress on Evaluating Strength and Ductility of Irradiated Zircaloy during April through June 1975", BMI-1935, June 1975.
- 144) A.A. Bauer, L.M. Lowry, J.S. Perrin, "Evaluating Strength and Ductility of Irradiated Zircaloy, Quarterly Progress Report for October through December, 1975", BMI-1942, December 1975.
- 145) C.Z. Serpan Jr., H.E. Watson, "Through-Thickness Neutron Fluences and Embrittlement Gradients in Reactor Pressure Vessels", Nuclear Technology, Vol.11 (August 1971) pp. 592-601.
- 146) C.L. Segaser, "Feasibility Study, Irradiation of Heavy Section Steel Specimens in the Sough Test Facility of the Oak Ridge Research Reactor", ORNL-TM-3234, May 1971.
- 147) J.A. Williams, "Heavy Section Steel Technology Program Technical Report No.31, The Irradiation and Temperature Dependence of Tensile and Fracture Properties of ASTM A533, Grade B, Class 1 Steel Plate and Weldment", HEDL-TME 73-75, August 1973.
- 148) G.D. Whitman, "Quarterly Progress Report on Reactor Safety Programs Sponsored by the NRC Division of Reactor Safety Research for January-March 1975, II. Heavy-Section Steel Technology Programs", ORNL-TM-4914 Vol.II, 1975.

- 149) G.D. Whitman, "Quarterly Progress Report on Reactor Safety Programs Sponsored by the NRC Division of Reactor Safety Research for October - December 1974, II. Heavy-Section Steel Technology Program", ORNL-TM-4805II, March 1975.
- 150) G.D. Whitman, "Quarterly Progress Report on the Heavy-Section Steel Technology Program for October-December 1975", ORNL/NUREG/TM-3, April 1976.
- 151) B.J. Beescher, J.W. Pegram, "B&W Model for Predicting In-Reactor Densification", BAW-10083, April 1975.

付録 1. 米国の軽水炉安全性研究

米国の軽水炉安全性研究の概要 (FY 1976)

出典 NR-MI-007-3  
March 12, 1976

研究プロジェクト	契約番号	契約研究所	プロジェクト・マネージャ	76年度予算	プロジェクト概要
I-1 産業界協力研究計画に関するNRCへの技術面でのバックアップ	189:A6039(06074)	ANC	J. H. Ramstahler	\$ 225,000	GEの行うBWR-BDHT及び再冠水実験に関して、そのデータ解析や将来の実験計画立案に関して、NRCを支援する。
-2 CHFを越えた領域での熱伝達	189:A4055(04768)	Lehigh Univ.	John Chen	36,000	即存の実験データから、CHFを越えた領域の熱伝達相関式を作成する。
-3 蒸気・水混合研究プロジェクトのための協力及び支援研究	189:A4042	BCL	R. Denning	200,000	PWRのcold leg/down comer/lower plenumでの非常用冷却水と蒸気との相互作用研究のための縮尺モデル実験を行う。(1/15スケール)
-4 BWR-BDHT	189:B3014(13655)	GE(EPR1)	G. Burnette	1,054,900	電気ヒータピンで模擬した7×7, 8×8アセンブリをつかって、ブローダウン及び非常用炉心冷却水注入時の熱伝達を研究する。
-5 ダウンカ効果実験研究	189:A4070	Creare	J. Block	250,000	PWRのダウンカマ部について1/15のモデルをつくり、壁温、圧力レベル或は内部構造物などの非常用炉心冷却水注入に及ぼす効果を調べる。
-6 再冠水時にliquid carryoverの熱伝達に及ぼす効果	189:A4060(04788)	MIT	P. Griffith	66,000	FLECHTデータ解析のため、再冠水時の熱伝達特性を実験的に確かめる。
-7 ブローダウン時の2相流の圧力損失の研究	AT(11-1)2152	Univ. of Cincinnati	J. Weisman	91,285	フレイオン-113をつかったブローダウン試験を行って、断面形状変化や継手部分での圧力損失を測定し、2相流・1次元のモデルを作成する。
-8 FLECHT-Set	189:A4071(04619)	Westinghouse	Anthony Suda	270,000	PWRの再冠水モデルのための、LOCA再冠水時の非常用炉心冷却水の挙動を調べる実験を行う。
-9 LOCA研究計画の熱伝達のとりまとめ	189:A2014(02480)	ANL	P. A. Lotles	170,000	NRCがスポンサになっている各種のLOCA時の熱伝達に関する研究のとりまとめを行う。
-10 LOCA解析の検証(系統及び各コンポーネントへの要求)	189:A6047(06236)	ANC	J. H. Ramstahler	305,000	LOFT, SEMISCALE, PFEその他米国以外の実験データなどを使用して、PWR, BWRのLOCA解析モデルの検証を行う。
-11 LOFTの建設	189a:A6043 A6054 A6055 A6040 A6053 A6074	ANC	L. Ybarrondo	2,230,000	PWRのLOCAについて総合実験を行うLOFTについては、原子炉起動前の冷・高温の総合機能試験終了。各種の実験開始の準備中。
-12 LOFTの実験計画	189:A6048	ANC	L. Ybarrondo	1,800,000	LOFTでのLOCAの総合実験に関して、実験計画の作製、実験とそのデータ処理を行う。
13 ブローダウン時の解析と過度バーンアウト実験	189:A2026(02752)	ANC	H. Fauske	175,000	ブローダウン時の2相流に関する各種の解析モデルをつくると共に、過度CHF実験を行う。
-14 プレナム・フリリング実験(PFE)	189:B2039	PNL	M. Patrick	3,000,000	ブローダウン末期から再冠水初期にかけて発生する可能性のある非常用冷却水のバイパス現象と、2相流現象に関する実験データを取得する。
-15 PWR-BDHT	189:B0125	ORNL	D. G. Thomas	2,375,000	ブローダウンの過程で、CHF前後の熱伝達率及びCHF到達時刻を、出力、系統圧力、冷却水流量、破断位置などの函数として実験的(7×7ピンまで)に求める。
-16 Semiscale Mod 1	189:A6038	ANC	J. Zane	3,650,000	等温ブローダウン現象、ブローダウン時の熱伝達、再冠水時の熱伝達特性を実験的に調べる。また非常用炉心冷却水の注入位置、角度、注入速度や量などの効果を実験する。
II-1 崩壊熱(OREGON STATE)	189:B2040	Oregon State Univ.	B. I. Spinrad	50,000	ENDF/B-IVを標準計算手法として、崩壊熱計算方法を確立してその誤差分析を行う。LASL, ORNLなどの実験データで検証する。
-2 定常時燃料ふるまいコードの検証	189:B2043	PNL	S. Goldsmith	400,000	LOCA前及びその過程で燃料の中心温度を正しく評価するより、ホルデンでのIFA-431, 432実験などを通じて、ギャップ熱伝達モデルの検証を行う。
-3 核分裂生成物からのβ, γエネルギーの放出	189:B0095	ORNL	R. W. Peelle	250,000	<sup>235</sup> U, <sup>239</sup> Puの熱中性子分裂によって生じるFPのβ, γエネルギーを3~5%の精度で、2~2,000秒にわたり実験的に求める。
-4 崩壊熱(LASL)	189:A7012	LASL	R. B. Perkins	150,000	熱収支法で、 <sup>235</sup> U, <sup>239</sup> PuのFPの崩壊熱を、20~2,000秒にわたり、5%の精度で求める。
-5 軽水炉燃料からのFP放出	189:B0127	ORNL	Gordon Fee	230,000	使用済燃料輸送中の事故及びLOCAが終了したあと、燃料棒から放出される放射性核種の量、物理、化学型などを調べる。
-6 核分裂生成物の移行解析	189:A4078	BCL	J. A. Gieseke	87,500	使用済燃料輸送中の事故及びLOCA時に放出されるFPの移行と沈積について解析する。
-7 燃料ふるまいコードの開発	189:A6050	ANC	J. Ramstahler	400,000	FRAP-S及びFRAP-Tコードの開発を行う。
-8 燃料挙動の検証	189:A6046	ANC	J. Ramstahler	850,000	ホルデンのIFA-429, 430実験、炉外でのギャップ熱伝達測定実験及びガスフロー実験など各種の実験を通じて、FRAP, MATPROコードシステムの検証を行う。
-9 酸化されたジルカロイの機械的性質	189:A2017	ANL	B. W. Weeks	400,000	ジルカロイの酸化が及ぼす機械的性質の変化を定量的に調べる。
-10 溶融炉心の相互作用	189:A1019	Sandia Laboratories	D. A. Dahlgren	195,000	LWRの仮想的な溶融事故時に派生すると考えられる代表的な炉心構材の相互作用について調べる。
-11 マルティロッド・バースト試験	189:B0120	ORNL	R. H. Chapman	600,000	LOCA模擬条件下で、内部加圧した電気ヒータ模擬燃料棒及びガラスタのふるまいを研究する。
-12 溶融材のたまり中での熱伝達	189:A4061	Ohio State Univ.	F. A. Kulachi	35,000	自己発熱のある容器内液体の自然循環下での熱伝達を調べる。
-13 PBF実験	189:A6041, A6049, A6044 A6056, A6057	ANC	J. Crocker	8,380,000	PBFを使って、LWRの異常及び過渡、事故時の燃料(クラスター)のふるまいを実験する。PCM, IE, Gop Con, LOCA実験など。

II-14	蒸気爆発現象	189:A1030	Sandia Laboratories	D. A. Dahlgren	\$ 100,000	溶融したLWR炉心構成材が冷却水に触れた時に生じる蒸気爆発の研究を行う。
-15	照射済ジルカロイの機械的性質	189:A4068(04753)	BCL	A. A. Bauer	400,000	照射済ジルカロイ・機械的性質を調べ、各種の異常時、過渡時、事故時の燃料のふるまい解析に役立たせる。
-16	過渡時の燃料棒からのFPの放出	189:A2016	ANL	L. R. Kalman	250,000	各種の異常時に燃料棒から放出されるFPについて、その放出機構の見地に立つモデルを作成する。
-17	蒸気爆発の発生原因	189:A2029	ANL	R. E. Henry	115,000	2液相の相互作用で、爆発現象の発生原因となる物理的条件について研究する。
-18	ジルカロイ被覆管のコラプス研究	189:B0124	ORNL	D. O. Hobson	250,000	温度、圧力差、応力などの函数として、ジルカロイ被覆材のクリープコラプスの特性を研究する。
-19	ジルコニウム、水反応のカイネティックス	189:B0128	ORNL	J. V. Cathcart	350,000	ジルコニウム、水反応に関する、より精度の高い実験データを取得してモデル化する。
III-1	軽水炉安全の解析	189:A7027	LASL	K. Lathrop	270,000	ブローダウン初期の冷却水圧力と炉心構造物の相互作用、2相流の過渡的な短縮と蒸発、ダウンカマ、下部プレナムの向流モデルの作成。
-2	COBRAによる解析	189:B2041(12923)	PNL	D. S. Trent	300,000	事故時の燃料バンドルの熱水力的特性を解析し、実験的に検討する。
-3	格納容器の解析	189:A6042	ANC	J. H. Ramthaler	240,000	既存のLASL KACHINAコードを簡略化し、より長時間にわたって格納容器の解析ができるようにする。
-4	LOCA解析の検証 (モデルの検証)	189:A6047	ANC	J. H. Ramthaler	395,000	LOFT, SEMISCALE, PFEその他米国以外の実験データを使用して、PWR, BWRのLOCA解析モデルの検証を行う。
-5	LOCA解析	189:A6052(06237)	ANC	J. H. Ramthaler	1,235,000	RELAPコードの開発と改良及びそれ以外のLOCA時の熱水力学分野で他の研究結果を含めて改良する。
-6	THOR-Advanced 1-Dコード	189:A3014(03534)	BNL	W. Wulff	735,000	軽水炉の事故時の過渡的な熱水力学解析コードの改良モデルを作成する。
-7	TRACコード	189:A7016(07559)	LASL	K. Lathrop	715,000	LOCA解析のBEモデル作成。 TRAC: Transient Reactor Analysis Code
IV-1	音響診断法による原子炉異常解析	AT(04-3)-1042 189a-16001	Duregan/Endevco	H. Duregan	120,000	音響診断実験装置を稼働中のCalvert Cliff 2(PWR)に設置してモニタリングを行う。
-2	CRACK ARREST STUDY	189:A4046(04767) W-7405-ENG-92	BNL	G. T. Hahn	325,000	原子炉級の厚板圧力容器用鋼板のCrack arrest methodologyを確立する。
-3	配管・ノズル設計基準	189:B0123	ORNL	G. G. Fee	400,000	単一または多数のノズル取付部の構造解析を実験・解析的に行って、設計基準に反映させる。
-4	高感度超音波探傷法による原子炉の 運転中試験	B-5680	NBS	M. Linzer	~ 50,000	感度の良い超音波探傷法を開発する。
-5	CRACK ARREST についての動的 光弾性研究	189:A9026(09542) AT(40-1)-4801	Univ. of Maryland	J. W. Dally	80,000	Crack arrest に関して、適切な実験的検出方法を確立し、ASMEコードやLWRの設計・運転の基準に反映できるようにする。
-6	軽水炉の圧力バウンダリー-のフラク チャ防止	189:B5528(05793) AT(49024)-0207	NRL	F. J. Loss	325,000	軽水炉の圧力バウンダリー-の構造的安全性及び信頼性の観点から、材料上の諸問題点を研究する。
-7	一次系配管破断の実験	189:B3013(13036)	G E	D. A. Halve	225,000	特にBWRの運転環境下に着目して、低サイクル疲労によるLWRの一次系配管の機械的破損に関する知見を増やす。
-8	HSST	189:B0119	ORNL	Gordon Fee	2020,000	LWR圧力容器用厚板鋼板のフラクチャ解析方法を開発し評価する。
-9	圧力容器の超音波探傷法の改良	189a:04760 AT(11-1)-2488	Univ. of Michigan	J. Fredrick	65,000	新しいASMEのBoiler and Pressure Vessel Code(1973)で要求されている限界の欠陥を発見できる高信頼度のシステムをつくる。
-10	音響探傷法による原子炉容器溶接部 の診断	189:A4052(04759) AT(11-1)-2504	GARD	D. W. Prine	86,000	原子炉の各種構成物の溶接箇所が発注する微小なクラックを発見するための検出方法を開発する。
-11	ステンレス鋼の圧力腐食割れ	189:A3023	BNL	J. R. Weeks	100,000	原子炉の酸素を含む冷却水に接したステンレス鋼構造材の溶接熱影響部に発注する応力腐食割れについての研究を行う。

1976年度予算		
I Systems Engineering	\$ 35,968,185	(108 億円)
II Fuel Behaviour	1,349,2500	(40 億円)
III Analysis Development	3,890,000	(12 億円)
IV Metallurgy d Materials	3,796,000	(11 億円)
計	57,146,685	(171 億円)

付録1. 米国の軽水炉燃料安全性研究の状況 (FY 1976)

出典 NR-M1-007-3  
March 12, 1976

NUREG 75/058の分類	研究プロジェクト	サブ・タスク	研究目的	現状と将来計画など	備考															
Analysis Development Branch	7. 燃料ふるまいコードの開発		FRAP-S, FRAP-Tコードシステムの開発	現在はFRAP-S2, FRAP-T3まで作製済である。将来は, FRAP-S4, FRAP-T5までバージョンアップする。	S O L L															
		燃料の機械的応答モデル	FEMによるPCMIの記述, バルーンによる熱伝達率の変化などを含める。	スエリングモデル, PCMIの弾塑性モデルの作成が完了した。																
		ガスの応答モデル	使用済LWR用燃料の照射後試験としてガス・フローテストを行い, 燃料棒内のFPガスの流れ抵抗のモデルを作製する。	ホットセル内でのガス・フロー試験が終了した。																
		熱伝導モデル	2次元熱伝導計算の導入及び局所流効果モデルの導入をはかる。	( $r-\theta$ )計算を導入した。																
		破損クライテリア・サブコード	MATPROコードの破損クライテリアに解析手法を導入すると共に, 各種実験データの統計的取扱をする。	破損クライテリアのサブコードを完成させ, FRAPシステムに組み込んでいる。																
Fuel Behavior Branch	3.3.1.1	19. ジルコニウム・水反応の カインティックス (ZMWOK)	ジルコニウム・水反応に関するより信頼性の高いカインティックスに関する情報を取得する。これによって, 非常用炉心冷却系統が作動するLOCA時の被覆管の酸化に関するより詳しい情報が得られる。 反応速度や拡散に関する知見は, 各種のLOCAの温度条件下でのLWR燃料被覆管の酸化挙動を予測するのに有効である。	1. $P_1-P_1Rh$ (0~1,500°C)の較正を行う。 2. 熱及び物質移行を同時にとくSIMTRAN-1コードをつくる。 3. $\beta$ 相内で酸素の拡散を調べる実験を終えた。 4. 蒸気中900~1,500°Cでの酸化速度を求める。 5. 既存の酸化及び拡散に関するデータを集め, 統計処理を行う。	O L															
				3.3.1.2	9. 酸化されたジルカロイの 機械的性質	ECCSの安全評価の基準Conservatismを評価するため, 酸化がジルカロイの機械的性質, 延性に及ぼす効果を定量化する。温度, 酸素濃度, 組織, 歪速度などをパラメータとして単軸引張試験, 四点曲げ試験, 管バースト試験などを実施する。	1. 試験前検査を実施中である。Zr-2管を除く全試料を入手した。 2. 単軸引張試験を, 900~1,400°Cで実施。酸素濃度と引張速度をパラメータにとる。酸素濃度はZr-2, -4 夫々1,400, 1,100 ppmであった。 3. Zr-4について異方性を考慮したFEMコードをつくり, 応力・歪特性の解析を行う。 以上の結果と, ORNLのマルチロッド・バースト試験の結果をあわせて, ジルカロイの酸化による脆化のモデルをつくる。	O L												
							3.3.1.3	15. 照射済ジルカロイの機械的 性質	各種の事故時, 異常時及び過渡時における照射済の被覆管のふるまい予測に必要な機械的性質をしらべる。高燃焼度下でPCMIが主因でおこると思われる燃料破損の限界歪を求める。また, 温度を過渡的に変化させた時の被覆管破損時の圧力, 昇温速度, 温度の相関式を求める。	スコーピング試験を実施した(回さ試験, 引張試験など)。本試験に使用する使用済燃料(第1ロット)を入手し, その試験前の諸検査を終了した。 曲げ試験, マンドリル試験, 過渡バースト試験などの装置をホットセル内に組込み中。 1978年9月末まで継続予定。	S O L									
										3.3.1.4	11. マルチロッド・バースト 試験	内部加圧できる電気ヒータ式模擬燃料棒を使って, 1本ピン及びマルチロッド(4×4及び8×8)のバースト試験を行う。LOCA時の棒の相互作用効果, 流路閉塞のパターン, はれつ時の温度-圧力の相関及び流動抵抗係数を求める。	1本ピンについての試験を継続中である。マルチロッド試験のための装置の設計を終えた。 1979年9月末まで継続される予定。	O L						
													3.3.1.6	18. ジルカロイ被覆管のコラ プス	温度, 圧力差, 周応力などを含めた, ジルカロイ被覆管のコラプスに影響する因子をしらべる。これによって, 変形がさして問題とならぬクリープコラプスの限界が決定されよう。	供試するジルカロイ被覆管材の試験前検査(寸法試験, 金相試験, X線組織解析)が進行中。炉外実験を76/8頃までで終え, 77/3までに炉内実験のリグをつくる。続いて照射実験も行う。BUCKLEコードの検証と改良を行う。	S			
																3.3.2.1	16. 過渡時の燃料棒からの核 分裂生成物ガスの放出	きわめて広い範囲にわたる異常・過渡現象下で, LWR燃料棒から放出される核分裂生成物ガス放出のモデルをつくる。と同時に, 定常時及び負荷追従時に放出されるFPについての知見も得る。	H.B. Robinson2で照射した燃料ペレットを, 直接通電加熱(DEH)してPCM, RIA, ATWS, BWR流路閉塞などの温度条件を模擬してペレットから放出されるFPガスの量, 物性を調べる。解析コードとしては, SST(Steady State and Transient)CodeをLMFBR用のものを改良してつくり, その検証を実施している。76年中にGRASS(Gas Release and Swelling Subroutine)Codeをつくり, FRAPシステムに組込むことが予定されている。 1977年12月末に本プロジェクトは完了する予定である。	S O L

研究プロジェクト	サブ・タスク	研究目的	現状と将来計画など	備考
3.3.3 2. 定常時燃料ふるまいコードの検証		燃料棒の熱挙動を正確に把握して、LOCAの前および途中の過程での燃料棒温度を決定できるようにする。既存の定常ふるまいコードを検証し、要すればモデルの改良をはかる。		
	A-1, 2, 3, 5	ハルデンHBWRで照射実験を行う IFA-431, 432の計画、照射実験、データ解析及びPIEを通じて、既存のGAPCON-THERMAL, FRAPの検証を行う。	IFA-431は75/5/30から照射を開始し、76/12/2まで継続する予定。IFA-432は75/11/27に開始した照射を、77/7/1まで続ける予定である。	
	A-4 B	GAPCON-THERMAL, FRAPの改良。 炉外実験装置(Modified Pulse Design Apparatus)を使って、Ross & Stouteモデルの接触熱抵抗に関する部分を、より適当なガス圧、温度、組成で実験してより精度よいモデルをつくる。	装置の製作を終えた。Test run 開始圧力を順に低→高にあげて試験する。	S
3.3.3 8 燃料挙動の検証		<ol style="list-style-type: none"> <li>NRCに協力して、燃料棒の異常及び事故時の挙動を理解する研究計画をつくる。</li> <li>解析、実験方法の詳細な記述。</li> <li>実験データを評価して、LWR燃料と被覆管材について物性の相関式を開発し検証する。プルトニウム・リサイクル燃料も含める。</li> <li>ハルデンでの照射実験を含め、適当な照射実験のデータを使って、解析モデルの検証を行う。</li> <li>LWR燃料について、照射後試験を行う。</li> </ol>	FRAP-S, FRAP-Tについては、感度解析を実施した。LWR燃料のPIEでは、室温及び500°Fで定常及び過渡的なガスフロ-試験を実施する。データ解析では、PCM-20の実験データを使って、FRAP-Tの圧力、熱水力及び被覆の変型のモデルの解析を行っている。また、IFA-226のデータで、FRAP-Sの検証を行っている。ハルデンでの照射実験は、IFA-429, 430の2体について行っている。 MATPROの整備については、 RRAP-T MATPRO: ORNLのジルカロイの酸化脆化モデル及びFP放出についてのGRASSモデル、被覆変形についてのCSTRANなどのモデルを組み込む。 RRAP-S MATPRO: 劣化 $UO_2$ のヤング率、ジルカロイの照射成長、 $UO_2$ の破壊強度、ジルカロイの水素吸収、照射による機械的性質の変化、 $UO_2$ $MO_2$ のスウェリング、結晶成長、クリープ・スウェリング・焼しまり、 $UO_2$ FPガス放出などの組み合わせ。 General MATPRO: ジルカロイの熱伝導度及び熱膨張率の不確かさ、ジルカロイの破損歪、 $UO_2$ の熱伝導度のあいまいさなどのチェック。	S O
3.3.4 13. PBFの実験		原子炉の出力、冷却能力などに異常が発生した時に、燃料棒クラスタのふるまいを調べる。こゝで行う諸実験データを利用して、原子炉が正常状態から外れた時、燃料が如何にふるまうかのモデルを作製し、検証する。	<ol style="list-style-type: none"> <li>1976年度中に、PCM実験(5 tests), IE実験(4 tests), Gap Con実験(5 tests)を行う。</li> <li>PCM実験については、スコ-ピングテストを含め3実験をすでに終了した。IE実験についてもスコ-ピングテストを終えている。</li> <li>LOCA実験については計画中である。LOCA実験のためのプラント改造を行っていて、77年5月末には完了する予定である。</li> <li>1976年以後に実施する実験は、LOCA実験、PCM小クラスタ実験、入口流路閉塞実験、RIA実験、PCMパラメータ実験、LEAD ROD TRANSIENT実験である。</li> </ol>	S O L
3.3.5 1. 崩壊熱 (OREGON STATE)		既存の実験データや物理法則を用いて、熱中性子炉での崩壊熱計算方法を確立し、計算誤差を評価する。ENDF/B-IVをもとにデータの不確かさを評価すると共に、LASL, ORNLなどの実験で検証する。	<ol style="list-style-type: none"> <li>ENDF/B-IVの<math>^{235}U</math>の核分裂に関するデータをレビューした。</li> <li>核分裂生成物による中性子捕獲が炉停止後の出力に及ぼす影響を調べたが、無視できることがわかった。</li> <li>実験がない時に、核分裂生成物の崩壊を代用できる核モデルの評価を行う。</li> <li>現在の測定技術を評価したところ、核分裂生成物の<math>\gamma</math> <math>\beta</math>エネルギーを5%以内で測れることがわかった。</li> </ol>	L M
3.3.5 3. 核分裂生成物からの $\gamma$ $\beta$ エネルギーの放出(ORNL)		$^{235}U$ , $^{239}Pu$ の熱中性子による核分裂で発生する核分裂生成物の $\gamma$ と $\beta$ 崩壊のエネルギーを分裂後、2~2,000秒にわたって実験的に求める。 $\gamma$ $\beta$ スペクトル法を用いて、精度は3~5%である。	中精度(7~10%)の実験を $^{235}U$ について開始した。続いて高精度の実験を $^{235}U$ , $^{239}Pu$ の順に行う。77年9月末まで継続される。	L M
3.3.5 4. 崩壊熱 (LASL)		等温熱収支法によって、核分裂後20~2,000秒間の崩壊熱を定める。	装置製作を終了し、予備試験を開始した。	L M
3.3.6 5. 軽水炉燃料からのFP放出		LWR燃料から放出される核分裂生成物の核種ごとの放出量・物理・化学的性質を調べる。使用済燃料輸送中の事故、LOCAが終了したあとの事故解析に有効なデータをつくる。	クヌーセン・セル装置、マススペクトロ装置のホットセル内への掘付けが終了して、予備試験を開始した。H. B. Robinson 2の使用済燃料から供試品をBCLで準備した予備実験では、 $UO_2$ とC <sub>2</sub> が化合物をつくることが判明した。	O L
3.3.6 6. 核分裂生成物の移行解析		仮想的なLOCA事故時に、原子炉一次冷却系または使用済燃料輸送容器中に放出される核分裂生成物の移行や沈積挙動を調べる。	プロジェクトは76/1/21よりスタートした。77/3/31まで継続される。	O L

研究プロジェクト	サブ・タスク	研究目的	現状と将来計画など	備考
3.3.7.1	12. 溶融材プール中での熱伝達	容器に閉じこめられた自己発熱のある液体の自然循環による熱伝達を調べる。熱中性炉や高速炉で炉心の溶融事故が生じたあとの熱除去の問題を調べる。	水平の定常状態でRayleigh数が $2.17 \times 10^{12}$ までの結果は得られ、NUREG 76/065に報告した。 $Ra \approx 10^{13}$ まで拡張し、定常及び過渡の実験を行う。	<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> M
3.3.7.1	14. 蒸気爆発現象	炉心溶融事故時に、溶融した材料が冷却水に接した時発生する衝撃波の物理的性質を追跡する。生じうる衝撃波の大きさや時間応答を調べて、 (1) 爆発的相互作用をひきおこす限度 (2) 爆発的相互作用で発生する限界などを定める。	約25gの溶融材を使用して、これを冷却水中につけ、急激に膜沸騰を生じさせる。パラメータとしては、高、低温液相の温度、溶融冷却材の組成 (Fe, Fe-UO <sub>2</sub> Zr)、全外圧などである。 装置製作が完了して、予備実験を開始した。	<input type="checkbox"/> O <input type="checkbox"/> L <input type="checkbox"/> M
3.3.7.1	17. 蒸気爆発の発生原因	2液相が爆発的に相互作用を引き起こすための条件を研究する。これによって、LWRの仮想事故時に溶融した炉心構造材と冷却水が接した時の蒸気爆発現象の確率をすることが出来る。ISPRAのdrop tower testなどの結果も含める。	鉱油とフロン22を使った模擬実験を開始した。これによって、この種の爆発的相互作用をひきおこす温度に上下限があることがわかる。 またAl-H <sub>2</sub> Oで、局所的に化学反応がおこった時、この種の爆発現象がいかに変るかを調べる。	<input type="checkbox"/> O <input type="checkbox"/> L <input type="checkbox"/> M
3.3.7.2	10. 溶融した炉心の相互作用	仮想的なLWR炉心の溶融事故によって発生すると考えられるコンクリートと溶融材の相互作用によって発生すると思われる。 1. 蒸気及び非凝縮性ガスの生成速度 2. ガス発生による核分裂生成物の放出へ与える影響 3. 複合系での化学反応などについて研究する。	コンクリート試料の準備が完了。 実験計画が作製された。実験装置が完成し、実験を開始した。	<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> M
				<p>Note</p> <p>S:定常時のふるまい研究</p> <p>O:異常、過渡時のふるまい研究</p> <p>L:LOCA時のふるまい研究</p> <p>M:溶融炉心のふるまい研究</p>

## NRCのハルデンHBWRにおける照射実験

## IFA-430 (NRC/ANC)

Objectives: Establish gas transport characteristics within a fuel rod with power level and clearance as mean parameters.

Rod Instrumentation: 4 center fuel T/C<sub>S</sub>  
6 dynamic gas pressure transducers

To be Loaded: 1976/9

## IFA-432 (NRC/BNW)

Objectives: Measure effect of fuel-cladding gap width and fuel density and stability upon fission gas release, fuel/clad interaction and fuel center temperature at high heat rating and burn-up.

Rod Instrumentation: 6 cladding extensometers  
3 fission gas pressure transducers  
11 central oxide T/C<sub>S</sub>  
1 ultrasonic thermometer

To be Loaded: 1975/11

Table FA-XIV. Data Sheet for IFA-429 (US-NRC), Operational Data

INSTITUTT FOR ATOMENERGI OECD Halden Reactor Project.	<h2 style="margin: 0;">DATA SHEET</h2> <h3 style="margin: 0;">IFA - 429</h3>	ISSUE NO: 1 SIGN: <i>JM</i>	PAGE: 1 DATE: 5/5-1975
Supplier: Aerojet Nuclear Co. Nuclear Regulatory Commission, USA.			
<b>OPERATIONAL DATA</b>			
<b>OBJECTIVES</b>			
To measure effects of power cycling, heat rating, fuel density, fuel-cladding gap, fuel grain size, and burnup on fission gas release, gas sorption, and centre temperature in pre-pressurized fuel rods.			
<b>Steady state</b>			
DESCRIPTION	PREDICTED	ACTUAL	REMARKS
Loading Date	3 75		
Unloading Date	9/78		
Burn-Up MWd/tUO <sub>2</sub>	40 000		
Reactor Position	1-3		
Rel Flux Position	1.02	1.12	<u>40% over power</u>
Channel Power kW	130	143	180 198
Avg Lin. Heat Rating W/cm	345	380	483 531
Max. Lin. Heat Rating W/cm	426	469	596 656
Peak Surf. Heat Flux W/cm <sup>2</sup>	126	139	177 195
Peak (kd) W cm	21	23	29.5 32.4
Peak Spec. Heat Rating W/gUO <sub>2</sub>	60	66	84 92
Max. Centre Temp. °C	1800	2000	2470 2680
Cooling Condition	Natural circulation		
Inlet Velocity m/sec			
Inlet Throttling v <sup>2</sup> /2g			
Hydraulic Diam. mm	9.5		22.7
Area mm <sup>2</sup>	2270		3086
Assembly Dwg.	07425	Parts List Dwg.	
Cable Data Sheet	376180		
Experim. Procedure	EP-1429		
<b>INSTRUMENTATION</b>			
1 Inlet turbine	2 Inlet thermocouples	2	Outlet thermocouples
1 Failure detector	1 Electromagnetic throttling valve		
9 Vanadium neutron detectors		1	Cobalt neutron detector
4 Ultrasonic thermometers	2 In-fuel thermocouples	9	Fission gas pressure transducers

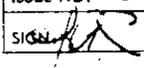
Table FA-XV. Data Sheet for IFA-429 (US-NRC), Test Assembly Data - Top Cluster

DATA SHEET		ISSUE NO: 1	PAGE: 2			
		SIGNATURE: <i>[Signature]</i>	DATE: 5/5-1975			
IFA-429		TOP CLUSTER				
TEST ASSEMBLY DATA						
DESCRIPTION						
Fuel Form	Sintered UO <sub>2</sub> pellets					
Rod No.	AC	AB	AE	AD	AA	AH
Fuel Weight kg	0.168	0.164	0.171	0.167	0.164	0.171
U <sup>238</sup> O <sub>2</sub> in End Pell.	0.0086	0.0076	0.0076	0.0086	0.0086	0.0076
Fuel Density g/cm <sup>3</sup>	10.20	9.98	10.42	10.20	9.98	10.42
Fuel Diameter mm	9.30					
Enrichment	13 W/o U-235					
End Pell. Comp.	95% T.D. nat. UO <sub>2</sub> - 5 W/o Dy <sub>2</sub> O <sub>3</sub>					
Diam. Clearance mm	0.20					
Pellet Length mm	15.2					
Dishing	Both ends, dish radius = 16.8 mm					
Dishing Depth mm	0.33					
Land Width mm	1.4					
Cladding	Zr-4					
Cladding State	Annealed					
Welding	TIG					
Filler Gas	He, 25 atm STP					
Clad. Int. Diam. mm	9.50					
Clad. Thickness mm	0.61					
No. Pins /Cluster	6					
Pitch Distance mm	46					
Spacers	None - end supports only					
Fuel Length/Pin mm	244	246	244	244	245	244
Plenum	25	23	25	25	24	25
Shroud Material	Al X 8001					
Shroud Int. Diam. mm	71					
No. Of Clusters	Three					

Table FA-XVI. Data Sheet for IFA-429 (US-NRC), Test Assembly Data - Middle Cluster

DATA SHEET		ISSUE NO: 1	PAGE: 3			
IFA-429		SIGN: <i>[Signature]</i>	DATE: 5-5-1975			
TEST ASSEMBLY DATA		MIDDLE CLUSTER				
DESCRIPTION						
Fuel Form	Sintered UO <sub>2</sub> pellets					
Rod Number	BC	BB	BE	BD	BA	BH
Fuel Weight kg	0.161	0.157	0.163	0.161	0.157	0.171
<sup>235</sup> U <sub>2</sub> O <sub>7</sub> in End Pell.	0.0076	0.0076	0.0086	0.0076	0.0076	0.0076
Fuel Density g/cm <sup>3</sup>	10.20	9.98	10.42	10.20	9.98	10.40
Fuel Diameter mm	9.30					
Enrichment	13 <sup>w</sup> o U-235					
Diam. Clearance mm	0.20					
Pellet Length mm	15.2					
Dishing	Both ends, dish radius - 16.8 mm					
Dishing Depth mm	0.33					
Land Width mm	1.4					
Cladding	Zr-4					
Cladding State	Annealed					
Welding	TIG					
Filler Gas	He, 25 atm STP					
Clad. Int. Diam. mm	9.50					
Clad. Thickness mm	0.61					
No. Pins /Cluster	6					
Pitch Distance mm	46					
Spacers	None - end supports only					
Fuel Length/Pin mm	245	245	244	245	245	244
Plenum	24	24	25	24	24	25
Shroud Material	Al X 8001					
Shroud Int. Diam. mm	71					
No. Of Clusters	Three					

Table FA-XVII. Data Sheet for IFA-429 (US-NRC), Test Assembly Data - Bottom Cluster

DATA SHEET		ISSUE NO. 1	PAGE: 4			
IFA-429		SIGNATURE 	DATE: 5/5-1975			
		BOTTOM CLUSTER				
TEST ASSEMBLY DATA						
DESCRIPTION						
Fuel Form	Sintered UO <sub>2</sub> pellets					
Rod Number	CB	CA	CD	CE	CH	CC
Fuel Weight kg	0.169	0.171	0.171	0.170	0.164	0.158
U <sup>238</sup> O <sub>2</sub> in End Pellet	0.0086	0.0086	0.0076	0.0086	0.0086	0.0076
Fuel Density g/cm <sup>3</sup>	10.40					
Fuel Diameter mm	9.30	9.30	9.30	9.30	9.14	9.14
Enrichment	13 w/o U-235					
Diam. Clearance mm	0.20	0.20	0.20	0.20	0.36	0.36
Pellet Length mm	15.2					
Dishing	Both ends, dish radius = 16.8 mm					
Dishing Depth mm	0.33					
Land Width mm	1.4					
Cladding	Zr-4					
Cladding State	Annealed					
Welding	TIG					
Filler Gas	He, 25 atm STP					
Clad. Int. Diam. mm	9.50					
Clad. Thickness mm	0.61					
No. Pins /Cluster	6					
Pitch Distance mm	46					
Spacers	None - end supports only,					
Fuel Length/Pin mm	244	245	244	245	244	244
Plenum	25	24	25	24	25	25
Shroud Material	Al X 8001					
Shroud Int. Diam. mm	71					
No. Of Clusters	Three					

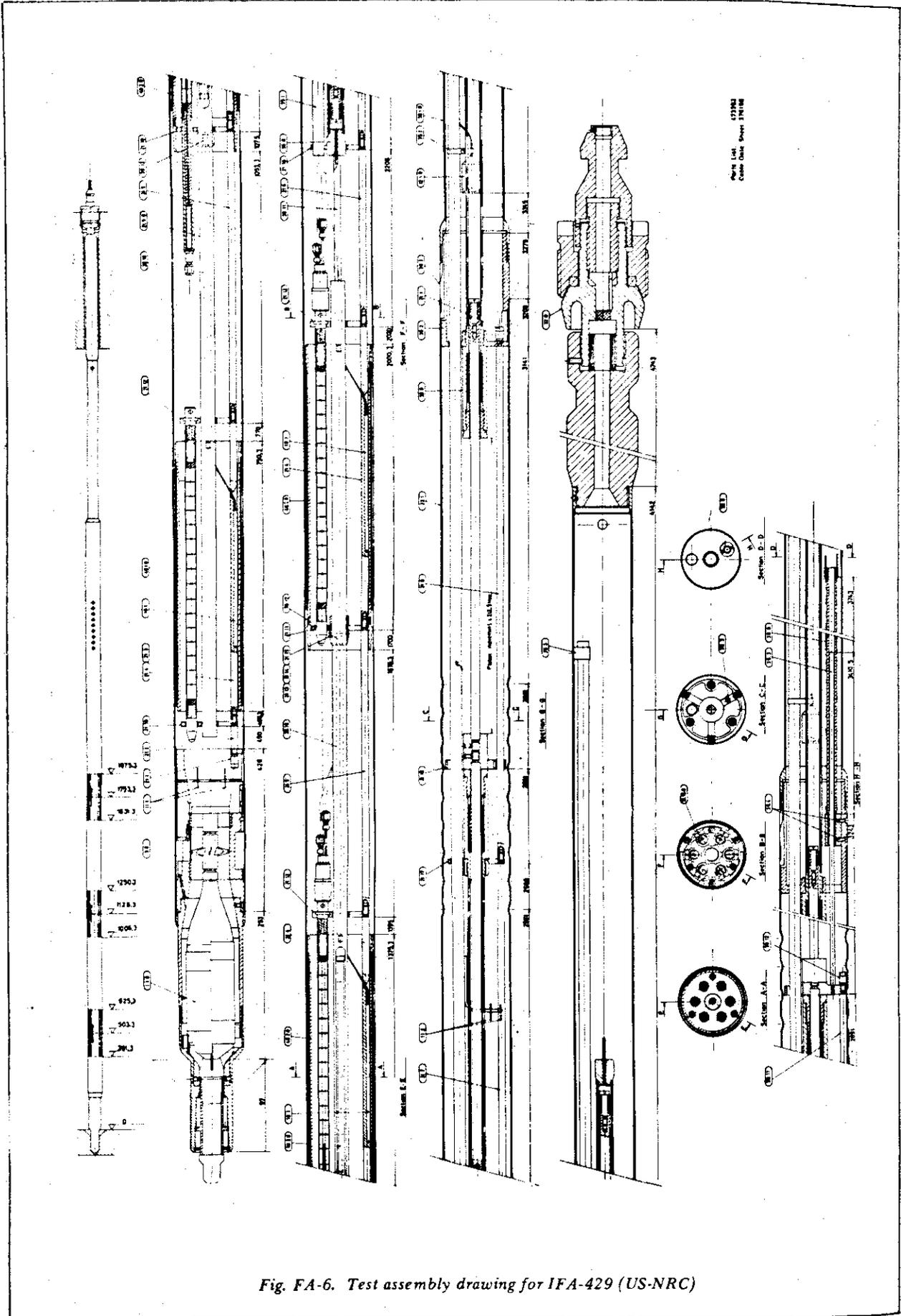


Fig. FA-6. Test assembly drawing for IFA-429 (US-NRC)

Table FA-XVIII. Data Sheet for IFA-431 (US-NRC), Operational Data

INSTITUTT FOR ATOMENERGI OECD Halden Reactor Project.		<b>DATA SHEET</b>  <b>IFA-431</b>		ISSUE NO: 1 SIGN: <i>[Signature]</i>	PAGE: 1 DATE: 25/4-75
Supplier: Battelle-Northwest/Nuclear Regulatory Commission - U.S.A.					
<b>OPERATIONAL DATA</b>					
<b>OBJECTIVES</b>					
- Measure effects of fuel-cladding gap width and fuel density and stability upon fission gas release, fuel-cladding interaction and fuel centre temperature at low heat rating (330 W/cm) and burnup (4000 MWd/MTU).					
<b>DESCRIPTION</b>					
Loading Date	3/75	ACTUAL	REMARKS		
Unloading Date	9/75				
Burn-Up MWd/tUO <sub>2</sub>	4000				
Reactor Position	6-15				
Rel. Flux Position	1.02 1.12				
Channel Power kW	100 110				
Avg. Lin. Heat Rating W/cm	330 360		Desired 300-330 W/cm.		
Max. Lin. Heat Rating W/cm	360 400				
Peak Surf. Heat Flux W/cm <sup>2</sup>	90 100				
Peak $\lambda$ kdH W/cm	18.2 20.0				
Peak Spec. Heat Rating W/gUO <sub>2</sub>	40 44				
Max. Centre Temp. °C	2250 2530				
Cooling Condition	Natural circulation				
Inlet Velocity m/sec					
Inlet Throttling $v^2/2g$					
Hydraulic Diam. mm	20				
Flow area mm <sup>2</sup>	2875				
Assembly Dwg.	17982	Parts List Dwg.			
Cable Data Sheet	376191				
Experim. Procedure	EP-1431				
<b>INSTRUMENTATION</b>					
1	Inlet turbine	1	Outlet turbine		
2	Inlet thermocouples	2	Outlet thermocouples		
1	Electromagnetic throttling valve				
6	Vanadium neutron detectors	1	Cobalt neutron detector		
6	Cladding elongation detectors				
3	Fission gas pressure transducers				
12	In-fuel thermocouples (W Re 5/W 26 Re Aerojet)				

Table FA-XIX. Data Sheet for IFA-431 (US-NRC), Test Assembly Data

DATA SHEET		ISSUE NO: 1	PAGE: 2			
IFA-431		SIGN: <i>[Signature]</i>	DATE: 25/4-75			
TEST ASSEMBLY DATA						
DESCRIPTION						
Fuel Form	Sintered UO <sub>2</sub> pellets					
Rod Number	1	2	3	4	5	6
Fuel Weight kg	0.529	0.516	0.558	0.522	0.516	0.513
Nat. UO <sub>2</sub> in End Pell.	0.020 kg	0.015	0.015	0.020	0.015	0.020
Fuel Density g/cm <sup>3</sup>	10.42	10.42	10.42	10.42	10.09	10.09
Fuel Diameter mm	10.67	10.52	10.85	10.67	10.67	10.67
Enrichment	10% U-235					
End Pell. Comp.	95% T.D. natural UO <sub>2</sub> - 5% Dy <sub>2</sub> O <sub>3</sub>					
Diam. Clearance mm	0.23	0.38	0.05	0.23	0.23	0.23
Pellet Length mm	13					
Dishing	None					
Dishing Depth mm						
Land Width mm						
Cladding	Zr-2					
Cladding State	Annealed					
Welding	TIG					
Fill gas pressure	1 ata					
Filler Gas	He	He	He	Xe	He	He
Clad. Int. Diam. mm	10.90					
Clad. Thickness mm	0.94					
No. Pins /Cluster	6					
Pitch Distance mm	46					
Spacers	None - end supports only					
End Pellet Length mm	25.6	19.2	19.2	25.6	19.2	25.6
Fuel Length/Pin mm	574.4	574.6	580.6	566.1	579.1	575.9
Plenum, mm	17	23	17	24	18	15
Shroud Material	Al X 8001					
Shroud Int. Diam. mm	71					
No. Of Clusters	1					

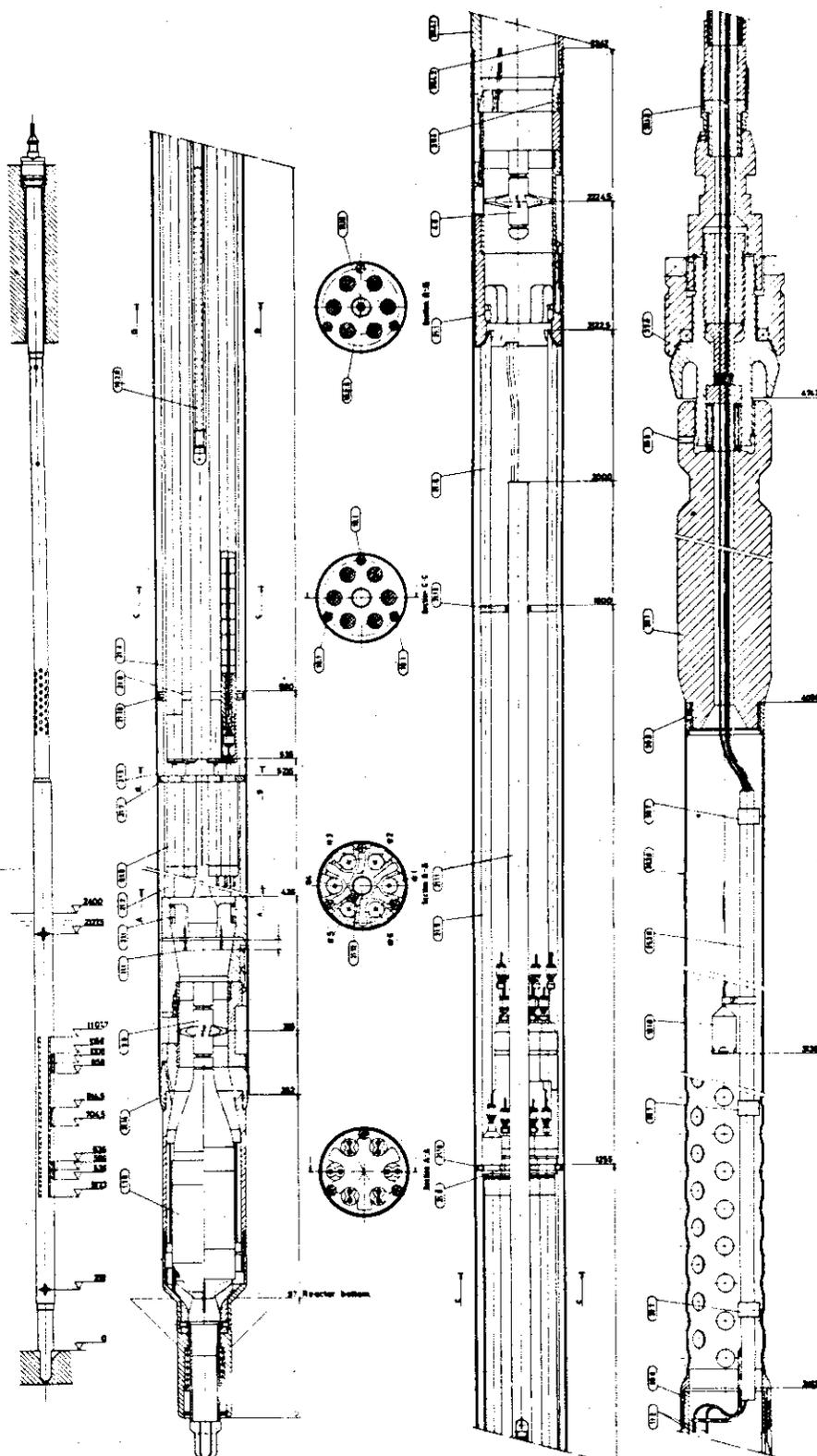


Fig. FA-7. Test assembly drawing for IFA-431 (US-NRC)