1 解説 軽水炉事故時燃料挙動に関する 炉内実験の現状と将来計画

(日本原子力研究所) 石川迪夫, 斎藤伸三, 飛岡利明

軽水炉の事故あるいは異常状態として、冷却材喪失事故、反応度事故および出力・冷却不整合が考えられている。これらの事故状態において燃料がどのように振舞うか調べることは原子炉の安全性を議論する上できわめて基本的な命題である。そこで、これらの事故状態における燃料の挙動に関して原子炉を用いた模擬実験によってこれまでに得られた成果を、NSRR、PBF 実験等を中心に解説し、併わせて諸外国における今後の実験計画について紹介する。

1. 事故時の燃料挙動研究の変遷

原子炉事故時の燃料挙動を研究するために炉内実験が開始されたのは、古く1953～1959年の BORAX 実験⁽¹⁾にさかのぼる。これは1960年代初頭の SPERT 実験⁽²⁾につながる。SPERT 実験は軍用炉 SL-1 の反応度事故(RIA: Reactivity Initiated Accident)⁽³⁾に伴って生じた破壊力の発生機構を解明することを目的の一つとし、炉心全体を出力暴走状態にし、ついには原子炉そのものを破壊させている。

この時代は、事故時の燃料挙動よりも、炉心全体の挙動が興味の主体であったといえる。これらを通じ、原子炉の自己制御効果が即発臨界を超えても維持されることや、反応度事故に伴って発生する破壊力は燃料破壊に起因するなどという、安全上重要な知見が得られた。

破壊力が、破損した高温の燃料からの熱伝達による冷却材の急激な沸騰に起因することがわかると、研究の対象は燃料挙動そのものに移る。1～数本の試験燃料をカプセルまたはループに挿入しパルス照射して挙動を調べることが、1968年 SPERT-CDC⁽⁴⁾で始まり、1970年までに約100回の実験を実施している。このように、1970年代以前は RIA 時の研究が他の事故時の燃料挙動研究に先行し、また完全な米国主導型であった。

一方、設計基準事故(DBA: Design Basis Accident)として最大である冷却材喪失事故(LOCA: Loss of Coolant Accident)についても、米国で炉外ループを用いた冷却材挙動研究が1967年以来続けられてきた。これがセミスケール実験である。その800シリーズ実験⁽⁵⁾で蓄圧系による非常用炉心冷却水の注水実験を行なったが、注入水が炉心に入らず破断口から流出する現象(炉心バイパス)が見られた。これを一つの契機に、米国の

初め世界各国で非常用炉心冷却系(ECCS: Emergency Core Cooling System)の性能評価を、より一層体系的かつ実証的に行う必要性が唱えられた。1972年になって、各国は ECCS 性能評価指針や基準類を整備し始めた。この種の指針・基準類の保守性の定量化や評価手法の実証による安全余裕度の確認を目標に、各国が自国の安全性研究を系統的に充実させ、同時に緊密な国際協力を通じて相互補充し合おうという動きが、石油危機を背景として IEA 諸国間で1975年頃から開始された。

この動きは当然燃料安全研究にも反映されている。それ以前は、炉外実験ではその急峻な熱入力変化を模擬できない反応度事故は別として、事故時の燃料挙動研究のための炉内実験はほとんど行われていなかった。この時代は、個別効果試験を主体とする炉外実験を基に作成したモデルで、計算機を使って予測する手法がとられていた。しかし、1975年以降、米国にPBF (Power Burst Facility)、日本にNSRR (Nuclear Safety Research Reactor)と燃料安全研究専用炉が稼動し始めるなど、炉内実験はきわめて盛んに行われるようになった。既存の材料試験炉の中にも専用ループを設けて、事故時の燃料挙動を研究することが行われ始めた。また、LOCA の全過程を模擬できる専用炉 LOFT (Loss of Fluid Test)が米国に建設され、模擬燃料棒の実験を経て、核燃料を使った実験が1978年12月より開始された。このように、一層忠実に対象とする事象を模擬した実験を炉内で行い、多数の炉内計装情報によ

Present Status and Future Plan of In-Reactor Experiments on Fuel Behavior under Accidental Conditions of Light Water Reactor, Michio ISHIKAWA, Shinzo SAITO, Toshiaki TOBIOKA.

(1978年 10月14日 受理)

第 1 表 主要炉内安全性実験施設の概要

原子炉名	TREAT(米)	SPERT-CDC(米)	PBF(米)	LOFT(米)	FR-2(西独)	NSRR(日)	PHEBUS (仏)	ESSOR(伊)
設置場所	Idaho Nat. Eng. Lab.	同 左 (廃炉)	同 左	同 左	Karlsruhe Nucl. Center	日本原子力研究所	Cadarache Nucl. Res. Center	Joint Res. Center of Ispra
原子炉 炉型式	黒鉛減速、 空気冷却	軽水減速・冷 却、開放プー ル型	軽水減速・冷 却、開放プー ル型	軽水減速・冷 却、タンク型	重水減速・冷 却、タンク型	減速材燃料、 軽水冷却、開 放プー ル型 U-ZrH _{1.8} 棒状 (TRIGA 型)	軽水減速・冷 却、開放プー ル型	重水減速・冷 却、タンク型
炉心燃料	U _{0.0001} -C	UO ₂ 棒状	ZrO ₂ 断熱外 筒付 ZrO ₂ ・CaO・ UO ₂ 棒状	UO ₂ 棒状	UO ₂ 棒状		UO ₂ 棒状	U-Al 合金板 状
²³⁵ U濃縮度 (%)	99	3	18.5	4	2	20	2.8	98
有効長 (m)	1.2	1.2	0.914	1.68	2.16	0.38	0.8	1.54
炉性能 最大出力 (MW)	ピーク 3,500 積分 1,000 MW・sec	ピーク 50,000 積分 600MW・sec	ピーク 240,000 定常 40 積分 1,450 MW・sec	定常 55	定常 44	ピーク 23,000 定常 300 kW (20min) 積分 130MW・sec	定常 60 (20min) 積分 100(短時間)	定常 25
実験炉内 熱中性子 束	$5.7 \times 10^{15} n/cm^2 \cdot \text{パルス}$	$1.4 \times 10^{15} n/cm^2 \cdot \text{パルス}$	$2.5 \times 10^{15} n/cm^2 \cdot \text{パルス}$ $1.5 \times 10^{14} n/cm^2 \cdot \text{sec}$ (定常)	(線出力密度 623W/cm)	$1.3 \times 10^{14} n/cm^2 \cdot \text{sec}$	$1.4 \times 10^{15} n/cm^2 \cdot \text{パルス}$ $2 \times 10^{12} n/cm^2 \cdot \text{sec}$ (定常)		$3 \sim 4 \times 10^{14} n/cm^2 \cdot \text{sec}$
実験炉内 径(cm)	10~20□	10φ	20φ	61φ (炉心径)		22φ	14φ	17φ
主要安全性実験装置 型式	カプセル	カプセル	折返し型 ループ	全 炉 心	折返し型 ループ (DK ループ)	カプセル、折 返し型ループ	貫通型ループ	U字管型ループ (SARA)
試験部有効 寸法(m)	$0.062\phi \times 1.2L$	$0.076\phi \times 1.2L$	$0.12\phi \times 0.914L$	$0.61\phi \times 1.68L$ (炉心寸法)		カプセル $0.12\phi \times 0.38L$ ループ $0.1\phi \times 0.38L$	$0.1\phi \times 0.8L$	$0.098\phi \times 1.54L$
冷却材 温度(°C)		常 温	350	320	(蒸気)550	350	330	371
圧力(MPa)	0.13	常 圧	15.5	15.8	16.2	16	18	20
流量	$0.66 m^3/hr$ (水蒸気)	静 水	$182 m^3/hr$	$27.2 \times 3^3 kg/min$	$140 kg/hr$	$16.8 m^3/hr$	$90 m^3/hr$	$6 kg/sec$
最大試験燃 料本数(本)	7	1	PWR型 45 BWR型 21	1,300 (全炉心燃料 棒数, 1ア センブリー は15×15)		PWR 型 16 BWR 型 9	PWR 型 29	PWR 型 16
主な実験項目	LOCA, RIA	RIA	PCM, LOCA, RIA, 流路閉塞	LOCA	LOCA	RIA	LOCA	LOCA

り事故時の挙動を時間依存で知るとともに、詳細な照射後試験でより幅広くかつ厳密に現象の把握をする研究は、今後しばらくは継続されよう。第1表に、炉内実験に関して主要な原子炉施設の概要を計画中のものも含めて示す。

現在、これらの炉内実験で研究の対象となっている主要事故は、DBA としての LOCA, RIA のほかに出力・冷却不整合(PCM: Power-Cooling Mismatch)がある。原子炉運転中の事故事象を燃料側から整理すると第2表のとおりであるが、①、②の最極端なものが LOCAやRIA であり、③がPCMである。PCM は、腐食生成物等の沈積による燃料棒の局所過熱破損から、

ポンプ軸固着による冷却材流量瞬時喪失などがひき起す炉心過熱破損に至るまでそのスペクトルは広い。

軽水炉の安全評価例から、1例として冷却材喪失事故時の解析例を第1図に示す⁹⁾が、これらの解析手法を実証することは、判定基準の余裕度確認とあわせて現在、燃料安全研究に課された大きな課題であり、各種の炉内実験の重要な存在意義なのである。

II. 炉内実験の現状と成果

1. 冷却材喪失事故時の燃料挙動研究

LOCA 時の燃料挙動に関する炉内実験は、極く最近行われたLOFT実験を除いて現在のところ炉内ルー

第2表 燃料側から見た代表的事故例

種 類	事故事例		事故時燃料挙動研究での分類
	BWR	PWR	
①冷却材圧力または冷却材保有量の異常低下	安全弁誤開 主蒸気管破断	加圧器安全弁誤開、蒸気発生器伝熱管破損	LOCA
	1次冷却系漏洩～破断		
②反応度の増大または出力分布の異常変化	起動事故、引抜事故、冷水事故、制御棒落下事故	制御棒誤挿荷、ホウ素濃度希釈、制御棒クラスタ抜出し事故	RIA
③出力と冷却能力の不均衡	再循環ポンプトリップ、再循環ポンプ軸固着、流路閉塞	ポンプトリップ、1次冷却材ポンプ軸固着	PCM
④その他	地震など		—

第1図 1次冷却材喪失事故時の挙動(PWR)

プによる数回のヒートアップ実験に限られている。LOCA全過程を対象とする炉内実験は、現在の各種計画の進行に期する必要がある。そこで第1図に示す解析例を基に、PWR 低溫側配管大破断時に想定される燃料挙動を紹介する。配管破断に始まるLOCAの全過程は、順にブローダウン(冷却材流出に伴う1次冷却系の急速減圧過程)、リフィル(ECC水による炉心下部プレナムの充水過程)、再冠水期(ECC水により燃料が水没する過程)に分けられる。一方、燃料の発熱源は、事故開始直後に生じる減速材密度低下で核分裂は停止するので、核分裂生成物とアクチノイドの崩壊熱だけになる。

さて、燃料被覆温度はブローダウン初期に生じる炉心冷却水流れの停滞のため急上昇するが(第1の山という)、冷却水の流出につれて破断口に向う蒸気流による冷却効果によりこの温度上昇は止められる。ブローダウン過程が進んで蒸気流が弱くなると、再び被覆の温度上昇が始まる。リフィル時には被覆の温度上昇が続き、900°C以上の高温下ではZr-水反応が盛んになり、その反応熱が熱源に加わる。しかし、再冠水期

には、炉心部で蒸気が発生して水滴をまき上げるため、被覆の温度上昇速度は遅くなり、ついには被覆温度は極大値に到達する(第2の山という)。再冠水により燃料棒表面に核沸騰が生じ、被覆管はクエンチされる。この全過程における燃料挙動の主要研究対象は、①Zr-水蒸気反応と、②被覆のふくれ変形と破裂の分野である。前者は反応熱の発生、被覆管の酸化による脆化と水素ガス発生の問題に関係する。また、1次系の急速減圧と被覆の高温化による強度低下に伴って生じる後者は、ECC水による円滑な冷却効果を阻害する可能性を有する。これまでの炉内実験は、主として②の分野を対象として来た。

次に、現在までに実施された炉内実験の概要を述べる。LOCA 時の燃料挙動を調べる最初の炉内実験は、米国の TREAT 炉の(Transient Reactor Test Facility)で1970年に実施された。これは2回の実験からなり、いずれも長さ約70 cmの BWR サイズ燃料棒7本をバンドルに組んで供試した。

中央の1本には、燃焼度がおおの650, 2,800MWd/tの照射済み燃料棒が使われた。これらは LOCA の“第2の山”を模擬したヒートアップ実験である。

実験と結果の1例を第2図に示す。

第2図 TREAT 炉による LOCA 模擬実験(FRF-2)時過渡挙動

これらの実験で次のことが明らかとなった。

- (1) ふくれ破裂した燃料棒は、長さ約6.5 cmにわたり36～60%程度ふくれている。
- (2) 照射効果や材質(ジルカロイ-2と-4)の差は、ふくれ破裂に影響を与えない。
- (3) 破損部は酸化の進行が著しく、脆化の度が高い。
- (4) 破損部から燃料棒外へ放出される核分裂生成物(F.P.)の量は総量で0.5%、ヨウ素で10～20%程度である。

TREAT 実験に次いで、1975年以来西独の FR-2 炉での実験が開始された。DK ループと呼ばれるリエントラント型の炉内ループに、長さ50 cmの PWR 燃料

棒を1本ずつ供試している。燃焼度(0~35,000 MWd/t)および内圧(4.5~10 MPa)を主パラメータにし、TREATと同じヒートアップ実験を行なっている。本実験では、42回の核燃料による実験と平行して25回の模擬燃料棒実験を計画し、後者は出力だけをヒータで模擬して同じ炉内実験を行うものである。これにより炉内実験の精度上昇を図ると同時に、豊富な炉外実験データと、模擬性はより高いが実験数の少ない炉内実験とを結びつけることを意図している。1976年までに実施した6回の実験結果を第3表に示す¹⁰⁾。

第3表 FR-2炉によるヒートアップ実験例

実験 番号	燃料棒線出力 密度(W/cm)	圧力最高 値(bars)	破裂圧力 (bars)	破裂温度 (°C)	平均昇温 速度(650 °C時) (°C/sec)
A1.1		54.41	49.86	810	5.5
A1.2	42.45				13.5
A2.1	55.0	99.57	87.98	820	19.4
A2.2	40.0	74.87	58.36	860	13.0
A2.3	42.82	27.28	24.70	1,015	12.5
B1.1	40.11	59.20	52.37	900	15.5

また、第3図に示すように、これまでの実験結果では、被覆破裂のデータ(温度と圧力)は、各種の炉外実験の幅の中に納まっている。また、破裂部のふくれは50~65%でTREATの実験結果とも一致している。

第3図 ふくれ破裂実験データの比較
(炉内および炉外実験)

一方、PBF-LOCA実験は、LOCA時の燃料のふるまい、特に燃料棒のふくれや曲り、高温における被覆管の酸化等についての知見を得ることを目的としたもので、LOCA時の全体を模擬したLOFT実験とは異なっている。実験はPBFの炉心部に装荷したループにおいてLOCA時の炉心部の圧力、流量、温度等を時々刻々模擬するよう運転し、試験燃料の過渡挙動を調べるものである¹⁰⁾。これまでに計3回の実験(LOC-11

A, -11B, -11C)が実施されている。実験にはPWR型試験燃料棒(全長1.2 m, ベレットスタック長91.4 cm, 濃縮度9.5%)4本を1本1本独立の流路壁を設けて装荷し、このうち2本については0.1 MPaのHeガスを封入し、他はそれぞれ2.4および4.8 MPaのHeガスを封入することによって照射済み燃料の内圧条件を模擬している。しかし、LOC-11Aでは冷却水流量が過大となり、またLOC-11Bでは、出力が予定より20%程度低かったために、被覆管表面最高温度はそれぞれ550および610°Cであった。LOC-11Cでは、線出力密度を67.1 kW/mに増大して6.5 hr保持した後、ブローダウン開始とともに原子炉を停止して実験を行い、すべて計画どおりに終了した。しかし、この場合でも被覆管表面温度は最高760°Cまでしか上昇せず、当初の予備解析結果に比較してかなり低い値であった。また、非加圧燃料はコラプスやくびれを起さなかったが、4.8 MPaに加圧した燃料ではふくれが観察された。PBF-LOCA実験は今後も冷却材の減圧条件や燃料の発熱条件を変えて行われることになっている。

以上これまで行われた炉内実験は、まだ詳細なデータを手に入れないLOFT実験を除いて、LOCA時の一部の現象を模擬して、炉外実験データとの対比および計算コードによる解析値との比較等を行なってきた。この結果、破裂温度と圧力との関係、被覆管のふくれ量等については炉外実験データと一致し、計算による予測は被覆管温度を高めに評価する傾向にあることが知られてきたが、いまだ今後の実験に期待するところが多い。

2. 反応度事故時の燃料挙動研究

きわめて短時間に燃料が熱せられるRIA時の一連の現象を実験的に究明するには、msecオーダーで燃料を融点まで昇温できる実験装置が必要となり、炉内実験によらざるを得ない。この目的のために、RIA時の急激な出力上昇をパルス炉を用いて模擬し、実験孔に挿入した試験燃料をパルス照射して、RIA時の燃料のふるまいを究明する実験がSPERT-CDC、TREATで行われ、現在NSRRおよびPBFで実施されている。

SPERT-CDC¹¹⁾では、試験燃料の径、長さ、濃縮度、種類(ベレット、パウダー)、被覆材の熱処理条件、材質(ジルカロイ-2と-4、ステンレス鋼)等燃料設計上のパラメータを幅広くとり入れ、また浸水燃料および少数回ではあるが照射済み燃料をも用いて試験燃料の発熱量を広範囲に変えて実験を行なった。SPERT-CDC実験では、これらのパラメータに対する燃料の挙動に関して概略の知見が得られ、その先鞭をつけた。

TREATTMは、主に高速炉の燃料溶融事故の挙動を解明するための実験を行ってきたが、軽水炉燃料に関する実験も多少実施された。しかし、これらは主に破壊力発生近傍の高発熱量実験が主体で、実験データも SPERT-CDC および NSRR 実験に比較するとかなり少ない。

一方、わが国における NSRR⁽¹⁾⁽²⁾は、TRIGA-A CPR(Annular Core Pulse Reactor)を改良したパルス炉で、実験孔にカプセルまたはループを装荷して実験を行うが、これまでの実験は大気圧水カプセルを用いたものに限定されている。NSRR 実験では標準試験燃料(10%濃縮、ジルカロイ-4被覆)を用いて、①広範囲に発熱量を変え燃料のふるまいを調べた標準燃料試験、②ギャップ幅、燃料棒内圧、ペレット形状、濃縮度等燃料設計のパラメータを変えた試験、③冷却材温度、流速、流路断面積(流路壁付、バンドル)等冷却条件を変えた試験、④浸水燃料、フレット腐食燃料等欠陥燃料に関する試験、等これまでに300回近くに及ぶ実験を行い、未照射燃料の RIA 時の挙動について幅広くかつ詳細に実験的に究明を行なっている。

PBF は RIA 模擬専用炉ではないが、実験の初期条件として動力炉の運転状態を模擬でき、出力運転状態からの RIA を模擬した実験を行えることが特徴であり⁽³⁾、現在予備実験の段階である。

RIA を模擬した実験の目的は

- (1) RIA の程度と燃料の挙動との関係
- (2) 燃料の破損しきい値
- (3) 破損機構
- (4) 破壊力の大きさとその発生機構

などに関して想定される冷却材条件(温度、圧力、流量等)および燃料条件(バーンアップ、欠陥等)下で究明することにある。しかし、これまで行われた RIA 実験の大半は、冷温起動条件に対応する室温・大気圧下の静水中のもので、未照射の健全燃料を用いた実験が主体であるので、この条件下でこれまでに得られている成果をまとめてみる。

(1) RIA 時の燃料挙動の概要

健全な未照射燃料が発熱量に応じてどのように変化するかを NSRR の標準燃料実験結果より示すと次のようになる。発熱量が140 cal/g・UO₂程度までは、被覆管温度は高々150°Cで自然対流または核沸騰条件で冷却が行われ、また、照射後の燃料も外観上はなんら変化が見られず、被覆材の酸化も変形も生じない。しかし、発熱量がそれ以上になると、パルス出力発生にそれほど遅れることなく被覆管温度は急上昇し、その

後数 sec から10sec 前後膜沸騰状態を継続した後800°C前後の温度から被覆管は急冷(クエンチ)する。このようにある時間膜沸騰条件下に置かれた燃料棒では、被覆管表面はペレット・スタック長全長にわたって一様に黒い酸化膜で覆われ、同時に軽度の変形(ふくれおよび曲り)が発生する。この傾向は発熱量が高くなるにつれ激しくなる。発熱量が約260 cal/g・UO₂になると、被覆管には周方向のクラックが生じて燃料が破損する。発熱量がさらに増加すると、写真1に見られるように燃料はいくつかに分断される。

照射済燃料

写真1 反応度事故条件下における種々の破損形態

このように燃料が破損する場合、被覆管温度は、その表面において、ほぼジルカロイの融点(1,840°C)に達する。発熱量が380 cal/g・UO₂以上になると、燃料の破損挙動は著しく変化して UO₂ ペレット、ジルカロイ被覆管とも粉々になって水中に放出される。この領域では、発熱量が大きいほど粉々となった燃料の粒径は小さくなり、また破損時点における被覆管温度は低い。このように燃料の微粒子化が起った場合には、破損時に圧力波の発生と水の飛び上がりが観測されている。

原子炉の長時間運転等によって貫通欠陥が生じ、欠陥を通して水が燃料棒内部に浸み込んだ浸水燃料では上述の場合と異なった燃料の振舞をする。すなわち、

RIA時の急激な加熱により燃料棒内に高い水蒸気圧が発生し、写真1に見られるように被覆管を内圧破裂させる。この場合、相当低い発熱量でも燃料は破損し、また破損時の被覆管温度もほぼ150°C以下である。しかし、破損に伴って燃料ペレットは粉々になって水中に放出され、健全燃料の高発熱量の場合と同様に、圧力波の発生と水の飛び上がりが観測される。

これに対し、燃焼の進んだ健全な燃料では、一般にF.P.ガスの蓄積により内圧が上昇している。また、照射済み燃料では、被覆材の照射脆化が進みペレットと被覆材との力学的な相互作用も考えられ、これらの相乗効果により、未照射燃料の場合より低い発熱量で脆性破損するものと思われる⁽¹⁴⁾。この場合、燃料ペレットは小破片となることもあるが、それほど細かくならず水中にも放出されない。したがって、圧力発生も破損時における燃料棒内の圧力放出によるもので、高温の燃料による水蒸気圧発生によるものではない。

一方、被覆材がステンレス鋼の場合には、上述のジルカロイ管の場合と多少異なり、被覆管の酸化はジルカロイ管ほど激しくなく、破損は被覆管の完全な溶融による。

(2) 燃料の破損しきい値

燃料の破損しきい値は、前述のように燃料の照射履歴、欠陥の有無、燃料の形態や冷却材雰囲気によって変わる。室温・大気圧に限られた現在までの炉内実験により、燃料破損の有無を整理すると第4図に示すようになる。

第4図 反応度事故条件下における燃料破損しきい値(室温・大気圧・静水中)

まず、未照射健全燃料については、NSRR実験の標準燃料では破損しきい値は約260 cal/g·UO₂となり、再現性もきわめて高く、SPERT-CDC実験で得られた値とも一致している。また、NSRR実験により明らかになった各パラメータの破損しきい値への影響は次のとおりである⁽¹⁵⁾。

- (1) 破損しきい値を多少高めるパラメータ……低濃縮度燃料, ギャップガス(Xe, Ar)
- (2) 破損しきい値にほとんど影響を及ぼさないバ

ラメータ……被覆材質(ジルカロイ-2と-4), 被覆材の熱処理条件, ギャップ幅, 燃料棒径

- (3) 破損しきい値を低下させるパラメータ……高濃縮度燃料, 加圧, 薄肉被覆材, 流路壁付, バンドル燃料, 低サブクール度

破損しきい値を低下させる程度は概略20~30 cal/g·UO₂であるが、加圧燃料では同図に示すように内圧が高ければそれ以上に低下する。

また、標準燃料で衝撃圧発生の上きい値となる発熱量は380 cal/g·UO₂である。

浸水燃料については、SPERT-CDC実験の結果では破損しきい値が60~350 cal/g·UO₂と被覆材質によって大きく異なっているが、50回以上に及ぶNSRR実験ではデータのバラツキはほとんどなく、含水量によらず約130 cal/g·UO₂である。

照射済み燃料については、SPERT-CDC実験結果のみで実験データは少なく破損しきい値について具体的な数値を挙げられないが、破損しきい値を低下させる傾向にあることは確かなようである。

(3) 破損機構

周方向のクラックにより破損した未照射健全非加圧燃料の破損機構は次のように考えられる。すなわち、約260 cal/g·UO₂の発熱量が与えられるとペレット外周は溶融するかまたは融点近い高温となり、熱膨張して被覆管内面に接触する。このため被覆管内面は溶融し、UO₂の一部がジルカロイによって還元され境界部に写真2に示すように、UO₂-ジルカロイ反応相が形成される。

写真2 反応度事故条件下における破損燃料のクラック部軸方向断面の組織写真(発熱量約260 cal/g·UO₂)

一方、高温になった被覆管外表面は、水蒸気との反応により激しく酸化して被覆材は脆化する。このような状態でクエンチが起ると、被覆管は収縮しようとするが、内側で UO_2 -ジルカイト反応によりペレットと強く結合し、ペレットはいまだ高温($\sim 1,500^\circ\text{C}$)に保たれているため被覆管は収縮できず、一方、被覆管は極度に脆化しているので周方向のクラックが発生して燃料は破損する。また、この機構は破損した燃料の破断面の観察からも裏付けられ、破損時点は被覆管の急冷時もしくはそれ以降と判断されている。一方、 $380 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ 以上の発熱量の場合は UO_2 は熔融し、一部では蒸発しているため内圧により燃料は破損する。高発熱量領域で発熱量が高いほど破損時の被覆管温度が低くなるのは、蒸気圧の上昇、すなわち燃料棒内圧の上昇が速くかつ高いためである。

また、加圧燃料および浸水燃料の破損機構も内圧破裂であり、前者は高温における破裂で、破損は過渡時の内圧上昇よりも被覆管の温度上昇による機械的強度の低下によって支配され、後者は被覆管温度はほとんど上昇しない低温における破裂で、破損は高い水蒸気圧の発生による内圧の上昇によって支配される。また、照射済み燃料の破損機構の詳細については今後の実験に待たれる。

(4) 破壊力の大きさとその発生機構

従来の炉内実験において、カプセル内で燃料破損時に比較的大きな圧力波が観測されているのは、高発熱量実験と浸水燃料実験の場合である。第5図に、SPERT-CDC 実験および NSRR 実験で観測されたピーク圧を示す。

第5図 反応度事故条件下における燃料破損時カプセル内発生圧力

これらの圧力の発生源としては、ともに内圧破損であるため、破損に伴い燃料棒内圧が解放されたものと、高温の燃料と水との接触に基づく蒸気の形成によるものとが考えられているが、その詳細についてはいまだ完全には解明されていない。

一方、放出エネルギーの機械エネルギーへの転換率に関しては、その解析モデル、測定方法等について問題はあるが、一応 SPERT-CDC 実験では高発熱量実験について求めており、発熱量 $400 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ では約 0.03%、 $600 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ では約 1% と評価している。

以上、反応度事故を模擬した炉内実験により現在までに明らかにされた点の概要を説明してきた。しかし、初めに記したように、これらの実験はすべて冷却材の条件が室温・大気圧であって、動力炉で対応するのは BWR の冷態起動時における RIA だけである。したがって、今後は照射済み燃料実験および破壊力の発生機構とその影響力等についてさらに詳細に究明するとともに、冷却材条件として動力炉の運転状態と同様な高温・高圧の状態でかつ流れがあり、一方、燃料についても動力炉の出力状態と同様な発熱状態からの RIA を模擬した実験が望まれる。

3. 出力・冷却不整合時の燃料挙動研究

出力密度の向上を図って経済性の高い燃料開発を進めていた1960年代には、高出力下での照射実験の途中で冷却不全が生じて供試燃料棒が破損した例がいくつか報じられている。あるいは短い時間の膜沸騰を何度も繰り返し、破損させることなく高燃焼度まで到達させた例もある⁽¹⁶⁾。

しかし、PCM 時の燃料挙動を系統的に研究したのは、1975年以来実施されている PBF 炉の PCM、IE 実験だけであり、延べ13回の実験が実施された⁽¹⁷⁾。未照射、照射済み燃料棒(ただし炉内計装取付けのためすべて端栓を交換している。内圧は Ar・He 混合ガスによる加圧で模擬している)がそれぞれ21本と9本、および照射済み燃料被覆管に新燃料ペレットを挿入したもの7本が供試された。いずれも長さ97 cm の PWR 型燃料棒である。実験は、単一燃料棒で PWR を模擬した運転条件から、冷却材流量を一定にしたまま出力上昇するか、あるいは出力を一定のまま流量低下させて膜沸騰状態をつくる。これまでの実験では、出力を局所最高で $45\sim 80 \text{ kW/m}$ にし、30sec $\sim$ 11min 間膜沸騰を継続させている。第6図に典型的な試験例を紹介する。膜沸騰開始より20 $\sim$ 30secで被覆管は $630\sim 1,480^\circ\text{C}$ の最高温度に達する。燃料中心温度や被覆管の長さの変化は著しいが、燃料棒内圧の上昇はそれほど大き

第6図 PCM 実験における過渡挙動例

くない。流量増大あるいは出力低下により試験前の状態に戻すと、唯一の例外を除き燃料棒はクエンチされて膜沸騰が終了する。

37本の供試燃料棒中、破損は8例である。うち6本の破損は、著しく酸化して脆化が進行した被覆の強度低下による。破損が発生したのは、5本がクエンチ後0.6~3 min経過した時で、残り1本は照射後試験のための解体時である。これらはいずれも初期内圧が2.6~3.8 MPaと低いものばかりである。Pawel⁽¹⁸⁾によると、 α - β 変態相(反応温度では β 相であるが、温度が下がる過程で α 相に変態した相)中の酸素濃度で、ジルカロイの酸化による脆化度合いを知ることができるという。脆化して破損した6本の燃料棒は、Pawelの脆化破損限界時間以上に長時間にわたり高温にさらされている。膜沸騰の継続時間と、その間に被覆が到達する温度とがPCM時の燃料挙動に最も大切な因子といえよう。

初期内圧を8.3 MPaと高くとした燃料棒1本は、膜沸騰開始後10 secでふくれ破裂している。破裂部のふくれは約26%程度であり、流路閉塞の徴候はない。他の1本は製作不良により浸水したまま供試された。局所水素化とベレット-被覆管相互作用が、同燃料棒下端部に見られた多数のクラックの原因と考えられている。この状態のまま流量低下させて膜沸騰状態を継続したが、浸水の影響がその後の過程で燃料挙動に悪影響を及ぼした様子はない。

このほか、注目すべき2, 3の事柄を紹介する。内圧が系統の圧力より低い試験条件では、膜沸騰下で被覆温度が650°C以上になった領域では、被覆が外圧でつぶれる。ベレット間のギャップや割れなどでベレットの並び換えがあり、つぶれて来る被覆を支持できない部分では最大数mm程度の深さのくぼみができる。つぶれた被覆が高温下で UO_2 ベレットに直接接すると、RIA時と同様に両者が直接反応する。 UO_2 は還元されて酸素が被覆内に拡散し安定化 α 相をつくる。こ

れが、金属-水反応で被覆の外側から進行する安定化 α 相とともに被覆の脆化をもたらす。特に1,500°C以上の被覆高温部では、内外両側の酸化量はほぼ同じ程度になる。

局所出力が50 kW/mの領域が膜沸騰になると、ベレット中心部が溶融する。これまでの実験では最大80%くらいの領域が溶融している。溶融部はおおむね中心部に止まっているが、中にはベレットの割れを介して外側に押し出されて被覆と直接接したり、ベレット端部の欠除した空隙部などに集まったりしている。しかし、溶融燃料が被覆と接しても両者の相互作用の様子はなく、被覆の損傷は生じていない。

照射済み燃料棒については、膜沸騰時にF.P.ガス放出によるスエリングも認められているが、全般的に照射効果はPCM事故時の燃料挙動に大きな影響を与える因子ではないと結論づけることができる。

最近行われたPCM-1実験では、出力を80 kW/mにした燃料棒の流量を低下させて膜沸騰を起している。約8 min後に破損が検出されたが、なお7 min間膜沸騰を継続させた後原子炉をスクラムさせ実験を終了させている。ホットスポットでの被覆温度は、ジルカロイの融点近くまで達していることを計測値は示している。このように苛酷な条件にもかかわらず、破損の状況はこれまでの実験と大差なく、破壊力の発生も認められなかったことは注目されよう。

今後 PBF における PCM 実験は、最大3×3本バンドルの実験へと進む。流路閉塞や破損伝播などに関して、これまでの単一燃料棒では見られない情報が得られるものと期待されている。

Ⅲ. 炉内実験の将来計画

軽水炉燃料の事故時の挙動に関する炉内実験については、前章で紹介したものほかに世界の多くの国々で計画している。第7図に、実施中のものも含めて各

	77	78	79	80	81	82	83	84	その他	特
LOFT (K)	計画型 (5)	計画型 (5)	計画型 (5)	計画型 (5)	計画型 (5)	計画型 (5)	計画型 (5)	計画型 (5)	計画型 (5)	計画型 (5)
PBF (K)			(11)							計画型 (5)
FR-2 (K)			(42)							計画型 (5)
PHENIX (K)				(50)						計画型 (5)
HBWR (K)				(5)						計画型 (5)
BR-2 (K)						(20)				計画型 (5)
ESSOR (K)						(18)		(20)		計画型 (5)
NRU (K)										計画型 (5)
DIDO (K)										計画型 (5)
RIA										計画型 (5)
NSRR (K)	(300)		(100)			(50)				計画型 (5)
PBF (K)			(5)							計画型 (5)
PCM										計画型 (5)
PBF (K)	(16)					(11)				計画型 (5)

第7図 事故時の燃料安全研究計画 () : 実験回数

国の計画を対象とする事故別に分類して示す。

これらの安全性研究の計画は、一般に大がかりとなり要する費用も多額となるため、各国間で資金を拠出して共同計画として進めるか、または計画相互の分担を定めて成果を共有し合う形で協力を行うものもかなりある。以下に、対象とする事故別に炉内実験による安全性研究計画の概要を紹介する。

1. 冷却材喪失事故

LOCA に関する研究は LOFT 実験と歩調を合わせた計画が多い。大別すると 1981 年に終了する予定の LOFT の最初の核加熱 ECCS 実験シリーズに合わせた PBF, FR-2, HBWR の実験と、1980 年以降に実験が計画されている ESSOR, BR-2 等の実験に分けられる。その中間にあるのが PHEBUS である。

LOFT 以前の実験の特徴は、1 本または数本の少数燃料を使用して、LOCA 時の条件や ECCS 注入条件等についてのパラメータ実験を主体とし燃料そのもののふるまいの解明に重点をおいて、LOCA 時の原子炉全体の系統に関する LOFT 実験の先駆的な役割をつとめているといえよう。

LOFT 実験は核燃料を用いない非核実験が終了し、1978 年 12 月核燃料炉心による第 1 回目の LOCA/ECCS 実験を実施したが、今後、1986 年までに 20 回近い実験が予定されている⁽¹⁹⁾。LOFT 炉は 9 アセンブリ、1,300 本の燃料棒で炉心が構成されているため、燃料棒 1 本 1 本の挙動を調べることは不可能であり、また各実験ごとに全炉心燃料を照射後試験に供することも難しい。したがって、LOCA 時の燃料のふるまいを調べるという観点から LOFT 実験をみた場合、前述の PBF, FR-2, HBWR の結果を考慮に入れつつ LOFT 実験における燃料の挙動に関するデータ(主として被覆管温度)を解釈するということになろう。しかし、第 1 回目の実験シリーズ(L2 シリーズ)の後半において全炉心燃料を交換する際、PBF, HBWR なみの計装燃料を何体が装荷する予定であるので、これにより実炉心規模の LOCA 時の燃料のふるまいの情報が相当得られるものと期待される。

これに対し、1980 年代に計画されている実験は、燃料集合体による大型実験であり、燃料棒長も ESSOR の場合は 1.8 m の長尺燃料である。LOFT 以後の実験は大型であることもあって、広く国際協力に基づく実験計画となる公算が大きい。また、PHEBUS 計画の特徴は、29 本を最大とするバンドル実験であり、ヒートアップ期に限らず LOCA の全過程を対象としていることである。NRU, DIDO による実験の詳細はいま

だ確定していないが、NRU の場合は燃料長が 3 m と動力炉の燃料長に近い試験燃料を用いることが大きな特徴といわれている。

2. 反応度事故

NSRR 実験では、これまで室温・大気圧の条件で数多くの実験を行ってきたが、今後は動力炉の温態起動時の条件を模擬した高温高压カプセルおよびループを用いてより広範囲に動力炉の条件を網羅した実験を行う計画である。特に高温高压カプセル実験は 1979 年初めに開始の予定である。これらの実験においては従来の実験と異なって被覆管が高温下でコラップスする場合も予想され、破損しきい値や破損機構がどのように変化するか、実験結果が待たれるところである。また、照射済み燃料、混合酸化物燃料についての計画もあり、前者のうち被覆管のみ照射した実験については JMTR ではほぼその照射を終了している。

一方、PBF における RIA 実験は、当初より高温・高压・流動条件下での実験が計画され、単一燃料棒実験 6 回、16 本クラスタ実験 1 回が予定されている。現在、予備実験の段階に入っているが、この実験では発熱量のほか燃焼度、ペレット寸法、密度、ギャップ幅等を変え、また混合酸化物燃料の実験も計画されている。これにより、高温・高压・流動条件下における照射済み燃料も含めた RIA 時の燃料の挙動について知見を得、NSRR 実験と併せて広範囲な動力炉の運転条件下における反応度事故時の問題が解明されよう。

3. 出力・冷却不整合

PCM 実験は、前述の DBA 研究に対しより現実的な事故時の燃料挙動研究として今後も続けられていくものと思われる。PBF では、これまで行われてきた PCM 実験はクラスタ実験 1 回を残してほぼ終了しているが、次期計画として、高出力での単一燃料体系実験とクラスタ実験を主体とし、そのほか線出力密度を 100 kW/m 程度まで上昇させ、被覆熔融までに至らせる実験も検討されている。また、わが国でも原子炉施設等安全専門部会の燃料検討会を中心に PCM 実験の必要性が論議されている。

以上、事故時の燃料挙動を対象とした原子炉を用いた実験研究に関して、その目的、現在までに得られている成果および将来計画について概説してきたが、この分野における研究はいうまでもなく実験データにより検証された計算コードの開発に役立つとともに、両者相まって原子炉の安全性並びに安全余裕度の定量的な把握に資するものであり、一層の成果が期待される。

— 参 考 文 献 —

- (1) ZINN, W.H., *et al.*: *Nucl. Sci. Eng.*, 1[5], 420 (1956).
- (2) ERGEN, W.K.: *Nucl. Safety*, 5, 231~234 (1964).
- (3) U.S.AEC: *IDO-19302*, (1962).
- (4) 例えば, TAKELIUS, T.G., *et al.*: *IN-1370*, (1970).
- (5) 例えば, *ANCR-1036*, (1973).
- (6) 都甲泰正, 他: 想定事故時安全対策資料集, (1977), ISU 社.
- (7) LORENTZ, R.A., *et al.*: *Nucl. Technol.*, 11[8], 502 (1971).
- (8) FISCHER, M., *et al.*: *Nucl. Safety*, 19[2], 176 (1978).
- (9) MACDONALD, P.E., *et al.*: *SRD-104-76*, (1976).
- (10) 例えば, *ANL-6900*, (1964).
- (11) 石川迪夫, 他: 原子力誌, 19[7], 473 (1977).
- (12) 石川迪夫, 他: 同 上, 20[10], 710 (1978).
- (13) THOMPSON, L.B., *et al.*: *RE-S-76-187*, (1976).
- (14) MILLER, R.W.: *ANCR-1280*, (1976).
- (15) 原研反応度安全研究室 NSRR 管理室: *JAERI-M 6635*; 6790; 7051; 7304; 7554.
- (16) 飛岡利明: *JAERI-M 6925*, (1977).
- (17) MACDONALD, P.E., *et al.*: *Nucl. Safety*, 19[4], 440 (1978).
- (18) PAWEL, R.E.: *J. Nucl. Mat.*, 50, 247~258 (1974).
- (19) COPLAN, H.L., *et al.*: *Nucl. Safety*, 15[6], 676 (1974).

投 稿 歓 迎!

(1975. 11. 一部改正)

本誌「投稿欄」の内容は、次のとおりです。(* 欧文は「欧文誌」に掲載)

◆掲載料は1篇5ページ以内は1ページにつき5,000円, 6~10ページは1ページにつき10,000円, 11ページ以上は1ページにつき15,000円でありますので, ご了承願います。◆

- ① 研究論文* 研究の対象・方法あるいは結果に独創性・創造性があり, かつ明確で価値ある結論や事実を含み, 未公開のもの。
- ② 技術報告* 材料の製作・施設・設備・装置等の設計・試験・運転などの新しい経験やその結論をまとめた実用価値のある論文で, 未公開のもの。
- ③ ショート・ノート*(3頁以内) 研究・技術上の独創的でかつ重要な発見または結論を含む論文の速報。
- ④ レター*(1~2頁) 掲載論文に対する質疑応答および意見。
- ⑤ 資 料* 研究・技術に関する参考資料および調査集計報告など。
- ⑥ 私のノートから(2頁以内) 各専門分野の研究または技術上の経験, 斬新なアイディア, 珍しい実験結果など。(掲載料不要)
- ⑦ 談話室(2頁以内) 内外の会議・学会などの見聞記・感想, あるいは原子力を含む科学・技術に対する提言など。(同 上)
- ⑧ 新刊紹介(約0.5頁) 会員の役に立ち, 興味のあると思われる内外の出版物の書評および紹介。(同 上)
- ⑨ 会員のこえ(約0.5頁) 本会および本誌などに対する批判的ご意見・ご希望・ご提案などの自由投書(用紙自由, 誌上匿名可)。(同 上)

巻頭言, 特別寄稿, 解説, 総説, 講演, 特集等は編集委員会で立案・企画して執筆依頼する。

ご投稿には, 「投稿規程」および「投稿の手引」に従って, 所定の原稿用紙(30枚綴り 1冊200円 千200円; 欧文は市販のタイプ用紙)により, 「投稿票」(付チェックリスト)(1部50円, 千50円)に所定事項を記入の上添付して事務局宛ご送付下さい。