732. 軽水炉における事故時の燃料破損形態と 事故後の炉心冷却性

石川迪夫*, 吉村富雄**, 星 蔦雄*, 稲辺輝雄*

(1981年 5月12日 受理)

A Study on Post-Accident Core Coolability of Light Water Reactor Based on Practical Fuel Failure Behavior

By Michio ISHIKAWA, Tomio YOSHIMURA,
Tsutao HOSHI and Teruo INABE

A study on post-accident core coolability of LWR is in progress based on the practical fuel failure behavior experienced in NSRR, PBF, PNS and others. The fuel failure behavior at LOCA, RIA and PCM conditions are reviewed, and seven types of fuel failure modes are extracted as the basic failure mechanism at accident conditions. Those are; (1) cladding melt or brittle failure, (2) molten UO_2 failure, (3) high temperature cladding burst, (4) low temperature cladding burst, (5) swelling of molten UO_2 and (6) cracks of embrittled cladding for irradiated fuel rods, and (7) TMI-2 core failure. The post-accident core coolability at each failure modes are discussed. The fuel failures caused actual flow blockage problems are only the types of (2), (5) and (7). A characteristic which is common among these three types is that, the fuel rods are in the conditions violated the present safety criteria for accidents, and UO_2 pellets are in melting or near melting hot conditions when the fuel rods failed.

KEYWORDS: reactor safety, reactor accidents, post-accident coolability, coolable geometry, fuel element failures, fuel failure behavior, fuel pellets melting, cladding brittleness, cladding burst, TMI-2 accident

I. 緒 言

TMI-2号炉の事故では、炉心上部が長時間にわたって蒸気雰囲気中に露出し、崩壊熱の除去が不十分となって燃料温度の上昇が起った。燃料温度は UO_2 ペレットの融点には達しなかったものの、 UO_2 と被覆材との間で共晶体(液相)を生じるには充分であり、その結果、剛性を失った燃料体は事故の推移につれて水中に残った健全な炉心部の上に落下集積し、高温の破碎層(rubble bed)を構成したと推測されている。この破碎層は、それ自体冷却水路の閉塞を誘起して長時間高温状態を維持しつづけたが、事故の約 16h 後に 1 次冷却ポンプが再起動されてから徐々に冷却され、最終的には今日の自然循環による長期冷却状態に至っている⁽¹⁾。

このような事故過程は、軽水炉の安全評価上重要な事故後の炉心冷却問題を考える上で、2つの貴重な示唆を含んでいる。その第1は、TMI-2 事故においては故障や誤操作が甚しく重なったことにより、安全評価において想定されている以上の、「冷却可能な形状」を損なうような「炉心損傷(severe core damage)」が実際に生じたと推測されること、第2は、炉心の冷却が長時間損なわれて「冷却可能な形状」が失われたにもかかわらず、その後の事故の推移は比較的緩慢で、かつ最終的には炉心冷却が回復したことである。

事故後の炉心の長期冷却を確保することは、事故の

* 日本原子力研究所安全工学部 (Div. of Reactor Safety, Japan At. Energy Res. Inst.)

** 船舶技術研究所東海支所(Tokai Branch, Ship Res. Inst.)

拡大進展を防止する上で最重要課題の一つである。しかしながら、今日までの安全評価においては、想定される事故の様相が多様であるため、炉心の長期的な冷却についての具体的検討は行わず、「冷却可能な形状」を損なわないことを前提として評価が行われてきた。上述したように、TMI-2事故はこの前提を覆し、冷却可能な形状を損なったが、最終的には炉心の冷却を確保したのである。

本報は、この事例を契機に今日の規制の考え方から一歩踏み出し、燃料破損と「冷却可能な形状」ならびに「事故後の炉心の冷却」の関連について検討したものである。周知のように、事故時の燃料破損については、我が国の NSRR 計画を初め欧米の研究を合わせて近年進捗が著しい。これらの実験から得られた実際のデータを基に、事故事象と燃料の破損挙動を分類整理し、事故後の炉心の冷却性や冷却形状を損なう燃料破損条件について、事故との対応で考察する。

II. 事故時の燃料破損挙動

1. 軽水炉における事故

軽水炉の安全評価の際に想定される事故(異常な過渡変化を含む)を、燃料に与える影響という点から区分すると、冷却能力の低下に起因するものと、過出力に起因するものとに分けられる。このうち冷却能力が極端に低下するのが冷却材喪失事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)であり、過出力が急速に増大する事故を代表するのが反応度事故(Reactivity Initiated Accident, RIA)である。これらの中間の比較的ゆるやかな変化は、出力-冷却不整合事故(Power Cooling Mismatch, PCM)と総称されている。これらの事故時には、いずれの場合も燃料温度が上昇し、著しい場合には燃料破損に至る。これらの事故時における燃料破損挙動の実例を次節に述べる。

2. LOCA 時の燃料挙動

LOCA 時の事故過程は、配管破断に伴って生じる1次冷却水の放出および炉心圧力の急速減圧に代表されるブローダウン期と、炉心の露出から再冠水までのヒートアップ期とに大別される。燃料挙動の面からみた LOCA の特徴は、ヒートアップ期に燃料温度の上昇が大きいことである。この時期の炉心圧力は燃料内圧以下に低下しているので、温度上昇に伴って被覆管は膨れ、あるものは破裂する。一方、被覆管が高温になると、ジルカロイ-水蒸気反応によって酸化が進み被覆管は脆化する。また破裂した被覆管では、浸入した水との反応によって内面の酸化も起り脆化する。

このような燃料挙動に対応した実験は、米国、西独および我が国でも精力的に行われており、実験データの数も多い。このうち被覆管の膨れ変形については、ECCS による円滑な冷却効果を阻害する可能性が考えられるところから、原研⁽²⁾、ORNL(米)⁽³⁾および PNS(西独)⁽⁴⁾において単一燃料ならびに集合体を対象とした多くの炉外実験が実施され、さらにPBF(米)⁽⁵⁾やFR-2(西独)⁽⁶⁾等の炉内実験においては、バーンアップの進んだ燃料についても調べられている。被覆管の膨れ量は圧力-温度の履歴によって異なるが、一般的な傾向としては、昇温速度の遅い方が、また被覆管周方向温度分布は均一の場合の方が膨れ量は大きい。原研における最近の7×7の集合体実験では、約80%の流路閉塞率が記録された⁽⁷⁾。しかしながら、これまでの実験例においては、冷却水流路の完全閉塞を示唆するような結果は報告されていない。

ジルカロイ被覆管の脆化に関する問題点は、ECCS 水注入時の応力等によって脆化した被覆管が破砕分断され、冷却可能形状を喪失することの懸念である。この問題についても ANL(米)⁽⁸⁾や原研⁽⁹⁾等において広く調べられており、それらの結果を総合すると、現行の安全評価基準(被覆管温度1,200°C以下、酸化量15%以下)が守られている限り、被覆材は延性を保ち破砕分断を生ずることはないといえる。

中小口径配管破断の場合は、炉心の水位低下が緩やかになるので、炉心の一部は一時的に露出したとしても、最終的には ECCS 水の注入があれば炉心は冷却される。したがって、大口径配管破断ほどの大きな温度上昇には至らず、燃料の健全性も失われることはない。なお TMI-2 事故においては、この ECCS 水を停止したことに端を発して炉心の重大な損傷を誘起したものであり、その詳細は第II-5節に述べる。

3. RIA 時の燃料挙動

RIA 条件の特徴は、即発臨界に伴う暴走出力の発生によって燃料が極めて短時間に加熱されることである。そして燃料の破損挙動は発熱量や炉心状態によって幾つかに分かれる。またこの事故では、LOCA や PCM と異なり、燃料破損が対象となる制御棒の近傍に限られるのも特徴的な点である。

このような RIA 条件下における燃料挙動の研究は、古くは SPERT-CDC(米)⁽¹⁰⁾において、また現在では我が国の NSRR⁽¹¹⁾ および PBF⁽¹²⁾ において実施されており、数多くの実験データが集積されている。実験例に見られる代表的な破損挙動は以下のとおりである。

未照射燃料では、発熱量*が260 cal/g UO_2 になると、燃料は被覆管に周方向のクラックを生じて破損する。この発熱量近傍では、被覆管はほぼその融点近くまで昇温して酸化反応による脆化が進む。そして燃料棒の冷却条件が膜沸騰条件から核沸騰条件に移行する、いわゆるクエンチ時に、被覆管に熱応力が生じて脆化破損が起る。発熱量がさらに増加すると、被覆管内面の溶融による薄肉化も進み、燃料は微小片に分断される。燃料破損の1例をPhoto. 1に示す。この一連の破損形態を被覆管の溶融・脆化破損と呼んでいる⁽¹³⁾。

Photo. 1 Cladding melt or brittle failure

Photo. 2 Molten UO_2 failure at high energy deposition

(a) High temperature cladding burst of pre-pressurized fuel rod

(b) Low temperature cladding burst of waterlogged fuel rod

Photo. 3 Cladding burst failures at RIA conditions

発熱量が380 cal/g UO_2 を超えると破損の様相が変わり、水撃力等の機械的エネルギーの発生を伴う。この発熱量では UO_2 は溶融しており、破損後の燃料は、Photo. 2に示すように、発熱部全体が微粒子状になっている。燃料は、被覆管表面がまだ低温のうちに、 UO_2 の溶融や気化・蒸発によって破損し、高温 UO_2 が冷却水中に放出されて蒸気爆発を起し、機械的エネルギーを発生させる⁽¹³⁾。

以上の2つがRIA時における基本的な破損挙動であり、これに対してまれではあるが、RIA条件でも内圧により被覆管のバースト破損を生じることがある。破損例をPhoto. 3 (a), (b)に示す。前者は燃料内圧が外圧より高い場合の被覆管の高温膨れ破損であり、LOCA時のそれに類似している。後者は浸水燃料の破損状況である。この場合は燃料内の水の膨脹によって燃料内圧が急上昇し、被覆管は高温に達する以前に内圧破損を起す。そして UO_2 は冷却水中に放出されて機械的エネルギーが発生する。

一方、バーンアップの進んだ照射済燃料では、未照射燃料の場合と異なった壊れ方も起る。この破損状況をPhoto. 4と5に示す。Photo. 4の破損例は、照射によってジルカロイの延性が極端に低下した場合で、 UO_2 の膨脹に伴って被覆管に応力がかかる結果破損に至る、いわゆるPCI破損(Pellet Clad Interaction)である⁽¹⁴⁾。発熱量がさらに増加すると、 UO_2 ペレット自体がFPの気化に伴って膨脹して破損する。Photo. 5はPBFで行われた燃焼度約5,000 MWd/t、保有エンタルピー285 cal/g UO_2 の流路つき実験の照射後断面写真である。 UO_2 ペレットは内部に気体領域を含んだまま流路一杯に拡がり、流路を閉塞させたと報じられている⁽¹⁵⁾。

4. PCM時の燃料挙動

PCM時において燃料挙動に大きな変化を生じる条件は、燃料から冷却水への熱流束が限界熱流束(critical heat flux または departure from nucleate boiling)を超えるか否かにある。これを超えれば被覆管表面で膜沸騰が生じるため、燃料棒の冷却条件は悪化して被覆管温度は急上昇する。被覆管最高温度はRIA時のそれよりも低い、高温状態の継続時間はより長い。

PCM時の燃料挙動の解明を目的とした実験

* 保有エンタルピーにランアウト出力時の発熱分50~60 cal/g UO_2 が加わっている。

Photo. 4 Cracks of embrittled cladding⁽¹⁴⁾ Photo. 5 Swelling of molten UO_2 ⁽¹⁵⁾
(Test RIA1-1 Rod 801-1)

は、これまでPBFにおいて10数回⁽¹⁶⁾行われたにすぎないが、これまでの結果を総合して次の3点がいえる。

第1点は、PCM時の代表的な破損機構は被覆管の脆化破損であること。すなわち、高温状態が長時間続くため被覆管は酸化によって脆化し、同時に燃料内圧は外圧より低いので被覆管のコラップスも起る。そのため出力低下等によって起る被覆管の急冷時に、燃料棒は熱応力によって破砕分断される。

第2点は、被覆管の高温時に脆化した被覆管が一部で破損することはあっても、その破損が隣接燃料棒に伝播するような影響は及ぼさない点である。

第3点は、燃料形状を大きく損なうような壊れ方をするけれども、従来もっとも懸念されていた分断燃料片による流路閉塞は起っていない点である。この点の検討は次章に述べる。

5. TMI-2 事故における燃料挙動

TMI-2 事故における燃料破損の状況については、いまだその実態は確認されていないが、過渡記録に基づく関係者の推測は、細部を除いた大筋ではほぼ一致し

ている。燃料挙動の面からみたこの事故の特徴は、被覆管内面とペレットの接触部にUを含んだ液状共晶体が形成されたことである。すなわち、崩壊熱とジルカロイの酸化反応熱によって燃料温度はゆるやかに上昇し、被覆管の内面は溶融する。溶融したジルカロイは ZrO_2 と反応して液状共晶体を作り、この共晶体はさらに UO_2 ペレットの外表面部と反応して、新たにUを含んだ低融点の液状共晶体を形成した。そのため被覆管は著しく剛性を失い、1次冷却ポンプの再起動を試みた際(事故の2時間54分後)に炉心に送り込まれた冷却水による熱衝撃あるいは蒸気爆発等によって燃料棒は破砕した。これらの破砕片は下部に集積して破砕層を構成し、一時的に流路閉塞を起したと推測されている⁽¹⁾。

このような液状共晶体の形成による UO_2 ペレットの溶融破損は、KfK(西独)における水蒸気中の燃料加熱実験⁽¹⁷⁾においても確かめられており、TMI-2 事故で燃料温度が $2,000^\circ\text{C}$ 以上に上昇したことの推定根拠となっている。そしてこの破損形態は、「Severe Core Damage」問題という新しい研究方向を提示する一つの糸口となっている。

Ⅲ. 燃料の破損と冷却可能性

1. 事故時の破損形態

前章の結果を燃料の破損形態別に整理する。

まず、RIA時の未照射燃料の破損形態は、NSRR実験の結果から、以下の4種の基本的形態に集約できる。

- (1) 被覆管の溶融・脆化破損(外圧が燃料内圧を上回る状態で発熱量 $260 \sim 380 \text{ cal/g } \text{UO}_2$ の場合)
- (2) UO_2 の溶融破損(発熱量 $380 \text{ cal/g } \text{UO}_2$ 以上)
- (3) 被覆管の高温バースト破損(燃料内圧が外圧

を上回る場合)

(4) 被覆管の低温バースト破損(浸水燃料の場合)

また照射済燃料については、これまでの実験数は少ないが、上記以外に次の2つの形態を追加できる。

(5) UO_2 の膨脹破損(UO_2 溶融点近傍でFPの気化膨脹によって起る)

(6) 被覆管の照射脆化破損

次に、LOCA時における燃料の破損形態は、基本的には被覆管のバースト破損と脆化破損である。LOCA条件を模擬した炉外実験における被覆管バースト時の

温度と最大燃料内圧との関係を、NSRR加圧燃料実験の結果と比較してFig.1に示す⁽¹⁸⁾。RIAの出力急上昇時には被覆管の昇温速度は大きい、継続時間は短く、その後の加熱量は小さい。これに対してLOCA条件では、ゆるやかな温度上昇が長時間続くという事象の違いにもかかわらず、両者の実験結果がよく一致している点は興味深い。このような関係および膨れ量の比較等から、LOCA時における被覆管のバースト破損は、炉心冷却性への影響を考える上では、RIA時の(3)の形態と同類とみなすことができる。

Fig. 1 Comparison of burst data for Zircaloy cladding from in-reactor and ex-reactor experiments⁽¹⁸⁾

LOCA時の被覆管の脆化破損に関しては、バースト破損の場合に、破損口から浸入した蒸気との反応によって被覆管内面でも酸化による脆化が進むという点でRIA時の(1)の形態と異なる。またPCM時の被覆管の脆化破損については、RIA時の(1)の形態と比較して、後者では被覆管内面の一部溶融による弱体化が加わっている点で差異がある。しかしながら、その後の破損挙動はいずれも(1)の形態と同様であり、冷却形状の変化の仕方という点で、両者とも(1)の形態に含めて考えることができる。

TMI-2事故においては、燃料温度が上昇してUを含んだ液状共晶体が形成されたと推測されるので、第7の形態とする。

(7) TMI事故における燃料破損

軽水炉燃料、すなわち UO_2 ペレット-ジルカロイ被

覆管燃料がこれまでに実際に経験したすべての破損形態は、炉心冷却性への影響を考える上で、以上(1)~(7)の7種の破損形態のいずれかに分類できる。

2. 炉心冷却性への影響

7種の基本的な破損形態について、燃料の破損状況と形状変化および破損に至る条件等をまとめてTable 1に示す。本節では、これらの破損形態を、実際に冷却性を喪失したもの、これまでに冷却性喪失が懸念されていたが実際には生じていないもの、および冷却性に直接影響を及ぼさないと判断できるものに分けて、炉心冷却性への影響を検討する。

(A) 冷却性を一時的に喪失するもの(表中記号A)

TMI-2事故における燃料破損、 UO_2 溶融破損および照射済燃料における UO_2 膨脹破損において、流路閉塞を生じたことがある。

Table 1 Fuel failures and post-accident core coolability

破 損 形 態 (本文中の番) (号と冷却性)	事故条件下において実際に発生した燃料破損状況			燃料の破損挙動	冷 却 形 状 へ の 影 響		破損に至る条件
	LOCA	R I A	P C M		対象領域	形 状 変 化 の 様 相	
TMI型破損 (7 : A)				燃料上部は外圧減少時に高温破裂を生じ、蒸気中に長時間露出した部分は高温となって被覆管と UO_2 外表面部が液状共晶体を形成し、衝撃力により落下集積して破砕層を構成。	全 炉 心	高温の破砕燃料片が層状となって残存炉心上部に集積し、流路を閉塞した。しかし最終的には自然循環による冷却性を回復。	<ul style="list-style-type: none"> ゆるやかな昇温 ($\sim 1^\circ\text{C}/\text{s}$) 共晶温度 ($\geq 1,915^\circ\text{C}$) 何らかの衝撃力
UO_2 溶融破損 (2 : A)				溶融蒸発した UO_2 が冷却水中に放散されて微粒子状となり、破壊力を誘起する。	部分炉心 (高出力部)	微粒子状となった燃料がタイブレートやスベークサーグリッドに集積・溶着して流路を閉塞する可能性大。	<ul style="list-style-type: none"> R I A 型急速加熱 UO_2 溶融以上 (保有熱量$\geq 330\text{cal/gUO}_2$)
UO_2 膨脹破損 (5 : A)				溶融点近傍に達した UO_2 ベレレットが内蔵する F P P の気化膨脹によりベレレット全体を膨脹させ破損する。	部分炉心 (高出力部)	膨脹した燃料部では流路を閉塞する可能性大。	<ul style="list-style-type: none"> 照射量$\geq 5,000\text{MWd/T}$ R I A 型急速加熱 UO_2 溶融点近傍 (保有熱量$\sim 285\text{cal/gUO}_2$)
被覆管の 溶融・脆化破損 (1 : B)				高温被覆管の内外面の酸化による脆化に加え、R I A の場合被覆管内面の溶融に伴う薄肉化により、急冷時に分断、破損する。	部分炉心 (高出力部)	分断した燃料片の落下集積による流路閉塞の可能性が考えられるが、破損時の燃料温度は低下しており、冷却水流通路は残る。	O R I A の場合 <ul style="list-style-type: none"> UO_2 保有熱量$\geq 200\text{cal/gUO}_2$ O P C M の場合 <ul style="list-style-type: none"> 燃料内圧$<$冷却材圧力 膜沸騰条件 ($1500^\circ\text{C} \times 8\text{min}$)
被覆管の高温 バースト破損 (3 : B)				高温被覆管が内圧によりふくれ、破裂に至る。	部分炉心 (高出力部)	ふくれた被覆管による流路閉塞の可能性が考えられるが、閉塞率90%の場合でも冷却可能という実例がある。	<ul style="list-style-type: none"> 燃料内圧$>$冷却材圧力 被覆管温度$\geq 700^\circ\text{C}$
被覆管の低温 バースト破損 (4 : C)				急速加熱により燃料内の浸水が膨脹して燃料内圧が急上昇し、被覆管が低温のうちに破裂する。 UO_2 は水中に放散され破壊力を誘起する。	—	浸水燃料本数は少ないので実際的には冷却形状を損うに至らない。	<ul style="list-style-type: none"> 浸水燃料 急速な加熱
被覆管の 照射脆化破損 (6 : C)			() 参考文献	照射脆化した被覆管がベレレットの熱膨脹により縦割れを生じる。	—	ふくれの割合が極めて小さいので冷却形状を損うに至らない。	<ul style="list-style-type: none"> 照射による被覆管の脆化 ベレレットの急激な熱膨脹

TMI-2 炉においては、第 I 章、第 II-5 節に述べたように、燃料形状が大きく損なわれて破砕層が形成されて、流路閉塞を生じたと推測されている。そのため高温状態が続いたが、事故の 3 時間 45 分後に、破砕層の下領域で蒸気噴出が起って破砕層が再構成され、一部に貫通流路が再開されたと考えられている⁽¹⁾。そして事故の約 16 時間後には 1 次冷却ポンプが再起動されて冷却が進み、最終的には自然循環による冷却性を回復した。

Photo. 6 High energy deposition tests with flow shroud

PBF における照射済燃料についての RIA 1-1 の実験においては、 UO_2 の膨脹破損による流路閉塞が生じたと報告されている⁽¹²⁾。この実験は、BWR の温態起動条件で保有エンタルピーを 285 cal/g UO_2 とした流路つき実験である。燃料はトランジェントの直後に破損し、Photo. 5 に示したように、完全な流路閉塞を起した。燃料断面の約 $1/2$ 部のペレットおよび被覆管はほぼ原型のまま流路管に押しつけられているが、残る $1/2$ の燃料は溶融し、内部にボイド領域(気化した FP)を含んだまま流路一杯に膨脹している。

UO_2 の溶融破損および照射済燃料の UO_2 膨脹破損は、両者とも単一燃料体系の場合に流路閉塞を起したもので、多数本バンドル体系においてどのようなものかについてはいまだ十分なデータはない。ここでは単一燃料体系での結果を基に、実際に流路閉塞を生じた破損形態として扱う。

(B) 冷却性喪失には至らなかったもの

被覆管の溶融・脆化破損および高温バースト破損がこの分類となる。

被覆管の溶融・脆化破損は、破砕分断により燃料形状が大きく損なわれるため、従来冷却性喪失の可能性が最も懸念された形態であるが、これまでの実験で

UO_2 溶融破損では、放出された溶融 UO_2 が隣接燃料棒や制御棒案内管、チャンネルボックスまたは支持格子部や集合体出入口部に集積して冷却水路を閉塞する懸念があり、NSRR における流路つき高発熱量実験において、その可能性を示す破損例が見られた。この実験は、実用炉の有効冷却水量を模擬するため直径 14 mm の流路管をつけた高発熱量実験である。流路部の X 線写真を Photo. 6 に示す。放出された UO_2 が互いに溶着し、流路管内部で完全な流路閉塞を起している。

は、流路閉塞を示した例は見られない。冷却性に関するこのような特性は、PBF における PCM-1 の実験⁽¹³⁾ によく示されている。この実験は、燃料棒に約 15 分間の膜沸騰条件を経験させた実験である。この時の過渡記録を Fig. 2 に示す。図に見られるように、出力停止直後の急冷時に流量は約 $1/2$ に低下したが、その数分後には約 $1/2$ 近くまで回復している。すなわち、被覆管の脆化破損により燃料は破砕分断を起すけれども、破損時点において燃料温度はすでに低下しており、したがって分断燃料片相互の溶着はなく、集積した燃料片の間には冷却水を流通させる間隙(communication path)が確保される。そのため一時の流量低下は起っても、長時間の流路閉塞には至っていない。このような場合、分断された燃料片の間を通る冷却水による冷却量が燃料片の発熱量よりも小さければ、当然燃料片の昇温も考えられるが、これまでの実験では分断後の冷却は達成されている。燃料片の細分化による表面積増加の効果も寄与していると考えられる。

被覆管の膨れを伴う高温バースト破損は、第 II-2 節に述べたように、大口径 LOCA 時における典型的な破損形態であり、これまで数多くの実験が行われているが、多数本バンドル体系において完全な流路閉塞の可

Fig. 2 Coolant conditions and test rod peak power generation of Test PCM-1⁽¹⁹⁾

能性を示すような実験結果は得られていない。

一方、この問題に関連して、被覆管の膨れが部分的な流路閉塞を起した場合を想定し、その時炉心の冷却性はどのように影響されるかを調べようという一連の実験がKfKで行われている⁽²⁰⁾。試験部の1例をFig. 3に示す。実験の結果、長さ3.9m、4×4のバンドル体

Fig. 3 Flooding experiments in blocked arrays FEBA⁽²⁰⁾

系の中央部に90%の流路閉塞を想定した場合でも燃料棒の冷却は達成されることが確かめられた。

以上の検討から、被覆管の溶融・脆化破損および高温バースト破損は、冷却可能形状の喪失は起っても、冷却性は保たれる破損形態として分類できる。

(C) 冷却性に直接影響を及ぼさないもの

浸水燃料の低温バースト破損は機械的エネルギーの発生を伴うので、このエネルギー量が大量であれば炉心機構を損なうことになる。しかしながら、実用炉における浸水燃料の発生率は0.01%以下と小さく、したがってこの破損形態によって炉心の冷却性が直接影響を受けることは現状では考えられない。また、被覆管の照射脆化破損の場合の被覆管変形量は小さく、この破損のみによって炉心の冷却性が影響されることはない。

3. 冷却性を損なう破損形態の特徴

前節(A)に炉心の冷却性を一時的に喪失する可能性のある3つの破損形態を示した。これらの破損形態に共通する条件を求めると、次の2点を挙げることができる。

第1点は、燃料の破損が起る時点で、 UO_2 ペレットは溶融しているか、あるいは溶融点に近い高温状態にあったこと。そのため破損後に燃料片の溶着等を生じて流路閉塞が起っている。

第2点は、これらの破損は、軽水炉の安全評価基準で定められている事故の制限値を超えた場合のみ起っていることである。TMI-2事故は、故障や誤操作が重なってこれまでの安全評価の想定範囲を超えているし、 UO_2 の溶融破損および照射済燃料の UO_2 膨脹

破損は、RIA 時の保有エンタルピーの制限値 230 cal/g UO_2 を大きく超える約 330 および 285 cal/g UO_2 で起っている。したがって、炉心の冷却性を損なうような燃料破損は、現行の安全評価基準では起ることのないように規制されているといえる。

これに対して、前節(B), (C)の破損形態は、現行の基準内でも起ることはあるかもしれないが、その場合冷却可能形状が失われることはあっても炉心の冷却性喪失には至らない。

Ⅳ. 結 論

TMI-2 炉の炉心損傷事故を契機として、事故後の余熱除去性の問題が重要な研究課題となっている。本報では、NSRR, PBF, PNS 等における燃料破損実験の結果を基に、軽水炉で想定される事故時の燃料破損挙動を概括し、事故後の炉心冷却性について検討した。成果の主要な点は次のとおりである。

- (1) 軽水炉で想定される事故条件は多様であるが、それらの条件下において燃料を破損に至らしめる要因は、被覆管の破れや熔融、あるいは UO_2 の熔融等と共通しており、これまでに燃料破損実験等で実際に見られた燃料の破損形態は、次の 7 種の基本的形態に集約できる。
 - ①被覆管の熔融・脆化破損, ② UO_2 の熔融破損,
 - ③被覆管の高温バースト破損, ④被覆管の低温バースト破損, ⑤照射済燃料の UO_2 膨脹破損,
 - ⑥被覆管の照射脆化破損, ⑦TMI-2 炉の燃料破損
 - (2) 上述の基本的破損形態の中で、冷却性の一時的喪失が生じたのは、 UO_2 の熔融破損、照射済燃料の UO_2 膨脹破損およびTMI-2 炉の燃料破損の 3 種の破損形態の場合である。そしてこれらの燃料破損は、安全評価基準の事故時の制限値を超える条件で、かつ燃料破損時に UO_2 ベレットは熔融しているか、または融点に近い高温状態にある場合にのみ起っている。
 - (3) 被覆管の熔融・脆化破損、被覆管の高温バースト破損と低温バースト破損および被覆管の照射脆化破損の場合は、冷却可能形状の喪失は起っても冷却性の喪失には至らない。
- 今後の研究課題は、上述した(2)の破損形態の境界条

件近傍での実験および実用条件により近い多数本バンドル体系での実験を積み重ねて、炉心の冷却性についての定量的評価のためのデータを得ることである。

また最近、「炉心損傷(severe core damage)」問題と評価基準の関連およびこの問題に関する研究課題等についての議論が起りつつある。その場合、従来の「冷却可能形状の喪失」から離れて、実地的な「炉心冷却性の喪失」や「長期冷却性の確保」を追求して行くことが必要である。

本研究にあたり、熱心な討論と有益な助言を頂いた日本原子力研究所反応度安全研究室の諸氏に感謝の意を表します。

— 参 考 文 献 —

- (1) U.S.NRC: NUREG-0557, (1979); NUREG/CR 1250, Vol. II, Part 2, (1980).
- (2) 橋本政雄, 他: JAERI-M 9233, (1980).
- (3) CHAPMAN, R.H., et al.: ORNL/NUREG/392, (1980).
- (4) PAPAIOGLOU, T.P. (ed.): "Zirconium in the Nuclear Industry, (4th Conf.)", ASTM STP 681, (1979), ASTM.
- (5) LARSON, J.R., et al.: NUREG/CR-0618, TREE-13 29, (1979).
- (6) KARB, E.H.: Nucl. Safety, 21[1], 26 (1980).
- (7) 橋本政雄, 他: 原子力学会第56年会要旨集, P3, (1981).
- (8) CHUNG, H., KASSNER, T.F.: NUREG/CR-1344, ANL-79-48, (1980).
- (9) 上塚 寛, 他: JAERI-M 9445, (1981) および私信.
- (10) TAXELIUS, T.G., et al.: IN-1370, (1970).
- (11) 石川迪夫, 他: 原子力誌, 19[7], 473 (1977); 20[10], 710 (1978); JAERI-M 7977, (1978); 8259 (1979); 8779, 9011 (1980); 9319 (1981).
- (12) MACDONALD, P.E., et al.: Nucl. Safety, 21[5], 582 (1980).
- (13) 星 高雄, 他: 原子力誌, 20[9], 651 (1978).
- (14) MILLER, R.W.: ANCR-1280, (1976).
- (15) SEIFFERT, S.L., et al.: NUREG/CR-1465, (1980).
- (16) MACDONALD, P.E., et al.: Nucl. Safety, 16[4], 440 (1978).
- (17) KfK: KfK 2600, 416 (1978).
- (18) ISHIKAWA, M., et al.: "Aspects of Nuclear Safety", Proc. Int. Colloquium on Irradiation Tests for Reactor Safety Programmes, Petten, (von der HARDT, P., ROTTGER, H. (ed.)), (1979), Harwood Academic Publ.
- (19) SPARKS, D.T., STANLEY, C.J.: NUREG/CR-0907, TREE-1374, (1979).
- (20) HOFMANN, G., BAUMANN, W.: Long-term coolability of a partially blocked core, Presented at 7th Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, 1979.