

JAERI-M

6927

P C M 研究の現状

1977年2月

星 蔦雄・飛岡 利明・岩村 公道  
黒柳 利之・武田 常夫・平野 見明

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.

PCM研究の現状

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

星 蔦雄<sup>(2)</sup>・飛岡利明<sup>(3)</sup>・岩村公道<sup>(1)</sup>

黒柳利之<sup>(1)</sup>・武田常夫<sup>(1)</sup>・平野見明<sup>(1)</sup>

(1977年1月21日受理)

本報告書は、軽水炉安全性研究の一環として、PCM事故研究の現状についての調査及び検討結果をまとめたものである。ここでは、動力炉安全評価におけるPCM事故の位置づけ、燃料破損クライテリア、現在までに得られた主要な研究成果、諸外国のPCM炉内実験計画等に関する現状調査を行ない、PCM研究の範囲や問題点を明白にした。そして、今後必要な炉内及び炉外実験の研究課題の検討を行った。

---

(1) 日本原子力研究所安全工学第二研究室

(2) 日本原子力研究所反応度安全研究室

(3) 日本原子力研究所安全解析部安全性コード開発室

Review of Current Topics  
on Power Cooling Mismatch Experiments

Tsutaō HOSHI, Toshiaki TOBICKA, Takamichi IWAMURA  
Toshiyuki KUROYANAGI, Tsuneo TAKEDA, Kenmei HIRANO

Division of Reactor Safety, Tokai, JAERI

(Received January 21, 1977)

A review is made of the current studies of fuel behavior under Power-Cooling-Mismatch (PCM) conditions as part of the light water reactor safety research program.

Requirements of research in the field, both in-pile and out-of-pile, are discussed on the basis of the review including the present capability of fuel behavior analysis during a PCM accident, power reactor safety criteria, and experimental results available.

Experimental plans in Japan and other countries of PCM research are also described.

## 目 次

1. まえがき .....	1
2. 動力炉の安全評価 .....	3
3. PCMの定義と研究の方向 .....	10
3.1 PCMの定義と範囲 .....	10
3.2 PCM研究の方向 .....	11
4. 必要な炉内・炉外実験 .....	15
4.1 必要性とその範囲 .....	15
4.2 炉内実験の現状と計画 .....	21
5. PCMについてのトピックス .....	31
5.1 PBFの実験結果 .....	31
5.2 NSRRの実験結果 .....	33
5.3 過渡熱伝達の問題点と諸外国における炉外実験 .....	35
5.4 PCM事故時の燃料破損クライテリア .....	37
6. まとめ .....	57
7. 謝 辞 .....	57
8. 参考文献 .....	58
付録 A 動力炉安全審査におけるPCMの項目と評価方法 .....	60
付録 B FP挙動研究に関する問題点 .....	70
付録 C PCMワーキング・グループの構成員および活動経過 .....	77
付録 D JM-PCM計画の問題点 .....	78

## 1. まえがき

本報告書は、軽水炉安全性研究の一環としての「PCM研究」を、原研においてどのように実施すべきかを調査し、まとめるための討議資料である。後述するように、PCM (Power Cooling Mismatch) は、極めて広いスペクトルを持ち、各人の受け取り方にも相当の開きがあると予想される。このことが、PCMは、稼動中の原子炉で最も発生頻度の高い現象の中に入るにも拘らず、これまで実験的研究が遅れている一因であろう。もちろんPCM実験では、他の燃料実験と異って、大量の核分裂生成物の放出を伴うことも、実験の遂行を極めて困難にしていることは、論を待たない。

原研における「PCM研究」は、昭和47年に開始された。そして昭和51年7月まで、JMTR (Japan Materials Testing Reactor) を照射の場として利用した炉内実験を行うための準備が進められてきた。この計画をJM-PCMと呼称している。この計画は、NSRR-第Ⅱ期計画として予定されているNSRR (Nuclear Safety Research Reactor) のPCM実験計画の開始までの期間に実施することを目標にして、JMTRの高温・高圧水ループOWL-2を使用し、FP放出挙動に重点を置いて進められてきた。しかし、実験時に多量のFPが放出されるために、OWL-2の改造に多額の費用を必要とすることもあって、予算が認められず、遅れていた。ところが、昭和50年に入って、米国PBF (Power Burst Facility) におけるPCM炉内実験が開始され、またNSRR-PBF研究協定が締結されて、PBFにおける実験の詳細情報が入手されることになった。このため、原研におけるPCM研究計画、特に炉内実験計画の見直しが必要となり、JM-PCM計画を中断して、当面は、PBFから入手される情報の解析と、それをサポートする炉外過渡熱伝達実験とをすすめながら、NSRR-第Ⅱ期計画を含めて、見直し作業をすすめることになった。

そこで、この時点で、再度原点に戻って、PCM研究について、その意義、現在の知見の程度、諸外国の実験計画などを検討した上で、このテーマに原研が如何に取り組むべきかと立案する作業が開始された。そして、安全工学部と安全解析部とから、付録Cに示す構成員が参加して、調査と検討がすすめられている。現在までに、現状把握がほぼ終了したので、ここに報告し、今後の討議資料として活用願いたい。

すでに記したように、原研におけるPCM研究、特に炉内実験は、FP放出挙動に重点を置いて開始された。もちろん、破損しきい値と機構の解明も重要であるが、これらは炉外実験で十分カバーできると考えたからである。しかし、本報告の中では、FPの挙動に関する研究は、PCM研究とは、独立して実施することができるものであると考えて、別途付録Bにまとめることにした。この研究もPCMと同等、あるいはそれ以上に広範囲な領域に跨っている。炉内PCM実験のデータは、FPの挙動に関して、きわめて有意義な総合検証の資料を提供して呉れるという点で、FP挙動の研究の一環に含めて考える必要があるのは、無論のことである。

なお、本報告の中には、今回実施した調査、検討の結果に立脚する具体的なPCM研究計画のマスタープランは含まれていない。きわめて膨大な研究項目の中から、必要項目を選出し、優先順位をつけて整理しなおす仕事が残っている。PCMの研究テーマと見做せる研究テ-

マの中には、RIA や LOCA と共通する研究テーマが多数存在する。したがって、マスタープラン作成に当っては、RIA と LOCA の研究の進行状況や重要度を評価し、調整する必要がある。この作業については、さらに時間を要するので、今後検討した上で、改めて報告する予定である。

本資料によって、PCM 研究の範囲や問題点をある程度明白にすることが出来たと考える。これらの問題点の解決および複雑な PCM 現象の解析に必要な炉内、炉外実験についても若干の検討を行った。この他に、解析のために利用できる計算コードを調査し、それを利用して適当なサンプル・プロブレムを解いて、推定精度を検討する試みも行ったが、時間的余裕がなく、本報告に入れる程の成果は得られていない。現在のコード類による感度解析などの結果と合せれば、研究の方向をさらに明確化できると考えられる。これについては、マスタープランと併わせて次回に報告したい。

## 2. 動力炉の安全評価

図 2-1 は、軽水炉において想定される PCM 事故の進展過程を示す Fault Tree である。この図に示すように PCM 事故とは、出力-冷却条件の不整合によって、燃料が異常に加熱され破損に至る可能性のある事故で、場合によっては、放射能が敷地周辺に放出される恐れがある。

現在、原子炉の安全評価において、PCM 事故に対する定義はあまり明確にされていないが、出力の異常上昇あるいは冷却材流量の減少又は喪失を引き起す「異常な過渡変化」として取り上げられている項目が対象となると云える。これらは以下のように大別できる。

### 出力の異常上昇を誘引するもの（異常な反応度添加を起すような事故）

- ① 異常な制御棒引抜又はほう素希釈（異常な反応度添加）
- ② 給水流量の異常増加又は給水加熱の喪失（負の冷却材反応度温度係数又はボイド消滅に伴う反応度添加）
- ③ 再循環流量の異常増加（BWR における炉心サブクーリングの増大に伴うボイド消滅に起因する反応度添加）
- ④ 主蒸気弁の急閉鎖（BWR における主蒸気弁急閉鎖による圧力上昇に伴うボイドの潰れに起因する反応度添加）

### 冷却条件の低下を誘引するもの

- ① 再循環ポンプトリップ又はポンプ軸の固着による炉心流量の減少又は喪失

ここで注意すべき点は、現在の評価では上記の項目が「異常な過渡変化」として取り扱われていることである。「異常な過渡変化」というのは、「単一機器の故障又は単一の故障あるいは誤操作により引き起される異常な運転状態」を言い、安全評価においては、この変化を与える外乱があっても、原子炉スクラム等安全保護系の動作によって過渡現象は速やかに収束し、原子炉は運転限界内に保ち燃料の破損が起る迄には至らないことを要求して、事故と区別をしている理由による。なお、事故とは「発生する可能性の非常に少い異常状態及び原子炉冷却材圧力バウンダリ配管その他の破断、破損によって、放射能が発電所周辺に放出される可能性のあるもの」としており、これらの事故の極端な場合が反応度事故（RIA）ならびに冷却材喪失事故（LOCA）である。

現在の異常な過渡変化に対する我国の安全評価の判定基準としては、次の諸項目が取り上げられている。

- ① すべての機器は運転限界内にあること。即ち、全てのプロセス変数および設計変数は、安全制限内に保たれること。
- ② 燃料表面の熱流束は、沸騰遷移をおこす値を上廻らないかあるいは沸騰遷移を起す燃料棒数の期待値が許容値をこえないこと。
- ③ 燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪が 1% を越えないこと。
- ④ 燃料ペレットの保有熱量が許容値を越えないこと（特に反応度添加の場合）

上記の項目のうち、安全評価に際して最も厳しい条件は②と云ってよい。

図 2-2 (a)~(e) には、PWR、BWR において想定されている「異常な過渡変化」の異常の経過状態を、又、付録 A には動力炉の安全評価における PCM 事故の項目と評価方法の例を載せる。



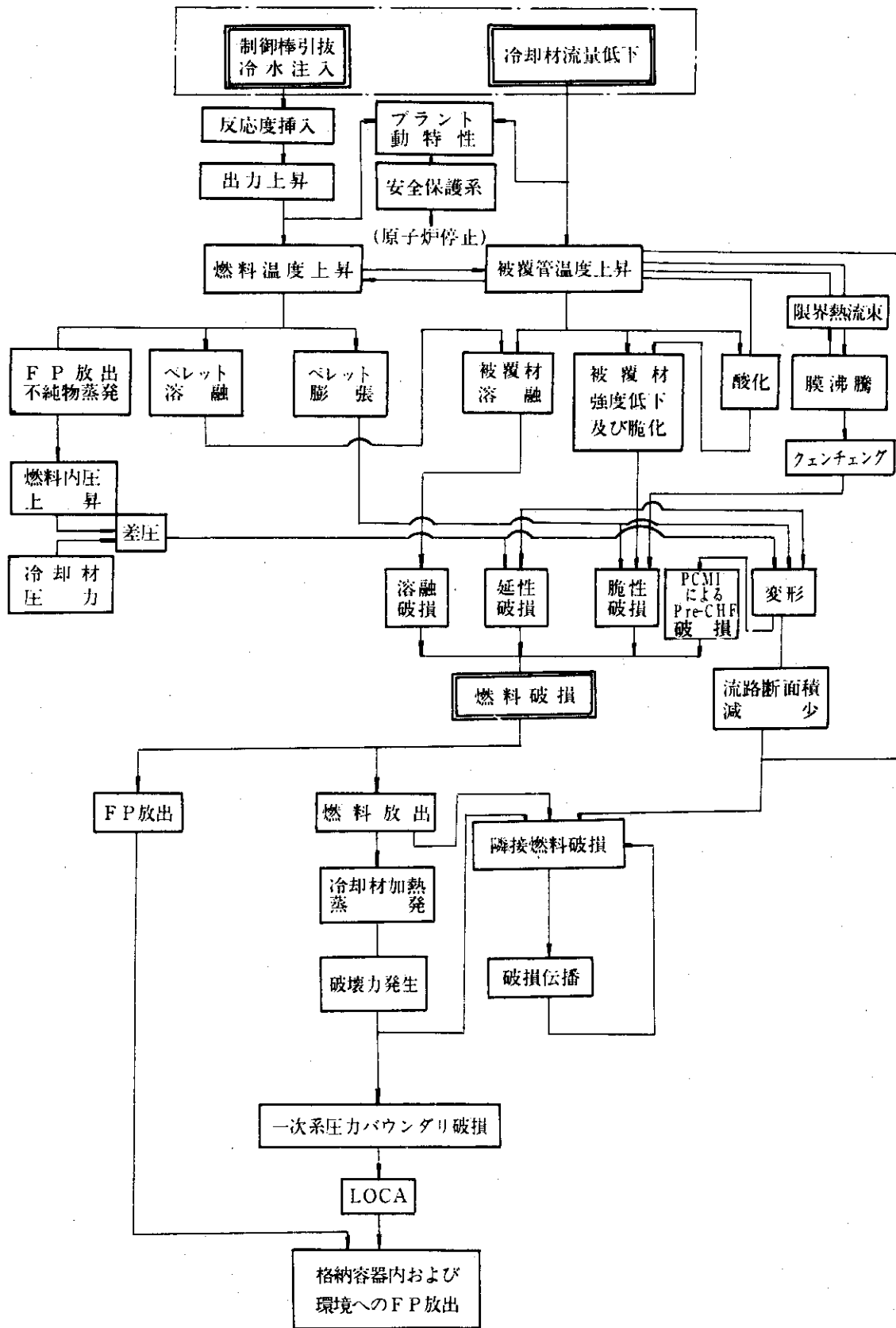


図 2-1 軽水炉 PCM 事故因果関係図

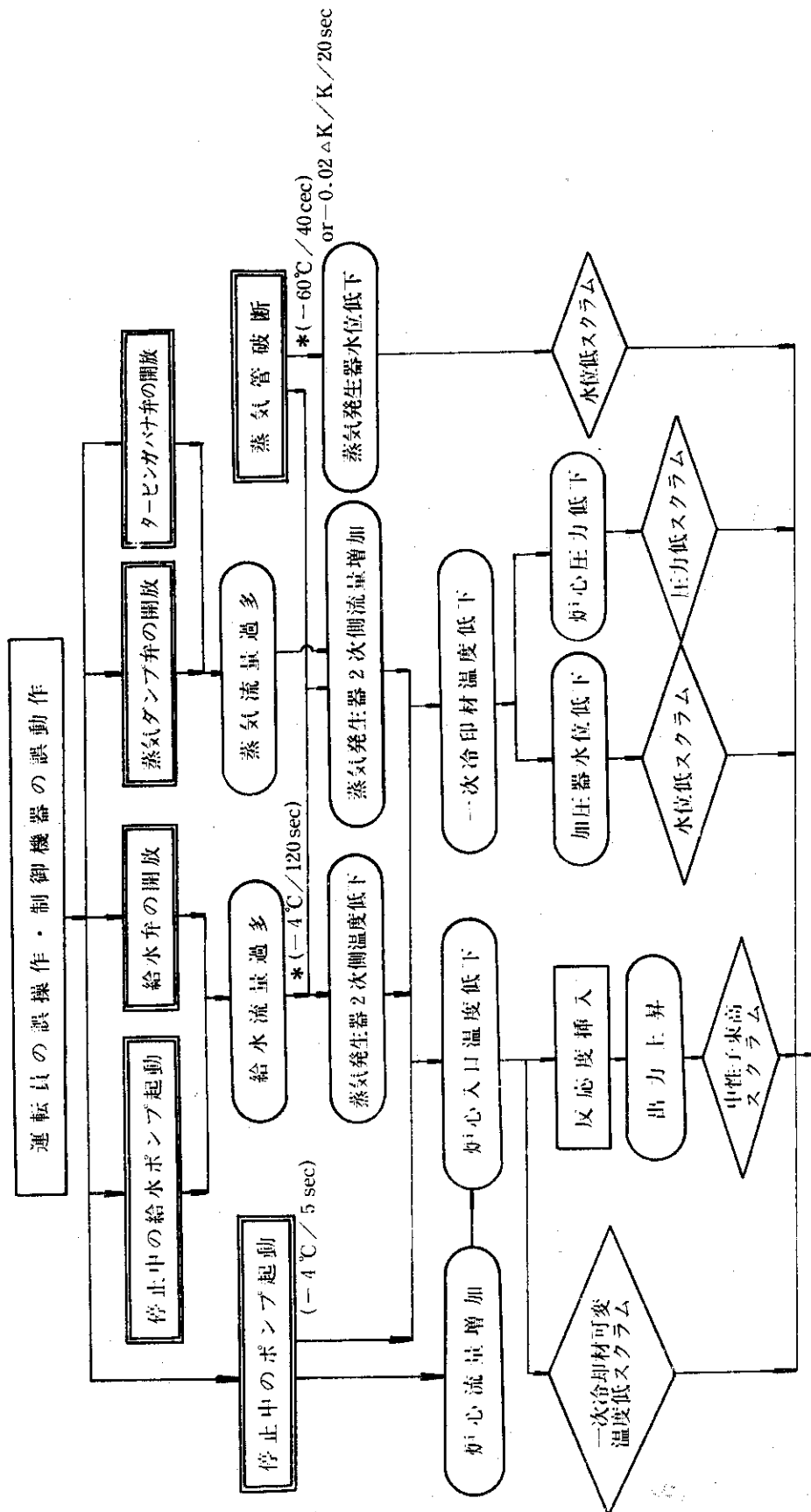


図2-2(a) PWRにおける冷水事故シーケンス

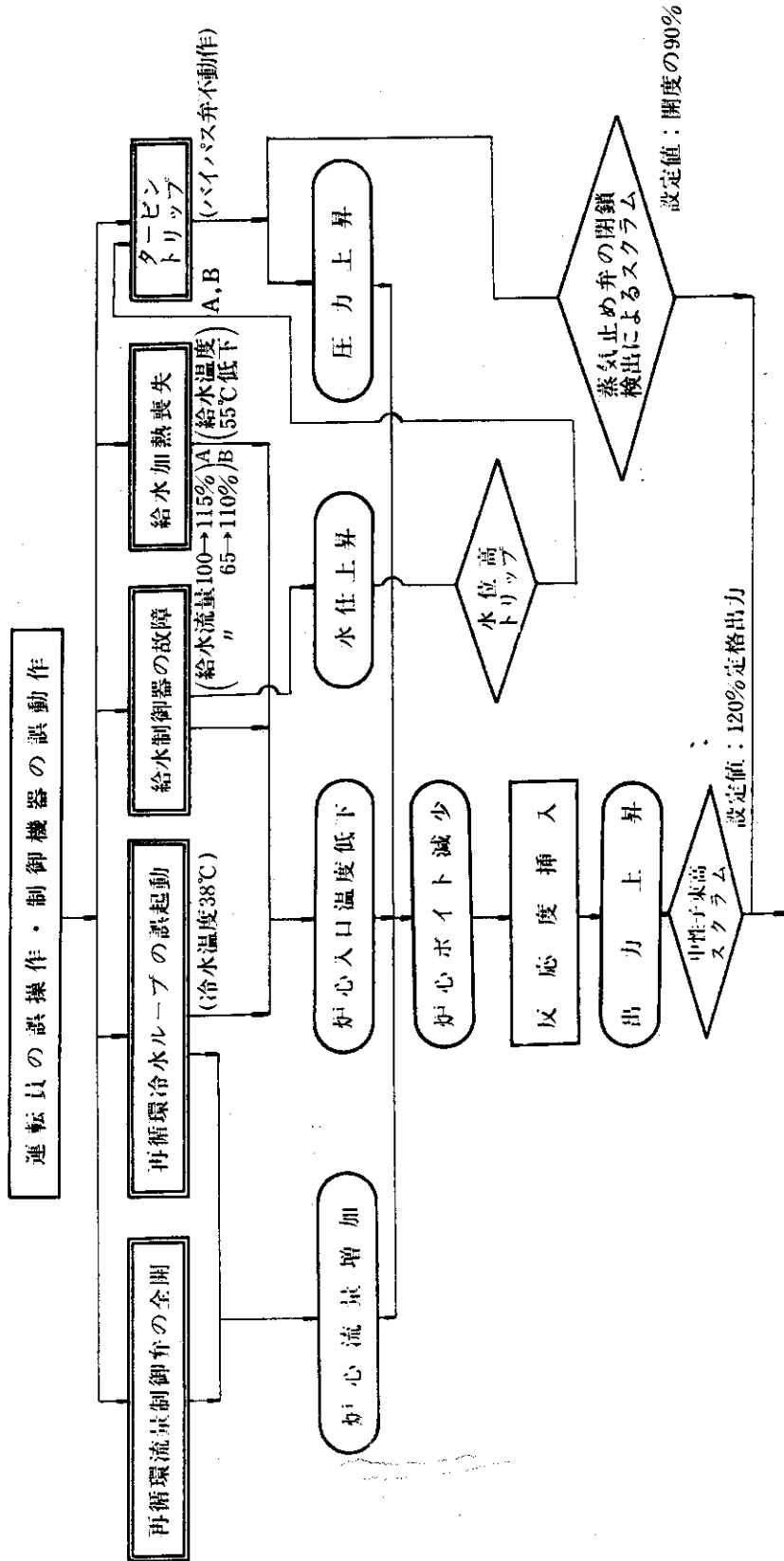


図2-2(b) BWRにおける冷水事故

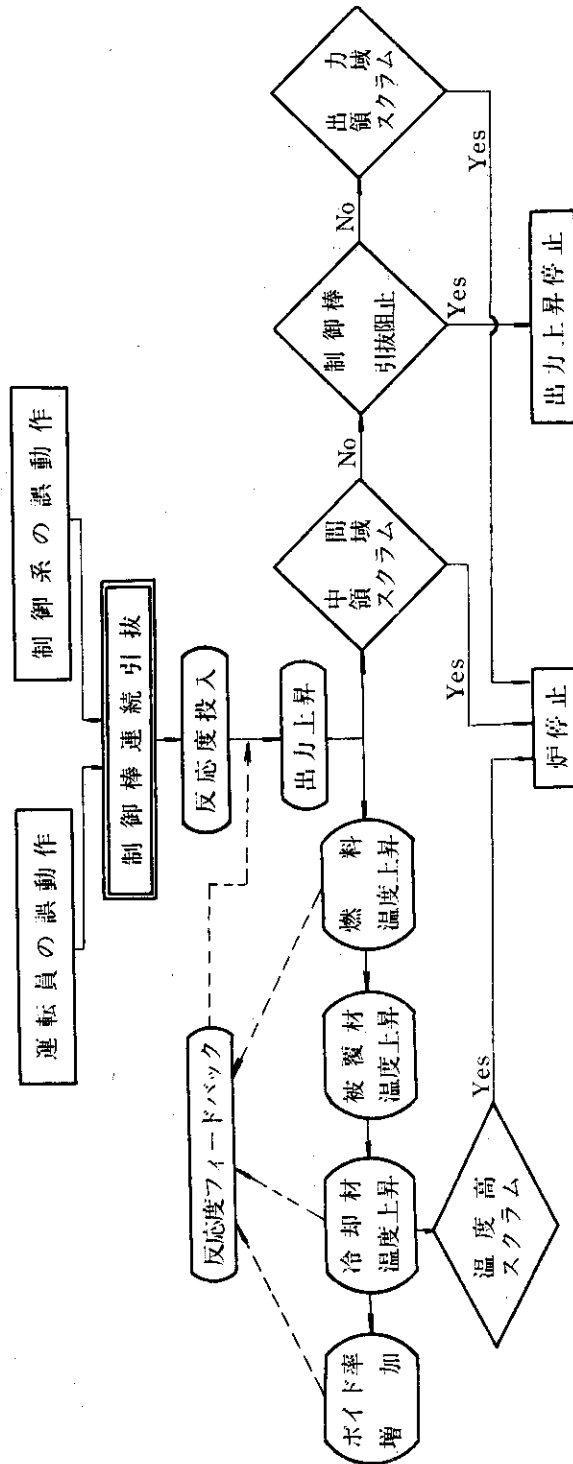


図2-2(c) BWR, PWRの制御棒引抜事故

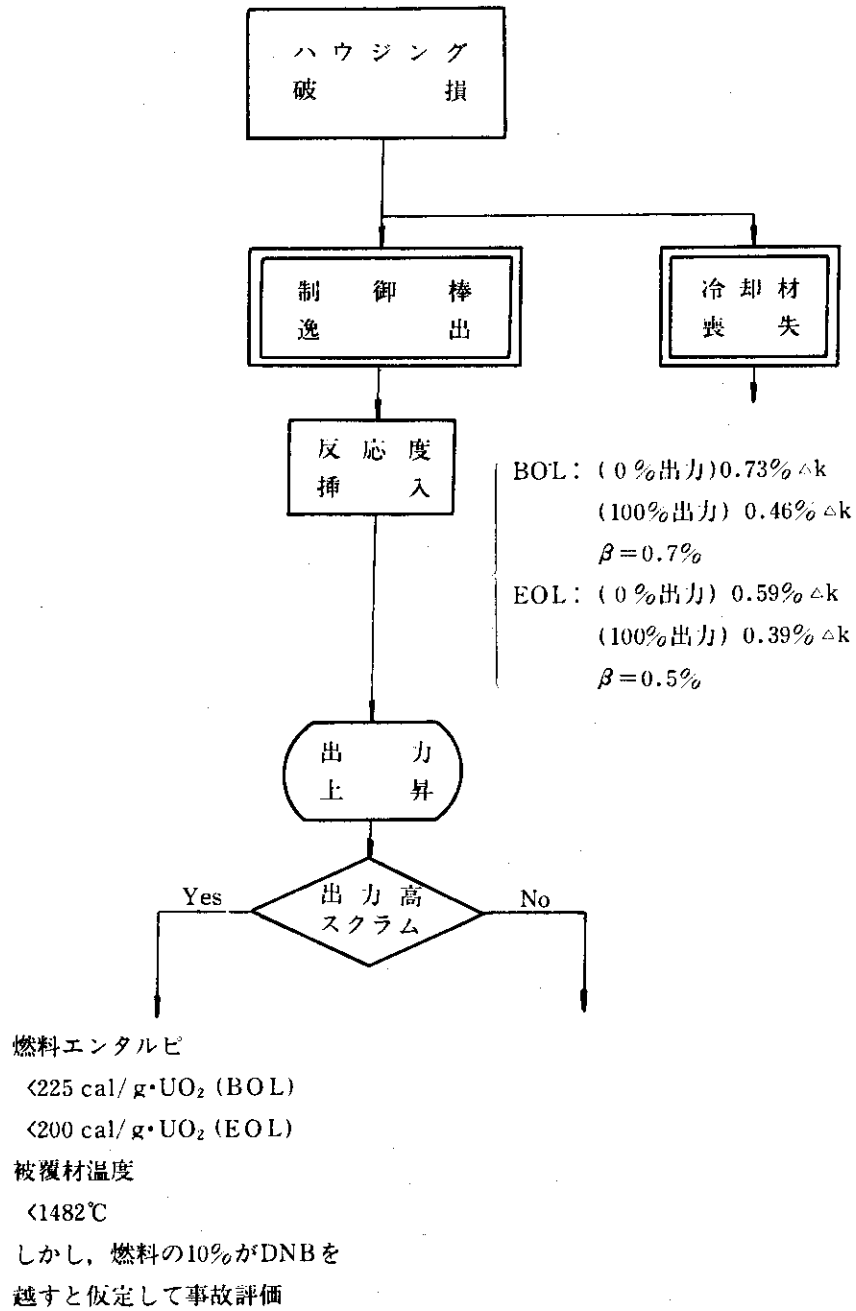


図2-2(d) PWRにおける制御棒逸出事故

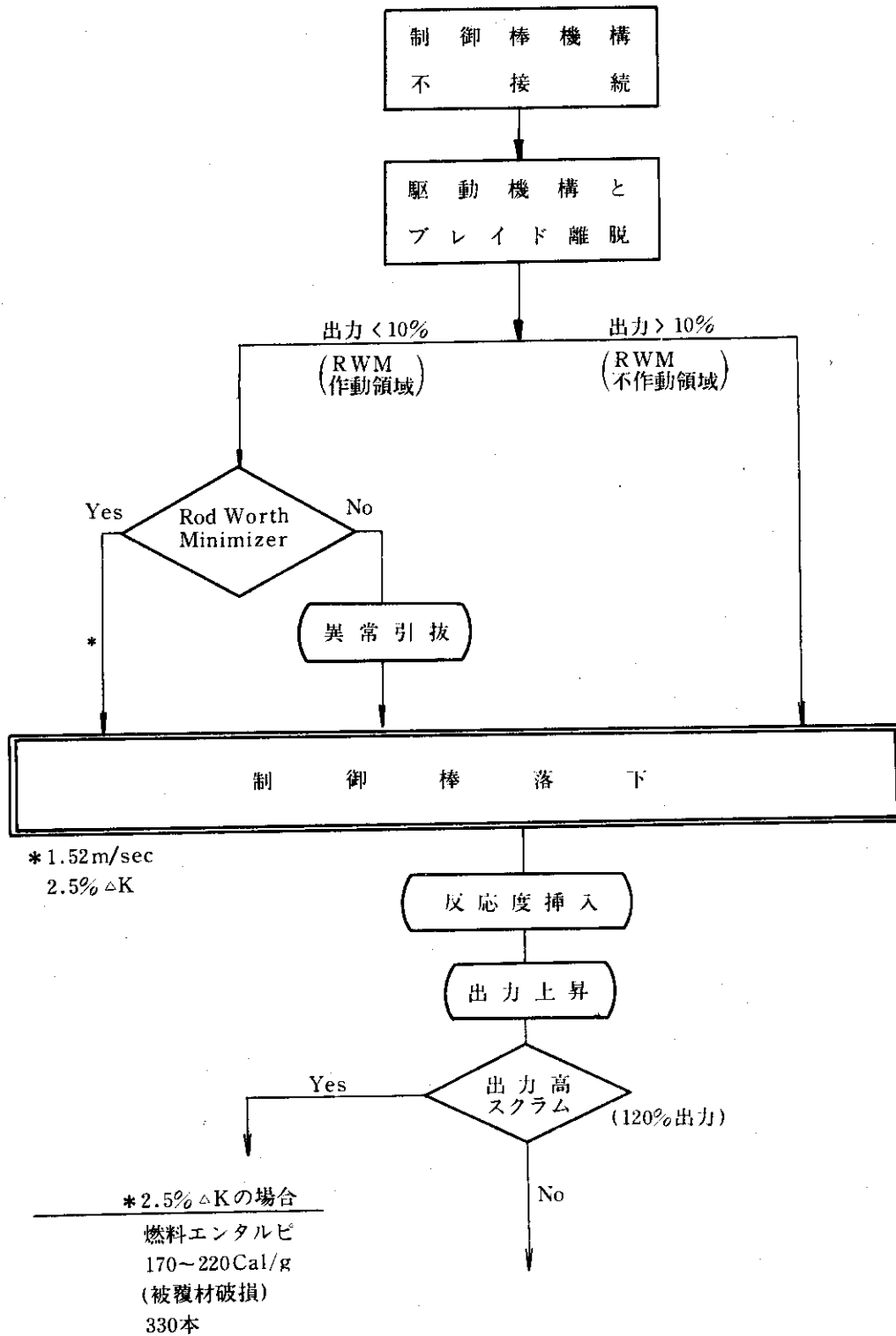


図 2-2(e) BWRにおける制御棒落下事故

### 3. PCMの定義と研究の方向

#### 3.1 PCMの定義と範囲

PCM（出力-冷却材の不整合）は、文字の意味するように、燃料による発熱と冷却材による除熱が不均衡になる状態であり、この熱的な不整合が生ずる異常状態と考えることができる。この場合、燃料は異常に加熱され、燃料ミートや被覆管が溶融するか、又は燃料棒内で急激なFPガスの放出や燃料ミートの膨脹による内圧上昇と被覆管の温度上昇に伴う強度低下により被覆管が破損する等の燃料の破損を引き起す可能性が生ずるのである。

図3-1は、PCM事故の範囲を示した図である。PCMは、図に示すように定常状態とRIAおよびLOCAの範囲をカバーする広範なもので、定常、RIA、LOCAとの境界を明確にすることは困難であるが、ここでは便宜的にPCMの境界を以下のように定めることとする。

#### PCMと定常の境界

定常をはずれた異常な出力上昇又は流量低下またはその双方で、スクラム設定を越えるような変化とする。この場合、燃料の挙動に大きな変化が生ずるか否かの判定条件は燃料から冷却材への熱流束が限界熱流束を越えるか否かにあり、若しこれを越えれば、燃料被覆管の温度は急上昇し燃料の破損モードは、定常運転における破損モードと変わったものになってくる可能性がある。

限界熱流束を越えない程度の過渡現象であれば、被覆管温度は定常運転時のそれをあまり上廻らず、燃料の破損モードは、過渡のPCMIに起因するもの又は応力腐食によるものが主な要因と考えられる。

一方、限界熱流束を越えると被覆管の温度は急上昇する。従って、被覆材であるジルカロイ合金は温度上昇に伴って $\alpha$ 相から $\alpha + \beta$ 相、 $\beta$ 相へ相変化を起すと共に、酸化の程度も激しくなり、被覆管の機械的性質は劣化する。一般に被覆材の温度が上昇すれば、機械的な強度は低下する。従って、燃料の内圧と外圧とのバランスによるが、限界熱流束を越え、被覆材の温度が上昇した場合には、被覆管のコラップスや内圧破損のモードになることが考えられる。

このように限界熱流束を越えるか否かは、燃料の挙動に大きく影響を与えるものであり、限界熱流束以下の場合には、定常運転における負荷変動時の燃料挙動の延長と考えることができる。スエーデンのR-2におけるインターランププロジェクトなどはこの流れである。これに対して、燃料挙動研究の面からのPCM事故の範囲は、燃料表面での熱流束がその点における限界熱流束を越えて上昇した場合と云ってよいであろう。

#### PCMとLOCAの境界

ポンプトリップや流路閉塞等による流量の喪失事故までとする（配管破断による冷却材喪失は考えないものとする。従って、PCM時に配管破断などに伴う減圧は考えない）。

#### PCMとRIAの境界

現在RIAでは、暴走出力による燃料の発熱時間は極めて短く、この間燃料から冷却材への放熱はほとんど行なわれないと考えられている。従って燃料ミートの温度は断熱的に上昇し、温度上昇の程度は燃料への蓄積エネルギーによってほぼ定まることから、RIAにおける諸現象は燃料に付与されるエンタルピーで評価している。PCMは、RIAのような燃料に付与されるエンタルピー

の評価ではなく燃料の発熱と冷却材による除熱との関連によって現象変化の評価が行なわれるような程度の時間範囲の異常状態とする。

一般的にみると、流量低下または喪失の場合の過渡変化は数秒から数十秒のもので、LOCAと同程度の変化速度である。しかし、出力上昇の場合、反応度添加量が大きくなると即発臨界を越え、この場合出力上昇周期は、極めて短いものとなり、被覆管より冷却材への除熱は追従しない。燃料から冷却材への時定数は数秒のオーダーであるので、RIAとPCMとの境界は、数程程度の周期で出力変化が起るか否かと大略考えることができよう。図3-1は、2章で述べた異常過渡変化についてその速さ（主要現象の最大値が起る迄の経過時間）も同時に示したものである。

### 3.2 PCM研究の方向

図3-1に示すように、PCMの占める範囲は、定常状態とRIA又はLOCAの間の極めて広範囲に亘る異常状態である。

RIAやLOCAは、現在の軽水炉の安全評価では、設計基本事故であり、PCMは各種事故として取り扱われていると云っても良い。従って前者では、あまり事故に至る過程を解析することなしに事故評価をしている\*1のに対して、PCMの一部と考えられる各種事故では、機器の故障や誤操作、誤動作を想定し、安全保護系の作動も考慮して事故評価を行なっている点にその特徴がある。このようにPCMは、現実的にも起り得る頻度の高い異常現象を対象としていることから、RIAやLOCAに比して発生確率が高いと考えても良いであろう。現在の安全評価においては、各種事故では、第2節に述べたように燃料破損は起らないとしている。また、異常過渡といわれる各種事故にあっては一般には異常停止があっても、原子炉の速やかな再起動が要求される性質のものである。このようなことからPCMでは、より現実的に事故の程度と燃料破損の関連の究明が重要となってくるのである。

現在の軽水炉における「異常な過渡変化」に対する燃料の安全評価は、主として「限界熱流束」を判定基準としている。これは、保守的な評価基準であると考えられるものの、どの程度保守的なものであるか定量的には必ずしも明らかにされているとはいえない。

従って、PCM研究の目的は、PCM条件下における燃料の挙動を究明し、より現実的な評価モデルを作成し、安全余裕度を定量化するとともに、新たなより現実的な評価基準を作成することにあると云えよう。

しかし、従来の解析では事故の評価の判定が主として「限界熱流束」で処理され燃料破損事故には至らないとしていることと、安全性の研究がRIAやLOCAを主対象として進められていたこと等、の理由によって現実的なPCMの評価を行なえるような知見は十分に得られる迄には至っていない（5.「PCMについてのトピックス」でPCMに関する炉内、炉外実験の調査結果を載せた）。

原子炉の安全性を論ずる場合、燃料破損の有無とそれに引続いたFPの外部放出の可能性の有無がまず重要であること、また、現在の軽水炉のPCMに対する安全評価が燃料破損は起らないとしていることを考えると、PCM研究でまず重要なことは、「どのようなPCM条件下で燃料

\*1 たとえば、制御棒の逸出や落下、又は配管の破断が起ったとして事故評価を開始している。



破損が生ずるか」を解明することにある。

即ち、燃料の破損限界を知ることによって、

① 現在の評価基準（5.4節参照）が妥当なものであるか、  
という直接的な解答が得られる他、

② 上記基準での評価は、燃料破損までどの程度の余裕を有するのか、

③ 現在の評価モデルは妥当か、

等の間接的な成果が得られるとともに

④ より妥当な評価基準の作成、

に大きく貢献することとなる。また、事故状態の区分（Condition 1～Condition 4）等の導入による

⑤ 再使用条件の基準作成、

⑥ 機器の多重故障による事故の程度の評価、

等にも役立つものと考えられる。また、付随的ではあるが、PCM炉内実験を通じて

⑦ FPの放出挙動の解明、

も行なえることになる。

一方、PCMは、RIAやLOCAと異なり定常運転状態からわずかにはなれた異常過渡現象であり、かつ機器や安全保護系の作動を含めた原子炉システム全体を含む現象であることから考えて、異常時の原子炉システム全体の動的挙動の評価が重要である。

即ち、原子炉システムの研究としては、

① 機器の故障や誤動作、誤操作等の事故要因の検討と異常時の過渡挙動についての、安全保護系の作動（検出端、設定値、作動時間）を含めた見なおし、と

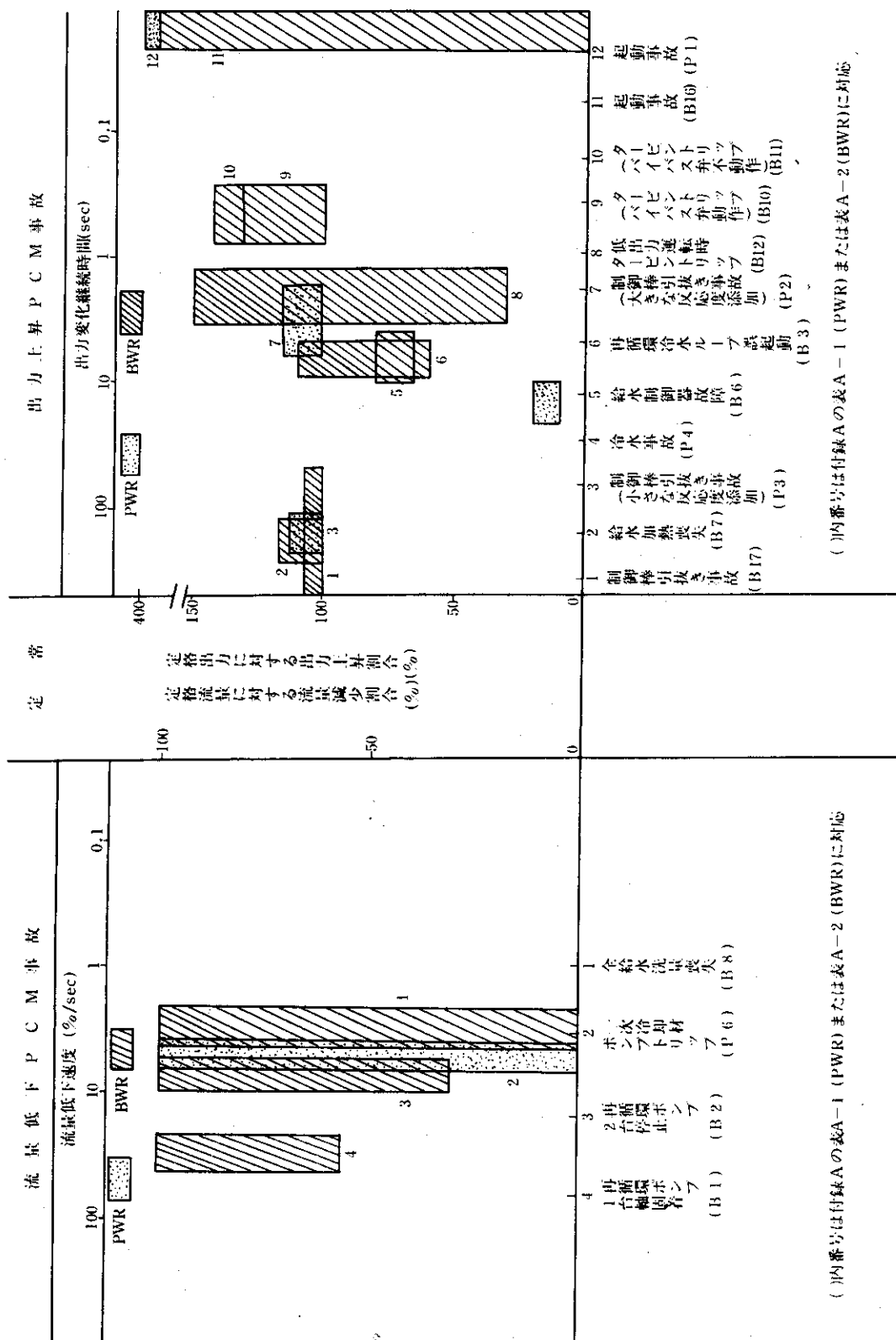
② 多重故障の場合の原子炉システムの挙動の評価

が必要となる。

これらの研究は、当面は特別な実験装置などを新設しなくとも、既設の原子炉プラントの運転経験によって、かなりのデータが蓄積されると考えてよい。

以上のような観点から、今後進めて行くべき短期および長期のPCM研究を表3-1にまとめて示す。

PCM事故は、3章に述べたように広範囲に亘った事故であるので、設計基本事故として重要なLOCAやRIA事故と重複し合う分野が極めて多い。従って、RIAやLOCAに関する研究が、PCM研究に役立つものが多い。又、逆にPCM研究が、これら2分野の研究にも有効なデータを提供するものと期待して良い。



(内番号は付録Aの表A-1 (PWR) または表A-2 (BWR) に対応)

図3-1 動力炉PCCM事故の範囲

表 3-1 PCM 研究の方向

研究項目	研究内容	研究方法
短期の研究目標	(1) 現在の評価基準の妥当性の確認	PBF等による炉内実験データの解析・評価
	(2) PCM事故要因および現象の検討	見なおし
	(3) 評価モデルの妥当性の検討	実験結果に基づき、評価モデル、物性値等の妥当性の検討
長期の研究目標	(1) 燃料破損限界および破損機構の解明	炉内実験 (*1)
	(2) 実際的な評価モデル、コードの作成	炉内実験, 炉外実験による 炉内, 炉外実験結果による検証
	(3) より妥当な評価基準の作成	実験結果, 評価モデル, コードの実績の蓄積

(\*1) 定常時の延長と考えられる。インタランプレスト、オーバーランプレスト等による成果が使用できるものと考えられる。

## 4. 必要な炉内・炉外実験

### 4.1 必要性和その範囲

3.2 PCM研究の方向で述べた所であるが、PCM研究の究極的な目標は、PCM条件下に於ける燃料棒あるいは燃料集合体の挙動を正しく記述するモデルを作成することだといえよう。これらのモデルは、十分に検証されたものでなければならない。この目標を掲げるPCM研究に必要な実験は、大別すると

- (1) 総合モデル作成・検証のための実験、
- (2) 部分モデル作成などのサポート実験、

の2種に分けられよう。(1)の主体が、炉内PCM実験である。(2)については、その目的に従って次のとおり分類することができる。

- (2-1) 解析に必要な諸物性値を求めるための実験
- (2-2) PCM発生前の状態を正しく推定するための実験
- (2-3) 燃料の熱的挙動を推定するための実験
- (2-4) PCMによる燃料破損機構解明の実験
- (2-5) 衝撃的圧力波発生機構解明の実験
- (2-6) 核分裂生成物の放出と移行の実験

これらの実験の中で、(2-3, 4)項はPCM研究に特有のものである。それ以外の全項目は殆んどLOCAやRIA研究の分野と重複し合っている所が多い。

まず、(1)、(2-3, 4)の分野に必要な炉内及び炉外実験の項目を特に詳しくまとめて表4-1に示す。

(1)の実験結果によっては、更にいくつかのPCMに特有な課題が重視されなければならなくなるかも知れない。それらは、フロー・ミキシング効果や、バーンアウト時の水力的不安定現象及び、破損伝播機構の解明などであると予想されるが第4-1表には加えていない。(1)項については、燃料挙動モデル作成や検証の立場から、種々の情報が必要となる。参考までに、ANC

(Aerojet Nuclear Company)が作成した炉内PCM実験のための説明表を表4-3として付す<sup>(1)</sup>。

(2-1, 2, 5)については、特にPCM現象の解析に必要度の高いと考えられる実験情報を羅列するにとどめる。その結果を表4-2に示す。これらの研究項目は、定常時の燃料挙動、RIAやLOCA時の燃料挙動研究と共通するテーマばかりである。この種のテーマの研究状況や重要度などを総合的に判断しそして評価を加えて、重複する事がないようまた相互に期待しすぎて盲点となることがないように調整する必要がある。

(2-6)の分野については、研究の体系化が余り進展していないと考える。我々は、この機会を利用してこの分野の研究についても検討を加えた。この結果は、付録B FP挙動研究に関する問題点として別途まとめてある。

なお、ここではpre-CHF failureの破損機構の研究に関する項目については、検討を加えていない。この分野で特に問題となるのは、ランプ状に出力が上昇した時に発生する燃料棒の主と

してペレット・インタフェース部位置から縦方向のクラックが被覆管に入る破損現象である。そしてこの現象の解明はそれ単独で大きな研究分野を持つからである。

最後に、PCM研究を LOCA、RIA 研究などと比較して実験上の特徴をいくつか考えてみる。

LOCA、RIA、PCMの3研究分野に於て、PCM研究が照射効果の影響を考慮しなければならぬ度が最も強いといえるかも知れない。LOCA時においては、急激な被覆管の温度上昇に伴って、照射効果が焼鈍されるであろう。またこの時の燃料挙動の研究の第一の対象は「破損の有無」ではなしに「長期冷却可能形状維持」にあって、照射効果による燃料破損時点のズレなどの細かな問題は余り問題にはならない。一方、RIA時は、照射履歴の効果が破損挙動や閾値に当然何らかの貢献をすると考えられるが、その事故の過程が余り急速すぎて、実測し難い。この様に考えると、照射履歴の影響を最も強く受けそれを実験的にも確認しやすいのが、このPCM実験であろう。

PCM条件下の挙動研究に照射履歴の効果を考える必要がある。これにつけ加えて、炉内でのPCM実験には大量破損に起因する放射能汚染と照射後試験時に取扱う試料の放射能レベルの高さの問題がある。これに類似する実験は、LOCA時のブローダウンやヒートアップを炉内で模擬したもの程度であろう。例え新燃料棒を供試した場合でも、PCM実験やそれ以前のコンディショニングに、相当期間の高出力運転は必要不可欠である。このため、供試時には相当量の核分裂生成物が燃料棒内に蓄積されていることを覚悟しなければならない。

PCM炉内実験の数が、RIA実験などに比較すると限定されていたことの一因をこれらに求める事ができるであろう。このPCM炉内実験に特有な放射能汚染と照射後試験の放射能レベルの高さの問題は当然今後も続く。後者の問題は、本格的なホットセルが、試験する場所の近くにあれば済むことである。しかし、前者の問題は、試験時に環境に放出される放射性物質の問題と共に、特に我が国でこの種の実験の実施を難かしくしている。

この様な観点から、PCM研究に関係した炉内実験の数は、必要最小限に止め、炉外実験で代行できるものは出来る限りそれを利用するよう考える必要がある。また、近年とみに盛んになった国際協力による各種の情報利用も考慮に入れる必要がある。

表 4-1-1 PCM 研究に直接関係した研究テーマ

分類	研究項目	研究項目	備考	炉内・外実験
1 総合モデル実験	1 PCM解析モデル作成や検証のための実験	1.1 国際協力によって入手されるデータを利用して、モデルの作成や検証を行う。 要すれば、海外炉に特殊な実験を依頼することもある。	米国PBFの1976-1979年計画では、10ケースのPCM実験(供試燃料棒総数47本)のほか、6ケースのIE実験(燃料棒21本)及び5ケースのBWR流路閉塞模擬実験の関連実験が予定されている。	炉内実験
2-1 熱的挙動実験	1 被覆管一冷却材間の過渡伝熱に係る研究	1.1 時定数が数秒程度の過渡伝熱状態における各熱伝達モードごとの熱伝達係数や圧力損失等を求める。類似条件の準定常状態の相関式と比較評価する。過渡状態としては、出力サージと流量低下を考える。またポンプ停止事故などを模擬して、出力低下が流量低下に継続発生する場合も実験する。 1.2 時定数が数秒程度の過渡状態におけるバーンアウト熱流束を求める。類似条件の準定常状態の相関式と比較して評価する。 1.3 バーンアウト到達後、出力を低下或は流量増大時に生ずるリウエッチング(クエンチング)の定量的評価 1.4 Pre-failure bowing した燃料棒相互が間隔空になるまで近接した場合のバーンアウト熱流束を求める。	NSRRの第II期計画のスタートは、1981年以後と想定されている。 電気ヒータを利用した炉外熱ループによる過渡沸騰熱伝達実験。 炉内PCM実験では入手しにくい、ボイド率の測定やボイド発生を時間遅れ、その挙動などを定量化する。これは、熱水力モデルに重要であるばかりか、反応度フィードバックモデルにも必要不可欠である。	炉外実験
2-4 破損機構解明実験	1 クエンチング時のジルカロイの挙動	1.1 2軸応力下のジルカロイ管を、高温状態から急冷した時の機械的性質を調べる。	炉内PCM実験は、多くは幾何学的形状の制約を受ける。パンドル数、ヒータピン長さ、非加熱ピンの影響(コールド・サーフェス)、スペーサやグリッドの数や形状などの効果のパラメトリックな実験が必要である。 リウエッチングの進行のプロセス、その速度などを壁温や系統圧力をパラメータに調べる。高速度カメラによる進行状況の撮影なども必要。 PCMで破損した燃料棒は、殆んど熱応力などで複雑な曲り方をしている。この様に曲ったこと自体が、熱伝達特性やバーンアウト現象に及ぼす効果を、曲りの程度をパラメータに調べる。 PBFのPCM実験で破損した燃料棒の中には、クエンチング時に破損したと思われるものがある。この破損機構を調べるために、内圧、ジルカロイ温度、クエンチング速度などをパラメータにして調べる。	炉外実験 (LOCA関連実験を一部応用できる) 炉外実験

分類	研究項目	研究内容	備考	炉内・外実験
	2. UO <sub>2</sub> ペレット溶融挙動の研究	<p>1.2 上述の試験の素材に照射済被覆管や酸化した被覆管などを利用する。</p> <p>2.1 ペレット数ヶを直接通電加熱などで溶融させる装置をつくる。各種条件でペレットを溶融させそれ起因する水力的圧力の測定、クラックを通して溶融したUO<sub>2</sub>の移動状況、被覆をマルチスルーさせる限界の溶融量などをしらべる。</p> <p>2.2 NSRRの実験を通じて、破壊圧力の発生機構を解明し、それを正確に推定する方式を確立する。</p> <p>3.1 (薄肉)被覆で拘束した数ヶのペレットを照射する。照射後直ちにホットセルに取出し電気炉などで急速に昇温させる。寸法測定などで、スエリング量を調べる。</p>	<p>腐蝕や破損機構に及ぼす、ジルカロイの照射や酸化の効果を定量化する。</p> <p>可能なら、水中で実験して溶融したUO<sub>2</sub>が冷却水に接してどの様に粒粒化するか、その時発生する衝撃波などを調べる。また、本実験を通じて燃料の溶融量破損モードに及ぼす影響を知る。</p>	<p>照射・炉外実験</p> <p>炉外実験</p>
	3. UO <sub>2</sub> 高速スエリング実験		<p>照射には、水カラビットなどが利用できよう。放出されたFPを定量すれば、プレナムへのFP放出モデルの定量化にも役立つ。</p> <p>炉の温度、昇温速度などをパラメタにとる。</p>	<p>炉内実験</p> <p>照射+炉外実験</p>
一般	炉外計装技術の開発	<p>1 現在特に開発が待たれる信頼性の高い流量計、被覆表面温度測定用T/Cなどの開発を行う。</p>	<p>PBF炉内実験で指摘されているのは、タービン型流量計の炉内寿命の短かさ(ベアリング部損傷)、被覆表面温度を低目に測定すること(T/Cの導線部が放熱フィンとして働らく)などの問題である。これらの計装技術の開発を十分に行って、信頼性の高いものにする必要がある。</p>	<p>炉内・外実験</p>

表 4-2 PCM, RIA, LOCA に共通な研究テーマ

分 類	キ ー ・ ワ ー ド	備 考
2-1 解析に必要な物性値 データ	ジルカロイの高温での機械的性質, 熱的性質(引張強度, 耐力, ヤング率 etc, 熱伝導度, 比熱 etc) 熔融ジルカロイの機械的性質 ジルカロイ-水反応 酸化したジルカロイの機械的性質や熱的性質 腐食生成物沈積による熱伝達特性の変化 UO <sub>2</sub> -ジルカロイの高温での反応 Decay heat の正しい推定	高速中性子の照射効果も考える。 Pre-CHF Failure の問題を除けば, PCM現象には, 細かい燃料棒の設計因子の効果などはあらわれて来ないと考える。
2-2 PCM 初期条件の把握	ギャップ広さ及びギャップコンダクタンスの燃料 燃焼に伴う変化 内蔵ガスの圧力, 組成の変化 ペレット→プレナムへの FP 放出量(過渡及び定常時) 燃料棒内出力分布	
2-5 破壊エネルギー発生 機構の解明	熔融 UO <sub>2</sub> -冷却材相互作用	RIA 研究程優先度は高くない。RIA 研究に関連して行われる本テーマ事項は, ほぼすべてPCM研究に適用できる。



表 4 - 3 MATRIX OF EXPERIMENTAL DATA AND MODEL REQUIREMENTS

	ANALYTICAL MODELS																		
	Thermal Models			Fuel Rod Deformation Models			Gas Response Models			Thermal Hydraulic Boundary Conditions			Improved Failure Model*						
	Stacked Radial Conduction	Stacked Azimuthal Conduction*	Thermal Conductivity & Gap Conductance	3D Elastic Plastic Deformation*	Cladding Embrittlement	Cladding Axial Bowing & Buckling*	Transient Fuel Swelling*	Gas Pressure (Ideal Gas Model)	Axial Gas Flow	Transient Gas Release*	Coolant Temperature	Coolant Pressure	Surface Heat Transfer Correlation	CHF Correlations	Brittle Fracture	Ductile Fracture	Cladding Conditions At Failure	Relative Motion	Fuel Cladding Interaction*
Cladding Axial Temperature Dist.	x		x		x		x		x			x				x			
Cladding Azimuthal Temp. Dist.		x	x		x												x		
Fuel Centerline Temperature		x	x																
Fission Products																			
Cladding Axial Strain				x															
Fuel Rod Power			x																
Fuel Rod Plenum Pressure		x																	
Fuel Rod Plenum Temp.																			
Fuel Rod Bottom Pressure																			
Coolant Temperature																			
Coolant Pressure** (Inlet & Exit)																			
Coolant Mass Flux** (Inlet & Exit)																			
Coolant Density**																			
Post Test Examination																			
Type of Cladding Break																			
Extent of Zircaloy Oxidation	x	x			x														
Fuel Deformation and Restructuring			x																
Gas Composition																			
Cladding Deformation			x																
Zircaloy Burst Strength				x															
Zircaloy Micro Hardness				x															
Extent of UO <sub>2</sub> -Zr Reaction				x															
Fuel Gapping																			

\* Scheduled FRAP-T Modeling Improvements \*\* Coolant quality is calculated from mass flux, pressure and density.

## 4. 2 炉内実験の現状と計画

4.1節で述べたように、PCM研究にとって、炉内実験は放射能汚染などの困難を伴うが必要不可欠の要素であり、米国のPBF、イタリアのESSOR、フランスのPHEBUS、日本のNSRR第2期計画等においてそれぞれ特色のある、PCM炉内実験計画を持っている。PCM炉内実験は、一般に実験回数が少なく、しかも極めて高価なものとなるので、相互に補完できる場合には、国際協力により情報の交換を行ない、効率的な研究を進めるべきであろう。

既に、米国のPBFと日本のNSRRとの間には研究協定が締結されており、PBF-PCM実験のデータは日本において入手可能であり、日本におけるPCM研究の一翼を担うものと期待されている。またイタリアのESSOR計画、フランスのPHEBUS計画との研究協力も考慮されている。

特にPBF計画は、PCM条件下での燃料棒過渡挙動に関する実験データを得ることを目的とした最初の系統的な実験で、1975年度より実験を開始しており、興味あるデータが発表されている。これらについては、以下で実験計画の概要について述べ、5.1節で実験結果の一部を紹介する。また、反応度事故を対象としたNSRR実験も開始され、PCM研究にとっても参考になるデータが出ているので、5.2節で実験結果を紹介する。

### 4.2.1 PBFにおけるPCM実験の概要

PBFは、米国のアイダホ国立工学研究所(INEL)に設置され、定常熱出力40MW、パルス最大出力240GW(1.3 msec)の定常-パルス両用炉で、極めて広範囲な異常運転条件下および事故条件下における軽水炉燃料棒過渡挙動に関する実験データが得られるように設計されている。PBFの炉心特性、実験範囲等を表4-4に示し<sup>(2)</sup>、炉心構造を図4-1に示す<sup>(2)</sup>。炉心中央部にIn-Pile Tube (IPT; 炉内管)が設置され、この中に試験用燃料体が単体、またはクラスター形状で設置される。このIPTは、一次冷却水の流量、温度、圧力の制御が可能な加圧水ループで、実験に際しては、被覆管の破損、燃料の溶融、燃料冷却材相互作用(FCI)による衝撃圧の発生、破損伝播、FP放出、金属-水反応等の発生も許容されている。IPTの最大運転温度等の特性は表4-4に示されている。また、IPTを含めたループシステムを図4-2<sup>(2)</sup>に、IPTの軸方向断面図を図4-3<sup>(2)</sup>に示す。

USNRCがスポンサーとなり、PBFを使用した軽水炉安全性研究に関する実験計画はThermal Fuels Behavior Program (TFBP)と総称され、USNRCとの契約によりANC社により実施されている。PBF第1次炉心による実験計画、およびその進行の現状は表4-5に示す通りである。また、表4-6に、1976~1979年度に実施が予定されているPBF-PCM実験計画の実験パラメータを示す。同様に、それと関連性の強いPBF-IE実験(irradiation effect)の実験パラメータを表4-7に示す。

以上のPBF-PCM計画の主目的としては、既存の解析モデルの検証、PCM過程の解析的表示の改良、それに新しい解析モデルの作製があげられており、PCM条件下での軽水炉燃料棒過渡挙動の解析コードとしてFRAP-T (Fuel Rod Analysis Program-Transient)シリーズが開発されている。

FRAP-T1は1974年に完成し、燃料棒挙動に対する、機械的作用、熱的效果、燃料棒内圧、物性値変化等の結合効果が考慮されており、ガス、燃料、被覆管の各種物性値を与えるサブコードMATPROと結合されている。さらに1975年に完成したFRAP-T2では、被覆管の膨れ

(バルーニング)計算に3次元の大変形モデルが使用され、燃料-被覆管機械的相互作用モデルや過渡的プレナム温度モデルなどが含まれている。また、FRAP-Tシリーズは、RELAP 4コードから直接過渡時冷却材物性値を得ることができるように結合されている。

これと並行して、燃焼度に依存した燃料挙動を解析するための定常状態解析コードFRAP-Sシリーズの開発も進み、1975年度にはFRAP-S 1が完成した。このFRAP-Sは、FRAP-Tに初期条件を与えるように結合することができる。

#### 4.2.2 その他の炉内実験

イタリアのESSORは、熱出力25 MW、重水減速、重水冷却の実験炉で、炉心高さが154 cmと、他の炉に比べて高いという特徴がある<sup>(3)</sup>。この炉に付設される3本のインパイルループを使用して炉内PCM実験を行なう計画があり、表4-8にその概要を示す。また、炉心の垂直断面図を図4-4に示す。使用するループは、BWR型のCABIRIA、PWR型のCLEOPATRA、および冷却材の汚染が可能なSARAが予定されているが、具体的な実験計画は不明である。

この他に、ハルデン計画や、イギリスのWinfrith SGHWRにおいても、流量減少による炉内ドライアウト実験が既に実施されている。

また、過渡時の燃料挙動に関する炉内実験としては、米国のLOFT、フランスのPHEBUS、ドイツのFP-2、日本のNSRR等を利用してLOCA時のブローダウン・ヒートアップ挙動を調べる計画があり、PCM研究にとっても有益なデータが得られると思われる。

表 4 - 4 PBF 炉心特性と実験範囲<sup>(2)</sup>

<u>Parameter or Variable</u>	<u>Limit</u>
Max Core Steady Power	40 MW
Max Core Power in Shaped Burst	1000 MW
Max Core Power in Natural Burst	240 GW nominal for design burst*
Max Duration for Steady Power Operation	1 hr initially; 48 hrs upon resolution of PBF earthquake response
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 1000 MW; 3.0 sec at 500 MW; 15.7 sec at 100 MW; 36.0 sec at 60 MW
Max Core Fuel Temp for Steady Power Operation	2100°C nominal at 40 MW
Max Core Fuel Temp. for Burst Operation	2350°C without coupling; 2460°C with coupling
Max Core Fuel Enthalpy for Steady Power Operation	1780 cal/cc nominal at 40 MW
Max Core Fuel Enthalpy for Burst Operation	2040 cal/cc without coupling; 2465 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 2040 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	1450 MW-sec nominal for design burst; 1750 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 2465 cal/cc
Min Core Shutdown Margin	>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 Re-entrant 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 operating history; 2 MW for 558 days, 42 days decay time; 2 MW for 48 hrs, 7 days decay time, 2 MW for 48 hrs
Max Loop Operating Temp.	650°F
Max Loop Operating Pressure	2200 psig
Max Transient Source Pressure within IPT	7500 psi

\* Design burst is defined as the natural burst initiated from zero power that results in 2040 cal/cc at the core hotspot. Nominally, this requires a 1.3 msec period burst initiated by

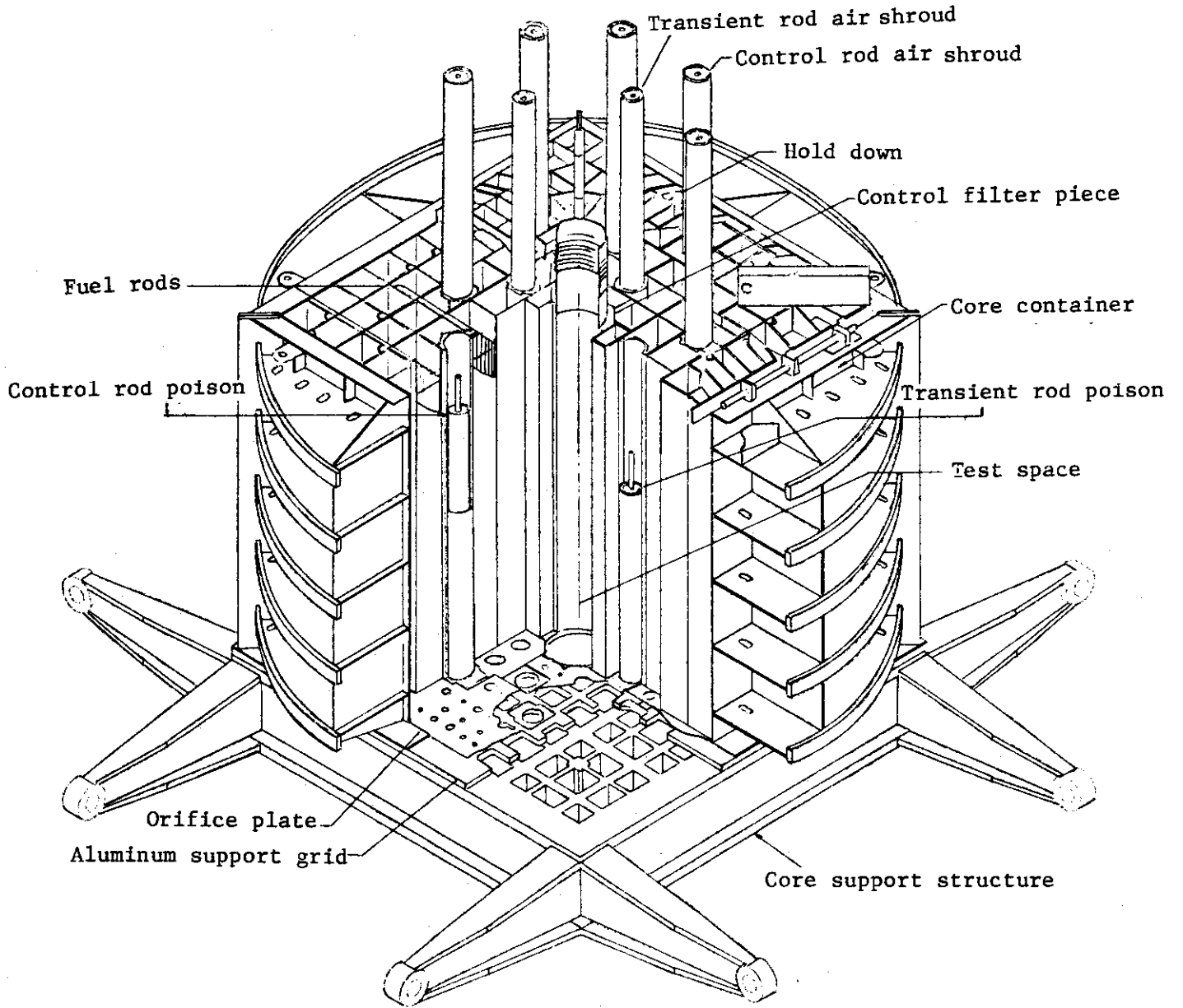


图4-1 PBF 炉心图<sup>(2)</sup>

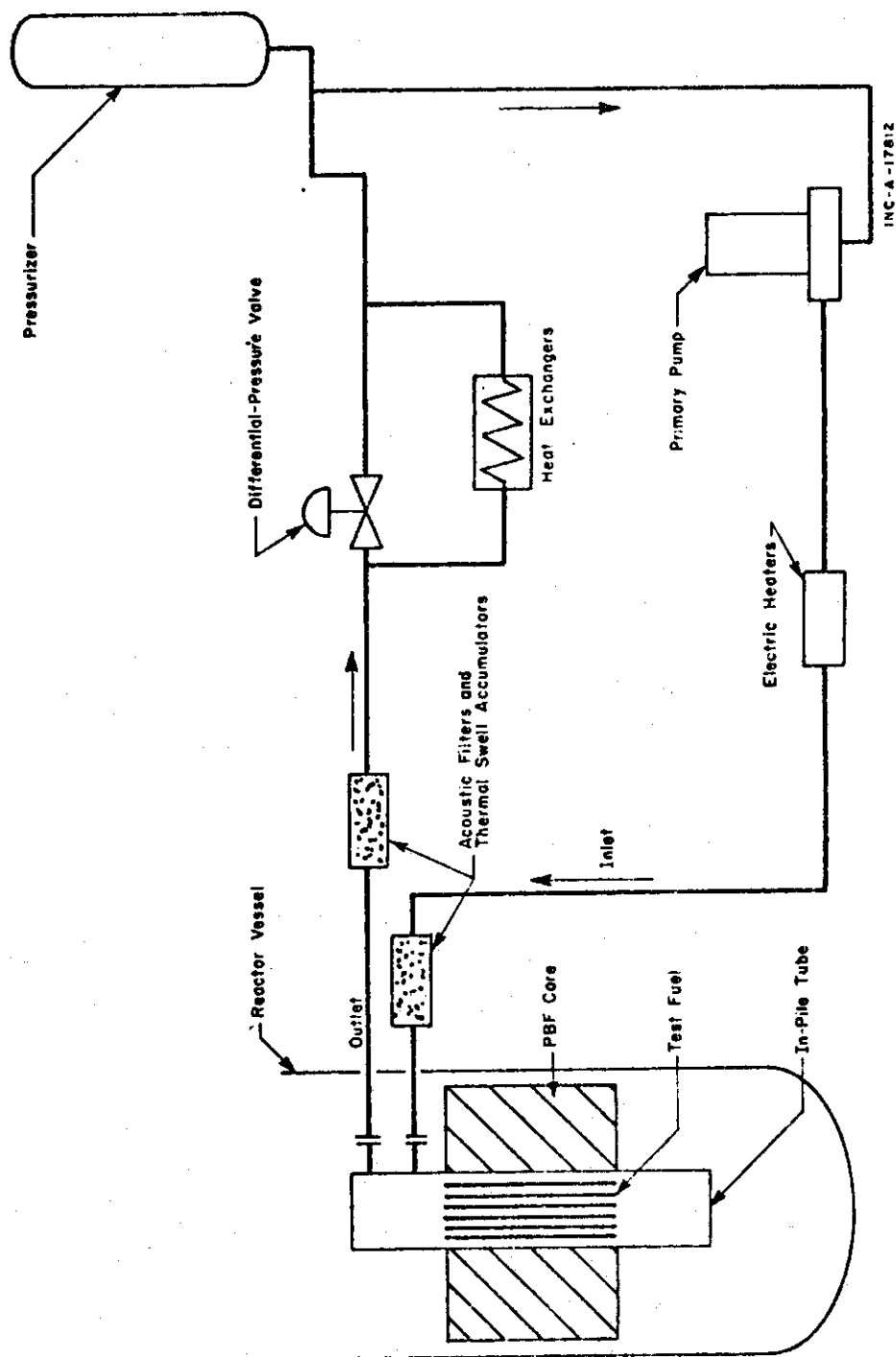


図4-2 PBFインパイプループの構成図<sup>(2)</sup>

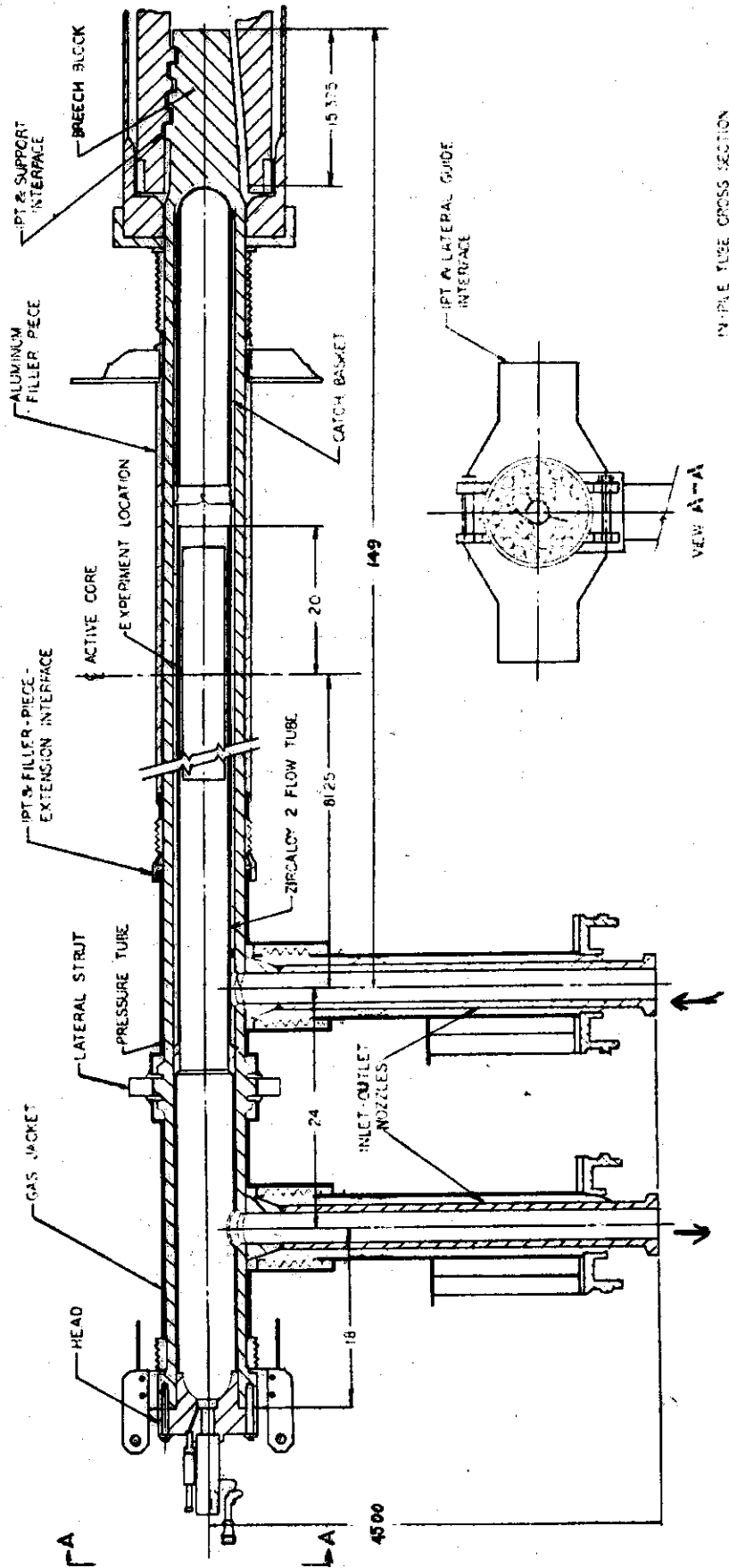


図 4-3 PBF 炉内管の軸方向断面図(2)

表 4-5 PBF 実験計画 (1976 年 8 月現在)

Test Category	Number Tests	Specific Tests	Remarks
PCM	11	8-1 RS CHF Scoping 8-1 RF PCM-1 PCM-2A PCM-2 PCM-3 PCM-4 PCM-5 PCM-6 PCM-7	Completed " " Postponed Completed " " 4 Rod 9 Rod
Irradiation Effects	6	Test-1 Test-2 IE-1 IE-2 IE-3 IE-5	Completed " " 4 Rod Saxton Fuel
Gap Conductance	6	1-3 Gap 2-1 Gap 2-2 Gap 2-3 Gap 2-4 Gap 2-5	Completed 4 Rod
LOCA	10	LOC-1 " -2 " -3 " -5 " -6 " -7 " -8 " -11 " -12 " -14	16 Rod Heatup " 4 Rod Blowdown 16 Rod Blowdown
RIA	7	RIA 1-1 RIA 1-2 " 1-3 " 1-4  RIA 1-7 RIA 1-8 RIA 1-14	4 Rod BWR 4 Rod BWR Irradiated
Flow Blockage	5	BLK-1A-1C  BLK-2 BLK-3	80-95-100% Blockage 25 Rod BWR 100% Blockage & Backflow
Small Cluster	3	CLU-1 CLU-2 CLU-3	3x3 Fresh 4x4 Fresh 3x3 Saxton Load Follow and Burnup Simulated Rods

\* 以上の実験シリーズのうち、BWR 条件下での実験は RIA シリーズおよび Flow Blockage シリーズで、他はすべて PWR 条件下での実験である。

\*\* このうち PCM に直接関連した実験は以下の 4 シリーズである。

- PCM シリーズ；出力上昇または流量喪失により PCM 条件達成
- Irradiation Effects (IE) シリーズ；照射済燃料を使用し流量減少により PCM 条件達成
- Flow Blockage シリーズ；流路閉塞により PCM 条件達成
- Small cluster シリーズ；PCM 現象に及ぼすクラスタ効果の研究



表 4-6 1976~79年度におけるPBF-PCM実験の実験パラメータ

	No of Test Rods	Temperature Stabilization Criteria	Predicted Cladding Response	Max. Time of Stable Film Boiling (min)	Max. LHR (kw/ft)	Cold Internal Rod Pressure (psia)	Coolant Mass Flux ( $\times 10^6$ lbm/hr.ft <sup>2</sup> )	Coolant Inlet Temp. (°F)	Flow Shroud ID (in)
* CHF SCOPING	1	4	collapse	3	25	550	1.0	620	0.76
* 8-1 RS	1	4	collapse		24	550	1.0	620	0.70
PCM-1	4	4	collapse & melt	15	~30	375	~0.6	637	0.635
* PCM-2A	1	2	collapse	~3	16	375	~1.0	620	0.642
* PCM-2	4	2	collapse	5	16	375	1.0	637	0.635
* PCM-3	4	3	collapse	5	16	375	0.775	637	0.635
* PCM-4	4	3	collapse	5	16	375	0.775	637	0.635
PCM-5	9	4	collapse	5	16	375	0.20	637	
PCM-6	9	2	balloon	5	16	800	0.30	637	
PCM-7	9	4	balloon	5	16	800	0.20	637	

\* 印は既の実施済

Temperature Stabilization Criteria について

- Criteria 2. 最高被覆温度が1000~1500°Fで安定 ( $\alpha$  ジルコニウム, Zirc-H<sub>2</sub>O反応なし, 延性大)
- 3. " " 1550~1800°Fで安定 ( $\alpha + \beta$  ジルコニウム, Zirc-H<sub>2</sub>O反応が少しある, 延性小)
- 4. " " 約2200°Fで安定 ( $\beta$  ジルコニウム, 激しいZirc-H<sub>2</sub>O反応, 延性大→極めて小)

表 4-7 PBF-IE 実験パラメータ

	No of Test Rods	Temperature Stabilization Criteria	Predicted Cladding Response	Max Time of Stable Film Boiling (min)	Max. LHR (kw/ft)	Cold Internal Rod Pressure (psia)	Coolant Mass Flux ( $10^6$ lbm/hr.ft <sup>2</sup> )	Coolant Inlet Temp. (°F)	Fuel Burnup (MWD/T)
* IE-ST-1	1	4	collapse	4.8	20	375	0.76	620	0
* IE-ST-2	4	4	collapse						
* IE-1	4	4	collapse	1.0	20	375	0.79	630	16000
* IE-2	4	4	collapse	3	20	375	0.81		5460
IE-3	4	4	collapse		20	375			
IE-5	4	4	collapse		20	375			

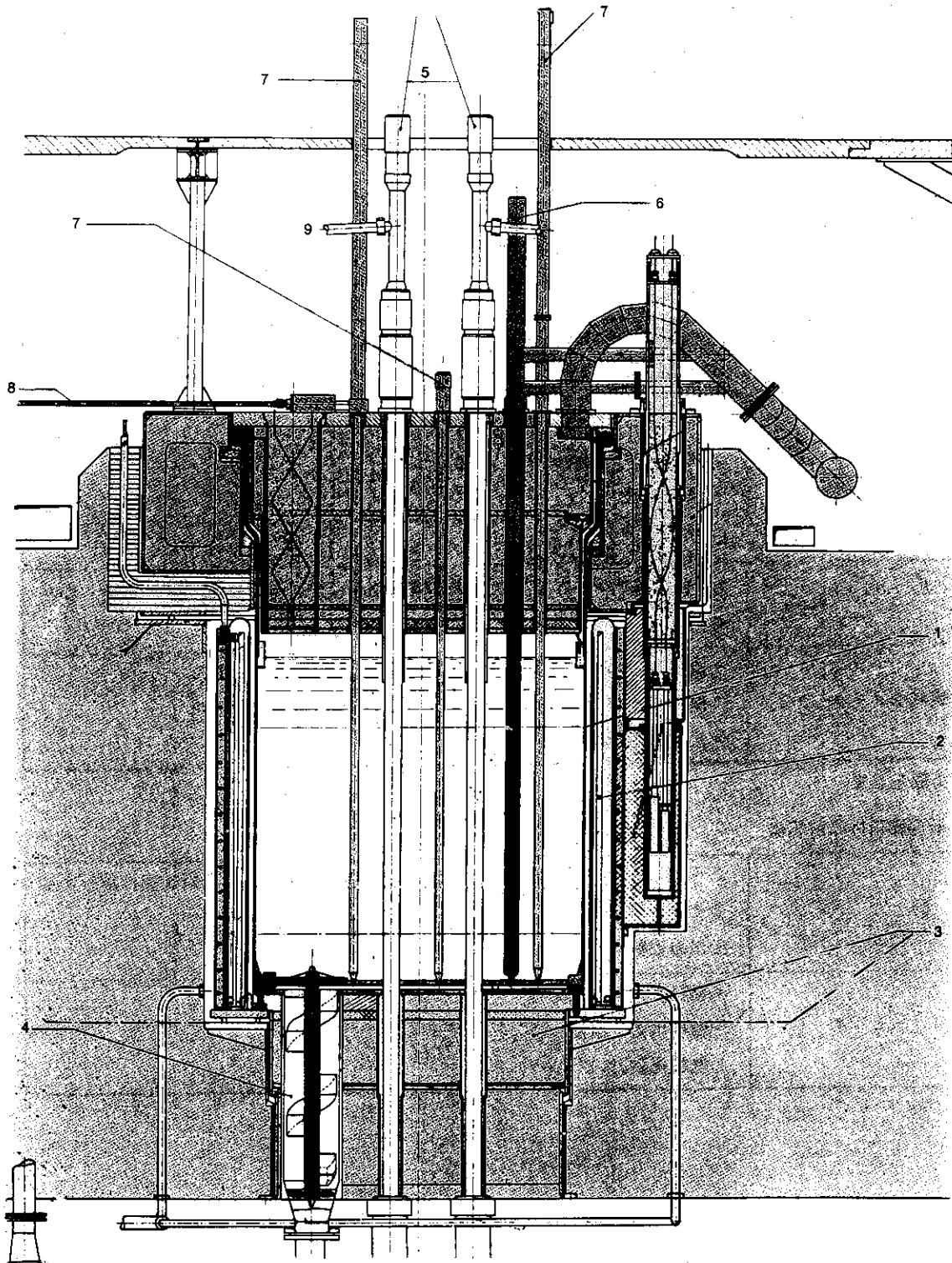
表4-8 ESSOR-PCM実験および関連実験計画<sup>(3)</sup>

(A) 種々の過出力または冷却不全条件での運転	
目的	CHF条件下での燃料破損限界と、被覆管破損のメカニズムの研究
実験パラメータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 燃料棒デザイン</li> <li style="padding-left: 20px;">ギャップの巾, 被覆管厚さ, 燃料ペレット密度, 内部ガス圧力, 等</li> <li>◦ 燃料棒間相互作用</li> <li>◦ 照射効果</li> <li>◦ CHFに到る流量および出力の変化</li> </ul>
(B) サブチャンネルブロックageのある場合	
目的	1ヶ所または多数のサブチャンネルブロックageが燃料バンドルに与える影響の評価
実験パラメータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ ブロックageの大きさと位置</li> <li>◦ 燃料バンドルのデザイン</li> <li>◦ 照射効果</li> </ul>
(C) BWR 燃料の入口流路閉塞	
目的	BWR燃料アセンブリで入口流路閉塞があった場合の影響, 特に破損伝播の可能性
実験パラメータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 流路閉塞の程度(完全閉塞を含む)</li> <li>◦ 燃料棒及びバンドルの設計</li> <li>◦ 出力分布形状</li> </ul>

関連実験として

## (D) 損傷燃料の照射実験

目的	あらかじめ照射した燃料棒の被覆管を弱めておき, 照射開始初期に破損させてその影響をみる。 全出力運転を含む。
実験パラメータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>◦ 燃料バーンアップ</li> <li>◦ 燃料出力, 温度</li> <li>◦ 燃料棒設計</li> </ul>



1) Reactor Vessel; 2) Thermal Shield; 3) Lower Shield; 4) Dupm System; 5) Experimental Channels;  
6) Driver Fuel Elements; 7) Control Isotex Rods; 8) Rod Drive. Mechanism; 9) Primary Coolant Inlet.

図 4 - 4 ESSOR 炉の垂直断面図<sup>(3)</sup>

## 5. PCMについてのトピックス

### 5.1 PBFにおける実験結果

#### 5.1.1 概要

実験は、出力上昇、または流量減少により CHF 条件を実現させる方法をとっている。表 5-1 に、1976年8月までに実施された実験シリーズと、実験方法、燃料破損の有無を示す。

燃料棒自体の炉内計装データとしては、燃料中心温度、被覆管表面温度分布、燃料棒内圧、プレンナムガス温度、被覆管軸方向変形、軸方向出力分布、等で、一方流体側では、入口流量、入口出口温度、圧力、が測定されている。さらに、照射後試験により、被覆管半径方向変形分布測定、表面酸化物層の厚さ測定による被覆管到達最高温度の推定、 $UO_2$  燃料の到達温度分布の推定等を行なっている。

#### 5.1.2 CHF 時の燃料棒挙動

PCM 8-1RS を例にとって、CHF 条件達成前後の、被覆管表面温度、燃料中心温度、燃料棒内圧、軸方向変形等の挙動を調べる。PCM 8-1RS では、未照射単一燃料を使用し、実験方法は、流量  $1.0 \times 10^6 \text{ lb/h} \cdot \text{ft}^2$ 、入口温度  $622^\circ\text{F}$ 、圧力  $2.080 \text{ psig}$  で定常状態とした後、出力をステップ状に上昇させて CHF 条件を達成させている。表 5-2 に 8-1RS における、これら諸量の測定結果を示す。また、達成した CHF サイクルは 4 回であり、このうち図 5-1 に第 2 サイクル、図 5-2 に第 4 サイクルにおける、出力変化とこれら諸量の経時変化の様子を示す。

図 5-1 において、安定な膜沸騰が達成される以前の低出力レベルにおいても、被覆管表面温度の間欠的な上昇が見られる。これは、燃料棒表面に付着していた空気が、正常な CHF 達成以下の出力レベルにおいて、蒸気膜の形成を助けるため、この影響を除くために、十分な preconditioning が必要であるとされている。図 5-2 は、出力密度を最終的に  $2.43 \text{ KW/ft}^2$  ( $797 \text{ W/cm}^2$ ) に上昇した第 4 サイクルの場合で、被覆管表面温度は 25-inch の高さにおいて、 $900^\circ\text{F}$  ( $482^\circ\text{C}$ ) 付近で 10~15 秒間隔で約 5 分間振動してから、原子炉安全動作設定点の  $1500^\circ\text{F}$  ( $816^\circ\text{C}$ ) に達して、原子炉はスクラムし、実験は終了した。一方燃料中心温度は、表面温度が振動している間も  $4120^\circ\text{F}$  ( $2271^\circ\text{C}$ ) で平衡状態を保っていた。また、この間の軸方向伸びは 90 mil ( $0.23 \text{ cm}$ ) ではほぼ安定となり、燃料棒内圧も  $1.770 \text{ psig}$  ( $124 \text{ kg/cm}^2$ ) で安定状態を維持していた。従って、表面温度の振動は局所的なボイド効果による局所的なゆらぎと思われ、実際にはほとんど安定な膜沸騰が達成されていたと思われる。なお、図 5-2 に示されているようにスクラム後温度低下により一時減少していた燃料棒内圧は、約 2 分後から、被覆管の破損開始による冷却材の浸入のためゆっくり上昇し始めて、約 3 分後に、突然約 10 秒間でシステム圧力  $2.080 \text{ psig}$  ( $146 \text{ kg/cm}^2$ ) まで上昇し、燃料棒内のギップが完全に冷却水で置換されたことを示した。また同時に、炉室内の放射線警報装置が作動し、FP の放出があったことを示した。

#### 5.1.3 膜沸騰の生じる出力レベルおよび流量の CHF 条件達成方法への依存性

PCM-2A では、出力上昇と流量減少の両操作により、膜沸騰を実現している。表 5-3 にそ

の結果を示す。この結果より、膜沸騰を達成するための最終的な出力レベルと流量の関係は、いずれの方法をとっても、それ程顕著な差はないとしている。

また、PCM-2、PCM-3はいずれも流量減少により、膜沸騰を実現している。流量の減少率をパラメータとした場合のCHF時の出力、流量、入口温度の関係を表5-4に示す。これより、流量減少率が5%/minの場合と188%/minの場合を比較して、膜沸騰を生じる最終的な流量と出力の条件は、ほぼ同じであるとしている。この程度の流量減少率の範囲では、定常状態のCHF関係式が使用できると思われる。

#### 5.1.4 照射後試験

PCM8-1RS、IE-S T-1等の実験において膜沸騰期間中に、燃料の中心部は一部溶融したが、被覆管の破損は生じなかった。しかし、一部の試験では、スクラム後の冷却期間中に、激しいジルカロイ-水反応による酸化に基づく脆化のため、被覆管が破損した。この破損は被覆温度がクエンチングによって下がる時に発生している(表5-1)。なお、NSRRの実験<sup>(6)(7)(8)</sup>でも、同様にクエンチングによると思われる燃料の破損が生じている。

被覆管の膜沸騰部分では、被覆管が燃料ペレット方向へつぶれる現象(Cladding collapse)が見られ、半径方向の変形量は約0.1~0.13mmで、初期ギャップの約半分であった。これらのcollapseは主としてペレットとペレットの接合面位置にみられた。このようなcollapseのしきい値は、金相試験の結果によると約650℃であり、被覆管の酸化以前にcollapseが生じている。そして、これにより、被覆管と燃料が密着し、 $UO_2$ を酸素源とした内面の酸化が促進され、その結果、被覆管内面にも安定 $\alpha$ -ジルコニウム層(Oxygen-stabilized alpha-zirconium)が形成されて、被覆管脆化の一因となっている。

PCM8-1RSの場合について、図5-3に被覆管の酸化を示す写真、図5-4に燃料の溶融とリストラクチャリングを示す写真をあげる。

そして、 $ZrO_2$ 層と、安定 $\alpha$ -ジルコニウム層の厚さを測定し、Lemmonの成長率方程式により、被覆管表面最高温度の推定を行なった結果、実際の温度は熱電対による指示値よりも370℃も高いことがわかった(8-1RSの場合)。これは、熱電対のシースが冷却フィンの働きをして、取付点付近に大きな温度勾配が生じているためとされた。熱電対取付部の金相試験によっても、この事実が確認されている。

$UO_2$ 燃料は、膜沸騰領域においては常にリストラクチャリングを示し、粒子の大きさは、燃料中心の高温部分に向かって大きくなっていて、周辺部は粉末状となっていた(図5-4)。そして粒子の径を測定して、Nicholsの粒子成長関係式により、燃料中心最高温度の評価がなされた。

#### 5.1.5 計算結果との比較

4.2.1節で述べたFRAP-T1、またはT2コードにより、各実験シリーズの実験条件を入力として、燃料中心最高温度、被覆管表面最高温度、CHFの生じる位置、燃料棒内圧、軸方向のび等が計算されている。それによると、軸方向のびを除けば、かなりよく実験値と一致していることが示された。

PCM8-1RSの実験結果とFRAP-T1による計算結果との比較を表5-5に示す。

## 5. 2 NSRRの実験結果

### 5. 2. 1 概要

NSRRの第1期計画は、RIA時の燃料棒のふるまいの研究を行う目的で、我が国で進められている計画であり、昭和50年10月から燃料の破損実験が開始された。

NSRRの実験は、カプセル又はループに試験燃料を封入し、反応度事故時の暴走出力を模擬したパルス出力によって燃料を照射し、燃料の破損挙動を調べるものである。図5-5にNSRRの炉心断面を、図5-6に照射カプセルを、表5-6に主要炉特性を示す。

現在までの実験は、軽水炉型の燃料（主としてPWR型の寸法の燃料）を用いて行なわれ、昭和51年3月末現在以下の種類の実験が実施された<sup>(6)</sup>。

未照射健全燃料実験	}	スコーピング試験	7回
		詳細試験	8回
		広巾ギャップ燃料試験	6回
浸水燃料実験	}	完全浸水燃料試験	3回
		部分浸水燃料試験	3回

実験結果の一覧を表5-7に示す。なお、ここでは、PCM時の燃料挙動を検討する上で、関連が深いと思われる未照射健全燃料の実験結果を主体に検討した。

### 5. 2. 2 未照射健全燃料の実験結果

本実験シリーズにおける各実験において、スコーピング試験は、燃料の発熱量が変わった場合の燃料の破損挙動について概括的な情報を得ることが主な目的であった。また、詳細試験は、特に未照射健全燃料の破損のしきい値と破損機構を調べることを、広巾ギャップ燃料試験は、ペレットクラッドのギャップ巾およびギャップ巾が変ることによるギャップコンダクタンスとPCMIが燃料破損に与える影響を調べることを、それぞれの実験の主な目的とした。

実験は、試験燃料の発熱量をパラメータとしておこなわれ、スコーピングおよび詳細試験では、40～334 cal/g  $UO_2$  の範囲、広巾ギャップ燃料試験では、159～286 cal/g  $UO_2$  の範囲の発熱量であった。

実験の結果の概要は以下のとおりである。

#### (イ) 外観・寸法の変化状況

試験燃料の発熱量に対する外観の変化状態を示した写真を図5-7に示す。この写真に見られるように、102 cal/g  $UO_2$  までの照射量では何ら外観に特別の変化は認められていない。しかし、156 cal/g  $UO_2$  の発熱量では、被覆表面の一部に酸化による変色が発生し、159 cal/g  $UO_2$  のものでは、燃料領域の被覆表面全域に亘って変化が生じた。酸化の程度は、発熱量を増加すると激しくなり、214 cal/g  $UO_2$  の燃料では酸化膜の一部剥離が生じている。被覆管の破損は、232 cal/g  $UO_2$  の発熱量の段階で認められ、破損は周方向のクラックによるものであった。発熱量がさらに増加し、238～257 cal/g  $UO_2$  の発熱量を与えた実験では、被覆管は極めて脆くなっており、実験物の解体中に炉内でクラックが発生したと思われる場所で分断されている。発熱量292 cal/g  $UO_2$  の実験では、燃料棒は5ヶの大きな破片に分断されている。以上述べた発熱量の範囲では、衝撃圧力や水撃力等の破壊力の発生は認められなかった。発熱量がさらに高い334 cal/g  $UO_2$  の実験では、燃料は微粒化して破損した。こ

の場合には燃料上部の水の飛び上りが測定され、FCI (Fuel Coolant Interaction) による破壊力の発生が認められた。

広巾ギャップ燃料による実験は、ペレットクラッドギャップ巾を標準型のギャップ巾 0.095mm に対して、0.1mm 大きい 0.195mm と変え、ギャップコンダクタンスの影響と PCMI の効果を調べたものである。実験の結果、被覆管の酸化による変化は、 $159 \text{ cal/g UO}_2$  でもまだ発生していない。後述の被覆表面温度挙動にもみられるように、広巾ギャップによるギャップコンダクタンスの低さによる影響が認められている。 $200 \text{ cal/g UO}_2$  以上の場合では、標準型の燃料とに大きな外観上の差異は認められていない。

被覆管の寸法の変化についてみると、変色が生じた発熱量以上のエンタルピでは曲り、半径方向の膨れ、軸方向ののびが認められた。全般的な傾向は、発熱量が高くなる程激しいものであった。この変化の程度は広巾ギャップ燃料では、同一発熱量では、広巾ギャップ燃料が標準型のものより小さい。

#### (ロ) 被覆管温度挙動

図5-8は、標準型の燃料の被覆管表面温度の過渡挙動を示したものである。この結果に示されるように、 $159 \text{ cal/g UO}_2$  以上の実験では、被覆表面から冷却材への熱流束は、限界熱流束を越え急激に被覆温度は上昇する。被覆温度は、1秒～2秒後には、最高温度に到達し、その後は徐々に低下し、さらに数秒経過すると急速に低下（いわゆるクエンチング）する。

広巾ギャップ燃料では、ギャップコンダクタンスが低下するために、 $159 \text{ cal/g UO}_2$  の照射でも限界熱流束を越えることはなかった。しかし、 $200 \text{ cal/g UO}_2$  以上の発熱では、標準型と大きな差異は認められなかった（図5-9(a), (b)）。

本実験の結果限界熱流束を越える発熱量と酸化による変色の起る発熱量は丁度対応し、酸化が被覆温度上昇に起因するものであることが確認された。

#### (ハ) 燃料の破損機構

現在まで実験された健全燃料は、燃料棒内封入ガス圧は大気圧条件のものであるが、この燃料の破損機構については、文献(7), (8)に報告されている。

即ち、約  $230 \sim 290 \text{ cal/g UO}_2$  の範囲にみられる、円周方向のクラックを起点として分断に至る破損の場合は、ペレット及び被覆管夫々の破断部について、相対する面の組織変化が極めて類似している。これから判断して温度上昇の過程よりもむしろペレットや被覆材が再結晶した後の比較的温度的の下ったクエンチングの時点で、被覆溶融に伴なう被覆材肉厚の減損と酸化に伴なう被覆材の脆化による被覆材の機械的強度の低下とクエンチングによる熱応力の発生により破損が生じたものとしている。

一方、燃料の微粒化が生じ破壊力の発生した約  $330 \text{ cal/g UO}_2$  以上の発熱量では、燃料破損は燃料被覆の温度の上昇過程で発生している。これは、この発熱量ではペレットは溶融状態になり、封入ガスの膨脹や不純物の蒸発による内圧上昇に加えて、被覆材温度上昇による被覆材の強度低下又は一部溶融によって内圧破損を起すものと推論されている。燃料の微粒化は、溶融ペレットが冷却材中に放出されFCIが発生した際に起るものと思われる。

#### 5.2.3 NSRRの実験結果から考察されるPCM時の燃料挙動

RIAを模擬したNSRRの実験から、PCM時の燃料挙動のすべてを推論することはできない。

しかし、上述の結果からPCM時の燃料挙動の一部を考察することは可能である。以下PCM時の燃料挙動を予測する上で、特徴的なRIA実験事実とPCM時における問題点を列記する。

① 現実験は、未照射・未加圧燃料についての常温・常圧冷却材条件のものであるが、限界熱流束を越えても、即破損には至っていない。燃料の破損は、クエンチング\*<sup>1</sup>による脆性破損や被覆の溶融破損、又は内圧破損により生じている。

限界熱流束を越えた条件下での燃料破損は、被覆材の脆化の程度、高温時の被覆材の強度、クエンチングの程度、燃料内圧の上昇程度、燃料ミート又は被覆溶融の有無等に左右されるものと考えられる。

NSRRのRIA実験では、過渡現象は極めて速くかつ短いものである。従ってより現象が遅くかつ長いPCM条件下での挙動説明が望まれる。

② 限界熱流束を越えると、被覆温度の急上昇とそれに伴う極めて明瞭な被覆材の酸化と変形が認められた。酸化・変形の燃料挙動に与える影響は、将来再起動条件の評価上必要となろう。

③ 燃料破損が起り、燃料が溶融しているような条件では、破壊力の発生が認められた\*<sup>2</sup>。PCM時には、異常状態の継続時間が長いことから、いくつかの燃料の破損伝播機構が考えられ、その可能性の検討が必要となろう。

④ 未照射健全燃料では、限界熱流束以下では、PCMIによる被覆の変形は認められていない。しかし、バーンアップ燃料に対しては、PCMIの影響が考えられ、その究明は、限界熱流束を越えないPCM条件下での破損を考える上で特に重要となろう。

### 5.3 過渡熱伝達の問題点と諸外国における炉外実験

出力上昇あるいは流量低下等、軽水炉でのPCMの過渡状態を生ずる原因がなんであれ、系内の状態は、核的、熱的、流体力学的過渡変化のからみ合いによって定まるはずである。したがって、燃料棒の各場所での時々刻々の状態を知るためには、燃料棒内部の状況と共に、冷却材について、各場所での時々刻々の状態を知らなければならない。燃料棒内部については、物性値や、 $UO_2$ のクラック発生、あるいはギャップコンダクタンス等をどう評価するかの問題がある。一方、冷却材については、軽水炉等のPCM過程では、蒸気の発生、あるいは、蒸気発生量の変化を伴い、冷却材の温度や圧力、液体および蒸気の運動状態が変化する。このような冷却材の挙動、すなわち、液体や蒸気の状態を記述する式は、連続の式、運動の式、エネルギーの式、そして物質の状態方程式である。液体と蒸気との混合流は、非常に複雑なので、従来、これらの基礎式を単純化することが試みられてきた。これらの式の記述には、各種各様の形式のあること、しかも、十分に整理されて体系化されているとはいえず、そして、その記述形式の根拠が、必ずしも明確でないこと等は、すでに指摘されている<sup>(9), (10)</sup>。現在なお、これらの基礎式についての考察が進められている<sup>(11)</sup>。さらに、運動の式には、流動抵抗の項として実験式を導入せねばならない。また、基礎式に含まれる未知量をおぎなう関係式として、たとえば、スリップの式と呼ばれる実験式が

\*1 PBFにおけるPCM実験でも観測されている(5.1参照)

\*2 SPERT-CDC実験では、バーンアップ燃料では燃料未溶融でも破壊力の発生が認められている(IN-ITR-113, ANCR-1280)。又、浸水燃料実験では、燃料破損が起ると健全燃料に比べ、大きな破壊力の発生が認められている<sup>(6)</sup>。



用いられている。これらの実験式は定常状態において得られたものであって、PCMのような過渡状態においても成りたつものなのか、あるいは、その適用の限界は、などについて現在必ずしも明確ではない。なお、流路の入口部分に存在する单相流の部分は、便宜的に一次的に記述されているが、その近似の妥当性が必ずしも明かではないことにも留意する必要がある。

前述の基礎式は、境界条件あるいは判定条件と組合わされて解かれる。燃料棒と冷却材との境界条件をあらわす式のなかには、実験的に求められる値が含まれている。すなわち、单相流部分での熱伝達率、沸騰部分での熱流束と壁温との関係式、そして、ポストドライアウト部分での熱伝達率等があげられる。これらの過渡時における値についての検討は限られている。また判定条件としては、沸騰開始点とバーンアウト発生条件また、リウエッテングの条件等がある。これらの判定条件は、定常状態においても、多くの問題を含むことが知られている<sup>(10), (12)</sup>。

現状は、過渡状態についての知見は非常に限られており、ほとんどの計算コードは、定常状態の式の拡張、あるいは、定常状態での知見を適用して構成されているといえよう。安全性に関連して、バーンアウト現象を含んだ過渡現象について計算コードと実験とを比較する試みがなされている<sup>(13)~(17)</sup>。これらは、すべて、炉外ループでの実験であり、流量を一定にしたまま、加熱量を増加する方法、あるいは、加熱量を一定にしたまま、流量あるいは系圧力を減少する方法によって過渡状態を生じさせている。これらの実験では、バーンアウト熱流束あるいは過渡状態発生よりバーンアウト発生までの経過時間を実験値（バーンアウトは熱電対で検知）と計算値あるいはその比で示している。このような実験では、実験結果に、幾何学形状のほかに、初期条件（圧力、熱流束、流量、入口温度）および過渡変化量（熱流束、流量、圧力）とその変化の速さが影響する。一例として、表5-8および表5-9に、幾何学的形状の概略、初期条件の一部、および、大凡の過渡変化量と過渡変化の速さを示してある。表5-8 TONG らの実験<sup>(13)</sup>は、各種の管束を用いて、出力上昇および流量低下の実験を行っている。実験の大部分は、計算に用いたバーンアウトの関係式の適用範囲外であるが、数ケの実験結果では、実験で得られたバーンアウト熱流束と、計算でえられたバーンアウト熱流束との比が、0.7~1.1であることを示している。表5-9 Moxon らの実験<sup>(14)</sup>は、円管および管束を用いて、流量低下および出力上昇の実験を行っている。この実験では、実験でえられたバーンアウトが発生するまでの経過時間と、計算によって得られた同様の経過時間との比は、0.8~7.8であることを示している。KASTNER らの実験<sup>(15)</sup>は、管束を用いて出力上昇および流量低下の実験を行っている。出力上昇の場合、過渡時のバーンアウト熱流束は、定常値の約2倍であり、流量低下時の過渡バーンアウト熱流束は、殆んど定常値の値であると報告されている。LETOURNEAU らの実験<sup>(16)</sup>は、管束を用いて、流量低下の実験を行っている。実験でえられたバーンアウトが発生するまでの経過時間と、計算によって得られた同様の経過時間との比は、1.4~2.6であることを示している。また、GASPARI らの実験<sup>(17)</sup>は、環状流路で外管を加熱して、流量低下、流量低下と同時に減圧、および出力上昇の場合について実験を行っている。実験でえられたバーンアウト発生までの経過時間と、計算でえられた同様の経過時間との比は、1.0~1.3であることを示している。実験値と計算値との比は、熱流束比あるいは経過時間比いづれにおいても、大凡、0.7~8と大巾に散らばっている。前述したように、数多くの問題点を含んでいることを考慮するならば当然のことといえよう。

## 5.4 PCM事故時の燃料破損クライテリア

### 5.4.1 現行の安全解析における燃料破損

現在の軽水型動力炉の安全解析や安全評価における燃料破損は異った2つの取り扱い方がある。その破損に対するクライテリアは夫々異っている。2つの取り扱い方とは、次に示すとおりである。

(1) 燃料破損によって発生する核分裂生成物の放出に着目し、燃料破損を一般公衆や従事者の放射線事故の契機とみなす。

(2) 燃料破損に伴って生じる炉心の「長期間冷却可能性」の維持を阻害する事態の発生に着目する。破損時に生じる核分裂生成物の放出は、(1)と違って直接の興味の対象ではない。

これらのうち、(2)は想定冷却材喪失事故の解析に使用され、現在の安全評価指針では、燃料の破損及びそれに起因する流路閉塞の程度を、過渡時の燃料棒の内・外圧差と被覆管温度で評価している。多数の炉外実験などから作成した周応力と破裂温度、周応力とそれによる被覆管の膨れ変形や流路閉塞の程度の相関を利用している。これはLOCA時の挙動研究としてとり挙げられている分野である。

PCM研究に関係があるのは(1)である。付録Aにまとめた様に、現在の軽水型動力炉の異常な過渡変化の解析では、すべて次に示す燃料破損の判定基準が適用されている。

(1) 最小のCHFR（またはCPR：但しBWR燃料の場合）、或は最小DNBR（PWR燃料）がある定められた値以下になった場合

(2) 被覆の歪が限度を越えた場合

(3) 燃料中心溶融の割合が限度を越えた場合

(4) 燃料棒の径方向平均エンタルピが限度を越えた場合

現在の解析は、すべてこの基準で判定して、過渡変化を通じて破損は発生しないとされている。

PCM事故による燃料破損として最も考えられる機構の一つとして被覆溶融が挙げられる。その原因としては、(1)冷却不全による被覆温度の上昇、(2)溶融した燃料の付着による被覆の溶けおち（melt through）があげられよう。この2因子については、上述のクライテリアの(1)及び(3)項がカバーしている。表面での熱流束が限界熱流束を越えなければ、核沸騰領域に止り、被覆表面温度は高々400℃以下で燃料は破損しない。限界熱流束に到達しても、後述する様に実験データは必ずしもすぐに燃料破損は生じていない。中心溶融については、現在は0%を限度としているが、これはまったく保守的であることは明白である。この様に安全評価では、前述の4項目について適当な限度を選ぶことによって、燃料破損を実際に予想されるよりより早い時点で発生させるといふ点で保守的な基準が使われているといえよう。

米国の原子力規制委員会の安全評価の基準では、これら4項目の限度値を次のとおり定めている<sup>18)</sup>。(1)最小CHFR=1.0、最小CPR=1.06（以上BWR）、最小DNBR=1.30または1.32（PWR）、(2)被覆の周歪1%、(3)燃料中心溶融開始、(4)径方向平均エンタルピの上昇 170 cal/g UO<sub>2</sub>、を破損限界としている。

安全評価の観点からは、これら4種類のクライテリアの特色を生かし、事故ごとにその特性を生かして適用すれば十分安全側の評価を行っているといえよう。付録Aに示すように、現在の軽水型動力炉の安全解析の中でPCMの部類に入る過渡現象の燃料破損の判定はすべて(1)によって

いる。これは、このクライテリアが、時間的に最も早く燃料破損を予知すると考えているからに他ならない。

#### 5.4.2 PCM実験解析のための燃料破損クライテリア

安全評価のための燃料破損の判定基準として、前述した4項目以外のものを採ることも当然考えられる。米国NRCは、これら以外のクライテリアの採用を否定してはいない。しかし、使用に先立って、その破損機構モデルが妥当であることを事前に承認する必要があるとしている。PCM実験などを通じて、破損の機構を解明して、破損の閾値を定めることは、安全評価に際しても無用な保守性を省くのに役立つであろう。

実験時の燃料の挙動予測、実験データの解析に際しては、燃料破損の判定基準として、安全評価に使用したものそのものを使用するわけにはいかないであろう。なぜなら、安全評価に使用する判定基準は、安全側になるように余裕をとったものであり、実験解析用は、より忠実に現象を追いかけるものでなければならないからである。そしてまた破損後の挙動解析にまで手を延ばすには、正しく破損の時点をおさえ、その波及効果を考慮に入れなければならない。安全評価の判定基準を用いれば、実際の現象よりも早い時点で破損が生じると推定することになりがちである。

例えば、単一ピンについても、或はバンドル燃料についても、燃料表面の熱流束がある時間CHF以上になっても燃料破損が生じなかった炉内実験例を挙げることができる。最大規模ともいえるSGHWRの実験では、長さ3.6m、36本バンドルの試験用燃料集合体について、出力を900w/cmまで上昇させ、120回の瞬間的なバーンアウトを経験させている。また、780w/cmを最高として、通算9回の安定膜沸騰を作っている。この間、被覆最高温度は、600℃以下であった。CHFを越えたのは通算15分を越え、900MWd/MTUの燃焼度に到達したが、燃料破損は認められていない。熱流束がCHFを越え、冷却材と被覆表面の熱伝達が悪化した結果、燃料及び被覆の著しい温度上昇が伴って初めて燃料破損の条件となる。従って安全評価モデルと違って、ふるまい予測のモデルでは燃料の中心温度やペレット表面温度或は被覆の温度で破損を判定した方が妥当であろう。

また項目は安全評価モデルのままであっても、ふるまい予測モデルでは異なった閾値を採る必要がある。例えば、5.4.1に記載した4項目の破損限度は、本来燃料の燃焼度に強く依存する性質のものである。安全評価モデルでは、閾値として最も苛酷なものを選ぶことでも解決できるが、ふるまい予測モデルに於ける閾値は燃焼度の函数として与える必要がある。中心溶融については、新燃料の場合ならば、水平断面で最高70～80%、EOLならば30%程度で破損を生じるなどである<sup>(19), (20)</sup>。

こうした閾値の決定には、実験的な裏付けを必要とするのは当然である。実験と並行してふるまい予測をして、破損機構解明結果を反映させつつ、新しい改良された判定基準を作っていく必要があるであろう。

従来の炉内PCM実験からの知見では、PCMによる破損の大半が、被覆の溶融を上限とする被覆の温度の上りすぎによって生じているといえよう。過渡の酸化による被覆の脆化もこれに含まれている。燃料が溶融しているものもいくつかはあるが、必ずしも多くはない。これはこの種の実験の多くは被覆温度をモニタしていて、これが設定値を越えると原子炉を自動的に停止させ、出力を低下させてしまっていることにもよろう。

被覆の過歪や過大な応力が原因で破損したと思われるものは少ない。内圧破裂したと思われる

例も余りない。これは、この種の実験が新燃料或は比較的低い燃焼度の燃料について実施されたものが大半以上であることにも関係しているといえよう。供試時に、被覆材の脆化は殆んど進行していないことと、核分裂生成物の蓄積が余りないこと及び製造時の燃料ペレット-被覆管のギャップが残存していることなどがこの事に貢献していると考えられる。

以上の考察から、PCM実験のふるまい予測に当って、現在考えられる燃料破損の基準は、

- (1) 被覆材の温度が高くなってある時間閾値を越える、
- (2) 燃料ペレットの溶融割合が閾値を越える、
- (3) 被覆材の応力が閾値を越える。

の3種であると結論づけて良いであろう。高温度で被覆材が過度に酸化されて脆化が進行し、機械的強度が著しく劣化することによる破損も(1)に含めて考える。(1)は、多くの場合(2)に先立って発生すると考えられる。(1)の閾値としては、ジルカロイ被覆燃料の場合当面は5.1に述べた諸実験中燃料破損が生じたものの中で、推定される被覆最高温度の下限をとると、約1300℃である。この値は、非常用冷却系の安全評価指針に定めた被覆最高温度1200℃よりやや高いが、ジルカロイの融点1852℃よりは低い。

PBFのPCM実験の計画では、更に詳細な取り扱いを考えている。被覆の表面温度によってPCM現象を4つの領域にわけて考えようとしている<sup>(1)</sup>。そして各々の領域に於ける燃料破損のモードを規定している。これを表5-10に示す。被覆の変形に対する駆動力は、燃料棒の内圧である。被覆が膨れるのは、EOLで常温での燃料棒内圧が800 psia以上で、しかもPCMによって被覆温度が1400°Fを越えた時としている。PBFの今後の実験や炉外実験から、(1)(3)項がより定量化される必要がある。

(2)の閾値としては、SPERTやTREATの実験結果から判断すると、とりあえずは、さきに述べた値をとるべきであろう。炉外実験やNSRRのRIA実験からのフィードバックが待たれる。

UO<sub>2</sub>ペレットが溶融する割合が更に増加すると、次には溶融したUO<sub>2</sub>が被覆の破損部を通じて一次冷却水中に放出され、激しい衝撃的な圧力波を発生することが考えられる。この現象の閾値としてペレット周辺の溶融をとっている例もあるが<sup>(2)</sup>、これについては、更に炉内或は炉外実験を積み重ねる必要がある。

表5-1 1976年8月までに実施されたPBF 実験シリーズと、実験方法、破損の有無

実験シリーズ	実験方法	CHFサイクル数	燃料構破損の有無
PCM 8-1 RS	出力を1 KW/ft きざみで、最終的には2 4.3 KW/ft まで上昇、各出力レベルで約10分間保持	4	スクラム後破損
PCM CHF - Scoping	出力を1 7 KW/ft から2 1 KW/ft まで増加(1 KW/ft/min)。さらに1 KW/ft の増分で CHF 到達まで増加各出力レベルで約10分間保持	7	破損なし
PCM 8-1 RF	一定出力(1 5.5~1 8.6 KW/ft)で、流量を減少	6	破損なし
PCM-2A	出力上昇、または流量減少	9	破損なし
PCM-2	出力一定(ピーク出力1 6.0 KW/ft)で、流量をステップ状またはランプ状に減少	8	破損なし
PCM-3	同上 最終流量はPCM-2より低い	5	破損なし
IE-ST	Saxton 炉用未照射燃料に計装を付けて使用。出力一定(2 0.4 KW/ft)で流量をランプ状に減少(約0.7 3 gpm/min)	1	炉停止後破損
IE-1	Saxton 炉1 6 0 0 0 MWD/t 照射済燃料使用、出力一定(1 9.5 KW/ft)で流量低下、最初ステップ状、5 1 7 cm <sup>3</sup> /s 以後は連続的に低下	1	炉停止後破損 IE-ST-1 より破損がひどいとは言えない
GC Test 1-1	出力振動法により gap conductance の測定ができることを確認		
GC-PCM-2 GC-IE-1	それぞれ、PCM-2およびIE-1の燃料について、上記の方法で gap conductance 測定		

表5-2 PBF PCM-8 IRS実験における post CHF実験データ<sup>(4)</sup>

CHF Power Cycle No.	Fuel Rod Power At Flux Peak (kW/ft)	Number of Indicated Temperature Fluctuations	Maximum Cladding Surface Temperature (°F)[a]	Maximum Fuel Centerline Temperature at 29 inch (°F)	Maximum Fuel Rod Internal Pressure (psig)	Cladding Length Change After CHF Occurred (mils)
1	15.9	1	657[b]	2,450	1,340	2
	17.1	1	740[b]	2,560	1,380	4
	18.0	1	810[b]	2,750	1,410	5
	19.0	2	940[b]	3,100	1,500	17
2	19.9	6	850[b]	2,870	1,500	7
	20.7	3	860[b]	3,375	1,540	13
	21.8	5	980[b]	3,525	1,580	20
3	20.1	11	688[b]	2,915	1,510	7
	21.0	0	652[b]	2,590	1,520	2
	22.1	13	795[c]	4,040	1,600	20
	23.1	1	1,240[b]	4,155	1,685	50
4	17.9	11	670[c]	2,080	1,500	0
	18.9	3	670[c]	2,150	1,520	0
	20.1	12	695[c]	2,380	1,530	0
	21.0	5	700[c]	2,480	1,560	0
	22.1	5	700[c]	2,590	1,600	1
	23.1	15	695[c]	3,630	1,670	15
	24.3	10	1,530[b]	4,120	1,770	90

[a] Measurement accuracy is questionable.

[b] Thermocouple located at 25 inches.

[c] Thermocouple at 29 inches.

表5-3 PBF PCM-2A実験結果<sup>(5)</sup>

(CHF達成方法の相異による膜沸騰達成条件への影響)

Method of Reaching DNB	Fuel Rod Peak Power at DNB (kW/m)	Coolant Mass Flux at DNB (kg/s-m <sup>2</sup> )	Inlet Coolant Temperature (C)
Power increase	57.1	719	327
Flow reduction	57.1	719	327
Power increase	56.8	732	328

表5-4 PBF PCM-2, PCM-3実験データ<sup>(5)</sup>

(流量減少率の膜沸騰達成条件への影響)

PCM Test Designation	Method of Reducing Flow (%/min)	Fuel Rod Peak Power at DNB (kW/m)	Coolant Mass Flux at DNB (kg/s-m <sup>2</sup> )	Inlet Coolant Temperature (C)
PCM-2	5	57	880	328
PCM-2	5	57	891	328
PCM-2	188	57	861	329
PCM-2	188	57	862	327
PCM-3	5	51	904	327
PCM-3	5	50	904	327
PCM-3	188	50	882	326
PCM-3	188	50	900	327

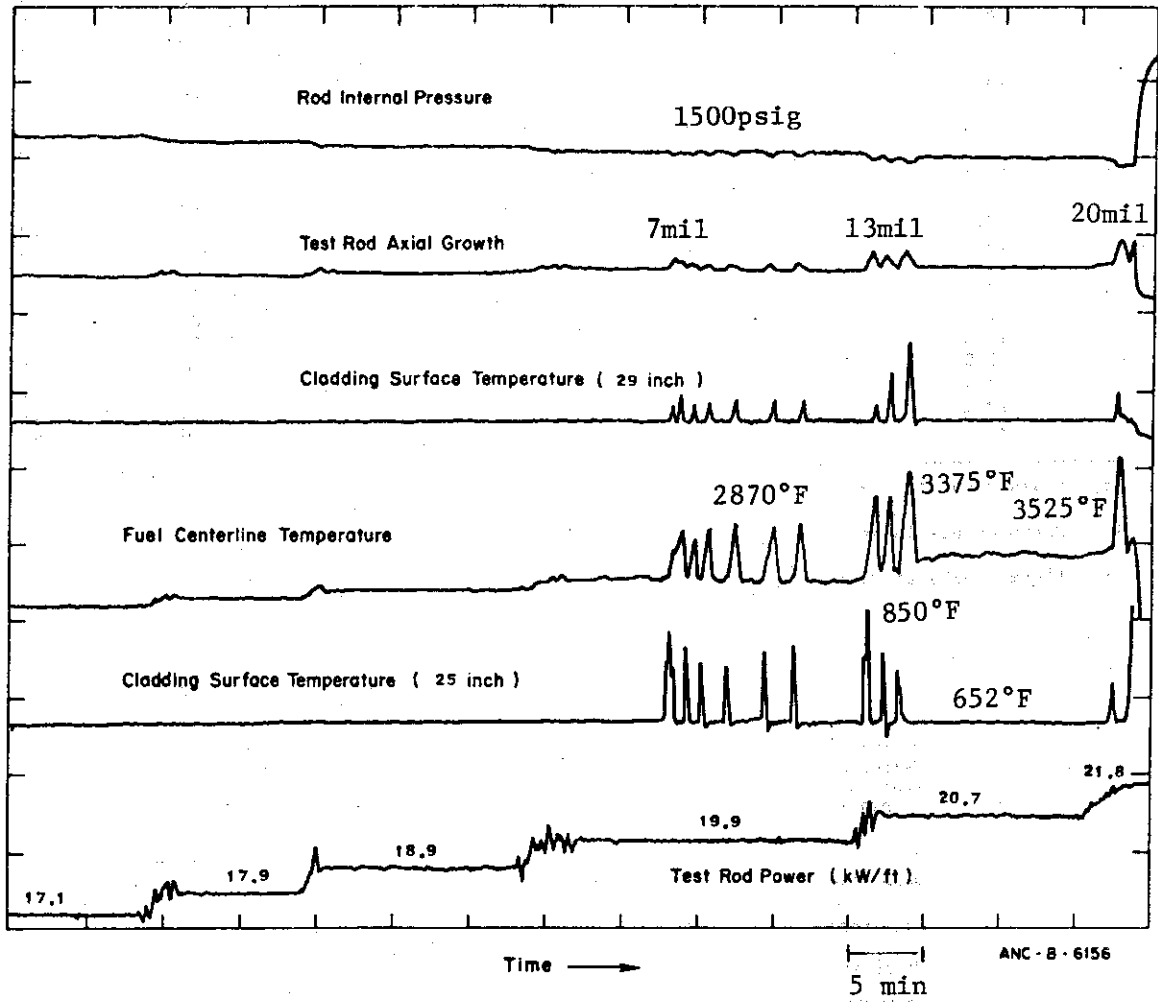


図 5 - 1 PBF PCM 8-1RS, CHF Power Cycle No.2<sup>(4)</sup>  
 (出力, 表面温度, 燃料温度, 軸方向のび, 内圧)

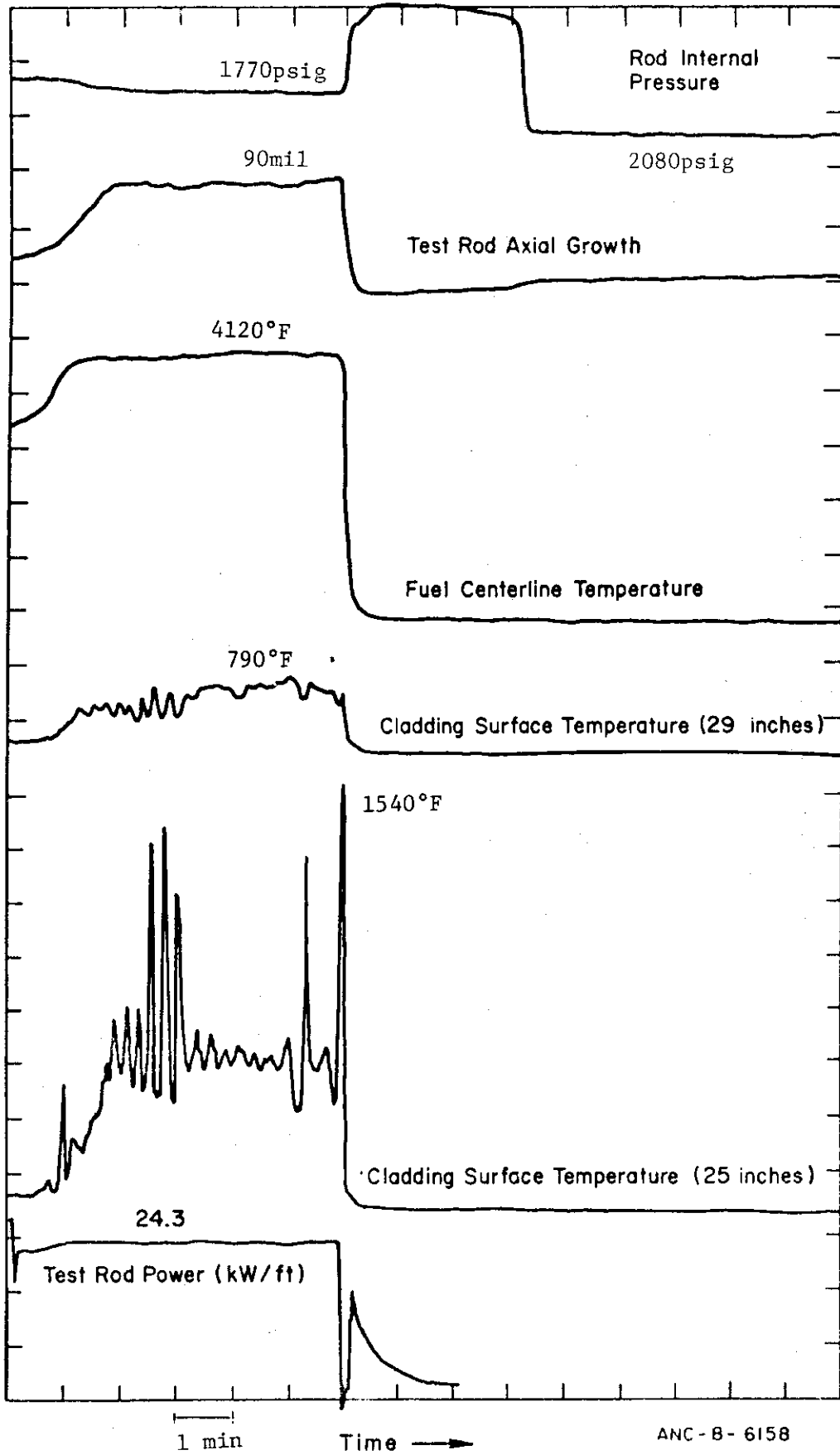
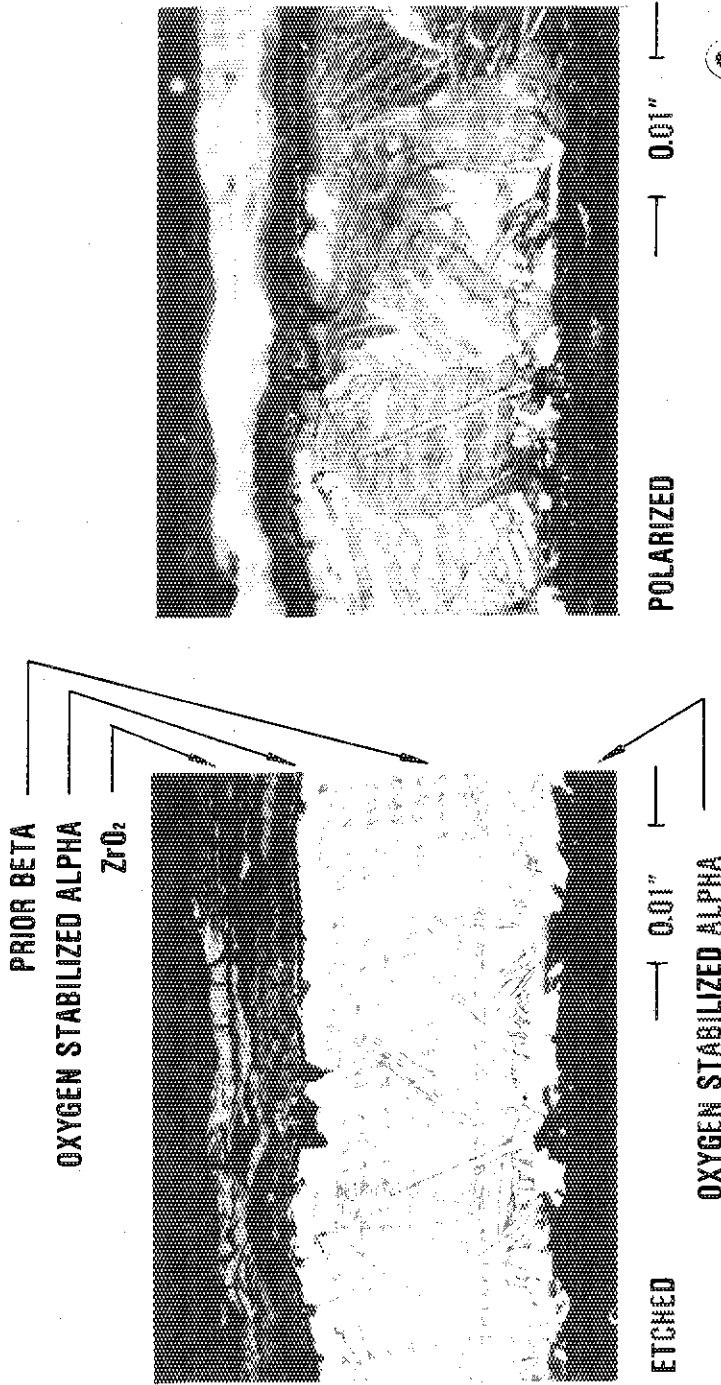


図5-2 PBF PCM 8-1RS, CHF Power Cycle No 4<sup>(4)</sup>  
 (出力, 表面温度, 燃料温度, 軸方向のび, 内圧)



# MICROGRAPHS OF CLADDING-SECTION TAKEN AT 71.1 cm FROM BOTTOM ON FUEL ROD FROM PCM 8-IRS TEST

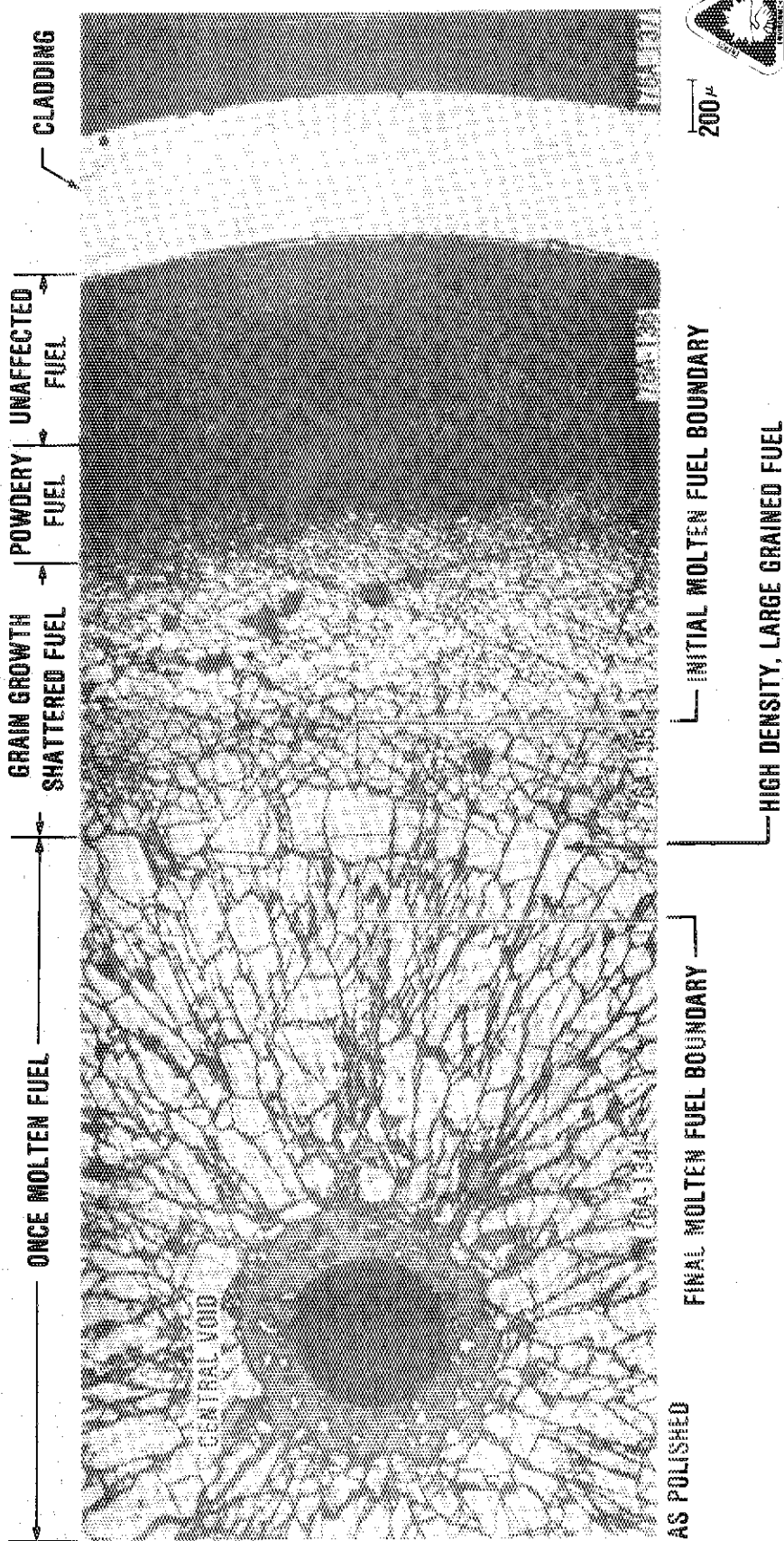


Idaho National  
Engineering Laboratory

S-10785

図5-3 PBF PCM 8-1RS 燃料の実験後被覆管縦断面写真<sup>(5)</sup>

# FUEL MICROSTRUCTURES AT 50cm ROD ELEVATION



Idaho National  
Engineering Laboratory  
S-10799

図 5-4 PBF PCM 8-IRS 燃料の実験後断面写真(5)

表 5-5 PBF PCM 8-IRS の実験結果と FRAP-T 1 による計算結果の比較(4)

Parameter	Maximum Measured During Test	Estimated From Fuel Rod Posttest Condition	FRAP-T1 Predictions Using These CHF and Post-CHF Correlations					
			W-3 and Tong-Young	W-3 and Groeneveld	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

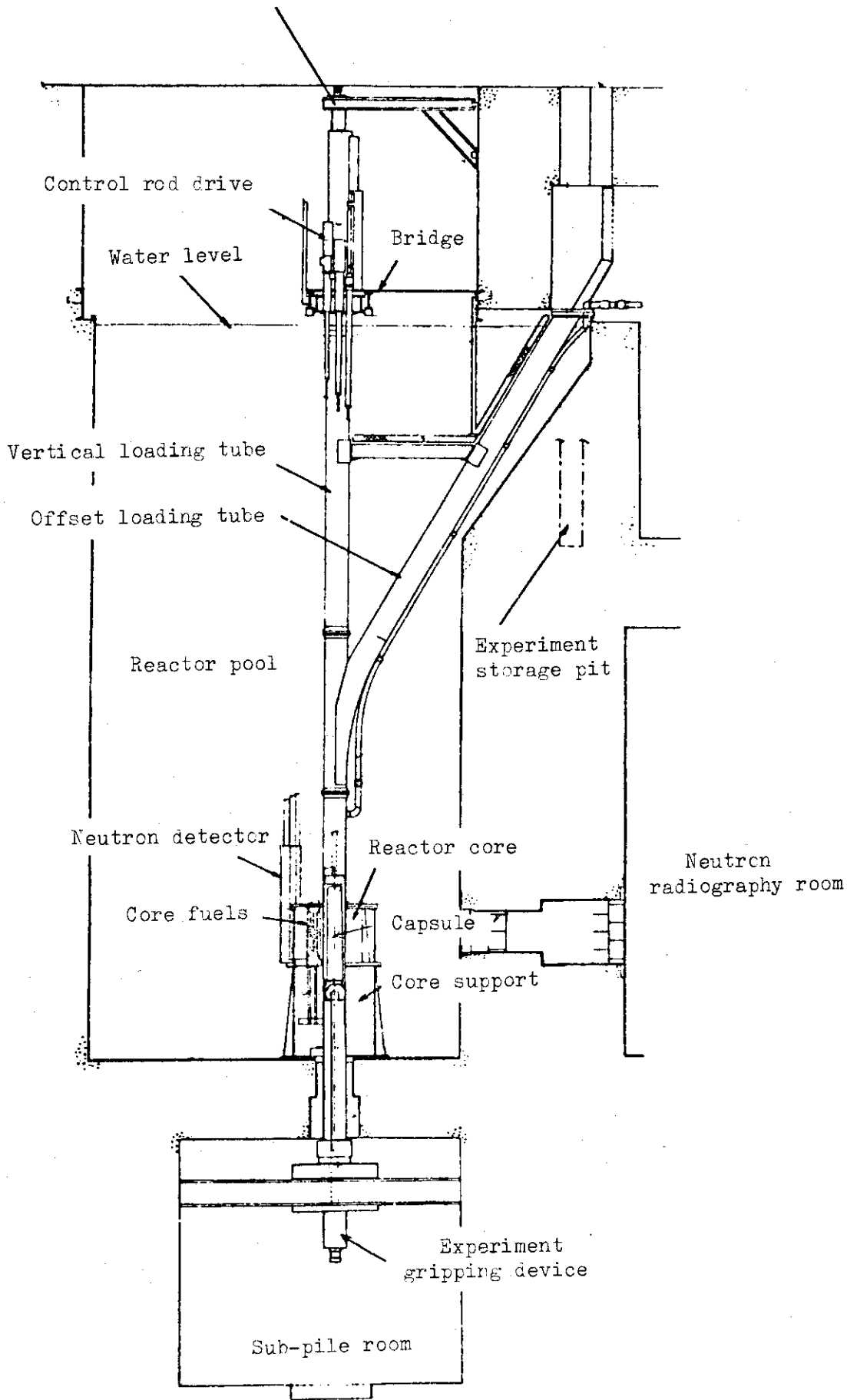


図5-5 NSRRの炉心断面

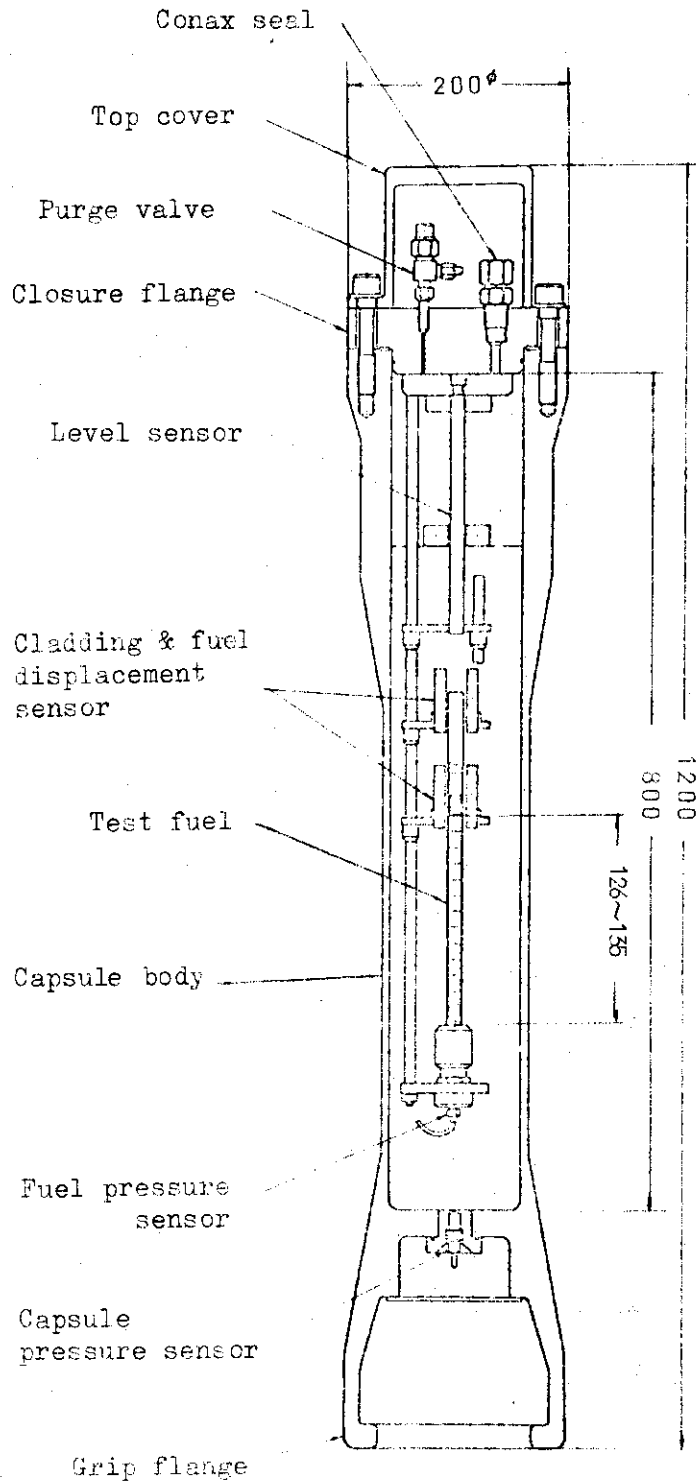


図5-6 NSRRの照射カプセル(大気圧用)

表 5 - 6 NSRR の炉特性

- (1) Reactor Type; Modified TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor)
- (2) Reactor Vessel; 3.6<sup>m</sup>(wide)×4.5<sup>m</sup>(long)×9<sup>m</sup>(deep) open pool
- (3) Fuel;
- |                        |  |
|------------------------|--|
| Fuel type              | 12 wt% U-ZrH fuel                              |
| Fuel enrichment        | 20 wt% U-235                                   |
| Clad material          | Stainless steel                                |
| Fuel diameter          | 3.56 cm  |
| Clad diameter          | 3.76 cm O.D.                                   |
| Length of fuel section | 38 cm  |
| Number of fuel rods    | 157 (including 8 fuel-followered control rods) |
- Equivalent core diameter 62 cm
- (4) Control Rods;
- |                 |                             |
|-----------------|-----------------------------|
| Number          | 8 (including 2 safety rods) |
| Type            | Fuel followed type          |
| Poison material | Natural B <sub>4</sub> C    |
| Rod drive       | Rack and pinion drive       |
- (5) Transient Rods;
- |                 |   |
|-----------------|---|
| Number          | 2 fast transient rods and 1 adjustable transient rod        |
| Type            | Air followed type   |
| Poison material | 92% enriched B <sub>4</sub> C                               |
| Rod drive       | Fast : Pneumatic<br>Adjustable: Rack and pinion & pneumatic |
- (6) Core Performance;
- a) Steady state operation
- |                    |        |
|--------------------|--------|
| Steady state power | 300 kW |
|--------------------|--------|
- b) Pulse operation
- |                           |                           |
|---------------------------|---------------------------|
| Max. peak power           | 21,100 MW                 |
| Max. burst energy         | 117 MW-sec                |
| Max. reactivity insertion | 3.4% Δk (\$4.67)          |
| Min. period               | 1.17 msec                 |
| Pulse width               | 4.4 msec (1/2 peak power) |
| Neutron life time         | 30 μsec                   |
- (7) Experiment Tube;
- |                 |       |
|-----------------|-------|
| Inside diameter | 22 cm |
|-----------------|-------|

表 5-7 Summary Data of the NSRR Experiments (October, 1975 ~ March, 1976)

	a) Test No.	b) Maximum Energy Deposition in Test Fuel (cal/g-UO <sub>2</sub> )	Maximum Cladding Surface Temperature (°C)	Destructive Force		Visible Features				
				Maximum Capsule Pressure (kg/cm <sup>2</sup> )	Nuclear-to-Mechanical Energy Conversion Ratio (%)	No Visible Change	c) Oxidation Only on Cladding Surface	Fuel Failure	d) Less of Structural Integrity of Fuel Element	
Scoping Tests	111-1*	40	90	0	0	○				
	111-2*	102	140	0	0	○				
	111-3	159	~1000	0	0		○			
	111-4	214	1690	0	0		⊙			
	111-5	237	1720	0	0			○		
	111-6	292	>1720	0	0				○	
	111-7	334	>1720	~10	6×10 <sup>-4</sup>				⊙	
Detailed Tests	200-1-1	35	147	0	0	-				
	200-1-2	205	>1690	0	0		⊙			
	200-2-1	101	179	0	0	-				
	200-2-2	238	>1720	0	0			○	△	
	200-3	156	1190	0	0		△			
	200-4	204	1680	0	0		⊙			
	200-5	232	>1780	0	0			○		
	200-6	238	>1780	0	0			○		
Wide-gapped Fuel Tests	232-1	159	136	0	0		△			
	232-2	207	1680	0	0		⊙			
	232-3	229	1745	0	0		○			
	232-4	240	1770	0	0			○		
	232-5	286	>1720	0	0				○	
	232-6	258	>1720	0	0			○	△	
Waterlogged Fuel Tests	5R e) Water	401-1*	48	180	~5	0	○			
		401-2*	97	270	~10	0	○			
		401-3*	141	170	~55	0.015				⊙
	1R f) Water	402-1*	43	240	~8	0	○			
		402-2*	95	540	~15	0		△		
		402-3*	141	560	-	0		△		

Notes: a) \* shows that the test fuel is JPDR-II fuel.

b) Maximum energy deposition in the test fuel rod was estimated as the average energy in the axial center pellet based on the neutron transport calculation and calibration measurements.

c) Oxidation; △ Partial oxidation      ○ Uniform oxidation over the fuel stack region  
 ⊙ Partial breakaway

d) Loss of structural integrity; △ Broken while disassembling the capsule      ○ Broken into several large pieces  
 ⊙ Broken into fine particles

e) All of the gap and plenum in the test fuel element was filled with water.

f) All of the gap except plenum in the test fuel element was filled with water.

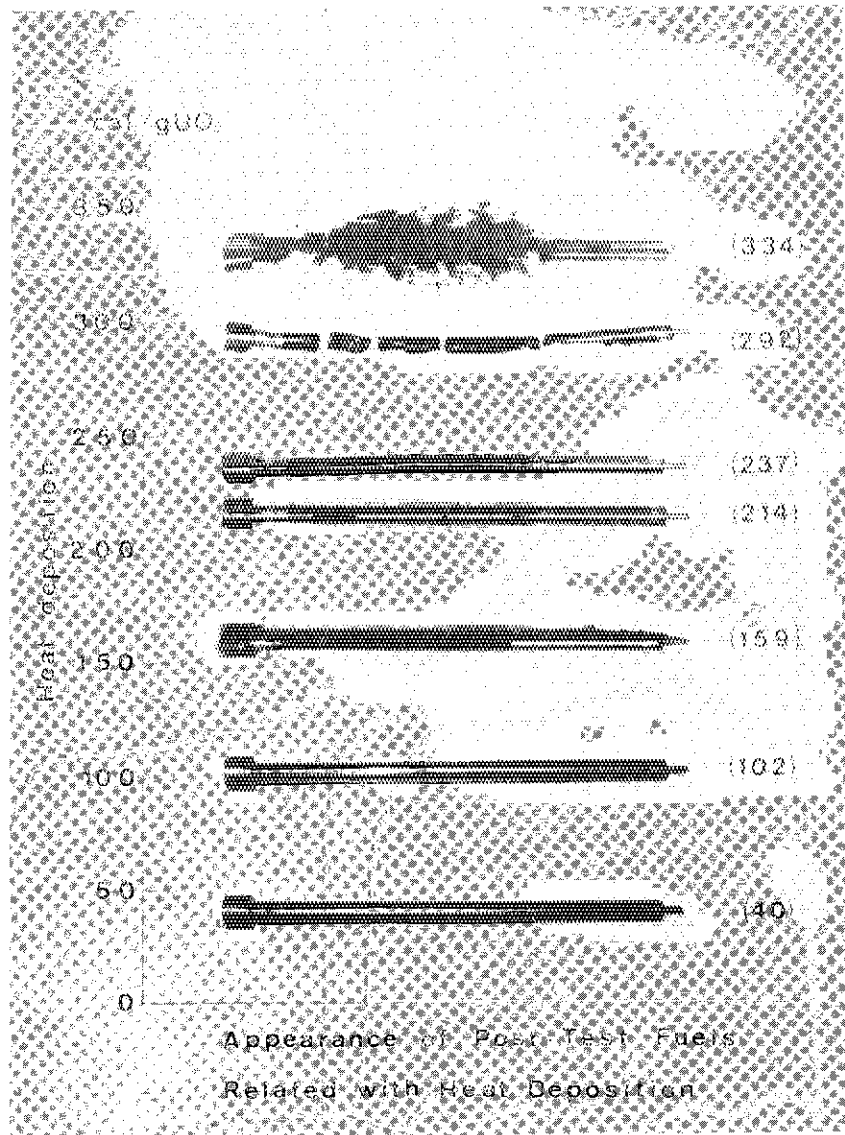


図5-7 未照射健全燃料の破損状況



	HEAT DEPOSIT IN $UO_2$ (cal/g· $UO_2$ )	TEST NO.
A	102	111-2
B	156	200-3
C	214	111-4
D	237	111-5
E	292	111-6

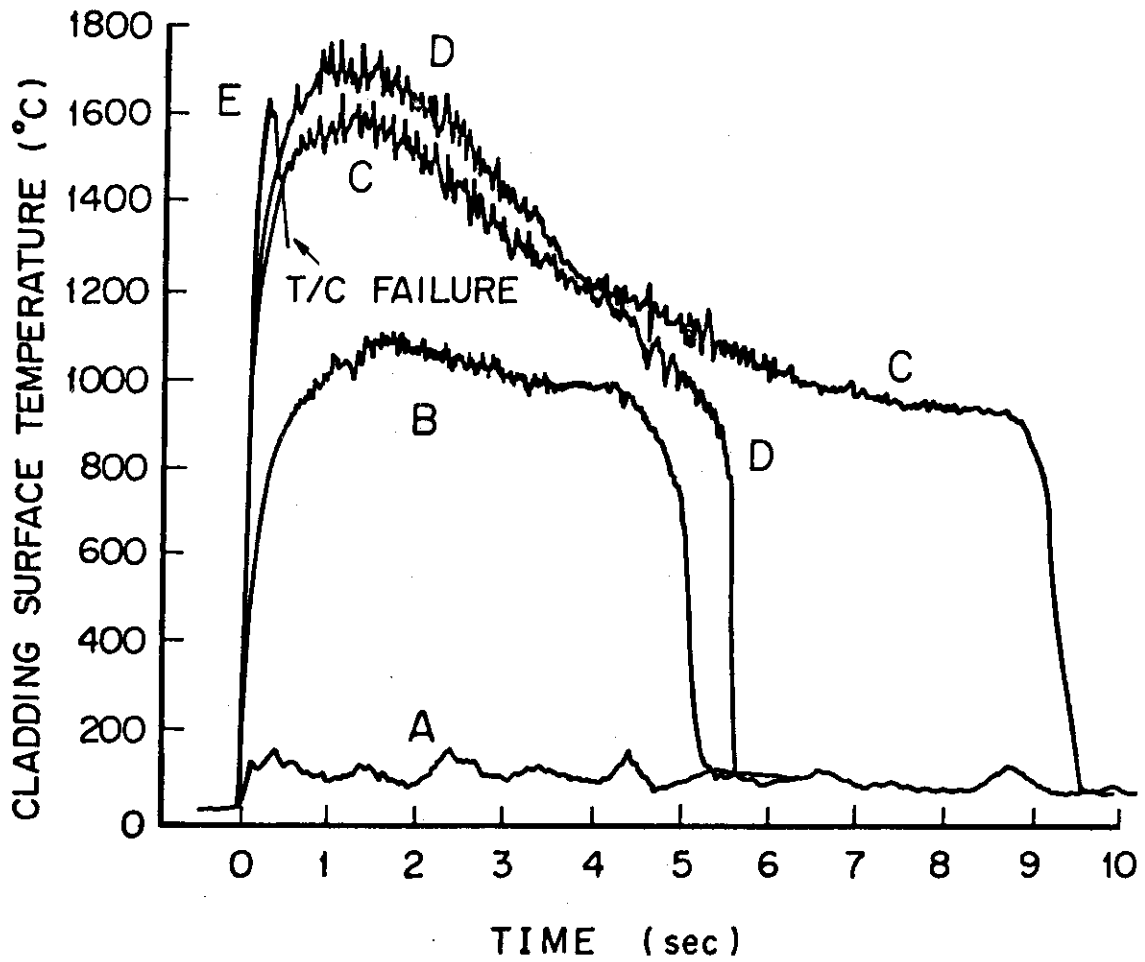


図 5-8 燃料の表面温度挙動 (未照射健全燃料一標準型)

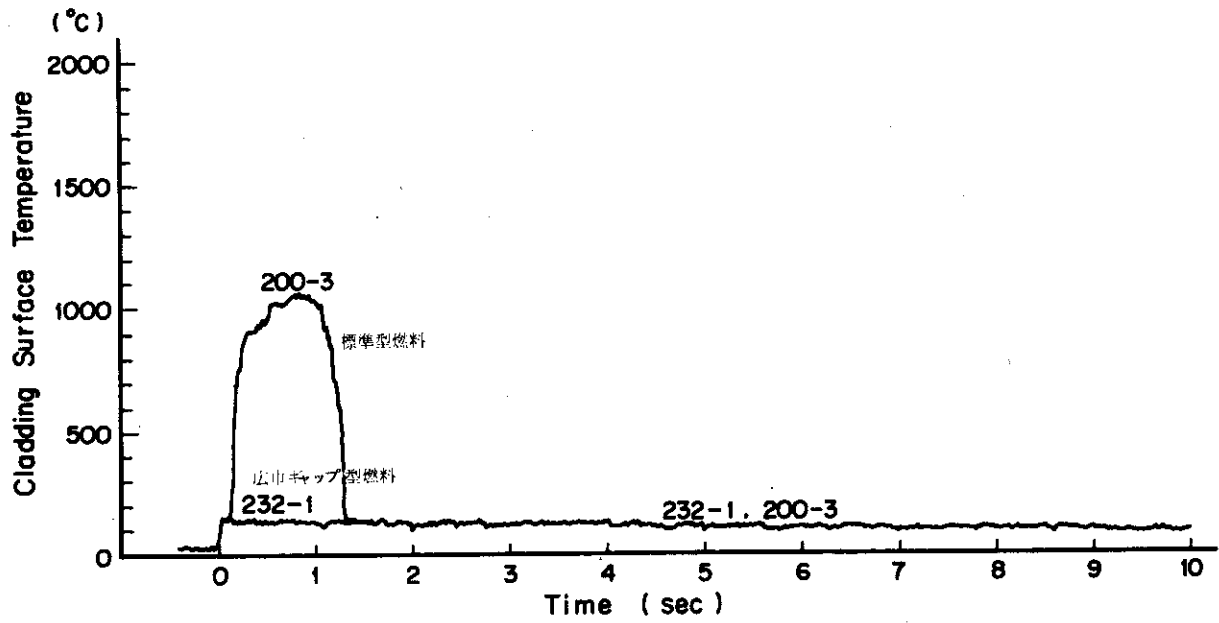


図5-9 (a) 標準型と広巾ギップ型燃料の温度挙動の比較 (159 cal/gUO<sub>2</sub>)

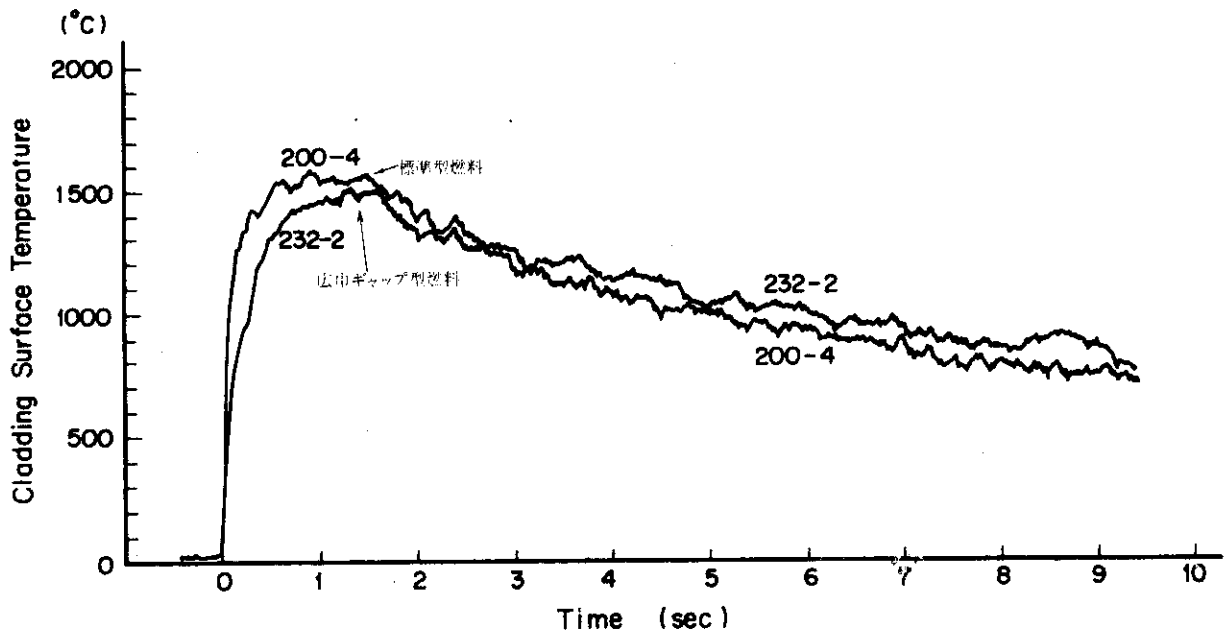


図5-9 (b) 標準型と広巾ギップ型燃料の温度挙動の比較 (207 cal/gUO<sub>2</sub>)

表 5-8

Tong らの実験 <sup>(5)</sup>		° 1500 psi		° TUBE BUNDLE 中心の加熱量 100% とすると周辺部は 86%, 軸方向一様		° WIRE WRAP OR GRID が 15" 毎にある。		QONB MEAS./QDNB PREDICTED	
	TEST SECTION	実験数	TRANSIENT CONDITION		RATE (%/SEC)	TIME (SEC)	RATE (%)	TIME (SEC)	QONB MEAS./QDNB PREDICTED
			TIME (SEC)	RATE (%/SEC)					
POWER RAMP	21本正方形 BUNDLE "φ" × 60, GAP 0.556 GRID	5	0.75~6.5	3.6~16.7	4ヶ※	1ヶ	1.10		
TRANSIENT	同上 但し WIRE WRAP	5	1.5~8.75	4.1~14.3	※	0.74~0.985			
FLOW	19本正方形 BUNDLE "φ" × 60, GAP 0.596 GRID	4	0.4~9	5~13.4	1ヶ※				
TRANSIENT	21本正方形 BUNDLE "φ" × 60, GAP 0.556 GRID	6	1&10	50, 33, 25	4ヶ M DNB	1ヶ	1.06		
TRANSIENT	同上 但し WIRE WRAP	5	1&10	50, 33	※				

註(※)は LOCAL QUALITY > 15% で, W-3 CORRELATION の適用外

表 5-9

## Moxon らの実験(6)

° 1000 psi

	TEST SECTION	実験数	TRANSIENT CONTROL	TIME DRYOUT / MEAS. PREDICTION	TIME DRYOUT / TIME PREDICTION
FLOW TRANSIENT	SINGLE TUBE 0.426×0.038t×12' 軸方向一様加熱	12	PUMP MAIN SWITCH OFF	1.35~2.10	
	SINGLE TUBE 0.373×0.131t×12'~0.450 軸方向非一様加熱	10	"	1.03~1.65	
	37本 CLUSTER 0.65×12' 半径方向加熱分布 軸方向一様加熱	7	"	1.56~2.43	
POWER TRANSIENT	SINGLE TUBE 0.354×0.095t×6' 軸方向一様加熱	17	TEST SECTIONに 直列の抵抗を By-PASSする (~12m SEC)	0.77~1.72	
	SINGLE TUBE 0.426×0.038t×12' 軸方向一様加熱	10	"	1.50~7.75	
	SINGLE TUBE; 0.373×0.131t×12'~0.450 軸方向不均一加熱	9	"	1.05~2.83	

表 5-10 CATEGORIES OF POST-CHF FUEL BEHAVIOR DURING PCM TRANSIENTS

Category	Stabilized Cladding Temp. Range (°F)	Stabilized Zircaloy Cladding Material Phase	Zirconium/Water Reaction	Cladding Ductility	Potential Fuel Rod Failure Modes
1	<1000	Stabilize in low temp. $\alpha$	None	Normal	FCMI and stress corrosion induced cladding rupture.
2	1000 - 1550	Stabilize in high temp. $\alpha$	None	High	Large deformations to rupture followed by fuel melt <sup>(1)</sup> .
3	1550 - 1800 <sup>(2)</sup>	Stabilized in $\alpha+\beta$ transition	Minimal	Low	Small deformations to rupture followed by fuel melt <sup>(1)</sup> .
4	>1800	Stabilize in $\beta$	Severe	High-low <sup>(3)</sup>	Cladding and possibly fuel melt. Cladding oxidation and oxygen embrittlement. Large deformation to rupture followed by fuel melt <sup>(1)</sup> .

(1) Cladding outward deformation is possible during the transient only after sufficient gaseous fission product accumulation has increased the internal rod pressure to values above the system pressure. A cold internal pressure of 800 psia should be sufficient

(2) This temperature range is intended to bound the cladding ductility minimum that occurs during the  $\alpha + \beta$  phase transition.

(3) The cladding ductility is initially high in  $\beta$  zirconium but will decrease rapidly as the zirconium is embrittled by oxidation and oxygen absorption.

## 6. まとめ

きわめて広いスペクトルを持つPCM条件の全域にわたった知見を吾々はまだ揃えていない。この複雑な現象を解析する上で、またモデルの検証にも、PCM研究を意図した炉内、炉外実験の必要度は高い。

現在の軽水炉燃料の運転条件に課せられる規制は、定常運転の安全性からよりは、寧ろ仮想事故であるLOCA時の挙動で制約されている。また一般的な傾向としては原子炉の出力密度を上昇させ燃料サイクル費低減をはかるなどという事より、核分裂生成物を放出することの無いフル・プルーブ型燃料の開発へ向っている。このような状況にあって、今後のPCM研究は、より高い出力密度の原子炉を求めるためのものとは少し性質が異なって来る。それよりも現在の設計の燃料棒、燃料集合体が、想定できる或はそれ以上に苛酷なPCM条件下で、どの様にふるまうかを明らかにする事にねらいがあろう。これは現在想定されてはいるが、余り直接的に実証されてはいない各種の基準類や安全動作などの安全余裕度を定量化する上で有効である。PCM研究を通じて、現在きわめて保守的と考えられる破損の判定基準をより合理的に現実に即したものとすることができる。また、事故時に放出される核分裂生成物の移行についても、PCM研究は大きな貢献をすることになる。また、スペクトルの広さから、PCM研究の成果は想定事故として重要なLOCAやRIAの研究にも多大の貢献をしよう。このような観点に立てば、異常過渡現象の中でも最も発生頻度の高いと考えられるPCMについての重験的な研究の実施を精力的に続けなければならないといえよう。

複雑な熱的過渡現象や、被覆の破損機構の解明がまずサポート実験として必要でその炉外実験の着手が待たれる。放出されるFPの処理に対する問題点はあるが、我が国でも炉内PCM実験を実現する必要があると考える。これは、現在計画されている海外の実験計画の範囲や実験数が必ずしも十分ではないと思われることにも起因する。

より詳細な海外の実験計画やデータを入手して検討すると共に、現在我が国で利用できる計算コードでこれらデータの解析を進め、広範囲にわたるパラメータの重要度を判断してよりの絞った計画を作る必要がある。また関連したRIAやLOCA挙動の研究計画の利用も考えねばならない。

本報告書にまとめた諸知見を種に、今後も検討を重ねて早急にPCMに関する必要な研究項目を整理し、原研におけるPCM研究の総合計画を作成したい。

## 7. 謝 辞

本報告書を作成するに当って、上智大学教授大久保忠恒氏及び当所反応度安全研究室長石川迪夫氏の御指導を賜った。また付録Dの作成に当っては、材料試験炉部次長大内信平氏ならびに研究炉管理部JRR-3管理課長、桜井裕氏より有益な御意見をいただいた。ここに深く感謝の意を表したい。

## 6. まとめ

きわめて広いスペクトルを持つPCM条件の全域にわたった知見を吾々はまだ揃えていない。この複雑な現象を解析する上で、またモデルの検証にも、PCM研究を意図した炉内、炉外実験の必要度は高い。

現在の軽水炉燃料の運転条件に課せられる規制は、定常運転の安全性からよりは、寧ろ仮想事故であるLOCA時の挙動で制約されている。また一般的な傾向としては原子炉の出力密度を上昇させ燃料サイクル費低減をはかるなどという事より、核分裂生成物を放出することの無いフル・プルーフ型燃料の開発へ向っている。このような状況にあって、今後のPCM研究は、より高い出力密度の原子炉を求めるためのものとは少し性質が異なって来る。それよりも現在の設計の燃料棒、燃料集合体が、想定できる或はそれ以上に苛酷なPCM条件下で、どの様にふるまうかを明らかにする事にねらいがあろう。これは現在想定されてはいるが、余り直接的に実証されてはいない各種の基準類や安全動作などの安全余裕度を定量化する上で有効である。PCM研究を通じて、現在きわめて保守的と考えられる破損の判定基準をより合理的に現実に即したものとすることができる。また、事故時に放出される核分裂生成物の移行についても、PCM研究は大きな貢献をすることになる。また、スペクトルの広さから、PCM研究の成果は想定事故として重要なLOCAやRIAの研究にも多大の貢献をしよう。このような観点に立てば、異常過渡現象の中でも最も発生頻度の高いと考えられるPCMについての重験的な研究の実施を精力的に続けなければならないといえよう。

複雑な熱的過渡現象や、被覆の破損機構の解明がまずサポート実験として必要でその炉外実験の着手が待たれる。放出されるFPの処理に対する問題点はあるが、我が国でも炉内PCM実験を実現する必要があると考える。これは、現在計画されている海外の実験計画の範囲や実験数が必ずしも十分ではないと思われることにも起因する。

より詳細な海外の実験計画やデータを入手して検討すると共に、現在我が国で利用できる計算コードでこれらデータの解析を進め、広範囲にわたるパラメータの重要度を判断してよりの絞った計画を作る必要がある。また関連したRIAやLOCA挙動の研究計画の利用も考えねばならない。

本報告書にまとめた諸知見を種に、今後も検討を重ねて早急にPCMに関する必要な研究項目を整理し、原研におけるPCM研究の総合計画を作成したい。

## 7. 謝 辞

本報告書を作成するに当たって、上智大学教授大久保忠恒氏及び当所反応度安全研究室長石川迪夫氏の御指導を賜った。また付録Dの作成に当たっては、材料試験炉部次長大内信平氏ならびに研究炉管理部JRR-3管理課長、桜井裕氏より有益な御意見をいただいた。ここに深く感謝の意を表したい。

## 8. 参 考 文 献

- 1) J.M. Broughton, "Light-Water Reactor Fuel Behaviour Program Description: PCM Fuel Behavior Experiment Requirements", SRD-106-76 (May 1976).
- 2) T.G. Odekirk, "Detailed Test Plan Report for PBF Test Series PCM-20; The Behavior of Unirradiated PWR Fuel Rods Under Power-Cooling-Mismatch Conditions", ANCR-1095 (1974).
- 3) Sergio Barabaschi, "The Italian Program for the ESSOR Reactor", (June 1975).
- 4) "Quarterly Technical Report on Water Reactor Safety Programs Sponsored by The NRC Division of Reactor Safety Research, April-June 1975", ANCR-1262 (1975).
- 5) W.J. Quapp, R.K. McCardell, "Behavior of Zircaloy Clad  $UO_2$  Fuel Rods during Film Boiling in a PWR Environment", OECD specialists meeting on the behavior of water reactor fuel elements under accident conditions, Spatind Norway, September 1976.
- 6) 石川他；"NSRR実験プログレス・レポート・1" JAERI-M 6635, 1976.
- 7) 塩沢他；"NSRR実験(6)未照射燃料の破損機構" 日本原子力学会, 昭和51年秋の分科会, 炉物理・炉工学D 44, 1976.
- 8) 星他；"NSRR実験(12)クエンチングの燃料破損に与える影響についての一考察" 日本原子力学会, 昭和51年秋の分科会, 炉物理・炉工学D 50, 1976.
- 9) L.J. Ybarrondo, "The "Calculated" Loss-of Coolant Accident": A Review, AIChE Monograph Ser. No.7 (1972).
- 10) 世古口, 伝熱工学の進展, Vol. 1, 養賢堂 (1973)
- 11) たとえば, 山崎, 第13回日本伝熱シンポジウム講演論文集 D 201 (1976)  
安達, 日本機械学会講演論文集 No.760-4 (1976)
- 12) L.S. Tong, "Boiling Crisis and Critical Heat Flux", TID-25887 (1972).
- 13) L.S. Tong et al., "Critical Heat Flux (DNB) in Square and Triangular Array Rod Bundles, JSME 1967 Semi-International Symposium", (1967), Tokyo.
- 14) D. Moxon et al., "Dryout during Flow and Power Transients, "AEEW-R 553 (1967).
- 15) W. Kastner et al, "Burnout Tests in Connection with Safety Research", AEC-Tr 7394 (1970).
- 16) B.W. LeTourneau et al., "Critical Heat Flux and Pressure Drop Tests with Parallel Upflow of High Pressure Water in Bundles of Twenty



- 1/2 in. Rods", Nucl. Sci. Eng., 43 (1971) PP.90.
- 17) G.P. Gaspari et al., "Dryout Onset in Flow Stoppage, Depressurization, and Power Surge Transients", Energia Nucleare, 20 (1973) PP.554.
  - 18) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan", 1975.
  - 19) G.E. Culley et al., "Transient Over Power Response of Mixed-Oxide Fuel Pin", Trans. ANS 15(1) (1972) PP.341.
  - 20) C.M. Cox, "The Irradiation Performance of Uranium Plutonium Oxide Fuel Pins", Nuclear Safety 10(5) (1969) PP.380-391.
  - 21) G.J. Scatena, "Consequences of a Postulated Flow Blockage Incident in a Boiling Water Reactor", NEDO-10174, June 1970.
  - 22) 美浜発電所(3号炉)原子炉設置変更許可申請書, 昭和46年7月
  - 23) 浜岡原子力発電所原子炉設置許可申請書, 添付書類 昭和45年5月
  - 24) 柏崎, 刈羽原子力発電所原子炉設置許可申請書 昭和50年3月
  - 25) "The Role of Fission Gas Release in Reactor Licensing Core Performance Branch", U.S. Nuclear Regulatory Commission, November 1975.

## 付録 A 動力炉安全審査におけるPCM 事故の項目と評価方法

現在、軽水型動力炉の安全解析においては、各種の異常な過渡変化の解析、または想定される事故の原因、対策及び安全保護機能、現象の経過などの評価がなされている。

BWR の場合、原子炉設置許可申請書によると、異常な過渡変化とは、「原則として原子炉の各運転モードで、単一機器の故障又は単一の誤動作あるいは誤操作により引き起こされる異常な運転状態をいう。この中には単一故障の定義からはずれるが、機器の設計の妥当性を評価するため解析している異常な過渡変化を含む。」と定義し、事故とは、「発生する可能性の非常に少ない異常状態及び原子炉冷却材圧力バウンダリ配管その他の破断、破損によって引き起こされる現象で、その結果放射能が発電所敷地周辺へ放出される可能性があるものをいう。」と定義している。PWR の場合も、同様の事故等の区分がとられている。

このうち、PCM 事故として取り扱う範囲は 3.1 節で述べているように、冷却材圧力バウンダリ配管等の破断などは考慮せず、より発生確率の高い、炉心の熱的な出力-冷却能力不整合現象のみを対象としているので、上記の分類で言えば、「異常な過渡変化」が PCM 事故として取り扱うべき項目であろう。

ここでは、従来必ずしも明確でなかった PCM 事故の種類とその範囲を具体的に把握するため、原子炉設置者から提出された原子炉設置許可申請書<sup>(22)-(24)</sup>に掲載されている安全解析結果に基づき、代表的な PWR 及び BWR のそれぞれについて、PCM に該当する事故を選び、事故の原因、経過、防護処置、及び安全評価の基準等についてまとめてみた。

表 A-1 に PWR、表 A-2 に BWR についての結果を示す。PWR、BWR とも、プラントが異なっても、同一事故に対する解析手法は類似しているが、解析上の仮定、例えば反応度添加率、ドップラー係数、減速材温度係数などが異なる場合があり、結果的に中性子束や熱流束等の最高値、到達時間などが若干異なっている。しかし、特に顕著な差は見られないので、ここでは、PWR としては美浜 3 号炉を、BWR としては浜岡 1 号炉（一部のデータは柏崎、刈羽発電所）を取り上げて紹介する。

なお、PWR、BWR とも、冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故などについても解析されているが、これらは前述の PCM 事故の範囲を越えるものである。また、BWR における制御棒落下事故、及び PWR における制御棒逸出事故は、時間的に極めて早い現象であり、解析の際も断熱モデルを採用しているため、PCM 事故からは除外する。

一方、起動時における制御棒引き抜き事故は、出力過渡時間が 100 msec 以下なので PCM よりもむしろ RIA の範囲に入るべき項目と思われるが、BWR の安全解析においては、この事故を異常な過渡変化として扱っているため、ここでは起動事故も PCM 事故の一部とみなす。

また、PWR として美浜 3 号炉、BWR として浜岡 1 号炉を例にとり、代表的な PCM 事故解析結果を、それぞれ図 A-1～A-6、および図 A-7～A-19 に示す。

なお、安全評価の基準としては、ほとんどの事故において、5-4 節に述べたように、熱流束がある限界を越えないという破損クライテリアを満足することを解析により示している。すなわち、表 A-1、A-2 に示した解析結果によると PWR では DNBR が 1.30 以上、BWR では MCHFR が

1.0以上という基準を満足している。これ以外の安全評価の基準としては、BWRの出力運転中の制御棒引抜き事故において、1%塑性歪以下の基準を満足することが示されている。

さらに、最近のPWR、例えば川内原子力発電所の事故解析によれば、一次冷却材ポンプ軸固着事故の際、DNBRが1.30以下となることも想定している。その際、熱伝達係数は膜沸騰状態に対するBishop-Sandberg-Tongの相関式を用いて計算し、その結果、ホットスポットでの被覆管最高温度は約1138℃にとどまり、ジルコニウム-水反応も少なく、炉心冷却能力が失なわれることはないので、安全性は保持されるとしている。

表 A-1 PWR における PCM 事故の項目と評価方法 (美浜 3 号炉 (22))

事故の種類 ( )内は対応するグラフ P1~P6 は図3-1に対応	想定される原因または 計算上の仮定	事故の経過				最終的防護処置	安全評価の基準
		項目	事故目	初期値	最高(最低)又は 減少の代表値		
P1, 起動事故 (A-1)	最大反応度を有する制御棒グループの最大速度引き抜き	中性子束 (%)	~10 <sup>-8</sup>	4.00	0.01以下	中性子束高スクラム	DNBR ≥ 1.30
		熱流束 (%)	0	4.9	2.0		
P2 出力運転中制御棒クラスタ引き抜き事故 — 大きい反応度係数加率— (A-2)	定常運転中、最大反応度効果を有する制御棒クラスタの最大速度引き抜き 反応度係数加率 2 × 10 <sup>-4</sup> δK/K/sec	冷却材平均温度 (°C)	2.86	2.94	2.6	中性子束高スクラム 原子炉圧力高 "	"
		燃料温度 (°C)	2.86	5.10	2.2		
		被覆材温度 (°C)	2.86	3.14	2.4		
		中性子束 (%)	1.02	1.15	3.9		
P3, 同上 — 小さな反応度係数加率— (A-3)	同上	冷却材平均温度 (°C)	3.07	3.08	5.4	中性子束高スクラム 原子炉圧力高 "	"
		加圧器圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	1.56	1.58	4.9		
		最小DNB比	1.86	1.72	4.2		
		中性子束 (%)	1.02	1.12	1.60		
P4, 冷水事故 (A-4)	反応度係数加率 1 × 10 <sup>-4</sup> δK/K/sec (a) 停止回路急速起動 (b) 蒸気発生器過剰給水 (c) 蒸気発生器からの蒸気流量過大	冷却材平均温度 (°C)	3.07	3.22	1.60	一次冷却材可変 温度高スクラム 原子炉圧力高スクラム	"
		加圧器圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	1.56	1.67	1.63		
		最小DNB比	1.94	1.32	1.60		
		中性子束 (%)	1.0	1.95	1.5		
P5, 制御棒クラスタ落下 事故 (A-5)	定格運転中最大効果を有する制御棒クラスタ一本が蒸下	冷却材平均温度変化 (°C)	0	-2.5	1.4	スクラム (a, b, c) 中性子束高スクラム (a, b)	"
		炉心入口冷却材温度変化 (°C)	0	-3.7	1.0		
		加圧器圧力変化 (kg/cm <sup>2</sup> )	0	-1.5	1.7		
		中性子束 (%)	1.02	8.0	3		
		熱流束 (%)	1.02	9.3	5		
		冷却材平均温度変化 (°C)	0	-1.9	4.0		
P6, 一次冷却材流量 喪失事故 (A-6)	一次冷却材ポンプ全部の停止	加圧器圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	1.56	1.53	2.0	スクラムなし 速やかに平衡状態に達する	"
		最小DNB比	1.86	2.15	3		
		中性子束 (%)	1.02	2.5	3.3		
		熱流束 (%)	1.02	5.0	4.0		
P6, 一次冷却材流量 喪失事故 (A-6)	一次冷却材ポンプ全部の停止	炉心流量 (%)	1.00	6.0	5.9	一次冷却材流量 喪失スクラム	"
		最小DNB比	1.9	1.32	2.2		

以上の外に次のような事故があげられているが定量的な解析は行なわれていない。

- ほう素希釈事故
- 電源喪失事故
- 蒸気発生器 2 次側給水設備の故障又は誤動作
- 2 次系故障によるタービントリップ

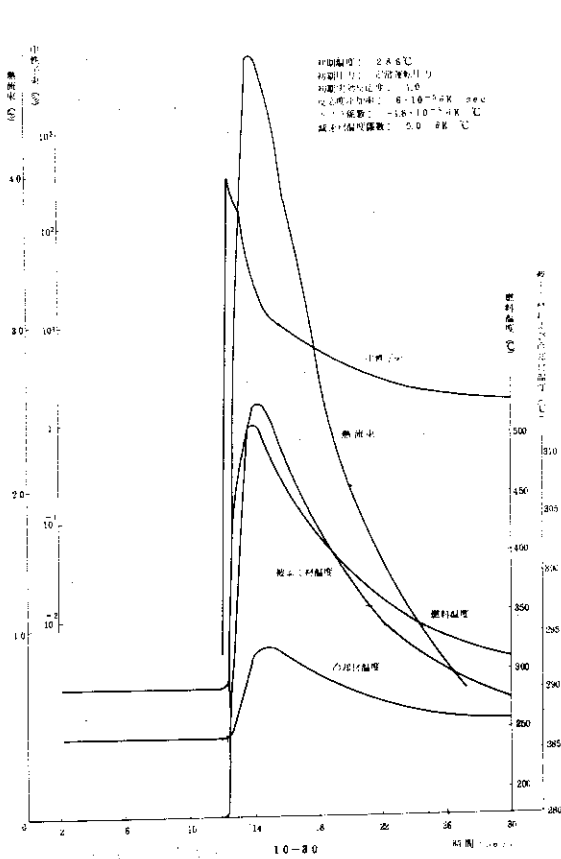
表 A-2 BWR における PCM 事故の項目と評価方法 (浜岡 1 号炉, (24) 印は柏崎, 刈羽)

事故の種類 ( )内は対応するグラフ B1~B19は図3-11に対応	想定される原因または計算上の仮定	事故の経過				最終的防護処置	安全評価の基準
		項目	初期値	最高(最低)又は過渡代表値	到達時間(秒)		
再循環系の過渡変化 B1, 再循環ポンプ1台 軸固着 (A-7)	再循環ポンプ2台中1台の瞬間時 停止	中性子束 (%)	100	20	1.2	スクラムなし	MCHFR > 1.0
		熱流束 (%)	100	60	5.0		
		炉心入口流量 (%)	100	55	1.2		
		MCHFR	1.9	1.1	1.2		
B2, 再循環ポンプ2台 停止 (A-8)	定格運転中再循環ポンプ2台とも 電源喪失	中性子束 (%)	100	55	1.4	スクラムなし 自然循環時出力に落ちつく	"
		熱流束 (%)	100	45	1.0		
		炉心入口流量 (%)	100	55	5.0		
		MCHFR	1.9	1.6	1.4		
B3, 再循環冷水ループ 誤起動 (A-9)	38°Cの冷水注入	中性子束 (%)	60	110	7.5	中性子束高スクラム	"
		熱流束 (%)	60	75	1.0		
		炉心入口流量 (%)	38	45	7.5		
		原子炉圧力変化 (%)	0	5	1.0		
B4, 再循環流量制御器 誤動作 -流量減少要求-	同ループ流量制御器に各信号 流量減少率10%/sec.	MCHFR	-	1.3	6	原子炉水位高スクラム	"
		B5, 同上 -流量増加要求-	68	180	1.2	中性子束高スクラム	"
給水系の過渡変化 B6, 給水制御器故障 (A-10)	給水流量の急増	中性子束 (%)	65	80	7	原子炉水位高タービ ントリップ	"
		熱流束 (%)	65	47	1.0		
		炉心入口流量 (%)	45	40	7		
		原子炉圧力変化 (%)	0	7	1.0		
B7, 給水加熱喪失 (A-11)	給水加熱器への抽気蒸気の喪失 又は給水流量がバイパス管を通 り、給水加熱器を通過しない (減少度4.5°C)	MCHFR	1.9	1.6	2.0	スクラムなし	"
		中性子束 (%)	100	115	2.0		
		熱流束 (%)	100	115	2.0		
		炉心入口流量 (%)	100	95	5.0		
B8, 全給水流量喪失 (A-12)	4~5秒で給水流量完全停止	中性子束 (%)	100	25	1.0	低水位スクラム (1.2秒)	"
		熱流束 (%)	100	75	1.0		
		炉心入口流量 (%)	100	75	1.0		
		原子炉圧力変化 (%)	0	-20	1.0		
B9, 発電機トリップ	上蒸気系の過渡変化	発電機負荷遮断, タービン蒸気 加減弁急速閉鎖, タービンバイ パス弁開	165	110	-	タービンバイパス弁不動 作の場合, スクラム	"

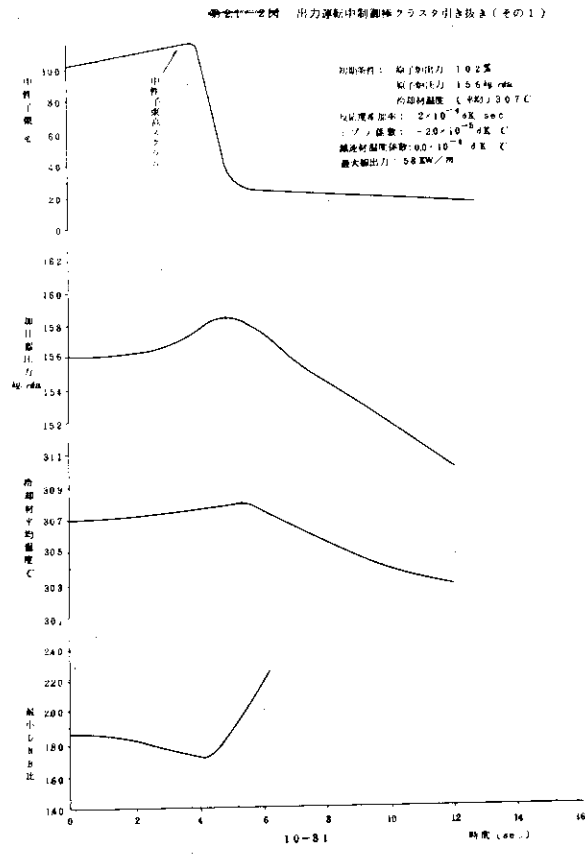
事故の種類 ( )内は対応するグラフ	想定される原因または計算上の仮定	事故の経過			最終的防護処置	安全評価の基準
		項目	初期値	最高(最低)又は過渡代表値 (秒)		
B10, タービントリップ - パイパス弁不動作 - (A-13)	タービントリップにより、タービン主蒸気止め弁が0.1秒で全閉	中性子束 (%) 熱流束 (%) 炉心入口流量 (%) 原子炉圧力変化 (%)	100 100 100 0	1.30 55 105 65	到達時間 0.4 5 0.4 2	"
B11, タービントリップ - パイパス弁不動作 - (A-14)	同上	中性子束 (%) 熱流束 (%) 炉心入口流量 (%) 原子炉圧力変化 (%)	100 100 100 0	1.43 60 105 75	0.4 5 0.4 2	"
B12, 低出力運転時のタービントリップ - パイパス弁不動作 - (A-15)	同上 30%出力, 40%流量	中性子束 (%) 熱流束 (%) 炉心入口流量 = 40%一定 原子炉圧力 (%) MCHFR >= 2.0	30 30 100 0	1.50 42 105	1.3 2 7.5	"
B13, 主蒸気隔離弁閉鎖 (A-16)	主蒸気隔離弁3秒で閉鎖	中性子束 (%) 熱流束 (%) 炉心入口流量 (%) 原子炉圧力変化 (%)	100 100 100 0	3 67 115 5.5	5 5 5 5	"
B14, 初圧調整装置の故障	タービンの加減弁、バイパス弁の閉又は開	原子炉に重大な支障を与えることはない				"
B15, 圧力逃がし弁の閉放 (A-17)	圧力容器からの蒸気量流出増加、冷却材減少、圧力低下、逃がし弁1階の容量10%	中性子束 (%) 熱流束 (%) 炉心入口流量 (%) 原子炉圧力変化 (%)	100 100 100 0	100 100 105 -15	10 10 10 10	"
制御棒系の過渡変化 B16, 未臨界状態からの制御棒引き (A-18)	最大反応度係数0.0250Kの制御棒を連続引き	中性子束 (%) 燃料中心温度 (C) 被覆温度 (C)	10 <sup>-4</sup> 20 20	320 1400 450	0.1以下 2.0 2.0	燃料及び被覆管の最高温度が燃点以下
B17, 出力運転中の制御棒引き (A-19)	最大反応度係数の制御棒を中性子束と熱流束の平衡を保ってゆっくり引き	中性子束 (%) 最高熱流束 (kcal/hrm <sup>2</sup> ) MCHFR	100 1.15x10 <sup>6</sup> 1.9	105 1.25x10 <sup>6</sup>	引抜阻止点 "	* 1%特性以下 MCHFR > 1.0
その他の過渡変化 B18, 高圧炉心スプレイス試験 B19, 所内電源喪失	冷水注入過渡現象の一種	外乱は炉心上部に入るため炉心部への影響はほとんどなし 再循環ポンプ2台トリップと同等				MCHFR > 1.0 MCHFR > 1.0

補註、別項原子炉発電所において想定されている最も厳しいPCM事故と安全評価の基準

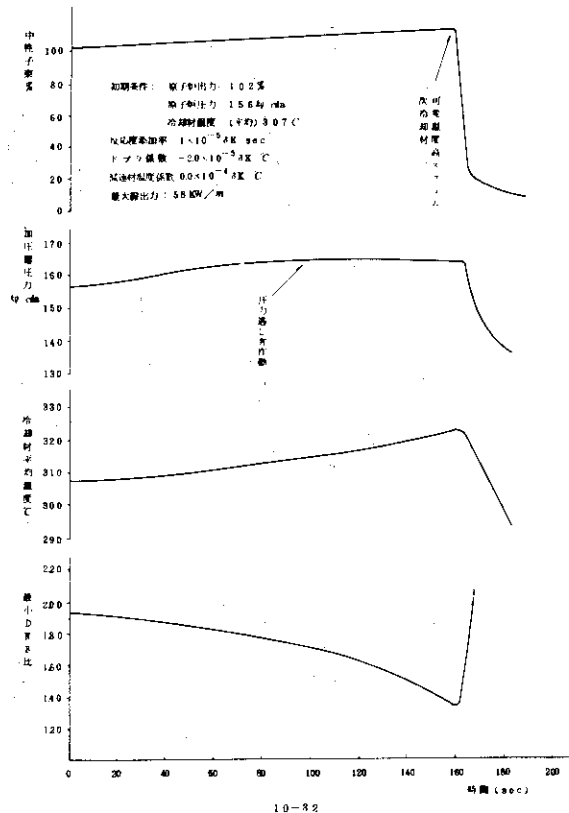
- MCHFRが最も厳しくなるのは、再循環ポンプ1台制御時 MCHFR=1.1 MCHFR >= 1.0を満足
- 線出力密度が " , 出力運転中の制御棒引き 最大線出力密度 5.4 KW/m<sup>2</sup> 1%特性値に対応する 8.3 KW/m<sup>2</sup> を十分下まわる。
- 原子炉圧力が最大となるのは、主蒸気隔離弁閉鎖 最大圧力 79.5 kg/cm<sup>2</sup> 許容過渡最大圧力 (9.6.7 kg/cm<sup>2</sup>) を十分下まわる。



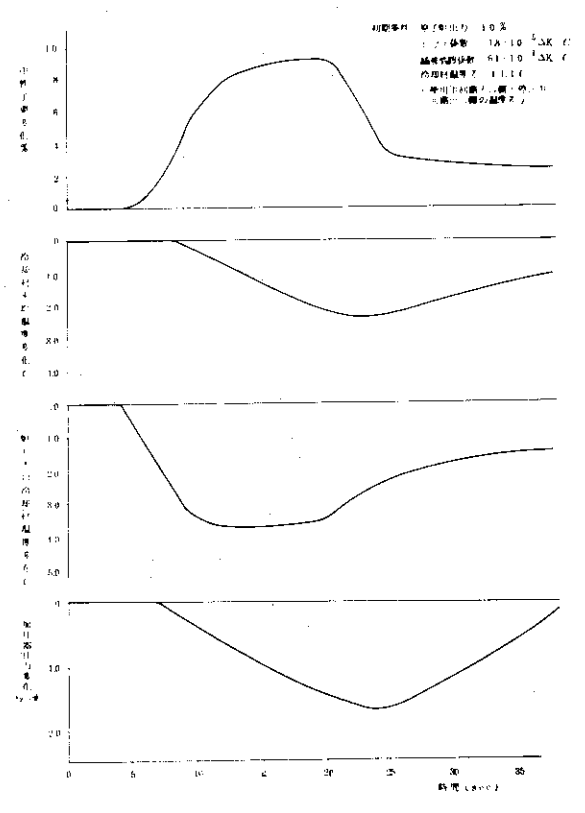
図A-1 起動事故(温態起動)



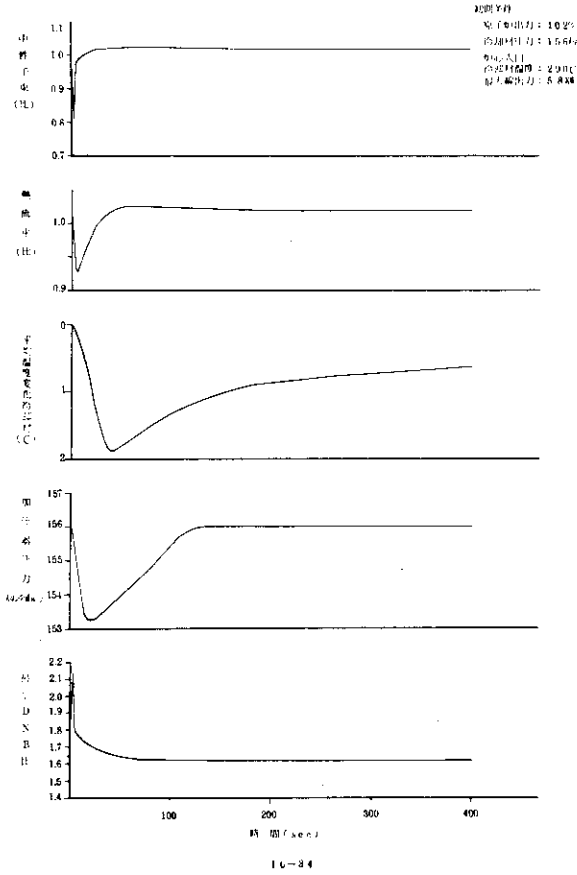
図A-2 出力運転中制御棒クラス引き抜き(その1)



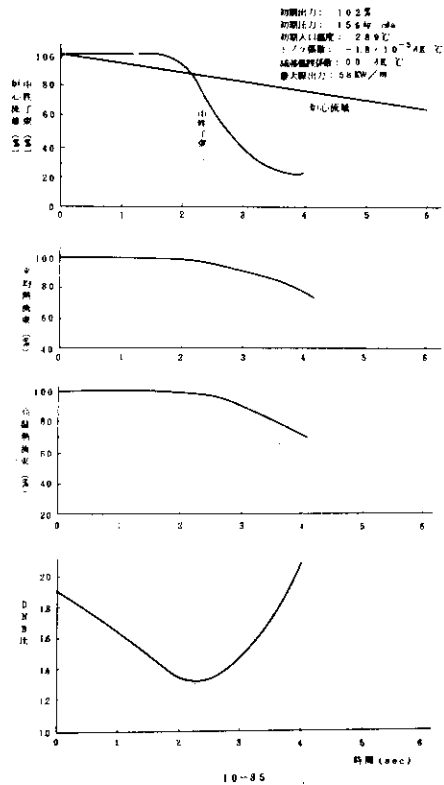
図A-3 出力運転中制御棒クラス引き抜き(その2)



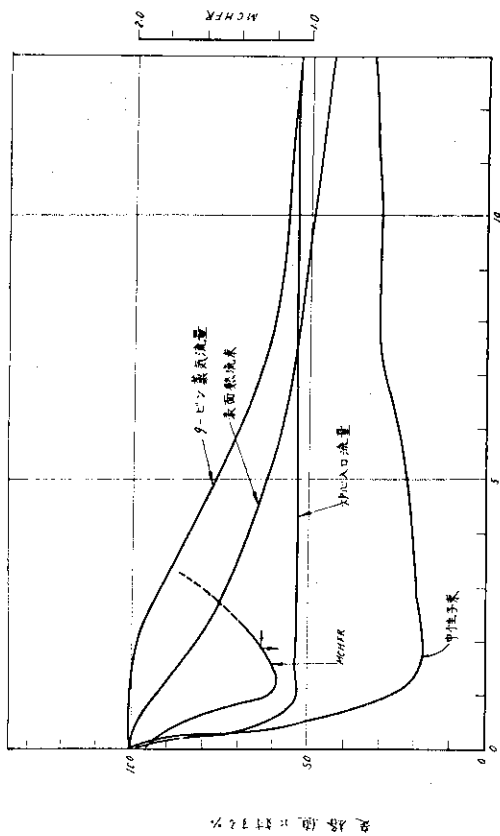
図A-4 停止原子炉冷却材回路起動事故



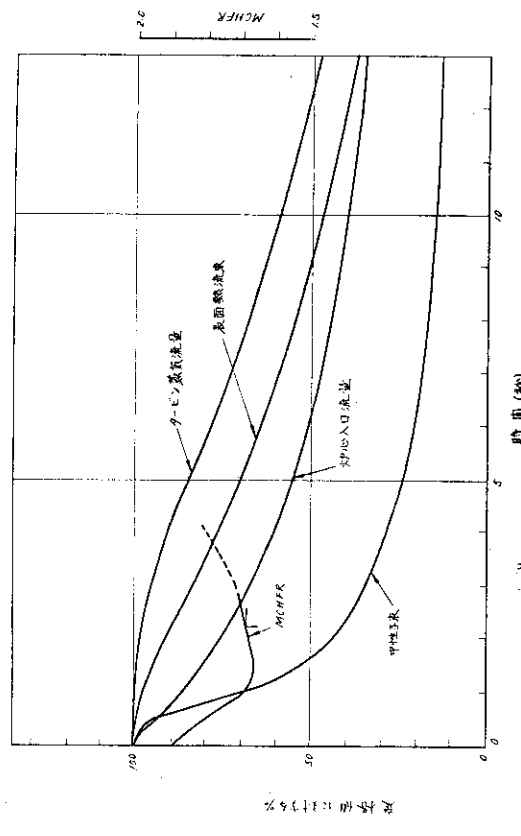
図A-5 制御棒クラスタ落下事故



図A-6 1次冷却材流量喪失事故

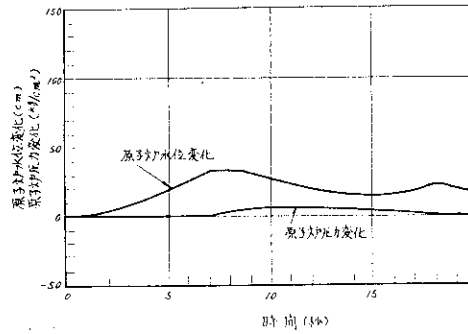
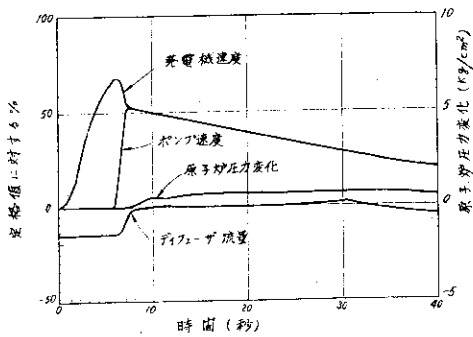
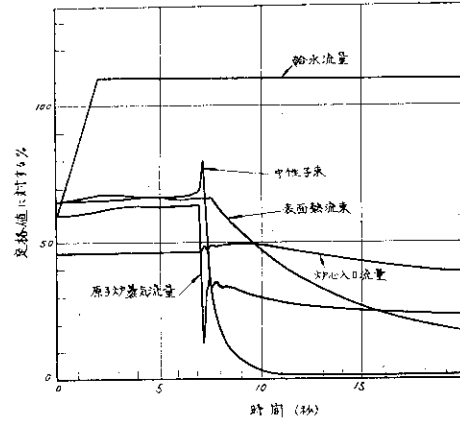
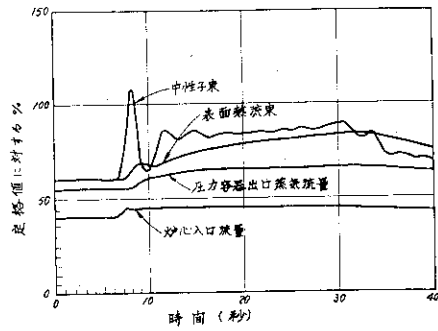


図A-7 再循環ポンプ1台固着時の過渡変化



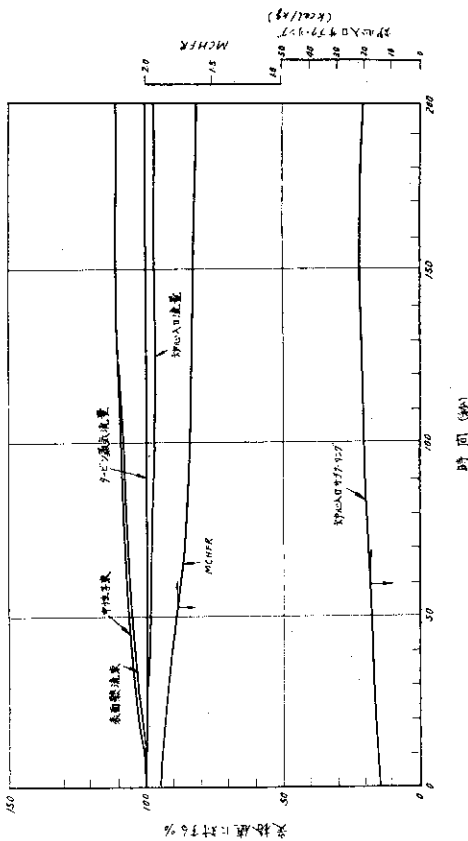
図A-8 再循環ポンプ(2台)電源喪失時の過渡変化



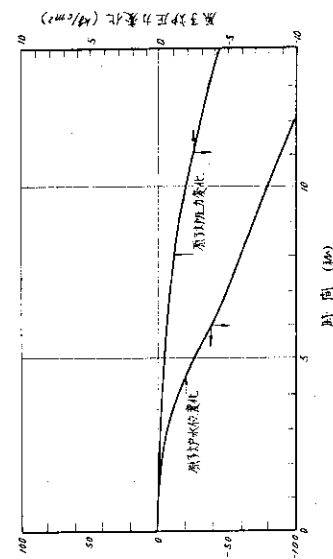
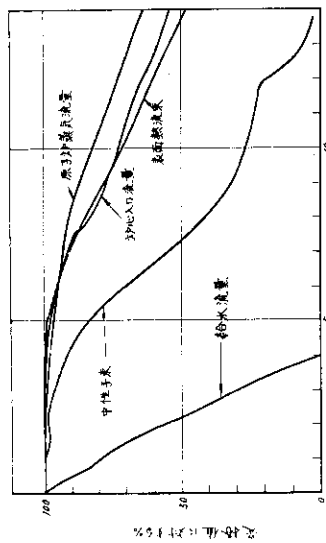


図A-9 再循環冷水ループ誤起動時の過渡変化

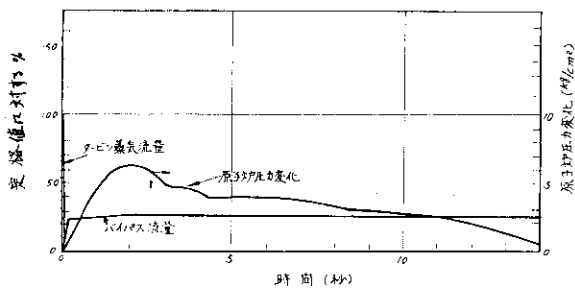
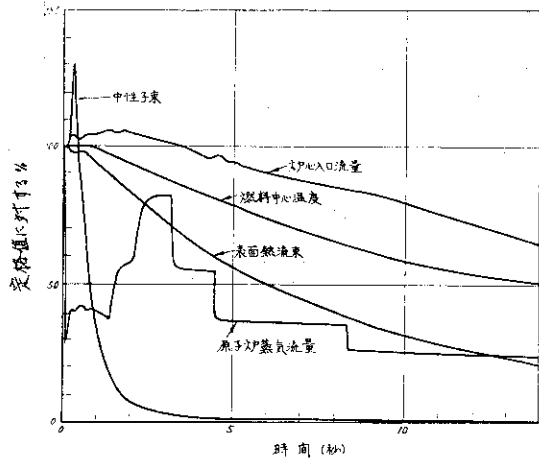
図A-10 給水流量制御系誤動作時の過渡変化 (流量増加要求)



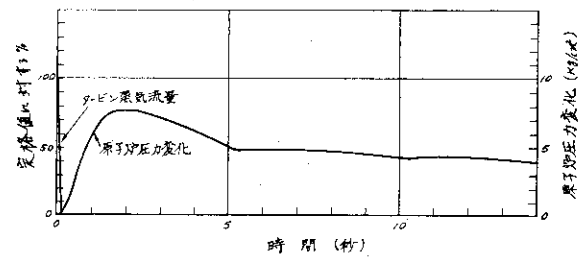
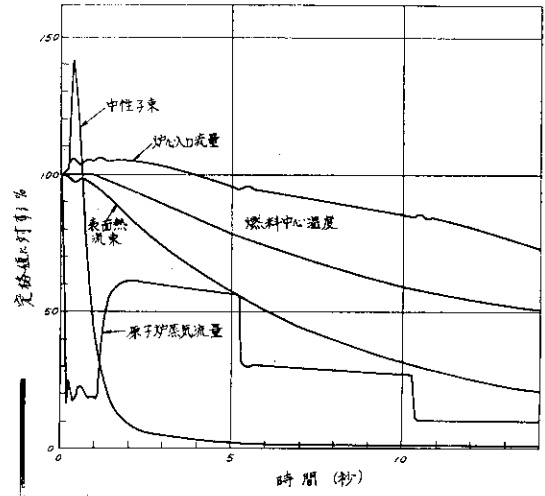
図A-11 給水加熱喪失時の過渡変化



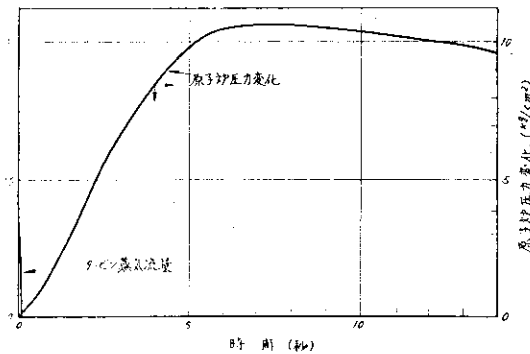
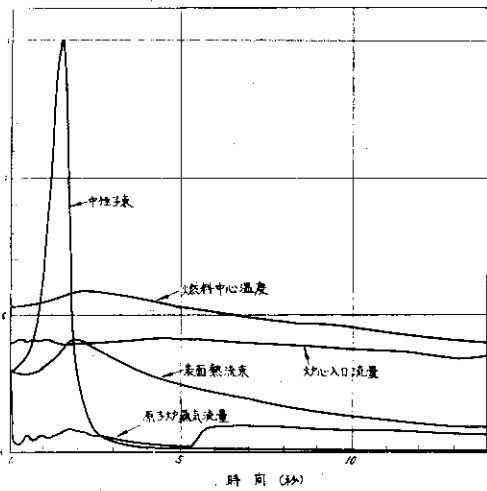
図A-12 全給水流量喪失時の過渡変化



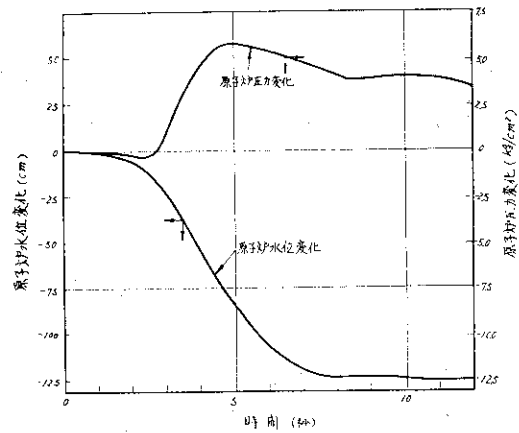
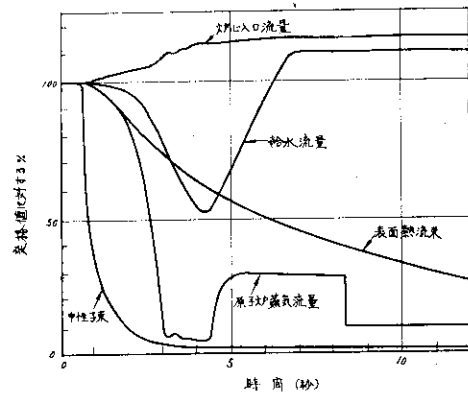
図A-13 タービントリップ、バイパス弁動作時の過渡変化(定格出力運転)



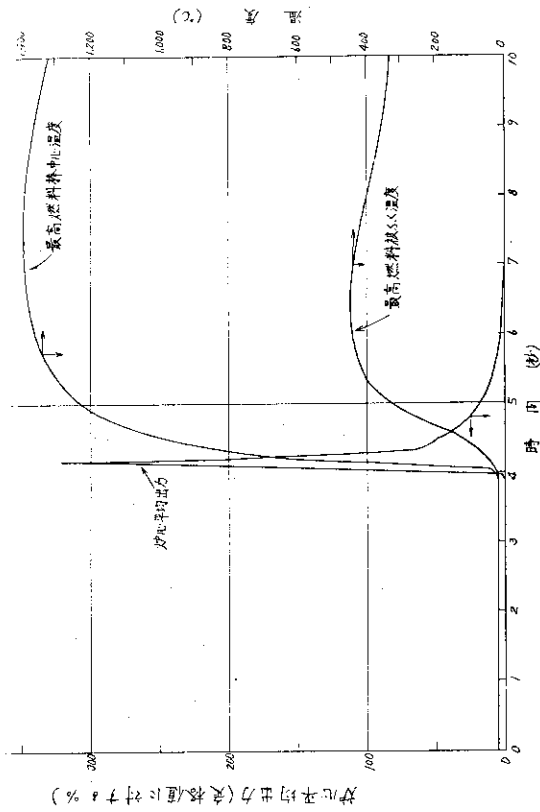
図A-14 タービントリップ、バイパス弁不動作時の過渡変化(定格出力運転)



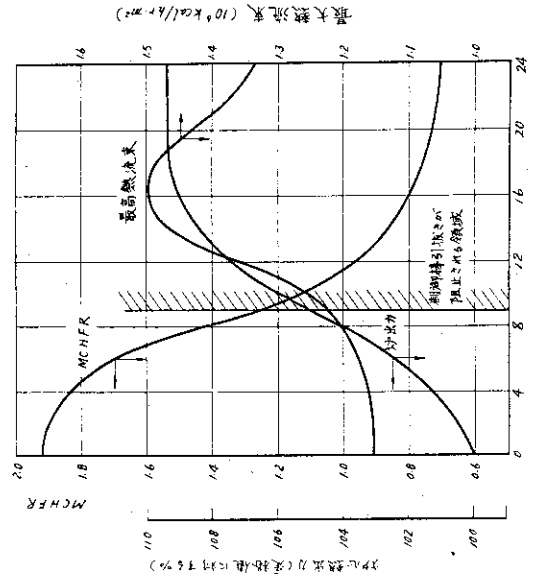
図A-15 タービントリップ、バイパス弁不動作時の過渡変化(低出力運転)



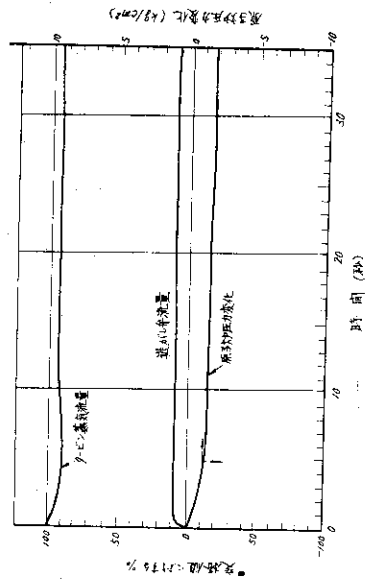
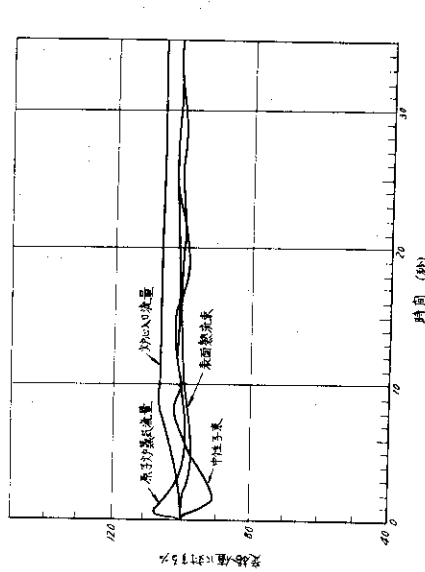
図A-16 主蒸気隔離弁閉鎖時の過渡変化



図A-18 未臨界状態からの制御棒引抜時の応答



図A-19 出力運転中制御棒引抜時の応答



図A-17 圧力逃がし弁1個開放時の過渡変化

## 付録B FP挙動研究に関する問題点

### B.1. はじめに

軽水炉の安全評価や安全解析に関係して、核分裂生成物（以下FPと略す）の役割はきわめて重要である。ここで例を挙げて考えてみよう。

運転中にペレットから放出されるFPガスの放出率が高く燃料棒内圧が冷却材の圧力を越えるようになると、被覆管がクリープによって変形し、ついでには破損に至る事もある。また、燃料棒内圧が冷却材の圧力を越えない場合でも、冷却材喪失事故を筆頭に原子炉の事故時には、燃料の昇温や冷却材の圧力喪失があると、被覆管をふくれ破裂させるかも知れない。或はまた、燃料棒内に、熱伝導度の余り高くないFPガスが蓄積すると、ギャップ熱伝達率が悪化し燃料温度を上昇させよう。この結果は、更にFPガスの放出量を増すという正のフィードバック効果をもたらす。そして蓄積熱の増大を生み、特に冷却材喪失事故などの際に厳しい結果を生み出すといえよう。また $UO_2$ マトリックス内に放出されるFPは、 $UO_2$ のスエリングの原因となり、定常運転下にあつては、PCMI（ペレット・被覆管機械的相互作用）の増大を生じるかも知れない。或はまた、事故時などで急激な温度トランジェントが発生すると、 $UO_2$ ペレットの高速スエリングがおこり、クリープによってそれを緩和するだけの時間的余裕がなく、遂には被覆管に応力がかかって破損させてしまうかも知れない。またよう素を初めとした、腐食性のFPが燃料棒内に蓄積されると、応力腐食など各種の腐食や化学反応を被覆管材に生じさせ、燃料破損の一因となる事があることも良く知られている。

この様に、照射中の燃料棒内でのFPの挙動研究は、きわめて重要であり、古くから世界各国で研究されて来た事である。安全評価や安全解析の面で重要性の高いのは、クリプトンやキセノン、よう素といったガス状のFP3種である。これら3種のFPガスが燃料棒内に放出された場合の安全解析や安全評価に及ぼす役割や、解析上の取り扱い方などに就いては、最近米国NRCがまとめて報告している。<sup>(25)</sup> その中で、燃料の定常時のふるまいに関係して、ギャップ熱伝達率、プレナム内圧や被覆管のコラプスに対するFPガスの役割と評価の方法をまとめている。或はまた、パーフォレーションのある燃料棒からの運転中の周辺環境へ与える放射線影響についてもまとめている。更に設計想定事故として、特に環境へのFP放出が著しい冷却材喪失事故、制御棒飛び出し又は落下事故、燃料取扱事故及び主蒸気管破断事故の4種類に限って、現在行われている評価方法やその問題点をまとめている。

軽水炉安全性研究に関係した分野におけるFPの挙動研究は、この様にガス状のFP或は揮発性のFPについてに限られているといつても過言ではない。本稿に於ても、主としてガス状或は揮発性のFPに限って、これらの挙動研究に於ける問題点や現状、それを解決する為に我が国で行うことが望まれる実験的方法などについて簡単に記述していきたい。

### B.2. 安全評価におけるFPの役割

安全評価で重要となるFPの役割としては、次に示す3種類に分けて考える事が出来るであろう。

- (1) 評価する事故の初期条件を定める。
- (2) 燃料破損、或は破損伝播の駆動力となる。
- (3) 燃料破損によって被覆管外へ放出されて、各種の放射線事故をひき起す。

この中で、(1)の分野は燃料の通常時の挙動を知る上で必要不可欠であるばかりでなく、続く(2)及び(3)の分野の規模を定めるものとして重要な役割をもつ。他の分野に比較すると、(1)の分野の研究の数は多いといえよう。

(2)の分野については、主として冷却材喪失事故時の燃料棒のふくれ破裂に関係した分野での研究が進められている。高速炉における破損伝播の研究の一環としても、精力的な研究が行われている。

(3)の分野については、通常運転時の被曝を実行可能な限り低くおさえる、所謂 ALAP に関係した領域での研究が多く行われている。また、各種の工学的安全装置の機能や、FP の移行過程の研究を含めて、立地審査のための冷却材喪失時の仮想事故条件下での挙動研究も進んでいる。1次冷却系へ放出される FP の量から考えても、通常運転から仮想事故までのきわめて広い領域を埋める、より現実的な各種の事故時についての研究としては特別のものは少ない。安全解析に於ても、通常時の被曝と仮想事故時の被曝については計算され判定規準との比較が行われているが、各種事故時には、事故によっても燃料が破損しないとするか或は、破損しても一次系に放出される FP の量は仮想事故時より少ないので安全であるとの論旨が多くつかわれている。破損した燃料から1次冷却系へ放出される FP の量については、破損の状況や破損後の温度分布などに関連づけたものは余りない。通常運転の経験や人工欠陥燃料のデータを基にした、パーフォレーション燃料を炉内に入れて運転或は出力変動や運転を停止した時に、燃料棒内に蓄積している FP が如何なる速度で放出されるかという事の追究に努力が集中している。被覆管の破損部を通しての、拡散などのマイクロなプロセスに分解した放出モデルではなしに、統計的な変動を含んだ炉心全体の挙動としてとらえ、巨視的なモデルを作っている。また、仮想事故時の FP の一次系への放出も、ECCS が作動して炉心の冷却可能形状が維持され、成功裏に終了した場合については解析されていない。即ち立地審査を行うのが目的であるこの解析に於ては、燃料棒内に内蔵されていたガス状の FP が100%放出されると仮定する事を要求している。

この様に、現在行われている安全解析に於ては、実際に起り得る可能性のある事故に際して、周辺公衆や従業員がどの様な被曝を受けるかという現実的な問題に対する解答は含まれていない。

これらの問題に解決を与えるためには被覆管の破損部から、FP がどの様に1次系へ放出されるかだけでなく、放出された FP が1次系内、外へ或は周辺環境へ移行するかというサブモデルが必要となろう。一次系内、外での相変化、化学反応、吸着、溶解、粒子拡散、粒子衝突、沈澱、塊状集積化、リエントレンメントなど各種の過程毎の詳しい情報が必要であろう。勿論、FP の化学或は物理形態についても、正確に知る必要がある。現在、我々には、これらサブプロセス単位での情報が欠如しており、詳細な移行の記述モデルがたてられない状態であるといつて良い。これらの過程ごとに物理的理解を深め、現在採られている経験的なモデルを補足すると共に、その内挿外挿を行っていく必要があるかと思われる。現在の殆どどの事故解析例では、仮に燃料の少量の破損があっても、一次冷却系の圧力バウンダリは健全であるとされている。この場合は、経験的な現在の通常運転時の FP 除去経路がそのまま適用でき、単に線源項だけを現在のバランスの式に於て増大させるだけで良いかなどを検討する必要がある。

### B.3. FP 移行過程の分類と必要研究テーマ

軽水炉安全性研究に関するFPの挙動研究を考える上で、その移行過程に従って分類して考えると整理しやすい。これを図B-1に示す。同図に於て、〔Ⅳ〕一次系破損時のFP挙動、〔Ⅴ〕FP除去研究、〔Ⅵ〕被曝量評価の研究については、狭義のFP挙動研究には入らないと考えて、ここでは検討を除外する。図B-1に示した分類に従って、FP挙動研究の現状と今後の研究課題をまとめると表B-1のようになる。特徴的な事は、是迄の研究が通常運転時と設計想定事故時（後者に就いては、主として図B-1の〔Ⅳ〕、〔Ⅴ〕及〔Ⅵ〕の分野であるが）に集中している事である。今後は、両極端の中間に位置する過渡変化や各種事故時の挙動、動的な変化の様相などに取り組む必要がある。

先に挙げた文献<sup>(25)</sup>に、NRCは過渡或は事故時のFPの放出に関する知見を深めるために継続している実験を紹介している。それらは次のとおり。

#### (1) ハルデンHBWRでの照射実験

(1-1) 短尺予圧型燃料棒の出力をステップ状に低→高出力に変化させ、この時の燃料温度、燃料棒内圧変化を調べる。

(1-2) 4本の燃料棒からなる計装燃料を用いて、事故温度条件下での燃料棒内でのガスの流れを調べる。

#### (2) ANLにおける炉外直接通電加熱実験

照射済の軽水炉燃料ペレットを、LOCA、RIA或は流路閉塞などの事故を模擬する様に通電加熱して、燃料のスエリングとFPガスの放出モデルを作成するデータを得る。

#### (3) HNLにおける炉外FP移行実験

(3-1) FPと燃料、被覆管、冷却材などの相互作用が生じたあとの物理・化学形態

(3-2) 燃料棒が破損した後のギャップへのFP放出率及びギャップからの逸出率

(3-3) 試験方法の評価と標準化

ここでは、ペレットの表面にFPを模擬した $C_5I$ 、 $C_5OH \cdot H_2O$ 、 $T_eO_2$ などをコーティングしたものを誘電加熱炉に入れ、温度を上昇させている。そしてこの時放出されるFP核種の各プロセス毎の移行を空気中と蒸気中で調べている。

これらをも参考にして、我が国で今後行うべきFP挙動研究の実験分野の一例を案としてまとめると、表B-2の様になる。各種のサブモデルを総合したモデルについての検証的なインテグラル実験を最終的に炉内で行うことは必要であることは言う迄もない。PCM実験などで、燃料破損を炉内で生じさせた時は、この種のモデルの検証実験に最高の機会の一つであるといえよう。

### B.4. まとめ

軽水炉安全性研究の一環として、FPの挙動研究を行う事を通じて、燃料の定常時の挙動についてより良い理解が出来よう。また異常な過渡変化や事故時に生じると考えられる燃料破損の機構解明に有用であるだけでなく、破損後の放射能の影響を評価する際にもより実際の解析を可能にしよう。現在の安全評価で十分に保守的に採られていると考えられる各種の解析の仮定や規準類の実際上の余裕度を定量的にあらわす事に役立つ。

また、破損機構の解明や破損後のFP放出挙動の研究を通じて、燃料破損検出や事故拡大防止方法の発展にも貢献しよう。

通常運転時のFPの挙動を、軽水型動力炉を運転する中で各種のデータを蓄積することによって研究することも大切であることは当然である。しかし、この分野では、基礎研究の系統化が遅れていた感もあるので、今後一層精力的に系統立った研究を重ねて、必要なデータを獲得していく必要がある。

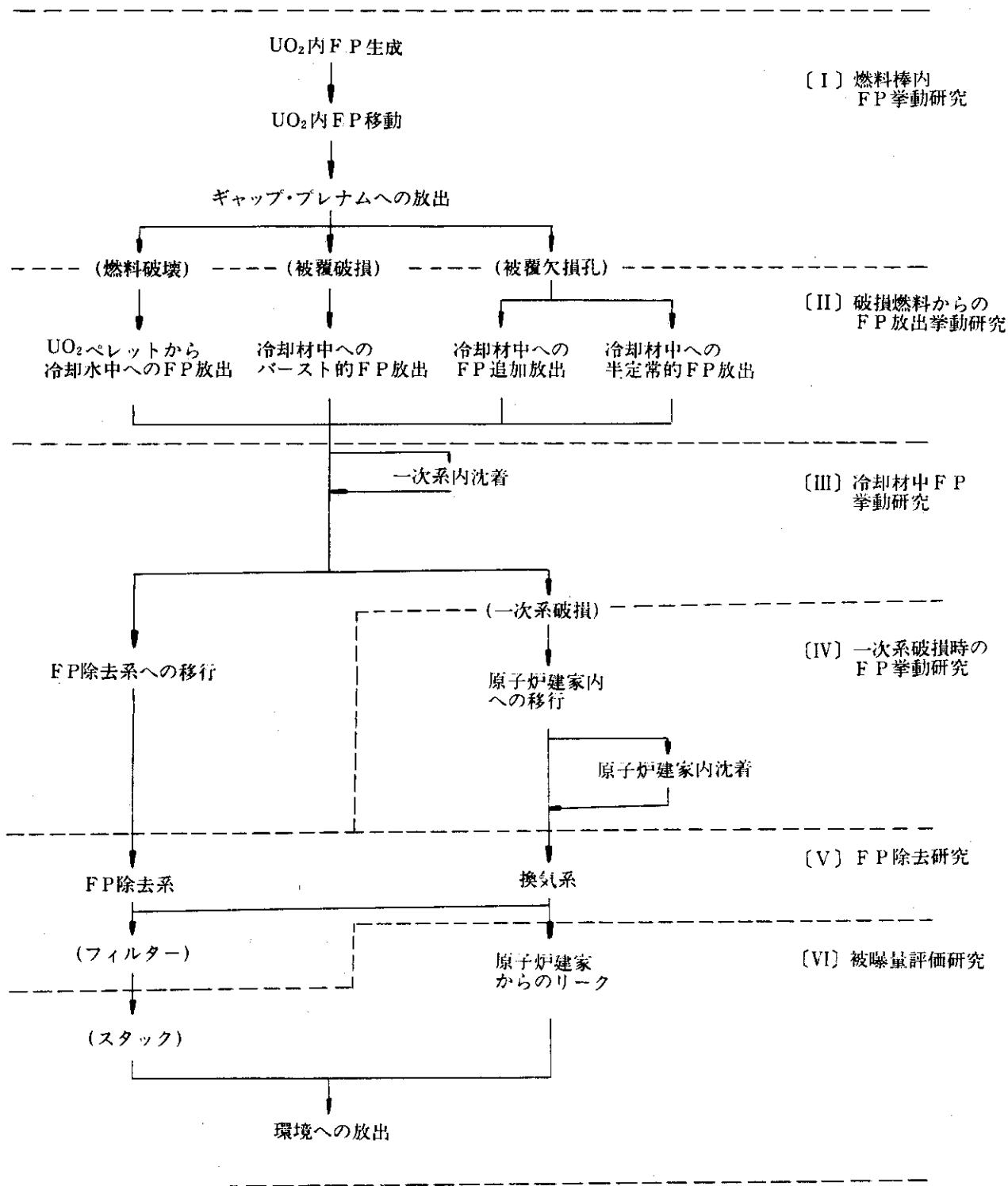


図 B-1 FP の放出挙動と主要研究項目の分類



表 B-1 FP挙動研究の現状と今後の研究課題

FP移行過程による分類	FPの挙動	研究の現状	今後の主要研究課題
I 燃料棒内FPの移行	<p>UO<sub>2</sub>内FPの生成</p> <p>UO<sub>2</sub>マトリックスからギヤップ、プレンナムへの移動及び放出</p>	<p>生成率などについてのデータは揃っている。</p> <p>各種の現象を解析したモデルや、実験式が発表され、高温、高燃焼度までの定常放出についてのデータは揃っている。過渡放出についてのデータは限られている。パーフォレーションがあっても水は燃料棒内のFPの挙動についてはデータが乏しい。</p>	<p>1. 生成したFPの化学、物理形態を温度や環境の函数として知る必要がある。燃料、被覆管などとの相互作用を調べる。</p> <p>1. 温度分布や放出率の不確かさを取り除いた今迄以上に精度の高い実験を行って、現在のモデルの改良をする。(ギヤップ熱伝達率なども含む)</p> <p>2. RIA やPCM などの急激な過渡時及び燃料溶解時に放出されるFPについての知見を得る実験が必要である。</p> <p>3. パーフォレーションのある燃料棒からのハロゲンなどの追加放出のメカニズムを追究し定量化する実験を行う。</p>
II 破損燃料棒からのFPの放出	<p>応力腐食の触媒作用</p> <p>冷却材への放出</p>	<p>加外、炉内実験の結果FPとして放出されるよう素がシロロイの応力腐食に対してこれを加速する役割をもつことが断々定説となっている。</p> <p>パーフォレーション燃料がある時の定常放出については、人工欠陥燃料実験や、一定の割合でこの種の燃料を炉内表向したまま運転を継続している動力炉のデータから、放出率が経験的に求められている。設計想定事故の解析では、事故発生と同時に瞬時に発生した割合のガス状FPが放出されるとしている。</p>	<p>1. 系統的な炉内・外実験を計画して、特にBWRに多く見られる出力変化時の破損の機構や破損限界を確かめる必要がある。</p> <p>1. プレンナムに蓄積されたFPの量を正確におさえられるようにすると共に、そのFP破損後にUO<sub>2</sub>マトリックスから放出されたFPが破損部を介してどのように放出されるかのモデルを、破損の様子と関連させて作製する必要がある。</p> <p>2. 冷却材との相互作用によるFPの化学形態の変化を解明する。</p> <p>3. 事故によって、溶融したUO<sub>2</sub>ペレットが冷却水に直接接触するとUO<sub>2</sub>のフラグメンテーションがおこる。その微細化の程度と1次系へのFPの移行を関連させる。</p>
III 冷却材中のFP挙動	<p>1次系への沈着、蒸気相への移行、FP除去系への移行その他</p>	<p>通常運転時の平衡状態でのFPのremoval path及び、各ブローク毎の除去率は、動力炉の運転経験などから、データが蓄積され続けている。しかし、過渡時や事故時のように、異常濃度が高くなったり、システムの温度や圧力などが急変した時などを説明するデータは少ない。</p>	<p>1. 移行過程で生じる各種の物理、化学現象ごとのサブモデルをつくるべく、基礎的な実験が必要であろう。</p>

表B-2 FP挙動研究項目及び方法の一例

研究テーマ	現在までの知見	対象とするFP	炉内・炉外実験	実験方法例	備考
1. 燃料棒通過時挙動に与えるFPの影響 (1-1) ペレット→プレナムへの放出	定常時に限られている。希ガスのデータが主体である。	希ガス、ハロゲン及びTeなどの揮発性元素	炉外	(1-1-a) 照射済の燃料棒を、炉外で電気で加熱する。プレナムに放出される核種やその化学形態を温度及び温度上昇速度をパラメータに調べて調べる。 (1-1-b) FPスイープの出来るキャプセル実験を行う。スイープしたFPガスを上例のように調べる他、同キャプセルの燃料棒中心温度を測定しておいて、キャップ熱伝達率に及ぼすFPガスの濃度の効果をしらべる。 (1-1-c) ダイナミックFPトランスデューサーと燃料棒中心温度測定用T/Cのついた燃料棒を、できるだけ長期曝露し、各々のデータを採る。出力校正を正確にできる方法を講じる必要がある。	コーロドトラップ、ガスクロマトグラフ、クローゼンセルなどを利用する。製ケのペレットを含む相沢の燃料棒を試す。プレナムの雰囲気は、封入ガスである。燃料棒の縦、水平方向スキヤニングも併用する。 (1-1-a) の実験と比較するために、できるだけ温度制御方式を採ることが望ましい。仏国のSIOBE炉で、厚肉のジルカロイ配管(その中にT/Cを埋め込む)をつかった150mm長の燃料棒で、内蔵ガスをHe, Ar, Kr, Xe, H <sub>2</sub> Oとかえた実験例がある。 プレナムへの定常放出の総合モデルの検証のための実験を計画する必要がある。ダイナミックFPトランスデューサーによってペレットの欠けなどのFP放出に及ぼす影響を知る。
2. 破砕燃料からのFPの放出 (2-1) ペレット→プレナムへの放出	殆んどない。	希ガス、ハロゲン他揮発性元素及び親水性元素核種	炉外	(2-1-a) 炉内・炉外に同様の実験を行う。 (2-2-a) 炉外高温・高圧ネループ 閉気中で(2-1-a)と同様の実験を行う。プレートアウトや精製系統などによる除去効率、気水分配データなどを採ることも可能である。	ラプチャの方法としては、核燃料棒に予め人工欠陥をつくっておく方法と、内圧バーストさせる方法などがある。
(2-2) プレナムキャップ→冷却材への放出	バーフォレーション燃料についての放出率のデータはある。	希ガス、ハロゲン他揮発性元素及び親水性元素核種	炉内・炉外	(2-2-b) NSRRのバースト試験に供したキャプセル内のFPの量や破損状況を系統的に調べる。破損の状態と放出率の関係を求める。 (3-a) 冷却材に放出されたFPの挙動について、考えられるプロセスを列挙し、そのプロセスごとの特徴的な現象を単純化した炉外実験で研究する。	放射化した最初と最後に燃料棒の封入した元素と、FPとして新たに生成した核種の挙動の差を調べて、核種性の差を検討する。 破損を現象中に発生させて、それが検知される迄の時間経過をいかに測る実験も必要である。 また、圧力を変化させたりして、破損部を介して燃料棒内への冷却水の出入りを生じさせ、ウォッシュアウトの効果を調べる。 実験の原子炉の事故とは非常に条件が違うがNSRRのキャプセル内やガス分析を時間経過を追って行うことは、有意義であらう。
3. 冷却材中のFP挙動	運転実績データ、ヨウ素の気水分配率、プレートアウトなどはかなりデータがある。	ハロゲン、UO <sub>2</sub> 粒子、粒子状核分裂生成物	炉外		

**付録 C PCMワーキング・グループの構成員および  
活動経過**

**C.1 構成員**

安全工学部安全工学第2研究室

平野見明, 黒柳利之, 武田常夫, 岩村公道

安全工学部反応度安全研究室

石川迪夫, 星 雄

安全解析部安全性コード開発室

飛岡利明

**C.2 活動経過**

回数	日付	討 議 内 容
1	7/14	所内PCM-WGの位置づけと, 今後の作業予定を決定
2	7/19	第一次報告書作製までのタイムスケジュールと作業分担を決定
3	7/22	PBFにおける実験結果, および実験計画の文献調査報告
4	8/ 3	動力炉(PWRおよびBWR)の事故時過渡変化の調査結果報告
5	8/19	燃料の破損メカニズムのまとめ, 二相流過渡熱伝達の問題点の報告
6	9/ 8	高速炉燃料過渡時挙動解析コードにおける燃料破損クライテリアの報告 NSRRプログレスレポートの報告
7	9/17	PCMの範囲に関する検討 PCM研究におけるFPの問題の検討 第一次報告書の目次, 執筆の分担, 内容の決定
8	10/8	報告書の原稿配布
9	10/12	報告書原稿の検討
10	10/14	報告書の編集

## 付録D JM-PCM計画の問題点

本文で述べた様に、JM-PCMは3年以上の準備計画期間があったにも拘らず中断された。中断の理由は、種々挙げられる。その主要なものは、炉内PCM実験に対する requirements を明確化することが難かしく、担当者間で実験に対するイメージのくい違いがあったことと、汎用炉であるJMTRの改造に余りに沢山の予算と時間がかかり、計画を遅延させたことであろう。

本節では、JMTR側の問題点をまとめておこう。

## (1) 安全審査関係

JM-PCMの舞台に予定されていたOWL-2は、昭和44年1月に設置許可を受けた。この設置許可では、同ループを使用しバーンアウト実験を行なう可能性を認めてはいたものの、実際にPCM実験を開始するに当っては再審査の必要があると考えられた。当時はALAPの思想が導入される以前であり、現在一般的に行なわれている方式での平常時被曝評価は行っていなかった。本実験開始に先立って、平常時被曝の計算は必須である。ここで実験中に放出されるFP量は評価の基礎となる数値であるが、実験規模として最大のものを想定し、最も保守的な放出モデルを採ると相当多量のFPが一次系に放出されることとなった。その除去対策の装置を新設する必要が生じた。

## (2) OWL-2の改造

実験中及び実験後のループ1次冷却水の処理、実験後の試料取出、除染などの作業にあつて、従事者被曝の観点から現在のOWL-2は相当問題があると判断された。

この改造に相当の費用と期間が必要である。

また、破損部から一次系に飛び出した細い溶融 $UO_2$ 粒子と一次冷却水の急激な熱交換による衝撃的圧力波の発生が懸念された。この分野は、実験的裏付けに乏しく、推定方法によっては容易に1桁以上の不確さを生じる。このため、炉外実験を実施する必要にせまられ、一部を開始した。

流量制御精度を良くするために、また除染その他の実際の実験上の作業をより良く行うために、新たな炉内管を設置する必要性も検討された。

この実験には、苛酷なループ内汚染が予想されるので、化学除染装置の新設も必要となった。

## (3) 炉内計装

数少ない実験を有効に実施するためにも、燃料中心温度、被覆表面温度、燃料棒内圧、被覆管の伸び、燃料破損検出などの計装の他、一次冷却水の温度、圧力、流量などの諸量を計測する装置が必要とされた。JMTRでは、キャプセル計装の経験は多いが高温高圧のループ内での炉内計装の経験は殆んど無い。このため昭和50年度から前記炉内計装について技術導入を含めた技術開発を行い、昭和51年度後半には炉内での確性試験を行うという開発計画がスタートした。この分野での世界一流に対する遅れは大きく、今後早急に追いつく必要がある。

## (4) FP測定・分析関係

PCMによって破損した燃料から放出されるFPおよびウラン量の測定や分析は、本実験の重要な課題であった。この種の測定や分析を精度良く且つ迅速に行うためには、装置の新設や専用の計算機の導入の必要性に迫られた。

(5) 照射実験計画

我国唯一の汎用材料試験炉であるJMTRでは、PCMを含めた軽水炉安全性研究、高温ガス炉開発のための照射実験、RIやトリチウ製造、基礎的な照射実験とその需要は目白押しである。これらの長期照射実験計画に大きな変更をもたらすことなく、ループ大汚染の可能性を含むPCM実験を織り込むことは極めて難しい。