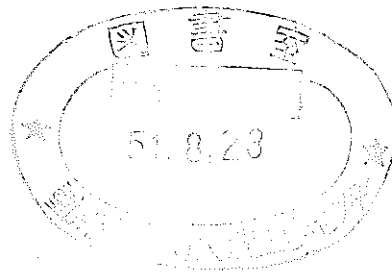


PNC<sup>T</sup> N241-69-43

区 分 交 更	
変更後資料番号	1776
決裁年月日	平成 13 年 11 月 30 日

## 米国のLMFBR開発計画(安全性)



昭和44年11月

動力炉・核燃料開発事業団

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

## 米国のLMFBR開発計画(安全性)について

はじめに

米国原子力委員会は商業用大型高速増殖炉の開発を最終目標としたLMFBR開発計画<sup>\*1</sup>を1968年に発表した。ここではその中の「安全性」編について紹介する。

又、このLMFBR開発計画に関連して、燃料の破損伝播実験の計画<sup>\*2</sup>がANLから発表されたので、これを簡単にまとめて添付する。

\*1 Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program Plan, vol.10  
Safety, WASH-1110, August, 1968

\*2 Fuel Element Failure Propagation Program Plan,  
ANL/MET-01, August, 1969

高速増殖炉開発本部

寺 垣 鉄 雄

# 目 次

序 論	頁
1. Task Area 10-1 Guidance Studies	7
Task 10-1.1 Plant Safety Analysis Studies	7
2. Task Area 10-2 Accident Analysis	12
Task 10-2.1 Codes for Analysis of Initiating Accidents	12
Task 10-2.2 Codes for Analysis of Hypothetical Accidents	14
Task 10-2.3 Sodium Boiling	16
Task 10-2.4 Fuel Failure and Melting	19
Task 10-2.5 Post-Burst Phenomena	23
Task 10-2.6 Sodium Fires	25
Task 10-2.7 Fission Product and Plutonium Release	27
Task 10-2.8 Materials Interaction Phenomena for Accident Analysis	29
Task 10-2.9 Physical and Mechanical Properties for Accident Analysis	30
3. Task Area 10-3 Safety Systems and Instrumentation	32
Task 10-3.1 Core Protective Systems and Devices	32
Task 10-3.2 Containments and Consequence-Limiting Safety Systems	32
Task 10-3.3 Safety Instrumentation	33
4. Task Area 10-4 Special Studies	35
Task 10-4.1 Criteria, Codes, and Standards	35
Task 10-4.2 Probabilistic Evaluation	35
Task 10-4.3 Dissemination of Information	36
5. Task Area 10-5 Safety Facilities	37
Task 10-5.1 Analysis of Facility Requirements	37
Task 10-5.2 Steady-State Reactor Facilities	37
Task 10-5.3 Transient Reactor Facilities	39
Task 10-5.4 Safety Test Facilities	39

	頁
Task 10-5.5 Excursion Test Facilities .....	40
6. タイムスケジュール .....	41
7. 開発予算 .....	49
(付) ANLにおける燃料破損伝播計画 .....	51

LMFBR 安全性開発計画の主な目的は

- (1) 事故を現実的且つ確信をもつて解析し理解すること。
- (2) 事故を防止したり、事故結果を緩和するための安全系を開発し評価すること。
- (3) USAEO の試験施設や商業用高速炉の安全設計、敷地、建設、運転等に関する基準及びコードを開発することである。

このためまず事故の原因（誤動作や故障）を検討し事故の発生条件（反応度挿入や冷却材流量喪失等）をリストアップした（Table 10-II）。さらにこの事故発生条件によつて重大な結果に発生する可能性を詳細に検討して事故シーケンスを作り（Fig.10-2 及び 10-3）、安全性開発計画の方向づけを行なつた。

この安全性開発計画は次の 5 つの Task に大きく分類されており各々がさらに Sub-Task に分けられている。

- (1) Guidance Studies
- (2) Accident Analysis
- (3) Safety System and Instrumentation
- (4) Special Studies
- (5) Safety Facilities

これらのタイムスケジュールは Fig.10-1 に示されているが LMFBR プロジェクトにおける設計や安全評価の段階で安全性に関して特に重要な項目は優先して開発する必要がある。それらを最近の情報に基づき重要な順に以下にリストアップする。

## A. 最優先項目

### 1. 燃料棒溶融伝播

燃料棒溶融伝播事故は安全上及び経済上に重要な問題を及ぼす。もし燃料破損を検出して原子炉を停止するのに必要な時間よりも伝播速度が速いと、安全上重大な問題となり、又経済的には破損燃料を何本まで許して原子炉を安全に運転し続けることが出来るかという重要な問題がある。たとえ伝播速度がゆつくりしていても溶融伝播が起るならば燃料棒の寿命はかなり短くなるかもしれない。

### 2. ナトリウム沸騰

液体の Na が蒸気になると燃料の冷却が防げられ又大きな正のボイド係数を有するため安全上重大な問題となる。とくに

- (1) どのような状態のとき Na 沸騰が生じるか

- (2) どのような速さでチャンネルを通過するのか
- (3) どのような速さで炉心を径方向に伝播するのか等が問題になる。

### 3. 燃料集合体の完全性

燃料棒が破損したり炉心にボイドが購入された場合にそれが炉心の全領域に伝播する可能性があるため、その可能性を最小限に食い止める集合体が必要である。

### 4. 事故の定義（炉心保護系のための）

潜在的な事故原因（誤動作や故障）及び事故発生条件を十分に理解し炉心保護系に要求される項目を早めに関与する必要がある。

### 5. 安全上必要な計装

炉心の異常状態を検出あるいは予測するための計装は L M F B R プラントの安全保証上、いろいろな面に関連して重要である。

### 6. 炉心スランピング

現在ある炉心スランピングの計算モデルは将来の大型炉に対して十分現実的であるとはいえない。炉心スランピング計算モデルは燃料溶融事故に関する反応度挿入率の上限を与えるものであるから、より現実的なモデルを考える必要がある。

## **B. 他の重要な項目**

### 1. 設計基準事故の定義（格納容器及び事故結果制限系のための）

設計基準事故は格納容器や事故結果制限系の設計に必要なものであるが、現在のところ大型高速炉に対して明確な定義がなされていない。

### 2. ナトリウムの沸騰に伴う圧力波

仮想事故において多量の燃料が溶融するが、これらの炉心溶融物質が Na と接触すると Na が急激に沸騰し圧力波が生じる。現在のところその圧力波の大きさがわかっていない。

### 3. エネルギーの配分と吸収

仮想事故時に放出される核的エネルギーのうち、有効破壊エネルギーはどの位の割合を占めるか又ブラスト遮蔽体や炉容器等がそのエネルギーを吸収する能力はどの位かを算定する必要がある。

#### 4. エアロゾルの挙動

エアロゾルは放射性 Na, FP, Pu などを含むが、安全解析上重要な要素は格納容器内に浮遊する放射性物の濃度が時間と共にどのように変るかということである。

#### 5. 状態方程式と燃料の物性

仮想事故時に放出されるエネルギーを計算する上で重要な要素は燃料の状態方程式であり、これは燃料の物性（蒸気圧、比熱、密度）から導き出される。

#### 6. 溶融燃料の挙動

仮想事故時において多量の燃料が溶融するが、これが炉心支持構造物や炉容器などと接触した場合にどのような相互作用をするかを調べる必要がある。

#### 7. ナトリウム火災

一次及び二次系が破損すると Na 火災になる可能性がある。格納施設、機器、安全系にとつて Na 火災時に発生する圧力、温度の大きさは重要な問題となる。

#### 8. FPの放出

FPの挙動に関しては上記4項の「エアロゾルの挙動」でカバーされているがその他に安全解析上重要な項目として破損炉心、Na プール、構造物の表面にFPがどのような割合で分配されるかが問題となる。

#### 9. 気象学的拡散

事故時に格納容器から漏洩する放射性粒子やガスは Na が存在するため、その拡散状態は軽水炉と比較すると異なる可能性がある。

#### 10. 確率学的評価

安全系の信頼性を定量的に評価したり、プラントの安全評価を完全にするために統計的に故障データを適用したり、確率学的手法を用いることが必要である。



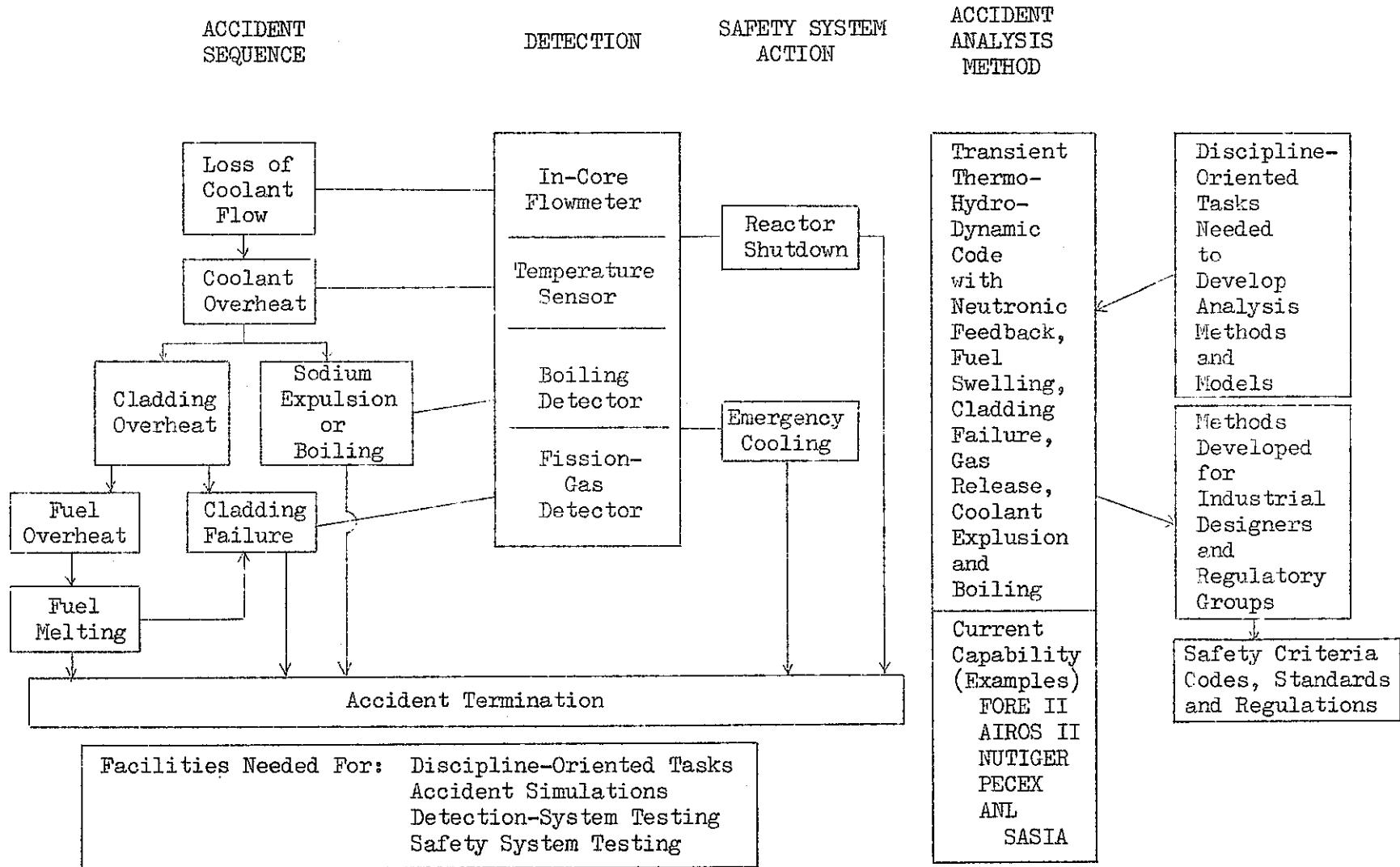
Table 10-II Categories and Examples of Accidents

Malfunctions and Faults (Sources of Accidents)	Initiating Conditions for Reactor Accidents	Hypothetical Accidents
<u>Plant</u>	Rapid reactivity insertion	Meltdown and reassembly (nuclear burst, boiling pressure pulse, melt- through, sodium fire)
Component failures, e.g., Steam generator	Continuous local overpower	Rapid coolant voiding (nuclear burst, boiling pressure pulse, melt- through, sodium fire)
Turbine	Loss of coolant flow	
Pump	Entrained gas in coolant	Core compaction from shock (nuclear burst, boiling pressure pulse, melt- through, sodium fire)
Heat exchanger	Loss of coolant	
Primary-system failure	*Cladding failure	Meltdown without reassembly (boiling pressure pulse, meltthrough, sodium fire)
Control system malfunction	Shocks within reac- tor vessel	
Operator error		Major sodium spray fire
		Major sodium pool fire
<u>Reactor</u>		
Control rod malfunc- tion		
Fuel rod bowing		
Fuel loading error		
Coolant channel plugging		
*Fuel cladding failure		

\*Can be considered either as a fault or an initiating condition



Figure 10-3 Typical Accident Sequence and Safety Program Approach



## Task Area 10-1 Guidance Studies

1,000MWe 級の Preliminary Safety Analysis Report を早急に準備することにより、安全上の特徴や問題点を正確に評価し開発計画の方向を正しく導くことができる。さらに安全審査の経験（近い将来には F F T F、遠い将来には L M F B R 試験炉）によつても得られるし、P F R、Na-2、PHENIX 炉等の安全解析書からも得られるであろう。

### Task 10-11 Plant Safety Analysis Studies

#### この目的は

- (1) 安全性に関する問題やそれらが L M F B R の設計に与える影響をより完全に理解すること。
- (2) 研究や試験によつて L M F B R 安全性開発計画をより発展させる為に必要な情報を得ること。
- (3) すべての関連する機関（メーカー、A E C 研究所その他）において L M F B R 安全性開発計画を有意義に検討できるように促進すること。
- (4) A E C の " 原子力発電所一般設計基準 " を L M F B R の概念設計にどのように適応させるかを評価すること。

#### Sub-Task 10-11.1 Survey of Potential malfunction and faults

まず原子炉及びプラントにおける潜在的事故の原因やその影響をリストアップする。それらを fault-tree の形で図面化し、原因、結果、それらの関連を結びつけ、これにより事故の発生条件（急激な反応度挿入や冷却材流量の喪失等）を明らかにすることができる。

#### Sub-Task 10-11.2 Definition of Initiating Condition for Reactor

##### Accidents

上記で調べた誤動作や故障を定量的に解析する。即ち誤動作や故障の結果として原子炉も含めたプラントの各部分がどのような動的特性を示すかを解析する。これらの計算結果を事故発生条件に関するインプットパラメーターとして適当な形で表わし、次の Sub-Task 10-11.3 の事故解析が行なえる様にする。

#### Sub-Task 10-11.3 Analysis of Initiating Accidents

プラント機器等の誤動作や故障或いは原子炉内の外乱によつて原子炉がどのような挙動を示すかを詳細に解析する。少なくとも次の効果を考慮する必要がある。核的フィード

バック、集合体内の熱水力的効果、boiling と voiding、燃料のスウェリングと被覆管の破損、制御棒の挿入、他の安全系の動作、検出器の遅れ、炉心保護系など。

事故の発生条件（反応度挿入率や冷却材流量減少率等）と炉心破損（燃料溶融の割合）との関係を定量的に解析することによつて非常用冷却系や非常用停止装置のような炉心保護系の設計の基礎を得ることが出来る。

#### Sub-Task 10-1.14 Analysis of Core Protection System

上記の解析に基づいて炉心保護系の解析を次の項目について行なう。

- (1) 異常状態を検出する方法の解析、即ち検出系の応答時間の詳細な評価、利用性、信頼性、重複性、フェイルセーフなどの解析。
- (2) 安全系の運転の詳細な解析、即ち期待すべき性能の正確な記述、信頼性、試験能力、重複性などの解析。
- (3) 事故計算、即ち検出器や安全系の作動を考慮に入れて、事故発生条件に関するインプットパラメータと炉心破損範囲の関係を計算する。安全系の性能が低下した場合についても計算を行なう。
- (4) 安全系が正常に運転した場合とその性能が低下した場合の両方について放射性物質放出の解析を行なう。
- (5) 安全系が正常に運転した場合とその性能が低下した場合の両方について崩壊熱除去の解析を行なう。
- (6) 提案された安全系と A E C の原子力発電所一般設計基準（非常用停止系と非常用炉心冷却系に関し）との関係を検討する。

#### Sub-Task 10-1.15 Analysis of Design Basis Accidents

格納容器やそれに関連した事故結果を制限する安全系に機能上要求される事項を明白にするために D B A の解析を行なう。Table 10-II にある仮想事故を解析し、D B A としてどれを取り上げるかを選定する。これらの事故には次の項目を解析する。核的逸走によつて放出されるエネルギー、Na 蒸気の発生、Na 火災、崩壊熱、これらの組合せ、放射性物質の放出等。

仮想事故の計算に少なくとも次の点を考慮する必要がある。

- (1) 核的エネルギーの放出
  - (a) 炉心の溶融による再集合や Na の voiding や shock compaction によつて決まる最大反応度挿入率の決定。
  - (b) 上記の最大反応度挿入率によつて放出される核的エネルギーの計算（この計算に際してはドツプラー効果、状態方程式のデータ、炉心領域及び形状等を考慮に入れ

る必要がある。)

- (c) 最適な方法によるエネルギーの配分の解析並びに有効破壊エネルギーの定義づけ。
- (2) 冷却材の沸騰による圧力波の解析(炉心溶融(再集合はしない場合)に伴う圧力波及び核的逸走に伴う圧力波を含む)
- (3) Na 火災による圧力、温度の解析(一次系破損に対する適切な原因の定義づけや、スプレー火災、プール火災の解析を含む)
- (4) 放射性物質の放出、移行、制御(放射性物質、FP、Puを含む)
- (5) 非常用冷却系や固有の冷却系によるDBAの後の崩壊熱の分布及び制御
- (6) 格納容器や事故結果制限安全系に機能上要求される事項を十分明らかに出来る程度にDBAを最終的に記述する。

#### Sub-Task 10-11.6 Analysis of Containment and Consequence-Limiting Safety System

上記の解析に基づいて格納容器の設計を十分に検討する必要がある。又事故結果制限安全系の解析は次の項目について行なう必要がある。

- (1) フィルター系
- (2) 熱除去設備
- (3) 長期間にわたる崩壊熱除去系
- (4) エアゾル沈着手段
- (5) その他

さらに格納容器の漏洩率(設計圧力における)の解析及び周辺に放出される核分裂生成物の計算を行なう。

軽水炉に比較しNa炉からの放出が気象学的にどのように異なるか、を解析し、又格納容器や事故結果制限安全系の性能が低下した場合についても解析する。

#### Sub-Task 10-11.7 Preparation of PSAR-Like Document

以上の研究に基づき Preliminary Safety Analysis Report (PSAR) に相当するものを準備する。その内容としては次の基準等に答えたもの即ち10 CFR Part 50 の50.34章, A Guide for Organization and Contents of Safety Analysis Reports, General Design Criteria for Nuclear Power Plant Construction Permits.

もし、これらの基準が適応できなければその基準を修正したり、新しい基準を提案したりする。

さらに適当な時期に AEC Regulatory staff や ACRS に対して安全基準や事故解析方法、DBA等について文書又は口頭で説明の機会を作る。

この PSAR-type document には次の項目を含める。

- (1) 敷地と環境 —— 気象と地震

(2) 原子炉及びプラント

各機器、系統、プラント全体の説明。設計基礎の選定。假定された設計の基礎についてはどのようなデータが不足しているとか、どのようなR & Dが必要であるとかを明記する。

通常及び異常運転時における冷却系の熱除去能力を十分説明する。プラントの安全運転のために必要な補助系あるいは非常用系も説明する。

(3) 格納容器の設計

設計の基礎、初期及び定期的検査、主要な機器及び関連系統の説明並びに風、洪水、地震に対しても格納容器がその完全性を保つ能力などの説明。

(4) 事故結果制限安全系

系の設計及び運転のために実証された経験及び必要なR & Dの説明。

(5) 安全保護系に必要な計装及び制御の説明。

(6) 通常及び非常時用の電源の説明。

(7) 放射性物質の廃棄系

周辺に放出の可能性のあるガス状廃棄物、並びに軽水炉に比較して運転員の放射線防護に関してどのような相異点があるかの説明。

(8) プラントの設計基準を実証するための試験のプログラムの説明。とくに設計上の不確定要素やそれらにより初期運転が制限される点について明記する。

(9) 詳細な安全解析

誤動作や故障が起つた場合の経過及び結果並びにそれに対処するプラントの能力を十分に記述する。

これには少なくとも、(1)保護系が作動しなければならない範囲、(2)保護系の故障による影響、(3)固有の安全上の特徴や炉心保護系の信頼性等を含んでいなければならない。

最後に公衆の安全性に関連してDBAの結果を記述する。

Sub-Task 10-118 Recommendation for Safety R & D Effort

安全性に関するR & Dや試験の必要性、計画、開発内容等に関して、それを定期的に評価し、提案することは安全性開発計画にとって意義のある指針となる。

(1) まず高速炉の設計、建設、運転等を行なうにあたって安全上どのような情報が現在必要であるかを明らかにする。

(2) 上記において必要であるとされた情報を得るためのR & Dや試験計画を現時点での問題や提案された指針に基づいて公式化する。

(3) 公式化されたR & Dや試験計画を成功裡に達成できるかどうかを評価し、又原子炉設計、安全審査、発電コスト等に対する影響を算定する。

- (4) 各分野において明確になつた安全性開発計画を達成するための相対的価値の算定、言いかえれば安全審査に対する能力や R & D コストに比較して発電コストがどの位節約できるかを算定する。



Task 10-2.1 Codes for Analysis of Initiating Accidents

通常運転している高速炉を損傷(構造的に)させたり、不安定な運転状態にする可能性がある初期の異常状態(事故の発生から炉心破壊の開始まで)を解析する計算方法を開発する。

現在、事故の発生を解析するコードには次のコードがある。

- (1) F O R E II ( General Electric )
- (2) A I R O S II ( Atomics International )
- (3) N U T I G E R ( Pacific Northwest Laboratory )
- (4) P E C E X ( Westinghouse )
- (5) S A S 1 A ( Argonne National Laboratory )

F O R E II は F O R E を改良したものであるが主な特徴は燃料と被覆材間のギャップの熱伝達係数を各時間ステップごとに計算できる点である。その他の特徴としては出力の型や中性子寿命や反応度係数を時間ごとに計算できる点である。

A I R O S II は A I R O S を改良したものであるが主な改良点は過渡時における冷却材及び燃料の相変化を非常に簡単なモデルで取り扱うことが出来ることである。又、4次の Runge-Kutta 法を使用し interval switching を行なっている。

N U T I G E R は熱伝達コード T I G E R に 1 点動特性方程式を加えたものである。このコードは 3 次元の熱水力過渡解析を行なうことが出来、F F T R の安全解析用に開発されたものである。

P E C E X は 1 点動特性方程式や円筒状燃料ピンの熱伝導方程式および普通のフィードバック方程式を解くことができる。流量変化や燃料内の相変化並びにチャンネル数は 3 つまで取り扱える。冷却材沸騰は含まれていない。

S A S 1 A は現在開発中のコードであるが次の計算 module を結合したコードである。即ち定常状態、Na の 2 相流、熱伝達、燃料のスウェリング及び被覆材の歪、核動特性、燃料の軸及び半径方向の膨張によるフィードバックなどを結合している。

現在のところ燃料スランピングや炉心溶融落下現象に関しては初歩的に取り扱ったコードしかなく、Na 泡の消滅を取り扱う方法や溶融炉心物質が Na と接触した際に発生する圧力波を推測する方法はない。又圧力波の伝播を正確に取り扱ったり、その結果起る変形、機械的影響、反応度フィードバックを取り扱ったものはない。又燃料破損伝播を取り扱うコードもない。

Sub-Task 10-2.1.1 Basic Code Improvement

事故の発生を解析するコード(例えば F O R E、A I R O S、P E C E X、N U T I G E R

など)について少なくとも2つの点を改良する。改良すべき第1の点は Na Voiding のモデルである。必要とする数学的モデルの開発は Sub-Task 10-2.3.3 で行なわれるが明確な実験結果がなくとも試験的なモデルをコードに取り入れて反応度挿入率の範囲や安全上の余裕の概算値を求める必要がある。

改良すべき第2の点は過渡時における燃料ビンのスウェリング、被覆材の歪、FPガスの放出などを取り扱うことである。

コードの改良は Task 10-2.4 の実験結果に基づいて行なわれるが、その結果が利用できるまでは次の効果を取り扱う必要がある。(1)燃料と被覆材の間のギャップが閉じた場合、(2)被覆材が膨張して冷却材流路を閉じた場合、(3)FPガスの放出によつて断熱された場合。

#### Sub-Task 10-2.1.2 Integrated Accident Code Development

ANLの Safety Analysis System によつて、事故解析コードを結合させる努力が長期的に行なわれる。即ち次の3つを同時に行なう。(1)個々の module を広範囲にわたつて能率的に受け入れることが出来るように main program (Control and decision module) を開発する。(2)それぞれの事故現象を記述する初歩的な module を開発する。(3)個々の module を新しい情報が開発され次第最新のものに改良する。

現在のところ初歩的な voiding module 並びに燃料のスウェリングや被覆材の歪を初歩的に取り扱うことが出来るので (ANL)、燃料の破損や激しい沸騰並びに空間依存動特性を開発する必要がある。一つの問題点としては、個々のチャンネルの計算を炉心全体にわたつて(核との coupling も含めて)統合することである。

#### Sub-Task 10-2.1.3 Development of Design Tool Codes

事故の発生を解析するコードがもつと十分に開発されるまでは、この Sub-Task では何も行なわれない。そのようなコードが開発された時点では設計基準をチェックしたり開発したりするために計算時間の短いコードの開発が必要となるであろう。

#### Sub-Task 10-2.1.4 Parametric and Sensitivity Analysis and Code Intercomparison Studies

この Sub-Task は Plant Safety Analysis Studies (Task 10-1) で行なわれる研究を補足する。Task 10-1 の研究は、特定の設計(例えば特定の燃料の型とか特定の炉心の高さ)に対して重点が置かれているが、この Sub-Task ではそれらの特定の設計には依存しない一般的な結果を得ることを目的とする。

潜在的な事故をパラメトリックに解析し、最も重要なプロセスや特性を確かめ、又炉内

計装、炉心保護系などに要求される事項の指針を得る。

感度解析を行なつて、物理的特性や物理的データの不確かさが原子炉の応答にどのような影響を与えるかを調べる。

又、いろいろなコードを比較して、炉心の挙動が各々のコードによつて異なる原因(計算モデルや計算方法の相異のため)検討し、それを訂正する。

#### Task 10-2.2 Codes for Analysis of Hypothetical Accidents

この Task は仮想事故解析用のコードを開発し改良することを目的とする。LMFBR で仮想事故として取り上げられている事故としては次の6つである (Table 10-II 参照)。

- (1) Meltdown and reassembly
- (2) Rapid coolant voiding
- (3) Core compaction from shock
- (4) Meltdown without reassembly
- (5) Major sodium spray fire
- (6) Major sodium pool fire

核暴走事故は次の3つの段階に大きく分けられる。(1)初期反応度挿入、(2)核エネルギーの発生、(3)エネルギー配分。現在最も開発されているのは2番目の段階であり(1)及び(3)に関しては相対的にほとんど開発されていない。2番目の段階を計算するコードには AX-1、CONEC、FARM、RAC、WEP、MARS などがある。

#### Sub-Task 10-2.2.1 Core Slumping Codes

炉心スランピングに伴う反応度挿入率を計算するための方法を開発する。この数学的モデルの開発は out-of-pile の模擬実験や in-pile の模擬実験さらには Safety Test Facility での実験によつて進められる。

このモデルには次の点を考慮に入れる必要がある。即ち(1)半径方向及び軸方向の中性子束分布、(2)炉心領域の配列、(3)燃焼度の効果。その他に考慮すべき点は(1)局所的反応度挿入によつて起る再集合率(例えば制御棒の ejection、燃料集合体の落下など)、(2)炉心が溶融落下したり崩壊した後の状態で炉心の一部が再集合する割合。

はじめの間は PREAMX コードや Persian らが開発した方法(各々の燃料ピンは溶融が開始した時にのみスランピングを起し始めると仮定し、又溶融燃料が落下する際の摩擦を考慮している)などを用いて仮想事故を解析する。

#### Sub-Task 10-2.2.2 Improvement of Reassembly Accident Codes

再臨界事故を解析する方法を長期間にわたつて改良していく。それらには核エネルギー

放出後のエネルギー配分に関する取り扱い方も改良する。現在の計算では運動エネルギーを等価のTNT量に置き換える段階で、核爆発速度がTNT爆発速度ほど速くないという可能性を無視している。これはプラスト遮蔽体やミサイル遮蔽体の設計に誤った要求をする可能性がある。その他改良すべき点は Sub-Task 10-2.5.1 の結果からも得られる。

はじめの間は最近開発されたMARSコードによつて再臨界事故時の核エネルギー放出の計算を行なう。

#### Sub-Task 10-2.2.3 Shock-Compaction Accident Codes

L M F B R 炉心に機械的な衝撃や力（蒸気泡の崩壊や他の激しい外乱）が加わつた場合の反応度挿入率及び放出されるエネルギーを計算する方法を開発する。

現在のところNa Voidingによる反応度フィードバックやmeltdown-reassemblyによるエネルギー放出に較べて shock-compaction による放出エネルギーは大したことはないと考えられている。しかしながら shock-compaction によつて放出されるエネルギーの潜在性を十分に算定できるようにその方法を開発する。

#### Sub-Task 10-2.2.4 Boiling Pressure-Pulse Codes

核暴走後に高温（又は溶融）燃料が Na と接触したときに発生する圧力波を計算する方法を開発する。はじめは Hicks や Menzies によつて示された方法を使用し、その後より精巧な procedures を開発し、溶融燃料が Na と接触を開始してからの圧力変化（意味のある時間まで）を明確にする。

又 Sub-Task 10-2.3.4 の結果によりさらに改良していく。

#### Sub-Task 10-2.2.5 Molten-Fuel Behavior Codes

溶融燃料の挙動を計算する方法を開始する。即ち溶融燃料の大きさ、溶融燃料内の温度分布並びに溶融燃料が炉心支持板や圧力容器壁や格納容器（コンクリート又は鋼）などを attack する割合を計算する。溶融燃料からの FP や燃料の蒸発並びに溶融燃料が液体 Na 雰囲気にある場合の熱的、機械的、化学的効果も考慮する。又 Sub-Task 10-2.8.5 の結果によりさらに改良していく。

#### Sub-Task 10-2.2.6 Energy Absorption Codes

炉容器やプラスト遮蔽体や格納容器のエネルギー吸収能力を評価する方法を開発する。これらのコードは仮想事故時の負荷、たわみ、変形を推測することが出来るようにする。最初是一次元（球形）のコードを完成させ、その後2次元のコードを開発し、もし可能なら三次元のコードへと進む。

#### Sub-Task 10-2.2.7 Sodium Fires Codes

Na のプール火災やスプレー火災による格納施設内の圧力、温度、放射能を計算する方法を開発する。プール火災解析コード(例えばS O F I R E)を改良し、又、スプレー火災や激しい噴出火災解析用コードも追加する。これらのコードは大きなスプレー火災時の圧力変化を計算でき又 Na 火災時に発生する Na — 酸化 Na エアロゾルの濃度、粒子サイズ、沈着率を計算できるようにする。

#### Sub-Task 10-2.2.8 Fission Product Behavior Codes

仮想事故時のFPの挙動を計算する方法を開発する。固体燃料、液体燃料、蒸発した燃料から Na 中へ放出される代表的なFPの放出率の計算、又 Na から格納容器へのFPの放出、移行、沈着の計算を行なう。特に重要なことは格納容器内のFPとNaエアゾルの相互作用並びに格納容器内で airborne として残るFPやPuの放射能が時間と共にどのように変化するかということである。

#### Sub-Task 10-2.2.9 Meteorological Distribution Codes

格納容器から周辺に漏洩した放射性物質の挙動を計算する方法を開発する。最も良い方法は軽水炉の安全解析用に開発された計算方法をNa冷却炉用に修正することである。その修正に考慮すべき点は、格納容器建屋からの流出物(Na — 酸化Naエアロゾル、FP、燃料)が大気中の酸素、水、二酸化炭素などと反応する点である。

#### Sub-Task 10-2.2.10 Parametric and Sensitivity Analysis and Code - Intercomparison Studies

Sub-Task 10-2.1.4 と全く同じように(ここでは仮想事故解析用のコードに適応させるが) Plant Safety Analysis Studies を補足する。

#### Task 10-2.3 Sodium Boiling

Na の過渡沸騰で最も関心のあるのはスーパーヒート、ボイドの成長、ボイドの消滅に関する現象並びに、溶融燃料と冷却材との接触によつて発生する圧力である。

##### (1) スーパーヒート

スーパーヒートに関する実験結果はいろいろあるがそれらは非常に広範囲に渡っている。このことはスーパーヒートに影響を与える要素が沢山あることを意味している。即ち表面の状態、表面の経年効果、圧力、圧力-温度の経歴、熱流束、流速、流体の純度、加熱方法、放射線によるイオン化などがある。これらのうち表面の経年効果に関しては2つの異つた説がある。(a)スーパーヒートは時間と共に増加する。これは大きな Nucleation

site が時間が経つと共に洗われてしまつたり或いは完全に濡れてしまうため (b) コロージョンによつて表面の粗さが増すためにスーパーヒートは時間と共に減少する。一般に系の圧力が高い場合、熱流束が大きい場合、Na 中の酸化物やガスが多く含まれている場合はスーパーヒートは小さくなる。

(2) ボイドの成長と消滅

ボイドの成長メカニズムに関して2つの考え方がある。即ち(a)ボイドは一つの泡として成長するという説 (piston-type)、(b) 沢山の泡として成長するという説 (two-phase)

ボイドの消滅メカニズムに関してはほとんどわかつていない。

(3) 溶融燃料と冷却材の接触による圧力

溶融燃料が冷却材と接触したとき大きな圧力が発生するという事は軽水炉でも認められている。とくに S P E R T の実験により、この問題は大きく取り上げられている。

現在いろいろな炉心物質に関する実験報告がなされているが熱伝導率の低い酸化燃料に関してはほとんど研究されていない。

Na 沸騰の目的は

- (1) 異常時や事故時に原子炉チャンネル内で起る Na 沸騰、逸出、ボイド消滅に関してその開始及び経過を推測するのに必要な情報を得ること。
- (2) 溶融あるいは fragmented 炉心物質が Na と接触したときに発生する圧力の発生経過を十分理解すること。
- (3) 実験的に立証された数学的モデル (チャンネル voiding や激しい沸騰に関する) を事故解析用コードに取り入れること。

Sub-Task 10-2.3.1 Basic Studies of Boiling in Fixed Geometry

現在スーパーヒートに関する実験結果は非常にばらついており、いろいろな説がある。実際の原子炉条件下でスーパーヒートはどの程度あるかを十分理解するまで実験を続ける。とくに表面の経年効果 (surface aging) や放射線によるイオン化の研究をする必要がある。

チャンネル Voiding の数学的モデルを、確実な根拠に基づいて開発するために過渡時のボイドの成長や消滅に関して実験及び理論研究を行う。過渡時においては一つの大きな泡として発生するのか或は沢山の小さな泡として発生するかという問題やボイドの消滅による圧力波や冷却材の再流入の割合に関する問題などを解決する。

これらの研究には高熱流束ヒーター、X線カメラ、沸騰検出器などが必要である。事故時に逸出する速度を制限すると思われる2相流の臨界流に関しては、その範囲がわかつていないので2相流に関する研究を行なう。又、スーパーヒート、ボイド率、蒸気質、スリ

ッブ比、表面熱流束などの相互関係を定める。

#### Sub-Task 10-2.3.2 Simulations of Voiding in Reactor Geometry

実際の形状におけるスーパーヒート、ボイド成長、ボイド消滅、2相流の効果を調べるために、複数のヒーターピンを用いて冷却材の挙動を模擬する out-of-pile の実験を行なう。

まず最初に行なわなければならない重要なことは長尺の高熱流束ヒーターの開発と原子炉で用いられている集合体のようにヒーターを束ねる方法の開発である。さらに冷却材の挙動を観測する方法や局所的な温度・圧力を測定する方法の開発も必要である。

#### Sub-Task 10-2.3.3 Mathematical Models of Channel Voiding

数学的モデルは、まず沸騰の基礎的研究や out-of-pile 実験の結果から開発され、さらには燃料破損の in-pile 実験の結果からも開発される。

現在あるモデル (VOID, BURP, TRANSFUGUE II, MacFarlane's など) を模擬実験の結果によつて再評価する。単一チャンネルモデルをもつと現実的な複数チャンネルが扱えるようにし、臨界流の関係をとり入れる方法を開発する。

#### Sub-Task 10-2.3.4 Basic Studies of Violent Boiling with Molten or Fragmented Fuel

溶融したり fragmented になつた高温の炉心物質が Na と接触した時に激しい沸騰が起り、その結果どれ程の圧力波が発生するかを調べるために、その激しい沸騰に関する基礎研究を行なう。

加熱した金属球から水または Na への熱伝達の割合を調べる実験を行ない、さらに溶融物質やセラミック燃料の場合についても実験を行なう。冷却材中で電氣的に急激に加熱する方法や thermit-type 化学反応を利用する方法によつて溶融燃料を急激に発生させることができるであろう。

#### Sub-Task 10-2.3.5 Mathematical Models of Violent Boiling with Molten or Fragmented Fuel

数学的モデルはまず上記の基礎研究の結果から開発され、又、燃料破損の in-pile 実験の結果からも開発される。

実験によつて次の関係を定量的に得ることができるであろう。即ち、(1)燃料及び冷却材の量 (2)それらの温度 (3)degree of subdivision (4)degree of confinement (5)発生する圧力

## Task 10-2.4 Fuel Failure and Melting

燃料の破損及び溶融に関する事故を十分理解することにより、安全余裕を正確に定め、さらに検出器や炉心保護系に機能上要求される事項を明確にする。又事故時の反応度挿入率や再集合率の適正な上限を得ることができる。

この Task の目的は

- (1) 反応度係数に影響を及ぼす燃料ピン内部の変化のメカニズム及びその結果を理解すること。
- (2) 破損燃料の挙動を理解すること。
  - (a) 通常運転における燃料ピンの破損メカニズム及び破損しきい値
  - (b) 燃料ピン破損伝播率及びメカニズム
  - (c) 燃料集合体の破損伝播率及びメカニズム
  - (d) 燃料溶融、炉心スランピング、炉心崩壊、分散などに関連した燃料の移行割合及び範囲
- (3) 燃料が破損溶融する過程及びその結果に関する数学的モデルを実験によつて立証すること。
- (4) 過渡時及び定常時における燃料ピンの破損しきい値を確証し原子炉設計者や安全解析者が安全余裕（運転状態から事故が発生するまで）を判断できるようにすること。

### Sub-Task 10-2.4.1 Catalog of Fuel Failure Incidents

第7編「Fuel and Materials Program」の中で次の評価を行なうことになっている。即ち EBR-II、BR-5、DFRその他の原子炉において実際に経験した燃料破損事故のデータを評価し、燃料破損が何故起つたか、又、どのように起つたかを調べる（Sub-Task 7-3.3.1）。

関連する全てのデータを集めたり、安全性に関する実験結果を定期的に比較検討することにより、重要なパラメーターをより効果的に調べる。

### Sub-Task 10-2.4.2 Basic Studies of Internal Effects in Fuel Pins

燃料が破損する前に起る燃料ピン内の反応度変化を実験と理論の両方から研究する（Task 7-2.5 と Task 7-6.5）。特に問題となるのは通常状態から破損限界近くまで運転した場合のドブブラー効果と軸方向膨張による反応度変化である。混合燃料体内で Pu がウランから偏析するとドブブラー効果が減少するわけであるが、その量を計算によつて算定したり、in-pile や out-of-pile 実験によつて偏析が起るかどうかを調べる。又実験によつて軸方向膨張による反応度で確かめる。



Sub-Task 10-2.4.3 Out-of-pile Simulations of Fuel Element Failure Propagation

燃料破損伝播に関して冷却材の水力学的影響を調べるための実験を行なう。この場合最初の破損原因としては、

- (1) F P ガスの放出或いはカバーガスの混入による Na の Voiding
- (2) 機械的破損、異物、腐食生成物などによる冷却材流量の喪失
- (3) 彎曲、圧力波、スウェリングなどによる機械的破傷
- (4) 燃料の溶融と expulsion

この実験で変化させるものはガスを導入する方法、位置、割合などである。水ループによつてガス泡の生成、大きさ、流れ、或いはそれらが冷却材流量に与える効果を観察し、又 Na ループによつて確認する。

この sub-Task は第7編「Fuels and Materials」の中の Task 7-3.3 (Defected Fuel Element Behavior) と関連している。即ち Task 7-3.3 の Out-of-pile 実験では次の項目を研究する。欠陥燃料ピンは、(a)スウェリングを早めやすいか。(b)被覆材損傷が増加しやすいか。(c)通常運転状態で燃料が washout されやすいか。

Sub-Task 10-2.4.4 In-Pile Tests--Steady-State Reactors

ここでは破損燃料の挙動及び異常運転によつて燃料が破損した後の結果を研究するための実験を行なう。破損のモードやその結果起る現象を調べることにより破損が隣接燃料ピンに伝播するか或は隣接の集合体さらには炉心全体まで破損が広がる可能性があるかどうかを決める。

これらの実験のパラメーターとしては、(1)事故の種類(冷却材流量の喪失や冷却材のボイドなど) (2)燃料のタイプ (3)出力密度 (4)燃焼度(F P ガス圧、被覆材の照射) (5)欠陥の型を考慮しなければならない。又測定すべきパラメーターとしては、(1)燃料、被覆材、冷却材の温度 (2)形状変化(たとえばスウェリング) (3)F P ガス圧 (4)冷却材の不純度(F P も含む) (5)冷却材流量 (6)破損までの時間 などがある。

以上の実験は2種類の装置を用いて行なわれる。即ち、(1)3本~7本の燃料ピンによる Capsule 型の小規模な実験 (2)7本~19本の燃料ピンによる package 或は integral loop の大規模な実験。

Sub-Task 10-2.4.5 In-Pile Tests--Transient Reactors

T R E A T のような原子炉を使つて過出力による燃料破損の実験を行なう。まず燃料ピン1本の実験によつて、(a)破損のしきい値を定める。(b)欠陥燃料の過渡特性を研究する。

(c)溶融燃料の movement の可能性を調べる。(d)欠陥被覆材から燃料が漏れ出るのを測定する。(e)燃料と冷却材の mixing 効果を評価する。又複数燃料ビンの実験によつて(1)熱伝達と水力学的効果を評価する。(2)燃料破損伝播の範囲と伝播率を測定する。(3)形状変化の結果を調べる。(4)冷却材の沸騰及び噴出の結果を調べる。

これらの実験のパラメーターは(1)燃料タイプ (2)燃焼度 (3)過渡出力などである。又測定すべきパラメーターは

- (1) 燃料、被覆材、冷却材の温度変化
- (2) 圧力変化
- (3) 形状変化(スウェリング、スランピング、分解など)
- (4) 燃料の偏析及び組成変化
- (5) FPの放出
- (6) 燃料と冷却材の mixing
- (7) 冷却材の噴出
- (8) 破損のしきい値

使用する燃料は、近い将来においては酸化燃料を用い1970年中頃から炭化物燃料やその他の改良型燃料を用いる。

#### Sub-Task 10-2.4.6 Large-Scale Simulations (STF)

大規模な(多集合体)過渡実験を行なうための長期計画が予定されている。この実験を行なうための施設は次のような能力を有する必要がある。即ち、(1)流動 Na 中で数個の集合体を急激に溶融することが出来、又 driver core に反応度のフィードバックを与えられること。(2)さらに長期間にわたり定常状態運転を行なえること。

現在ある炉(PBF、SEFORなど)を改造するか或いは新しい施設(Safety Test Facility)を必要とするかについては Task 10-5.4 で述べてある。

これらの実験によつて次の数学的モデルを立証する。

Sub-Task	model
10-2.3.3	Channel voiding
10-2.3.5	Violent boiling
10-2.4.7	Transient fuel-element failure
10-2.4.10	Core slumping
10-2.5.4	Internal structural effects
10-2.8.6	Molten fuel interactions

Sub-Task 10-2.4.7 Mathematical Models of Transient Fuel-Element Failure

燃料破損に関する種々の実験や研究結果により数学的モデルを開発する。これらのモデルには燃料ピンを過渡的破損に導く現象（スウェリング、被覆材の歪、燃料の cracking、燃料の washout、FP ガスの放出）を定量的に取り入れる。

Sub-Task 10-2.4.8 Out-of-Pile Core Slumping Tests

炉心のスランピングを研究するために out-of-pile 実験を行なう。この実験により燃料密度の変化率を定め、これによつて炉心スランピングによる反応度挿入率を定める。Na のような不透明な物質中での燃料の挙動を観察することは困難であり、又 in-pile でこのよな実験を目で見るのが難かしいので、模擬材料を用いて行なう。

この研究結果は in-pile の炉心破壊試験 (ETF) の設計・計画に関する技術及び方法に役立ち、又炉心スランピングコードの開発にも役立つであろう。

Sub-Task 10-2.4.9 Core-Destruct Test (ETF)

SPERT のような full-scale の新しい施設 (ETF) を作り、炉心破壊試験を行なう予定である (Task 10-5)。

この実験により次の計算方法やモデルを正確に立証できるであろう。

Sub-Task	model
10-2.3.3	Channel voiding
10-2.3.5	Violent boiling
10-2.4.10	Core slumping
10-2.5.2	Disassembly and energy partition
10-2.5.6	Energy absorption by primary systems and containments
10-2.6.6	Aerosol behavior
10-2.7.7	Fission product behavior
10-2.8.6	Molten fuel-structural material interactions

このような施設は莫大な経費がかかり又研究すべきパラメーターの選定が困難であるため、この施設を作る必要性に関しては in-pile の試験結果や STF の試験結果などによつて判断される。

#### Sub-Task 10-2.4.10 Mathematical models of Core Slumping

炉心のスランピング現象の物理的モデルを開発しそれを数式化する。現在反応度変化を計算するためにいろいろ異つたモデルがあるが、発生する事故によつては特定のモデルを選択する必要がある。例えば冷却材喪失事故と反応度挿入事故とでは異つた挙動をするかもしれない。

又次の点を考慮する必要がある。(a)軸方向及び半径方向の中性子束分布 (b)炉心領域の配列 (core-zoning arrangements) (c)燃焼度の効果 (d)冷却材の存在

#### Task 10-2.5 Post-Burst Phenomena

この Task では原子炉事故時に放出される急激な大エネルギーの配分及び吸収に関して、基礎研究、模擬実験、数学的モデルの開発を行なう。

この Task の目的は

- (1) 核暴走時における炉心の膨張及び崩壊の水力学的挙動を理解すること。
- (2) 核暴走時に放出される熱エネルギーと運動エネルギーとの配分を推測するのに必要な情報を得ること。
- (3) 運動エネルギーが衝撃波、プラスト圧、冷却材のハンマー、ミサイルなどに転換される現象を理解すること。
- (4) 炉心の崩壊やエネルギー配分に関する数学的モデルを開発すること。
- (5) 炉内構造物(燃料ピン、燃料集合体管、制御棒など)の動的応答(変形、エネルギー吸収、反応度など)を理解すること。
- (6) 炉内構造物の動的応答に関する数学的モデルを開発すること。
- (7) 圧力波の伝播や運動エネルギーの吸収(プラスト遮蔽体、炉容器、格納容器などによる吸収)を記述するのに必要な情報を得ること。
- (8) 圧力波による反応度フィードバック(冷却材や燃料の運動のために反応度が変化する)効果を理解すること。
- (9) 一次系及び格納容器のエネルギー吸収に関する数学的モデルを開発すること。

#### Sub-Task 10-2.5.1 Basic Studies of Disassembly and Energy Partition

炉心崩壊やエネルギー配分を定量的に理解するための小規模な実験を行なう。核暴走時のエネルギー発生率を模擬するために電気的方法又は化学的方法を開発する。エネルギー配分が正確に測定できる方法で実験し、又高温における燃料の特性を模擬できる材料を使用して実験する。

#### Sub-Task 10-2.5.2 Mathematical models of Disassembly and Energy

##### Partition

数学的モデルはまず上記の基礎研究の結果により開発され、さらに in-pile の模擬実験や炉心破壊実験 ( E T F ) の結果により開発される。燃料中に蓄積されるエネルギー、炉心崩壊率、有効破壊エネルギーなどの関係を実験結果により定量的に得ることが出来るであろう。又崩壊熱や Na スーパーヒートの問題も考慮する必要がある。

#### Sub-Task 10-2.5.3 Simulation of Mechanical Effects on Internal

##### Structures

燃料集合体構造物に与える爆発エネルギーの影響を調べるために小規模な模擬実験を行なう。局所的な変位や歪と全放出エネルギー及びエネルギー放出率との関係を求めるのにとくに重点を置く。又衝撃力の伝達や冷却材の動きが構造物の破損伝播に与える効果も調べる。燃料の動きは反応度を変化させるので特に注目される。

#### Sub-Task 10-2.5.4 Mathematical models of Internal Structural

##### Effects

数学的モデルはまず上記の模擬実験の結果により開発され、さらに in-pile の模擬実験や大規模な模擬実験 ( S F T ) の結果により開発される。エネルギー放出率と構造材の変形との関係を実験結果により定量的に得ることが出来るであろう。

#### Sub-Task 10-2.5.5 Simulation of Energy Absorption by Primary

##### Systems and Containments

放出される爆発エネルギーが、一次系や格納施設に与える影響を模擬する実験を out-of-pile で行なう。核爆発を模擬するため化学的エネルギーや電気的エネルギーを使用して実験するが特に次に列挙する効果を試験する必要がある。

- (1) 放出エネルギーの割合及び大きさ
- (2) 熱と仕事とのエネルギー配分のメカニズム
- (3) 反射波による反応度フィードバック
- (4) 不均整な爆発(とくに大型の modular 炉、annular 炉、pancake 炉に対して)
- (5) 水による Na の模擬
- (6) 初期冷却材温度

Sub-Task 10-2.5.6 Mathematical models of Energy by Primary Systems and Containments

数学的モデルはまず上記の模擬実験の結果により開発され、さらには炉心破壊実験 ( E T F ) の結果により開発される。数学的モデルは少なくとも2次元で行ない又弾性領域における材料の挙動の他に塑性領域における材料の挙動並びに媒体の水力学的影響も取り扱う。

Task 10-2.6 Sodium Fires

この Task では Na 火災の結果放出されるエネルギーや放射能の解析を行なう。Na 火災は大きく分けて2つのタイプがある。一つはプール状の火災であるがこれは多量の Na が格納容器の床面や機器室へ放出された時に起る。もう一つはスプレー状或いは爆発的噴出による火災である。これは破損した配管からスプレー状に Na が放出されたり或いは多量の Na が大破断の結果噴出された場合に起る。

この Task の目的は

- (1) プール火災及びスプレー火災の経過を推測したり火災の結果(圧力、温度、放射性物質の移行など)の特性を調べるのに必要な情報を得ること。
- (2) エアロゾルの形成、塊化、沈着、浮遊などに関する特性を十分理解すること。
- (3) 事故結果制限安全系(例えば煙を抑制するスプレー、フィルター、エアロゾル沈着装置など)の開発に必要な基礎的な情報を得ること。
- (4) 仮想事故解析用のコードに必要なプール火災、スプレー火災、エアロゾルの挙動に関する数学的モデルを開発すること。

Sub-Task 10-2.6.1 Simulations of Pool Burning

Na や FP の放出量、粒子サイズの分布、燃焼率を定めるために bench-scale の実験を続ける。この際のパラメーターとしては、(1)ガスの温度、流量、成分 (2)Na の温度、表面積 (3)系の形状などである。又放射性 Na から放出される放射能の測定も行なう。上記の実験で得られた情報を拡大するためにより大きな規模の実験を行なう。実際の床下室などにおける燃焼特性に一致するように燃焼面積に対する室壁の比率を大きく減少させて、Na 粒子の除去メカニズム(フォールアウト、プレートアウト、塊にする)を測定する。その際パラメーターとしてはガス流量、燃焼源からの距離、形状、酸素濃度、湿度、系の圧力などがある。又 Na プールの深さや床下室の形状の影響並びに火災の特性などを調べる。これらの実験結果は床下室や保護系の設計基準を開発( Task 10-3.2 ) するのに役立つであろう。

#### Sub-Task 10-2.6.2 Mathematical models of Pool Burning

上記の研究結果に基づきプール火災の数学的モデルを開発する。そのモデルには次の効果即ち(1)系の形状 (2)ガスの流量及び成分 (3)Na 温度及び表面積 (4)the effluent and its influence on the burning (5)放射線災害 (Na<sup>24</sup>による) などを含める。又燃焼率や粒子の輸送に影響を与える放出エネルギー並びに自己触媒効果も取り扱う。

#### Sub-Task 10-2.6.3 Simulations of Spray and Explosive-Ejection Burning

Na やFPの放出量、粒子のサイズ、燃焼率を定めるために bench-scale の実験を続ける。この際のパラメーターとしては(1)ガスの温度、流量、成分 (2)Na の温度、噴出速度 (3)湿度 (4)容器の体積などがある。又放射性 Na から放出される放射能の測定も行なり。細いスプレーを出す方法や霧状を作る方法を開発中である。燃焼中の Na と蒸発した燃料との相互作用を調べる。又エネルギーの発生率及び消散率を測定する。ここで特に関心のあるのは発生する過渡圧力である。これらの実験結果は床下室や保護系の設計基準を開発するのに役立つであろう。

#### Sub-Task 10-2.6.4 Mathematical models of Spray and Explosive-Ejection Burning

上記の研究結果に基づきスプレー状や爆発的噴出火災の数学的モデルを開発する。そのモデルには次の効果即ち、(1)スプレー粒子の大きさと表面積 (2)酸素濃度 (3)スプレー速度と温度などを含める。又発生した圧力や温度が格納施設に与える影響についても取り扱う。

#### Sub-Task 10-2.6.5 Basic Studies of Sodium, Fuel, and Fission Product Aerosols

ここではエアロゾルの発生、挙動、制御に関する基礎的情報を得ることを目的とする。Na、酸化Na、Pu、FP などのエアロゾルを発生する方法、集収する方法、特性を明らかにする方法、大きさを測る方法を開発中である。放射線によるイオン化によつて、粒子の電荷や粒子が塊になる割合が影響を受けるかもしれないので、実験では比放射能が大きいFPやNaを使い、それがエアロゾルの特性、挙動に与える影響を調べる。又、スプレー火災によつて発生するエアロゾルを比較する。実験は容器の表面積と体積との比率の効果をみるため体積の違ういろいろな容器で行なり。

### Sub-Task 10-2.6.6 Mathematical models of Aerosol Behavior

上記の研究結果に基づいてエアロゾルの挙動に関する数学的モデルを開発する。このモデルは、(1)プール及びスプレー火災によるエアロゾルの発生 (2)FPやPuとNaエアロゾルとの相互作用 (3)エアロゾルの移行及び除去(フォールアウトやプレートアウト)などについて記述する。これらの結果によつて事故結果を制限する安全系の開発に基礎的情報を与えることができるであろう。

### Task 10-2.7 Fission Product and Plutonium Release

高速炉の仮想事故時におけるFPの挙動はほとんどNaによつて支配されるが、その効果は現在のところ広く研究されていない。

このTaskではFPやPuや放射性Naの放出、移行、制御に関する特性を理解し、放出率や放出メカニズムを調べるための実験を行なう。

このTaskの目的は

- (1) 事故時において意義のあるFPの核種(災害、生成、挙動に関して)を確めること。
- (2) 燃料から冷却材へ放出されるFPやPuの放出メカニズムや放出率を定めること。
- (3) 冷却材から放出されるFPやPuの放出、移行、沈着などを定めること。
- (4) 仮想事故時にFPやPuが原子炉プラント内にどのように分布するかを推測するための情報を得ること。

### Sub-Task 10-2.7.1 Basic Studies of Fission Product and Plutonium

仮想事故を評価する際にどのようなFPが重要であるかを確かめなければならない。そのためには生成率(燃焼度の関数として)や崩壊熱に与える影響や相対的生物学的障害などに関する知識が必要である。

燃料やNa中におけるFPやPuの化学的結合、溶解性、蒸気圧を定めるために物理化学的実験や熱力学的計算を行なう。燃料からNaへ並びにNaからカバーガスへFPやPuが放出される割合を制限するメカニズムを定めるために実験室程度の実験を行なう。又、この実験では固体燃料及び溶融燃料中における拡散の測定も行なう。

「Fuels and materials」編ではこの実験に関連して燃料中における固体状FPの位置や化学的状態を確かめる実験を行なう。

### Sub-Task 10-2.7.2 Simulations of Fission Product and Plutonium Release

bench-scaleのループ実験及びより大きな規模のループ実験をout-of-pileで行なう。この実験はFPを入れた燃料や照射燃料を電気で溶融して行なう。測定項目は、



(1) Na 中へ放出される F P の核種の確認 (2) 放出率 (3) F P や Pu がループの壁表面に沈着する範囲 (ループの形状や温度の関係として) (4) F P がカバーガスへ放出される量及び割合 (5) カバーガス中の F P の挙動 (フィルターによる除去、沈着など) である。

#### Sub-Task 10-2.7.3 In-Pile Release Studies--Steady-State Reactors

定常状態の熱中性子炉を用いて F P や Pu の放出に関する in-pile の実験を行なうが integral flowing-sodium loop を設置できるまでは self-contained capsule を用いて実験を行なう。後者の場合は 3~7 本の燃料ピンで行ない前者の場合にもつと多くの燃料ピンで行う。溶融燃料と Na の mixing 及び Na 沸騰が F P、Pu の放出に与える影響について評価する。

この実験は燃料ピン破損実験 (sub-Task 10-2.4.4) と関連して行なわれるが F P や Pu の放出に関する実験については、燃料の動きやそれに関連する現象の予備的情報が得られた後に行なわれる。

この実験で得られた情報は F P の挙動に関する数学的モデルやコードの開発に役立つであろう (Sub-Task 10-2.7.7 及び 10-2.2.8)

#### Sub-Task 10-2.7.4 In-Pile Release Studies--Transient Reactors

燃料に過渡的に熱を加えた場合に F P や Pu の放出に与える影響を調べる実験を in-pile で行ない、定常状態の場合と比較する。分散した燃料や被覆材の粒子の大きさの関数として、放出された F P や Pu の分布を測定する。

この実験は燃料破損実験 (Sub-Task 10-2.4.5) と関連して行なわれるが F P や Pu の放出に関する実験については燃料の動きやそれに関連する現象の予備的情報が得られた後に行なわれる。

この実験で得られた情報は F P の挙動に関する数学的モデルやコードの開発に役立つであろう (Sub-Task 10-2.7.7 及び 10-2.2.8)。

#### Sub-Task 10-2.7.5 In-Pile Release Studies--Large-Scale Simulations (STF)

提案されている STF (Safety Test Facility) に数個の集合体を設置して F P や Pu の放出に関する実験を大規模に行なう。この実験は燃料破損実験 (Sub-Task 10-2.4.6) と関連して行なわれるがそれより 2 年遅れて開始される。

#### Sub-Task 10-2.7.6 In-Pile Release Studies -- Core-Destruct

##### Test (ETF)

提案されているETF (Excursion Test Facility) を使用して実規模の炉心破壊試験によるFPやPuの放出に関する実験を行なう。この実験はETFの設置が決定するまでは詳細な計画は行なわれたい。

#### Sub-Task 10-2.7.7 Mathematical models of Fission product Behavior

上記で与えられたいろいろの情報により、FPやPuの挙動に関する数学的モデルを開発する。

#### Task 10-2.8 Materials Interaction Phenomena for Accident Analysis

物質の相互作用に関し、安全解析上必要な実験データを開発することを目的とする。通常運転時における相互作用に関しては他のTaskで行なわれるが、ここでは通常運転条件をはるかに越えた温度における相互作用について実験を行なう。実験する物質の組合せは次の通りである。

- (1) 燃料と被覆材
- (2) 被覆材と冷却材
- (3) 燃料と冷却材
- (4) 冷却材と構造材
- (5) 溶融炉心物質と構造材

#### Sub-Task 10-2.8.1 Fuel-Cladding Interactions

通常運転時よりも高い温度における燃料と被覆材との物理的、化学的な相互作用を定量的に定めるための実験を行なう。この実験は事故経過で潜在的に重要な相互作用或いは他の研究で注目された相互作用の性質を考慮して行なわれるが、次の実験は必要である。

- (1) 溶融燃料が固体の被覆材を Meltthrough する割合を定める。
- (2) 溶融燃料と溶融被覆材との mutual solution の割合を定める。

#### Sub-Task 10-2.8.2 Cladding-Coolant Interactions

通常運転時よりも高い温度における被覆材と冷却材との物理的、化学的な相互作用について実験を行なう。小規模の実験を行なうことによつて被覆材と冷却材との相互作用が安全解析上意味のあるものかどうかを決めることができる。

### Sub-Task 10-2.8.3 Fuel-Coolant Interactions

もし in-pile 実験の結果、燃料のスウェリングやクラックが significant に存在することがわかったなら、燃料と Na の相互作用を詳細に調べる。溶融セラミック燃料と Na との物理的な相互作用については Sub-Task 10-2.3.4 で取り扱う。

### Sub-Task 10-2.8.4 Sodium-Structural Material Interactions

通常時 Na と接触していない構造材（例えばいろいろのタイプの炭素鋼、ステンレス、コンクリートなど）と Na との相互作用について研究する。とくにコンクリートが、燃焼している Na によつて粉碎する現象を調べる。

### Sub-Task 10-2.8.5 Molten Fuel-Structural Interactions

スチール表面と  $UO_2$ 、 $PuO_2$ 、 $UO_2 - PuO_2$  混合物、 $UO_2 - PuO_2 - SUS$  混合物との相互作用について研究する。特に重要なことは Melthrough 率を定めることである。

コンクリート表面と上記の溶融物質との相互作用についても研究する。コンクリート中の成分が溶融物質中に溶け込むのか或いは溶融物質を通過してその表面に浮び上るのかを決めることは重要である。又この相互作用中におけるコンクリート内の水の放出の効果も調べる。

この Sub-Task を効果的に実行するための実験装置の設計には非常に困難な問題がある。例えば崩壊熱を模擬するために thermite reactions や plasma-torch による加熱が必要となるかもしれない。

### Sub-Task 10-2.8.6 Mathematical models of Fuel-Structural material Reactions

Sub-Task 10-2.8.5 で得られたデータに基づき、それらを数式化する。

## Task 10-2.9 Physical and Mechanical Properties for Accident Analysis

この Task では、燃料、被覆材、冷却材の物理的特性や機械的特性に関して安全解析上特に必要なデータを得ることを目的とする。

通常運転状態におけるそれらの特性は他の編で扱われるが、ここでは通常運転状態よりもはるか高い温度における特性を調べる。

### Sub-Task 10-2.9.1 Equation of State of Core Materials

再臨界事故時に生ずる高温・高圧領域での燃料や燃料-被覆材混合物の圧力・体積・エネルギー間の関係に関する知識を理論的に且つ実験的に改良し続ける。はじめの間は現在

ある対応状態の理論を refine したものに基づいて理論的努力を続け、又高温における圧力-密度-温度(エネルギー)の関係を直接測定する方法について情報を収積し且つ評価し提案された実験計画を検討する。

#### Sub-Task 10-2.9.2 Fuel Properties

まず最初に  $UO_2$ 、 $PuO_2$ 、 $UO_2 - PuO_2$  の特性を測定することに重点をおく。即ち、

- (1) 状態方程式の開発に必要な燃料の密度、比熱、蒸気圧、phase equilibria を実験的に測定する。
- (2) 高温の輻射率に関するデータ及び測定方法を評価したり文献調査を行なう。
- (3) 熔融燃料の熱伝導、粘性、表面張力を実験的に調べる。
- (4) 高温の燃料(固体及び熔融)の音速及び圧縮率に関するデータ並びに測定方法を調査する。

これらの仕事が進むに従い他の燃料(炭化物、窒化物、合金)についても上記と同じ特性を測定する。

固体燃料の機械的特性の実験的研究(線膨張係数や耐熱強度も含む)に関しては「燃料」編で行なわれる。

#### Sub-Task 10-2.9.3 Cladding Properties

安全解析に必要な密度、蒸気圧、エントロピー、比熱、音速、圧縮率、熱伝達、輻射率、粘性、表面張力に関するデータを得る。又通常運転温度より高い温度における照射済被覆材の歪-破壊のデータを得る。

#### Sub-Task 10-2.9.4 Coolant Properties

通常運転温度より高い温度における密度、蒸気圧、臨界定数、比熱、エントロピー、音速、圧縮率、熱伝達、輻射率、粘性、表面張力に関する情報の利用性(availability)について定期的に評価し、必要な特性について測定する。

Task 10-3.1 Core Protective Systems and Devices

この Task では炉心の破損を防止したり、破損の範囲を制限したりすることが出来る手段を評価し且つ試験をすることである。炉心保護系(或は手段)は2つのカテゴリー即ち、(1)反応度制御 (2)炉心冷却制御に分けられる。

この Task の目的は

- (1) 非常用停止装置や非常用炉心冷却系の概念を詳細に評価すること。
- (2) これらの炉心保護系を試験したり、確証したりして、AECの原子力発電所一般設計基準の意向に最大限に準じるようにすることである。

Sub-Task 10-3.1.1 Emergency Shutdown Systems

通常の反応度停止装置のバックアップとして、非常用停止機構(或いは手段)を詳細に評価し、その信頼性、利用性、重複性、フェイルセーフなどを検討する。通常の制御系と原理的に異なるものとしては、炉心膨張棒(Core-expansion rods)、セラミック燃料束中の金属燃料棒(Metal-fueled rods in ceramic-fueled bundles)、Paste fuels、炉心膨張くさび(Core-expansion Wedges)、fuel-foaming agentsなどがあり、又地震時や爆発時にも作動できるものとしてはlithium flooding法、冷却材の温度の異常によつて作動する毒物加入法、圧力変化によつて作動する毒物注入法などがあり、これらを評価する。

これらの非常用停止装置の試験は Safety Test Facility を使用して、信頼性などを立証することができる。

Sub-Task 10-3.1.2 Emergency Core-Cooling Systems

非常用炉心冷却系の信頼性、試験性、フェイルセーフなどを詳細に評価する。非常用炉心冷却系に基本的に要求される信頼性とは、通常の冷却能力が喪失してからその能力が回復するまで、或いは崩壊熱が十分低いレベルまで下がるまで非常用炉心冷却系がずっと利用できることであり、非常用冷却系の試験性とは、AECの安全基準に合うように試験出来ることである。

この試験はSTFを利用して縮小規模(reduced scale)で行なうことが出来るかもしれない。

Task 10-3.2 Containments and Consequence-Limiting Safety Systems

この Task では事故の結果を軽減したり制御したりする工学的安全施設を開発し且つそれ

を試験により立証する。

この Task の目的は

- (1) 格納施設を開発し、設計基準事故から公衆を十分守られることを立証するための試験を行なう。
- (2) 格納施設に附帯する事故結果制限安全系を開発し、格納施設が最終の防壁として役立つことを試験により立証する。

#### Sub-Task 10-3.2.1 Development and Testing of Containment Schemes

格納施設の概念を詳細に評価する。とくに圧力及び温度、漏洩、試験性、保守に関する設計上の妥当性を評価する。格納施設に加わる熱的負荷や圧力に関する情報は Post-burst Phenomena (Task 10-2.5) や Sodium fire (Task 10-2.6) の研究結果などから得られるであろう。新しい(或いは Novel な) 特色を有する格納施設については試験を行なつてそれを立証する必要がある。そのような試験はモデル試験を行なつたり、E T F を利用して行ない得るであろう。

#### Sub-Task 10-3.2.2 Development and Testing of Consequence-Limiting Safety Systems and Devices

格納施設の機能を支える数多くの事故結果制限安全系を開発し且つ試験する。即ち、

- (1) プラスト遮蔽体やミサイル遮蔽体の設計の妥当性を過去の情報(軽水炉や Fermi 炉の格納施設を開発するために行なわれた実験や解析)に照らして評価し、必要なら実験を追加する。
- (2) 熔融炉心物質を処理する手段(例えば熔融物質を分散させる "Guides" や熔融物質を捕える "Catchers" など)を開発し試験する。
- (3) 一次系から格納施設へ放出される多量の Na を処理する手段(例えば Na と反応する空気の量を制限する方法や Na 火災によつて発生した熱を除去する方法など)を開発し試験する。
- (4) 格納容器から F P が漏洩するのを防ぐ手段(例えばエアロゾル沈着剤やフィルターなど)を開発し試験する。
- (5) 上記の空気浄化系は Pu で汚染される可能性があるので、空気浄化系を取り扱う技術を開発する。

#### Task 10-3.3 Safety Instrumentation

この Task は reference のみにとどめる。プラントの安全計装に機能上要求される項目に関しては「Plant Design」編で開発され、又炉内計装に要求される項目に関しては

「Core Design」編で開発される。「Safety」編にある実験に必要な計装に関しては各々の Task 又は Sub-Task で取り扱われる。

測定器を実際に開発したり試験するのは「Instrumentation and Control」編で行なわれる。

## Task Area 10-4 Special Studies

### Task 10-4.1 Criteria, Codes, and Standards

この Task では criteria, codes, standards を開発して試験施設や demonstration plants や商業用 LMFBR の安全性を保証するのに役立つ。

#### Sub-Task 10-4.1.1 Safety Criteria Study

LMFBR に特に適用できる基準を公式化するための第一歩として、まず現在ある設計基準を比較検討し、その利用性及び適用性について算定する。最初に First Demonstration Plant 用の設計基準 (AEC の原子力発電所一般設計基準を満足するもの) を作り次に Second 及び Third Demonstration Plant 用の設計基準を作り、最終的に大型商業用 LMFBR 用の設計基準を逐次作成していく。

#### Sub-Task 10-4.1.2 Codes and Standards

安全性に関するコードや基準 (standard) を国内及び国際的レベルで開発していく。現在あるデータや情報を評価して安全基準 (safety standard) を recommend していくが情報が不十分な分野に関しては、新しい開発研究を提案し、LMFBR にとって重要なものは早めに算定していく。

Sub-Task 10-4.1.1 の safety criteria に加えるものとしては下記の項目がある。

- (1) Preoperational testing of safety systems
- (2) Inspection and testing of safety systems and devices
- (3) Startup and power-rise procedures
- (4) Operational procedures, technical specifications and limits
- (5) Sodium safety
- (6) Post-accident procedures
- (7) Safety -system redundancy
- (8) Fire control
- (9) Filter for sodium and plutonium aerosols
- (10) Inert-gas containment
- (11) Blast and missile protection

### Task 10-4.2 Probabilistic Evaluation

この Task で行なうことは原子炉事故の評価や安全解析並びに原子炉安全系の信頼度の計



算に確率学的手法を使用することである。

#### Sub-Task 10-4.2.1 Development of Probabilistic Methodology

Sub-Task 10-4.2.2 から得られる故障データを統計的に取り扱って、機器やシステムの信頼度を評価するための解析方法を開発する。計算された信頼度の値が、許容出来る程度に信頼し得るために必要なデータの量及びデータのタイプを定め、それらのデータを使用するための format を開発する。事故シーケンスを明確にし、time constants や各々の path (事故発生から結果までの) や probability range を定める。各々の events のつながりの結果や確率を算定するための programmatic methods を開発し、それらを組合せて系全体を確率学的に解析する。

まず最初にこの Task で期待することは、炉心保護系や事故結果制限安全系の重複性に対して要求する項目を判断するために、その方法を開発することである。

#### Sub-Task 10-4.2.2 Catalog of Statistical Failure Data

運転、保守、点検、試験に関する実際のデータを集めるためのシステムを案出し、それらのデータを機器の製作者や使用者から集める。

### Task 10-4.3 Dissemination of Information

この Task では試験施設や LMFBR 発電所の安全設計、敷地、建設、運転に必要な情報を広く普及するために Handbook of Fast Reactor Safety 及び Fast Reactor Safety Textbook を作る。

#### Sub-Task 10-4.3.1 Handbook of Fast Reactor Safety

Handbook の形式は H. Etherington が編集した「Nuclear Engineering Handbook」に類似したものになるであろう。

#### Sub-Task 10-4.3.2 Fast Reactor Safety Textbook

Textbook は「The Technology of Nuclear Reactor Safety」或いは「Fast Reactor Technology : Plant Design」に類似したものになるであろう。

この Textbook は原子炉技術に関心のある原子力工学の学生や核物理の学生に対して基礎知識を広めるのに役立つであろう。

## Task Area 10-5 Safety Facilities

LMFBR安全性開発計画で考えられている in-pile 実験を行なうための主な施設は次の4つである。

(1) Steady-State Reactor Facilities

過出力を持続させたり、冷却材流量を減少させたりして、燃料(少なくとも7本のピン)を故意に破損しうる施設

(2) Transient Reactor Facilities

TREATのように高出力、短ペリオドの過渡実験を行なう施設

(3) Safety Test Facility (STF)

燃料の破損伝播実験や溶融実験を数個の集合体を用いて、炉心を破壊することなく行なえる施設

(4) Excursion Test Facility (ETF)

BORAX-IやSPERTのように炉心全体に関しての実験を行なえる施設

この Task の目的は

- (1) LMFBR安全性開発計画で行なわれる in-pile実験のタイプ及び数を十分に評価する。
- (2) これらの実験を行なうために最適な施設の種類(kinds)を決める。
- (3) 現在ある施設或いは計画されている施設の利用性について算定し、又どのような修正が必要かを定める。
- (4) 提案された新しい施設に対する要求項目を開発する。
- (5) もし提案されている STF (Safety Test Facility) が必要であるという結論がでたらその概念設計及び first-order のコスト算定を行なう。
- (6) 提案されている ETF (Excursion Test Facility) の必要性を決める。
- (7) 必要な施設の設計・建設・運転を行なう。

### Task 10-5.1 Analysis of Facility Requirements

LMFBR安全性開発計画に必要な in-pile 実験のタイプや数を評価し、又そのような実験を行なうために施設に要求される項目並びに各々の実験の最適なスケジュールを評価する。

施設に要求される項目としては、(1)計数 (2)中性子束 (3)試料の大きさ及びタイプ (4)エネルギーの収納(energy containment) (5)冷却材の流量及び温度 (6)ホットセル及び試料検査 (7)試料の pre-irradiation などがある。

まず最初に現在ある施設、例えば TREAT、SEFOR、ETR、新しい施設(FSTF)

などがこれらの要求項目に合うかどうかを調べる。もし現在ある施設が技術的に使用し得ることがわかつたら、実験を行なうタイミングを十分研究し、それらの施設が使用できるかどうかをAECに対して recommendation を行なう。

又STFやETFが必要かどうかに関して早い時点で recommendation できるより十分評価する。もし必要と決まつたなら STF と ETF が同時に必要なのか或いは in sequence に必要なのかを recommend する。

recommendation がでた時点で現在ある施設を使用するのか或いは新しい施設の概念設計に着手するのかどうかをAECが決定する。STFの概念設計はTask 10-5.4で行ない、ETFに関してはその必要性の評価も含んでTask 10-5.5で行なう。これらの概念設計には、スケジュール及び first-order のコスト算定を含める。

### Task 10-5.2 Steady-State Reactor Facility

このTaskでは安全性に関する実験を行なうために必要な steady-state reactor facilities を設置することである。そのために現在ある施設、例えばETR、PBF、SEFORなどの仕様、利用性、スケジュールを評価する。

燃料破損伝播に関する情報が早急に必要であるため、steady-state の高速炉の代りに、まず熱中性子炉に flowing-sodium loop を設置する必要がある。その loop は少なくとも7本の燃料ピンを使用出来る大きさが必要であり、被覆材の破損や冷却材流量喪失やゆるやかな過出力を模擬する実験を行なう。

熱中性子炉を利用する場合は出力の形を作つたり (power shaping)、スペクトルを硬くしたりする必要があるが、そのために燃料の濃縮度を変えたり、カドニウム遮蔽体を用いて行なう。又必要な熱を与えるために、施設は十分な中性子束が必要である。このように高速炉の条件を模擬する熱炉としての第1候補はETRであり、第2候補はPBFである。

高速炉の steady-state facility としてはSEFORが有望であり、SEFORが第1の目標(ドブラー効果による反応度フィードバックの研究)を達成した後に安全性の実験に適しているか或いは利用し得るかを定める。

Steady-state facility を早急に必要なのは特に sub-task 10-2.4.4 (燃料破損溶融に関する in-pile 試験)及び sub-task 10-2.7.3 (FPやPuの放出に関する in-pile 試験)である。

Steady-state facility を利用して得られる研究結果は、以下に述べる現象の数学的モデルを開発するのに大いに役立つであろう。

即ち、channel voiding, transient fuel-element failure, violent boiling with molten fuel, internal structural effects, core slumping, fission product behavior, molten fuel interaction など。

意義のある結果は1971年までに必要である。その頃は最初のLMFBR demonstration plant のPSAR や FFTF の FSAR を準備中である。

#### Task 10-5.3 Transient Reactor Facility

この Task では安全性に関する実験を行なうために必要な transient reactor facilities を設置することである。そのために現在ある Transient reactor 例えば TREAT、CDC (Capsule Driver Core)、PBF (Power Burst Facility)、SEFOR などの仕様、利用性、スケジュールを評価し、必要な修正を行なう。TREAT は現在熱中性子炉のプログラムに使用されている。PBF と SEFOR は現在建設中である。これらの中で PBF と SEFOR は過渡状態を作る前に一定の出力レベルを維持することが出来る。SEFOR だけが高速炉である。

TREAT は1回の transient に放出される最大エネルギーを 1,000 MW-sec から 2,000 MW-sec に増加させたり、又改善された制御系を設置するために license を受けるべく準備中である。これによつて数分間 steady-state の運転をすることが出来る。

SEFOR に関しては第一の目標 (ドブラー効果による反応度フィードバックの研究) が達成されるまでは SEFOR を使用するかどうかは考慮しない。

Transient reactor facilities を特に必要とするのは sub-task 10-2.4.5 (燃料の破損溶融に関する in-pile 試験) 及び sub-task 10-2.7.4 (FP や Pu の放出に関する in-pile 試験) である。

Transient reactor facilities を利用して得られる研究結果は以下に述べる現象の数学的モデルを開発するのに大いに役立つであろう。

即ち、channel voiding, transient fuel-element failure, violent boiling with molten fuel, internal effects, core slumping, disassembly and energy partition, fission product behavior, molten fuel interaction など。

意義のある結果は1971年までに必要である。その頃は最初のLMFBR demonstration plant のPSAR や FFTF の FSAR を準備中である。

#### Task 10-5.4 Safety Test Facility

この Task の目的は STF (Safety Test Facility) の主要な仕様を定めること並びにその様な施設が必要であると判断された場合に (Task 10-5.1 において) それを設置することである。

Task 10-5.1 で示された実験の概要に基づいて STF の機能上の要求事項 (試験部の長さ、試験部の直径、中性子束、温度、流量、事故の発生を模擬する実験能力など) を定め

る。又 driver core の特性についても定める。

S T F で行なわれる最も重要な実験は多分次の様に行なわれる。

即ち、まず最初は full-power にもつていき、定常状態にし、次に過渡的過出力を加えたり、流量を減少させたり、流量を blockage させたり、或いは比較的ゆつくりした反応度変化を与えたりする。

S T F の仕様を決める際に考慮すべき重要な点は実験によつて生ずる情報（圧力、流量、冷却材の温度、燃料及び冷却材の時間依存の空間分布など）並びに必要な計装である。

又 S T F は安全系の特性を決めたり、安全系を試験するという重要な機能を持っているので、安全系や検出器を考慮して設計する必要がある。

S T F を特に必要とするのは Sub-task 10-2.4.6（燃料の破損溶融に関する large-scale simulation）及び Sub-task 10-2.7.5（FP や Pu の放出に関する large-scale simulation）である。又 S T F を利用して得られる研究結果は以下に述べる現象の数学的モデルを開発するのに大いに役立つであろう。即ち、channel voiding, transient fuel-element failure, violent boiling with molten fuel, internal structural effects, core slumping, fission product behavior, molten fuel interactions など。又この実験によつて事故解析コードや検出器や安全系を立証したり、燃料集合体設計の安全余裕を立証したりするのに役立つであろう。

S T F の詳細な仕様は 1970 年に作り始め、1975 年に運転出来るように設計及び建設を行なう。

#### Task 10-5.5 Excursion Test Facility

この Task の目的は E T F（Excursion Test Facility）の必要性を評価すること及び目的を明確にすること並びにその様な施設が必要であると判断された場合にそれを設置することである。E T F は軽水炉における BORAX-I や SPERT のように仮想事故を実験によつて研究する施設であるが、これは仮想事故を計算によつて解析する方法に限界（モデルの複雑さや高温における基礎的データの不足など）があるためである。

E T F には 2 つの違つた目標がある。1 つは S T F プログラムの延長として仮想事故を overall に理解するために integral experiments を行なうことである。他の 1 つは燃料の状態方程式に関する情報を得るために、核暴走によつて高温・高圧状態を発生させて適切な実験を行なうことである。

この様な施設は非常に複雑であり、又莫大な経費がかかるので、その必要性を明確にする必要があり、又有効に利用されなければならないし、さらに reasonable な成功をする機会を持たなければならない。

E T F を設置するに当りいろいろな意見があるが、次の 4 つの結論が考えられる。

- (1) 現在 E T F を建設する必要はなく、多分将来においても必要ないであろう。
- (2) E T F を出来るだけ早く建設すべきである。
- (3) E T F の必要性は、はつきりしているが、詳細な設計を決定する前に、L M F B R の設計や事故挙動に関する情報をもつと得る必要がある。
- (4) L M F B R の設計や事故挙動に関して明確な情報が得られるまで、E T F の必要性を判断することは不可能である。

状態方程式は仮想事故を解析する上で vital な役割りを果たすものであり、又それを理論的に解析するにはデータが不足していることは明らかなことである。E T F の目標の一つが状態方程式に関するデータを得ることであるから、その様な結果が実際に得られるかを十分研究しなければならない。

とくに状態方程式に必要なデータを測定できるほどの効果を発生させることが出来る炉心を設計したり、それらのデータを測定するのに必要な計装を考慮しなければならない。

とにかく E T F を設置するかどうかは Task 10-5.1 で決めるわけであるが、この Task では詳細な仕様を 1970 年に作り始め、1976 年に運転出来るように設計及び建設を行なう。

Figure 10-1 Summary Milestone Chart (Task Areas 1 and 2)

Task	FY	1969	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980
10-1.1 Plant Safety Analysis Study				1 ▽	2 ▽								
10-2.1 Codes for Analysis of Initiating Accidents		3 ▽	4 ▽		5 ▽		6 ▽				7 ▽		
10-2.2 Codes for Analysis of Hypothetical Accidents		8 ▽	9 ▽		10 ▽	11 7							12 ▽
10-2.3 Sodium Boiling		13 ▽	14 ▽	15 ▽		16 ▽		17 ▽				18 ▽	
10-2.4 Fuel Failure and Melting		19 ▽	20 ▽		21 ▽	22 ▽		23 ▽	24 ▽			25 ▽	26 ▽
10-2.5 Post-Burst Phenomena			27 ▽		28 ▽		29 ▽						30 ▽
10-2.6 Sodium Fires		31 ▽		32 ▽		33 ▽							
10-2.7 Fission Product and Plutonium Release			34 ▽		35 ▽		36 ▽		37 ▽				38 ▽
10-2.8 Materials Interaction Phenomena			39 ▽		40 ▽		41 ▽				42 ▽		
10-2.9 Physical and Mechanical Properties			43 ▽	44 ▽	45 ▽		46 ▽				47 ▽		

Figure 10-1 Summary Milestone Chart (Task Areas 3, 4 and 5) (contd.)

Task	FY	1969	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980
10-3.1 Core Protective Systems and Devices				48	49	50	51		52				53
				▽	▽	▽	▽		▽				▽
10-3.2 Containments and Consequence-Limiting Safety Systems				54	55		56		57			58	
				▽	▽		▽		▽			▽	
10-3.3 Safety Instrumentation			59		59		59				59		60
			▽		▽		▽				▽		▽
10-4.1 Criteria, Codes, and Standards			61		61		61					61	62
			▽		▽		▽					▽	▽
10-4.2 Probabilistic Evaluation				63			64						
				▽			▽						
10-4.3 Dissemination of Information						65					65		
						▽					▽		
10-5.1 Analysis of Reactor Facilities			66	67									
			▽	▽									
10-5.2 Steady-State Reactor Facilities			68	69		70							
			▽	▽		▽							
10-5.3 Transient Reactor Facilities			71	69		70							
			▽	▽		▽							
10-5.4 Safety Test Facility				72	73		74						
				▽	▽		▽						
10-5.5 Excursion Test Facility				75	76			77					
				▽	▽			▽					



Figure 10-1 Summary Milestone Chart (Task Areas 1 and 2)  
Legend

- 1  
▽ PSAR-like Document Completed
- 2  
▽ Final Report of Recommendations Completed
- 3  
▽ Preliminary Codes Available for FFTF-PSAR
- 4  
▽ Experimentally-based Codes Available for First Demonstration Plant PSAR and FFTF-PSAR
- 5  
▽ Consensus Codes Available for Second Demonstration Plant PSAR
- 6  
▽ Improved Codes Available for Third Demonstration Plant PSAR
- 7  
▽ Codes Verified at Large-Scale Available for Target Plant PSAR
- 8  
▽ Preliminary Reassembly Accident and Sodium Fires Codes Available
- 9  
▽ Preliminary Boiling Pressure-Pulse and Energy Absorption Codes Available
- 10  
▽ Preliminary Core Slumping, Molten Fuel Behavior and Fission Product Behavior Codes Available
- 11  
▽ Fully Tested and Verified Sodium Fires Codes Available
- 12  
▽ Fully Tested and Verified Codes Available
- 13  
▽ Preliminary Voiding Model
- 14  
▽ First Multiple Channel Experiment
- 15  
▽ Consensus on Superheat Question
- 16  
▽ Void Growth Mechanism Established
- 17  
▽ Final Verification Experiments
- 18  
▽ Models Verified by Large-Scale Tests at Full Assembly Level in STF

Figure 10-1 Summary Milestone Chart (Task Areas 1 and 2) (contd.)  
Legend

- 19  
▽ Preliminary Results of TREAT Tests with Oxide Fuel in Sodium
- 20  
▽ Preliminary Results of Steady-State Reactor Tests with Oxide Fuel
- 21  
▽ Preliminary Core Slumping Models
- 22  
▽ Understanding of Failure Propagation, Failure Thresholds and Transient Behavior with Oxide Fuel
- 23  
▽ Understanding of Failure Propagation, Failure Thresholds and Transient Behavior with Carbide and Metal Fuels
- 24  
▽ Preliminary Results from STF Tests
- 25  
▽ Models Verified by Large-Scale Tests at Full Assembly Level in STF
- 26  
▽ Final Models of Core Slumping
- 27  
▽ First Simulation Experiments
- 28  
▽ Two-Dimensional Models of Energy Absorption
- 29  
▽ Detailed Tests of Energy Absorption in Support of Demonstration Plant Designs
- 30  
▽ Final Verification Experiments for Target Plant Designs
- 31  
▽ Large-Scale Simulations Started
- 32  
▽ Understanding of Surface-Volume Ratio Effects on Aerosol Behavior
- 33  
▽ Verified Models
- 34  
▽ Begin Experiments in Flowing-Sodium Loop
- 35  
▽ Results on Rates and Mechanisms of Fission Product Release from Oxide Fuel
- 36  
▽ Results on Rates and Mechanisms of Fission Product Release from Carbide and Metal Fuels

Figure 10-1 Summary Milestone Chart (Task Areas 1 and 2) (contd.)  
Legend

- 37  
▽ Understanding of Fission Product Behavior with Target Plant Fuels
- 38  
▽ Final Models of Fission Product Behavior
- 39  
▽ Preliminary Identification of Significant Interactions from Other Experimental Tasks
- 40  
▽ Experimental Results to Support Initiating Accident-Analysis Code Development
- 41  
▽ Advanced Experimental Methods Developed for Molten Fuel Interactions
- 42  
▽ Models of Molten Fuel Interactions Available to Support Target Plant Designs
- 43  
▽ Preliminary Results of Search for Experimental Methods and of Theoretical Analyses to Support Decision on ETF
- 44  
▽ Complete Search and Evaluation of Methods for Direct Measurement of Equation of State
- 45  
▽ Results of Theoretical Efforts on Equation of State to Support Demonstration Plant Designs
- 46  
▽ Complete Identification of Property Needs
- 47  
▽ Final Experimental Results to Support Accident Analysis Code Development

Figure 10-1 Summary Milestone Chart (Task Areas 3, 4 and 5) (contd.)  
Legend

- 48  
▽ Preliminary Development of Initial Concepts
- 49  
▽ Initial Test of Emergency Shutdown Device
- 50  
▽ Initial Test of Emergency Cooling System
- 51  
▽ Development of Most Promising Concepts
- 52  
▽ Verification Tests in STF
- 53  
▽ Final Verification Tests Completed
- 54  
▽ Preliminary Development of Initial Concepts
- 55  
▽ Initial Tests of Most Promising Concepts
- 56  
▽ Development of Most Promising Concepts
- 57  
▽ Initial Large-Scale Tests, as Appropriate
- 58  
▽ Final Verification Tests
- 59  
▽ Periodic Evaluation of Functional Requirements for Safety Instrumentation
- 60  
▽ Safety Instrumentation for Target Plant Developed and Tested
- 61  
▽ Periodic Assessment of Bases for Criteria
- 62  
▽ Standards and Codes Developed for Commercial LMFBRs
- 63  
▽ Evaluation of Applicability of Existing Methodology to LMFBR Safety
- 64  
▽ Development of Advanced Methodology
- 65  
▽ Handbook and Textbook Published
- 66  
▽ Analysis of Facility Requirements Completed; Decision on Need for STF

Figure 10-1 Summary Milestone Chart (Task Areas 3, 4 and 5) (contd.)  
Legend

- 67  
▽ Decision on Need for ETF
- 68  
▽ Loop in Thermal Reactor Operational
- 69  
▽ Decision on Use of PBF, SEFOR, or Other
- 70  
▽ Loop in PBF, SEFOR or Other Operational
- 71  
▽ TREAT Upgraded to 2000 MW-sec per Transient
- 72  
▽ Detailed Specifications Completed for STF
- 73  
▽ Start Construction of STF
- 74  
▽ STF Operational
- 75  
▽ Detailed Specifications Completed for ETF
- 76  
▽ Start Construction of ETF
- 77  
▽ ETF Operational

開 発 予 算

単位 : million \$

T a s k	0	10	20	30	40	50	60	備 考
10-1.1 Plant Safety Analysis Study								
10-2.1 Codes for Analysis of Initiating Accidents								<p>は予算の中を示す。</p>
10-2.2 Codes for Analysis of Hypothetical Accidents								
10-2.3 Sodium Boiling								
10-2.4 Fuel Failure and Melting								<p>Sub-Task 10-2.4.1 Sub-Task 10-2.4.2 Sub-Task 10-2.4.9 の分は含まない</p>
10-2.5 Post-Burst Phenomena								
10-2.6 Sodium Fires								
10-2.7 Fission Product and Plutonium Release								
10-2.8 Materials Interaction Phenomena								
10-2.9 Physical and Mechanical Properties								

開 発 予 算 (つづき)

単位: million \$

T a s k	予 算							備 考
	0	10	20	30	40	50	60	
10-3.1 Core Protective Systems and Devices								
10-3.2 Containments and Consequence-Limiting Safety Systems								
10-3.3 Safety Instrumentation								「安全性」編以外で 予算を組む
10-4.1 Criteria, Codes, and Standards								
10-4.2 Probabilistic Evaluation								
10-4.3 Dissemination of Information								
10-5.1 Analysis of Reactor Facilities								
10-5.2 Steady-State Reactor Facilities								AはOperating Cost BはCapital Cost
10-5.3 Transient Reactor Facilities								同 上
10-5.4 Safety Test Facility								同 上
10-5.5 Excursion Test Facility								同 上

## (附) A N Lにおける燃料破損伝播実験の計画

原子炉が通常運転、或いはそれに近い運転 (Near-normal) をしている時に、燃料ピンが何んらかの原因で破損すると、それが起因となつて隣接する燃料ピンも破損し、燃料集合体内の燃料ピン全部に破損が次々に伝播する可能性がある。又この破損伝播は燃料集合体内だけでなく、炉心全体に波及する可能性もあるため、安全性、経済性の観点から最も重要視されている。このため A N L では燃料破損伝播に関し、以下に示す実験を計画している。この実験では、

- (1) 大きな反応度挿入事故や冷却材流量の完全な閉塞事故などは取り扱わない。
- (2) 燃料集合体内の破損伝播に着目し、集合体間の破損伝播は取り扱わない。
- (3) 使用する燃料及び実験条件は F F T F や 1,000 MWe 級に提案されている典型的なもので行なう。
- (4) in-pile 実験は熟炉の E T R を使用して行なう。

### [1] Out-of-Pile 実験

#### 1.1 水ループによる実験

##### 1.1.1 Unheated Fuel Elements

F P ガスの放出によつて燃料の破損がどのように伝播するかを調べるために、まず加熱していない 19本の模擬燃料ピン cluster に、急激にガスを放出させ、そのときの水力学的影響を調べる。実験パラメーターとしては、(1)冷却材の流速 (2)欠陥孔の大きさ及び形 (3)初期のガス圧 (4)欠陥孔の位置 (5)スプレーの型などを含む。又測定項目としては(1)高速度写真撮映 (2)過渡流量 (3)プレナムの過渡圧力 (4)圧力波がある。又 19本模擬燃料ピン cluster の他に 37本及び 91本、127本ピンの cluster についても同様な実験を行なう。

##### 1.1.2 Impinging Gas Jet

ガス放出率を実験 1.1.1 よりは少なくして隣接する模擬燃料ピンに持続的にガスを吹きつけて模擬燃料ピン表面の温度変化を測定する。

実験はまず加熱していない模擬燃料ピンにガスを吹きつけて、その水力学的影響を調べ次に加熱された模擬燃料ピンにガスを吹きつけて、ピン表面の温度変化を測定する。後者の場合の熱流束は最低  $5 \times 10^5$  BTU/hr - ft<sup>2</sup> で行ない、測定項目は(1)ピン表面の過渡温度、(2)チャンネル出入口の過渡圧力、(3)過渡流量がある。

##### 1.1.3 Heated Fuel Element

ガス放出率を実験 1.1.2 よりも少なくして、ガスと水の 2 相流を作り、それによる局所的な流量減少によつて起る模擬燃料ピンの overheat を調べる。

実験は 19本の模擬燃料ピンの内 7本を加熱して行ない、測定項目としては、



(1)ガス放出点近くのピン表面の温度 (2) total の流量 (3)局所的な冷却材温度などがある。

#### 1.1.4 Mechanical Damage Studies

急激にガス放出された場合に隣接する模擬燃料ピンが受ける力や変形に関する実験を空気中に行なう。実験パラメーターは、(1)ガス放出孔の大きさや形 (2)燃料ピンの支持方法 (3)ガス放出を開始する方法などであり、測定項目は、(1)プレナムガス圧 (2)燃料ピン管が受ける力 (3)燃料ピンの動く巾 (4)振動の周波数などである。

### 1.2 ナトリウムループによる実験

#### 1.2.1 Gas Release Studies in Sodium with a Single Heater that Simulates a Fuel Element

flowing Na 中に1本のヒーターピン(外径0.25 in、長さ3 ft、最大線出力2.5 kW/ft)を入れ、外側の管のオリフイスからガスをヒーターピンに吹きつける。実験のパラメーターは、(1)初期のガス圧 (2)オリフイスの直径 (3)Na 流量 (4)Na 温度 (5)ヒーターピン線出力などであり、測定項目は、(1)ガスの過渡流量 (2)ヒーターピン表面の過渡温度 (3)Na の過渡流量および圧力などである。

#### 1.2.2 Studies of Gas Release in a Cluster of 7 Heaters that Simulate Fuel Elements in Sodium

ヒーターピン6本とガスを充満したピン1本とで cluster を構成し、ガスをヒーターピンに吹きつける。測定項目は、(1)ヒーターピンおよびNa の過渡温度 (2)過渡流量 (3)過渡圧力などである。実験後ヒーターピンの機械的損傷を調べる。

#### 1.2.3 Study of the Effect of Injecting Hot $UO_2$ Into Sodium in a Reactor Fuel-Element Cluster Configuration

破損した燃料ピンから固体(又は溶融)燃料が冷却材中に放出されると、隣接の燃料が破損する可能性があるため、それを模擬する実験を行なう。実験は flowing Na 中へ hot (又は溶融)な  $UO_2$  powder を注入し、燃料の移動や発生する圧力を測定する。

## [2] In-Pile 実験

### 2.1 7-Element Preliminary Tests

7本の燃料ピンのうち中央の1本を人工的に破損させて、放出するFPガスによつて隣接する燃料ピンに破損がどのように伝播するかを調べる。この実験では計測に重点をおかず、又この実験結果を解析モデルに使つたりはしない。

## 2.2 7 - Element Loading Tests

実験2.1と同じように行なうが、異なる点は中央の1本が燃料ピンで、囲りの6本はダミー燃料である。

ダミー燃料内に圧力計や温度計を入れて次の項目を測定する。

- (1)テスト部の出入口の温度、圧力 (2)S/A内のいろいろな点における温度、圧力  
(3)テスト部の出入口の流量 (4)放出されたFPガス bubble の rate, size, amount (5)放出された hot fuel particle の rate, size, amount.

## 2.3 19 - Element Preliminary Tests

19本の燃料ピンを使用し、内測の第1列が破損したときに外測の第2列へ破損が伝播するかどうか調べる。測定項目はテスト部出入口の圧力、流量、温度だけでS/A内の測定は行なわない。

## 2.4 19 - Element Loading Tests

実験2.3と同じように行なうが異なる点は中央の7本が燃料ピンで、囲りの12本がダミー燃料である。

ダミー燃料内に圧力計や温度計を入れて2.2と同様な測定項目について測定する。

## 2.5 Failure Mode Tests

上に述べた実験はすべて欠陥燃料について行なわれるが、この実験では欠陥のない燃料が通常運転時に破損したときの破損伝播に関する実験を行なう。ただしこの実験はLMFBR「Fuel-Element Development」においてfailure modeが十分研究されなかつた場合に行なわれる。