

## SIMMER-IV 及び SIMMER-III のモデル及び妥当性確認について

### 1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」という。）に適用するコードのうち、SIMMER-IV 及び SIMMER-III コードについて、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデルに関する説明
- ・妥当性確認

に関してまとめたものである。

### 2. 重要現象の特定

#### 2.1. 事故シーケンスと評価指標

SIMMER-IV 及び SIMMER-III コードで解析評価の主たる対象とする遷移過程では、図 2-1 のように事象が推移する。起因過程の終状態において破損していた燃料集合体に隣接する集合体が熱負荷を受ける。「常陽」においては、冷却材ボイド反応度は負であることと、起因過程の終状態では損傷集合体を除いて冷却材が残存していることから、隣接集合体の冷却材が沸騰して損傷が進展する際にも負のボイド反応度が挿入される。一方で、損傷した燃料が重力により密に凝集すれば正の反応度が挿入される。負のボイド反応度の影響により、時間の経過とともに炉心出力は低下を続けるが、一方で崩壊熱や溶融被覆管・ラップ管からの熱伝達により集合体の損傷が徐々に拡大する可能性がある。損傷領域が拡大し、冷却材のボイド化に伴う負の反応度を超えるほどの損傷燃料の凝集に伴う正の反応度が挿入された場合、核出力の上昇に伴う発熱の増加によって残りの燃料ピン破損が進展し、最終的に全炉心規模の損傷に至る可能性がある。

広域で損傷した固体状の燃料が重力沈降の結果として炉心下部に堆積することで反応度が即発臨界（1\$）を超過する可能性がある。この結果、炉心領域では全炉心規模の溶融炉心プールが形成される。全炉心プールでは大規模な燃料凝集運動（スロッシング）により、即発臨界超過の結果大きなエネルギー放出に至る可能性がある。溶融炉心プールが形成された場合、炉心からの燃料流出による負の反応度が挿入されるが、一方で溶融燃料が炉心周辺部に残留する冷却材と接触した際の燃料-冷却材相互作用（FCI）により径方向の燃料凝集が生じて正の反応度が挿入される可能性もある。炉心からの燃料流出による負の反応度効果が卓越して深い未臨界状態に至れば、遷移過程の事象推移は核的に収束する。

大規模な燃料凝集による正の反応度挿入が卓越する場合には、即発臨界超過に至り、いわゆる出力逸走（power excursion）によって急激に熱的エネルギーが放出される可能性がある。ごく短時間の出力逸走の結果炉心燃料はほぼ断熱的に加熱されるため、放出される熱エネルギーの大きさは結果として炉心全体での燃料温度の上昇ととらえることができる。すなわち、即発臨界超過による熱エネルギー放出の大きさを代表するとともに、後続の機械的応答過程で解析する機械的

エネルギー発生のパテンシャルを表す評価指標として「炉心平均燃料温度」を用いることが可能である。なお、即発臨界超過に至る正の反応度挿入を駆動する大規模な燃料凝集の発生は、燃料の可動性、熔融燃料プールの規模、スロッシング（プール全体の揺動）のトリガー発生等の要因の組合せで起こりうるが、これらの要因は結果としての「炉心平均燃料温度」に影響を及ぼす重要現象となる。

熱的な影響に関しては、遷移過程の解析結果を基に後続の再配置・冷却過程の解析に必要な炉心物質の分布や状態が決定される。遷移過程の事象推移の中で熔融した炉心燃料の一部は、制御棒案内管（CRGT）、炉心側面の反射体・遮蔽体ギャップ等を通じて炉心外に流出する。「炉心からの燃料流出量」は炉心残留燃料による即発臨界超過のパテンシャルを左右する重要なパラメータであるとともに、再配置・冷却過程の解析条件を決定する重要な評価指標である。なお、「炉心平均燃料温度」は燃料流出の駆動力と拘束力に関わる評価指標でもある。

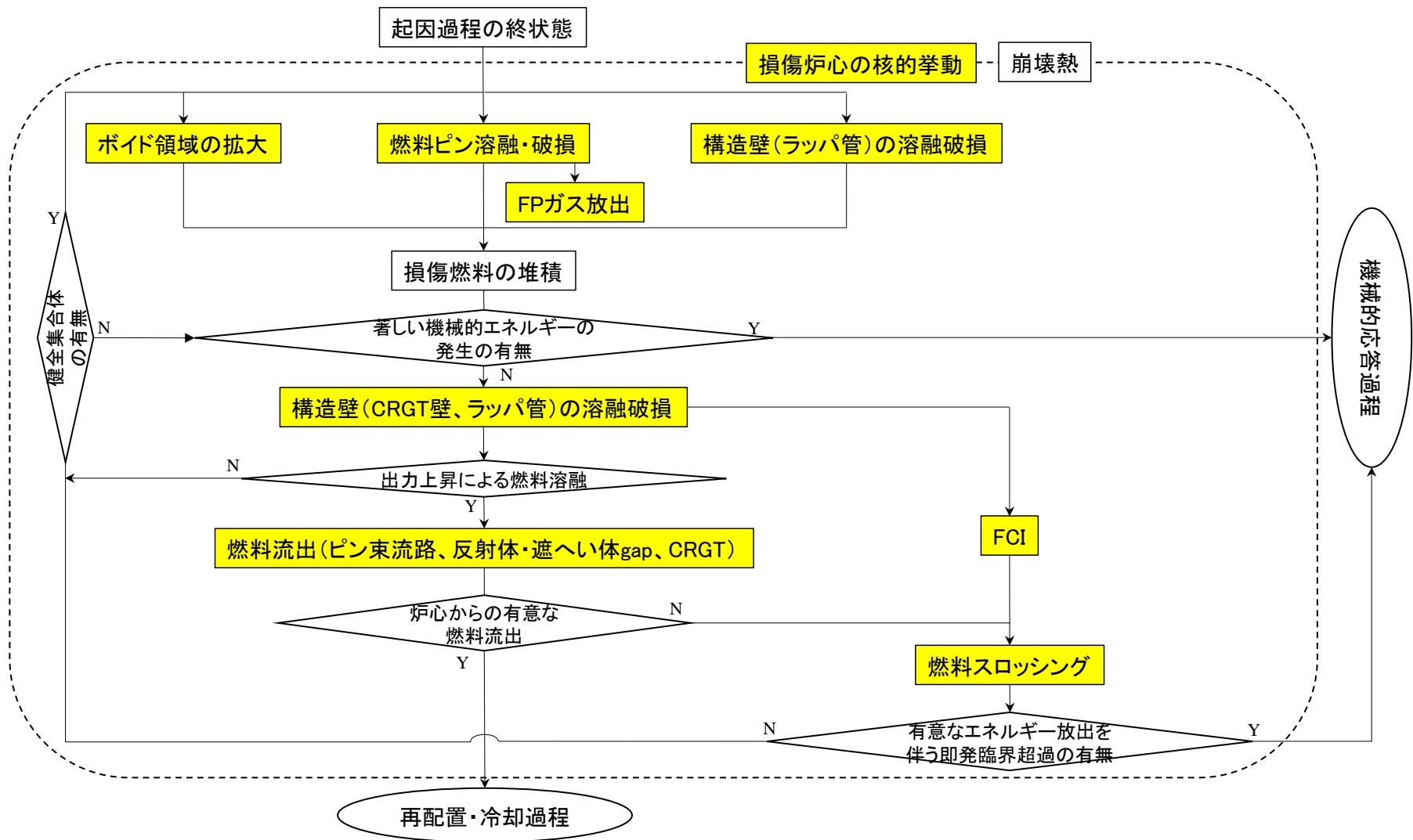


図 2-1 ULOF/UTOP 事象相関図

## 2.2. ランクの定義

SIMMER-IV による解析において考慮すべき物理現象を対象に、表 2-1 の定義に従って「H」、  
「M」及び「L」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出  
する。

表 2-1 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	事象推移に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標への影響を評価する
M	事象推移に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。
L	事象推移に対する影響が小さいと考えられる現象	評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証/妥当性評価は記載しない

## 2.3. 物理現象に対するランク付け

2.1 で述べた事故シーケンス及び評価指標に影響を及ぼす可能性のある物理現象について（図 2-2 参照）、表 2-1 の定義に従って、評価指標への影響に応じて表 2-2 のとおりランク付けを行い、「H」又は「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

遷移過程では燃料の空間的な凝集の発生に伴って発生する即発臨界超過による核発熱によって炉心平均燃料温度が短時間に上昇する。厳しい即発臨界事象を引き起こす大規模な燃料凝集は炉心全体がほぼすべて損傷し、熔融燃料プールが形成された際に発生する局所的な圧力上昇イベントによって起こる。この時の反応度挿入のメカニズムについては燃料移動反応度が支配的であるため、即発臨界超過によるエネルギー放出は燃料凝集量と凝集速度に左右される。故に、遷移過程の評価指標の一つである「炉心燃料平均温度」に対する物理現象のランキングは全炉心プール形成時の燃料凝集量及び凝集速度への影響を考慮して判断することができる。

他方、遷移過程での炉心からの燃料流出は損傷燃料が流動性を持ち、流出経路にアクセスする際に発生する。具体的な流出経路は CRGT、燃料集合体下部・上部のピン束流路及び炉心側面の

反射体・遮蔽体ギャップであり、流出経路中の損傷炉心物質の挙動が遷移過程におけるもう一つの評価指標である「炉心からの燃料流出量」に対するランキングを決定する要因と考えることができる。

以下、物理現象ごとに上記のランキングの考え方に基づく検討の結果を示す。

#### (1) 損傷炉心の核的挙動

本物理現象は、時間的に変化する物質分布に基づいて核出力が動的に変化する際に生じる核発熱である。炉心平均燃料温度を決定する重要な現象ではあるが、大規模な燃料凝集を発生するほど燃料が高温である場合、反応度変化量は物質分布の変化量に大きく依存する。このため、核動特性自体の評価指標に対する重要度は相対的に下がる (Middle)。

#### (2) ボイド領域の拡大

本物理現象は冷却材沸騰領域の拡大に伴うボイド反応度が挿入されるとともに、冷却材としての機能を失うことで炉心損傷進展の早さにかかわる現象ではある。ただし、大規模な燃料凝集を引き起こす際には炉心内の冷却材はほぼすべてボイド化していること、燃料凝集に対して直接的な影響がないことから重要度は低い(Low)。

#### (3) 燃料ピン溶融・破損

本物理現象は燃料ペレットの溶融割合及び被覆管による支持力の有無に伴う燃料ピンの破損挙動に該当する。炉心損傷進展の早さに関わる現象ではあるが、燃料の大規模な凝集を引き起こす現象ではないため重要度は低い(Low)。

#### (4) FP ガス放出

本物理現象は燃料ピンの破損時に放出される FP ガスの影響を示す。炉心溶融プール拡大時に炉心上下端で閉塞を起こした燃料集合体内に充満した FP ガス、もしくは急激な燃料ピンの昇温に伴い炉心内に大量の FP ガスを放出するような場合は、燃料の大規模凝集を引き起こす可能性もあるが、負のボイド反応度を持つ「常陽」においては燃料ピンの昇温が穏やかであることから集合体上部・下部の閉塞形成までに FP ガスが流出すると考えられる。評価指標の一つである燃料凝集に与える影響は低い (Low)。

#### (5) 構造壁の溶融破損

損傷炉心領域の拡大に関わる集合体管壁及び制御棒案内管(Control Rod Guide Tube; CRGT)の管壁が高温炉心物質からの熱輸送により溶融破損することを意味する。損傷領域の拡大は燃料凝集の規模、CRGT の管壁の溶融破損は燃料流出のタイミング及び FCI 発生に関わる挙動であり、燃料凝集と燃料流出に強く影響する(High)。

#### (6) FCI

本物理現象は損傷炉心拡大時に CRGT や反射体の構造材が破損するもしくは炉心下部・上部からの冷却材の流入によって、高温の炉心物質と冷却材が接触し、急速に蒸発するときに

生じる圧力である。燃料スロッシングを引き起こす可能性のある物理現象であり、その発生圧力による燃料凝集量によって炉心平均燃料温度が左右される(High)。

(7) 燃料スロッシング

本物理現象は、熔融炉心プールで生じた蒸気圧を駆動力として発生する熔融炉心プールのスロッシング現象を指す。この現象により燃料の凝集規模が決まるため、評価指標（炉心平均燃料温度）に対する影響度は大きい(High)。

(8) 燃料流出

本物理現象は燃料集合体上・下部のピン束流路、炉心側面の反射体・遮へい体ギャップ及び CRGT を通しての炉心からの燃料流出挙動を表す。反射体・遮蔽体ギャップ及び CRGT については、SIMMER-IV による 3 次元解析時に表現される。ピン束流路へは燃料が熔融状態において炉心内圧力が高まった場合、反射体・遮へい体ギャップへは熔融燃料が炉心側面に達した場合、CRGT へは管壁破損時に周辺の燃料が熔融状態であり、且つ閉塞が形成されない場合に流出可能である。本物理現象は炉心からの燃料流出量に直接影響し(High)、大規模な燃料凝集発生前に流出する場合は燃料凝集量にも影響する(High)。

表 2-2 物理現象のランクテーブル

物理現象	ULOF/UTOP における評価指標	
	炉心平均燃料温度	燃料流出量
(1) 損傷炉心の核的挙動	M	L
(2) ボイド領域の拡大	L	L
(3) 燃料ピン熔融・破損	L	L
(4) FP ガス放出	L	L
(5) 構造壁の熔融破損	H	H
(6) FCI	H	L
(7) 燃料スロッシング	H	L
(8) 燃料流出	H	H

3. 解析モデルについて

3.1. コード概要

(1) コードの全体構成

SIMMER-IV 及び SIMMER-III コードは損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する計算コードで、それぞれ 3 次元直交座標及び 2 次元円筒座標で原子炉体系を模擬することができる。本計算コードは、多相多成分熱流動を計算する流体力学モジュール、空間依存動特性を含む核計算モジュール、並びに固体の燃料要素及びラップ管を扱う構造材モジュールから構成され、有効性評価においては SIMMER-III コードは補助的にしか使用していないため以下には SIMMER-IV

コードとして記載するが、幾何学的計算体系と多成分対流モデルを除くすべての物理モデルは同一である。なお、米国ロスアラモス国立研究所で開発され従来使用された SIMMER-II コードと同じ名称を踏襲しているが、SIMMER-IV は原子力機構により欧米研究機関との協力を活用しつつ高度化モデルを含めて新たに開発した SIMMER-III コードを 3 次元に拡張したものであり、両者の物理モデルは同じである（以下、コード名は特に断らないかぎり SIMMER-IV とのみ記載する）。

図 3-1 に SIMMER-IV コードの全体構成を示す。コードは流体力学モジュール、構造材モジュール、及び核計算モジュールの 3 つの要素から構成されている。3 次元解析を行う SIMMER-IV コードによる解析は計算負荷が大きいものの、2 次元解析に比べて炉心構造物を忠実に表現した全炉心解析が可能である。このため損傷炉心における非軸対象な 3 次元の挙動を考慮した評価を行える。コード全体の約 2/3 を占める流体力学部は、燃料ピン及び集合体管壁（ラップ管）表面での熱及び質量移行を通して構造材モジュールと結合されている。核計算モジュールは、流体力学モジュールと構造材モジュールによって計算された質量及びエネルギー分布に基づいて核発熱分布を計算する。

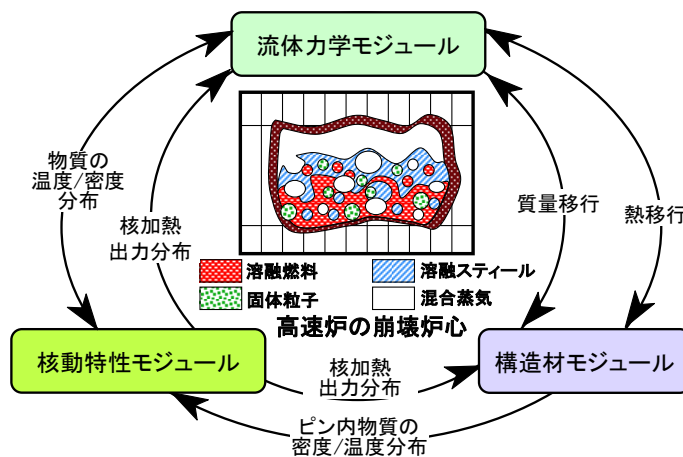


図 3-1 SIMMER コードの構造

## (2) SIMMER-IV の成分

SIMMER-IV コードで取り扱う炉心物質は燃料、スチール、ナトリウム、制御材及び FP ガスの 5 種であるが、物理的状态（固体、液体、気体）と存在場所（構造材中、流体中）を区別するため、構造材、液体及び蒸気場成分の一覧を表 3-1～表 3-4 に示す。燃料物質については、炉心内でのプルトニウム富化度の空間分布を表すために、その密度成分を親物質と核分裂物質に分けて扱う。しかしながら、これら 2 種の物質は均一混合しているため、エネルギー成分としては単一の温度が割り当てられている。ピン燃料内部は 1 点の温度ノードとして評価している。燃料の内部成分は流体力学部では扱わないため、表 3-1 には含まれていない。流体成分には多速度場が用意されている。蒸気成分（表 3-4）については蒸気分子が完全に混合した状態を模擬するために、単一の速度場とエネルギー成分を与えている。多速度場の採用により、遷移過程における反

応度効果として重要な燃料の移動挙動、機械的エネルギーへの変換過程で重要な炉心物質の冷却材中への浸入挙動等の評価信頼度と解像度の向上が達成可能となる。

### (3) SIMMER-IV の幾何形状

図 3-2 と図 3-3 に SIMMER-III 及び SIMMER-IV の計算セルの幾何構造を示す。SIMMER-III 及び SIMMER-IV コードは円筒座標系と直交座標系を使用することができるが、基本的な計算体系は SIMMER-III では 2 次元円筒体系、SIMMER-IV では 3 次元直交座標系を用いる。核計算メッシュは流体力学の計算メッシュをさらに細分したメッシュとすることができる。図 3-2 と図 3-3 の右側に計算セル水平断面中の物質分布の例を示す。流体力学モジュールのメッシュセルでは、燃料ピン及び集合体管壁が構造体場として定義されている。集合体管壁は炉心プールの熔融拡大挙動を現実的に模擬するために、SIMMER-III では左右、SIMMER-IV では左右前後のセル境界で区別して扱われている。さらに、流体との熱過渡応答を適切に取り扱うために、構造材に表面ノードと内部ノードを設定し、各々について温度点を定義している。

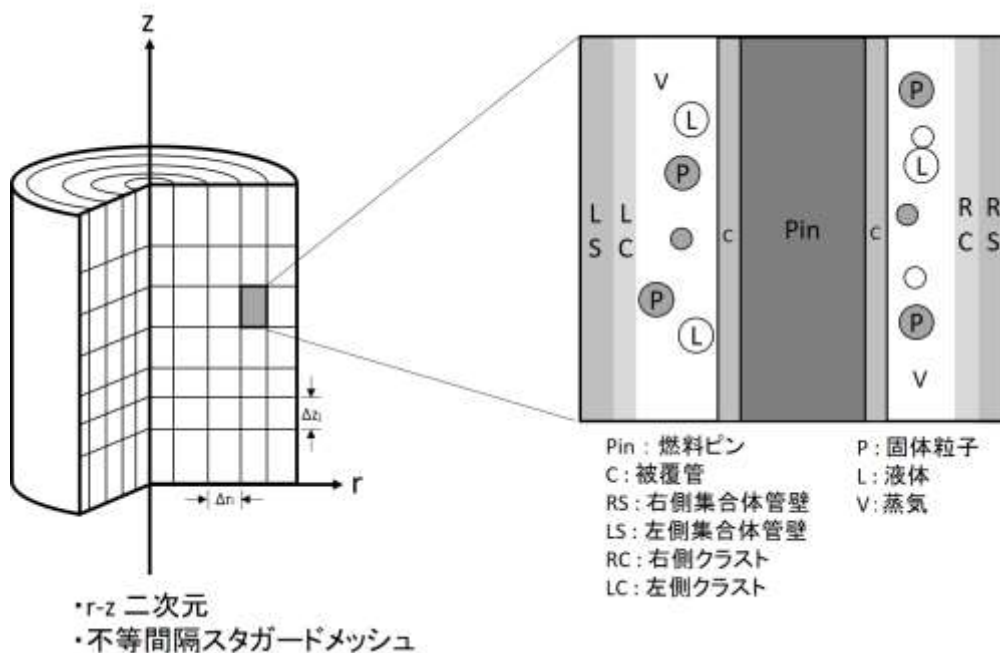


図 3-2 SIMMER-III の計算セル幾何形状と計算セル水平断面での物質分布の例





表 3-1 SIMMER-III 構造材場成分

密度		エネルギー	
s1	親物質ピン燃料表面	S1	ピン燃料表面
s2	核分裂物質ピン燃料表面		
s3	左側親物質燃料クラスト	S2	左側燃料クラスト
s4	左側核分裂物質燃料クラスト		
s5	右側親物質燃料クラスト	S3	右側燃料クラスト
s6	右側核分裂物質燃料クラスト		
s7	被覆管	S4	被覆管
s8	左側集合体管壁表面	S5	左側集合体管壁表面
s9	左側集合体管壁内部	S6	左側集合体管壁内部
s10	右側集合体管壁表面	S7	右側集合体管壁表面
s11	右側集合体管壁内部	S8	右側集合体管壁内部
s12	制御材	S9	制御材

表 3-2 SIMMER-IV 構造材場成分

密度		エネルギー	
s1	親物質ピン燃料表面	S1	ピン燃料表面
s2	核分裂物質ピン燃料表面		
s3	左側親物質燃料クラスト	S2	左側燃料クラスト
s4	左側核分裂物質燃料クラスト		
s5	右側親物質燃料クラスト	S3	右側燃料クラスト
s6	右側核分裂物質燃料クラスト		
s7	前側親物質燃料クラスト	S4	前側燃料クラスト
s8	前側核分裂物質燃料クラスト		
s9	後側親物質燃料クラスト	S5	後側燃料クラスト
s10	後側核分裂物質燃料クラスト		
s11	被覆管	S6	被覆管
s12	左側集合体管壁表面	S7	左側集合体管壁表面
s13	左側集合体管壁内部	S8	左側集合体管壁内部
s14	右側集合体管壁表面	S9	右側集合体管壁表面
s15	右側集合体管壁内部	S10	右側集合体管壁内部
s16	前側集合体管壁表面	S11	前側集合体管壁表面
s17	前側集合体管壁内部	S12	前側集合体管壁内部
s18	後側集合体管壁表面	S13	後側集合体管壁表面
s19	後側集合体管壁内部	S14	後側集合体管壁内部
s20	制御材	S15	制御材

表 3-3 SIMMER-III/IV 液体場成分

密度		エネルギー	
l1	液体親物質燃料	L1	液体燃料
l2	液体核分裂物質燃料		
l3	液体スチール	L2	液体スチール
l4	液体ナトリウム	L3	液体ナトリウム
l5	親物質燃料粒子	L4	燃料粒子
l6	核分裂物質燃料粒子		
l7	スチール粒子	L5	スチール粒子
l8	制御材粒子	L6	制御材粒子

- 19 親物質燃料チャック
- 110 核分裂物質燃料チャック
- 111 液体燃料中 FP ガス
- 112 燃料粒子中 FP ガス
- 113 燃料チャック中 FP ガス

L7 燃料チャック

表 3-4 SIMMER-III/IV 蒸気場成分

密度	エネルギー
g1 親物質燃料蒸気	G 混合蒸気
g2 核分裂物質燃料蒸気	
g3 スティール蒸気	
g4 ナトリウム蒸気	
g5 FP ガス	

### 3.2. 流体力学モジュール

#### (1) 流体力学の基礎方程式及び解法

SIMMER-IV コードでは、多相多成分流動における各成分での相変化（溶融／固化及び蒸発／凝縮過程）を扱うため、基礎方程式における熱及び質量移行の記述が非常に複雑になる。SIMMER-IV の流体力学の基礎方程式である質量保存式、エネルギー保存式及び運動量保存式を以下に示す。

$$\frac{\partial \bar{\rho}_m}{\partial t} + \nabla \cdot (\bar{\rho}_m \mathbf{v}_q) = -\Gamma_m \quad (1)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial \bar{\rho}_q \mathbf{v}_q}{\partial t} + \sum_{m \in q} \nabla \cdot (\bar{\rho}_m \mathbf{v}_q \mathbf{v}_q) + \alpha_q \Delta p - \bar{\rho}_q \mathbf{g} + K_{qs} \mathbf{v}_q - \sum_{q'} K_{qq'} (\mathbf{v}_{q'} - \mathbf{v}_q) - \mathbf{VM}_q \\ = \sum_{q'} \Gamma_{qq'} [H(\Gamma_{qq'}) \mathbf{v}_q + H(\Gamma_{q'q}) \mathbf{v}_{q'}] \end{aligned} \quad (2)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial \bar{\rho}_M e_M}{\partial t} + \sum_{m \in M} \nabla \cdot (\bar{\rho}_m e_m \mathbf{v}_q) + p \left[ \frac{\partial \alpha_M}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha_M \mathbf{v}_q) \right] \\ - \frac{\bar{\rho}_M}{\bar{\rho}_m} \left[ \sum_q K_{q'q} (\mathbf{v}_q - \mathbf{v}_{q'}) \cdot (\mathbf{v}_q - \mathbf{v}_{q'}) + K_{qs} \mathbf{v}_q \cdot (\mathbf{v}_q - \mathbf{v}_{qs}) + \mathbf{VM}_q \right. \\ \left. \cdot (\mathbf{v}_q - \mathbf{v}_{GL}) \right] = Q_N + Q_M(\Gamma_M) + Q_H(h, a, \Delta T) \end{aligned} \quad (3)$$

ここで、質量及びエネルギーを記述する独立変数はマクロ密度  $\bar{\rho}_m$ （単位体積当たりの質量）及び比内部エネルギー  $e_M$ （単位質量当たりの内部エネルギー）であり、添字の  $m, M, q$  及び  $S$  はそれぞれ密度成分、エネルギー成分、速度場及び構造材場を表す。質量保存式(1)ではマクロ密度の時間変化項、対流項、質量移行項  $\Gamma_m$  を取り扱う。運動量保存式(2)では運動量の時間変化項、対流項、圧力勾配項、重力項、構造材との摩擦、速度場間の運動量交換項、仮想質量項、質量移行に伴う運動量変化項を取り扱う。エネルギー保存式(3)ではエネルギーの時間変化項、対流項、圧縮・膨張項、速度場間の摩擦による発熱項、核発熱、質量移行に伴うエネルギー移行項、熱伝達項を取

り扱う。(2)式の  $H(x)$ は  $x$ の正負によって 1 又は 0 を返すヘヴィサイド関数であり、その他の変数の定義は省略する。なお、構造材場の成分についても対流項を除いて同じ基礎方程式が用いられる。

SIMMER-IV で採用している流体力学の解法アルゴリズムは、4 ステップ法[4][5]と呼ばれる半陰解法の時間積分法に基づいている (図 3-4 参照)。この手法の特徴は、STEP1 でセル内の境界面積のソース項、熱及び質量移行、並びに運動量交換関数を計算した後に、STEP2~STEP4 でセル間の対流を計算することにある。セル内の熱及び質量移行の計算をセル間の対流計算から分離することによって多相多成分系で生じる非平衡の蒸発/凝縮現象のような複雑な物理現象を効率よく扱うことができるとともに、解析モデルの開発と改良に対して大きな柔軟性を獲得している。また、空間差分では高次の差分法を用いることで高い計算精度を実現している。

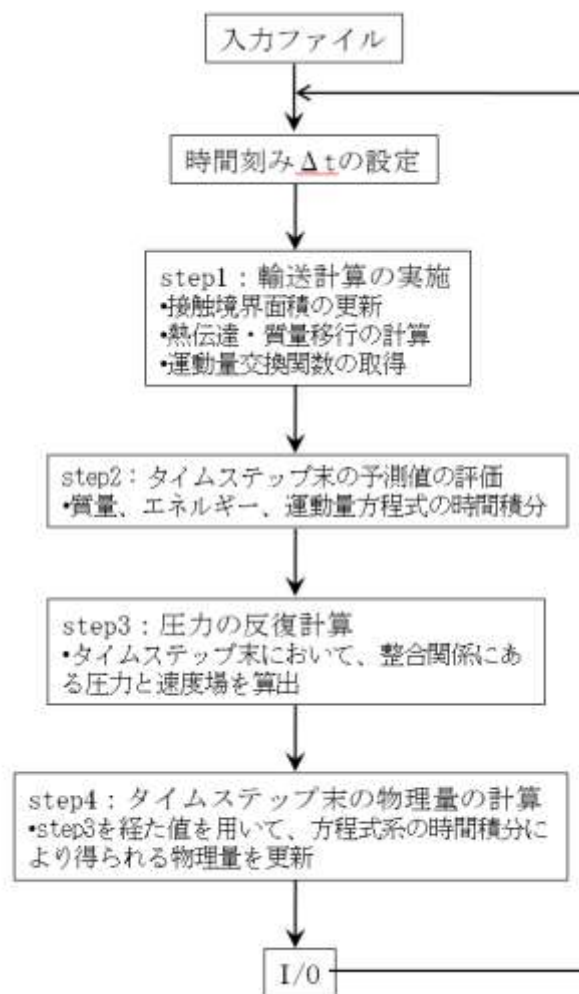


図 3-4 SIMMER-IV コードにおける流体力学部解法アルゴリズム (4 ステップ法)

## (2) 多相流流動様式、境界面積、熱伝達係数及び運動量交換関数

多相多成分系の流れは極めて複雑な幾何形状となりうる。また、流路壁の影響の有無 (チャンネル流又はプール流) も考慮する必要がある。結果として SIMMER-IV では 9 種の流動様式を定

義し、ボイド率 0~1 の全域にわたって（気泡流～分散液滴流）物理量が連続かつ円滑に記述できるようにモデル化を行った。成分間及び速度場間の相互作用のモデル化の基礎となるのが成分間の境界面積であり、その増減と流れによる輸送による過渡変化を記述するため、下記に一般式を示す境界面積対流モデルを採用した。

$$\frac{\partial A_M}{\partial t} + \nabla \cdot (A_M \mathbf{v}) = \sum_k S_{M,k} \quad (4)$$

ここで、 $A_M$ はエネルギー成分  $M$ に付随する対流境界面積、 $S$ は発生、消滅、分裂、合体等による境界面積のソース項である。対流境界面積を基に流体エネルギー成分及び構造材成分間のすべての接触モードに対する各成分間の接触面積が求められる。

熱伝達係数モデルでは各炉心物質へ適用可能な定常の伝熱相関式を使用する。連続相と分散相の間の熱伝達は速度差の有無によって強制循環又は自然循環に対する伝熱相関式を用いる。また、固体粒子の内部は球形を仮定して単純な熱伝導でモデル化され、さらに液滴や気泡では内部の旋回流や表面の振動による伝熱促進効果がモデル化されている。この他に、膜沸騰熱伝達係数がモデル化されている。

運動量交換関数の計算では、(2)式の $K_{qq}$ 及び $K_{qs}$ について、それぞれ流体間のドラッグ係数及び構造材との摩擦係数に対する実験相関式に基づいてモデル化する。 $K_{qq}$ の計算では流動様式の遷移に伴って急激な変化が生じないように内挿手法を用いている。流路中の固体粒子の体積率が増加すると流動抵抗が増してやがてはジャミングする。この現象を模擬するため実効的粒子粘性の概念をモデル化した。

### (3) 熱及び質量移行

エネルギー成分間の接触面積と熱伝達係数を基に熱及び質量移行が計算される。相変化（溶融／固化、蒸発／凝縮）の取扱いは、境界面での熱バランスから相変化速度を計算する非平衡の伝熱律速モデルである。非平衡の溶融／固化では例えば燃料クラストの生成、構造材表面の溶融剥離等が計算される。その後バルク温度が相変化条件を満たす場合には平衡溶融／固化が計算される。非平衡の蒸発／凝縮モデルでは、状態変化が極めて速く非線形性の強い現象であるため、エネルギー及び質量保存式を状態方程式と結合して反復計算により解く。

### (4) 状態方程式

流体力学の解法で必要となる状態方程式は、計算精度及び効率を考慮して簡単な関数形式のモデルを採用している。蒸気（気体）の状態方程式では非理想気体を取り扱うファンデルワールス型の改良 Redlich-Kwong の式を採用することで特に高温領域での精度を確保した。液体の圧縮性の考慮による単相圧力の計算が可能である。炉心物質の状態方程式は固体から臨界点までの広い温度範囲にわたって信頼性のあるデータを基にフィッティングしている。

## 3.3. 構造材モジュール

SIMMER-IV コードにおける構造材モジュールでは、構造物として扱われる燃料ピン、集合体管壁の内部の熱伝導を計算し、健全状態から過渡破損挙動までを扱うとともに、流体に接する構

造材の表面積と体積率から流路の水力等価直径が計算される。集合体管壁は前後左右のセル境界の管壁の質量及び温度を独立に取り扱うことで、集合体管壁の溶融破損に伴う炉心プールの拡大挙動を評価できる。さらに、熱及び質量移行のバランスから燃料の固化が生じるような場合は、集合体管壁上の燃料クラストが形成される。クラストの形成によりスティール構造材への熱抵抗が増加する効果が考慮できる。セル境界で隣り合う 2 層の集合体管壁のどちらかが存在しなくなった場合には、セル間の構造材と流体の熱伝達も計算されるようになる。集合体管壁が存在する境界セルでは、流体はこれを横切って流れることができない。

構造材場成分のエネルギーが破損条件を満たす場合には液体場への質量移行（溶融、固体粒子又はチャンク燃料への移行）を計算する。

### 3.4. 核計算モジュール

SIMMER-IV コードの核計算モジュールでは改良準静近似[7]に基づく空間依存動特性モデルを用いている。本モデルでは、時間及び空間依存の中性子束を形状関数と振幅関数に変数分離し、前者の形状関数（定常の中性子輸送方程式）には汎用の公開コードである多群 Sn 輸送理論に基づく TWODANT（2次元 SIMMER-III 用）及び THREEDANT[6]（3次元 SIMMER-IV 用）を利用した。

振幅関数は原子炉出力と反応度との関係を記述する 1 点近似動特性モデルと同じ数式で表現されるが、反応度及び動特性パラメータは中性子束分布及びその初期状態からの変動並びに更新されたマクロ断面積からコード内で自動的に計算される。これらの計算に必要なマクロ断面積は、無限希釈ミクロ断面積と自己遮蔽因子を入力して、流体力学モジュール及び構造材モジュールで計算された物質の数密度及び温度分布に基づいて反応度計算ステップごとにコード内で計算する。

核計算モジュールで計算された原子炉出力と中性子束分布を基に物質毎の内部核発熱（核分裂及び中性子捕獲）の分布が計算され、これは流体力学のエネルギー保存式の発熱項として渡される。この他に、SAS4A コードと同様の簡単な崩壊熱モデルが利用できる。

### 3.5. 実施解析におけるノード分割

鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域上端まで、径方向は反射体までを含む体系にて解析を行う。「常陽」の実機解析に用いる領域分割を図 3-5 に、ノード分割の考え方を表 3-5 に示す。SIMMER-III/IV コードではノードの分割を円筒座標系もしくは直交座標系を用いて行うことができ、SIMMER-IV による実機解析では 3 次元直交座標系を用いる。燃料集合体、制御棒案内管などは水平断面において 1 メッシュで表す。このとき実機の集合体は断面が正六角形であるが、SIMMER では実機の燃料集合体と断面積が一致する長方形のノードを用いる。

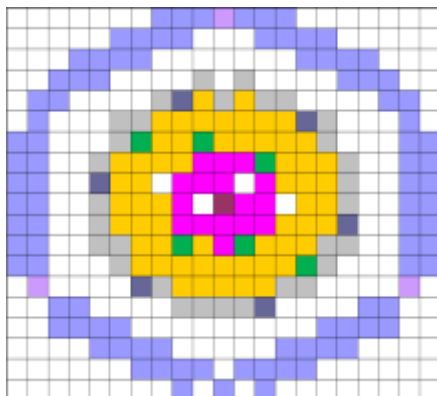


図 3-5 実機解析に用いる領域分割とノード分割の例。SIMMER-IV による 3 次元直交座標系で炉容器内のノード分割を行った場合の炉心を通る高さの水平断面図。水平断面図において緑は CRGT である。

表 3-5 SIMMER-III/IV コードのノード分割の考え方

項目	ノード分割の考え方
炉心、燃料部	高さ方向の領域分割は炉心燃料と熱遮蔽ペレット、ガスパレナムを含む燃料ピン領域に加え、燃料ピン領域の上下方向に反射体領域等を付加することが可能である。水平断面内の 1 メッシュを 1 集合体に割り当てる。
一次系	1 次系の冷却材ループは解析体系で直接模擬せず、解析体系の境界（高圧プレナムや下部プレナムの入口）における水頭圧を圧力境界条件として与える。各領域への冷却材流入は、健全状態における各領域の流量配分が再現できるようなオリフィス係数を与えることによって調整する。

#### 4. 重要現象に対する解析モデル

##### 4.1. 重要現象と解析モデルの対応

SIMMER-IV 及び SIMMER-III の解析モデルは一般化して構成されており、解析対象となる物理現象に則してモデル化がなされているわけではない。2 章においてランク付けして選定した重要現象の多くは複数の解析モデルの組合せにより解析される。ここでは、図 2-1 で示した重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を解析するために主に必要となる解析モデルとの対応関係を表 4-1 に示す。

表 4-1 重要現象を解析するための解析モデル

重要現象	SIMMER の解析モデル					
	多成分流動	流動様式及び境界面積	運動量交換	熱及び質量移行	構造材	空間依存動特性 FPガス放出
(1) 損傷炉心の核的挙動						○
(2) ボイド領域の拡大		○		○		
(3) 燃料ピン溶融・破損				○	○	
(4) FPガス放出						○
(5) 構造壁の溶融破損				○	○	
(6) FCI	○	○	○	○		
(7) 燃料スロッシング	○	○	○			
(8) 燃料流出	○	○	○	○	○	

#### 4.2. 解析モデルの再整理

4.1 に記載した解析モデルは、3 章に記載したモデルを一部集約して再整理したものである。3 章との対応は自明であるが、5 章の妥当性確認において評価するため以下に簡単に概要を記載する。

##### 4.2.1. 多成分流動

多成分・多速度場の熱流動に関する保存式を一般化してモデル化するとともに、高精度かつ安定な数値解法を採用している。8 種の流体成分を複数の速度場に割り当てることにより流体間の相対運動が取り扱える。また、液体の圧縮性、非理想気体、超臨界状態までの広い温度・圧力範囲を取り扱う関数形式の状態方程式モデルが採用されている。

##### 4.2.2. 流動様式及び境界面積

構造材壁の有無や流体成分の体積率を基に多相流の流動様式が計算される。運動量交換や熱及び質量移行の計算に必要な成分間の境界面積についてはその増減や対流による時間変化を考慮して計算される。

##### 4.2.3. 運動量交換



速度の異なる流体間のドラッグ及び流体－構造材間の摩擦を多相流の流動様式及び境界面積に基づいてモデル化している。

#### 4.2.4. 熱及び質量移行

流体成分の熱伝達係数及び成分間の境界面積に基づいて熱伝達、溶融・固化、蒸発・凝縮等の物理現象を非平衡の相変化挙動を含めて一般化してモデル化している。

#### 4.2.5. 構造材

燃料ペレット及び被覆管からなる燃料要素と集合体壁（ラッパ管）をそれぞれ区別してモデル化している。具体的には、燃料要素は計算セル水平断面において中心に配置し、集合体壁は計算セルの水平断面境界に配置している。核計算に基づく内部発熱（核発熱、崩壊熱）及び流体との間の熱伝達による温度変化や溶融・固化をモデル化し、集合体壁表面で固化する溶融燃料については燃料クラストとしてモデル化している。

#### 4.2.6. 空間依存動特性

時間及び空間依存の動特性モデルにより反応度及び出力が計算できる。炉心物質の質量及び温度分布並びに中性子束及びスペクトル分布に基づいて核断面積を逐次計算するとともに、多群輸送理論（3次元では **THREEDANT**、2次元では **TWODANT**）により中性子束分布を計算することにより、反応度変化を精度よく計算できる。

#### 4.2.7. FP ガス放出

**SIMMER** コードには損傷固体燃料が溶融した時点で内包される **FP** ガスが一斉に放出されるのではなく、損傷固体燃料が溶融を開始する前から適切な時定数に基づいて **FP** ガスが逐次的に放出されるモデルが組み込まれている。

### 5. コードの検証及び妥当性確認

#### 5.1. 重要現象に対する妥当性確認方法

**SIMMER** コードの検証及び妥当性確認はコード開発と並行して実施してきた。第1期検証プログラムでは流体力学モジュールの各モデルの基礎検証をベンチマーク解析や小規模模擬実験の解析を通じて行った[8]。第2期検証プログラムでは、各モデルを統合することで表現される重要現象について試験解析を通じて妥当性確認を行った[9]。上記検証プログラム以降、炉心からの燃料流出を対象とした **EAGLE** 炉内・炉外試験[10][11][12]がなされ、溶融燃料・スチールを用いた構造壁の溶融破損から流出挙動に関わる新たな実験データが得られている。この新知見を用いて第2期検証プログラムでは不十分であった **CRGT** からの燃料流出に関わる妥当性確認[13]も実施されてきた。

代表的な検証内容を評価マトリクスとして表 5-1 に示す。表 5-1 は2章で評価指標に対して重要度が **H** もしくは **M** に分類された物理現象を列挙するとともに、それらの物理現象に対する **SIMMER-IV** コードの解析モデルも表 4-1 に則して整理している。表 5-1 の評価マトリクスに記載した各解析の概要は5.2節以降に記載する。これらの各解析は **SIMMER-IV** コードの解析対象

であるナトリウム冷却高速炉の全炉心規模で直接評価するものはないが、事故時に原子炉内で発生する重要現象を模擬するものである。抽出された各重要現象は複数の物理モデルの組合せで解析されているため、複数モデルの統合的な妥当性確認を目的として実験及び解析が実施されてきた。次節にこれまでに行われた検証解析[8][9][13][14]の内容を要約する。検証解析は主として SIMMER-III コードを用いたものであるがその結果は SIMMER-IV に対しても成立する。特に区別の必要が無い場合には単に SIMMER コードと表記した。

表 5-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (SIMMER コードの評価マトリックス)

評価指標に対する影響度の高い現象	検証解析	SIMMER の解析モデル					
		多成分流動	流動様式及び境界面積	運動量交換	熱及び質量移行	構造材	空間依存動特性
損傷炉心の核的挙動	理論式の検証(STN テスト問題解析)、FCA VIII-2 試験解析						○
構造壁の溶融破損	EAGLE 炉内試験解析				○	○	
FCI	THINA 試験解析など	○	○	○	○		
燃料スロッシング	スロッシング挙動試験解析	○	○	○			
燃料流出	GEYSER 試験解析、THEFIS 試験解析など	○	○	○	○	○	

## 5.2. 妥当性確認（試験解析）

### 5.2.1. 空間依存動特性モデル

空間依存動特性モデルでは、一般化された時間依存の中性子輸送方程式を時間依存性が弱く空間に強く依存する形状関数と時間依存性の強い振幅関数とに分解して解く改良型準静近似法を採用している。空間依存動特性モデルの妥当性検証の方法として、振幅関数と形状関数のそれぞれについて妥当性を確認する方法を取った。

SIMMER コードでは核計算のために2つの時間ステップを有しており、形状関数の算出に使用する中性子形状時間ステップを振幅関数の算出に使用する反応度時間ステップに比べて粗くすることで計算コストの削減を図っている。ある時刻では形状関数が算出されず振幅関数のみ算出されることになるが、振幅関数の算出に用いる方程式には形状関数により定義されるパラメータも含まれているため、その場合には外挿又は内挿した形状関数を用いて振幅関数を算出している。

そこで空間依存動特性モデルが核計算時間ステップ幅に影響しないことを典型的な高速炉での核的な過渡変化を想定した STN テスト問題により示すとともに、流体計算により決まる物質分布に基づき静的核計算により算出される形状関数の精度を FCA VIII-2 試験により確認した。

#### (1) STN テスト問題の概要と解析結果

図 5-1 に示す STN テスト問題は、典型的な高速炉の損傷炉心に対する急激な反応度挿入を想定した問題で、炉心径方向中心部において熔融燃料の塊が炉心下部から 100m/s の速度で炉心上部へ移動するというものである。この問題では、炉心中心部への熔融燃料の移動により急激な正の反応度投入が生じることで即発臨界へ至るが、昇温によるドップラー反応度と炉心中心部よりも上部に熔融燃料が移動することで投入される負の反応度により、数 ms という短時間で出力逸走は収束する。

SIMMER コードによる解析では評価対象が核動特性解析に限られるため、物質間の熱移行と熔融や蒸発といった物質間の質量移行（相変化）は生じないように条件を設定した。時間ステップ幅の違いによる影響がないことを確認するために表 5-2 に示す参照ケース、比較ケース及び初期値ケースという時間ステップ幅のみを変更した解析を実施した。

図 5-2 に全反応度と相対出力の時間変化である。解析結果から、反応度投入率 $\pm 250\$/s$ 程度の早い事象進展に対してであっても、核計算に関わる時間ステップ幅を変えたとしても反応度変化に影響は現れず、時間ステップ幅による計算への影響がないことが確認された。

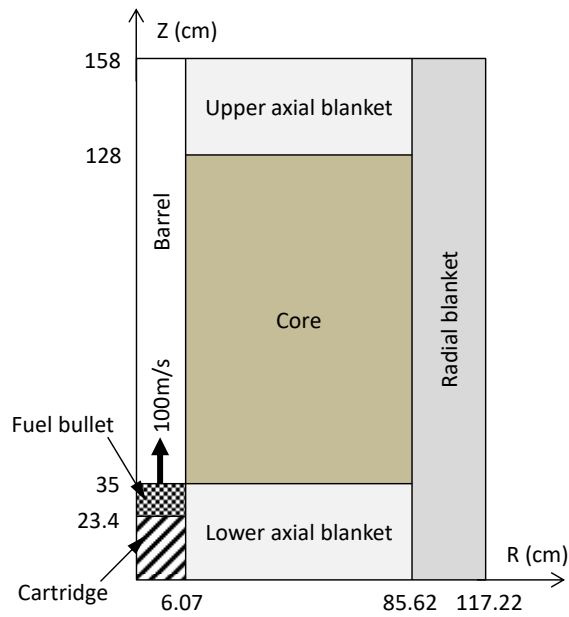


図 5-1 STN テスト問題の RZ 解析体系

表 5-2 STN テスト問題の解析ケースと取り得る時間ステップ幅

Case	参照ケース	比較ケース	初期値ケース
Reactivity time step			
- Initial	$10^{-6}$	<b><math>10^{-5}</math></b>	<b><math>10^{-3}</math></b>
- Minimum	$10^{-6}$	<b><math>10^{-5}</math></b>	$10^{-5}$
- Maximum	$10^{-6}$	<b><math>10^{-0}</math></b>	$10^{-0}$
Flux shape time step			
- Initial	$10^{-6}$	<b><math>10^{-4}</math></b>	<b><math>10^{-3}</math></b>
- Minimum	-	-	-
- Maximum	$10^{-6}$	<b><math>10^{-2}</math></b>	$10^{-2}$

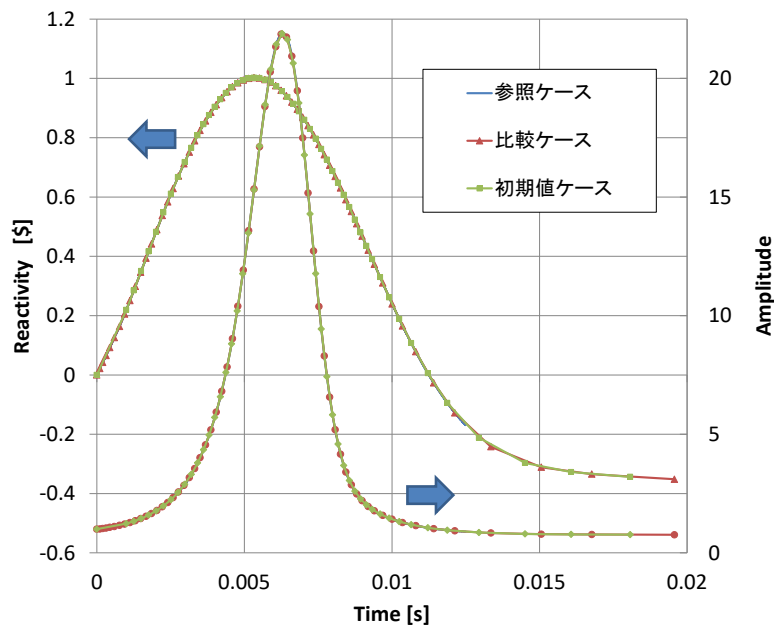


図 5-2 STN テスト問題の結果 (SIMMER 解析)

(2) FCA-VIII-2 試験と解析結果

FCA VIII-2 試験は日本原子力研究所の高速臨界集合体施設 (FCA : Fast Critical Assembly) で 1979 年に実施された試験であり、高速炉体系において燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象 (燃料スランピング) を模擬している。図 5-3 に試験の概略を示す。中心部の試験領域で燃料の移動が生じ、燃料移動パターンは炉心軸方向中心位置の断面に対し、下部に移動する A1、A2 及び A3 ケースと上下方向に移動する S ケースに分けられる。燃料移動先の領域は通常の 2 倍の燃料を持つ高密度燃料領域であり、燃料移動元の領域は逆にスペーサのみから成るボイド領域である。実験では基準体系からの反応度変化や核分裂反応率分布が測定されており、妥当性確認では反応度変化と核分裂反応率分布を比較した。

表 5-3 は実験及び解析[14]の反応度変化である。解析値と実験値の比 (C/E 値) は 0.93~1.01 であることから、解析結果と実験結果はほぼ一致しているといえる。FCA VIII-2 集合体はプレート型の燃料や構造材を引出しに積み重ねて装荷しているが、解析では各領域を均質化していることから非均質効果による差が生じ得る。過去の検討における非均質効果による不確定性は 10%程度であるということからも、十分な精度で解析が行われたと考えられる。

炉心中心位置での  $^{238}\text{U}$  と  $^{235}\text{U}$  の核分裂反応率軸方向分布を図 5-4 及に示す。実験結果と比較すると、 $^{238}\text{U}$  の解析結果がボイド領域で過大評価している部分もあるが、概ね一致した分布になっている。

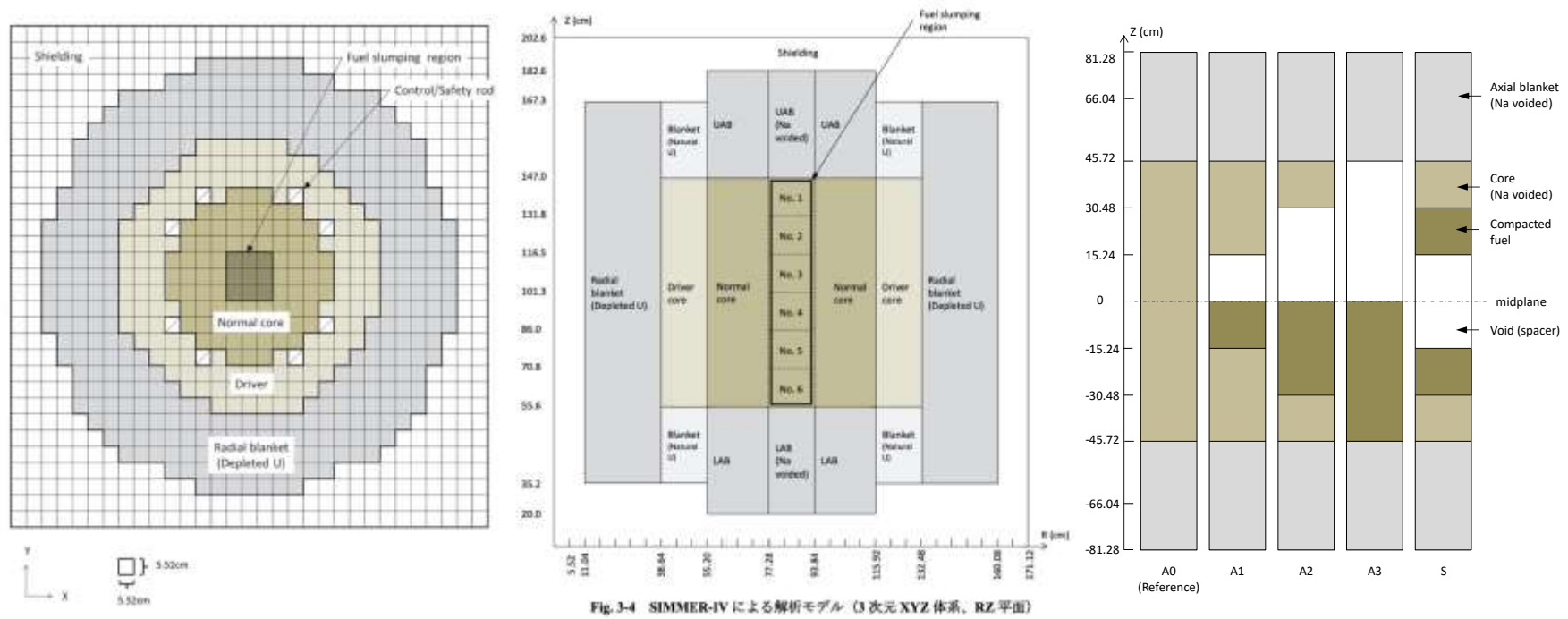


Fig. 3-4 SIMMER-IVによる解析モデル (3次元XYZ体系、RZ平面)

図 5-3 FCA VIII-2 の試験体系の概略 (左図、中央図：XYZ体系、右図：燃料移動パターン)

表 5-3 反応度変化の実験結果と解析結果の比較

(Unit :  $10^{-4} \Delta k/kk'$ )

燃料移動 パターン	実験結果	SIMMER	
		反応度変化	C/E
A1 ケース	$5.3 \pm 0.3$	5.4	1.01
A2 ケース	$12.6 \pm 0.4$	12.1	0.96
A3 ケース	$15.2 \pm 0.4$	14.1	0.93
S ケース	$-4.1 \pm 0.3$	-4.0	0.98

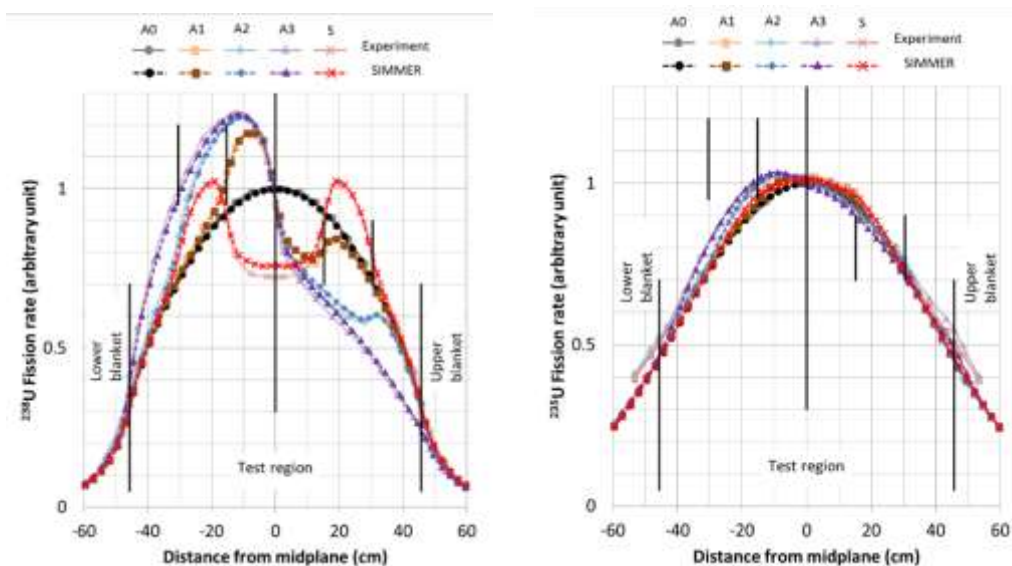


図 5-4 炉心中心位置での  $^{238}\text{U}$  と  $^{235}\text{U}$  の核分裂反応率分布

(3) 空間依存動特性モデルの不確かさ

図 5-4 に示される通り、静的核計算における形状関数は誤差数%で評価される。SIMMER コードの空間依存動特性モデルで利用される改良型準静近似法では、流体モジュールにより時間的に予測される物質配位から形状関数を求めて中性子束の空間依存性を考慮している。改良型準静近似法による核計算は物質配位、核計算時間ステップ幅、静的核計算における形状関数の3つの要素に依存する。このうち、空間依存動特性モデルにより決定されるものは核計算時間ステップ幅による依存性と静的核計算における形状関数のみである。核計算時間ステップ幅による不確かさはほとんど現れないことから、SIMMER コードの空間依存動特性モデルの持つ不確かさは静的核計算における形状関数の誤差範囲(数%)であると言える。



### 5.2.2. 構造壁の溶融破損

SIMMERにおける構造壁の溶融破損は高温の融体から構造材への熱伝達及びその結果発生する構造材の溶融（質量移行）の結果として評価される。実機への適用において重要となるのは個々のモデルを統合して計算される構造材の溶融破損タイミングであることから、炉内試験を用いた SIMMER コードの挙動に対する評価を行った。

#### (1) EAGLE 炉内試験と解析結果

図 5-5 は EAGLE 炉内試験の概略である。照射炉 IGR の円柱状の中心空孔に試験体を格納したカプセルを装荷する。試験体は、中心に燃料流出経路となる冷却材を内包した内部ダクトを設置し、その周囲を燃料ピンで囲んだ体系を持つ。IGR を運転して中性子照射することで燃料ピンを発熱・溶融させて溶融炉心プールを模擬し、溶融炉心プールからの伝熱により内部ダクトが破損し、内部ダクトが早期の燃料流出経路として有効であることを確認することを目的とした試験である。試験では内部ダクトの温度が熱電対により計測されているが、内部ダクトが破損するのとほぼ同じタイミングで高温の溶融燃料及びスティールが熱電対に接触し熱電対を破損させるため、その時刻をもって内部ダクトの破損時刻を測定した。内部ダクトはステンレススティール製である。炉内試験であるため、溶融燃料プールの生成から内部ダクトの溶解による流出経路形成挙動を核加熱条件下で実現でき、高速炉実機条件の模擬性が高い。試験に用いた燃料は約 8 kg である。

図 5-6 は SIMMER コードによる解析体系である。試験体の一部、すなわち炉心模擬部のみをモデル化した。試験と同じ出力を燃料ピン与えて溶融炉心プールを形成した。炉心溶融物質による熱負荷で CRGT を模擬した内部ダクトに開口が形成されるまでの挙動を解析した。圧力、照射強度などの解析条件は試験条件に則して設定している。

図 5-7 に SIMMER コードにおける熱伝達率の不確かさを考慮した場合の EAGLE 炉内試験におけるダクト破損時刻を解析した結果を示す。横軸は実験におけるダクトへの伝熱が開始してからの時間、縦軸が SIMMER コードにおけるダクトへの伝熱が開始してからの時間である。実験の伝熱開始時間の計測誤差が存在することを考慮すると、例えば熱伝達率の不確かさを $\pm 25\%$ 考慮しても実験結果とほぼ同じ時刻でダクトの壁面破損時刻を再現できる。

#### (2) 重要現象に関する不確かさの評価

図 5-7 に示した解析結果から、熱伝達率の不確かさを-25%として考慮した場合はダクトの破損時刻を最大で 1 秒ほど過小評価するが、標準的に用いられる熱伝達率であれば、破損時刻を大きな不確かさを伴わず評価可能であることが示された。

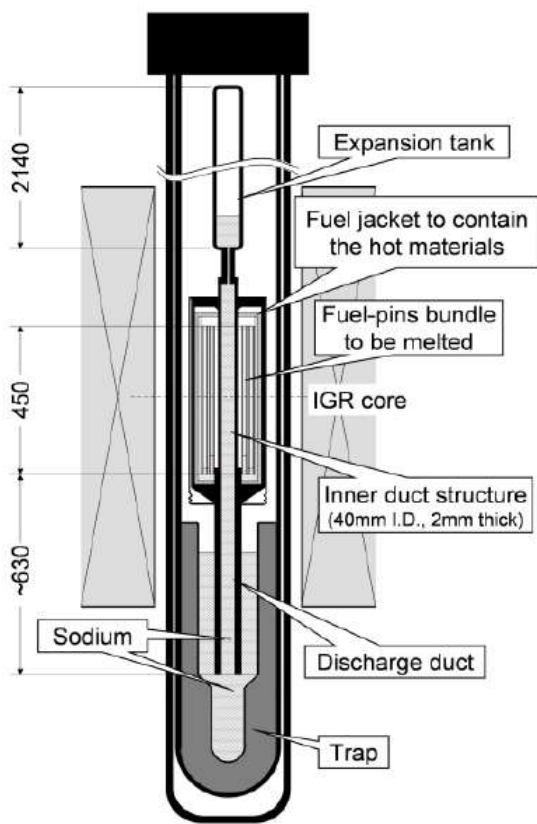


図 5-5 EAGLE 炉内試験の概略

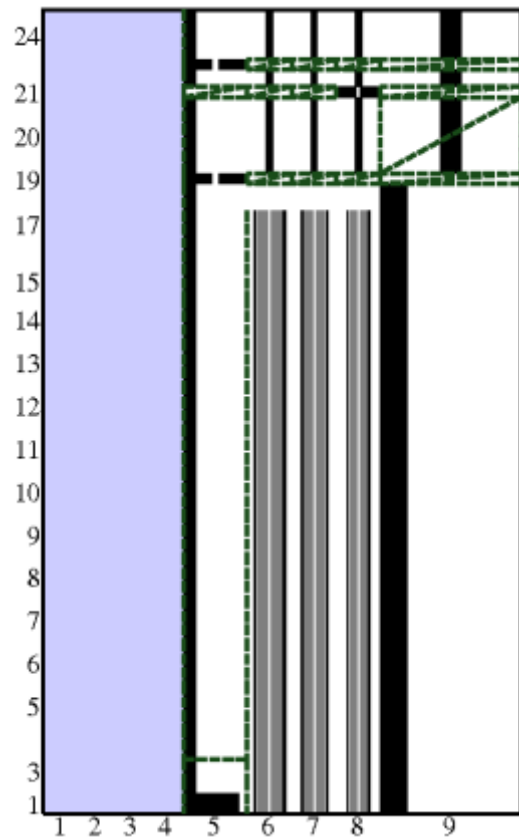


図 5-6 試験体の一部（内部ダクトと燃料ピン束）を2次元軸対象で表現した、炉内試験の解析体系。図外側の数字はr、z方向のセル番号。灰色は燃料ペレット、黒はステンレススティール、水色はナトリウム。

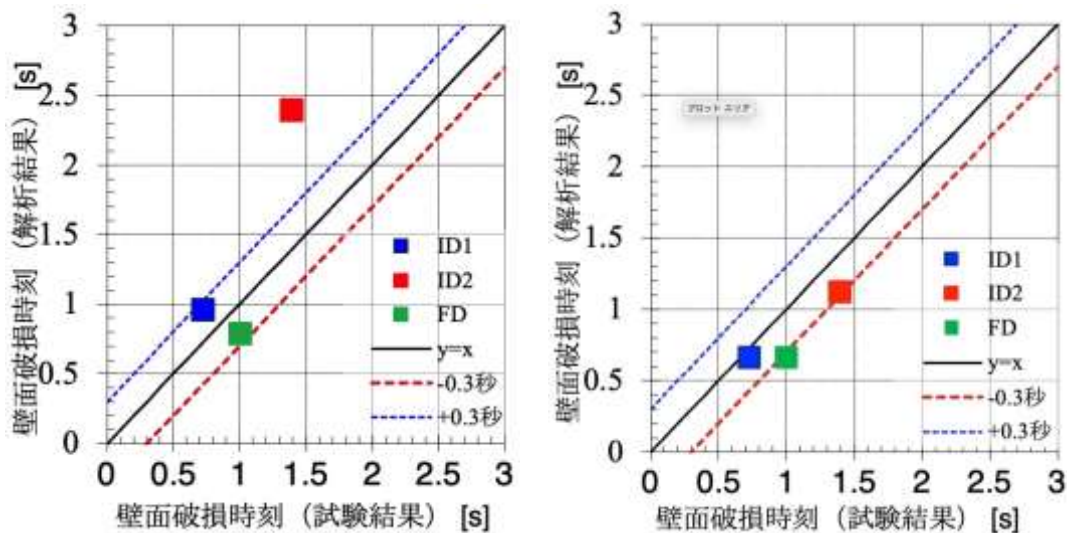


図 5-7 SIMMER が扱う熱伝達の誤差に伴う EAGLE 試験解析の壁面破損時刻の違い。熱伝達 0.75 倍 (左) と 1.25 倍 (右) の結果。黒実線は試験と解析の破損時刻が一致する線、赤破線と青破線はそれぞれ破損時刻の 0.3 秒。

### 5.2.3. FCI

SIMMER コードでは多成分流動により計算された結果である物質分布に基づき決まる流動様式と対流・生成を考慮した成分間境界面積から決まる成分間熱移行量、その結果発生する冷却材の蒸発量の結果として冷却材蒸気圧が計算される。試験では境界面積、成分間熱移行及び物質移行量を測定することは不可能であるが、FCI で重要となる冷却材蒸気発生に伴う圧力変動に着目して、コードで解析される一連の挙動を包括して妥当性を確認した。

#### (1) THINA 試験の概要と解析結果

THINA 試験は、テルミット反応で生成した高温融体( $Al_2O_3$  と Fe との混合溶融物)をナトリウムプール中に下方から流入させることで FCI を模擬した炉外試験である。図 5-8 に試験の概略を示す。内径 30 cm、高さ 5 m の円筒容器の下部を 150 kg、初期温度 770 K のナトリウムで充たし、ナトリウムの上部は 0.11 MPa のアルゴンガスで充たす。この下部より内径 3 cm のチューブから溶融炉心物質を模した、初期温度 3270 K、質量 5.5 kg のサーマイトを 2.5 MPa の駆動圧力をもって流入させた。

図 5-9 に SIMMER により評価したナトリウムプール圧力 (高さ 10 cm 位置) とカバーガス圧 (高さ 4 m 位置) について試験値との比較を示す。実験では高温融体と冷却材の接触によりナトリウムの沸騰が生じることで、1~1.2 秒の間に時間的に鋭い圧力ピークが頻繁に生じる。他方、カバーガス領域ではナトリウム蒸気の上昇により比較的緩やかに圧力が増加する。ナトリウムプール中での 1.6 秒及び 1.72 秒にみられる圧

力上昇はナトリウム蒸気により一旦持ち上げられたナトリウムが下降して発生したものである。

ナトリウム内での圧力値（図 5-9 左）は試験条件の多少の違いにより圧力ピークの大きさ及び発生時間がずれる。そのような現象であるにもかかわらず、試験解析の結果は圧力ピークをやや過大評価する傾向はあるが、発生時刻を  $10^{-2}$ ~ $10^{-3}$  秒オーダーの誤差範囲内で再現している。図 5-9（右）のカバーガス領域においても圧力ピークの発生時間を再現していることから、流体間熱伝達により発生するナトリウム蒸気に駆動されるナトリウムスラグの運動を適切に再現できていることが分かる。カバーガス圧力が実験値のほうが高くなっているのは、サーマイトと共に非凝縮性ガスの流入したことの影響であると推定されており、これを考慮すれば 10 % 誤差範囲内で再現されている。

FCI は冷却材と溶融物質の接触により熱が伝達され蒸発する現象であり、圧力の時間変化に影響が現れる。溶融物質から冷却材への熱の移行は液体間熱伝達により支配され、冷却材沸騰は蒸発/凝縮モデルにより支配される。カバーガス圧及びナトリウムプール中の圧力の時間変化が凡そ再現されているということは、SIMMER 中の蒸発/凝集、液体間熱伝達モデルが適切であることを示唆している。

## (2) FCI に関わる不確かさ

SIMMER コードはナトリウムプール内で発生する圧力値をやや過大評価するものの、ほぼ同程度のオーダーで圧力値を再現することができる。FCI はスロッシング挙動を誘発し燃料凝集を引き起こす過程を通して、評価指標である炉心平均燃料温度に影響を与える。炉心周辺での FCI による燃料スロッシング現象は実験的に模擬することは難しく現象としての不確かさが大きい。評価指標への影響が重要となるため、感度解析により不確かさの影響を評価しておくことが望ましいと判断される。

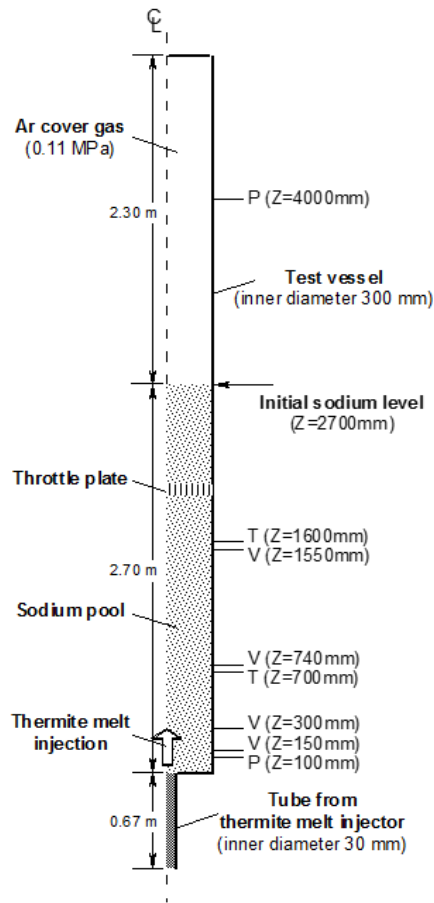


図 5-8 THINA 試験の概略

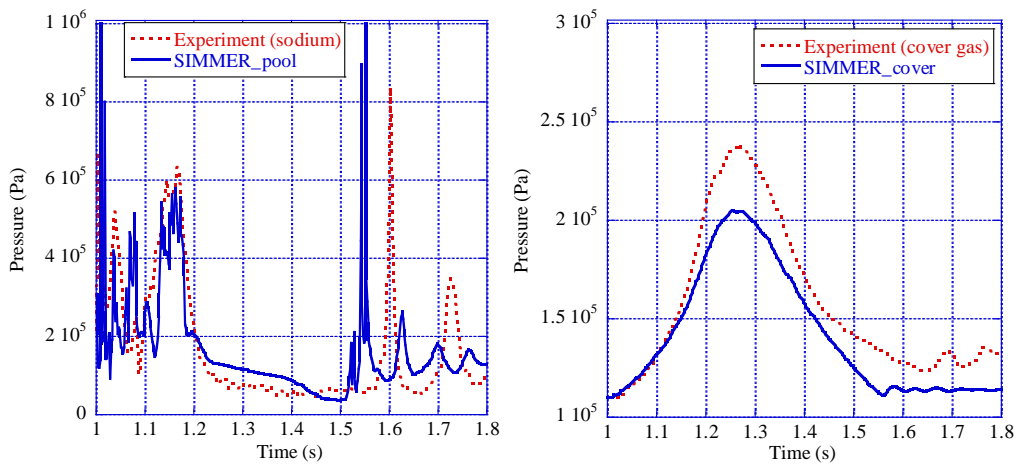


図 5-9 ナトリウムプールの圧力 (左) とカバーガス圧 (右) の時間変化

#### 5.2.4. 燃料スロッシング挙動

燃料スロッシング挙動は多成分流動、成分間境界面積と運動量交換により表現されてい

るが、これらの物理量を直接実験で測定することはできない。このため、実験で観察されたスロッシング現象全体の再現性について確認することで妥当性を評価した。

#### (1) スロッシング挙動試験の概要と解析結果

スロッシング挙動試験は半径 22.2 cm の円筒容器内の中心から 14.5 cm 位置に幅 7.5 cm、高さ 1 cm の円環状の粒子ベッドを設置し、円筒容器中心位置に設置された直径 5.5 cm、高さ 20 cm の円柱状の水柱を崩壊させることで、実機において熔融燃料と燃料粒子が混合した流動状態を模擬した実験である。用いた粒子は Acryl P210D であり、直径 2.5 mm、高さ 3 mm の円柱状であり、その密度は 1.13 g/cm<sup>3</sup> である。試験の概略を図 5-10 に示す。試験結果としてある時刻における写真と流体が円筒容器壁の最も高い位置に到達した時間と高さが得られている。

SIMMER コードでの解析は、水、粒子、空気の 3 物質に対して、水と粒子を同速度場、空気を別速度場とした 2 速度場として実施した。図 5-11 に解析体系を示す。試験結果と SIMMER コードによる解析結果との比較を表 5-4 に示す。挙動試験では開始までの水柱形状維持のための容器との摩擦の影響があること、解析では直交座標系を用いているために完全な円形でないことから誤差が生じる。容器の影響を受ける例としては解析のほうが試験に比べて現象の推移が早いことである。他方、座標系の影響は水面及び粒子の最高到達高さに現れ、図 5-12 の解析結果と図 5-13 の試験結果写真を比較すると、試験では円周方向に均等な高さで水が到達しているのに対し、解析結果は左下、左上、右上、右下の四隅で特に水面の高い位置が現れる。

容器中心位置に再凝集した時刻の解析結果を図 5-14、試験結果を図 5-15 に示す。試験では液面が破砕するため到達高さの測定について誤差が大きく、数値での比較は容易ではないが、全体としての液面形状は定性的に再現できている。

#### (2) 燃料スロッシング挙動における不確かさ

試験解析から、SIMMER コードは損傷した固体粒子状燃料と熔融燃料で構成される熔融燃料プールのスロッシング挙動を定性的に再現できている。評価指標に対して重要である凝集挙動についてはそのタイミングと表面高さをほぼ再現できているものの、試験では液面が破砕するために各所での到達高さの測定誤差が大きく、数値的な誤差範囲を示すことは困難である。炉外試験との比較であることから、遷移過程では FCI による影響や、燃料凝集の効果を最大とするような不確かさの影響解析を行うことで、燃料スロッシング挙動における不確かさを考慮する必要がある。

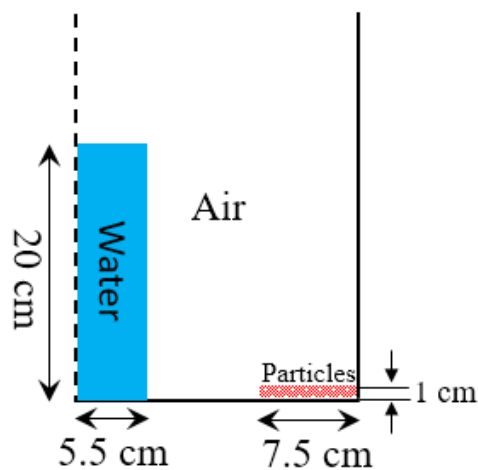


図 5-10 Sloshing 挙動試験の概略

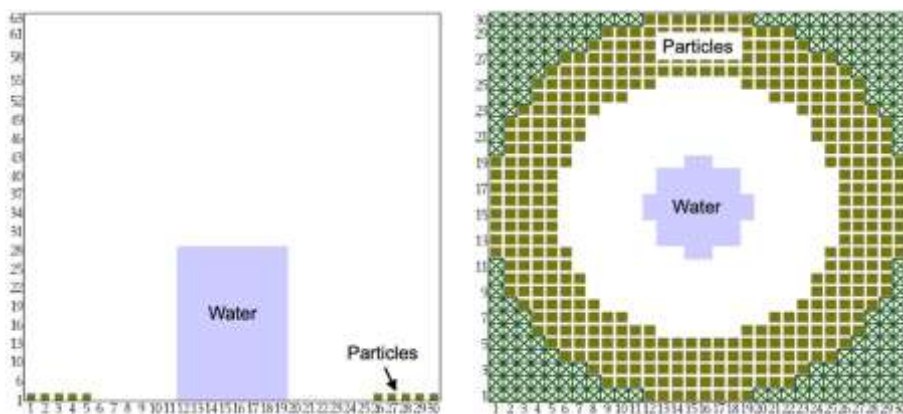


図 5-11 Sloshing 挙動試験解析体系

表 5-4 液面最高到達点と時刻

	側面 到達時刻 (秒)	側面最高 高さ到達 時刻 (秒)	側面最高 高さ (水) (cm)	側面最高 高さ(粒 子) (cm)	中心位置 最高高さ 到達時刻 (秒)	中心位 置最高 高さ (cm)
試験	0.28±0.02	0.40±0.02	10±1	8±1	0.80±0.04	25±5
解析	0.22	0.38	16	4.8	0.775	20.8



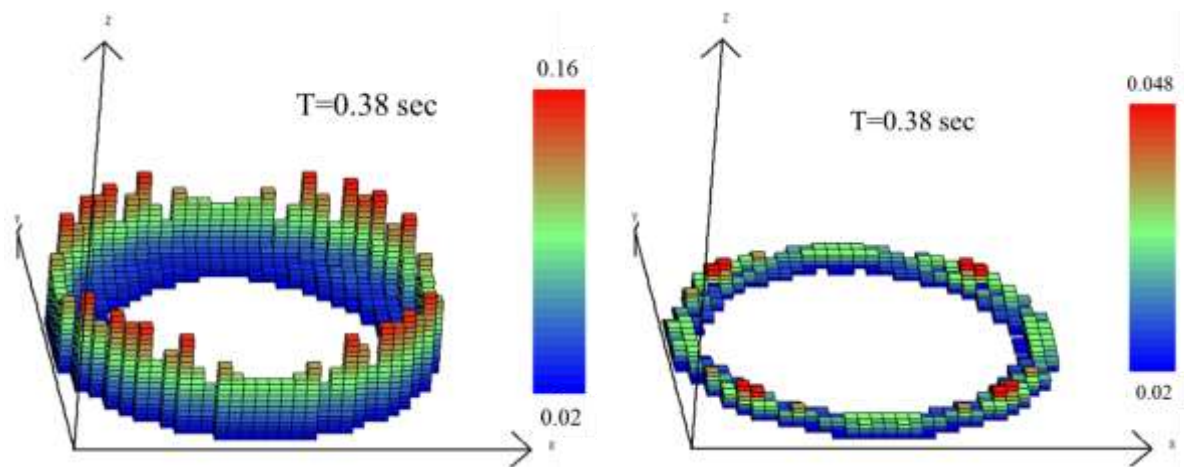


図 5-12 水（左）及び粒子（右）の円筒容器位置での最高到達点到達時刻における、表面高さ位置

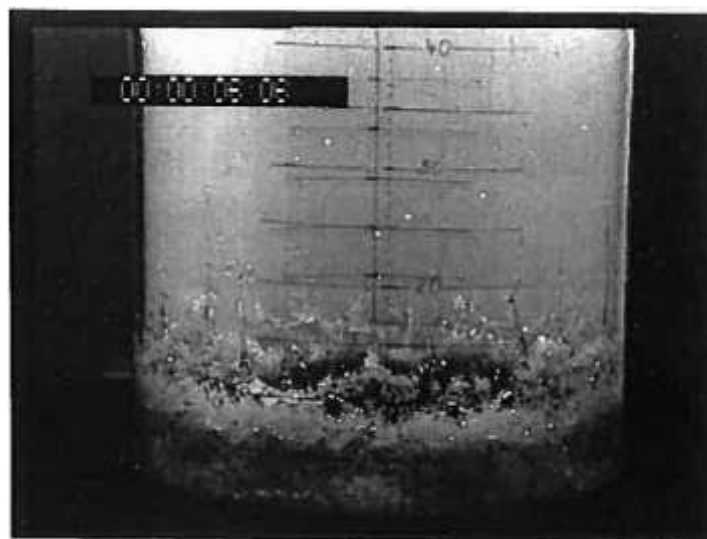


図 5-13 実験開始から 0.4 秒の試験結果写真

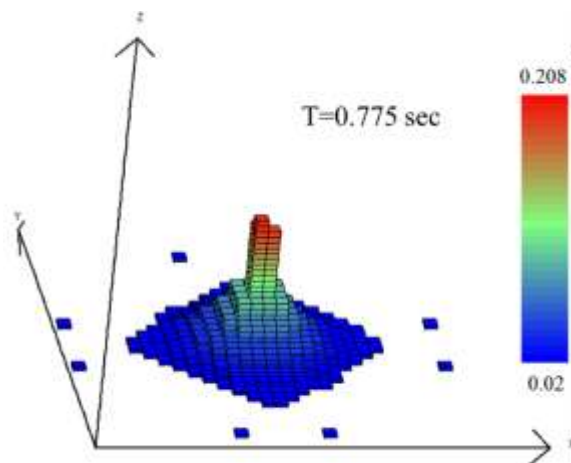


図 5-14 円筒容器中心位置での水の最高到達点到達時刻における表面高さ位置

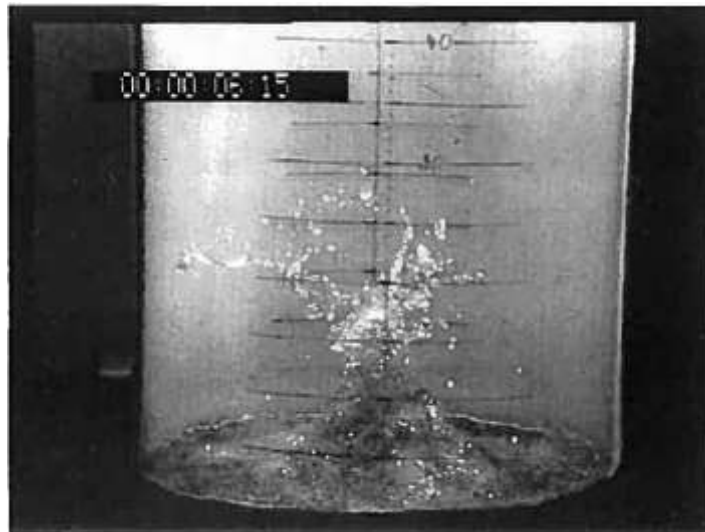


図 5-15 実験開始から 0.80 秒における試験結果写真

#### 5.2.5. 燃料流出挙動

燃料流出挙動には CRGT を通じた下向き流出も含まれるが、「常陽」の遷移過程は炉心損傷が低温状態で推移するため、CRGT 損傷時に燃料が固体状であることや先行流出したスティールが閉塞を起こすことが予想されることから遷移過程解析の時間スケール範囲では流出経路として想定しない。このため遮へい体ギャップ及びピン束流路を通じた燃料流出挙動のみ妥当性を確認した。

##### (1) GEYSER 試験の概要と解析結果

GEYSER 試験は溶融二酸化ウラン ( $\text{UO}_2$ ) の円管内における固化閉塞挙動を模擬するために実施された試験である。試験設備の概要と試験結果による浸入の様子は図 5-16 の通りである。試験部は内径 4 mm、外径 8 mm のスチール円管であり、3000 °C の溶融  $\text{UO}_2$  プールと試験部出口との差圧を推進力として溶融  $\text{UO}_2$  を試験部に上向きに注入し、円管内への浸入と固化閉塞を分析する。本試験解析はピン束流路への溶融燃料の浸入を対象としているが、同じ解析モデルにより評価される反射体ギャップへの燃料流出に対する妥当性確認としても有効である。

SIMMER コードによる解析では円筒座標体系を採用し、試験と同様の溶融  $\text{UO}_2$  注入条件が再現できるように解析条件を設定している。SIMMER コードによる解析結果を図 5-17 と図 5-18 に示す。図 5-17 から SIMMER による溶融  $\text{UO}_2$  浸入速度は、クラスト形成が始まると、典型的な予測値 (図中で No H&MT calcn と表示) を顕著に下回り始め、220 ms (浸入が停止した時点) を過ぎるとほぼ 0 m/s になる。円管試験部への浸入長の履歴は SIMMER コードと熱電対で計測した試験結果で良好に一致しており、浸入速度がほぼ 0 m/s となることで浸入が止まっている (最終的な浸入長は 58.5 cm)。図 5-18 は溶融  $\text{UO}_2$  の浸入開始後 70 ms、140 ms、223 ms における燃料組成の変化である。70 ms から開始する浸入後の溶融  $\text{UO}_2$  の固化挙動が把握できる。クラストと称される円管内壁に形成される  $\text{UO}_2$  固化層は燃料の浸入位置から 15 cm ほどの位置から見られ、時間の進展とともに厚くなり、下流側に成長していく。 $\text{UO}_2$  固体粒子は常に燃料の先端に位置しており、エンタルピーの低下した溶融  $\text{UO}_2$  の先端で形成された固体粒子が、溶融  $\text{UO}_2$  中に混合されていることが分かる。クラストの成長と  $\text{UO}_2$  固体粒子の増加による流動抵抗により溶融  $\text{UO}_2$  の浸入は停止する。浸入が停止した時点 (220 ms) におけるクラストと  $\text{UO}_2$  固体粒子の軸方向分布に関して、SIMMER コードの解析結果は試験データの分析から推察した結果と大凡一致している。

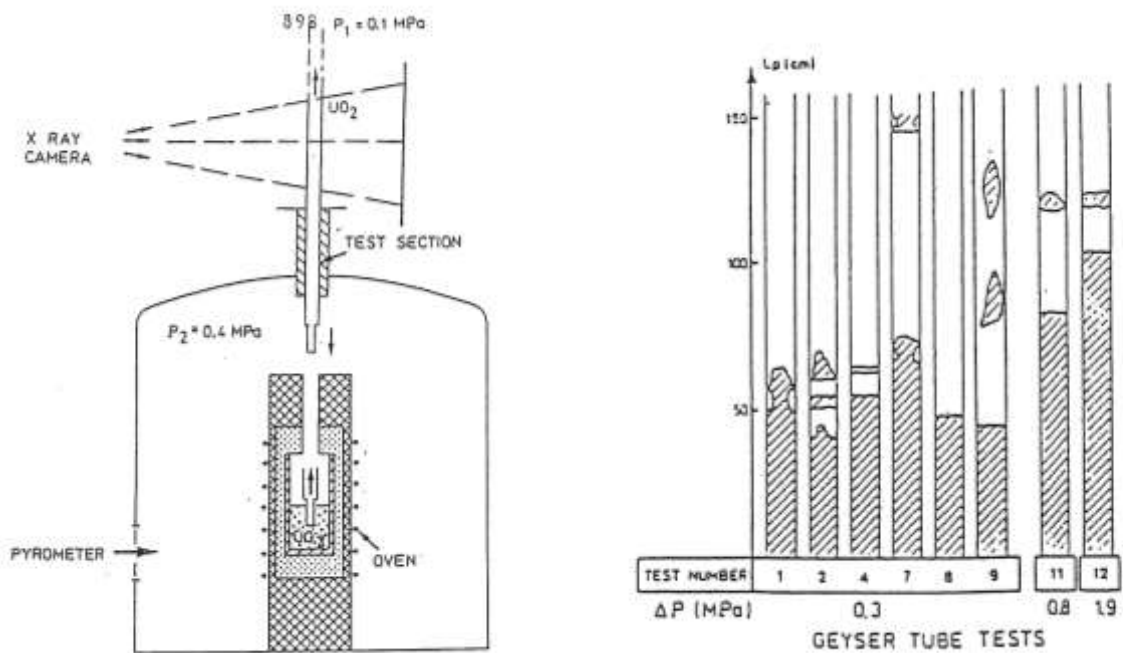


図 5-16 GEYSER 試験の試験設備概要 (左) と熔融 UO<sub>2</sub> の浸入距離 (右)

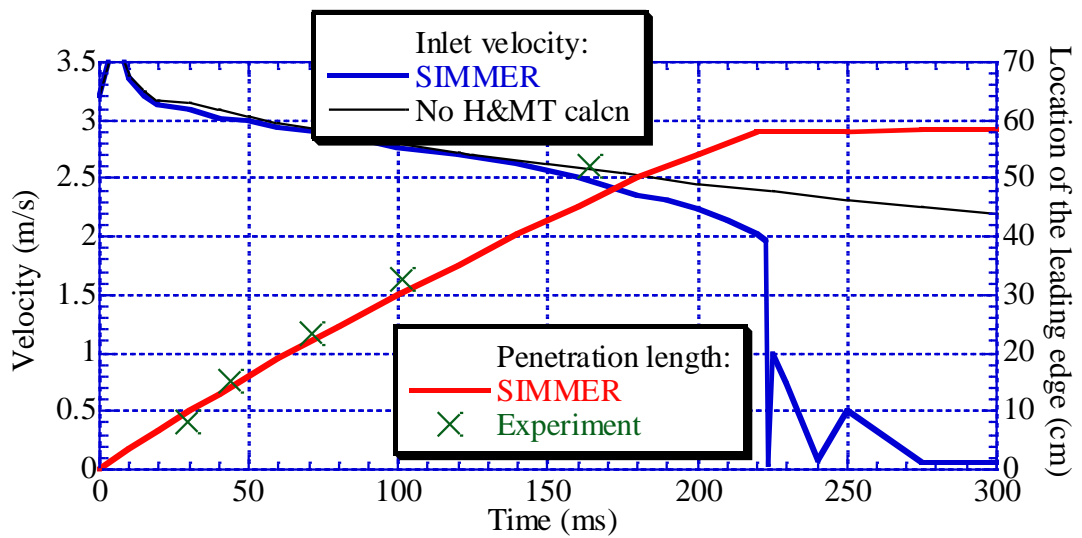


図 5-17 熔融 UO<sub>2</sub> の流入速度 (青、左軸) と浸入距離 (赤、右軸) の時間変化。

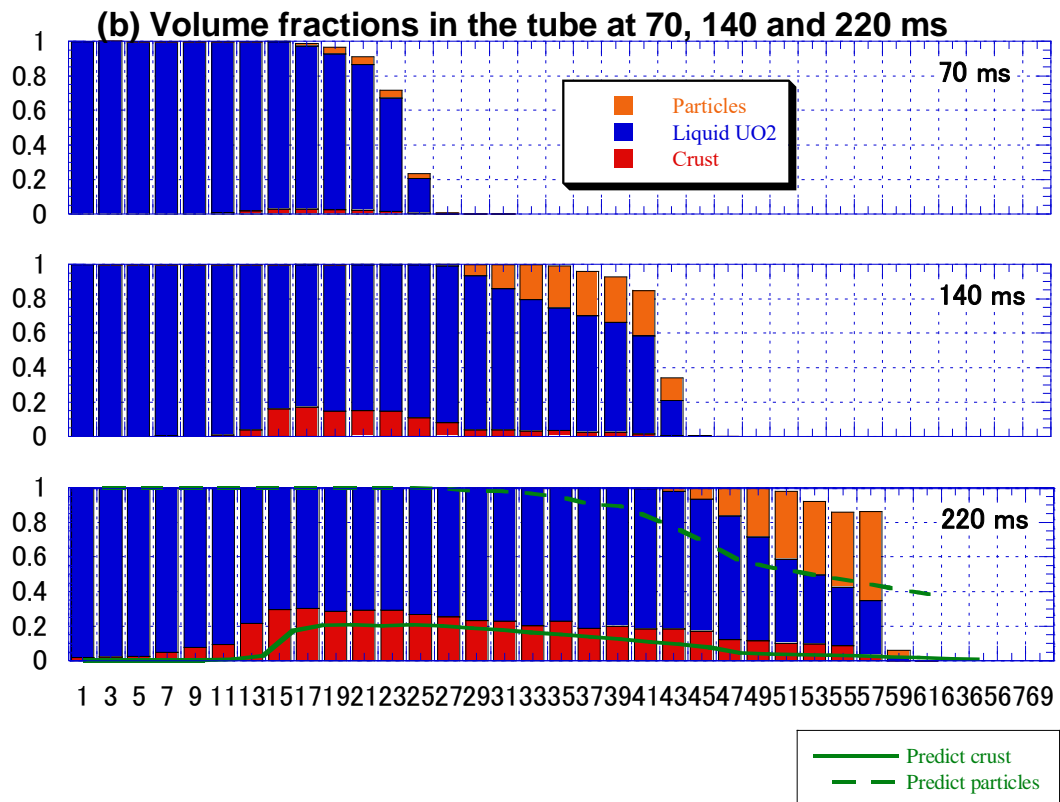


図 5-18 各時刻における  $\text{UO}_2$  の粒子、液体、クラスト成分体積率の各高さ位置での累積グラフ。横軸は高さ位置で単位は cm。220 ms の図には、実験結果を基に推察された粒子とクラストの分布をそれぞれ破線と実線で示す。

## (2) THEFIS 試験解析の概要と解析結果

THEFIS (THErmite Freezing In Structure) 試験は、粒子状の固化閉塞物への溶融アルミナの浸入挙動を模擬した試験である。試験装置と試験手順の概略を図 5-19 に示す。圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した溶融アルミナ (2,300 K) を圧力ベッセルへの空気供給 (ベッセル内の昇圧) と坩堝の上方移動によって内側直径 6 mm の試験部 (クォーツガラス製の円管) に注入し、円管内の固化閉塞挙動を定量化した。THEFIS 試験には、閉塞物のない流路を模擬した試験と、流路の固化閉塞をアルミナ粒子ベッドで模擬した試験の 2 種類がある。固化閉塞物を模擬した試験では、アルミナ粒子ベッドを円管内に予め設置しておいてから、溶融アルミナを注入する。粒子ベッドの設置状態は図 5-20 に示した通りである。本試験解析はピン束流路への溶融燃料の浸入を対象としているが、RB ギャップへの燃料流出に対する妥当性検証の材料にもなりうる。

解析ではベッセル内の圧力履歴、境界温度等は試験条件を正確に反映し、試験部の円管構造材を集合体管壁として定義した。流路に設定された固化閉塞に対しても試験と同条件となるよう粒子ベッドを模擬した。閉塞物が設定されていない流路を用いた試験を対象とした SIMMER コードの解析結果について、熔融アルミナ浸入距離を試験結果と比較して図 5-21 に示す。SIMMER コードによる解析は開始直後の浸入挙動をやや過小評価するものの、その後の時間変化をよく再現している。SIMMER コードの解析結果は、流路内壁に形成される固化層（クラスト）の成長による流動抵抗浸入の増加のために浸入挙動が緩やかとなる結果を再現できている。

図 5-22 に固化閉塞物として粒子ベッドを流路中に設定した場合について、粒子ベッド厚みに対する熔融アルミナの浸入距離の試験結果との比較を示す。この試験では流路中にある粒子ベッドが融体の流動抵抗を増加させ、融体から粒子ベッドへの熱伝達も生じることから、粒子ベッドなしの試験に比べて熔融アルミナの浸入距離が減少する。SIMMER コードによる解析結果は、粒子ベッド厚さ 2~4 cm で熔融アルミナ浸入距離が急激に変化する試験の傾向を再現できている。

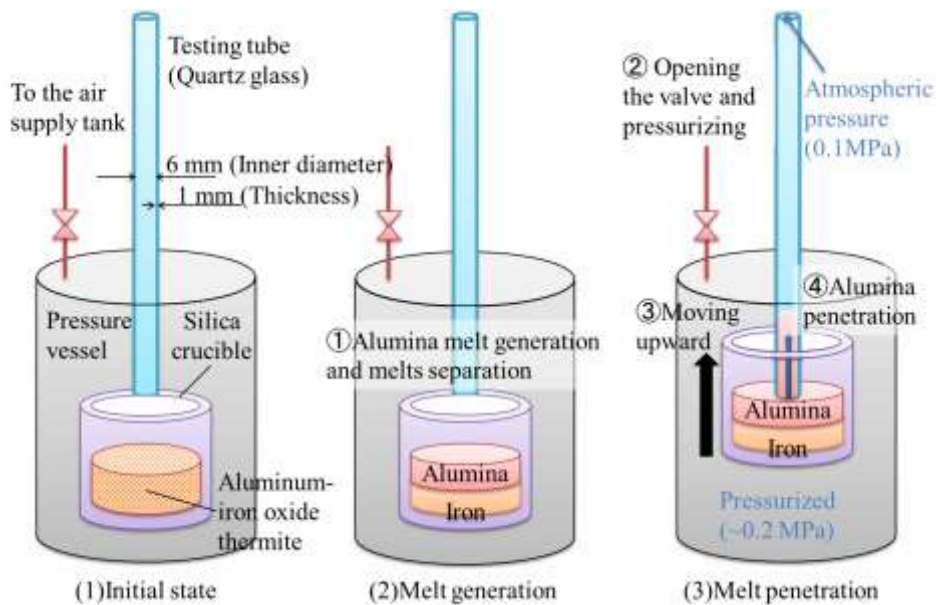


図 5-19 THEFIS 試験の試験装置と試験手順

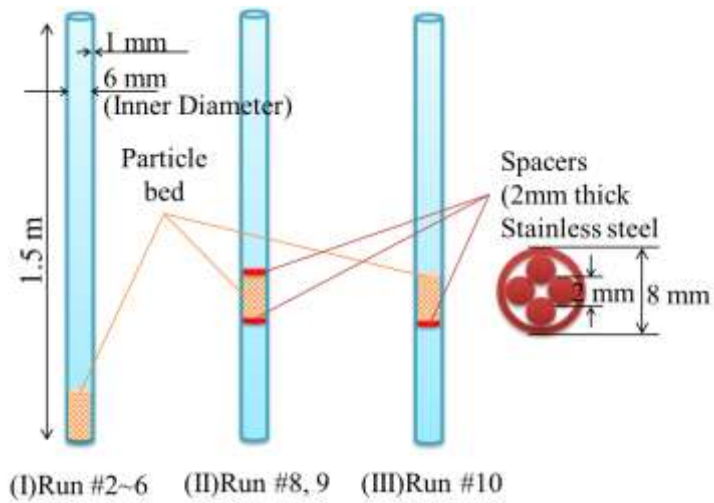


図 5-20 流路中の固化閉塞物を模擬した試験の流路の状態

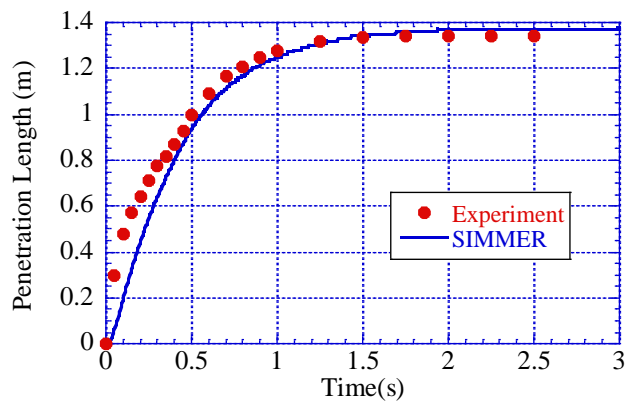


図 5-21 閉塞物が設定されていない流路を用いた試験解析における熔融アルミナの浸入距離

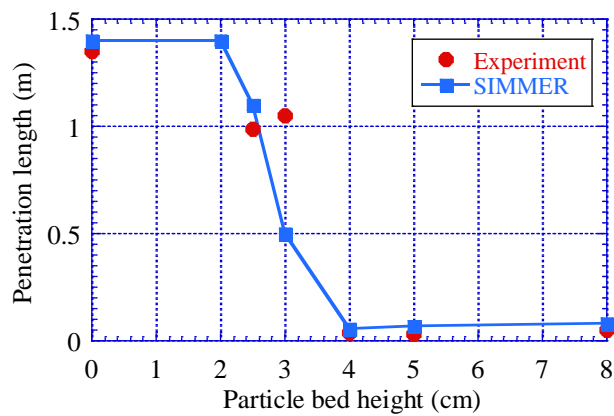


図 5-22 流路中の固化閉塞を模擬した試験における粒子ベッド高さの影響による熔融アルミナの浸入距離の変化

### (3) 重要現象に関する不確かさの評価

THEFIS 試験では融体としてアルミナを、GEYSER では  $\text{UO}_2$  を用いた試験である。両者の違いは、粘性係数と熱抵抗の大きさであり、壁面摩擦及び熱・質量移行に伴う固体の形成しやすさがそれぞれの実験で異なる。そのような条件であっても、最終的な融体浸入長の誤差は 5%未満であり、両試験解析とも試験結果をほぼ再現しており、物理的に妥当な挙動を示すと判断できる。評価指標である燃料流出量への不確かさの影響は小さいと判断できる。

## 6. 実機解析への適用性

SIMMER は高速炉の損傷炉心の構造・核・熱流動計算を行うコードであり、複数の物理モデルを用いて高速炉の損傷炉心で重要な現象を表現するコードである。故に、各物理モデルの妥当性はもちろんであるが、複数の物理モデルを組み合わせた結果として重要現象が評価できるかどうかの方がより重要である。一方で、高速炉の炉心損傷事故時における重要現象に対する実スケールで実機模擬度の高い実験データはあまり得られておらず、小規模な模擬実験などで代用するほかないものが多い。以上のことから、SIMMER コードの実機への適用性の検討は、試験解析の結果から、物理モデルとその組み合わせで表現される重要現象が物理的もしくは定性的に正しいかどうかという観点からまとめる。

### (1) 損傷炉心の核的挙動

SIMMER コードの空間依存動特性モデルは流体部により計算された損傷炉心物質の分布を考慮して中性子束分布の変化による反応度と出力の時間変化を計算する。遷移過程では損傷した炉心物質が 3 次元的な移動を行うことから、実機解析における核的挙動に適したモデルである。妥当性は FCA-III-2 試験における燃料分布の変化による核分裂反応率分布と反応度の変化を用いて確認できており、高速炉の遷移過程評価に適用性を有すると判断される。

### (2) 構造壁の溶融破損

高速炉の炉心損傷事故では熱伝達率の異なる燃料とスチールが混在している状況であり、流体間の熱伝達による温度変化が行われるとともに、熱抵抗の大きい燃料が構造材に接触することでクラストが壁表面で形成される可能性、もしくは熱伝導性の良いスチールが構造材に接触することで壁が溶融破損するという現象が発生する。EAGLE 炉内試験では高速炉の遷移過程時における溶融した燃料とスチールが混在して壁面に接触するという状況での、内部にナトリウムが存在するダクトの破損



挙動に関する実験的知見が得られている。妥当性確認では、代表的な複数の EAGLE 炉内試験の解析を通して、試験で得られた壁破損時刻に対する SIMMER コードの再現性を確認しており、実機で発生しうる現象を解析するための適用性を有すると判断される。

### (3) FCI

高速炉の炉心損傷事故における FCI (Fuel-Coolant Interaction)において特に重要な現象は冷却材の急速な蒸発に伴う局所的な圧力の発生である。この圧力発生に伴い遷移過程では燃料スロッシング、構造応答過程では機械的エネルギーの発生における FCI の影響を考慮する必要がある。この観点から FCI については THINA 試験以外の複数の実験解析によるコードの妥当性確認が幅広く行われてきた。FCI を対象とした試験は、高温物質と冷却材の混合状況の微小な変化に対して圧力変動が大きく影響を受ける。試験解析では、このような微小な変化を完全に模擬することはできないが、それでも SIMMER コードでは圧力ピークの発生時刻とピーク値を概ね再現することが可能である。検証に利用された試験は高速炉の炉心損傷事故で発生する温度条件と冷却材条件を模擬したものであることから、不確かさの影響は適切に考慮する必要があるものの、実機解析への適用性を有するものと判断する。

### (4) 燃料スロッシング

スロッシング挙動試験の解析を通して、流体のスロッシング挙動モデルの妥当性を検証した。試験では損傷炉心で発生すると考えられる熔融燃料と燃料粒子の挙動を模擬しており、揺動によって容器中心に凝集する液体と粒子の挙動を表現できるかが重要である。試験結果で見られる液面の破砕のような現象までの解析は困難であるが、評価指標に対して重要である凝集挙動についてはそのタイミングと表面高さをほぼ再現できており、炉心損傷事故時の炉心における熔融燃料と未熔融の燃料が混在して流動する固液の流動現象として適切な模擬が可能であることから、実機への適用に対しても物理的に妥当な計算結果が得られると判断する。

### (5) 燃料流出

燃料流出はピン束流路、炉心側面の遮へい体ギャップ及び制御棒案内管の管壁破損後の流路を流出経路としてありうる。ただし、「常陽」においては制御棒案内管の管壁破損が熔融燃料プール形成に比べて早いため、流出経路として働くことが期待できない。妥当性確認では GEYSER と THEFIS の 2 つの試験解析により、それぞれ異なる物性を持つ融体の狭い流路での浸入挙動を評価した。粘性係数が小さく、熱抵抗が大きい  $\text{UO}_2$  であっても、浸入時に発生する固化挙動とそれに伴う実行粘性の増加という物理過程を経て浸入距離を再現できることから実機で想定される燃料流出経路に対しても適用性を有すると判断できる。

## 7. 参考文献

- [1] W. R. Bohl and L. B. Luck, "SIMMER-II: A Computer Program for LMFBR Disrupted Core Analysis," LA-11415-MS, Los Alamos National Laboratory Report (June 1990)
- [2] Sa. Kondo, et al., "SIMMER-III: An Advanced Computer Program for LMFBR Severe Accident Analysis," Proc. Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants (ANP'92), Tokyo, Japan, October 25-29, 1992
- [3] 山野他、" SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis - Version 2.A Model Summary and Program Description -," JNC-TN9400 2003-070
- [4] W. R. Bohl, et al., "Multiphase Flow in the Advanced Fluid Dynamics Model," ANS Proc. National Heat Transfer Conf., (1988).
- [5] W. R. Bohl, et al., "The AFDM Program: Scope and Significance," Proc. Int. Fast Reactor Society Mtg., Snowbird, Utah, USA, Aug. 12-16 (1990).
- [6] RSICC COMPUTER CODE COLLECTION, "DANTSYS 3.0, One-, Two-, Three-Dimensional, Multigroup, Discrete Ordinates Transport Code System", contributed by: Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, (1995)
- [7] 近藤、石川、"SIMMER-III コードと高速炉の空間依存動特性," 第7回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会報告集、JAERI-M92-054, (1992年3月)
- [8] Phase 1 code assessment of SIMMER-III, A computer program for LMFR core disruptive accident analysis, JAEA-Research 2019-009
- [9] Phase 2 code assessment of SIMMER-III, A computer program for LMFR core disruptive accident analysis, JNC TN9400 2000-105
- [10] K. Konishi, et al, "The EAGLE project to eliminate the recriticality issues of fast reactors – Progress and results of in-pile tests." *Proc. NTHAS5*, Jeju, Korea, Nov 26-29, 2006.
- [11] K. Konishi, e al., "Overview on the EAGLE experiments program aiming at resolution of the re-criticality issue for the fast reactors," Int. Conf. Nuclear Power of Republic Kazakhstan, Sep. (2007).

- [12] 神山他、“高速炉の炉心安全性向上のための試験研究 EAGLE プロジェクター炉外試験の進捗および融体流出試験結果” JNC TN9400 2004-030, 核燃料サイクル開発機構 (2004) .
- [13] J. Toyooka, et al., “A Study on mechanism of early failure of inner duct wall within fuel subassembly with high heat flux from molten core materials based on analysis of an EAGLE experiment simulating core disruptive accidents in an LMFBR,” *Trans. At. Energy Soc. Jpn.*, Vol. 12, No. 1, pp. 50–66 [in Japanese] (2013).
- [14] 石田他、“SIMMER-III 及び-IV による FCA VIII-2 燃料スランピング実験解析” , JAEA Research 2015-002