



# 第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書

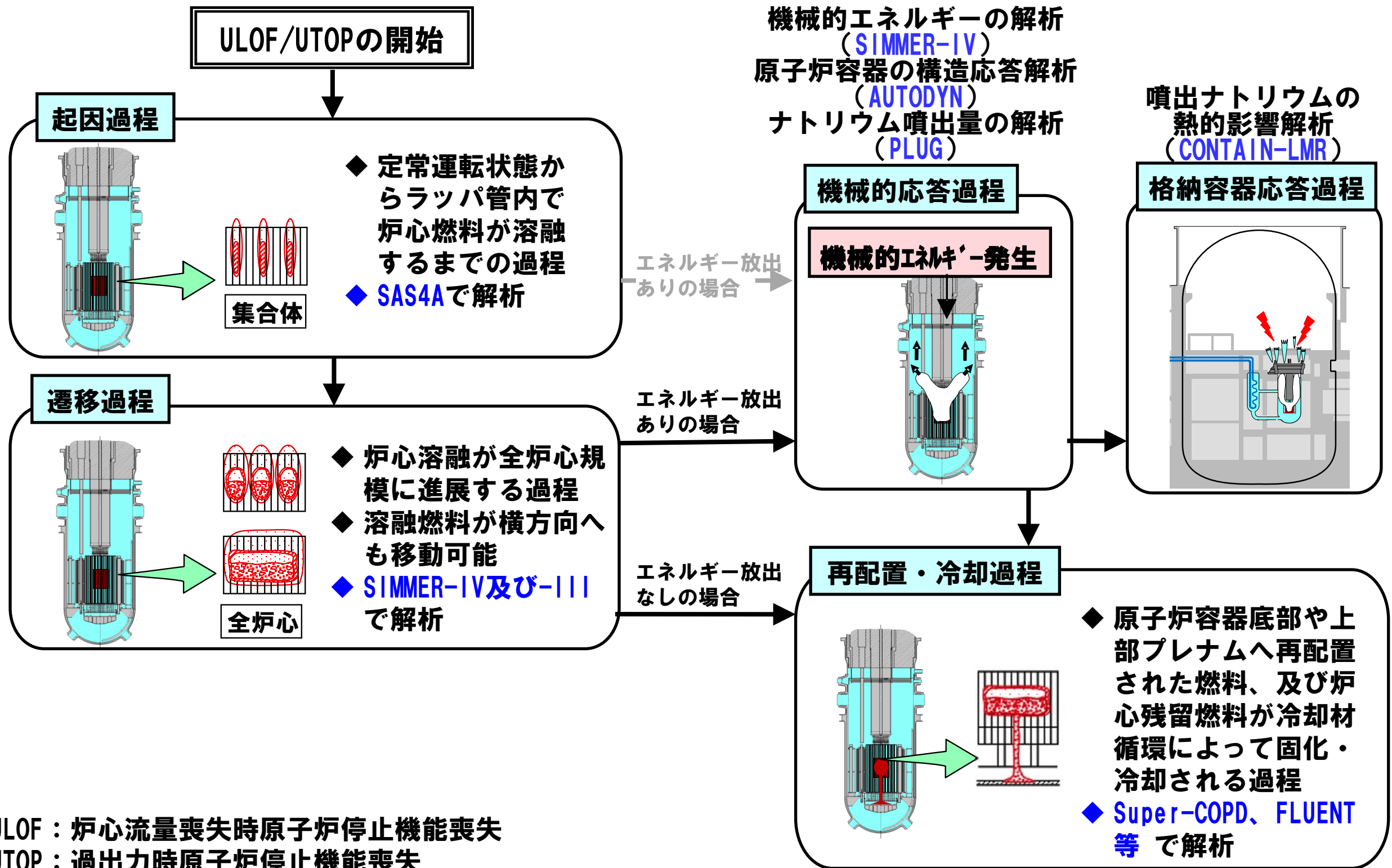
（その3：格納容器破損防止措置）

－ SIMMERコード －

2021年2月2日

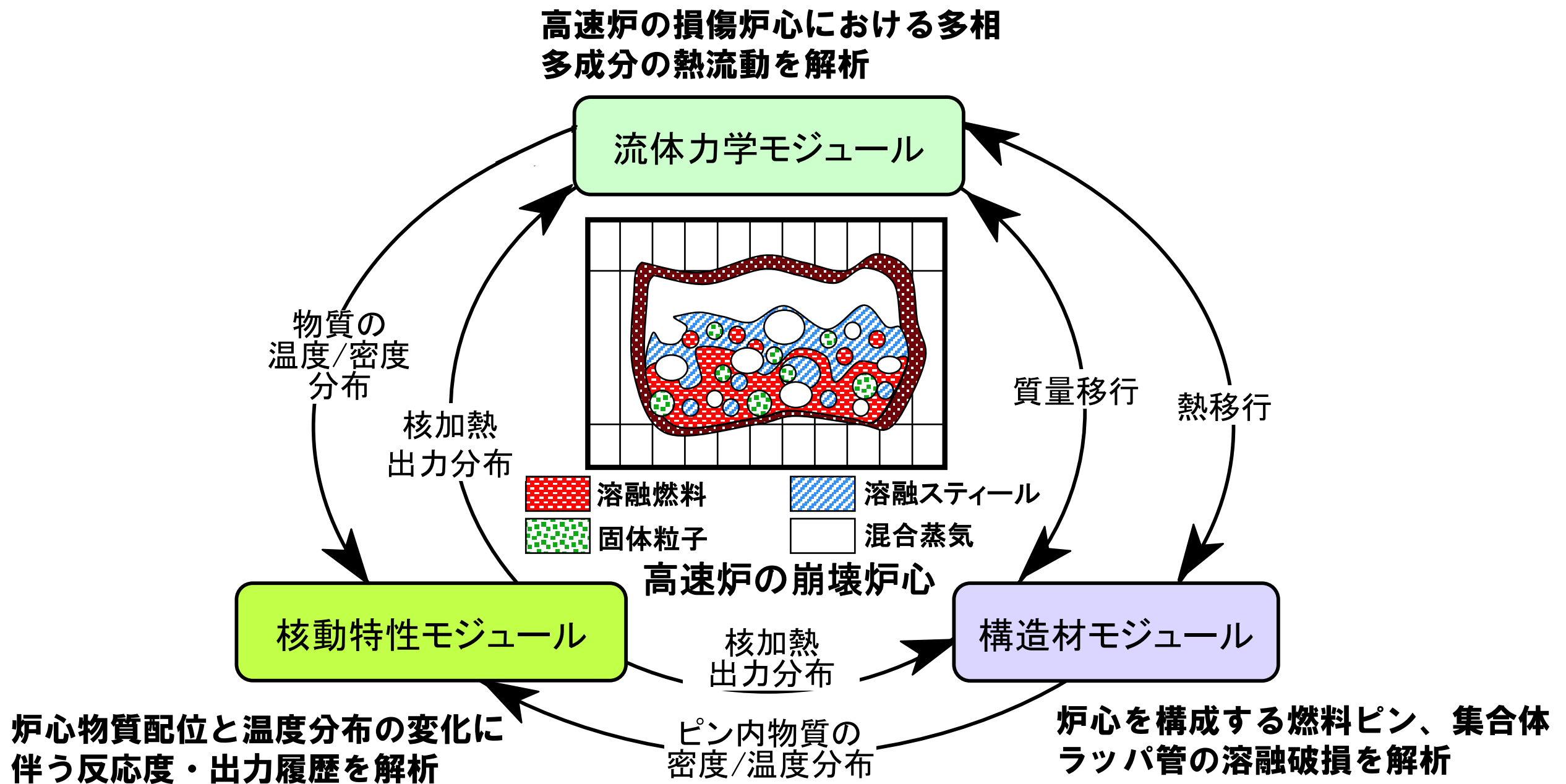
日本原子力研究開発機構 大洗研究所  
高速実験炉部

# ULOF/UTOPの事象推移と解析評価の流れ

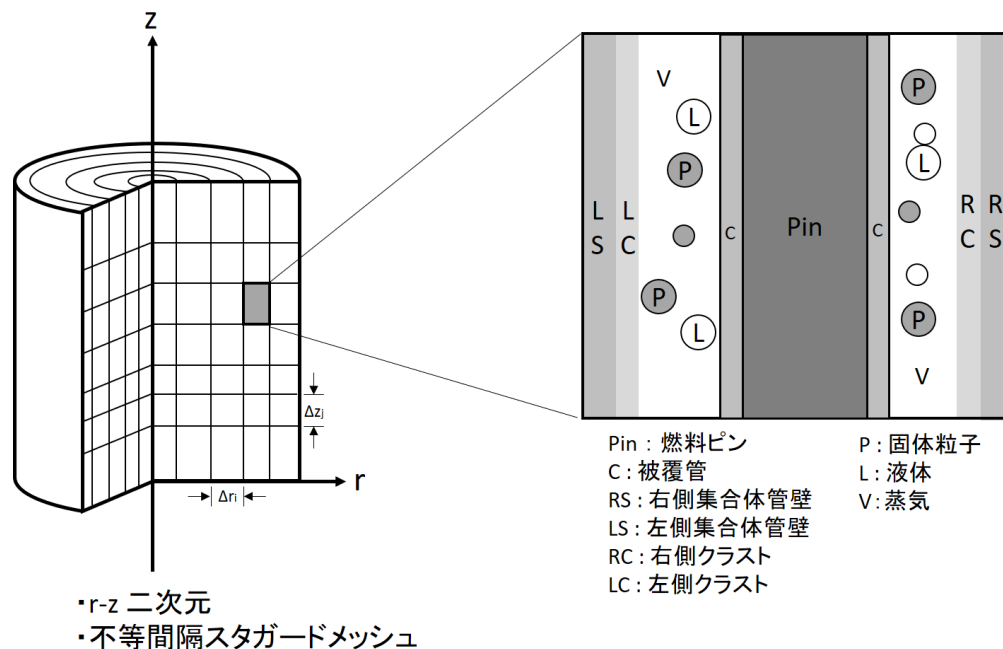


ULOF : 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失  
 UTOP : 過出力時原子炉停止機能喪失

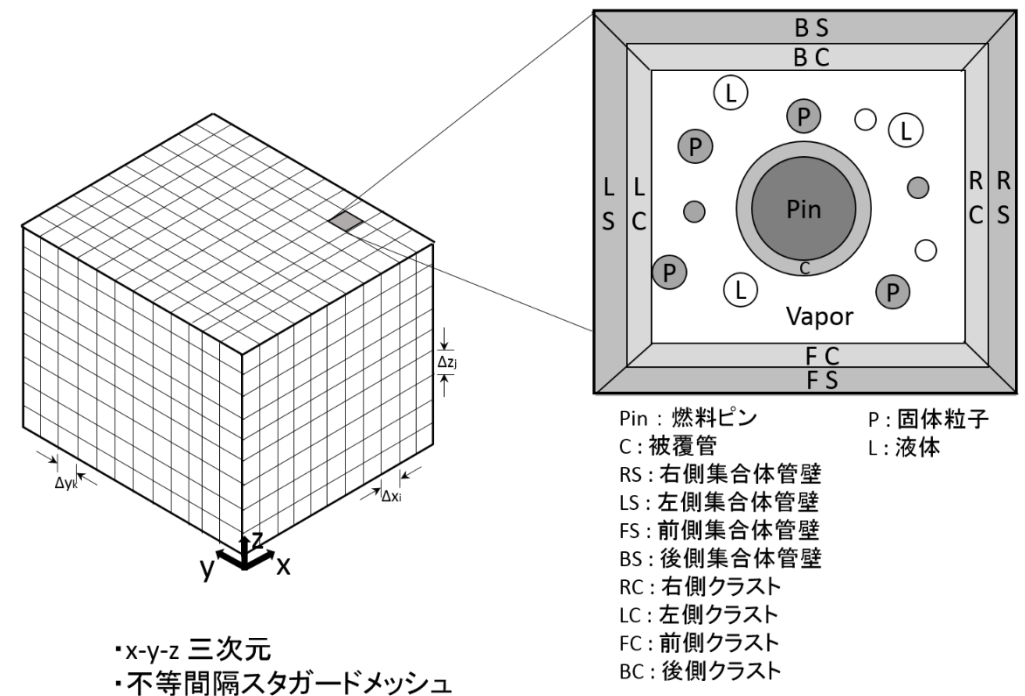
## ■ SIMMER (Sn, Implicit, Multi-phase, Multi-component, Eulerian, Recriticality) コード



- SIMMERコードは円筒座標系と直交座標系を使用することが出来る。通常、SIMMER-IIIコードは2次元円筒座標系、SIMMER-IVコードは3次元直交座標系を用いる。
- 物理モデル（基礎式、状態方程式、構成方程式、等）と数値アルゴリズムはSIMMER-IIIとIVで共通である。

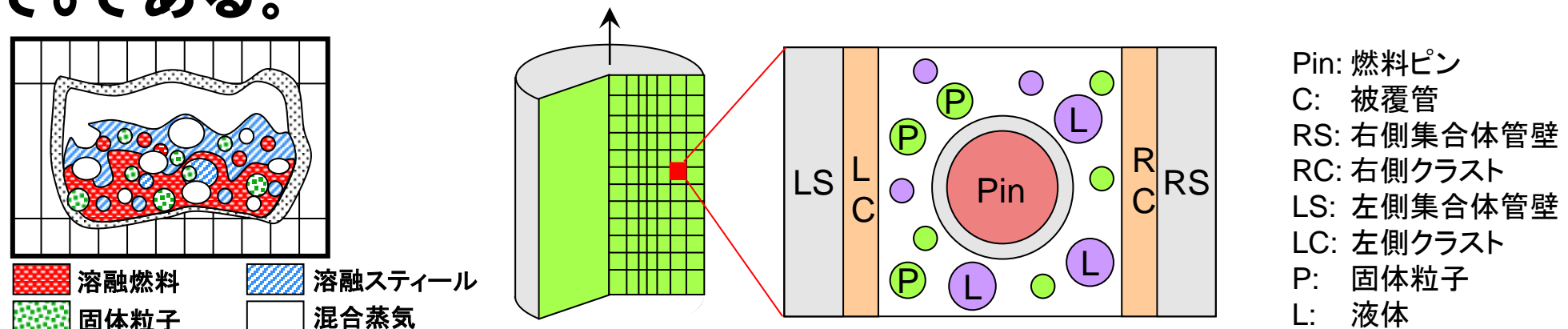


SIMMER-III 解析体系



SIMMER-IV 解析体系

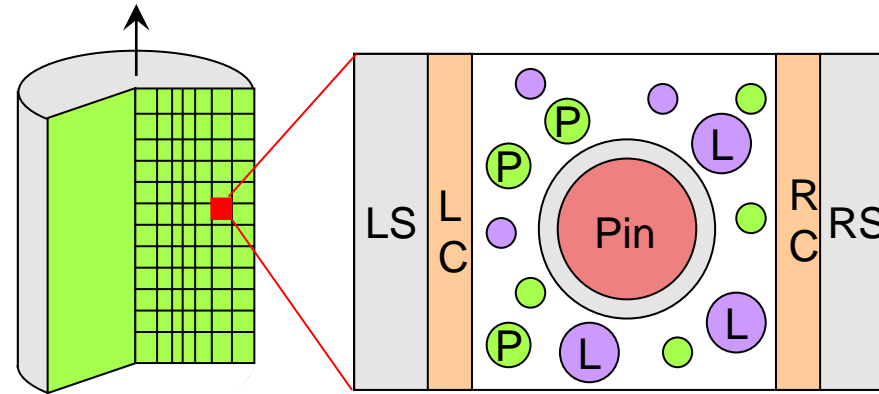
- SIMMERコードで取り扱う炉心物質は燃料、スチール、ナトリウム、制御材及び気体の5種であるが、物理的状态（固体、液体、気体）と存在場所（構造材中、流体中）等を区別する結果、SIMMER-IVコードの密度成分数は38、エネルギー成分数は23、流体成分（速度場）数は最大で8である。



- 多相多成分の流動様式（ボイド率と気液流速差に基づく9種）、熱及び質量移行（溶融／固化、蒸発／凝縮）、運動量交換を実験相関式に基づいてモデル化した。
- 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実験データを元にフィッティングした多項式を用いている。非理想気体則によって高温領域での精度を確保した。液体の圧縮性も考慮している。

## ■ 構造材モジュール

- ✓ 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。



Pin: 燃料ピン  
C: 被覆管  
RS: 右側集合体管壁  
RC: 右側クラスト  
LS: 左側集合体管壁  
LC: 左側クラスト  
P: 固体粒子  
L: 液体

- ✓ 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する。燃料の固化が生じるような場合は、前後左右の集合体管壁上に燃料クラストが形成される。

## ■ 核計算モジュール

- ✓ 改良準静近似に基づく空間依存動特性モデルを採用している。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する。形状関数は汎用の公開コードである多群Sn輸送理論に基づくDANTSYSで解析し、中性子束分布と随時更新されるマクロ断面積から求める反応度及び動特性パラメータを用いて振幅関数の時間変化を解析する。

- **SIMMERコードの検証及び妥当性確認を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（1990-1994）：Verification**
    - **コードが設計された仕様どおりにプログラミングされ動作することを確認することを目的として理論解、基礎的なベンチマーク問題、小規模模擬実験の解析を行った。**
    - **個別モデルを分離した形で検証解析を行うことにより、個々のモデルのコーディングのデバッグとチェック、妥当性の評価を実施した。**
  - **第2期検証プログラム（1995-2000）、EAGLE試験による検証研究（2000-）：Validation**
    - **安全評価上重要な現象を対象として、炉内及び炉外の安全性実験の解析を通じて、SIMMERコードの総合的な検証を行った。**



# 第1期検証プログラム課題一覧 (1/2)

## ■ 第1期検証プログラム (Verification)

「×」：課題に関係する個別モデル

No	課題	担当組織	Conv.	FR/IA	MXF	H&M	STR
<b>Category 1: 流体対流アルゴリズム</b>							
1.1	理想気体の衝撃波管	PNC	×				
1.2	二相衝撃波管	FZK	×	×	×		
1.3	U字管内の流体振動	IPSN	×				
1.4	1次元流体沈降	PNC	×				
1.5	2次元流体沈降	PNC	×				
1.6	1次元ナトリウム沸騰	PNC	×	×	×	×	
1.7	粒子を含む液体プールのスロッシング	FZK	×	×	×		
1.8	水撃 (ウォーターハンマー)	PNC	×				
1.9	液体スラッグの衝突	FZK	×	×	×		
1.10	サブクール水による水蒸気の排出	PNC	×				
1.11	1次元気泡柱の安定性	PNC	×	×	×		
<b>Category 2: 境界面積と運動量交換モデル</b>							
2.1	0次元プール流	PNC		×	×		
2.2	1次元等温気泡柱	CEA-G	×	×	×		
2.3	2次元等温気泡柱	CEA-G	×	×	×		
2.4	発達した流れの圧力損失	CEA-G	×	×	×		
2.5	管内流における運動量交換	PNC	×	×	×		
2.6	発達した環状流	PNC	×	×	×		
<b>Category 3: 熱伝達</b>							
3.1	管壁への熱伝達	PNC					×
3.2	構造材軸方向熱移行	PNC					×
3.3	ナトリウムの膜沸騰	PNC				×	

Conv. : 流体対流アルゴリズム  
 FR/IA: 流動様式と境界面積モデル  
 MXF: 運動量交換関数モデル  
 H&M: 熱物質移行モデル  
 STR: 構造材モデル

PNC: 動力炉・核燃料開発事業団 (現: 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)  
 FZK: 独国カールスルーエ研究センター (現: KIT)  
 IPSN: 仏国原子力安全防護研究所 (現: IRSN)  
 CEA-G: 仏国原子力庁



## ■ 第1期検証プログラム (Verification)

「×」：課題に関する個別モデル

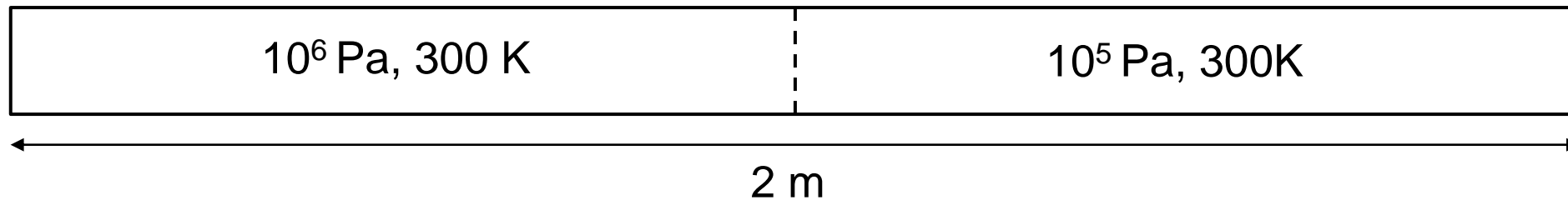
No	課題	担当組織	Conv.	FR/IA	MXF	H&M	STR
<b>Category 4: 溶融と固化</b>							
4.1	燃料固化：GEYSER実験	CEA-G	×	×	×	×	×
4.2	燃料固化：SMPR実験	CEA-G	×	×	×	×	×
4.3	高温融体の管内固化：THEFIS実験	FZK	×	×	×	×	×
<b>Category 5: 蒸発と凝縮</b>							
5.1	水蒸気の液滴への凝縮	PNC				×	
5.2	液滴蒸発時のエネルギー保存	PNC				×	
5.3	蒸気泡の凝縮	PNC				×	
5.4	燃料の急激な蒸発	FZK	×	×	×	×	
5.5	管内の沸騰	PNC	×	×	×	×	
5.6	構造材への蒸気凝縮	CEA-G	×	×	×	×	×
5.7	壁への熱伝達を含む沸騰プール	CEA-G	×	×	×	×	×
5.8	二相ブローダウン：Bartakパイプ	CEA-G	×	×	×	×	×
5.9	二相ブローダウン：Edwardsパイプ (1)	CEA-G	×	×	×	×	
5.10	二相ブローダウン：Edwardsパイプ (2)	PNC	×	×	×	×	
5.11	ナトリウム中への融体の噴出：THINA実験	CEA-G	×	×	×	×	

Conv. : 流体対流アルゴリズム  
 FR/IA: 流動様式と境界面積モデル  
 MXF: 運動量交換関数モデル  
 H&M: 熱物質移行モデル  
 STR: 構造材モデル

PNC : 動力炉・核燃料開発事業団 (現: 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)  
 FZK : 独国カールスルーエ研究センター (現: KIT)  
 IPSN : 仏国原子力安全防護研究所 (現: IRSN)  
 CEA-G : 仏国原子力庁

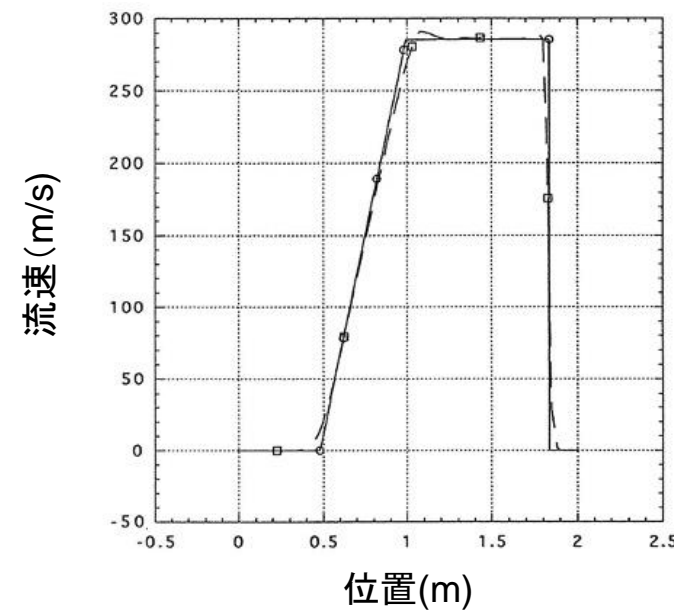
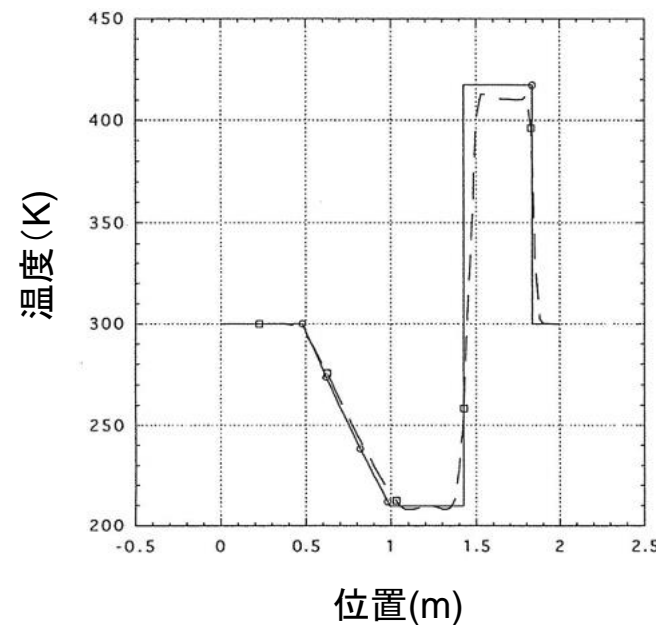
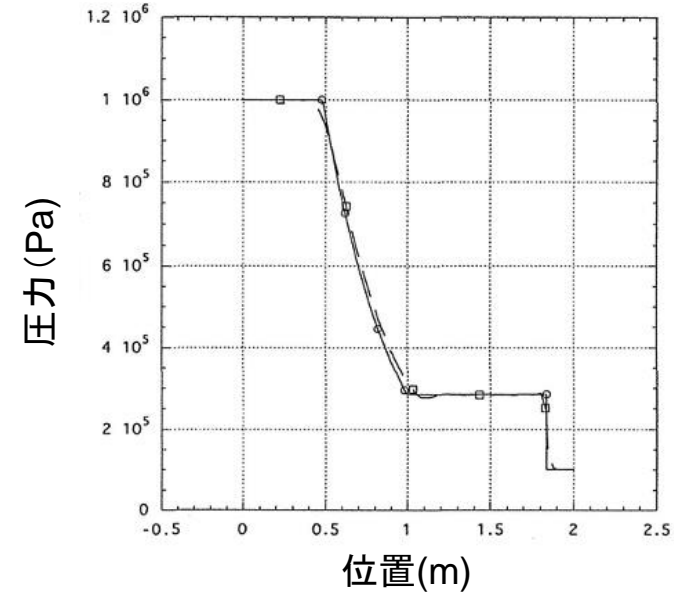
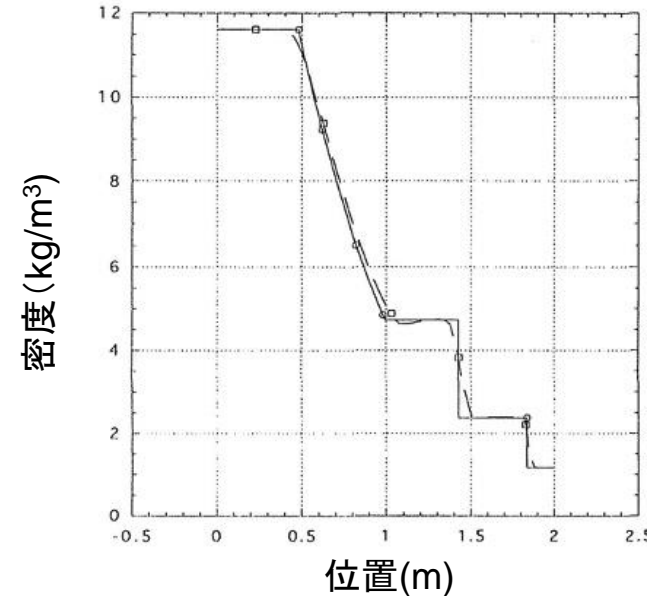
## ■ 1.1 理想気体の衝撃波管

長さ2mの管を中央で圧力差のある等温の気体を設定して仕切り、時刻0で仕切りを解放する。



1.5ms後の密度、圧力、  
温度、流速を理論解と  
比較

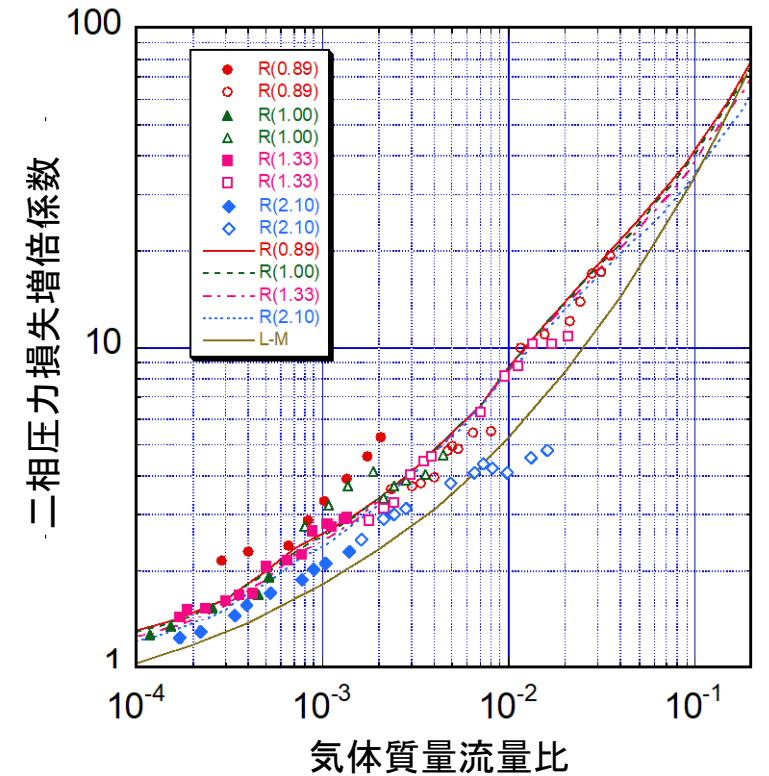
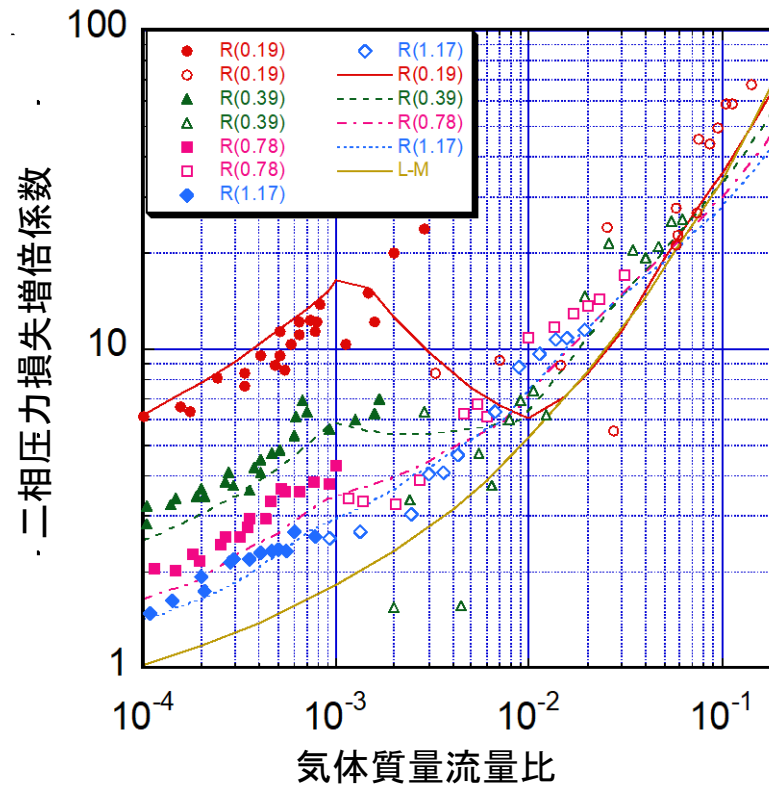
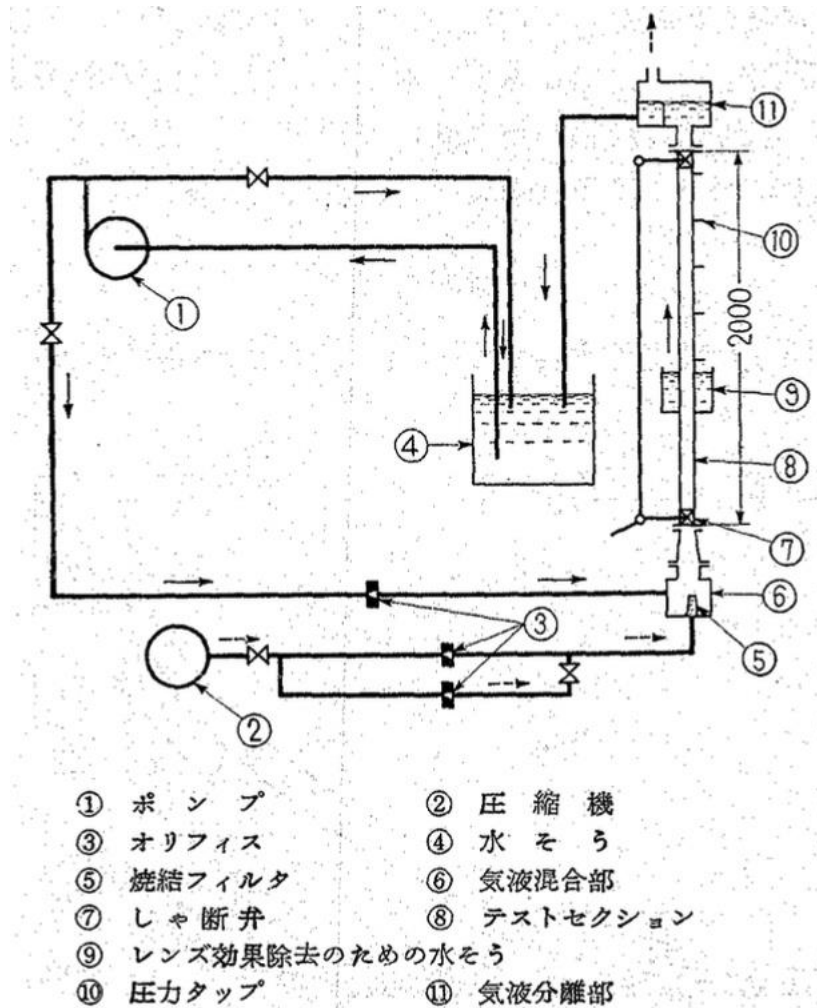
実線: 理論解  
点線: 解析結果



## ■ 2.5 管内流における運動量交換

Inoueら（機論Vol. 32）による管内流実験の解析。

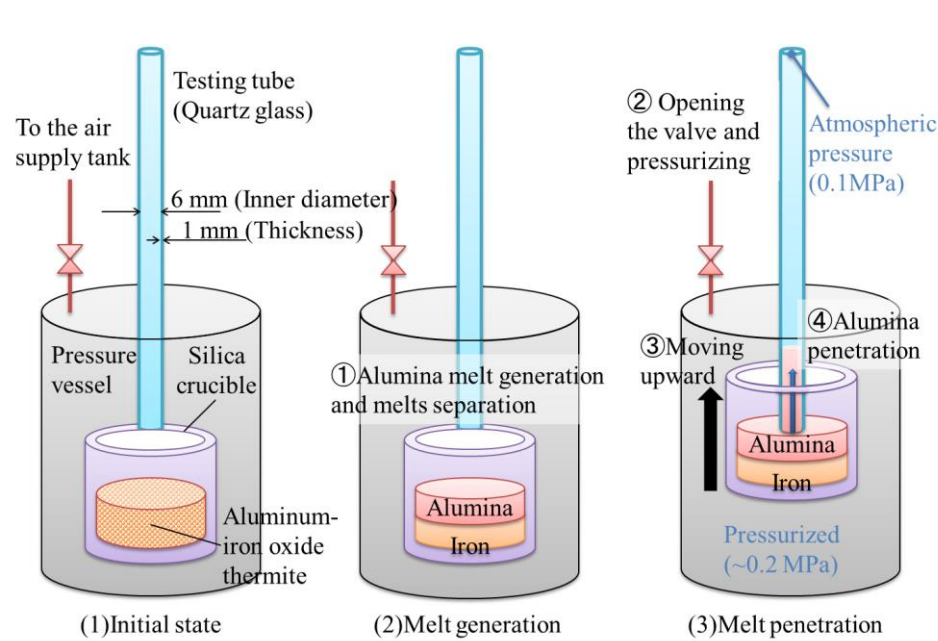
長さ2m、直径3cmの流路に下部から水と空気を流入させ、圧力損失を計測した。



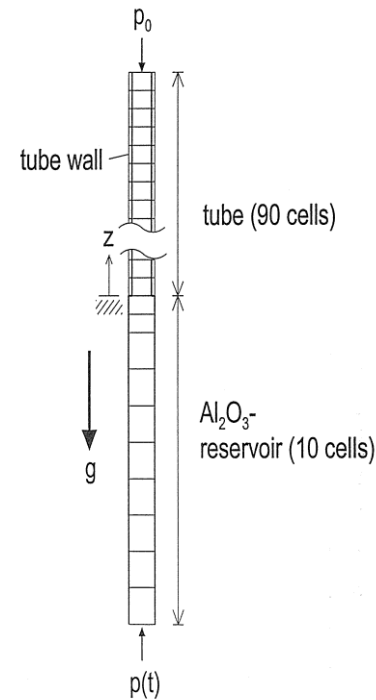
プロット: 実験結果 (黒抜きは気泡流、白抜きはスラグ流・環状流)  
 実線、点線: 解析結果、L-M: Lockhart-Martinelli式 (半経験式)  
 パラメータは液相流量 (liter/s)

## ■ 4.3 高温融体の管内固化：THEFIS実験

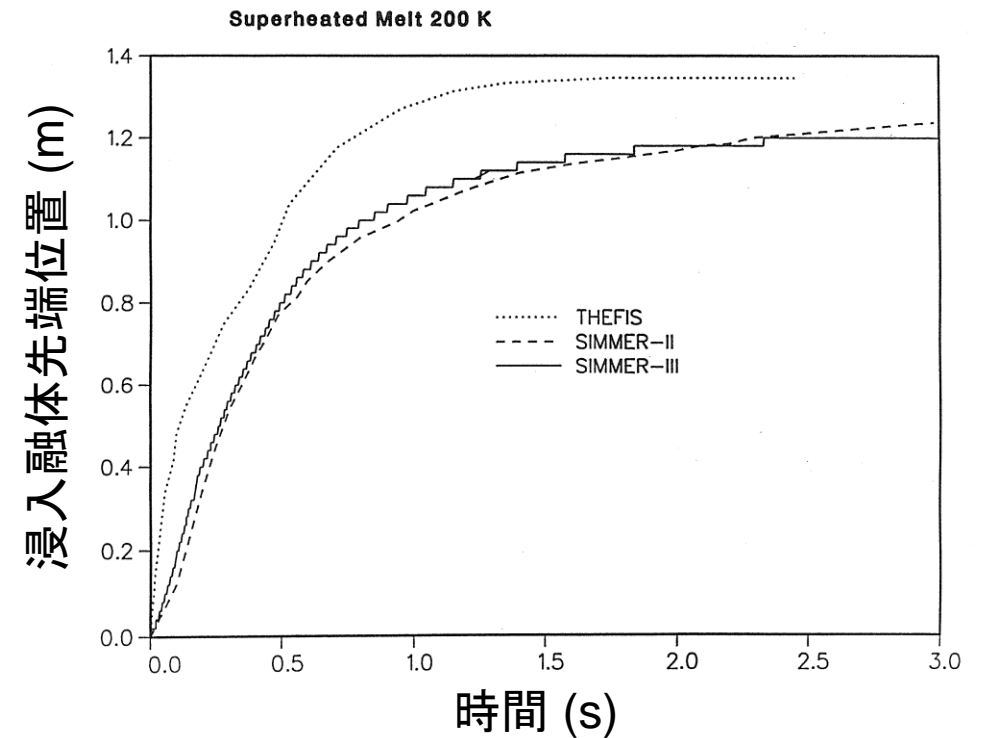
圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した溶融アルミナ（2,300 K）を圧力ベッセル内の昇圧（2気圧）と坩堝の上方移動によって長さ1.8m、内側直径6 mmの試験部（クォーツガラス製の円管）に注入し、円管内の固化閉塞挙動を測定した。



THEFIS 試験の概要



SIMMER-IIIによる解析体系

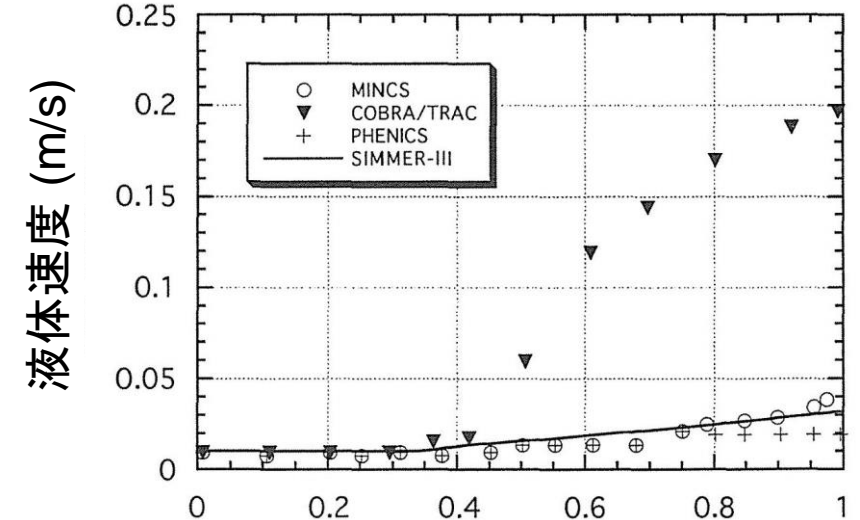
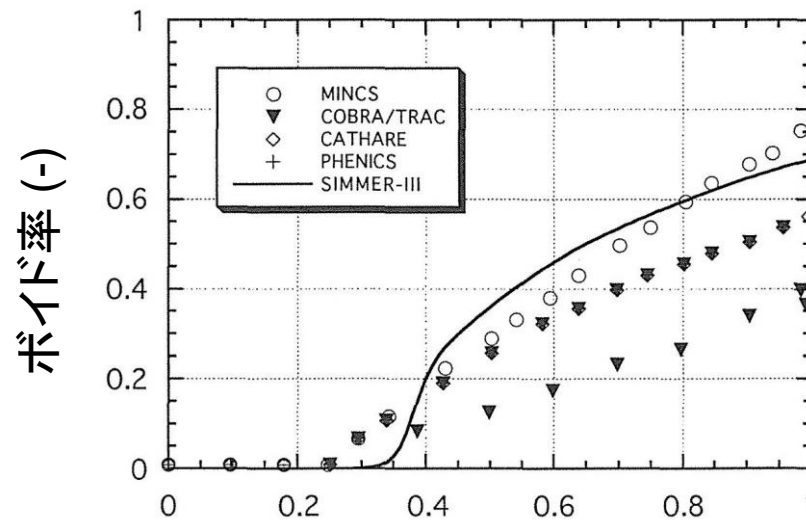
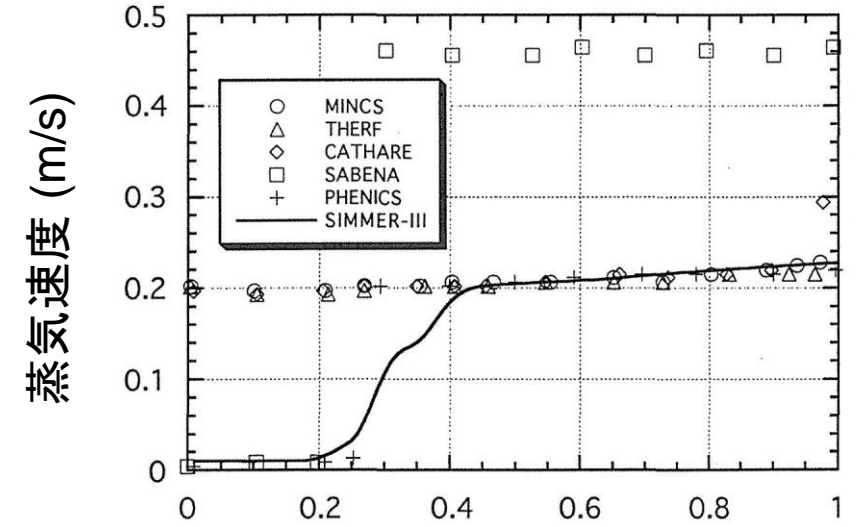
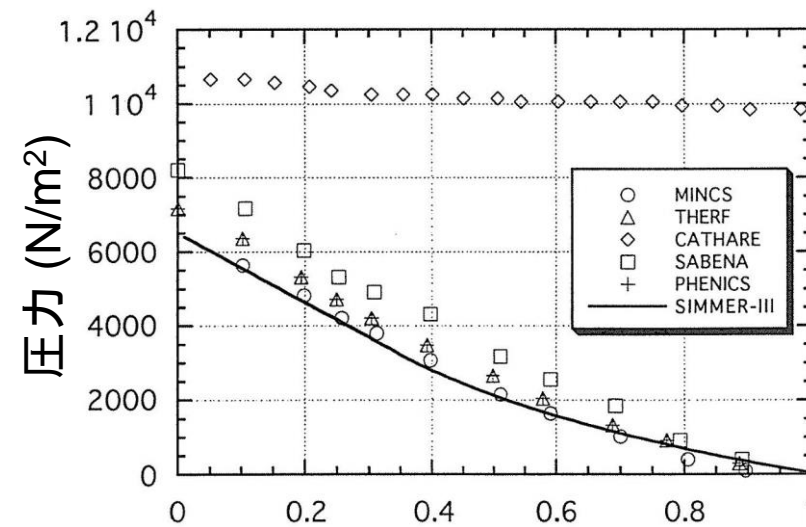


浸入融体先端位置の時間変化

アルミナを模擬物質として用いた試験解析において浸入挙動を適切に再現するが、最終的な融体浸入長さを10%ほど過小評価する。

## ■ 5.5 管内の沸騰

EPRI ベンチマーク問題1.3を解析した。解析体系は下端から0.01m/sで飽和水が流入している長さ1.0mの垂直管。上部3/4、すなわち $0.25 < Z < 1.0$ mの区間で出力0.5W/kgの加熱により水を沸騰させる。物性値、相間摩擦は問題によって指定されたものを用いる。



横軸: 軸方向位置 (m)

他の解析コードと同等の結果を得た。特にMINCSコードとほぼ一致する傾向にある。



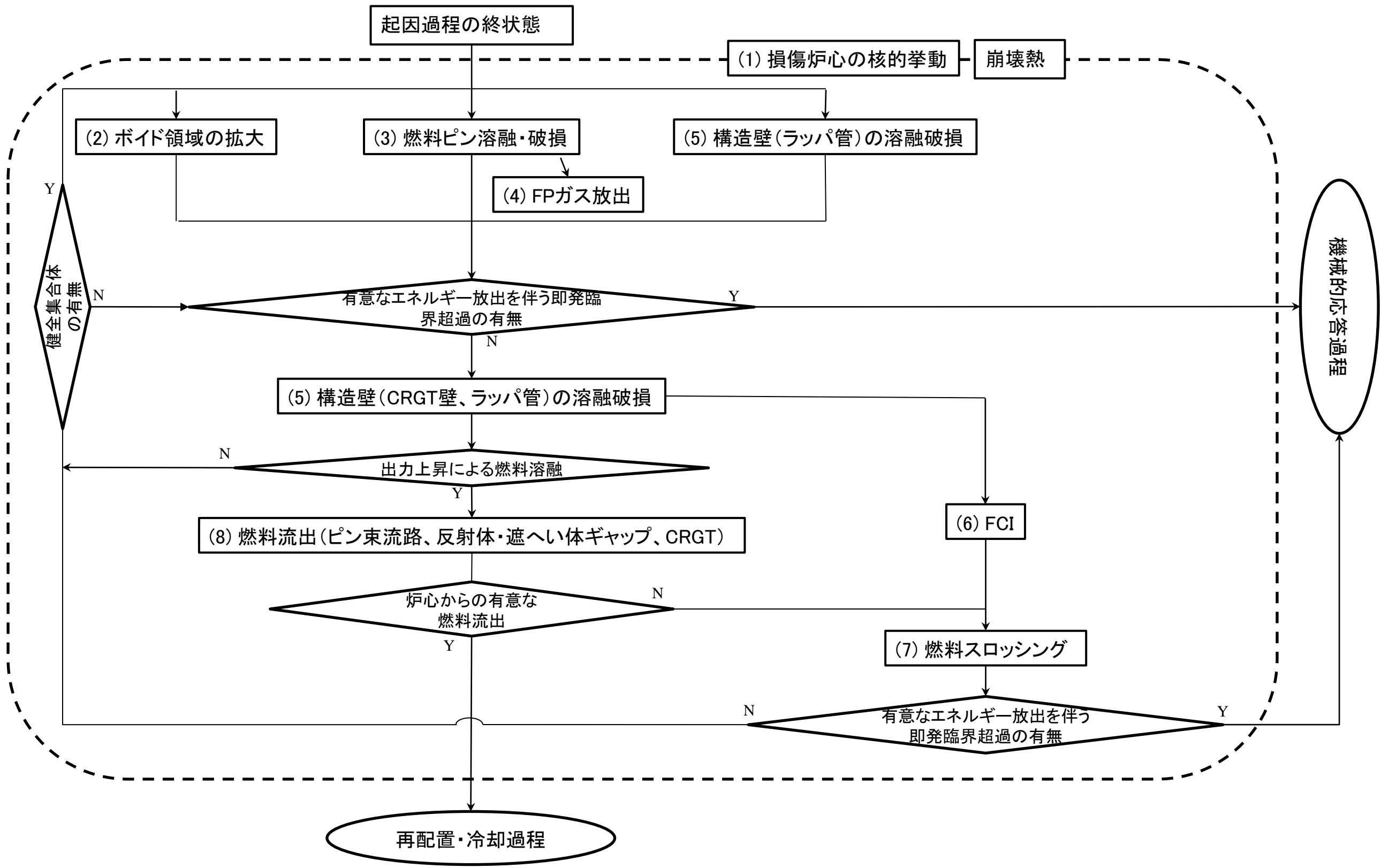
# 第2期検証プログラム以後における検証課題

## ■ 第2期検証プログラム (Validation)

➤ 安全評価上の主要な現象についての30数種の試験解析を実施。

安全評価上の主要な現象と検証課題	試験データベース
沸騰プール挙動 ★燃料／スチール溶融沸騰プールの挙動	SCARABEE BF(CEA) CABRI-RAFT(CEA) SEBULON(CEA)等
燃料流出・固化挙動 ★ピン束内融体浸入／閉塞形成挙動	GEYSER(CEA) THEFIS(FZK) Spencer(ANL)等
燃料・冷却材相互作用(FCI) ★融体の冷却材浸入／熱伝達挙動	THINA(FZK) CAMEL(ANL) KROTOS(ISPRA), FARO(ISPRA) 等
物質膨張挙動 ★蒸気泡成長と構造物によるエネルギー低減効果	VECTORS(PNC) OMEGA(Purdue Univ.) SGI(FZK)等
構造物破損挙動 ★ピン束／集合体管壁の熱的／機械的破損挙動	SCARABEE(CEA) CABRI-RAFT(CEA) EAGLE(JAEA)(第2期終了以後) 等
崩壊炉心の核的挙動 ★物質再配置による反応度変化	FCA(JAERI) ERANOS bench.(CEA)等

# 「常陽」遷移過程の事象推移と物理現象の相関





## 評価指標

- 評価項目との関連において解析結果を代表する評価指標を定め、評価指標に対する影響のランク付けによって遷移過程の事象推移に大きな影響を持つ重要現象を抽出する。

評価指標	評価指標とする理由
炉心平均燃料温度	<p>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)によって急激に熱エネルギーが放出される可能性がある。</p> <p>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対応づけられる。</p> <p>また、炉の大きさや定格出力に影響を受ける放出エネルギーに対して、燃料温度は出力逸走の厳しさを評価する指標として適切である。</p>
炉心からの燃料流出量	<p>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。</p> <p>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。炉心残留燃料による即発臨界超過のポ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。</p>

## 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。

## 現象のランクの検討

現象	評価指標に対する影響のランク
(1) 損傷炉心の核的挙動	<p>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)。</p>
(2) ボイド領域の拡大	<p>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、「常陽」はほぼ全炉心でボイド反応度が負であること、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)。</p>
(3) 燃料ピン溶融・破損	<p>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)。</p>

現象	評価指標に対する影響のランク
(4) FPガス放出	<p>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)。</p>
(5) 構造壁の溶融破損	<p>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)。</p>
(6) FCI	<p>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)。</p>

## 現象のランクの検討

現象	評価指標に対する影響のランク
(7) 燃料スロッシング	<p>本物理現象は、溶融炉心プールで生じた蒸気圧を駆動力として発生する溶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)。</p>
(8) 燃料流出	<p>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溶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溶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溶融状態であり、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)。</p>



# 遷移過程の事象推移における重要現象（6/6）

## 評価指標とランクの定義

- 評価指標のどちらかにHまたはMのある現象を重要現象としてSIMMERコードの検証と「常陽」解析への適用性を検討する対象とする。
- (1) 損傷炉心の核的挙動、(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、が重要現象として抽出された。

物理現象	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) 燃料ピン溶融・破損	L	L
(4) FPガス放出	L	L
(5) 構造壁の溶融破損	H	H
(6) FCI	H	L
(7) 燃料スロッシング	H	L
(8) 燃料流出	H	H

# 重要現象の検証課題とSIMMERの解析モデルの対応関係

重要現象	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
損傷炉心の核的挙動	FCA VIII-2試験解析、等					○
構造壁の溶融破損	EAGLE炉内試験解析、等				○	○
FCI	THINA試験解析、等	○	○	○	○	
燃料スロッシング	スロッシング挙動試験解析、等	○	○	○		
燃料流出	GEYSER試験解析、等	○	○	○	○	○



# 重要現象の検証解析 (1/6)

## 損傷炉心の核的挙動 — FCA VIII-2試験解析

### ■ 試験と解析結果の概要

FCA VIII-2試験は日本原子力研究所の高速臨界集合体施設で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、反応度変化が測定されている

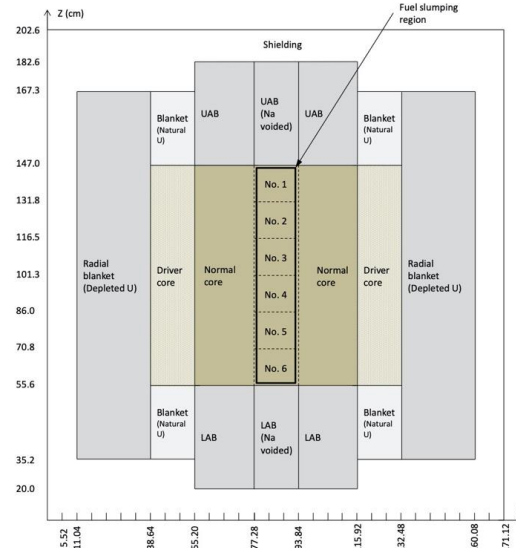
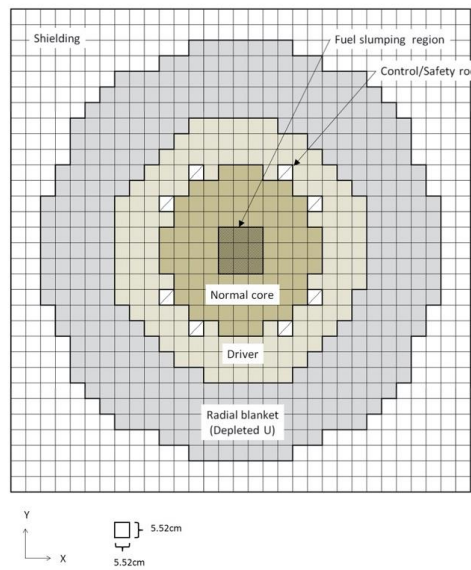
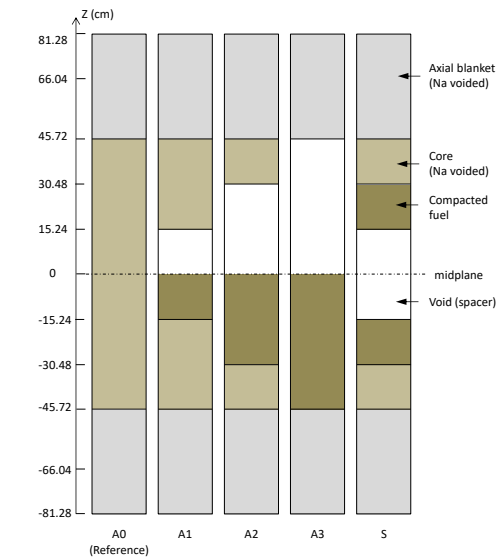


Fig. 3-4 SIMMER-IVによる解析モデル (3次元XYZ体系、RZ平面)

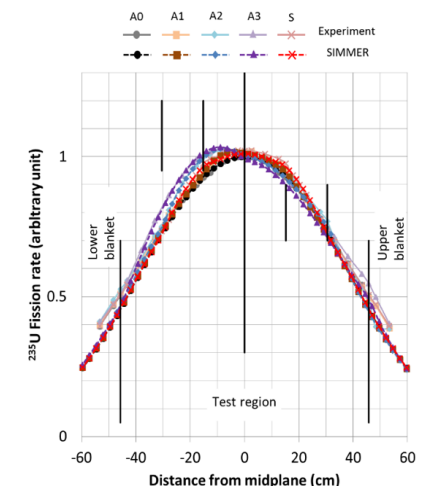
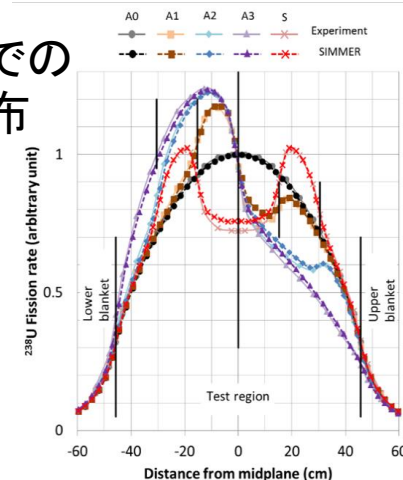


反応度変化の実験結果と解析結果の比較

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

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

炉心中心位置での  
分裂反応率分布  
左 238U  
右 235U



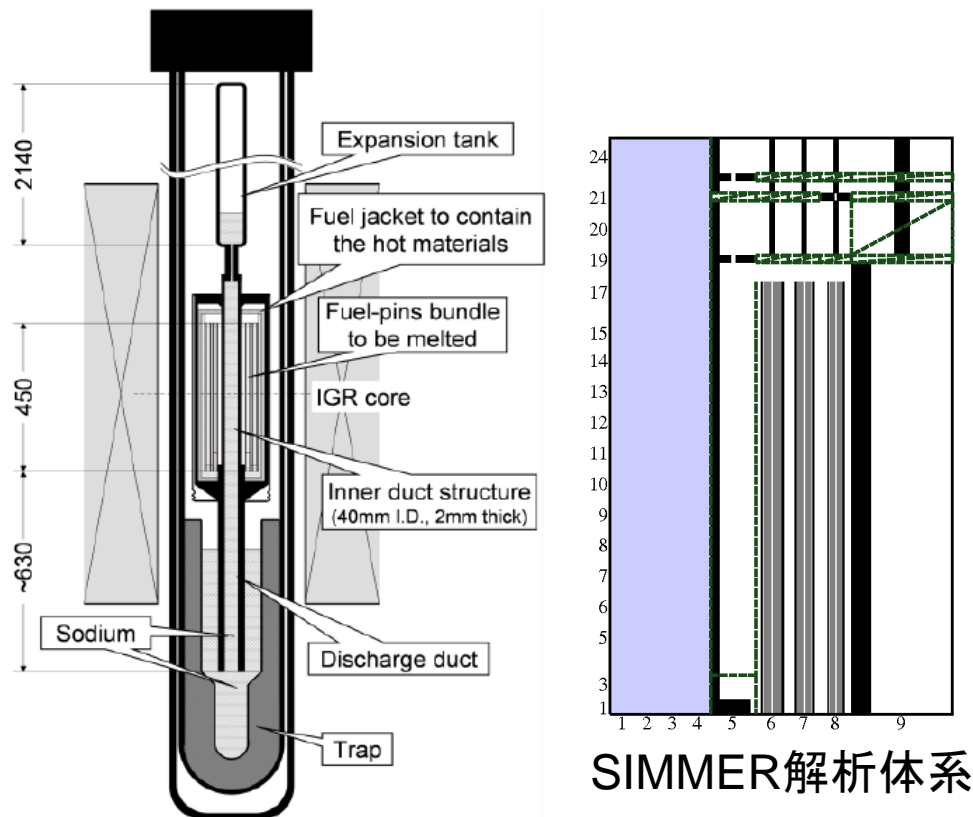
解析値と実験値の比（C/E値）は0.93～1.01であることから、解析結果と実験結果はほぼ一致しているといえる。FCA VIII-2集合体はプレート型の燃料や構造材を引出しに積み重ねて装荷しているが、解析では各領域を均質化していることから非均質効果による差が生じ得る。過去の検討における非均質効果による不確定性は10%程度であるということからも、十分な精度で解析が行われたと考えられる。

# 重要現象の検証解析（2/6）

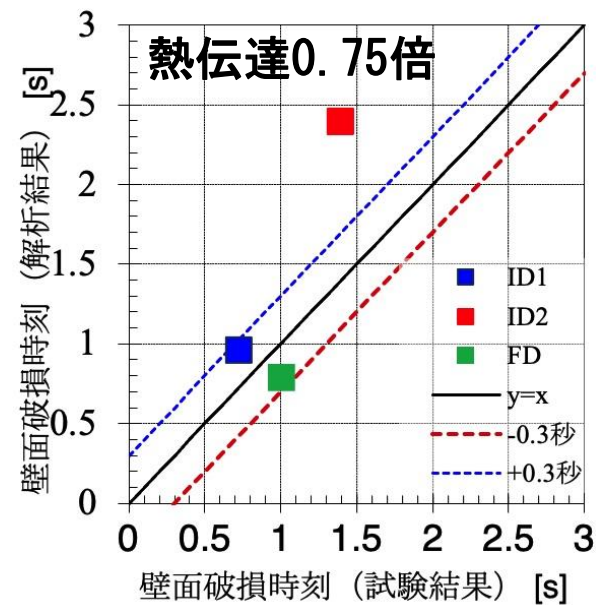
## 構造壁の溶融破損 — EAGLE炉内試験解析

### ■ 試験と解析結果の概要

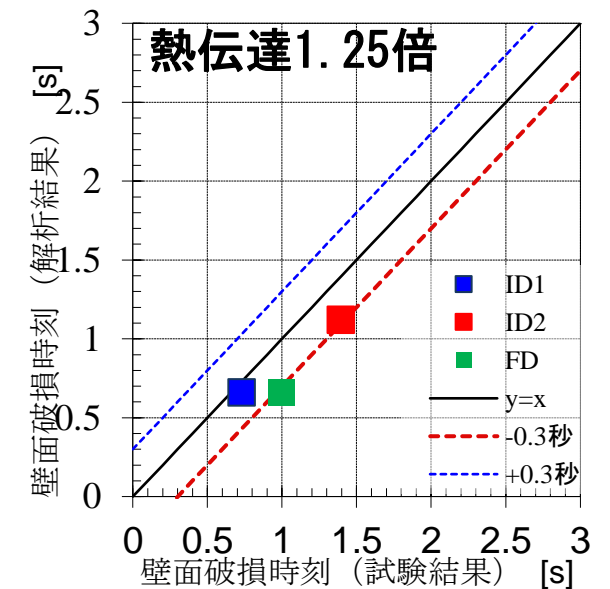
中心に燃料流出経路となるナトリウムを内包した内部ダクトを設置し、その周囲を燃料ピンで囲んだ試験体を照射炉IGRの円柱状の中心空孔に設置し、IGR炉による核加熱で燃料ピンを発熱・溶融させて溶融炉心プールを模擬し、溶融炉心プールからの伝熱により内部ダクトが破損し、燃料が流出することを確認する試験。



EAGLE炉内試験の概略



EAGLE試験解析の壁面破損時刻



炉心物質を核加熱して実施した実機模擬性の高いEAGLE試験解析により、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。

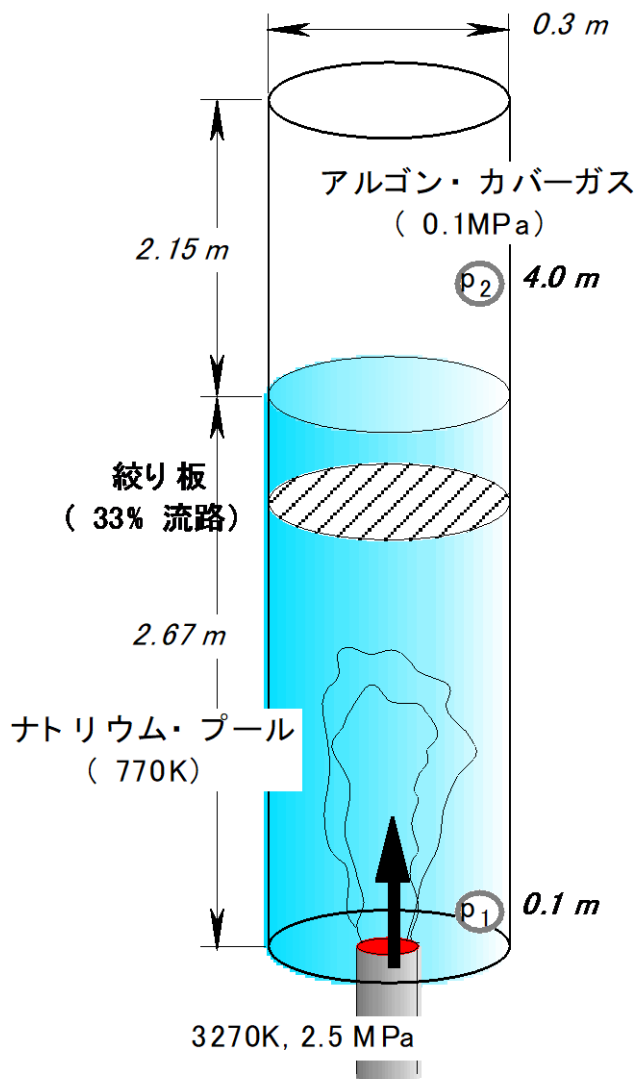
# 重要現象の検証解析 (3/6)

## 燃料冷却材相互作用 (FCI) — THINA試験解析

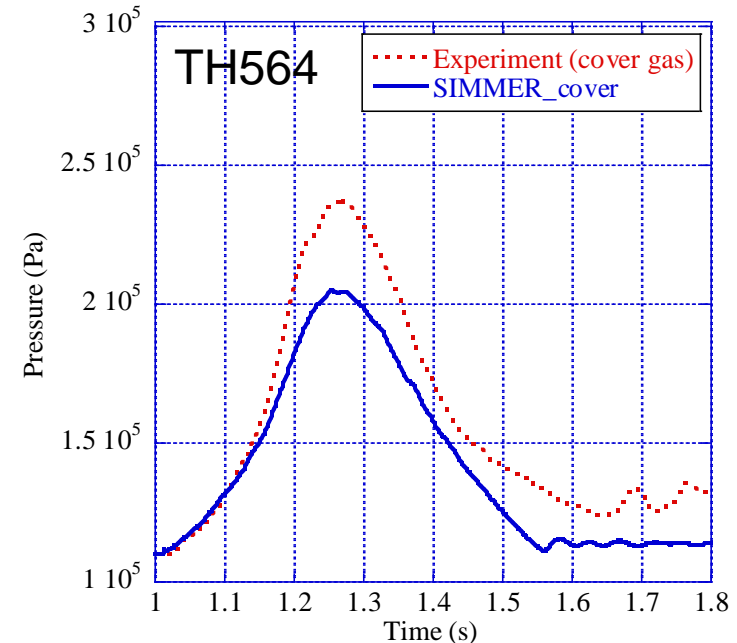
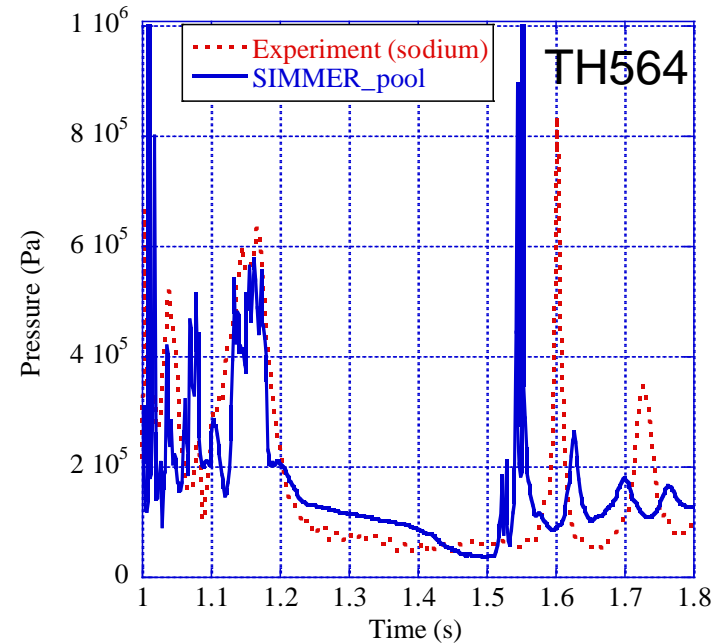
### ■ 試験と解析結果の概要

テルミット反応で生成した高温融体 (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>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

#### THINA 試験解析



	溶融鉄	アルミナ
TH564	4.2kg	1.3kg
TH562	2.0kg	3.1kg



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

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が流入したことの影響であると推定

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。解析結果は圧力のピーク値と発生時刻をよく再現しているものの、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。

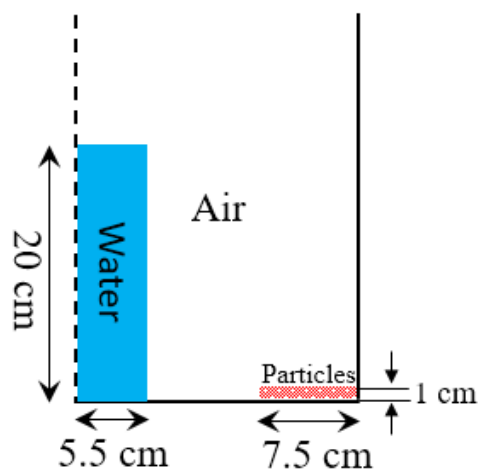


# 重要現象の検証解析 (4/6)

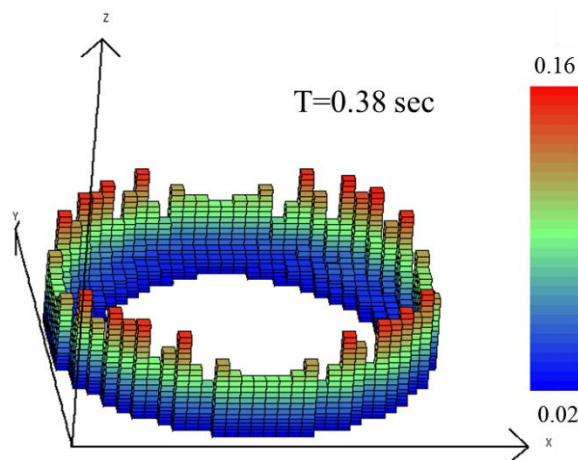
## 燃料スロッシング — スロッシング挙動試験解析

### ■ 試験と解析結果の概要

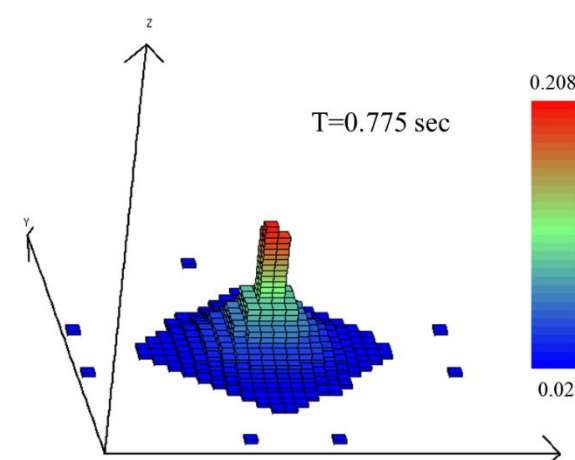
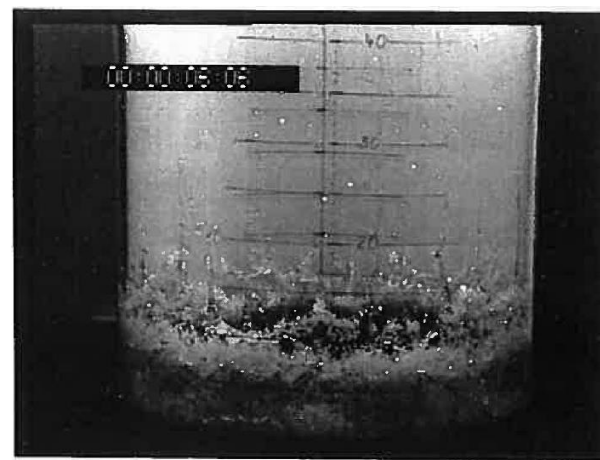
スロッシング挙動試験は半径22.2 cmの円筒容器内の中心から14.5 cm位置に幅7.5 cm、高さ1 cmの円環状の粒子ベッドを設置し、円筒容器中心位置に設置された直径5.5 cm、高さ20 cmの円柱状の水柱を崩壊させる



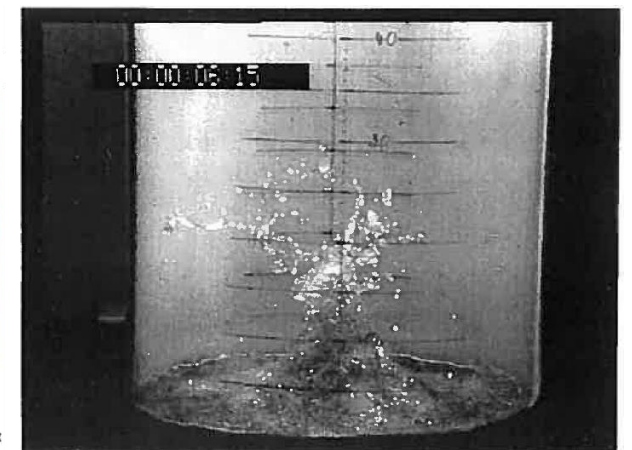
	側面到達時刻(秒)	側面最高高さ到達時刻(秒)	側面最高高さ(cm)	中心位置最高高さ到達時刻(秒)	中心位置最高高さ(cm)
試験	$0.28 \pm 0.02$	$0.40 \pm 0.02$	$10 \pm 1$	$0.80 \pm 0.04$	$25 \pm 5$
解析	0.22	0.38	16	0.775	20.8



側面最高高さ到達時



中心位置最高高さ到達時

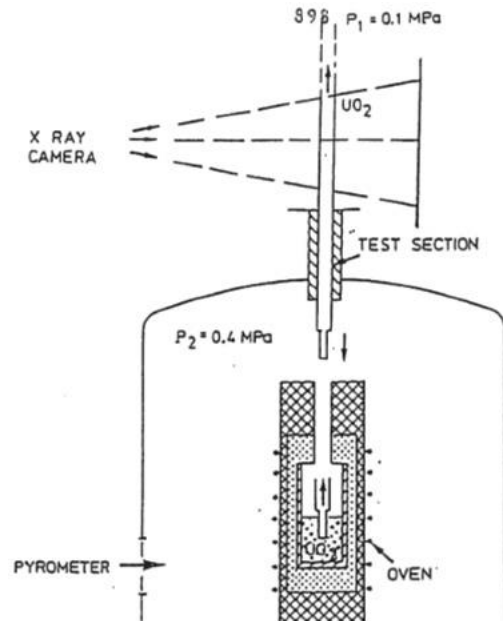


評価指標に対して重要である凝集挙動についてはそのタイミングと表面高さをほぼ再現できているものの、試験では液面が破碎するために各所での到達高さの測定誤差が大きく、数値的な誤差範囲を示すことは困難である。炉外試験との比較であることから、遷移過程では燃料凝集の効果を最大とするような不確かさの影響解析を行うことで、燃料スロッシング挙動における不確かさを考慮する必要がある。

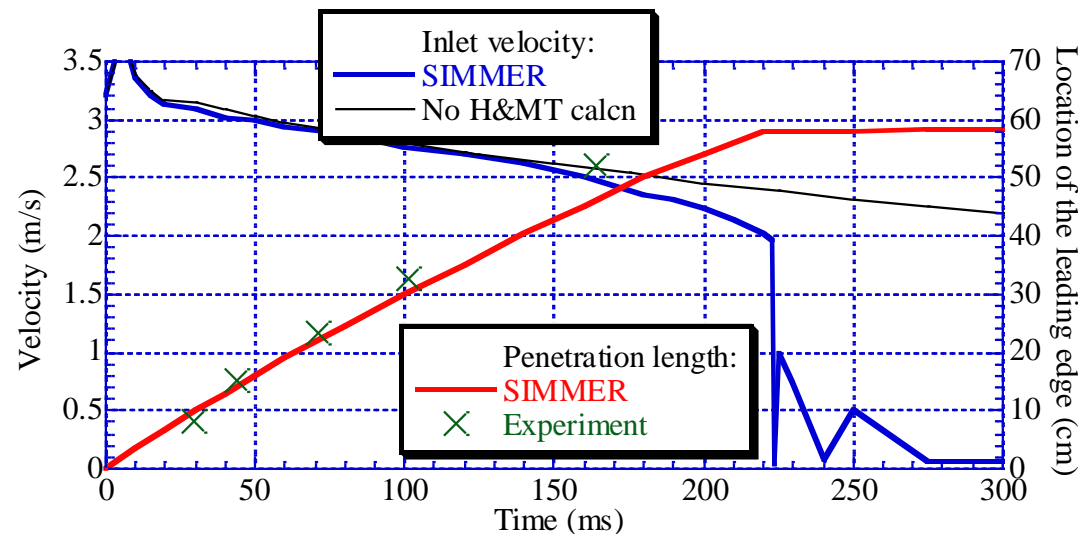
# 重要現象の検証解析 (5/6)

## 燃料流出 — GEYSER試験解析

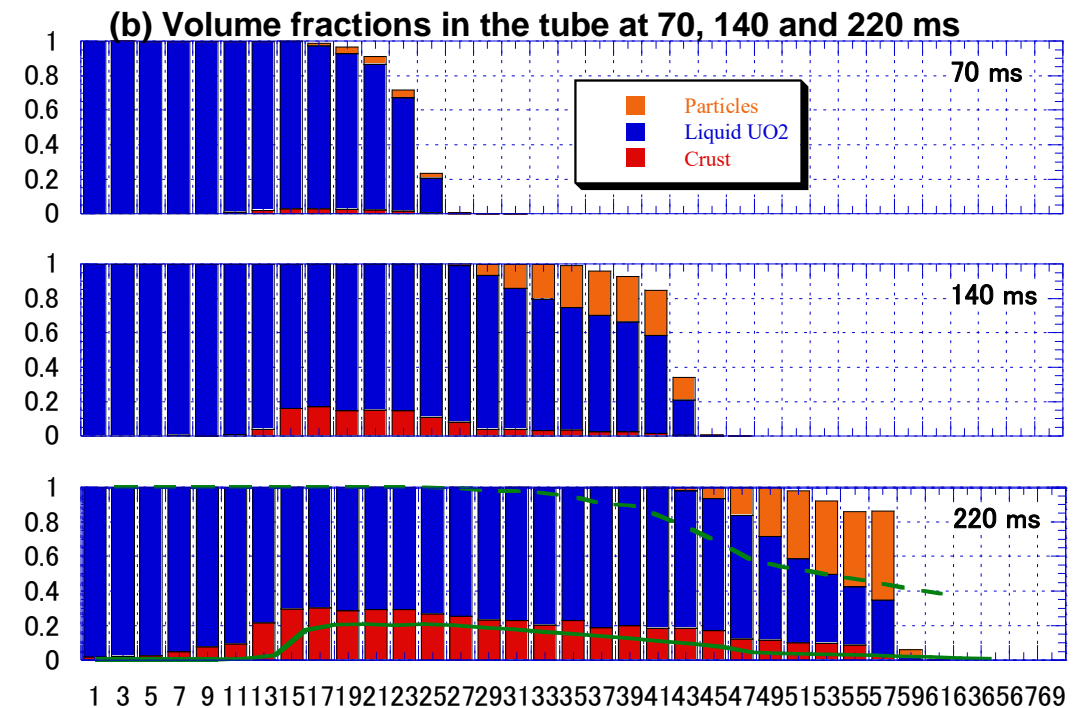
### ■ 試験と解析結果の概要



熔融二酸化ウラン (UO<sub>2</sub>) 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。試験部は内径4 mm、外径8 mmのスティール円管であり、3000 °Cの熔融UO<sub>2</sub>プールと試験部出口との差圧を推進力として熔融UO<sub>2</sub>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実現した。



熔融UO<sub>2</sub>の流入速度（青、左軸）と浸入距離（赤、右軸）



UO<sub>2</sub>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

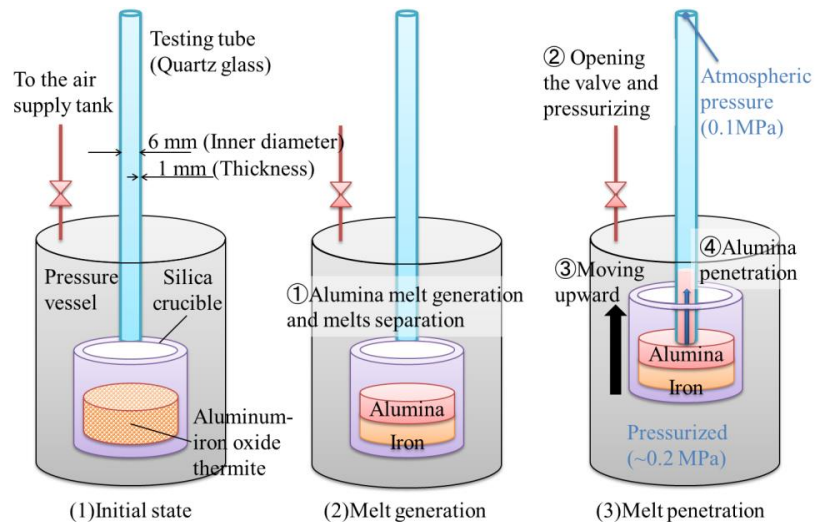
Predict crust  
Predict particles

炉心物質（熔融UO<sub>2</sub>）を用いた試験解析において最終的な融体浸入長の誤差は5 %未満であり、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。

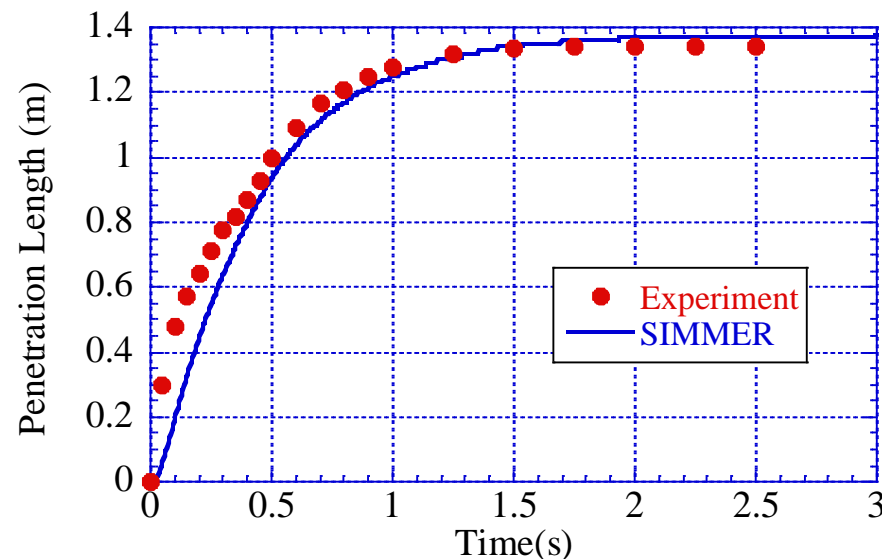
# 重要現象の検証解析 (6/6)

## 燃料流出 — THEFIS with Particles 試験解析

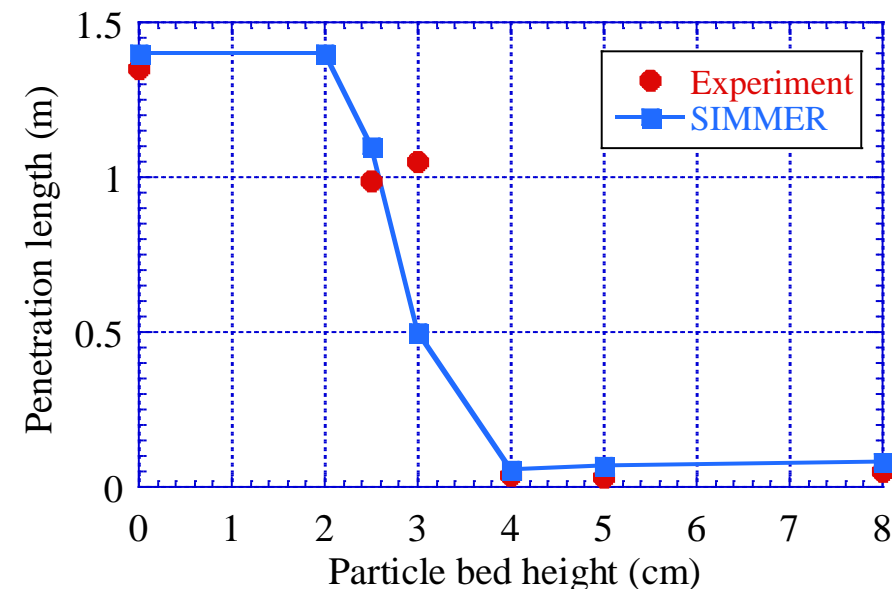
### ■ 試験と解析結果の概要



THEFIS 試験の概要



浸入融体先端位置の時間変化



浸入距離に対する粒子ベッド高さの影響

圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した熔融アルミナ (2,300 K) を圧力ベッセル内の昇圧 (2気圧) と坩堝の上方移動によって長さ1.8m、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測定した。円管下端2~8cmに模擬閉塞物としてアルミナ粒子を設置した試験も実施した。

アルミナを模擬物質として用いた試験解析において浸入挙動を適切に再現した。また、アルミナ粒子のベッド厚さ2~4cm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。

- 高速炉の炉心は最大反応度配置でないために、炉心が著しく損傷するBDBA時の物質移動によって即発臨界超過となり、出力逸走から放出されるエネルギーが安全評価における主要な課題の一つとされてきた。
- 高速炉の開発初期は計算機技術も十分に発達していなかったため、非物理的であるが単純で仮想的な想定のもとに、発生する機械的エネルギーを保守的に評価した。
  - 炉心を球とみなし、球の中心に仮想的に収縮することを想定した（1956年 Bethe-Taitモデル）。
  - 炉心からナトリウムが失われても定格出力が維持されると仮定し、炉心中央平面で融点に達した燃料を重力落下させて炉心下部に集中させ、反応度を挿入させる（「常陽」の既許可の仮想事故評価）。
- 一方、1970年代以後は計算機性能の向上とともに解析コードの開発が進み、炉心崩壊事故におけるエネルギー発生を支配する遷移過程の解析コードとしてSIMMERコードの開発と検証研究が進められた。



- 格納容器破損防止措置の有効性評価にあたっては、「評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、最適評価を行うことを基本とし、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する。」ことを方針として定めている。
  - この方針は、DBAの想定を超えたBDBAに対する格納容器の機能性の解析は最適評価手法に基づいて解析されうる（IAEA SSR-2/1（Rev. 1））とする国際的な安全評価の考え方にも整合する。
- 本有効性評価の遷移過程解析においても、SIMMERコードの開発成果を背景として、崩壊炉心における物理法則に従った事象推移の結果として発生するエネルギーの最適評価と不確かさの影響評価を行った。
- 大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは炉心の損傷が広範囲に進展して全炉心規模の溶融物質のプールが形成されている遷移過程後期における溶融燃料の大規模な凝集である。SIMMERコードの検証研究において、この燃料凝集に大きな影響を持つ重要現象の中で、不確かさが大きく感度解析により不確かさの影響を評価することが必要と判断されたFCIとスロッシング挙動の不確かさのエネルギー放出に対する影響評価を実施した。
- 以下、より影響が大きいと評価されたスロッシング挙動について検討する。

- 「常陽」の全炉心規模のプールにおける溶融物質の水平方向の揺動（スロッシング）による燃料凝集は、本来3次元的な挙動となり、反応度挿入が厳しくなる炉心中心に向かって理想的に集中する挙動は生じ難い。
  - 制御棒の配置が円周に近い対象形ではなく、全炉心プールの形状も完全な円形ではない。
  - 全炉心プールの下部には集合体毎の出力に応じて未溶融の燃料集合体や未溶融の制御棒下部案内管が様々な高さで残存している。
- スロッシング挙動を解析する数値流体アルゴリズムは水を用いた半径・高さ約20cm規模の炉外試験解析によって妥当性が確認されているが、実験データの精度による不確かさと溶融炉心物質からなる半径約40cm、高さ約50cmの「常陽」の全炉心プールへの外挿における不確かさがある。
- 本評価では、これらの不確かさを包絡するに十分な保守性を有する想定として、本来発生することが困難と考えられる炉心中心に理想的に集中する2次元的な挙動を可能とするSIMMER-IIIコードを用いたr-z 2次元体系による解析を実施し、「常陽」の炉心崩壊事故における発生エネルギーに対する不確かさの影響評価を行った。
- 評価された発生エネルギーは、物理的に整合性を持った事象推移の結果として発生するエネルギーであり、結果に大きな影響をもつ重要現象の不確かさの影響も考慮した包絡性を有するものである。

## まとめ

- **安全解析コードSIMMERの物理モデルについて概説し、「常陽」の格納容器破損防止方策の有効性評価への適用と関連した検証研究の成果をまとめた。**
- **これまでに体系的かつ計画的に実施した第1期検証プログラムにおいて、SIMMERコードの検証（verification）を行い、コードの基本的な妥当性を確認した。**
- **「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価における遷移過程解析への適用にあたり、解析上重要となる主要現象を対象として、炉内及び炉外の安全性実験の解析を通じた総合的な妥当性確認（validation）を行い、多成分多相流の流動・伝熱・相変化の複合現象への適用性を確認した。**
- **特に高速炉の安全上の主要な課題である、再臨界時の発生エネルギーの評価に関して、重要現象の不確かさの影響を考慮する評価条件について検討を行い、評価結果の包絡性を示した。**