



# 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

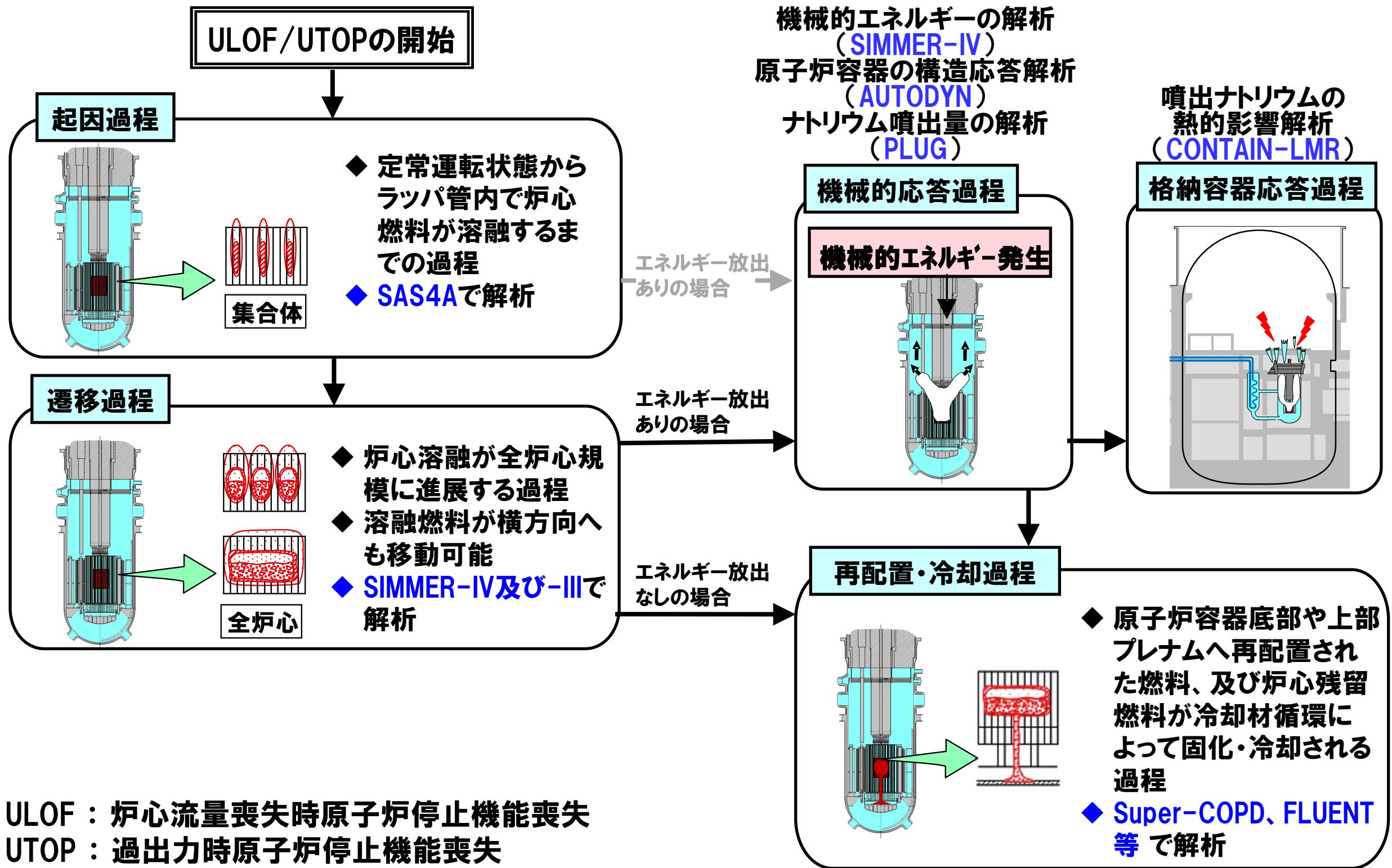
(その3:格納容器破損防止措置)

- SIMMER-IV及びSIMMER-IIIコード -

2021年2月16日

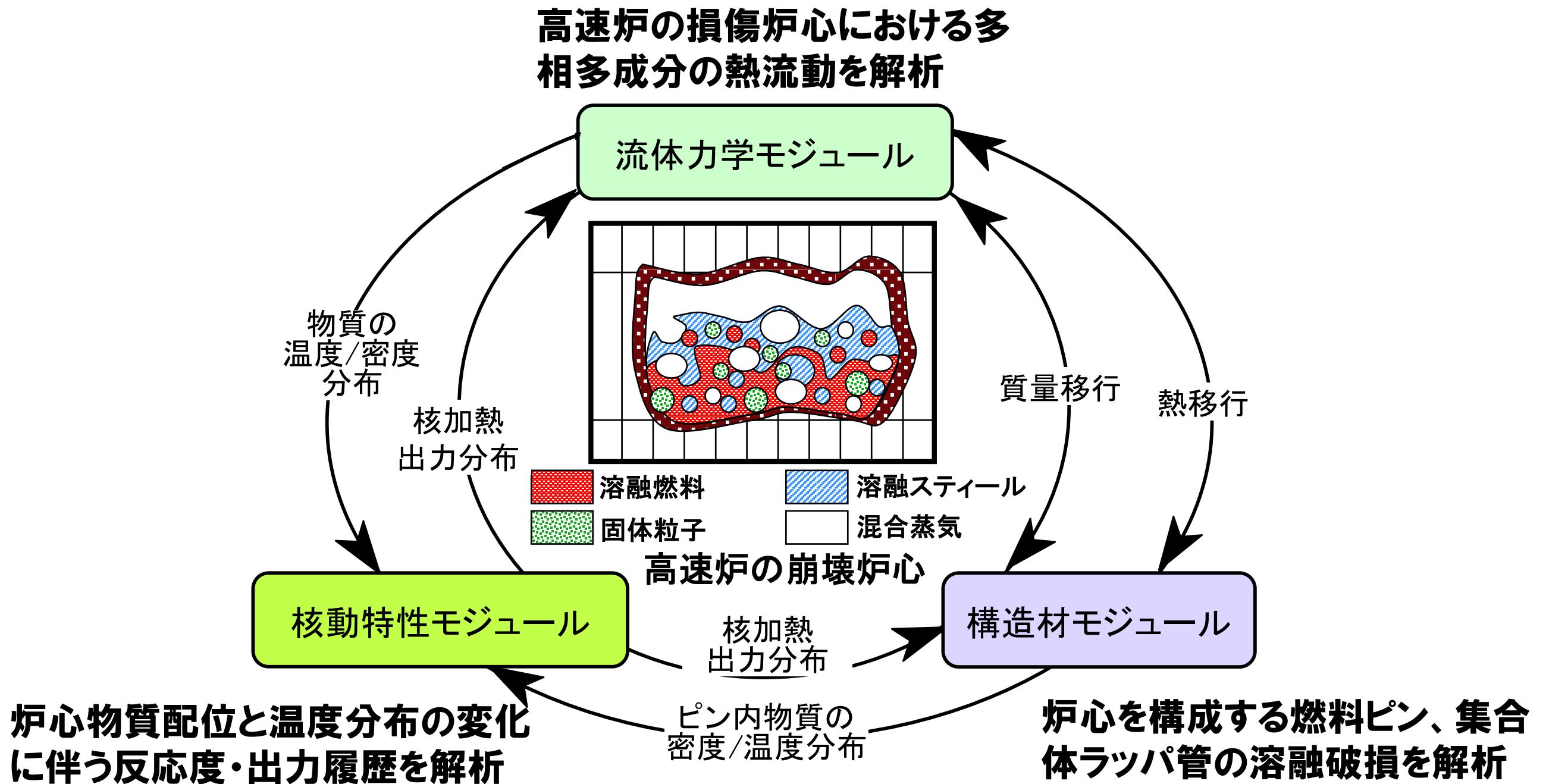
日本原子力研究開発機構 大洗研究所  
高速実験炉部

# ULOF/UTOPの事象推移と解析評価の流れ



# SIMMER-IV及びSIMMER-IIIコードの概要

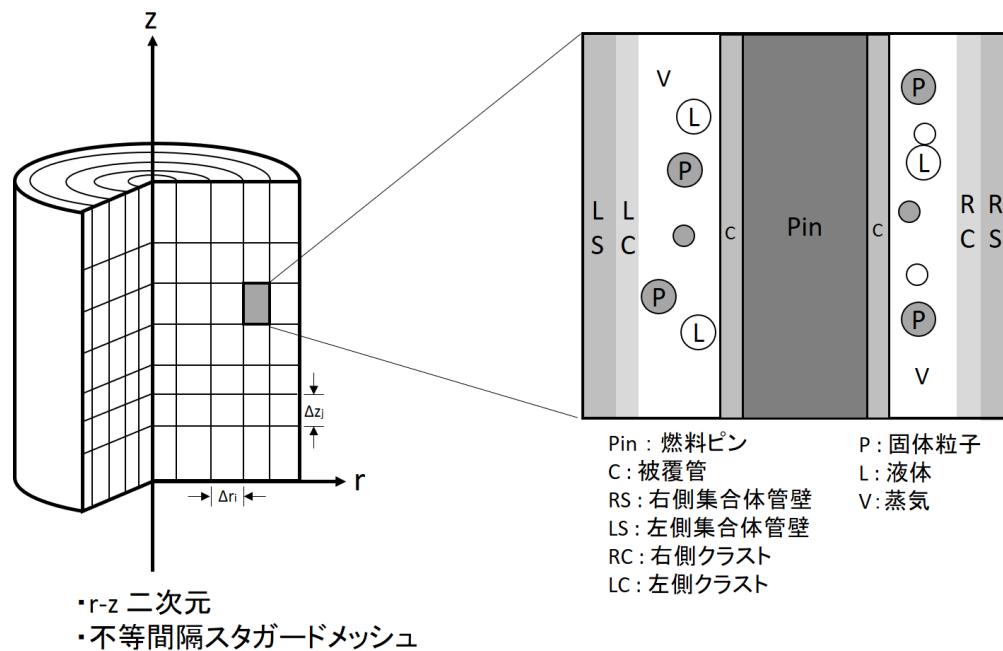
- SIMMER: Sn, Implicit, Multi-phase, Multi-component, Eulerian, Recriticality
- SIMMER-II: 米国ロスアラモス国立研→日本には1980年に導入
- SIMMER-IV及びSIMMER-III: 新たに原子力機構で開発、国際協力で検証・改良



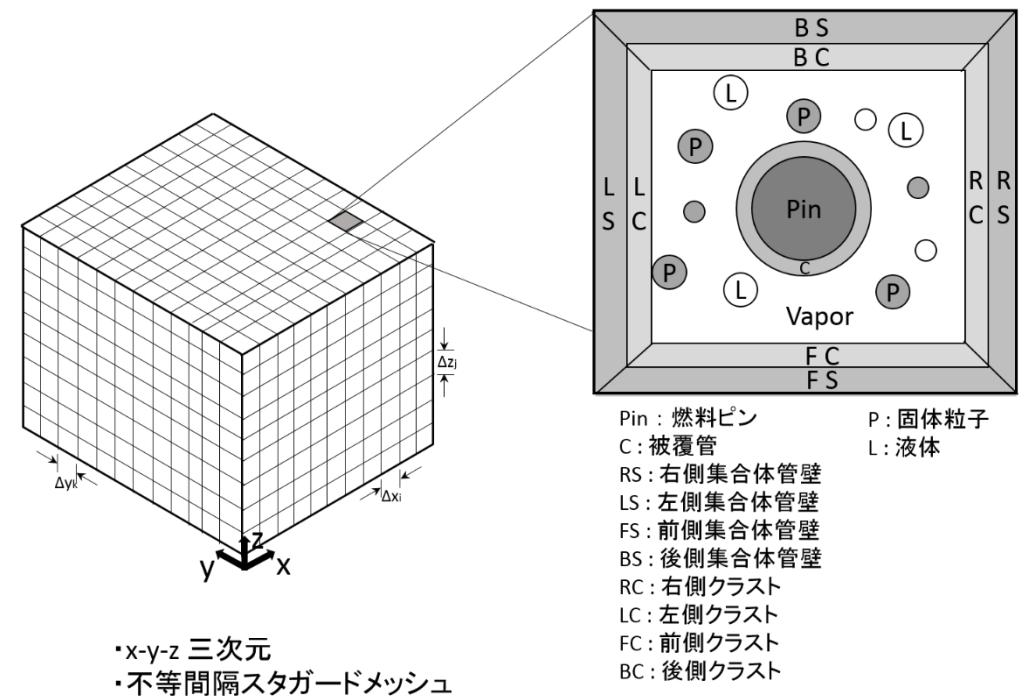
# SIMMER-IV及びSIMMER-IIIに必要な機能

モジュール	主要な機能	モデル
<p>共通</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 全ての炉心物質、固液気相の区別</li> <li>• SAS4Aからの接続</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 多成分の固体、液体、蒸気相の取り扱い</li> <li>• 専用の接続ツール</li> </ul>
<p>流体力学</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 多次元、物質間相対運動</li> <li>• 物質間伝熱、相互作用、沸騰、相変化</li> <li>• 多相流の流動状況の表現</li> <li>• 固体～臨界温度までの熱物性、飽和蒸気圧</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 多成分の質量・運動量・エネルギー保存式、構成方程式</li> <li>• 熱及び物質移動(伝熱、溶融固化、蒸発凝縮)</li> <li>• 流動様式、境界面積モデル</li> <li>• 熱物性、EOSモデル</li> </ul>
<p>構造材</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 燃料ピン、ラッパ管の健全状態の取扱い</li> <li>• 燃料ピン、ラッパ管の溶融、破損挙動</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 構造材－流体間の熱移行</li> <li>• 構造材破損モデル、溶融固化</li> </ul>
<p>核動特性</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 大規模燃料移動に伴う中性子束・反応度変化</li> <li>• 物質の密度・温度の動的変化を反映</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 多群輸送理論による空間依存動特性</li> <li>• 多群核断面積の更新</li> </ul>

- 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SIMMER-IVで共通である。

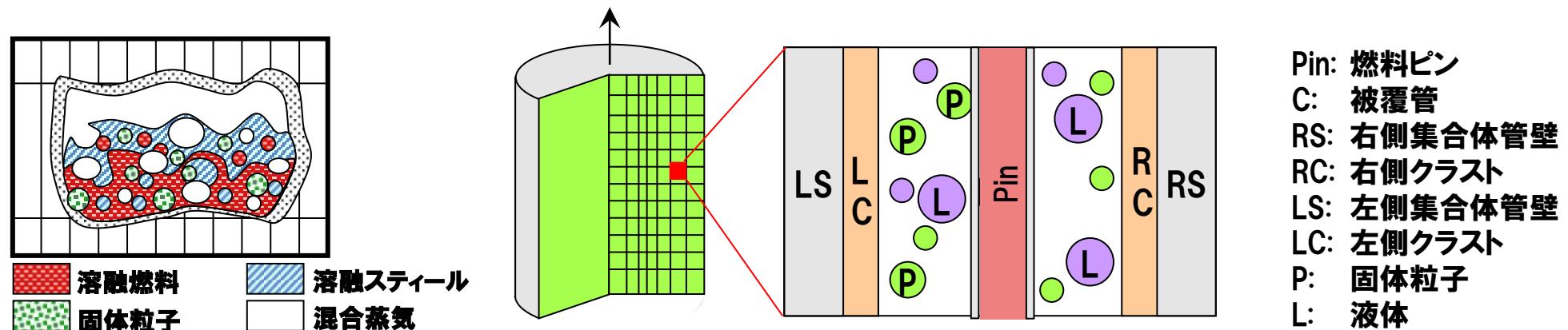


SIMMER-III 解析体系



SIMMER-IV 解析体系

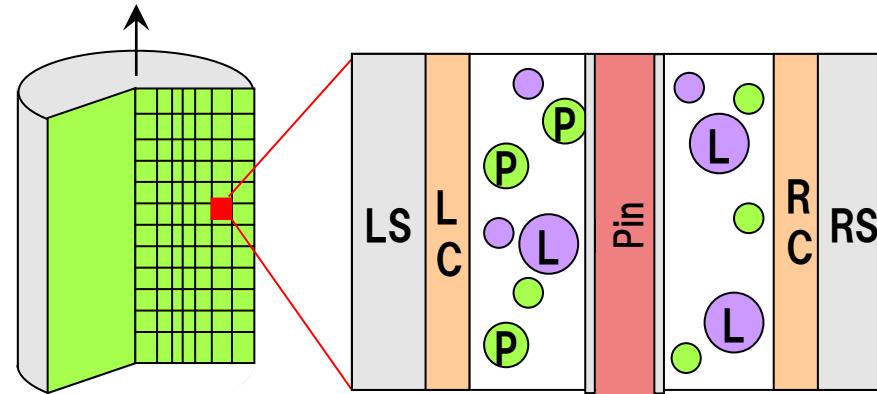
- SIMMERコードで取り扱う炉心物質は燃料、スチール、ナトリウム、制御材及び気体の5種であるが、物理的状态(固体、液体、気体)と存在場所(構造材中、流体中)等を区別する結果、SIMMER-IVコードの密度成分数は38、エネルギー成分数は23、流体成分(速度場)数は最大で8である。



- 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解析する。燃料が固化する場合は、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中心**
    - **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試験の解析(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コードの適用性と妥当性確認を行った。**

## ■ 第1期検証プログラム

「×」: 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 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: 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: 仏国放射線防護・原子力安全研究所(現: IRSN)  
 CEA-G: 仏国原子力庁グルノーブル研究所

## ■ 第1期検証プログラム

「×」: 課題に関する個別モデル

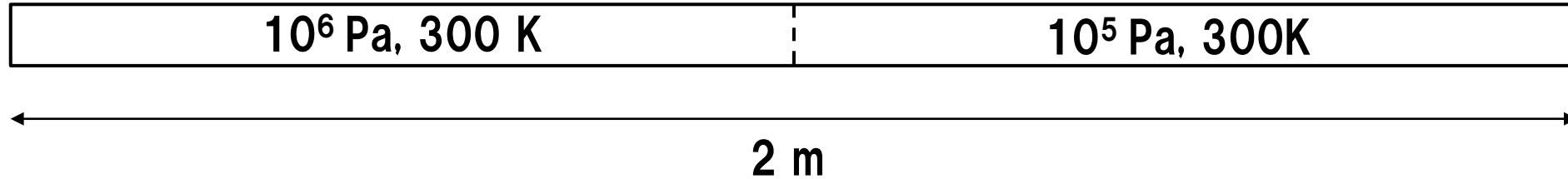
No	課題	担当組織	Conv.	FR/IA	MXF	H&M	STR
<b>Category 4: 溶融と固化</b>							
4.1	燃料固化: GEYSER実験	CEA-G	×	×	×	×	×
4.2	燃料固化: SMPR実験	CEA-G	×	×	×	×	×
4.3	高温融体の管内固化: THEFIS実験	FZK	×	×	×	×	×
<b>Category 5: 蒸発と凝縮</b>							
5.1	水蒸気の液滴への凝縮	PNC				×	
5.2	液滴蒸発時のエネルギー保存	PNC				×	
5.3	蒸気泡の凝縮	PNC				×	
5.4	燃料の急激な蒸発	FZK	×	×	×	×	
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

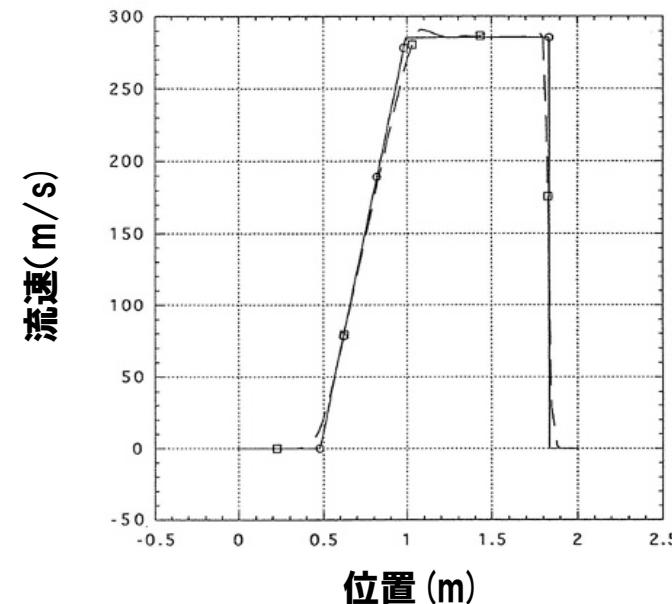
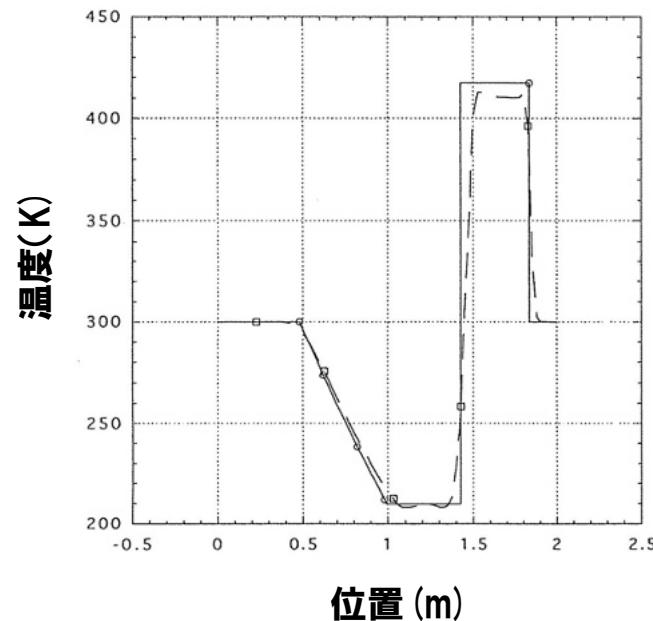
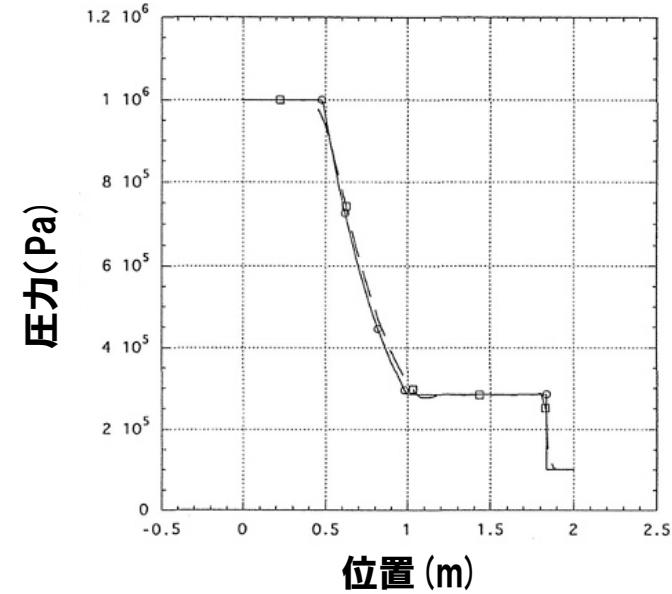
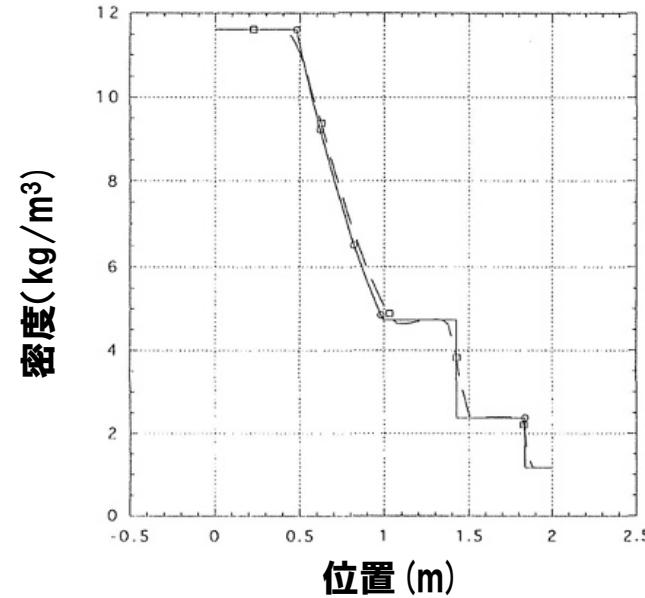
## ■ 1.1 理想気体の衝撃波管

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

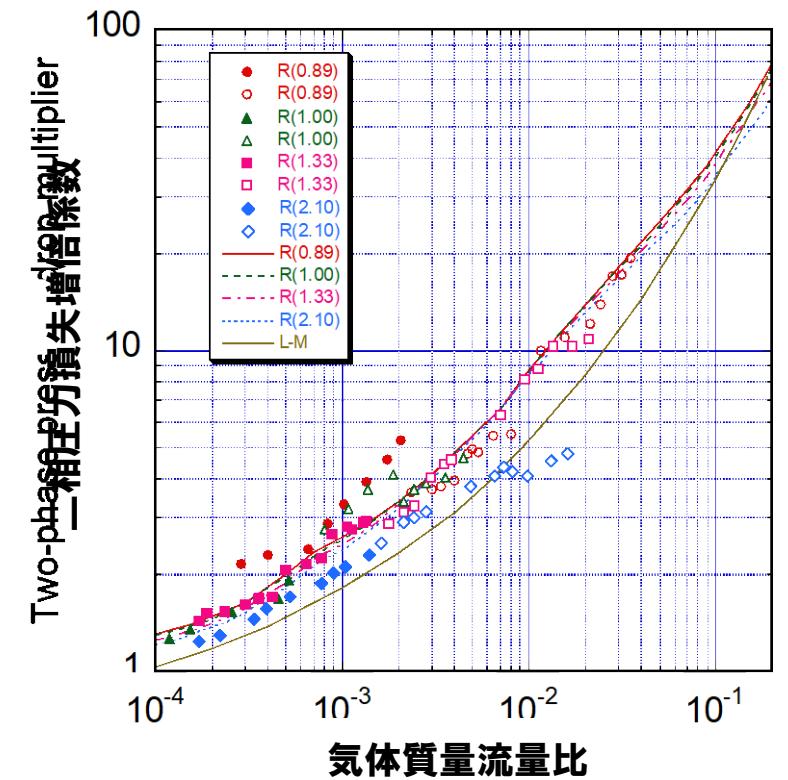
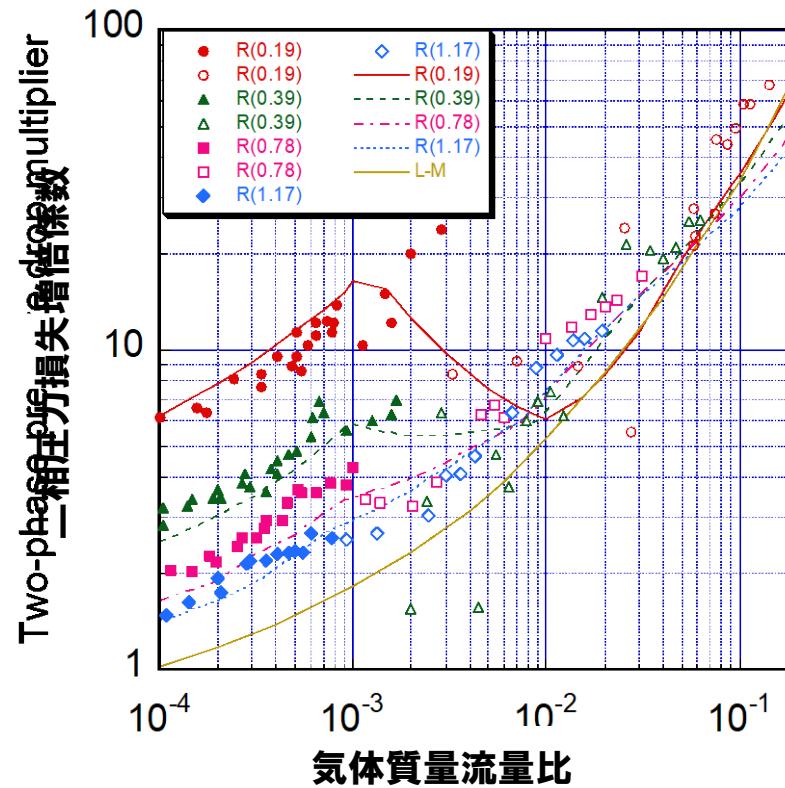
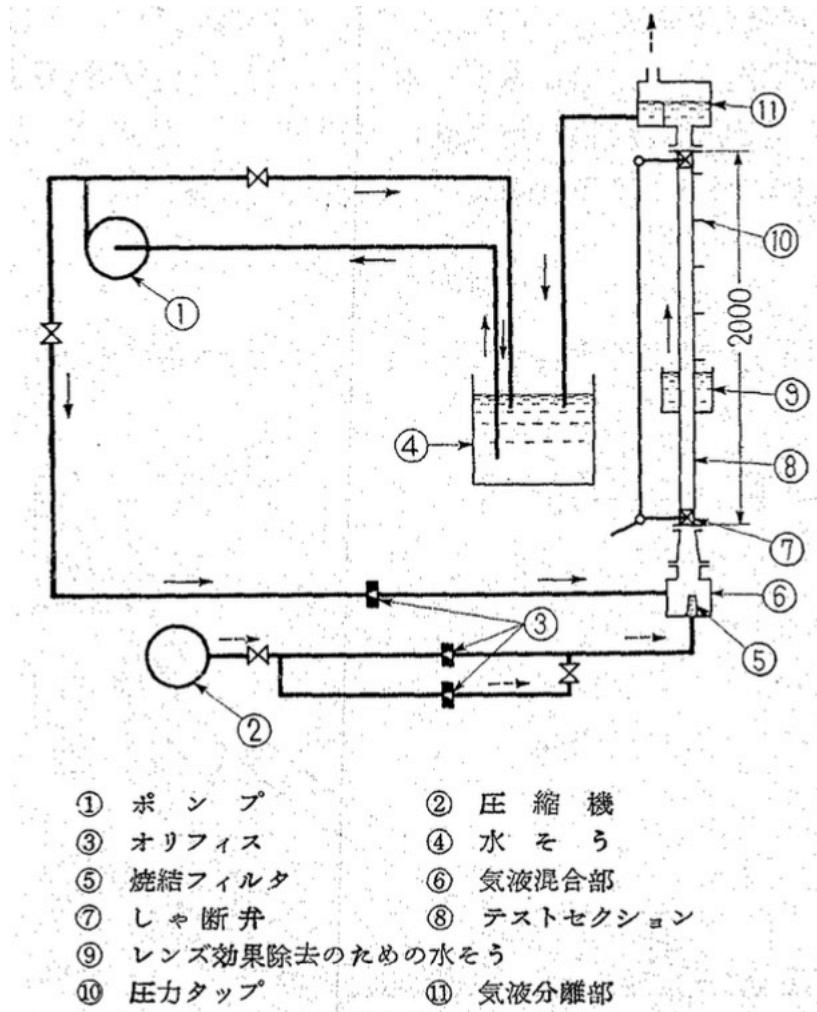
実線:理論解  
点線:解析結果



## ■ 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。

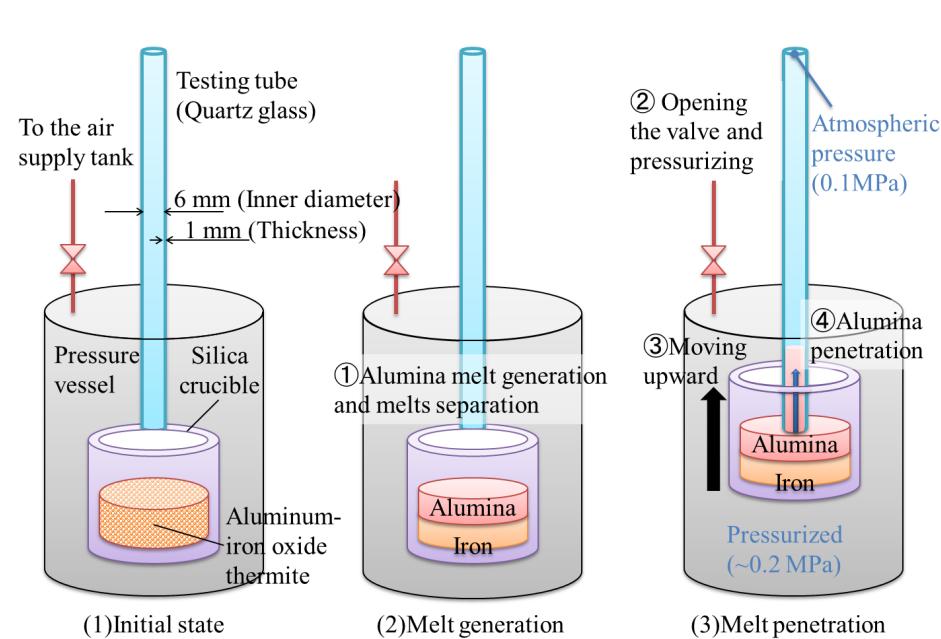
長さ2m、直径3cmの流路に下部から水と空気を流入させ、圧力損失を計測した。



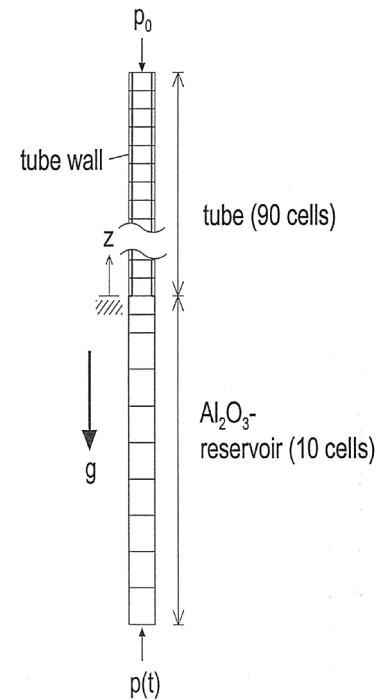
プロット: 実験結果(黒抜きは気泡流、白抜きはスラグ流・環状流)  
 実線、点線: 解析結果、L-M: Lockhart-Martinelli式(半経験式)  
 パラメータは液相流量(liter/s)

## ■ 4.3 高温融体の管内固化: THEFIS実験

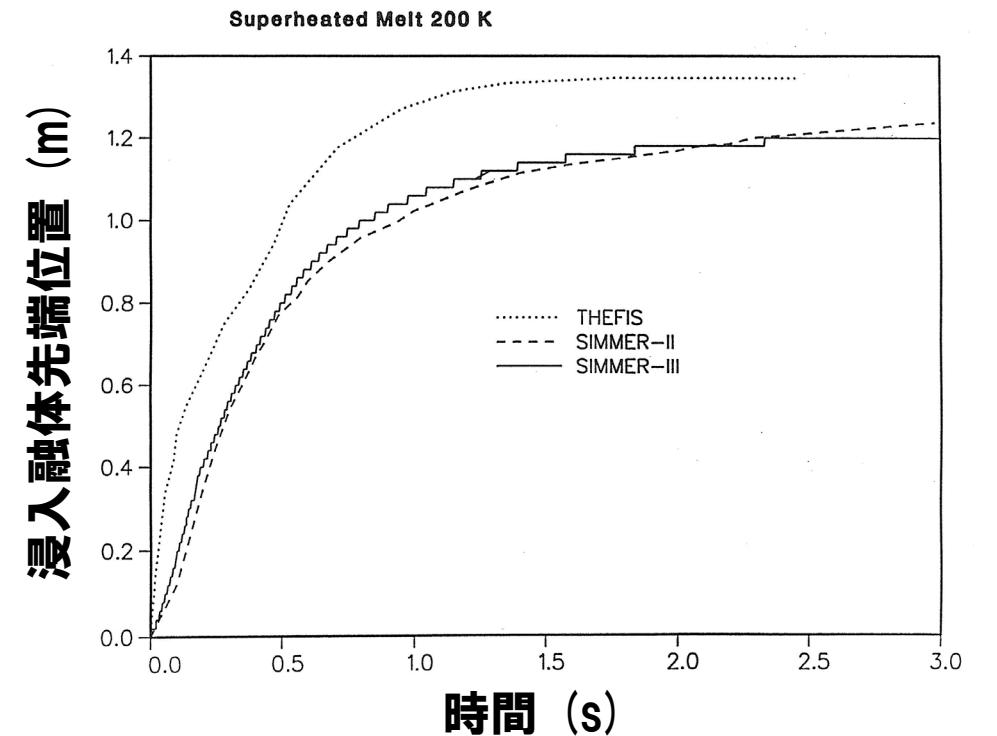
圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した溶融アルミナ(2,300K)を圧力ベッセル内の昇圧(2気圧)と坩堝の上方移動によって長さ1.8m、内側直径6 mmの試験部(クォーツガラス製の円管)に注入し、円管内の固化閉塞挙動を測定した。



THEFIS 試験の概要



SIMMER-IIIによる解析体系

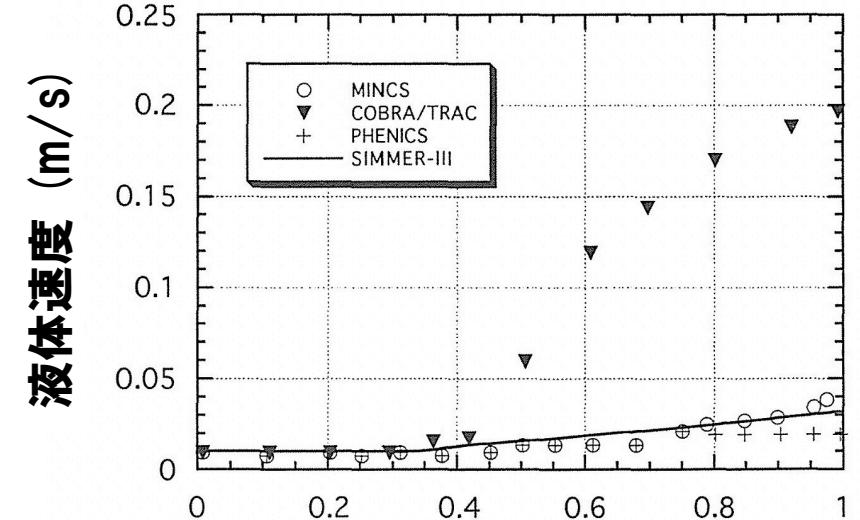
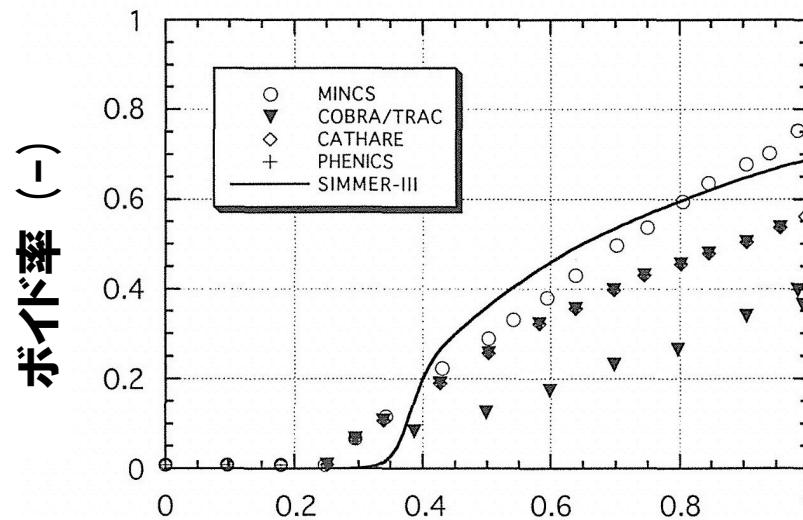
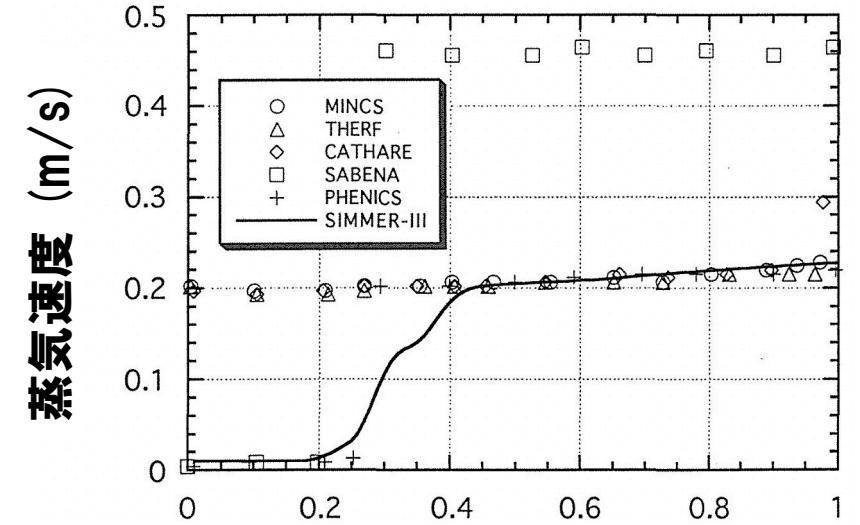
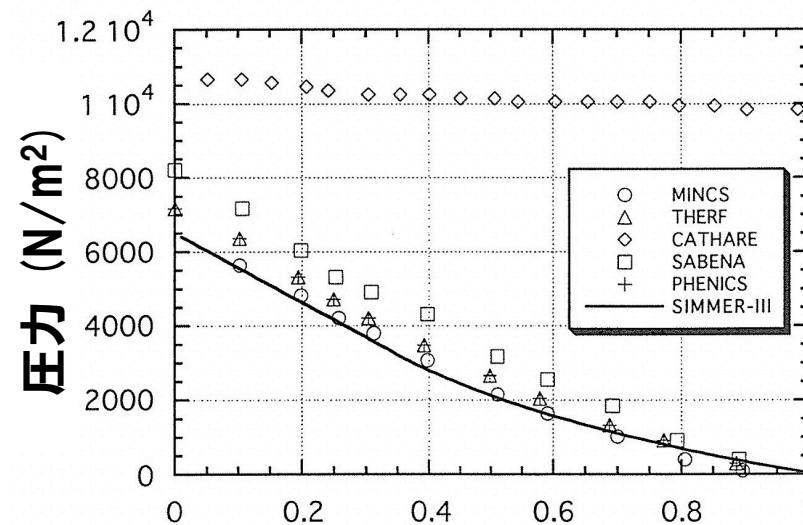


浸入融体先端位置の時間変化

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)

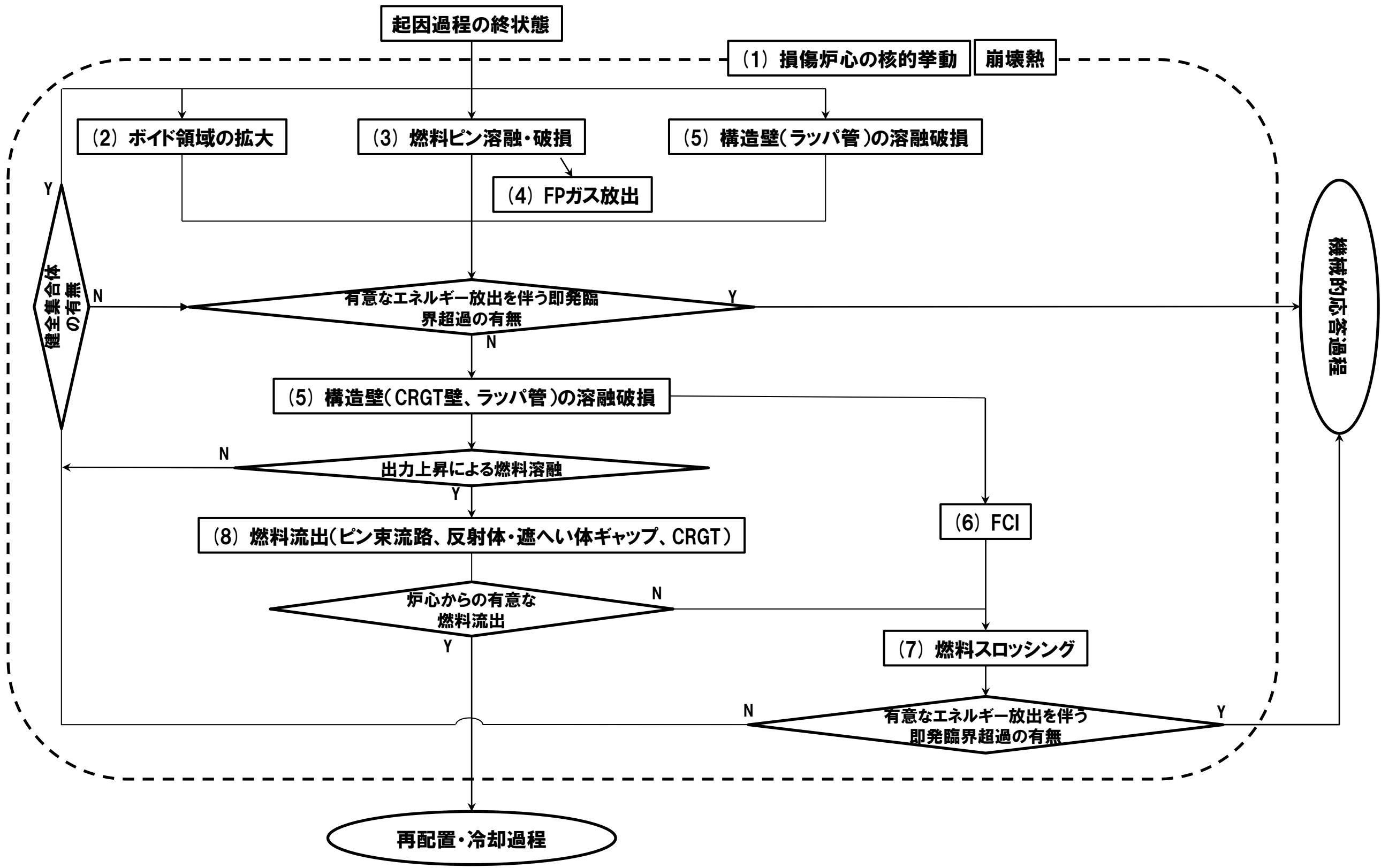
他の二相流計算コードに匹敵する結果を得た(特にMINCSコードとほぼ一致)。

## ■ 第2期検証プログラム

➤ 安全評価上の主要な現象について6分野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
構造材破損挙動 ★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>即発臨界超過による出力逸走の結果炉心燃料はほぼ断熱的に加熱され、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>したがって、炉心平均温度は原子炉の大きさや定格出力によらず出力逸走の厳しさと放出エネルギーを代表する指標として適切である。</p>
炉心からの燃料流出量	<p>遷移過程の事象推移の中で溶融した炉心燃料の一部は、制御棒下部案内管、炉心側面の反射体・遮へい体ギャップ等を通じて炉心外に流出する。</p> <p>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。

# 遷移過程の事象推移における重要現象(3/3)

## 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。
- 評価の結果(添付を参照)、(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 VII-2試験解析

### ■ 試験と解析結果の概要

FCA VII-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

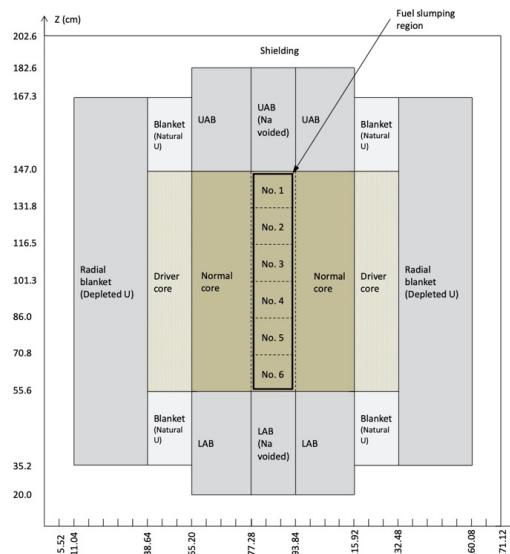
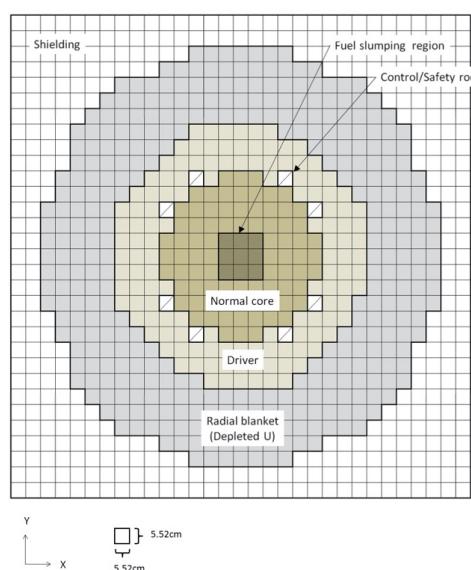
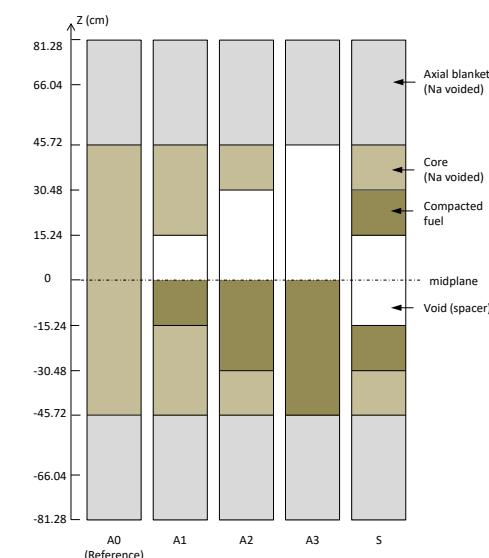


Fig. 3-4 SIMMER-IVによる解析モデル (3次元XYZ体系、)

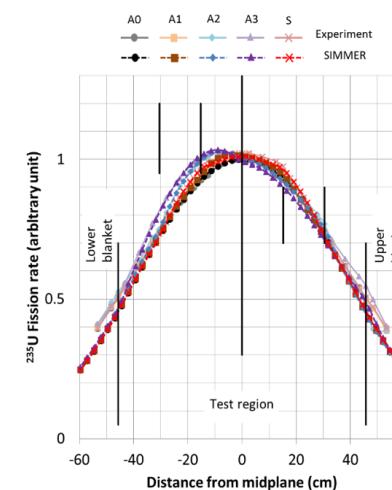
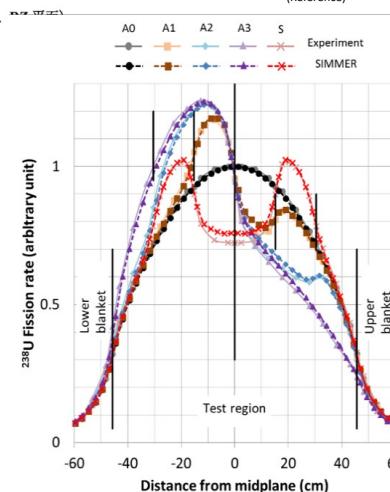


### 反応度変化の実験結果と解析結果の比較

(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

炉心中心位置での核分裂反応率分布  
左  $^{238}\text{U}$   
右  $^{235}\text{U}$



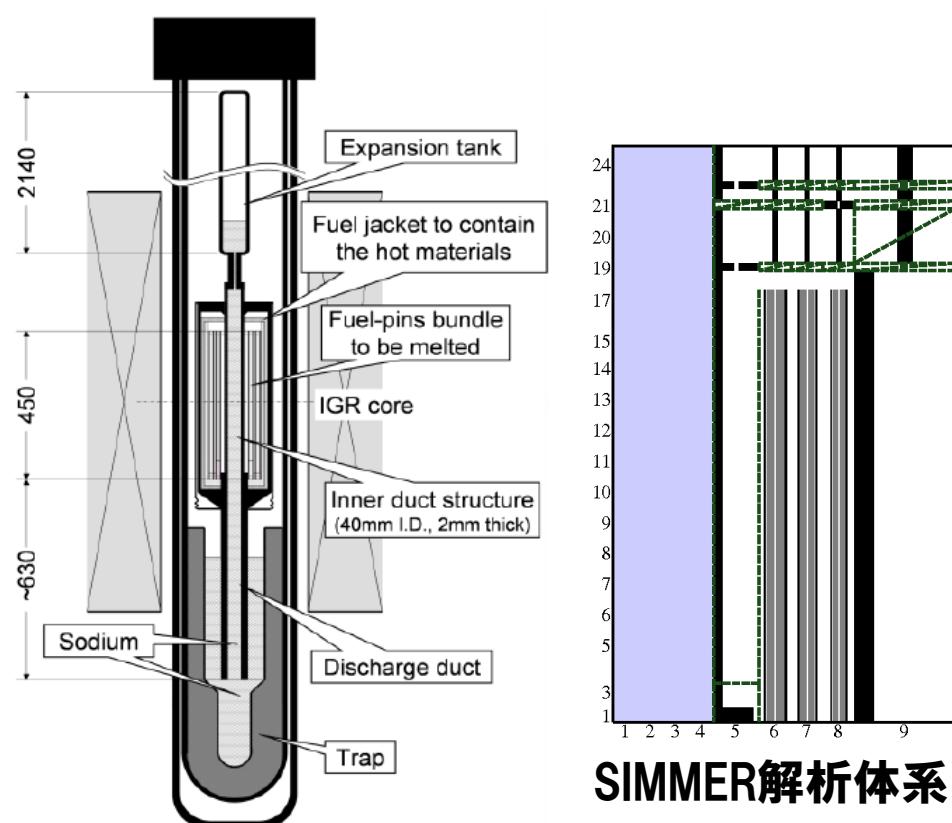
解析値と実験値の比(C/E値)は0.93~1.01であり、解析と実験値はほぼ一致している(臨界実験体系に固有の非均質効果による誤差は10%程度)。燃料の凝集による中性子束分布とスペクトル変化も良く再現できている( $^{238}\text{U}$ の核分裂反応率の分布)。

# 重要現象の検証解析(2/6)

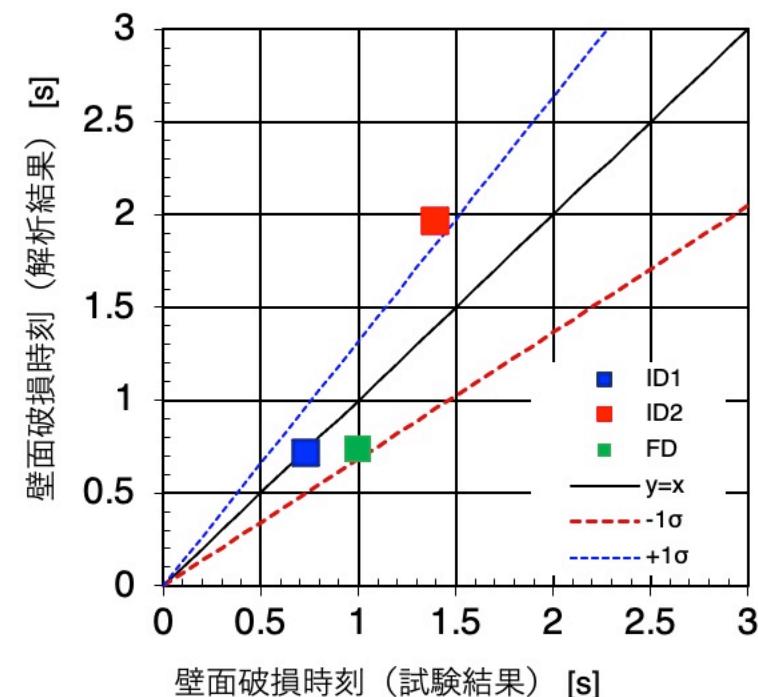
## 構造壁の溶融破損 — EAGLE炉内試験解析

### ■ 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パルス試験炉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形成し、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。

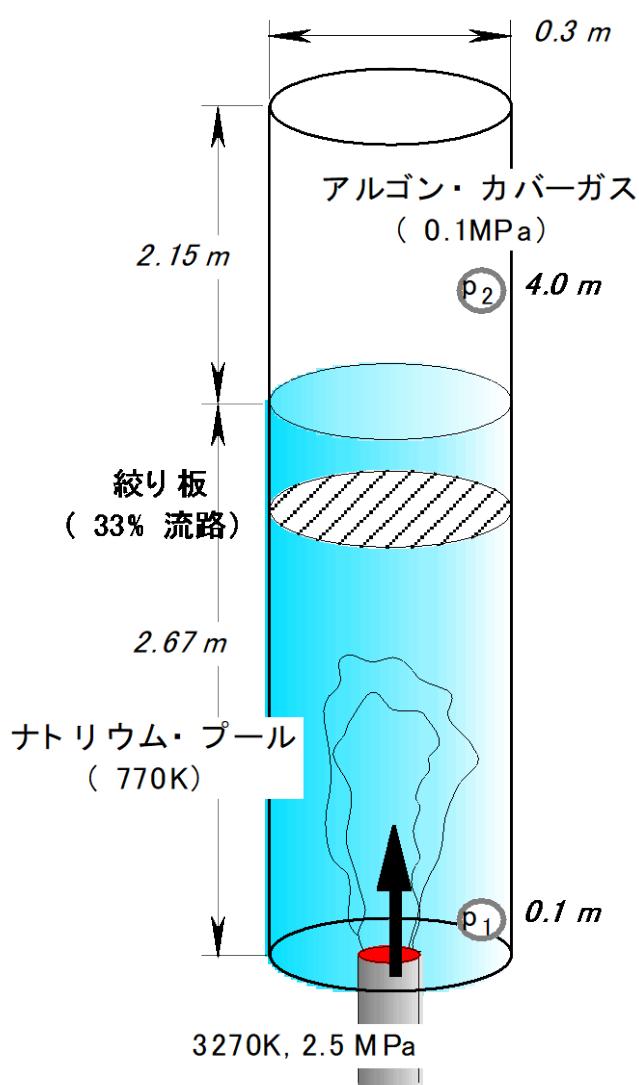
# 重要現象の検証解析(3/6)

## 燃料－冷却材相互作用(FCI)－THINA試験解析

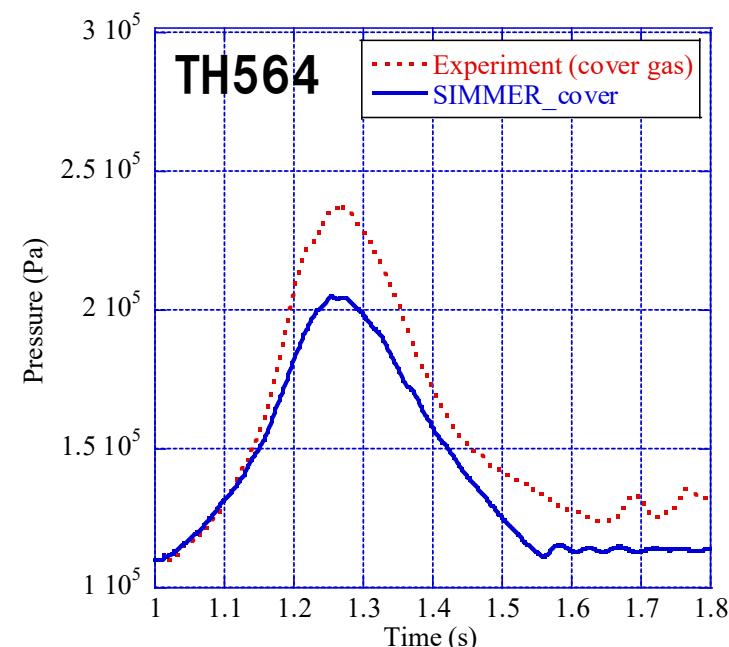
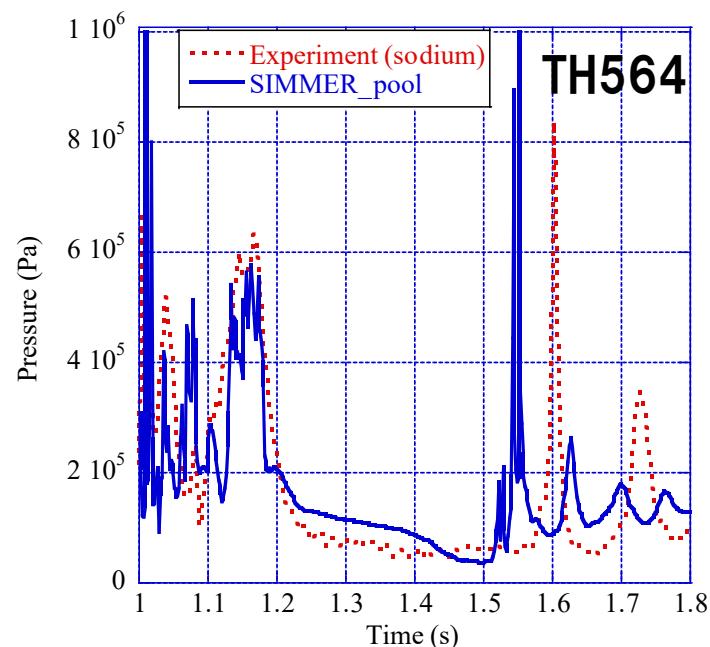
### ■ 試験と解析結果の概要

テルミット反応で生成した高温融体 ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ とFeとの混合溶融物) をナトリウムプール中に下方から噴出させることで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

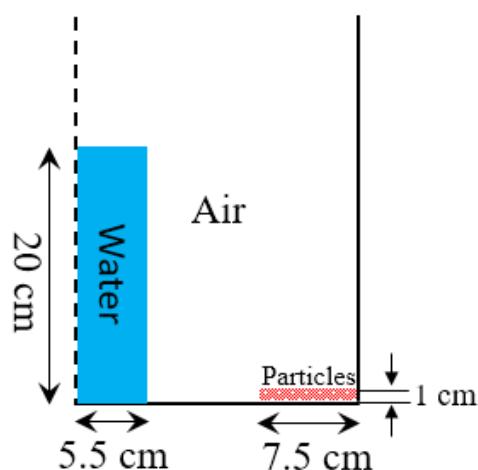
FCIに駆動されるスロッシング挙動が燃料凝集を引き起こして、評価指標である炉心平均燃料温度に影響を与える。解析結果は圧力のピーク値と発生時刻、すなわち現象そのものはよく再現しているものの、炉心周辺でのFCIの発生条件や引き起こされる燃料スロッシング現象は実験的に模擬できず不確かさが大きいと考えられる。評価指標への影響が重要となるため感度解析による不確かさ影響の評価が必要と判断される。

# 重要現象の検証解析(4/6)

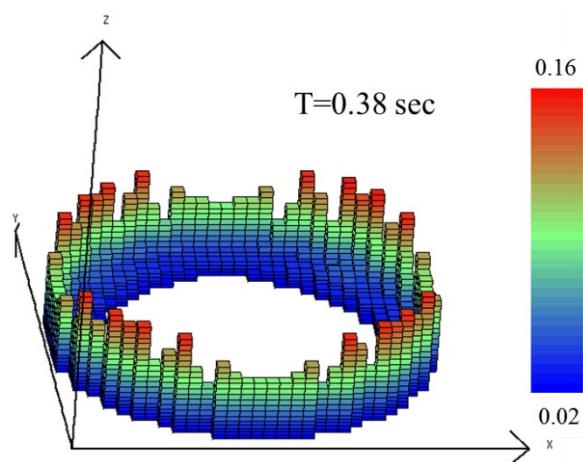
## 燃料スロッシングスロッシング拳動試験解析

### ■ 試験と解析結果の概要

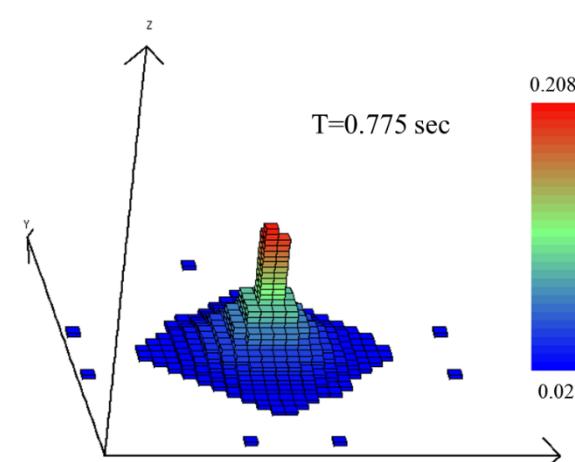
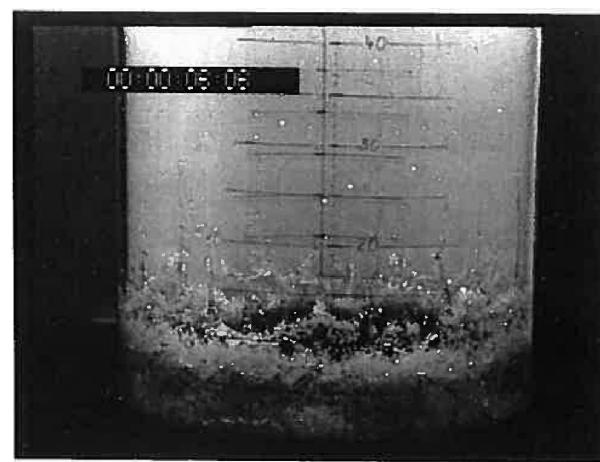
スロッシング拳動試験は半径22.2 cmの円筒容器内の中心から14.5 cm位置に幅7.5 cm、高さ1 cmの円環状の粒子ベッドを設置し、円筒容器中心位置に設置された直径5.5 cm、高さ20 cmの円柱状の水柱を崩壊させる



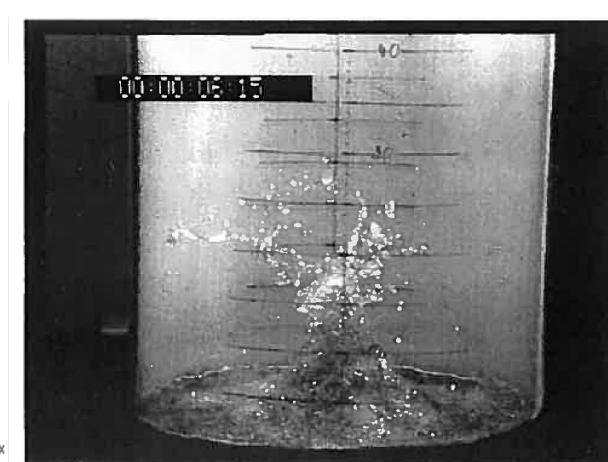
	側面到達時刻(秒)	側面最高高さ到達時刻(秒)	側面最高高さ(cm)	中心位置最高高さ到達時刻(秒)	中心位置最高高さ(cm)
試験	$0.28 \pm 0.02$	$0.40 \pm 0.02$	$10 \pm 1$	$0.80 \pm 0.04$	$25 \pm 5$
解析	0.22	0.38	16	0.775	20.8



側面最高高さ到達時



中心位置最高高さ到達時

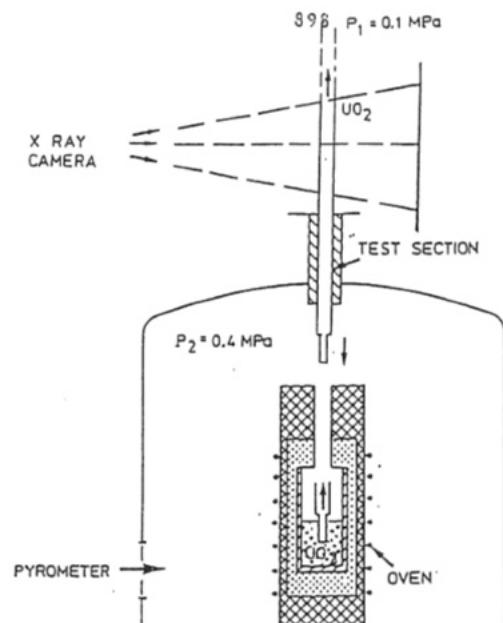


評価指標に対して重要である凝集拳動についてはそのタイミングと表面高さをほぼ再現できている(ただし、実験では液面が破碎するために各所での到達高さの測定誤差は大きい)。水を用いた炉外試験との比較であることから、遷移過程解析においてはスロッシングによる燃料凝集の効果を包絡的に取り扱うよう、燃料スロッシング拳動における不確かさを考慮することが必要と判断される。

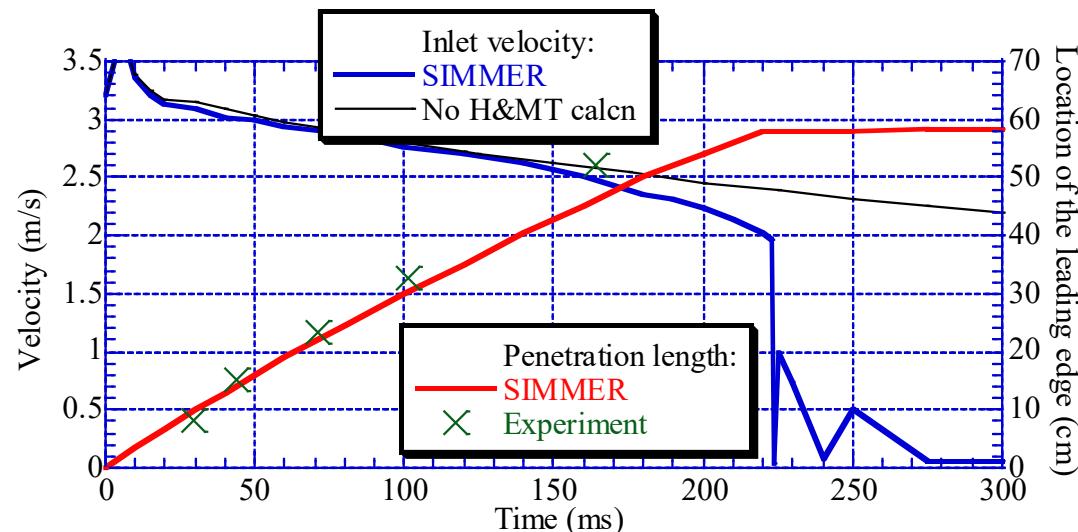
# 重要現象の検証解析(5/6)

## 燃料流出 — GEYSER試験解析

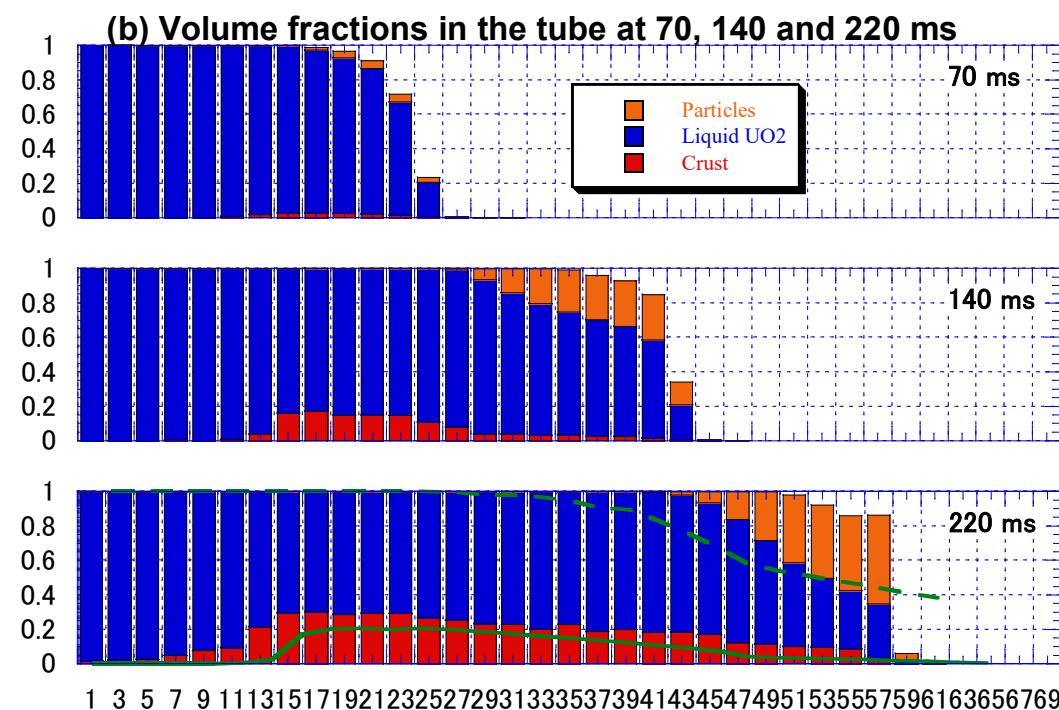
### ■ 試験と解析結果の概要



熔融二酸化ウラン( $UO_2$ )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。試験部は内径4 mm、外径8 mmのステンチール円管であり、 $3000^\circ\text{C}$ の熔融 $UO_2$ プールと試験部出口との圧力差により熔融 $UO_2$ 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実現した。



熔融 $UO_2$ の流入速度(青、左軸)と浸入距離(赤、右軸)



$UO_2$ 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

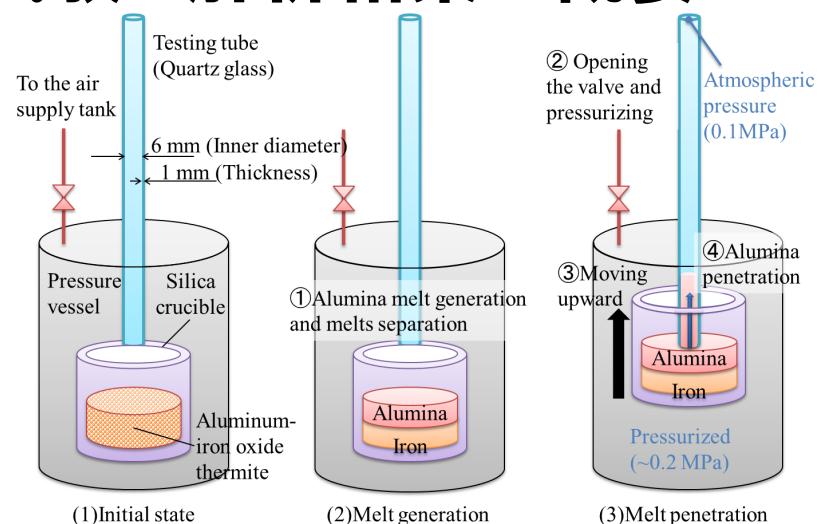
Predict crust  
Predict particles

炉心物質(熔融 $UO_2$ )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、クラスト形成と融体バルクの固化など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)

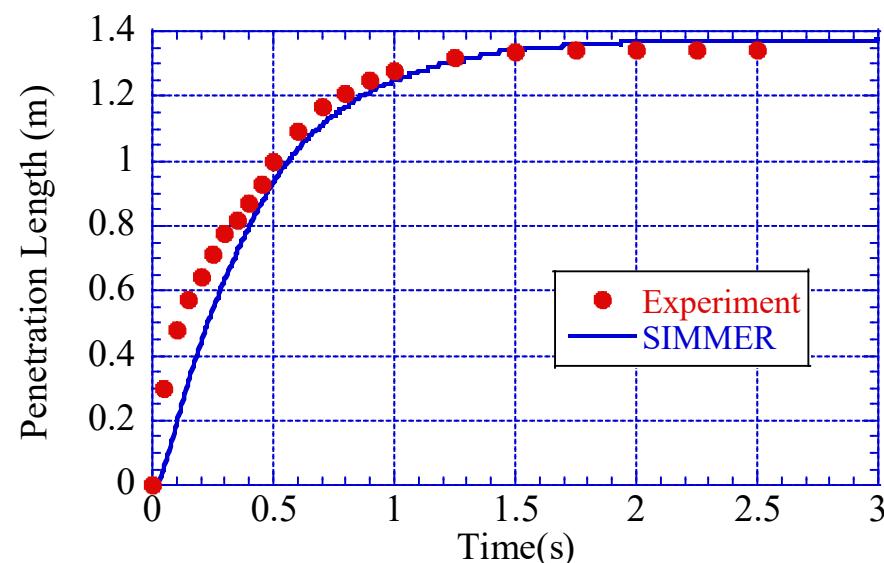
## 燃料流出 — THEFIS with Particles試験解析

### ■ 試験と解析結果の概要

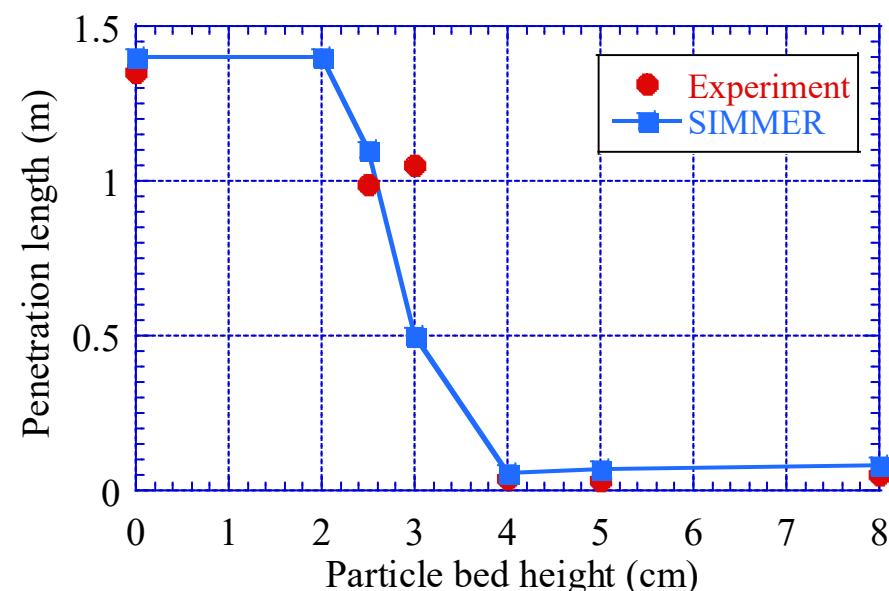


圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した溶融アルミナ(2,300K)を圧力ベッセル内の昇圧(2気圧)と坩堝の上方移動によって長さ1.8m、内側直径6 mmの試験部(クォーツガラス製の円管)に注入し、円管内の固化閉塞挙動を測定した。円管下端2~8cmに模擬閉塞物としてアルミナ粒子を設置した試験も実施した。

### 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

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で溶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。

- SIMMER-IV及びSIMMER-IIIはコードの開発と並行して進めた検証及び妥当性確認研究を通じて、物理モデルの妥当性及び解析精度の確認を行った結果、有効性評価への適用性があるものと考えられる。
- 一方で、有効性評価の評価項目に関わる「機械的エネルギーの発生」に関しては、次の2つの重要現象について現象としての不確かさが大きく、その影響を感度解析を通じて確認する必要があると判断された。
  - 多次元流動モデルの検証は広範に行われているが、燃料凝集を引き起こすスロッシング現象については模擬物資を用いた小規模な炉外試験を通じた妥当性確認にとどまっており、炉心内で発生する現象としての不確かさが大きい。
  - 燃料-冷却材相互作用(FCI)現象そのものの取扱いの妥当性は確認されているが、発生条件やFCIに駆動される燃料スロッシング現象は実験的に模擬できず不確かさが大きい。
- したがって、有効性評価においては最新の知見と計算コードを用いた最適評価を目指すとともに、高速炉の歴史的課題である「即発臨界超過に伴うエネルギー放出」の問題(次ページ参照)を踏まえて、評価項目に照らして保守的かつ包絡的な不確かさ影響の評価を行った。

解析対象	年	即発臨界超過(燃料凝集)のメカニズム(計算コード)	出力逸走の解析(熱エネルギー放出)	機械的エネルギーの解析
Bethe-Taitによる解析	1956	全炉心一斉重力コンパクション	球形1次元の解析モデル	—
「常陽」当初申請(仮想事故)	1969	複数域の非同時重力コンパクション	AX-1改良版(球形1次元)	熱力学(閏エネルギーを用いた簡易解析)
「常陽」MK-II/MK-III変更申請(同上)	1977 1994	同上	VENUS(2次元円筒座標)	同上
「もんじゅ」当初申請(5項事象ULOF)	1980	起因過程のボイド化+燃料集中(SAS3D)遷移過程は参考解析(再臨界モードを仮定した簡易解析、SIMMER-IIIによる事象推移解析で燃料スロッシングによる凝集)	VENUS 参考解析の簡易解析はVENUS、事象推移解析はSIMMER-II	熱力学(等エントロピー膨張)参考解析としてSIMMER-IIIによる運動エネルギーの解析
「もんじゅ」変更申請(同上)	2006	起因過程は同上 遷移過程は新たなSIMMER-IIIによる解析(燃料スロッシング)	SAS3D SIMMER-III	熱力学(等エントロピー膨張)遷移過程の結果は起因過程解析に包絡
「常陽」MK-IV変更申請(有効性評価ULOF)	2018	起因過程は未臨界(SAS4A)遷移過程はSIMMER-IVによる解析(感度解析ではSIMMER-IIIによる保守的解析)	— SIMMER-IV(又はSIMMER-III)	— SIMMER-IVによる運動エネルギーの解析

- 高速炉における再臨界事故想定 of 歴史的背景: 炉心が反応度最大形状にないこと、軽水炉のLOCAに匹敵するような厳しい事故がないことなど
- 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。
- 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。
- 許認可における事象推移の機構論的解析: ULOF起因過程(1970年代後半～)、遷移過程(1980年代～)

# 有効性評価への適用に際しての保守性・包絡性の確保

- **ULOF遷移過程解析は、有効性評価の基本的考え方に従って、基本ケース＋不確かさ影響の評価**
  - 基本ケースは最適評価とするが、損傷燃料ペレットが高い密度で堆積する保守的な解析条件
  - 不確かさが大きいと判断された2つの現象(燃料スロッシング、FCI)については不確かさ影響を包絡するため、仮想的な取扱いを含めて保守的な解析を実施
- **燃料スロッシングに係る不確かさの影響評価**
  - 全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集が厳しい結果となる理由:大規模な燃料移動に伴う燃料凝集が発生する、外側炉心の高Pu富化度燃料が内側に移動する可能性があることなど
  - 今回の評価では仮想的な条件での解析を実施:燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視、軸対象2次元円筒座標で評価することにより、本来発生する周方向の分散が強制的に径方向のみの移動となることで外側炉心の高Pu富化度燃料の中心に向かう同時移動(大規模な一斉凝集)を許容
- **FCIに係る不確かさの影響評価**
  - FCI現象そのものの取扱いは妥当と判断しているが、炉心での発生条件の不確かさが大きい
  - 制御棒下部案内管の破損により内包されたナトリウムが高温燃料と混合するという仮想的な条件での解析を実施:予備計算でFCIの発生場所やナトリウムの混合量を変えて厳しい解析条件を設定
- **その他の即発臨界超過モードの可能性**
  - 起因過程で炉心上部に分散した燃料の重力落下、遷移過程における冷却材ボイド化の拡大等のメカニズムも考えるが、小型炉の「常陽」では即発臨界超過の可能性はない。

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析手法及び解析体系

## 1. 解析コード SIMMER-IV

## 2. 基本ケース解析体系の概要

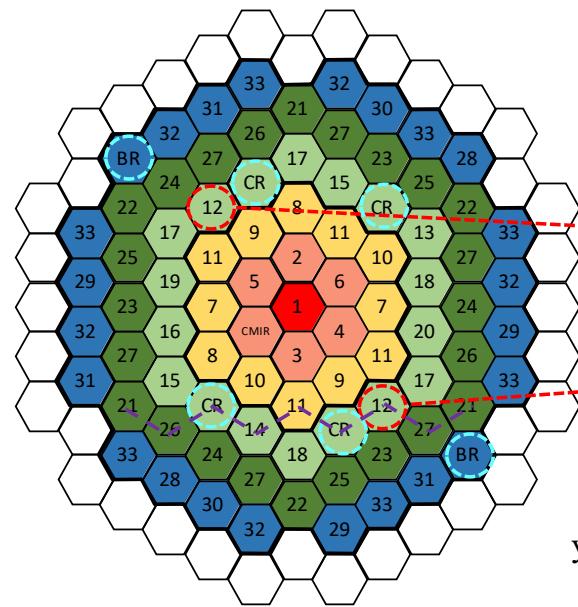
3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）で全炉心の崩壊挙動を解析する。

鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。

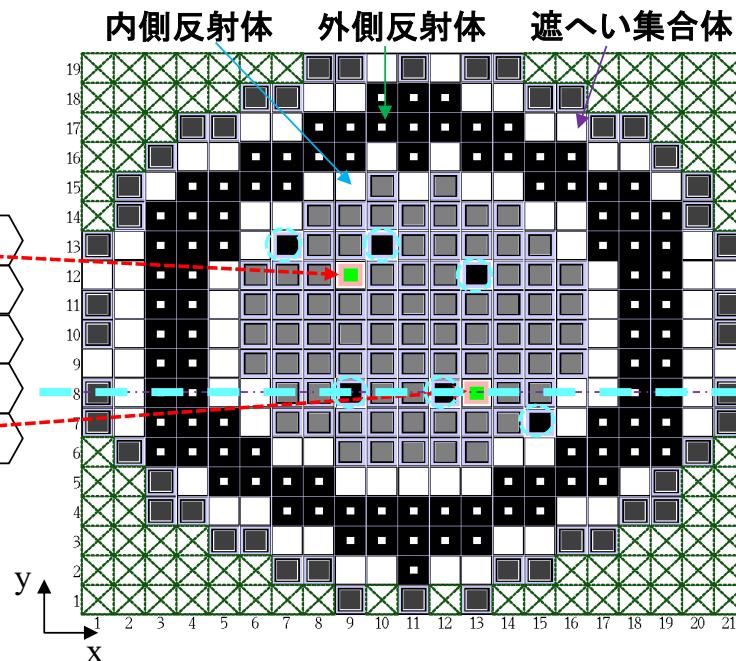
j																					
66, 67	カバーガス						[黒色領域]									カバーガス					
54, 55	[茶色領域]						ハンドリングヘッド									[茶色領域]					
39~53	遮へい集合体		外側反射体		内側反射体		ガスプレナム			ガスプレナム			ガスプレナム			内側反射体		外側反射体		遮へい集合体	
23~38	[黄色領域]		[黄色領域]		[黄色領域]		外側炉心			内側炉心			外側炉心			[黄色領域]		[黄色領域]		[黄色領域]	
14~22	下部反射体																				
4~13	高圧プレナム																				
1~3	低圧プレナム																				
	1	2	3	4	5,6	7~15									16,17	18	19	20	21	i	

○: 制御棒下部案内管及び  
後備炉停止制御棒下部案内管

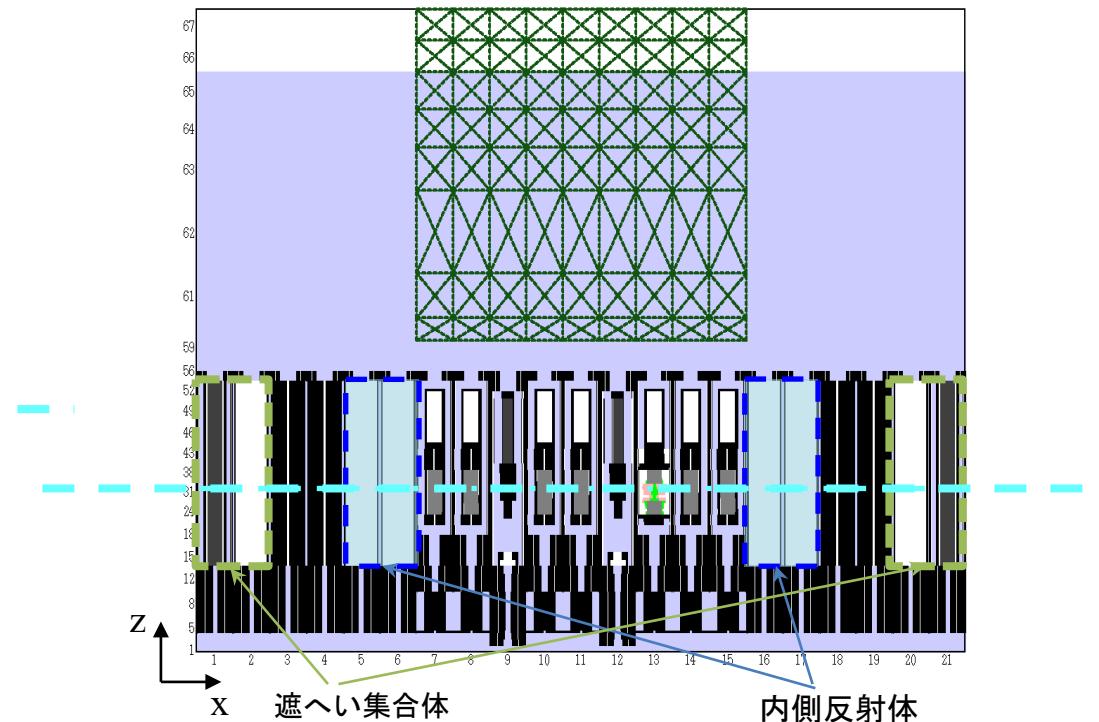
⊗: 計算除外セル



「常陽」炉心構成



SIMMER-IV計算体系：炉心水平断面図



SIMMER-IV計算体系：炉心鉛直断面図

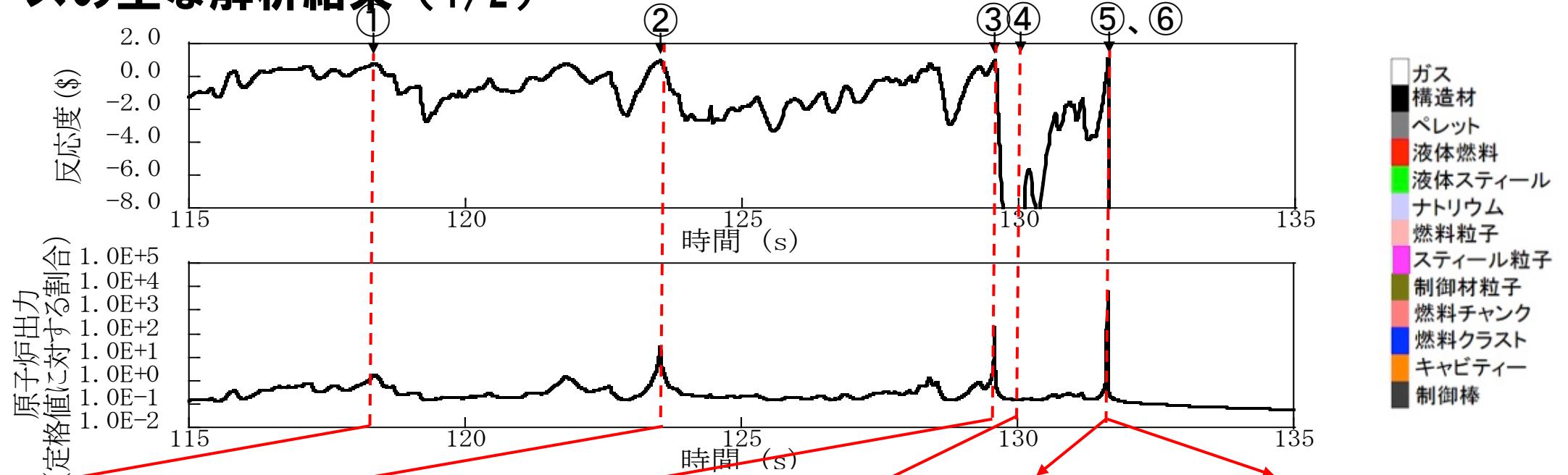
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析条件及び解析結果

## 3. 基本ケースの主な解析条件

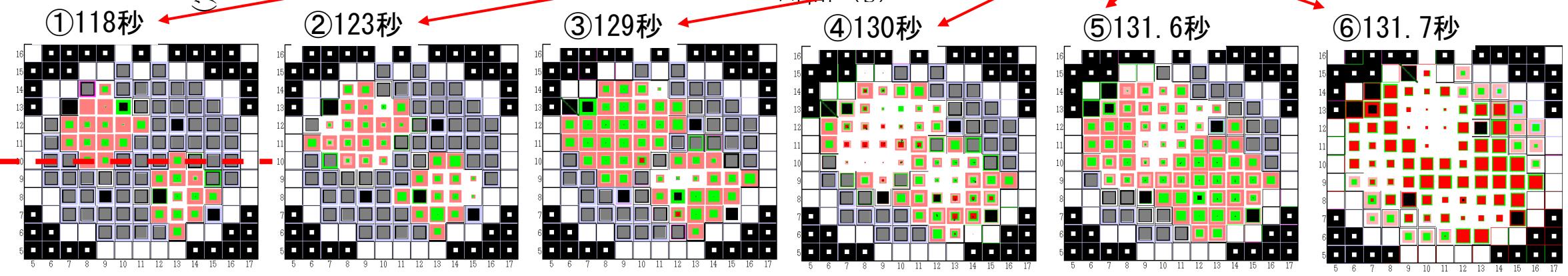
- 炉心平均燃料温度及び燃料流出量が評価指標となるが、これに影響を与える因子としては燃料インベントリ、燃料凝集挙動による反応度挿入率が重要。
- これらについて、工学的に考えうる範囲で以下に示す保守的な設定および仮想的な想定も取り入れており、基本ケースは最確評価を基本としつつも十分に保守的な解析である。
- 燃料凝集を促進する想定
  - 被覆管が溶融した時点もしくは燃料ペレットが固相融点に達した時点で燃料ペレットを直ちに崩落させ、可動性のある燃料粒子とする。
  - 燃料ペレットが崩落、堆積した炉心物質の流動性は極めて低く、大きな反応度挿入率となる大規模な流動が生じることはないと考えられるが、通常の流体と同様に流動するものとして扱う。
  - 損傷燃料ペレットのスウェリング（燃料結晶粒子内と粒子界に固溶しているFPガスによる固体状態での膨張）は考慮せず焼結密度で沈降するものとする。
- 燃料インベントリを増加する想定
  - ✓ B型及びC型照射燃料集合体は同一リングに装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の事象推移

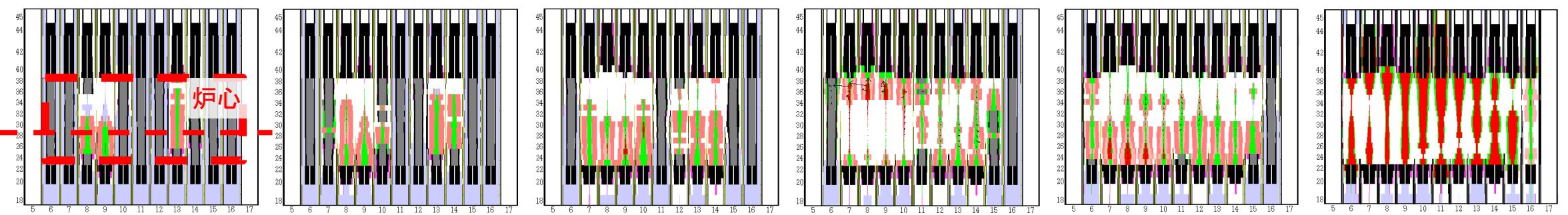
## 4. 基本ケースの主な解析結果 (1/2)



水平断面物質分布



縦断面物質分布

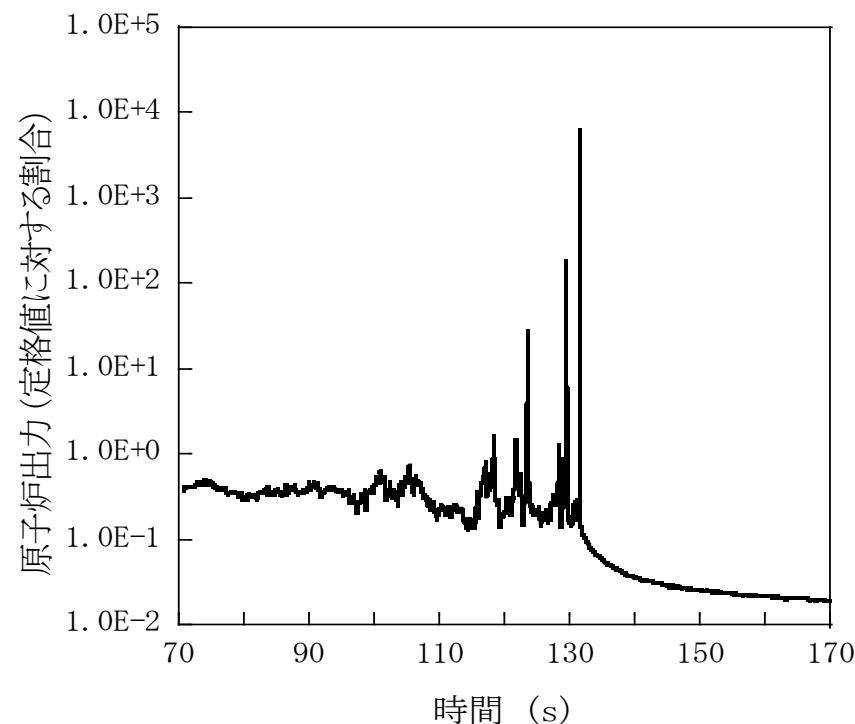


- ① 反応度の振幅が大きくなり始めた最初出力ピーク。
- ② 炉心の50%が損傷。燃料はすべて未熔融で被覆管による支持を失った固体燃料チャンクの状態。
- ③ 燃料の炉心下部への沈降によって初めて即発臨界を超過する。出力ピークは定格出力を越える。
- ④ ③の即発臨界超過による圧力発生で燃料が分散し、反応度が大きく低下。
- ⑤ 分散した燃料が炉心下部に再凝集し、揺動する過程で即発臨界を超過。
- ⑥ エネルギー発生によって燃料が溶融して分散。この後、燃料が炉心外へ流出して事象終息。

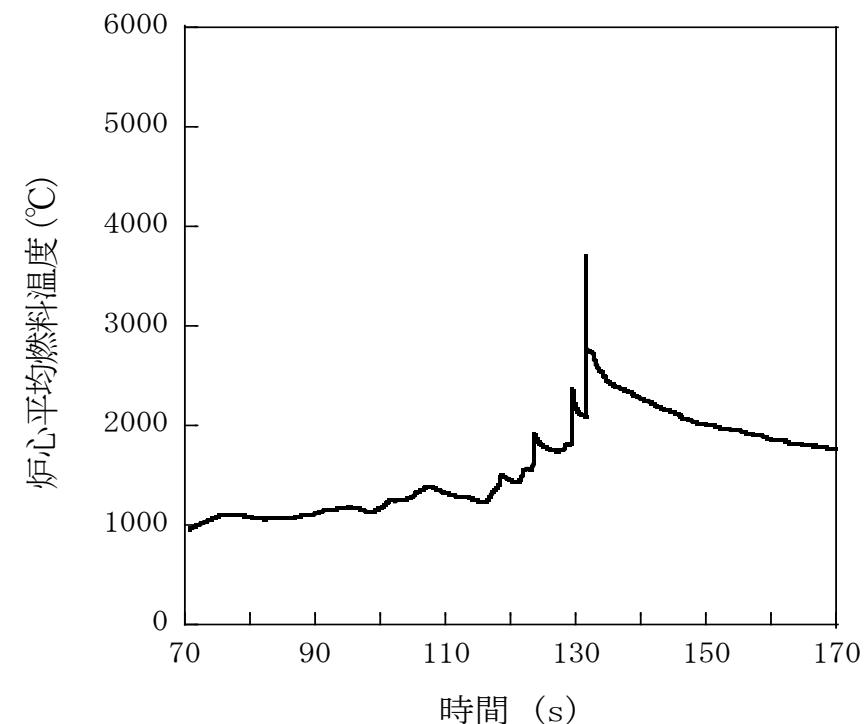
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析結果

## 4. 基本ケースの主な解析結果 (2/2)

- 時刻115秒から反応度と出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。数回のパルス状の出力変化を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷する。
- 損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻129秒に初めて反応度が即発臨界を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻131秒に即発臨界を超過する。この即発臨界超過による炉心平均燃料温度の最大値は約3,700℃である。
- その後、径方向反射体領域の集合体間ギャップへ炉心燃料の約30%が流出し、深い未臨界（ $-200\text{ \$}$ 以下）となる。その後は再び反応度が正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の不確かさ影響評価の解析手法及び解析体系

## 5. 不確かさの影響評価

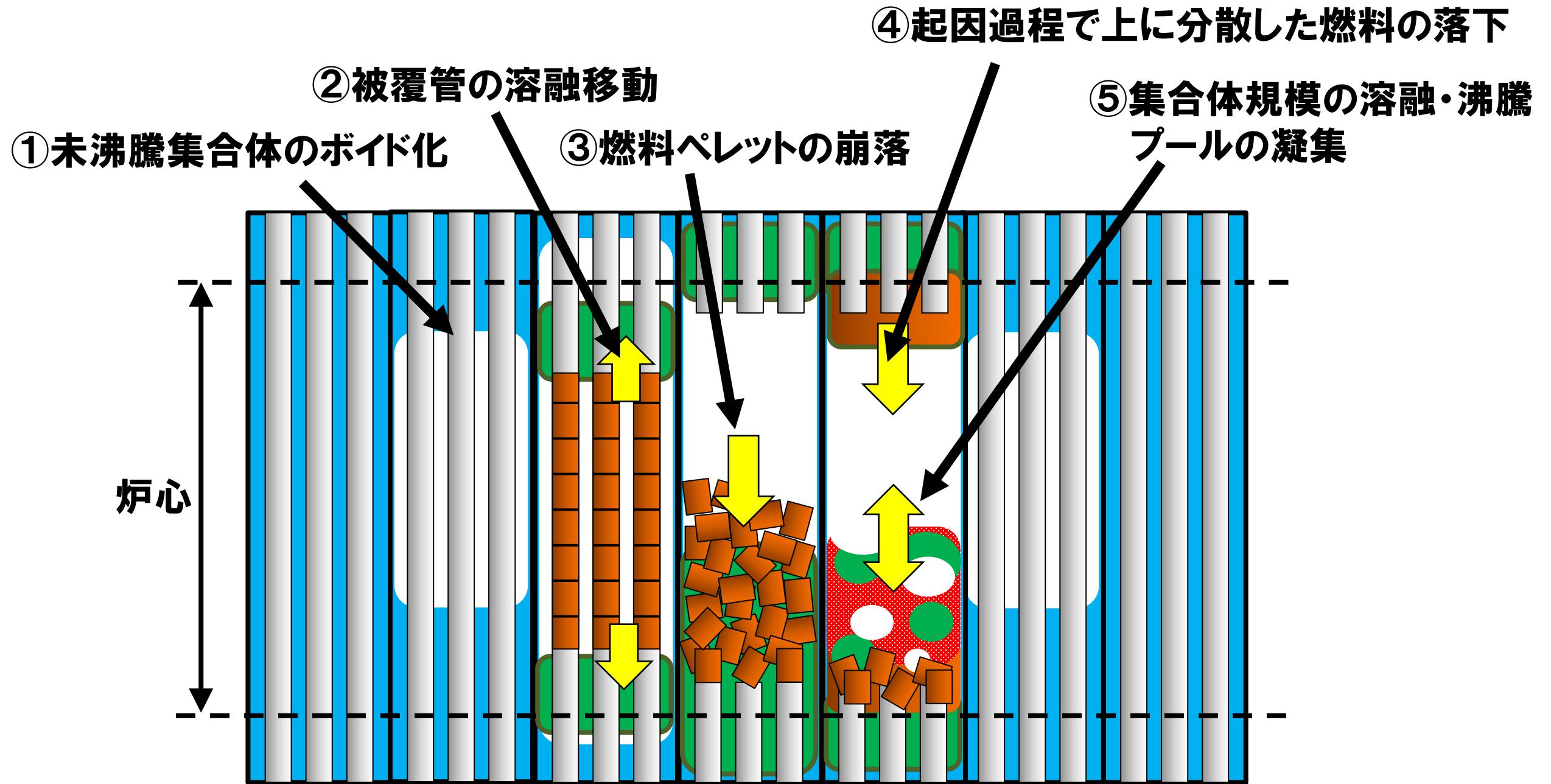
有効性評価の評価項目に関わる「機械的エネルギーの発生」に関して、次の2つの重要現象について現象としての不確かさが大きく、その影響を感度解析を通じて確認する必要があると判断された。

①多次元流動モデルの検証は広範に行われているが、燃料凝集を引き起こすスロッシング現象については模擬物質を用いた小規模な炉外試験を通じた妥当性確認にとどまっており、炉心内で発生する現象としての不確かさが大きい。

→今回の評価では仮想的な条件での解析を実施：燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視、軸対象2次元円筒座標で評価することにより、本来発生する周方向の分散が強制的に径方向のみの移動となることで外側炉心の高Pu富化度燃料の中心に向かう同時移動（大規模な一斉凝集）を許容

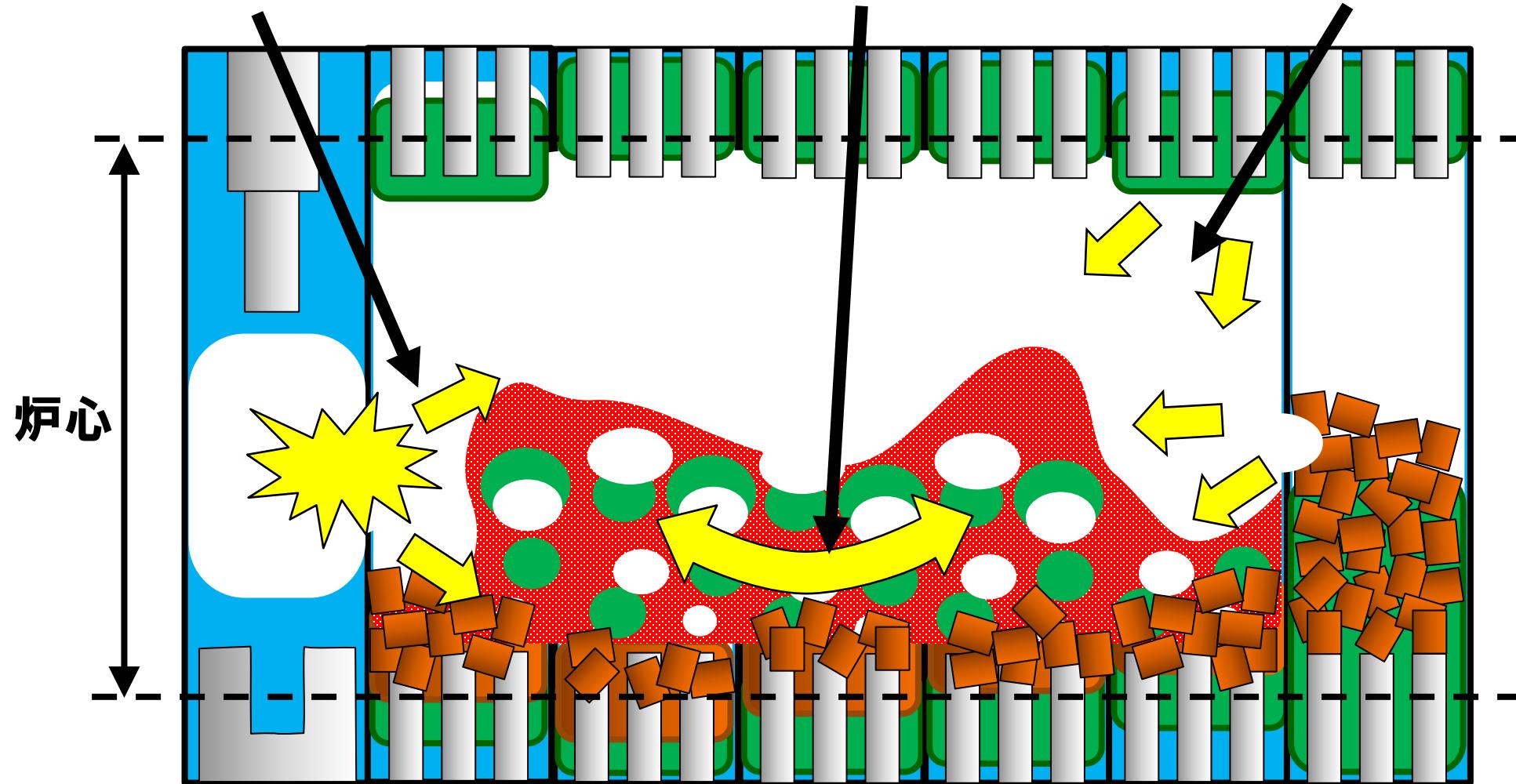
②燃料－冷却材相互作用（FCI）現象そのものの取扱いの妥当性は確認されているが、発生条件やFCIに駆動される燃料スロッシング現象は実験的に模擬できず不確かさが大きい。

→制御棒下部案内管の破損により内包されたナトリウムが高温燃料と混合するという仮想的な条件での解析を実施：予備計算でFCIの発生場所やナトリウムの混合量を変えて厳しい解析条件を設定

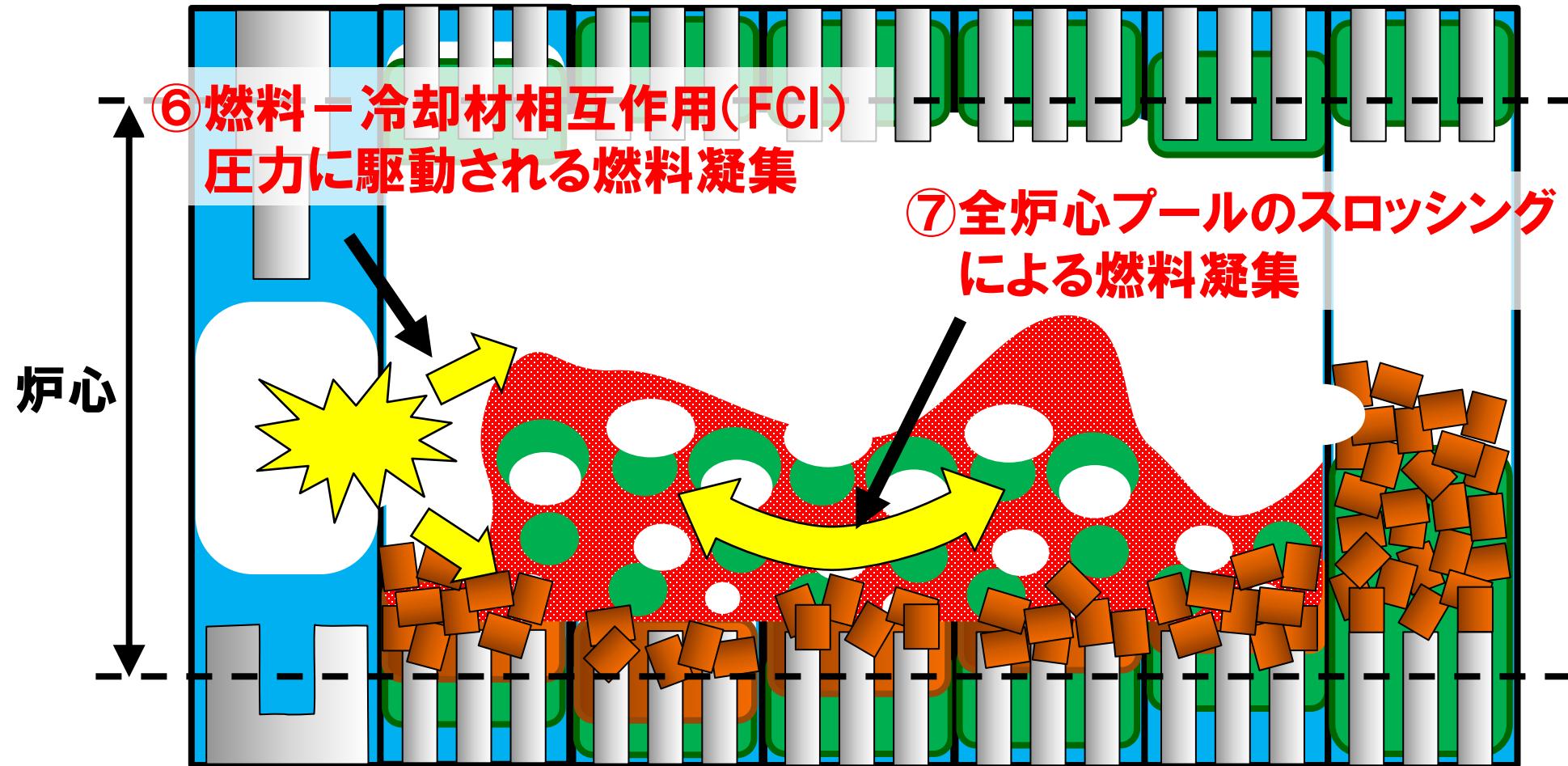


- ①、②、④、⑤ 「常陽」では、ボイド反応度係数がほとんどの領域で負であるなどの特性により、炉心損傷は低出力で燃料は低温(固体状の燃料の割合が大きい)のまま極めて緩慢に推移するため、これらのメカニズムによる有意な反応度挿入はない。
- ③ 「常陽」の解析では炉心損傷の進展が緩慢であるため、この反応度挿入による大きなエネルギー放出を伴う出力逸走は生じない。この反応度挿入が繰り返される過程で全炉心の損傷プールが形成され、水平方向の燃料移動も可能となる。

- ⑥燃料-冷却材相互作用(FCI) 圧力に駆動される燃料凝集      ⑦全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集      ⑧FPガス圧に駆動される燃料凝集

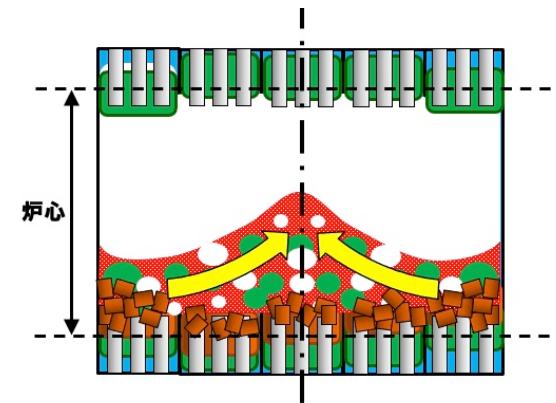
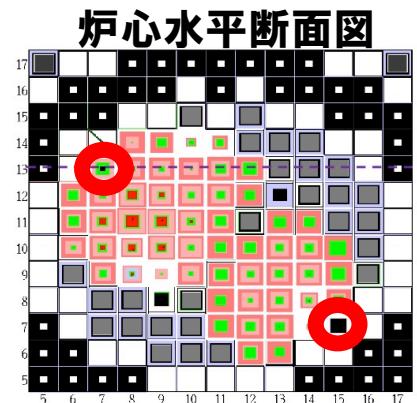


- ⑥ FCI現象に関するSIMMERコードの妥当性確認は行われているがFCIの発生条件の不確かさが大きいものと判断される。このため、感度解析において不確かさの影響評価を行った。
- ⑦ 外側炉心の高Pu富化度燃料が炉心中心に向けて移動すると大きな正の反応度効果を持つため、遷移過程における厳しい即発臨界超過の可能性を有する。多次元流動モデルの妥当性は基本的に確認されているものの実燃料物質を用いた大規模実験はないため不確かさの影響評価を行った。
- ⑧ 燃料要素のプレナムガスは起因過程から遷移過程の初期の段階ですでに放出されている。また、「常陽」は燃料ピンの昇温が緩慢であることから集合体上部・下部の閉塞形成までに集合体からFPガスが流出するため、圧力源として寄与する可能性は極めて小さい。



⑥ 基本ケースの即発臨界超過の直前で、炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置(右図赤丸)にある制御棒案内管におけるFCIの同時発生を仮定した。過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約20atmであるところ、約80atmの圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させた。

⑦ 燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視、軸対象2次元円筒座標で評価することにより、本来発生する周方向の分散が強制的に径方向のみの移動となることで外側炉心の高Pu富化度燃料の中心に向かう同時移動(大規模な一斉凝集)を許容。



# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の不確かさ影響評価の解析手法及び解析体系

より影響が大きいと評価されたスロッシングの不確かさ影響評価の結果について説明する。

## 6. 解析コード SIMMER-III

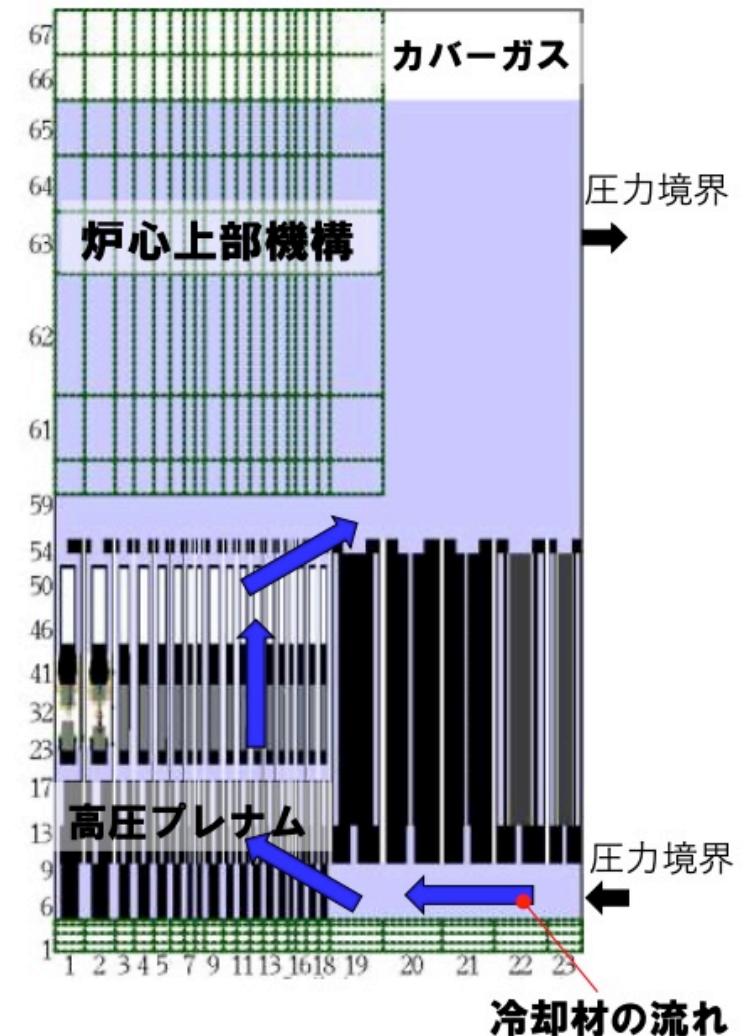
## 7. 解析体系の概要

燃料移動に影響を与える物理現象の不確かさの影響を包絡的に評価することを目的として、2次元円筒座標で外側炉心にある高Pu富化度燃料の炉心中心への軸対称な燃料集中を許容する解析を実施した。

## 8. 主な解析条件

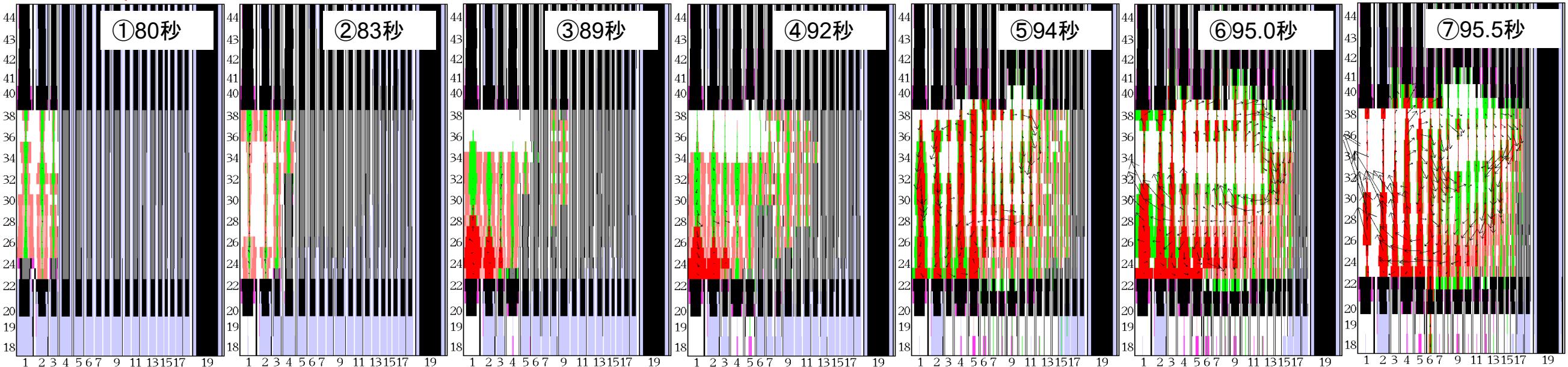
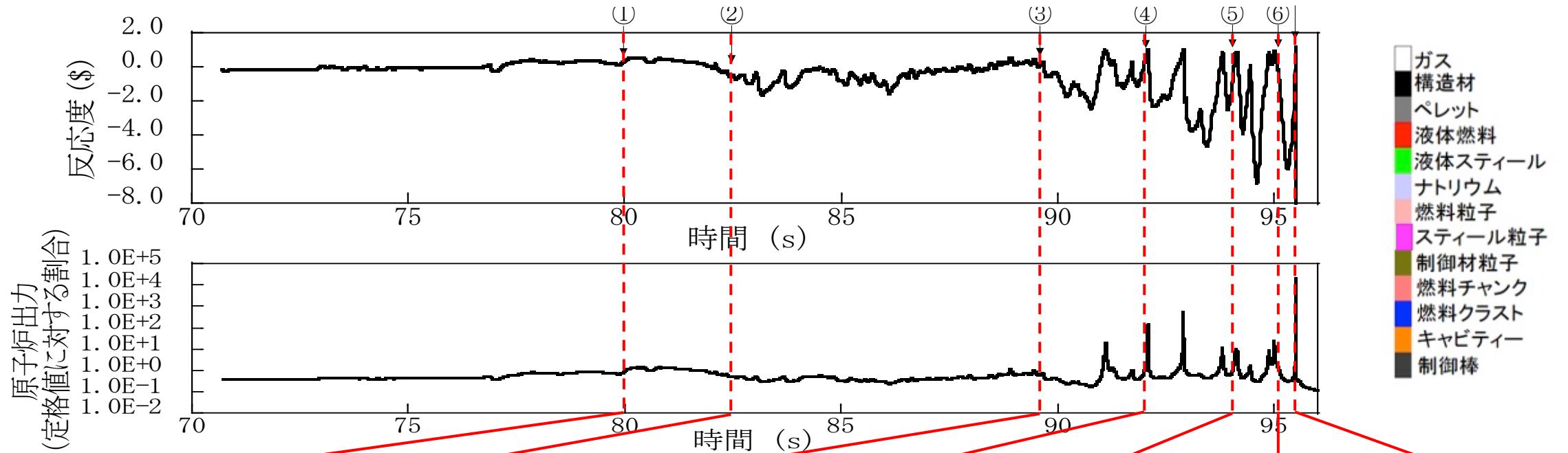
基本ケースの条件に加え、即発臨界超過による放出エネルギーを保守的に評価するため、以下の解析条件を適用する。

- 制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。
- 径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出を考慮しない。
- B型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換える。



SIMMER-III r-z 2次元計算体系図

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の不確かさ影響評価の事象推移



① 破損伝播と伝播先の集合体における燃料沈降により反応度上昇。

② 燃料分散と外側燃料集合体での沸騰により反応度低下。

③ 沸騰した集合体で燃料破損が進行。スチールとナトリウム蒸気圧による燃料分散により反応度低下。

④ 外側炉心まで燃料損傷が広がる。燃料沈降によって初めて即発臨界を超過。

⑤ スチール蒸気と燃料熔融時に放出されるFPガスによりスロッシング（炉心物質の径方向揺動）が発生。

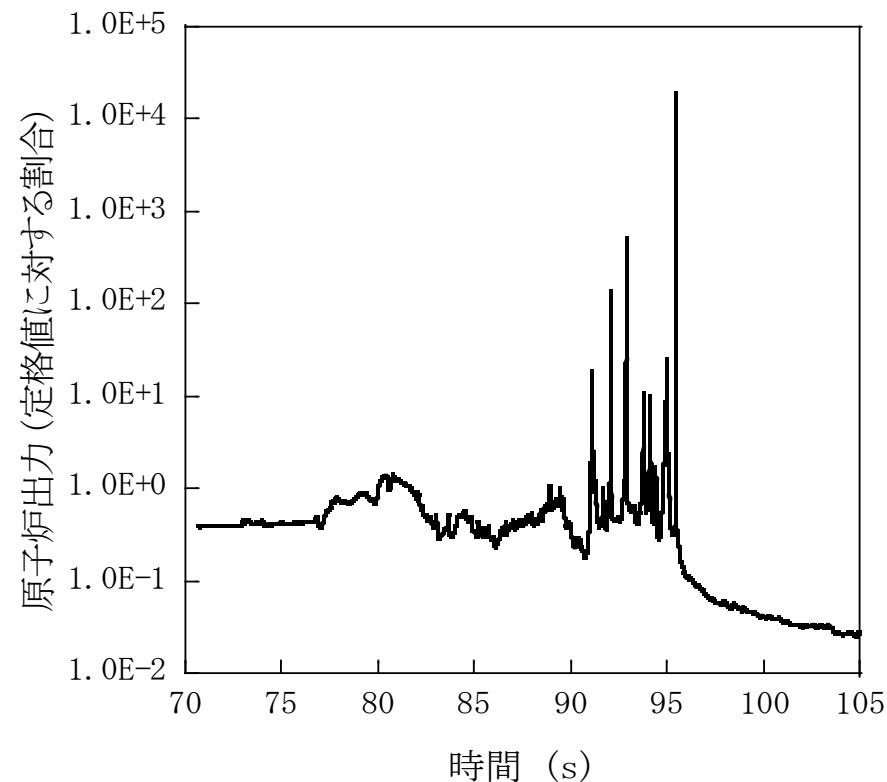
⑥ ほぼ全ての燃料が熔融し、内側炉心から外側炉心に至るスロッシングが発生。

⑦ ⑥で駆動された炉心中心軸に向かう燃料集中により、厳しい即発臨界と大きなエネルギー発生。

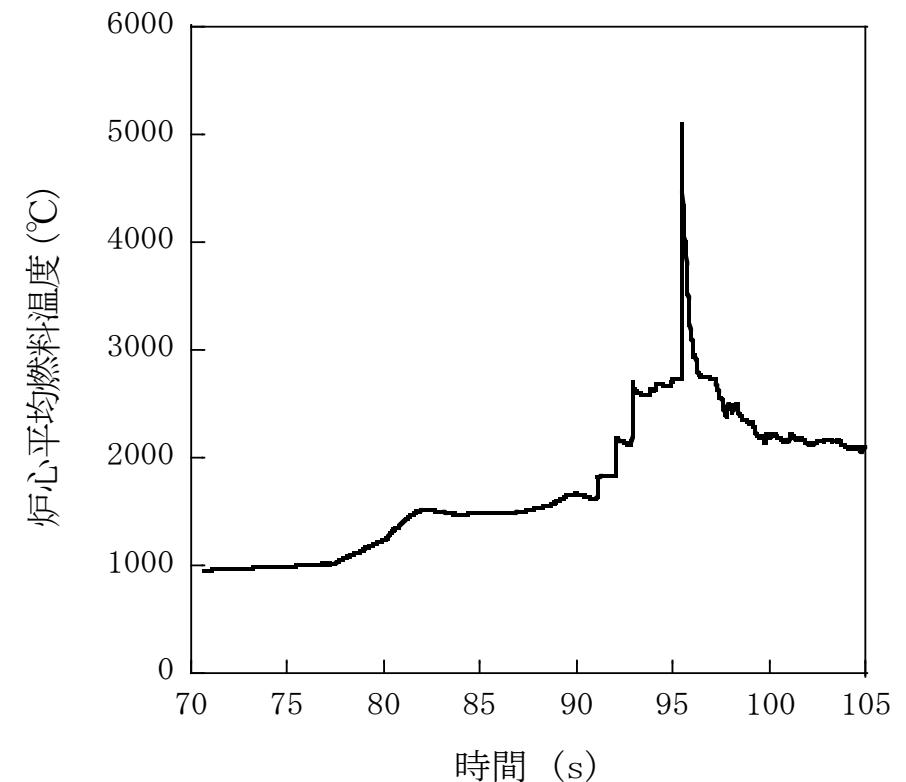
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の不確かさ影響評価の解析条件及び解析結果

## 9. 主な解析結果

- 事象開始から約90sまでに炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融する。未破損であった燃料が崩壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。
- 反応度と出力が上昇し、全炉心規模で燃料が溶融した後に、炉心中心に集中する燃料移動によって反応度が1\$を超過し出力逸走が発生する。炉心平均燃料最高温度は約5,110°Cである。
- 出力逸走後は溶融燃料が炉心上下に分散し、反応度及び出力が急速に低下し、深い未臨界状態となる。



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

遷移過程の基本ケース及び不確かさ影響評価ケースの保守性のまとめ

重要現象	基本ケースの保守性	不確かさ影響評価ケースの保守性
FCI	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 特別の仮定は用いない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 即発臨界時の反応度挿入を加速するタイミングと位置でナトリウムを仮想的に燃料に混合</li> </ul>
燃料凝集による反応度挿入(スロッシング等)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 可動性の燃料粒子</li> <li>• 高密度で燃料沈降</li> <li>• 照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 可動性の燃料粒子</li> <li>• 高密度で燃料沈降</li> <li>• 照射試験用集合体に加えて、制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置換</li> <li>• 2次元軸対称円筒体系で外側高Pu富化度燃料の炉心中心への凝集を仮想的に許容</li> </ul>
燃料流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 制御棒下部案内管等の流出経路を考慮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 制御棒下部案内管、径反射体間ギャップへ流出しないと仮想</li> </ul>

- 従来の仮想事故解析では鉛直方向の燃料凝集による再臨界事故を仮想した。
- 今回の不確かさ影響評価においては、「もんじゅ」の遷移過程解析の結果等を踏まえ、より大きな反応度挿入が起こり得る半径方向燃料凝集を2次元の簡易体系で保守的に近似した。

## まとめ

- SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法として開発された。開発と並行して体系的な検証及び妥当性確認を積み重ねてきた結果、「常陽」における格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断している。
- 妥当性確認の結果、有効性評価の評価項目に係る重要現象を解析するためのモデルはおおむね妥当であると結論される一方で、即発臨界超過を引き起こす可能性のある2つの現象についての不確かさが大きいことも確認された。
- これらの不確かさに関しては、有効性評価の感度解析において、その影響を保守的に評価するための仮想的な条件を含む解析条件の選定や取扱いを行うことにより、評価項目に関わる重要なパラメータである即発臨界超過に伴うエネルギー放出について包絡性のある解析を行った。
- 新規制基準では仮想事故(炉心溶融再臨界事故)の解析は行わないが、格納容器破損防止措置の有効性評価においてこれに匹敵するような保守的解析条件を用いることにより、エネルギー放出に対する「常陽」の耐性を確認した。



# 遷移過程の事象推移における重要現象(1/2)

## 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	全炉心プールの反応度変化は物質分布の変化に大きく依存するため、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	「常陽」はほぼ全炉心でボイド反応度が負であることから重要度は低い(Low)。
(3) 燃料ピン溶融・破損	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	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	制御棒案内管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	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)。

# 遷移過程の事象推移における重要現象(2/2)

## 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	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)。