



# 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

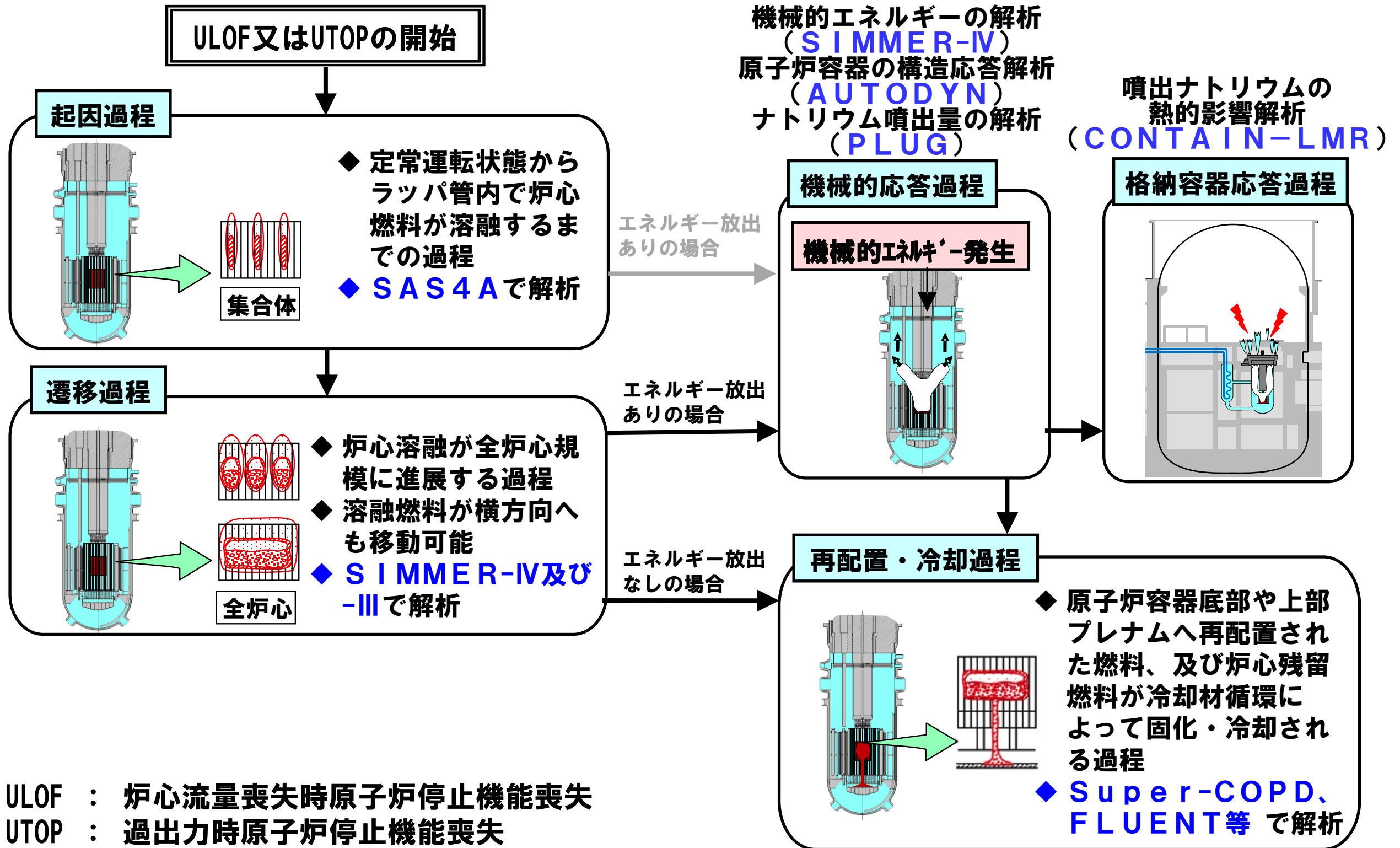
（その3：格納容器破損防止措置）

- S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I -

2021年6月1日

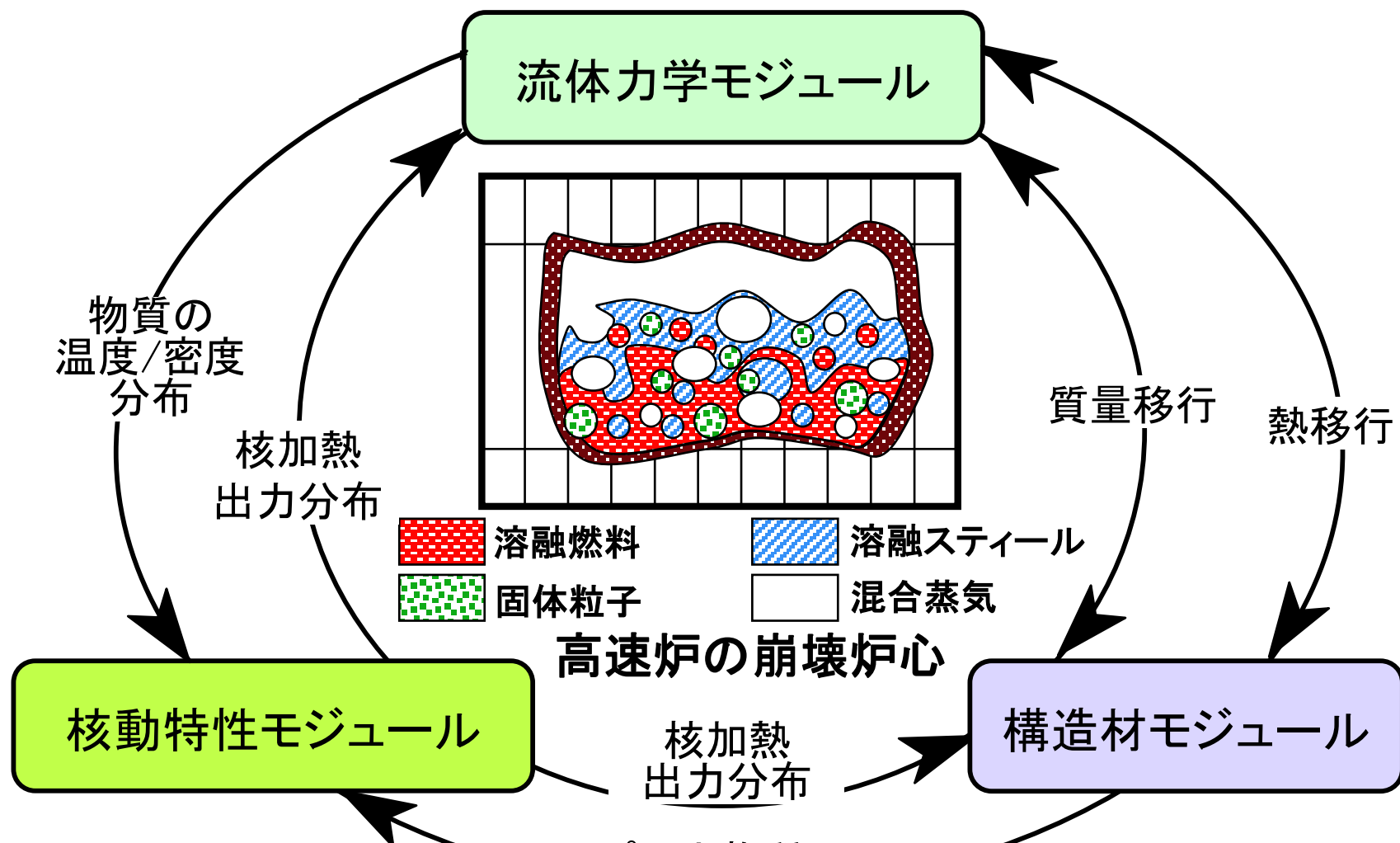
日本原子力研究開発機構 大洗研究所  
高速実験炉部

# ULOF/UTOPの事象推移と解析評価の流れ



- SIMMER: 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

高速炉の損傷炉心における多相多成分の熱流動を解析



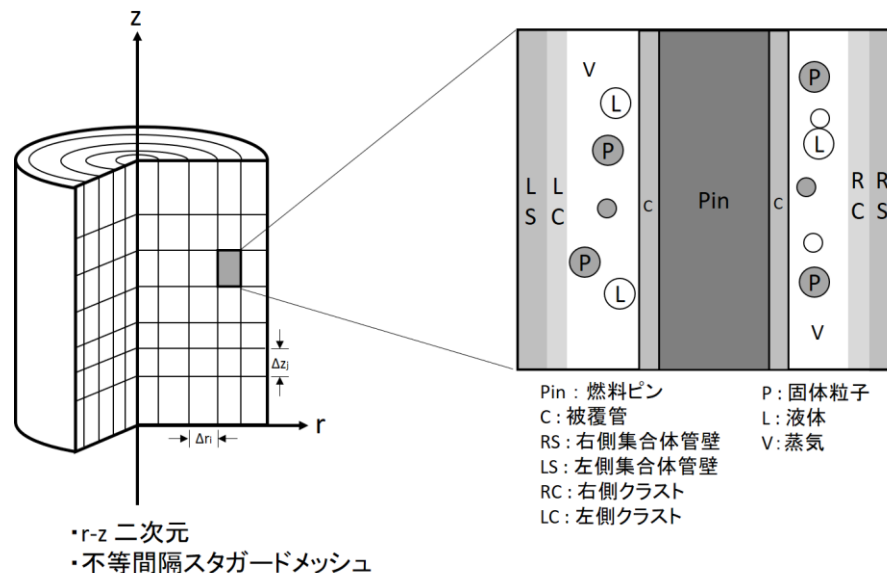
炉心物質配位と温度分布の変化に伴う反応度・出力履歴を解析

炉心を構成する燃料ピン、集合体ラッパ管の溶融破損を解析

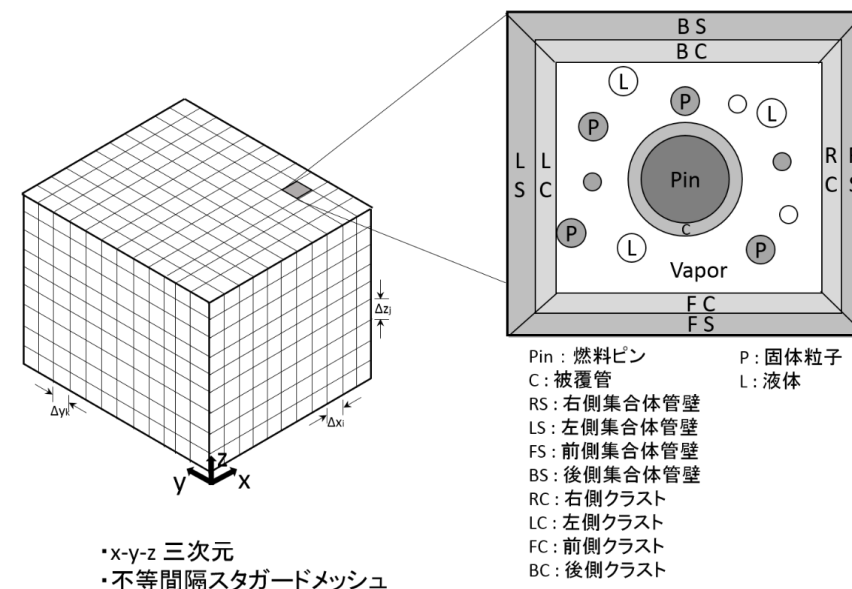
モジュール	主要な機能	モデル
共通	<ul style="list-style-type: none"> <li>全ての炉心物質、固液気相の区別</li> <li>SAS4Aからの接続</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>多成分の固体、液体、蒸気相の取り扱い</li> <li>専用の接続ツール</li> </ul>
流体力学	<ul style="list-style-type: none"> <li>多次元、物質間相対運動</li> <li>物質間伝熱、相互作用、沸騰、相変化</li> <li>多相流の流動状況の表現</li> <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、状態方程式（EOS: Equation of State）モデル</li> </ul>
構造材	<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>
核動特性	<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の解析体系

- SIMMER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は2次元円筒座標系、SIMMER-IVは3次元直行座標系を用いる。
- 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。

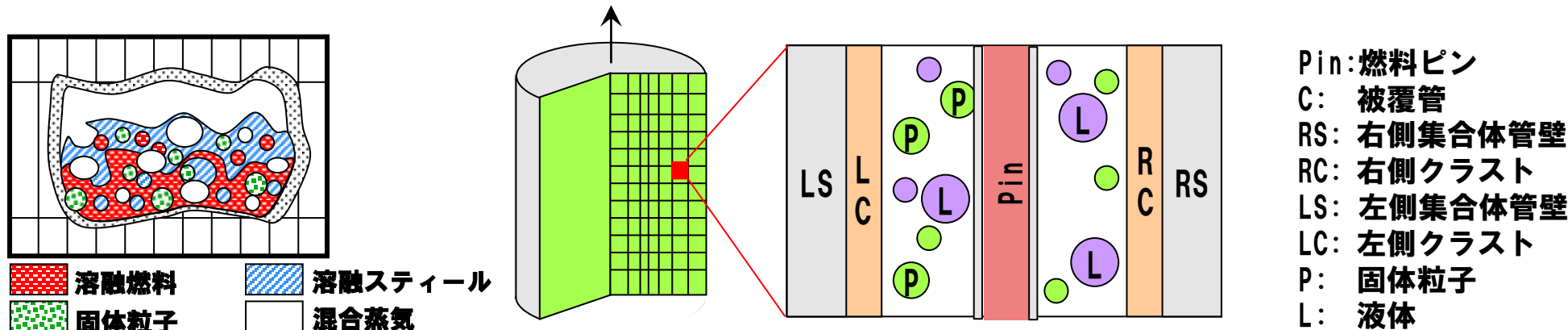


SIMMER-III 解析体系



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、制御材及び気体であり、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。また、炉心物質の相対運動を取り扱う。

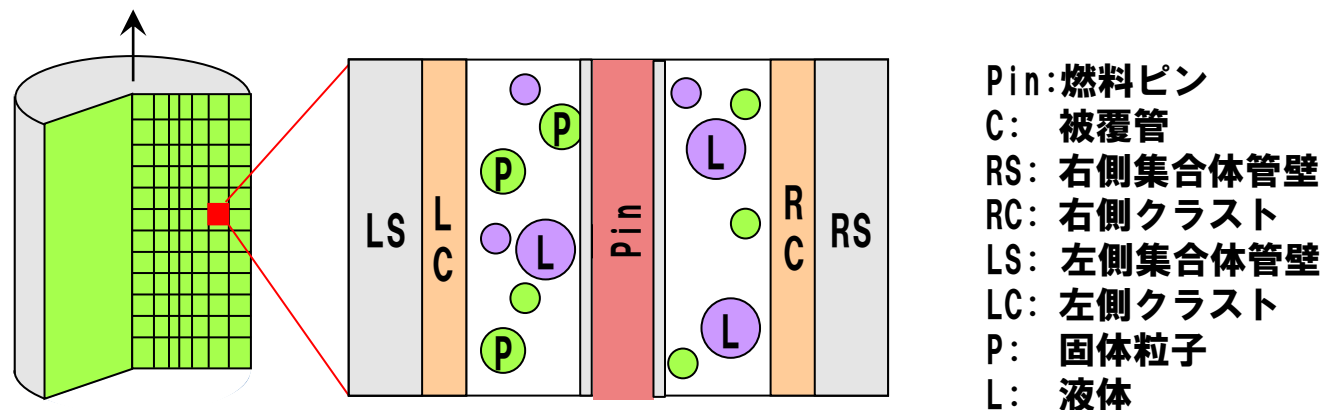


- 多相多成分の流動様式、熱及び質量移行（溶融／固化、蒸発／凝縮）、運動量交換を実験相関式に基づいてモデル化した。
- 状態方程式は固体から臨界点までの広い温度範囲にわたって実験データを元にフィッティングした多項式を用いている。非理想気体則によって高温領域での精度を確保した。液体の圧縮性も考慮している。

## SIMMERの構造材・核計算モジュール

### ■ 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。
- ✓ 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時間に強く依存する振幅関数と弱く依存する形状関数に分離する。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。

- **S I M M E R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、S I M M E R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一覧

「×」：課題に関する個別モデル

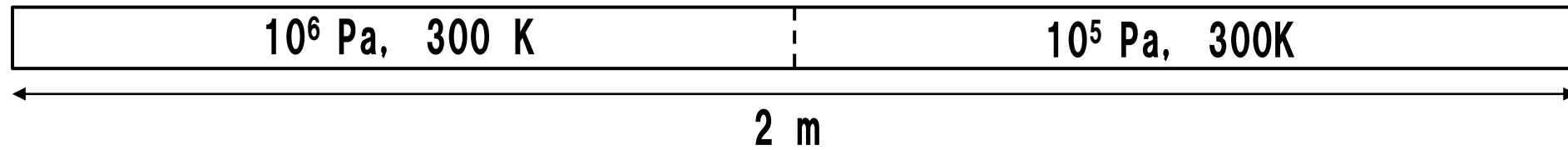
No	課題	担当組織	Conv.	FR/IA	MXF	H&M	STR
<b>Category 1: 流体対流アルゴリズム</b>							
1.1	理想気体の衝撃波管	PNC	×				
1.2	二相衝撃波管	FZK	×	×	×		
1.3	U字管内の流体振動	IPSN	×				
1.4	1次元流体沈降	PNC	×				
1.5	2次元流体沈降	PNC	×				
1.6	1次元ナトリウム沸騰	PNC	×	×	×	×	
1.7	粒子を含む液体プールのスロッシング	FZK	×	×	×		
1.8	水撃（ウォーターハンマー）	PNC	×				
1.9	液体スラッグの衝突	FZK	×	×	×		
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				×	
<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

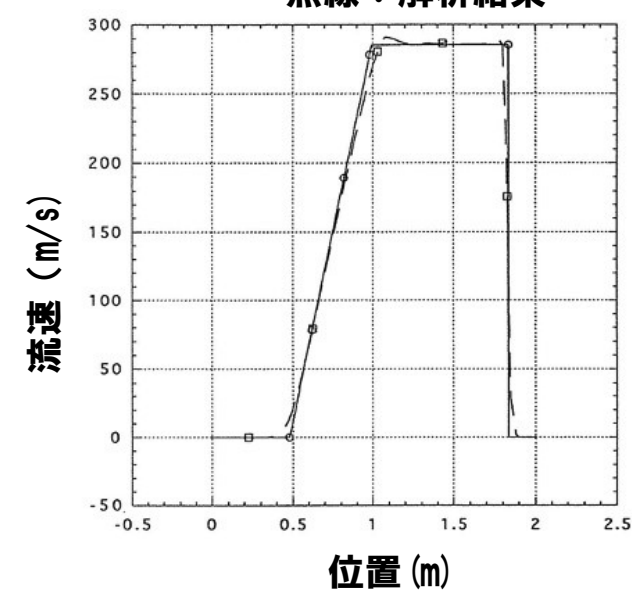
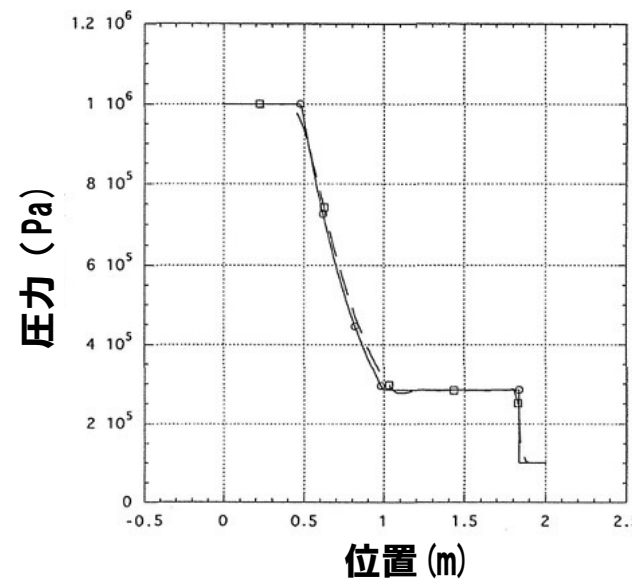
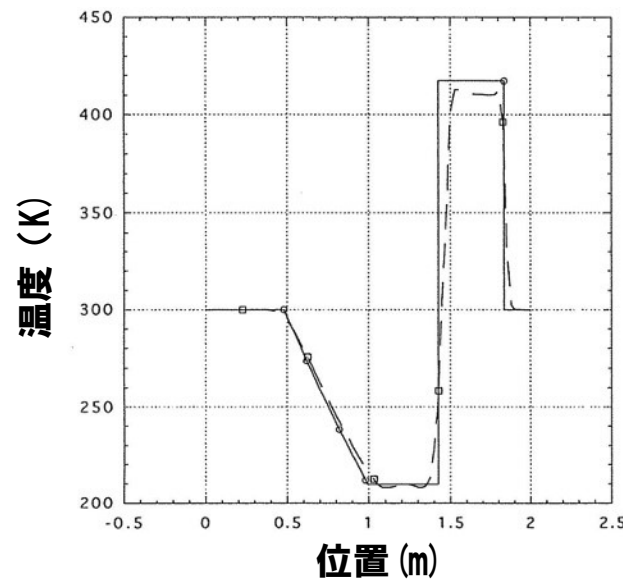
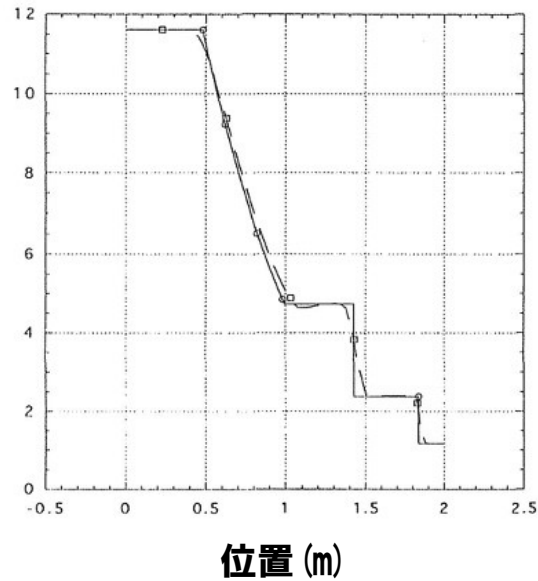
## 1.1 理想気体の衝撃波管

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。



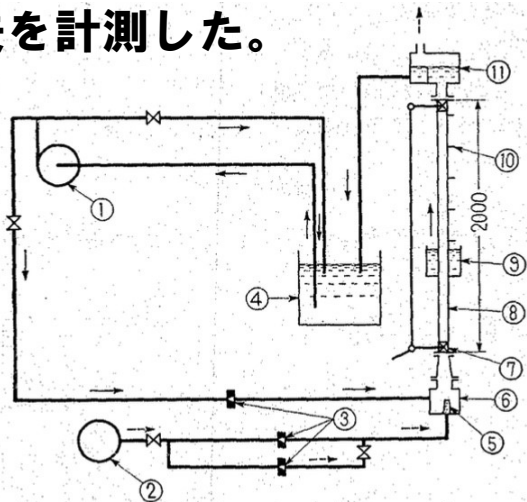
### 1.5ms後の密度、圧力、温度、流速を理論解と比較

実線：理論解  
点線：解析結果

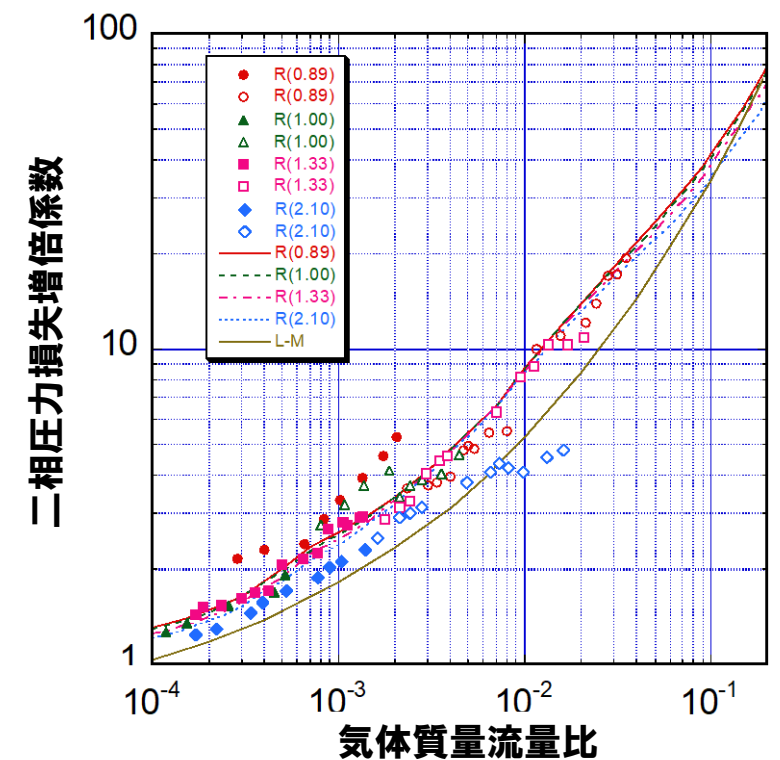
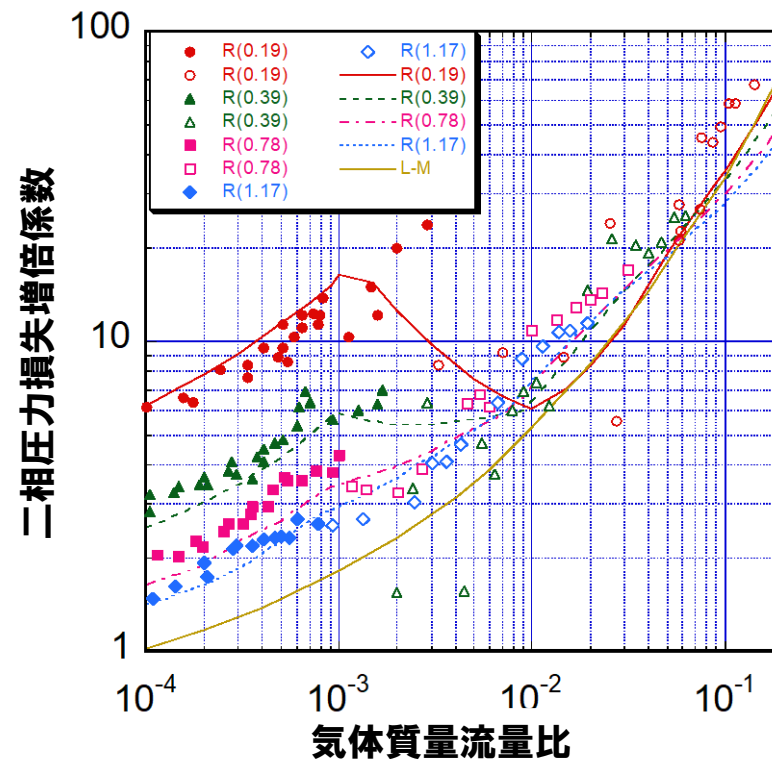


## 2.5 管内流における運動量交換

Inoueら (機論Vol. 32) による管内流実験の解析。長さ2m、直径約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。



- ① ポンプ
- ② 圧縮機
- ③ オリフィス
- ④ 水そう
- ⑤ 焼結フィルタ
- ⑥ 気液混合部
- ⑦ ジャ断弁
- ⑧ テストセクション
- ⑨ レンズ効果除去のための水そう
- ⑩ 圧力タップ
- ⑪ 気液分離部

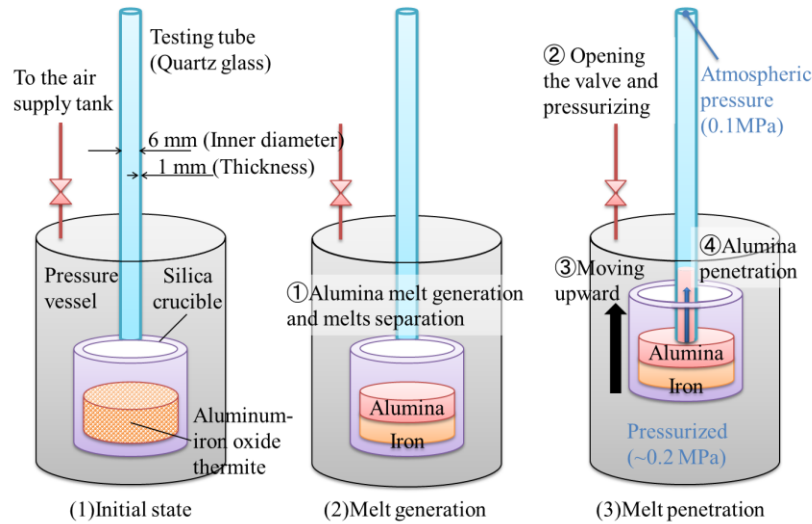


プロット：実験結果 (黒抜きは気泡流、白抜きはスラグ流・環状流)  
 実線、点線：解析結果、 L-M: Lockhart-Multinelli式 (半経験式)  
 パラメータ：液相流量 (liter/s)

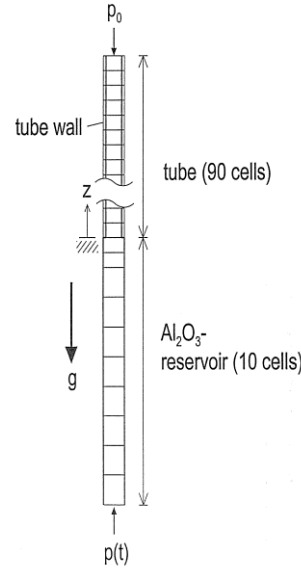


## 4.3 高温融体の管内固化：THEFIS実験

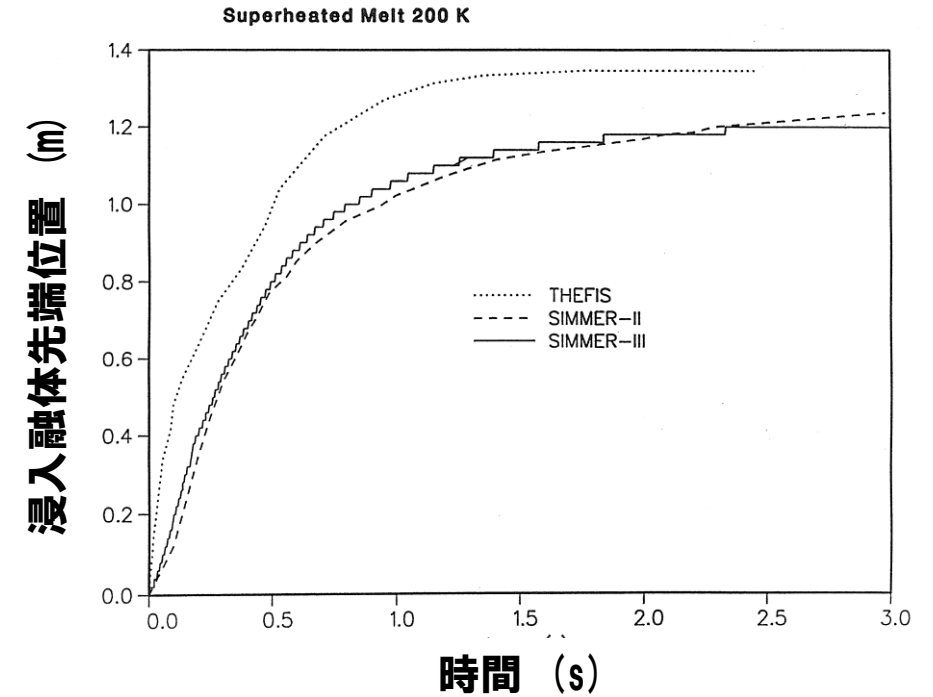
圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した溶融アルミナ (2, 300K) を圧力ベッセル内の昇圧 (2気圧) と坩堝の上方移動によって長さ1.8m、内側直径6mmの試験部 (クォーツガラス製の円管) に注入し、円管内の固化閉塞挙動を測定した。



THEFIS 試験の概要



SIMMER-III による解析体系

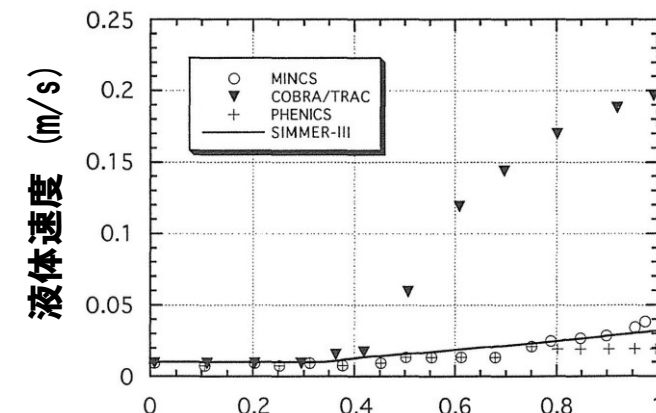
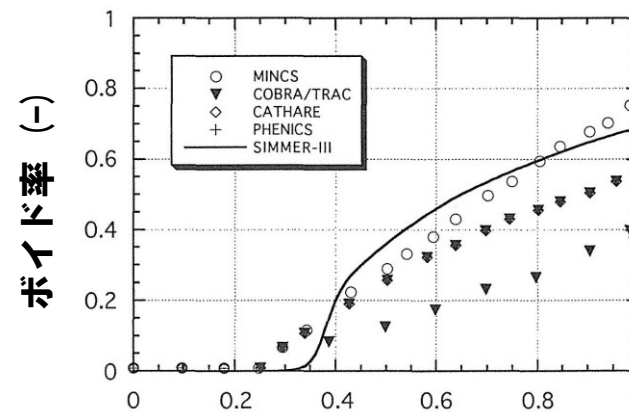
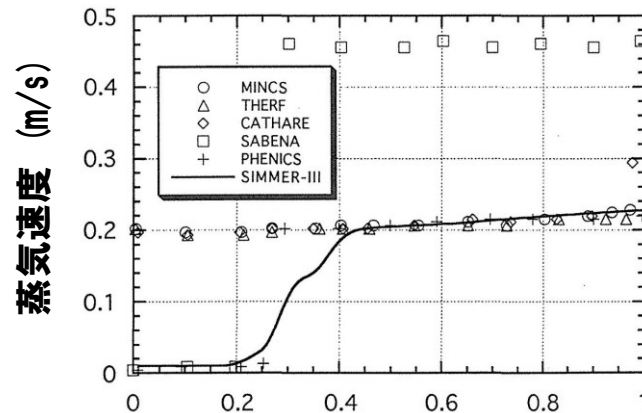
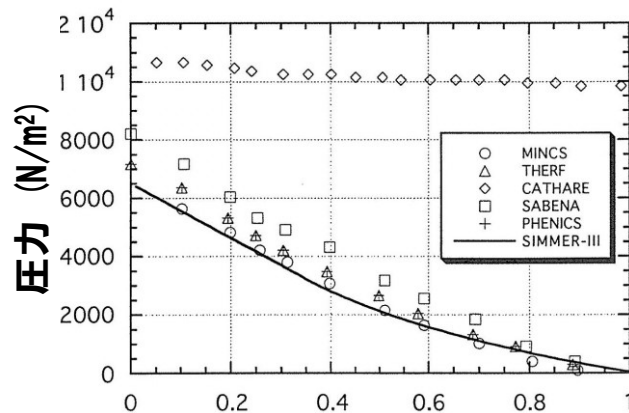


浸入融体先端位置の時間変化

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<1.0m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。



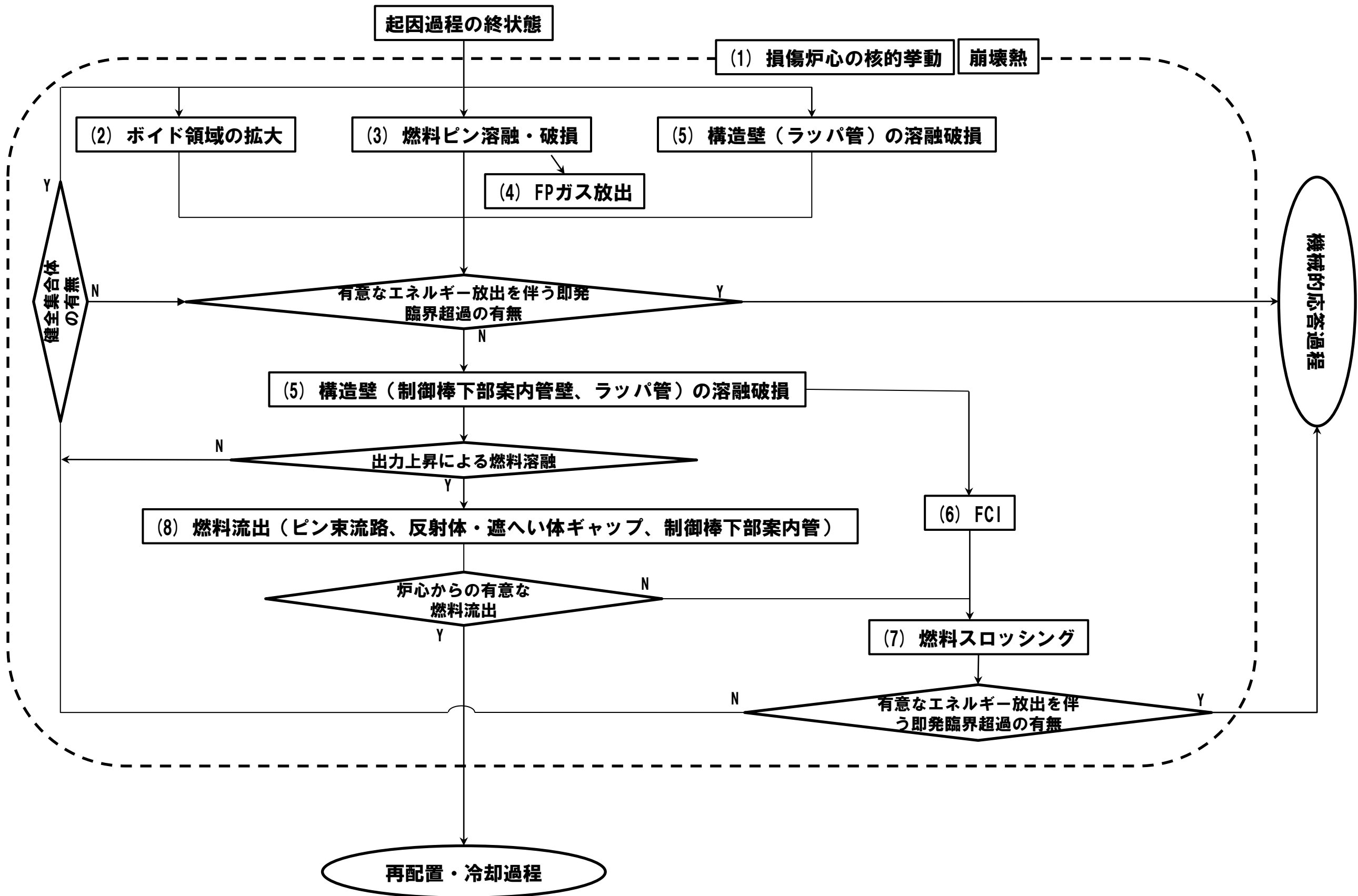
他の二相流計算コードに匹敵する結果を得た (特にMINCSコードとほぼ一致)。

横軸： 軸方向位置 (m)

## ■ 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
<b>沸騰プール挙動</b> ★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
<b>燃料流出・固化挙動</b> ★ピン束内融体浸入／閉塞形成挙動	GEYSER (CEA) THEFIS (FZK) Spencer (ANL) 等
<b>燃料・冷却材相互作用 (FCI)</b> ★融体の冷却材浸入／熱伝達挙動	THINA (FZK) CAMEL (ANL) KROTOS (ISPRA), FARO (ISPRA) 等
<b>物質膨張挙動</b> ★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
<b>構造材破損挙動</b> ★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
<b>崩壊炉心の核的挙動</b> ★物質再配置による反応度変化	FCA (JAERI) ERANOS bench. (CEA) 等



- 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、炉心平均燃料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	ランクの定義	本評価での取り扱い
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。
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結果

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（M）。
(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（L）。
(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（L）。
(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（L）。
(5) 構造壁の溶融破損	制御棒下部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（H）。
(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（H）。
(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（H）。
(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（H）、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（H）。

- 評価指標のどちらかに「H」又は「M」のある現象を重要現象としてS I M M E R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、(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、が重要現象として摘出された。

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	検証解析	S I M M E R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	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 (1/8)

## — 損傷炉心の核的挙動：FCA VIII-2試験 —

### ■ 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。

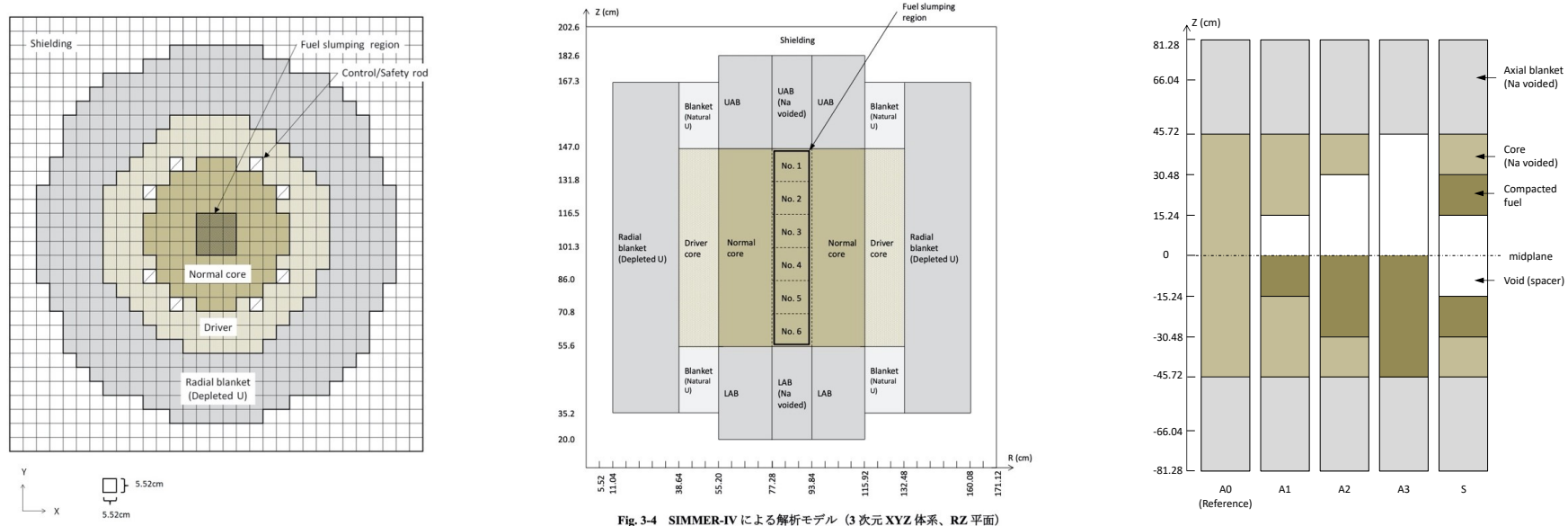


Fig. 3-4 SIMMER-IVによる解析モデル (3次元XYZ体系、RZ平面)

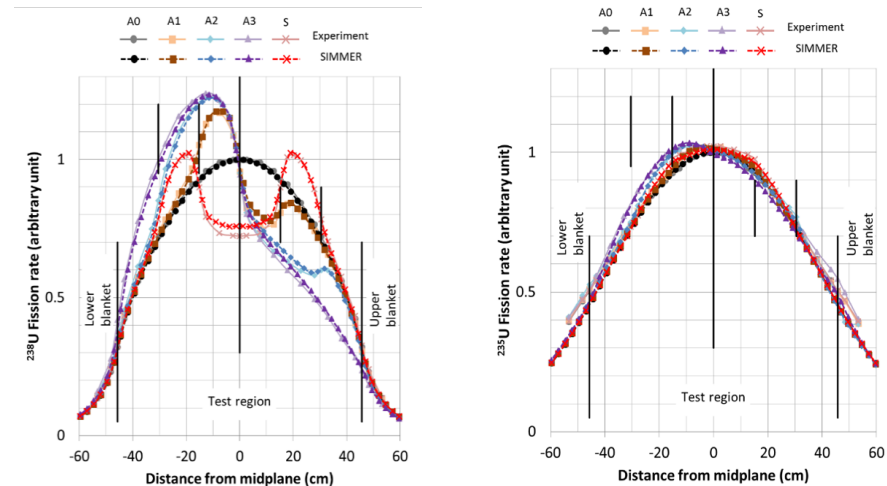
### 反応度変化の実験結果と解析結果の比較

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

燃料移動パターン	実験結果	SIMMER		MVP	
		反応度変化	C/E	反応度変化	C/E
A1ケース	$5.3 \pm 0.3$	5.4	1.01	5.5	1.04
A2ケース	$12.6 \pm 0.4$	12.1	0.96	12.1	0.96
A3ケース	$15.2 \pm 0.4$	14.1	0.93	14.4	0.95
Sケース	$-4.1 \pm 0.3$	-4.0	0.98	-4.36	1.06

### 炉心中心位置での核分裂反応率分布

左  $^{238}\text{U}$       右  $^{235}\text{U}$



SIMMERによる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）。

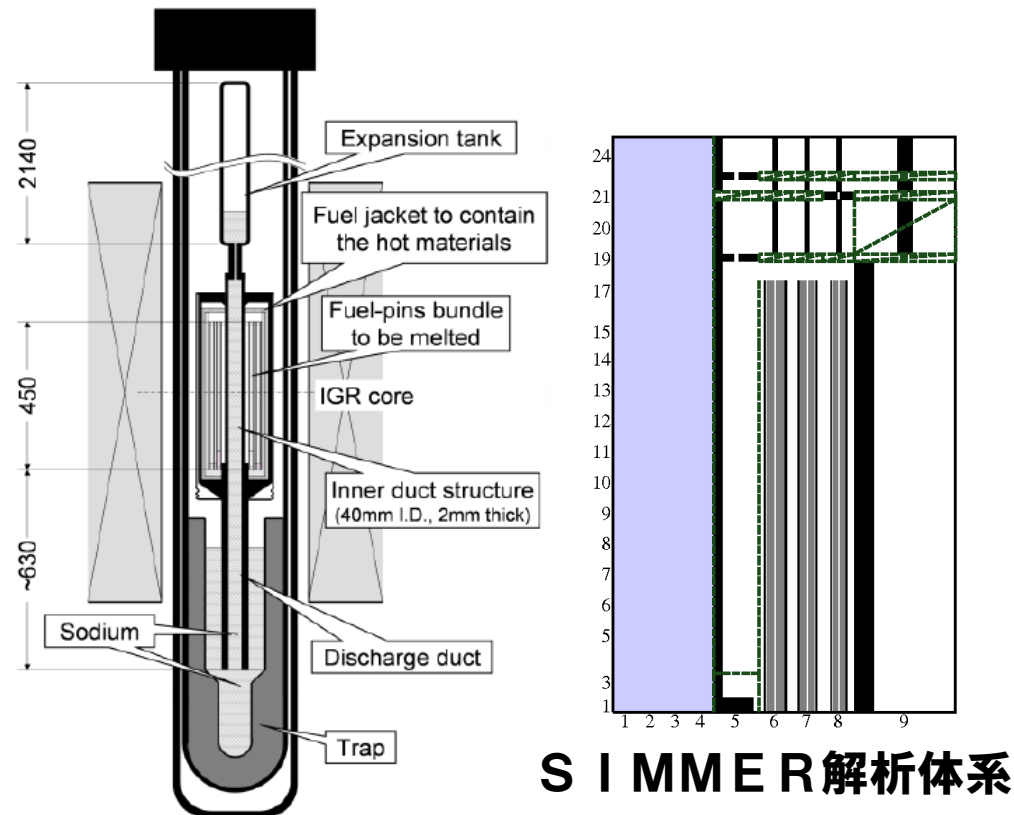


# 重要現象の検証解析 (2/8)

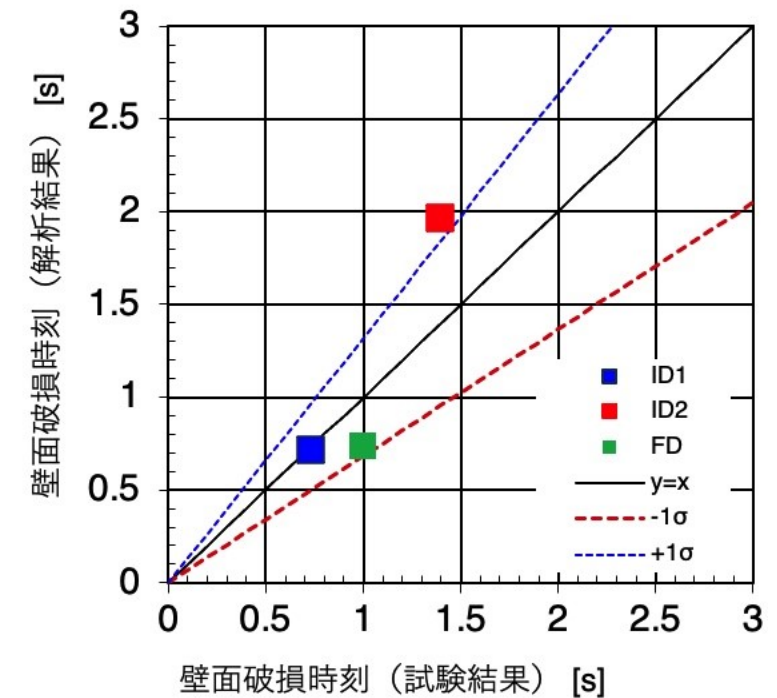
## — 構造壁の溶融破損 : EAGLE炉内試験解析 —

### ■ 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



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。

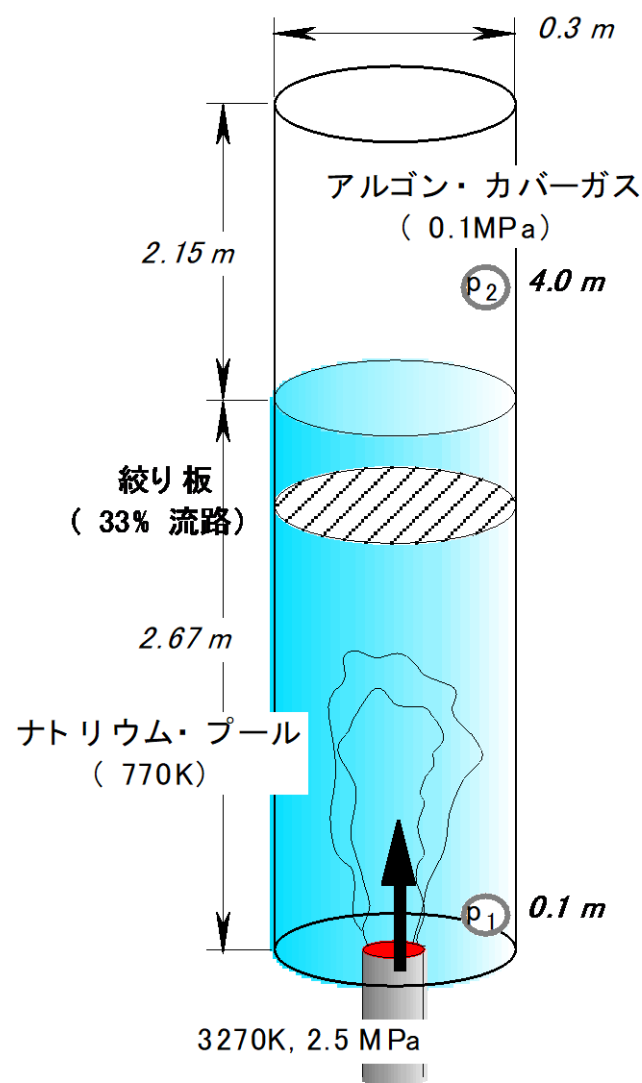
# 重要現象の検証解析 (3/8)

## —燃料—冷却材相互作用 (FCI) : THINA試験解析—

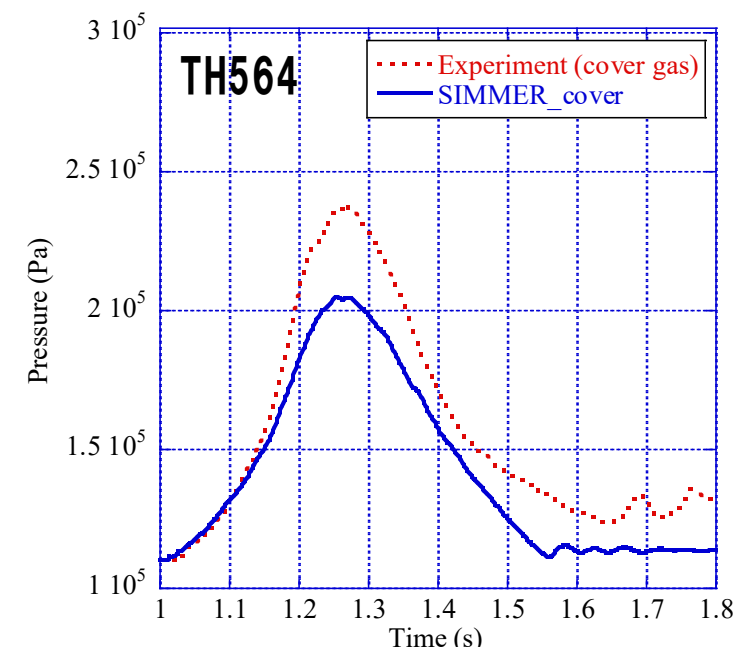
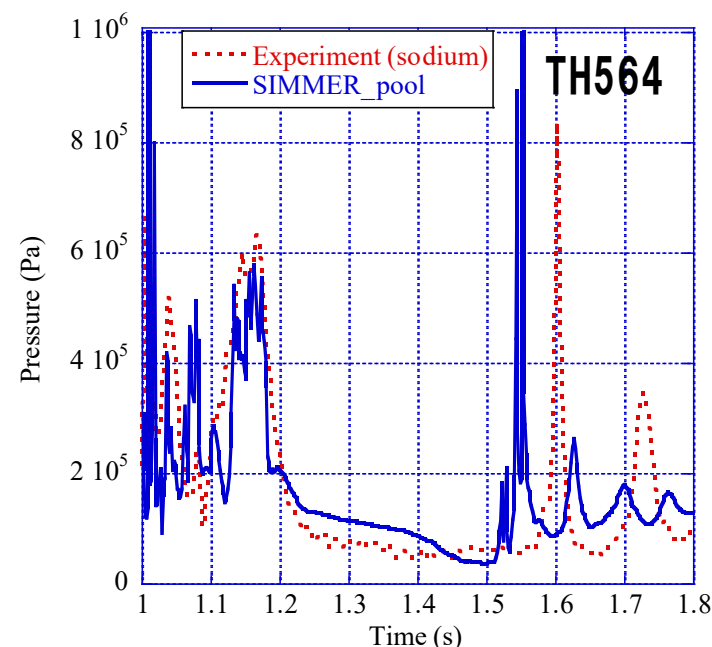
### ■ 試験と解析結果の概要

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

カバーガス圧が実験値の方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。

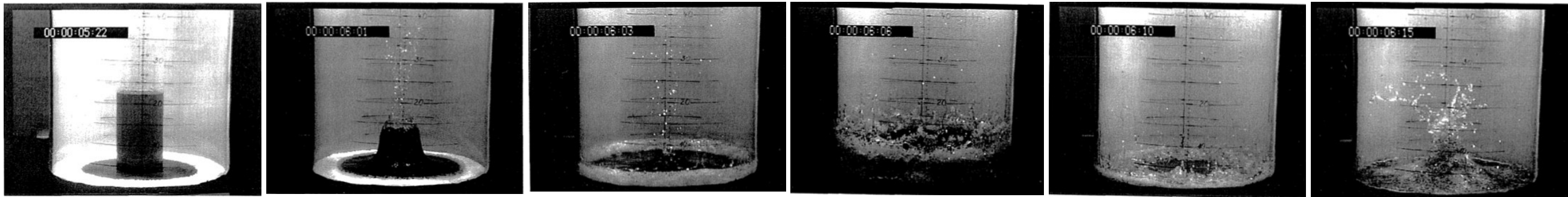
評価指標への影響が重要となるため感度解析による不確かさ影響の評価が必要と判断した。

## 重要現象の検証解析 (4/8)

## —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22.2cmの円筒容器内の中心から14.5cm位置に幅7.5cm、高さ1cm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5.5cm、高さ20cmの円柱状の水柱を崩壊させる。



円筒容器（直径約40cm）の中心で円筒形の水柱の崩壊を開始

水柱の崩壊が進行

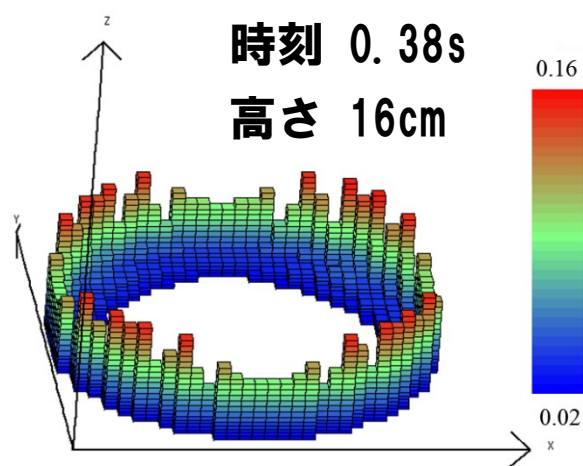
水は容器底面を広がり、側面に到達

側面で水が跳ね上がり、最高高さとなる。

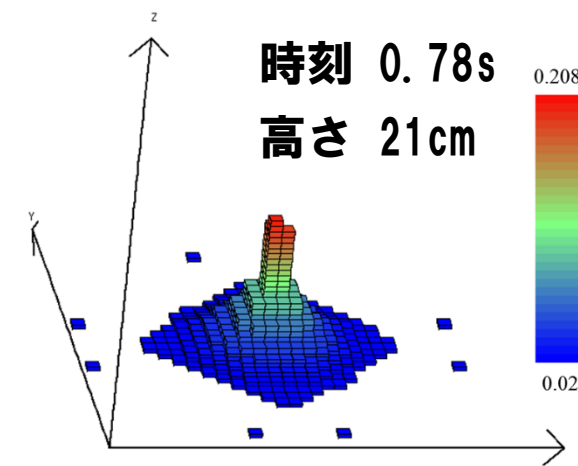
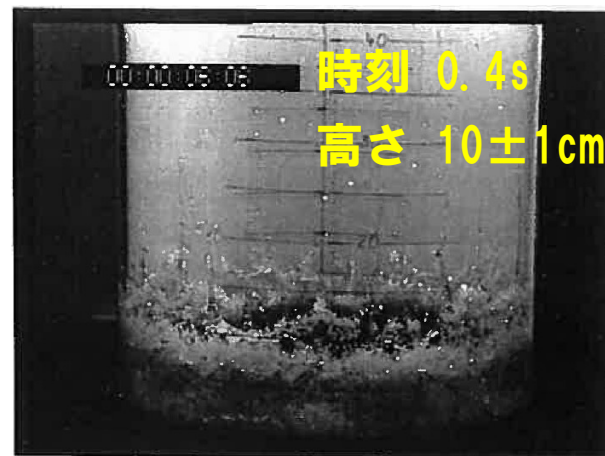
側面から容器中心に向かって逆流

水が容器中心に集中して最高高さとなる。

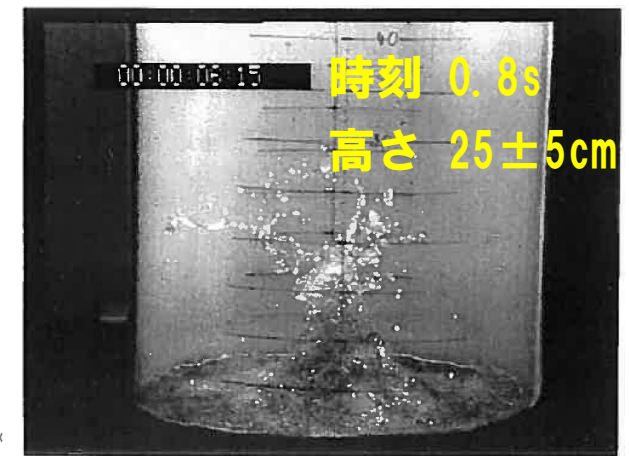
## ■ 試験と解析の比較を行った結果を以下に示す。



側面最高高さ到達時



中心位置最高高さ到達時

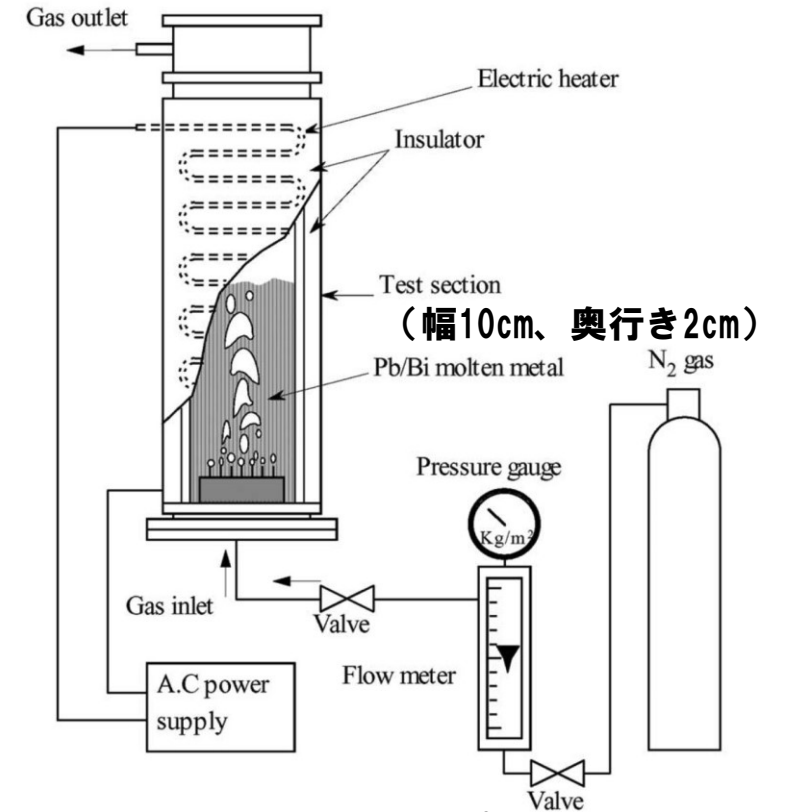


- 評価指標に対して重要である凝集挙動についてはそのタイミングと表面高さをほぼ再現できている（ただし、実験では液面が破砕するため各所での到達高さの測定誤差は大きい）。
- 流動挙動の解析では流体の運動量保存式を解く。解法の妥当性を水を用いた模擬試験の解析で確認した。スロッシングは単純な重力駆動の現象であり、SIMMERは密度の異なる流体へも適用できると考えられる
- 水を用いた炉外試験との比較であることから、遷移過程解析においてはスロッシングによる燃料凝集の効果を包絡的に取り扱うよう、燃料スロッシング挙動における不確かさを考慮することが必要と判断した。

# 重要現象の検証解析 (5/8)

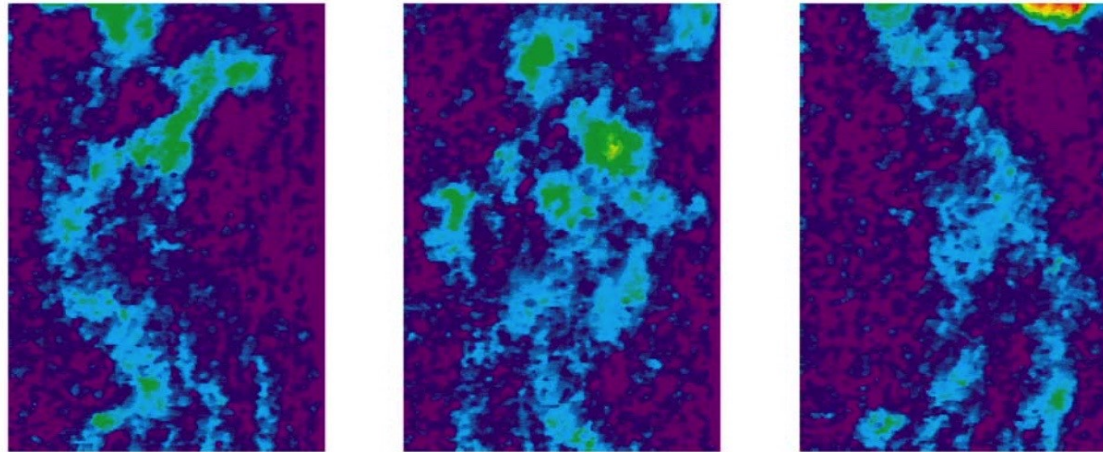
## — 高密度流体の二相流：鉛ビスマス気液二相プール流動試験解析 —

- 多相流のスロッシング挙動への液体密度や気液重量比の効果を検証するため、溶融燃料の密度に近い鉛ビスマス（密度約 $10\text{g/cm}^3$ ）のプール内の二相流動を中性子ラジオグラフィで可視化した試験を解析をした。
- 鉛ビスマス中の気体の流動抵抗を適切に再現し、試験における流れの変動パターンもおおむね再現することを確認した。

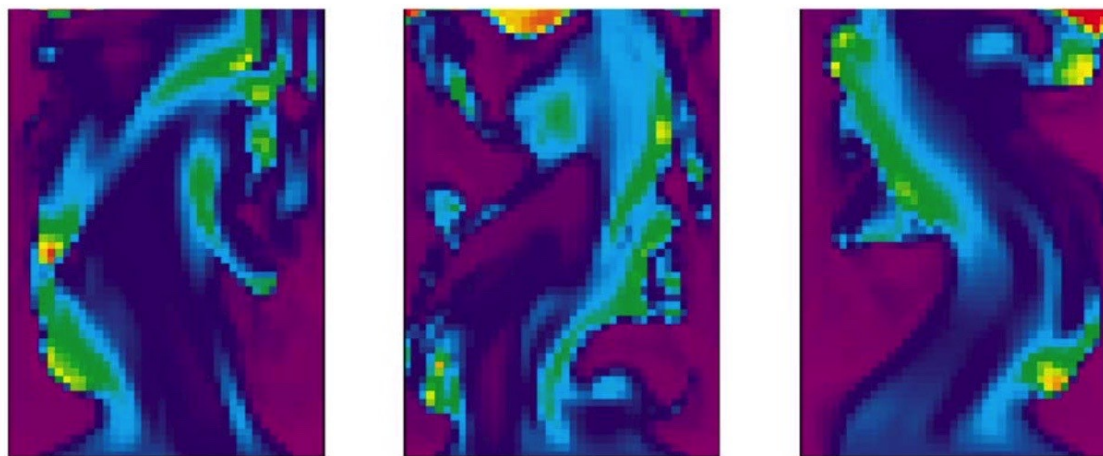


鉛ビスマスのプール底面から窒素ガスを流入

実験

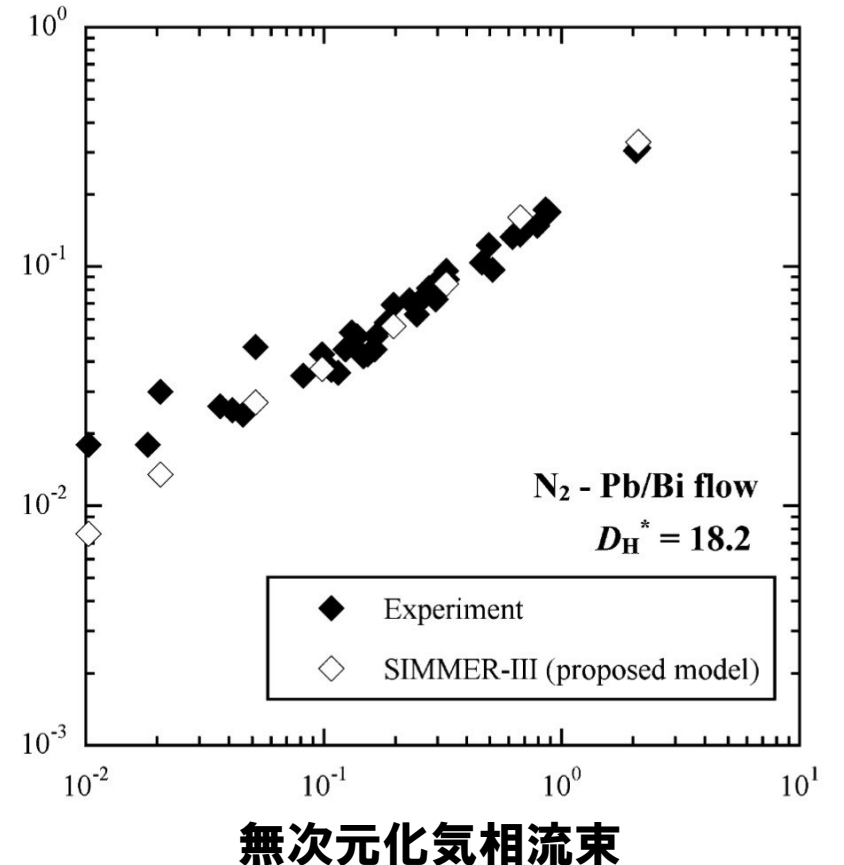


SIMMER



時間 (0.5s 間隔で気相の体積率分布を比較)

平均気相体積率

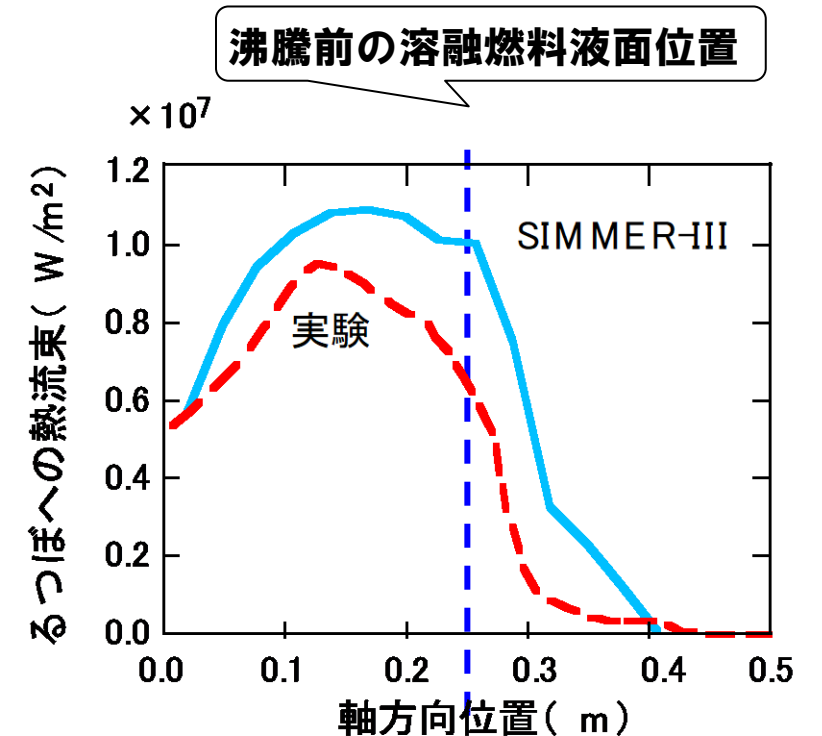
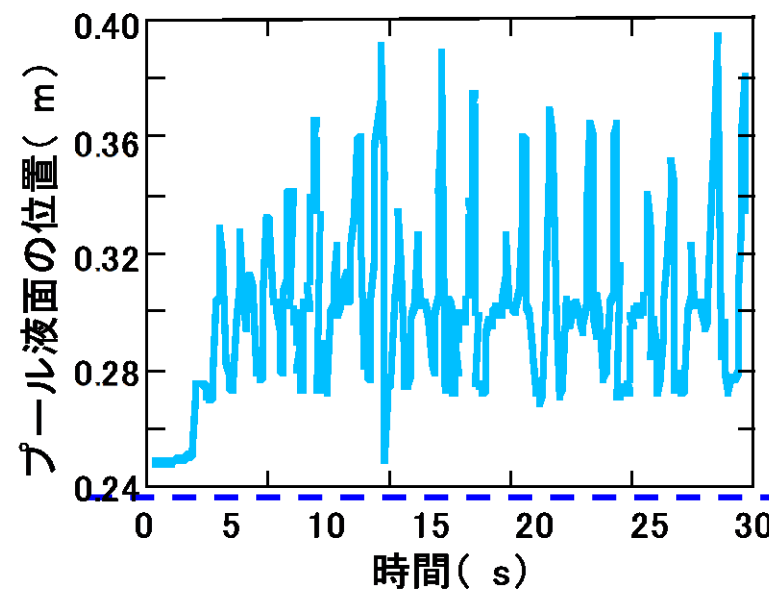
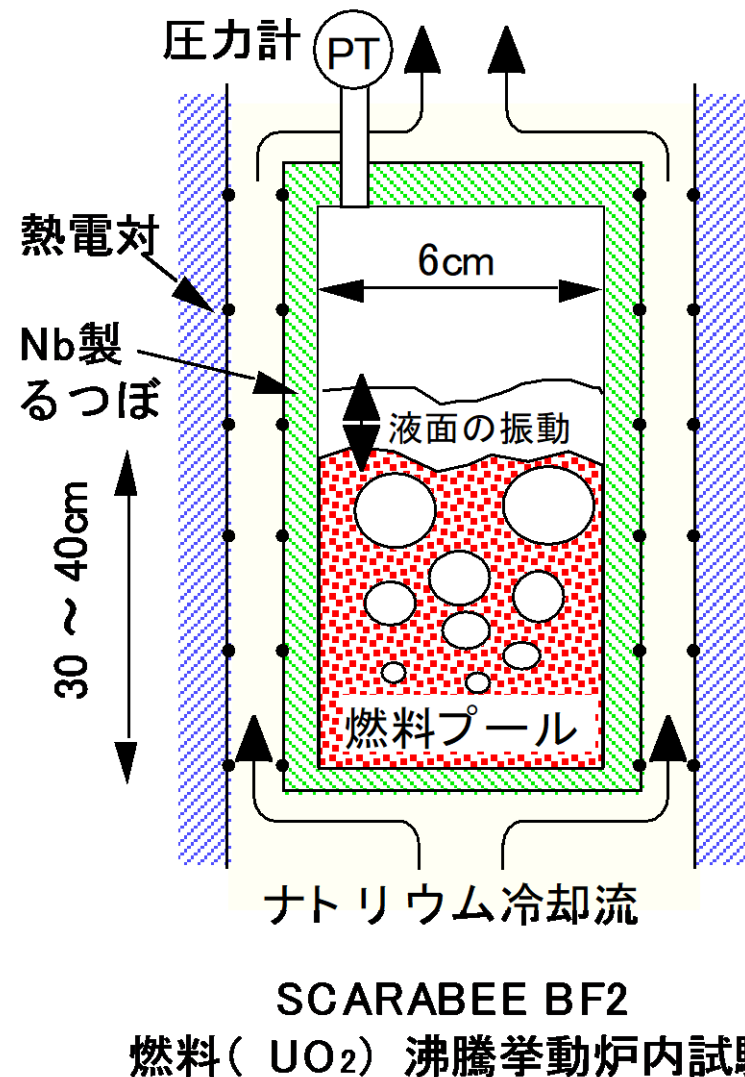


無次元化気相流束

# 重要現象の検証解析 (6/8)

## — 熔融燃料の沸騰：BF2炉内試験解析 —

- SCARABEE BF2試験は燃料 ( $UO_2$ ) をNb製の直径6cmのるつぼ内で核加熱によって熔融・沸騰させ、沸騰による液面の振動、るつぼ側面への熱負荷を測定した試験である。
- SIMMER-IIIは沸騰による液面振動の振幅と周期、るつぼ側面への熱流束分布を適切に再現することを確認した。



燃料プールの液面振動の振幅及び周波数に関する  
実験と解析結果の比較

	BF2 試験	SIMMER-III
振幅	10 cm	10 cm
周波数	0.8 Hz	0.9 Hz

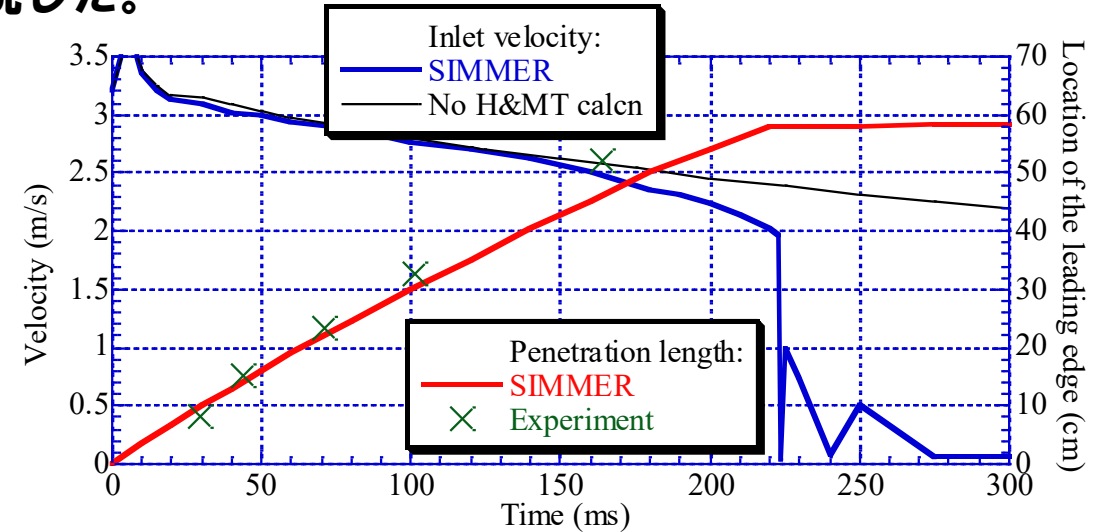
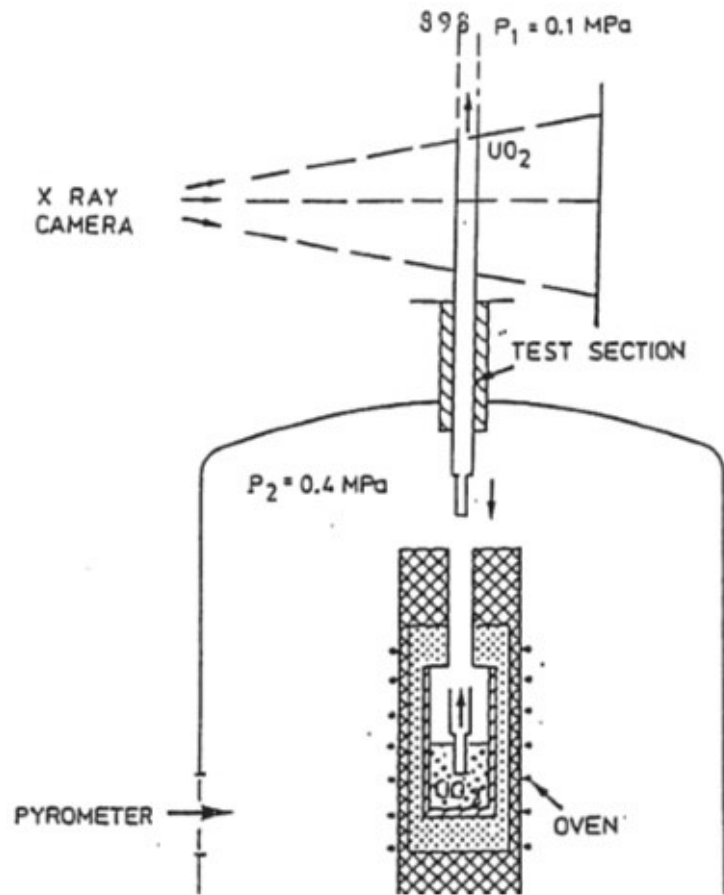
SCARABEE炉の中性子計装によって  
液面振動の振幅と周波数を測定

# 重要現象の検証解析 (7/8)

## —燃料流出：GEYSER試験解析—

### ■ 試験と解析結果の概要

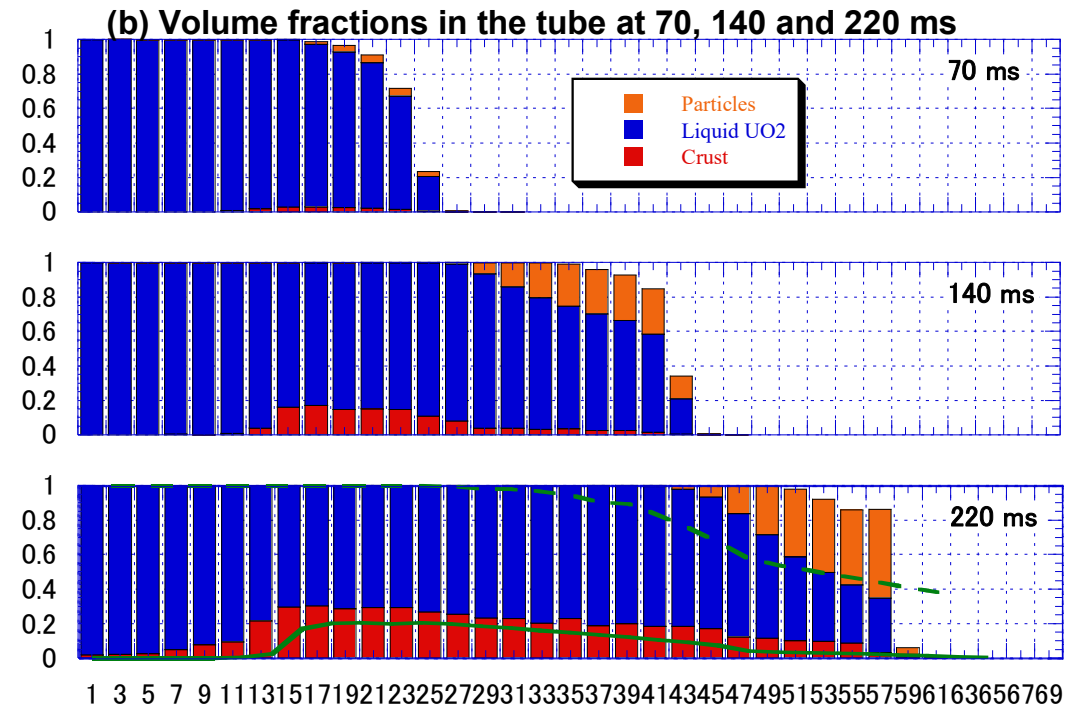
溶融二酸化ウラン ( $UO_2$ ) の円管内における固化閉塞挙動を模擬するために実施された試験である。試験部は内径4mm、外径8mmのスティール円管であり、3,000°Cの溶融 $UO_2$ プールと試験部出口との圧力差により溶融 $UO_2$ を試験部に上向きに注入し、円管内への浸入と固化閉塞を実現した。



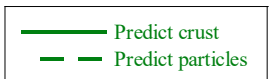
溶融 $UO_2$ の流入速度（青、左軸）と浸入距離（赤、右軸）

炉心物質（溶融 $UO_2$ ）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。



$UO_2$ 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



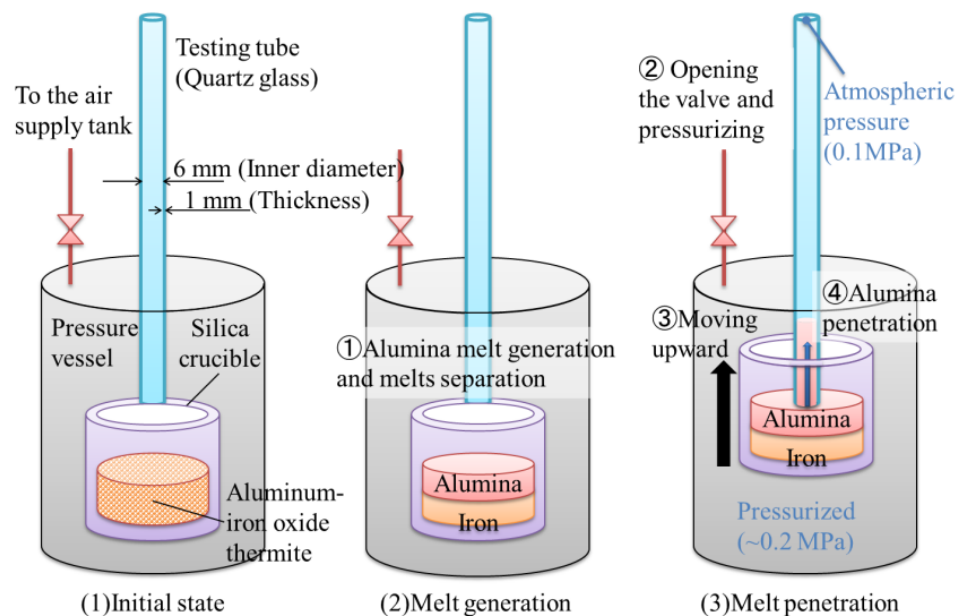
## 重要現象の検証解析 (8/8)

## —燃料流出：THEFIS with Particles試験解析—

## ■ 試験と解析結果の概要

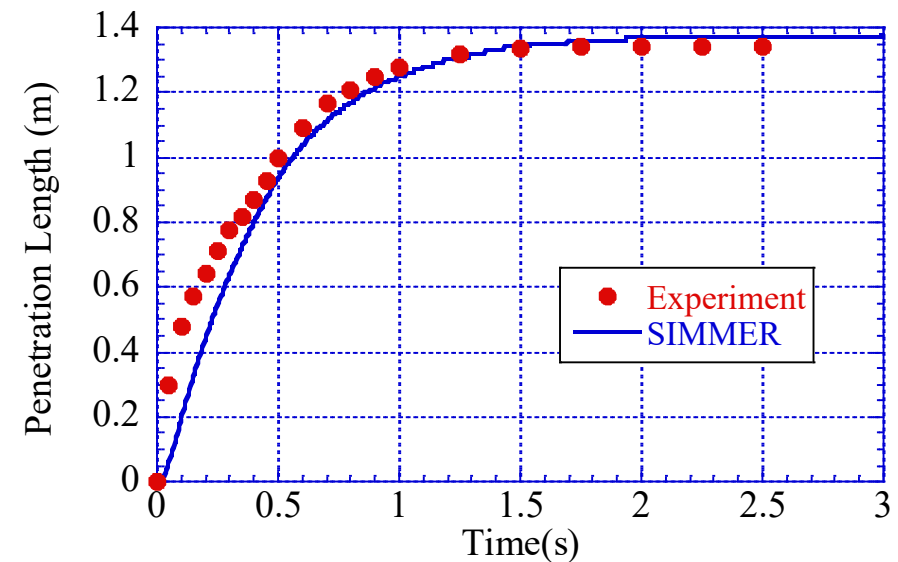
圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した溶融アルミナ (2, 300K) を圧力ベッセル内の昇圧 (2気圧) と坩堝の上方移動によって長さ1.8m、内側直径6mmの試験部 (クォーツガラス製の円管) に注入し、円管内の固化閉塞挙動を測定した。

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。

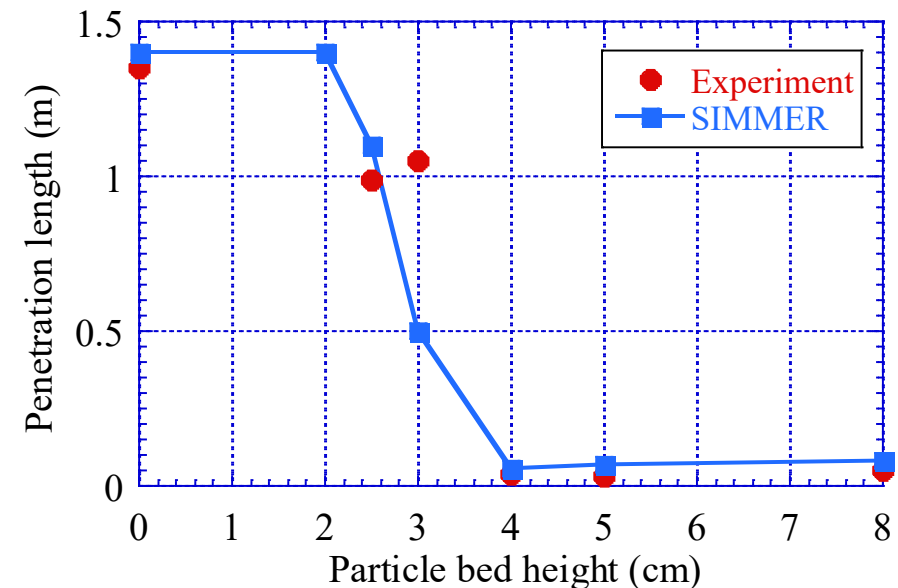


## THEFIS 試験の概要

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。



## 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

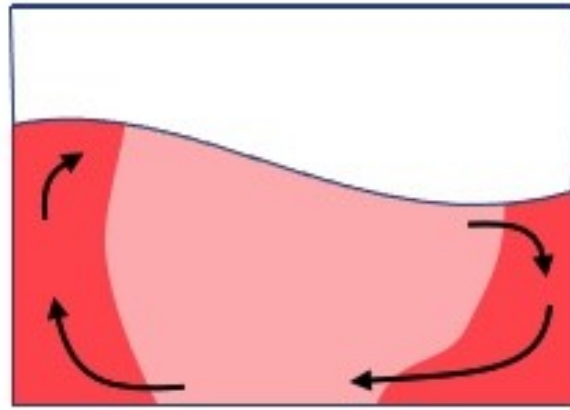
- S I M M E R - I V 及 び S I M M E R - I I I は コー ド の 開 発 と 並 行 し て 進 め た 検 証 及 び 妥 当 性 確 認 研 究 を 通 じ て、物 理 モ デ ル の 妥 当 性 及 び 解 析 精 度 の 確 認 を 行 っ た 結 果、有 効 性 評 価 へ の 適 用 性 が あ る も の と 考 え る。
- 一 方 で、有 効 性 評 価 の 評 価 項 目 に 関 わ る 「機 械 的 エ ネ ル ギ ー の 発 生」に 関 し て は、次 の 2 つ の 重 要 現 象 に つ い て 現 象 と し て の 不 確 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 し 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 水 を 用 い た 小 規 模 な 炉 外 試 験 の 検 証 解 析 に よ る 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 ( F C I ) 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 F C I 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。
- 有 効 性 評 価 は 最 新 の 知 見 と 計 算 コー ド を 用 い た 最 適 評 価 を 行 う こ と を 基 本 と し て、評 価 項 目 に 大 き な 影 響 を 与 え る 重 要 現 象 の う ち、不 確 か さ が 大 き い と 判 断 し た も の に 関 し て は、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	A X-1 改良版（球形1次元）	熱力学（閾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	V E N U S（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（S A S 3 D） 遷移過程は参考解析（再臨界モードを仮定した簡易解析、 S I M M E R-IIIによる事象推移解析で燃料スロッシング による凝集）	V E N U S 参考解析の簡易解析はV E N U S、 事象推移解析はS I M M E R-II	熱力学（等エントロピー膨張） 参考解析としてS I M M E R-II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S I M M E R-IIIによる解析（燃料ス ロッシング）	S A S 3 D S I M M E R-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（S A S 4 A） 遷移過程はS I M M E R-IVによる解析（感度解析では S I M M E R-IIIによる保守的解析）	— S I M M E R-IV （又はS I M M E R-III）	— S I M M E R-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
- 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S I M M E R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～）

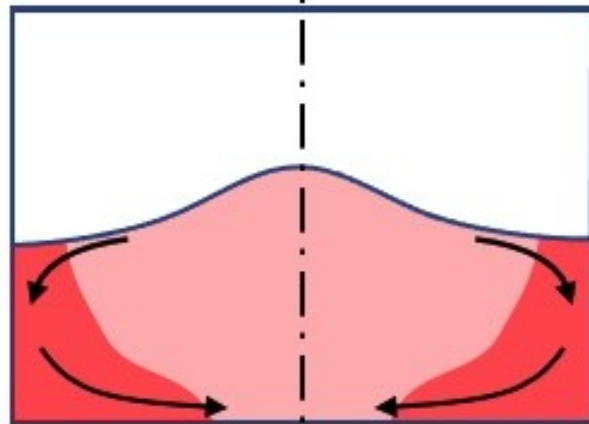
- ULOF遷移過程解析は、有効性評価の基本的考え方に従って、基本ケース+不確かさの影響評価
  - 基本ケースは最適評価とするが、損傷燃料ペレットが高い密度で堆積する保守的な解析条件
  - 不確かさが大きいと判断した2つの現象（燃料スロッシング、FCI）については不確かさ影響を包絡するため、仮想的な取扱いを含めて保守的な解析を実施
  
- 燃料スロッシングに係る不確かさの影響評価
  - 全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集が厳しい結果となる理由：大規模な燃料移動に伴う燃料凝集が発生する、外側炉心の高Pu富化度燃料が内側に移動する可能性があることなど
  - 今回の評価では仮想的な条件での解析を実施：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流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう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）を強要
  
- 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うるが、小型炉の「常陽」では即発臨界超過の可能性はない。



SIMMER-IV：現実の3次元的流動を計算

→ 基本ケース（最適評価）として使用

※ 損傷燃料ペレットが高い密度で沈降し、流動する等の保守的な解析条件を使用

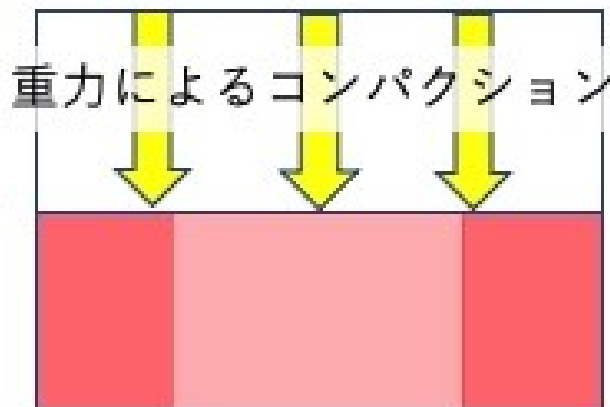


SIMMER-III：2次元円筒座標系による計算

→ 不確かさの影響評価に使用

※ 不確かさが大きいと判断した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、仮想的な保守性を設定

- 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流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう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）を強要



Bethe-Taitモデル／「常陽」仮想事故解析モデル

即発臨界を引き起こす燃料凝集の簡易的な想定として重力による炉心コンパクションに基づく反応度挿入率を使用

重力コンパクション以外の結果を厳しくする現象（燃料スロッシング、FCI）を物理的な根拠に基づいて簡易的に評価する手法はなく、炉心物質の流動挙動と大規模な物質配位の変化による反応度変化を考慮した解析評価が必要 → 炉心損傷過程はSIMMERによる解析が必須

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

## 1. 対象事象

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
 (ULOF ( i ) )

## 2. 計算コード SIMMER-IV

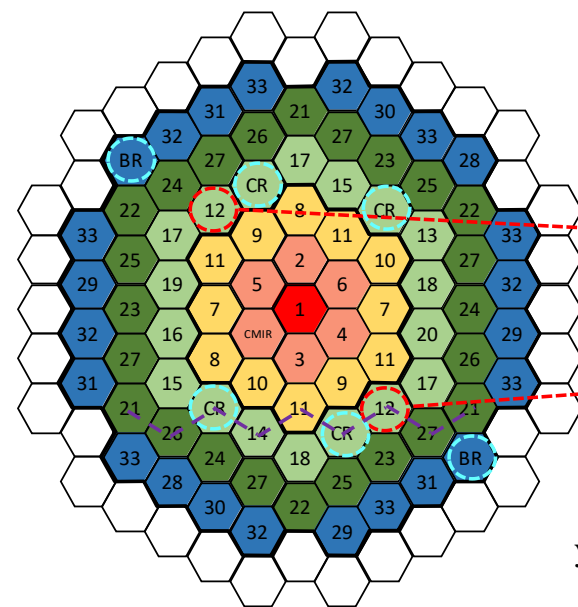
## 3. 基本ケースの解析体系の概要

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

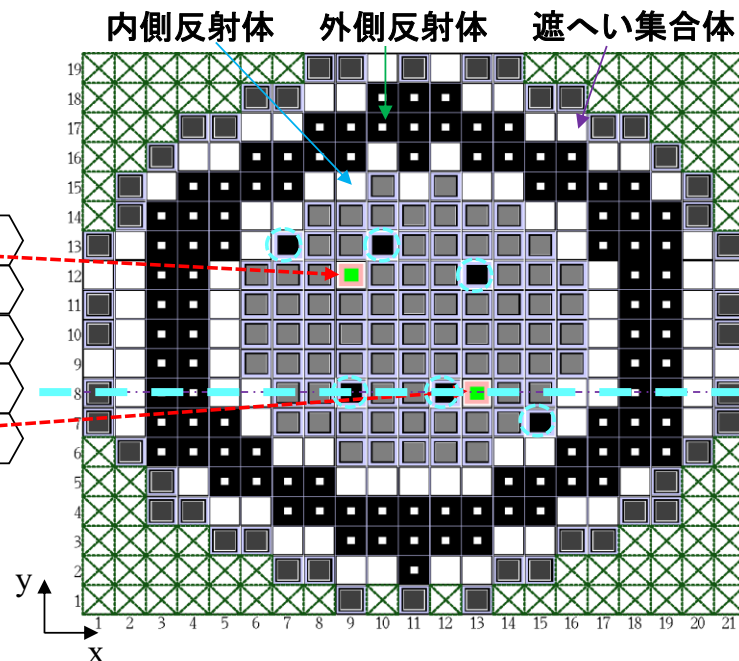
鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化

○: 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

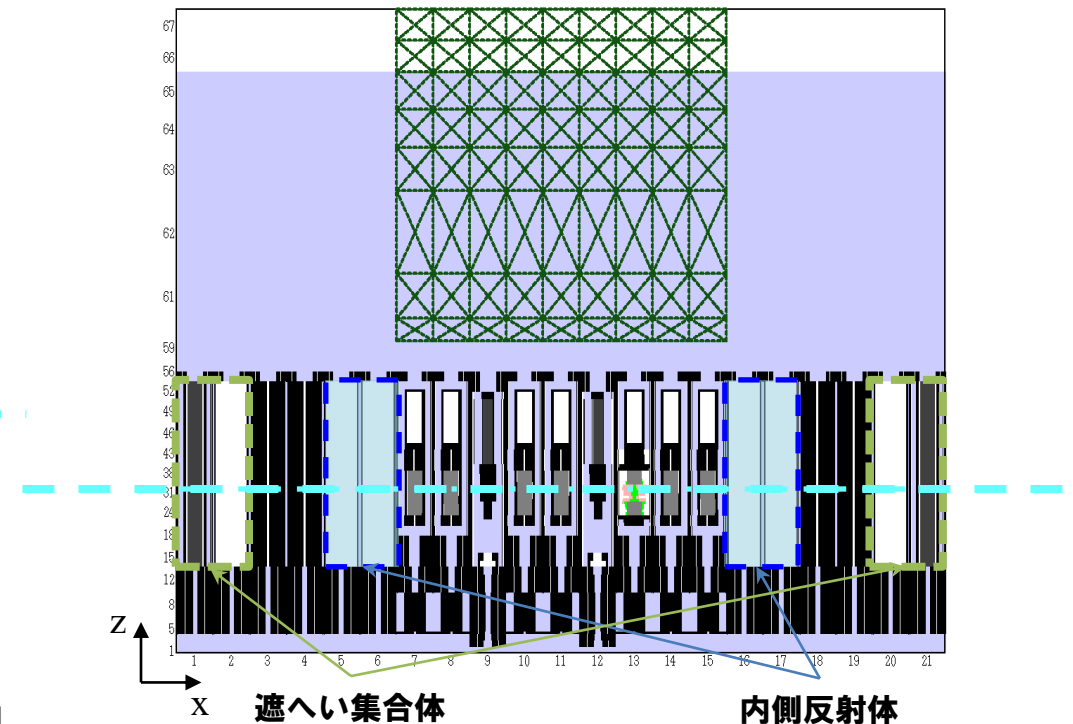


「常陽」炉心構成



SIMMER-IVの解析体系: 炉心水平断面図

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



SIMMER-IVの解析体系: 炉心鉛直断面図

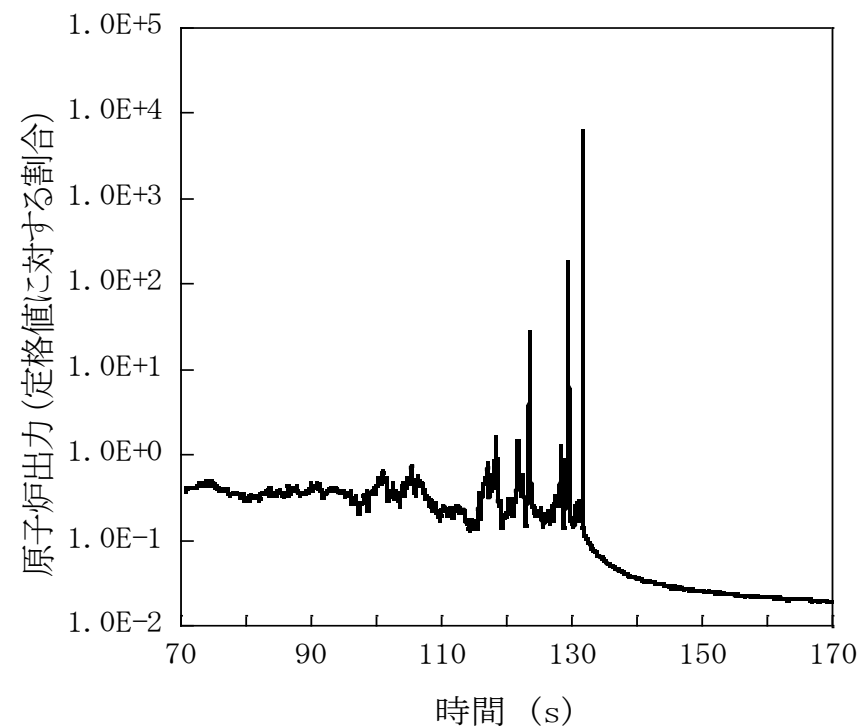
#### 4. 基本ケースの主な解析条件

- 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、基本ケースは最適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。

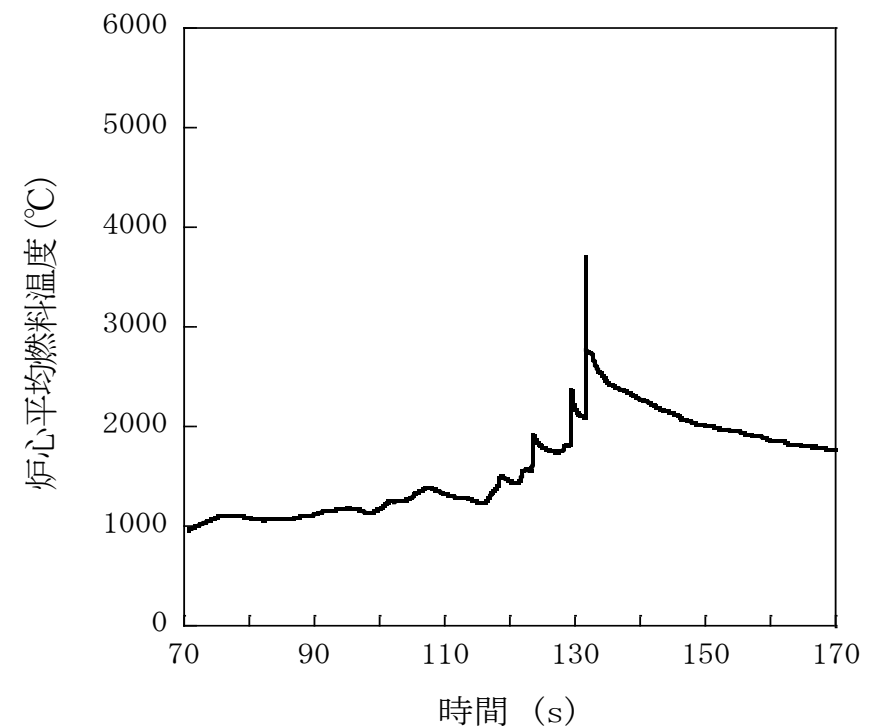
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 — 遷移過程の基本ケースの解析結果 —

## 5. 基本ケースの主な解析結果

- 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°C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（ $-200$  \$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く、エネルギー放出が生じる可能性はない。

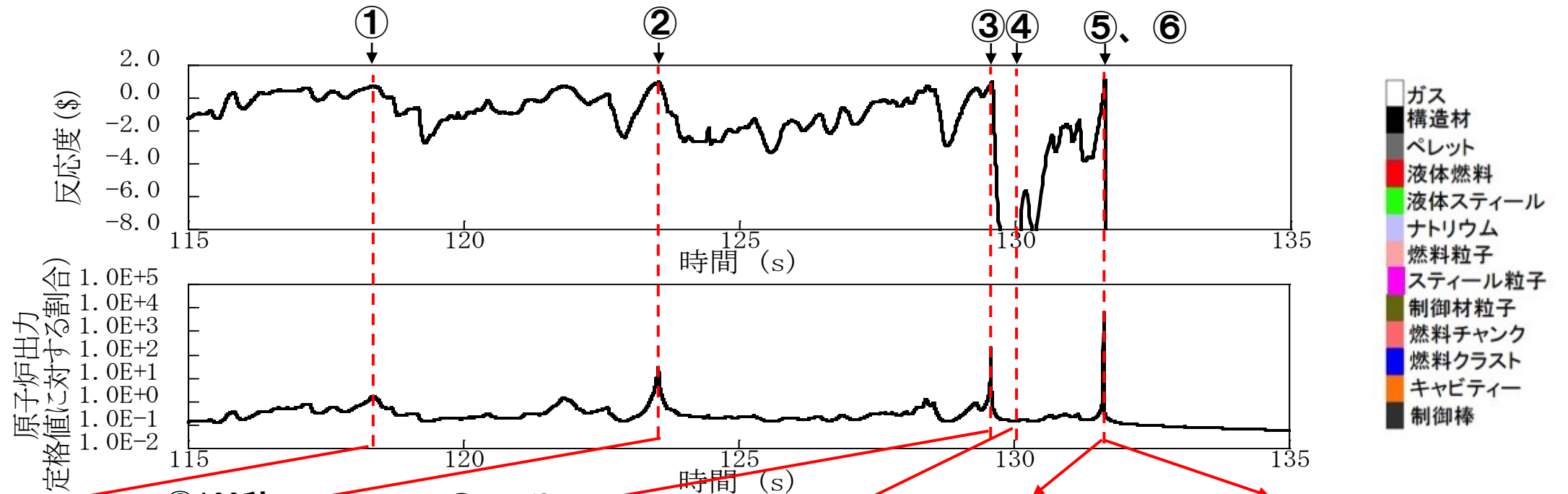


原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

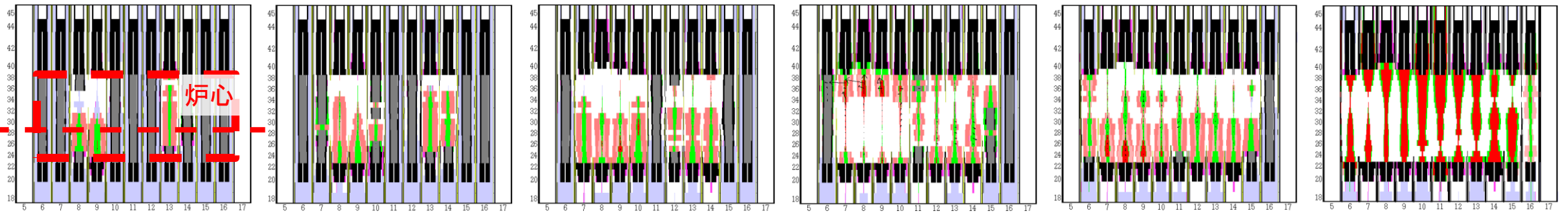
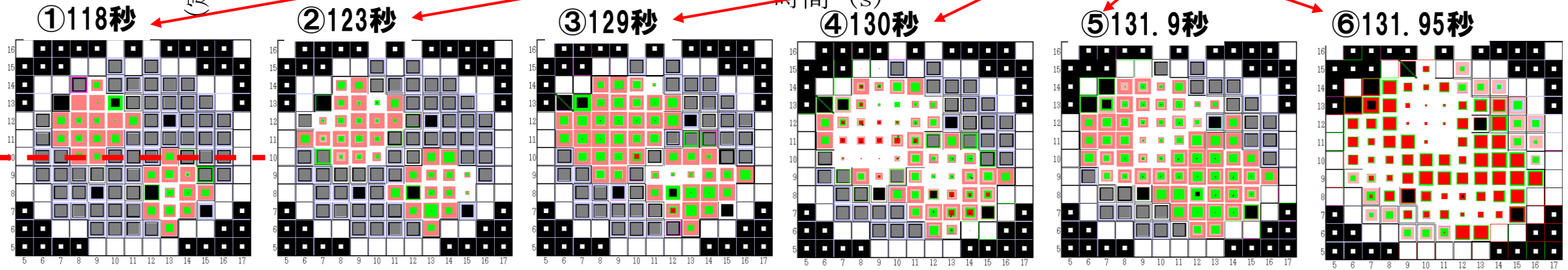
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 — 遷移過程の基本ケースの事象推移 —



- ガス
- 構造材
- ペレット
- 液体燃料
- 液体スチール
- ナトリウム
- 燃料粒子
- スチール粒子
- 制御材粒子
- 燃料チャンク
- 燃料クラスト
- キャビティー
- 制御棒

水平断面物質分布

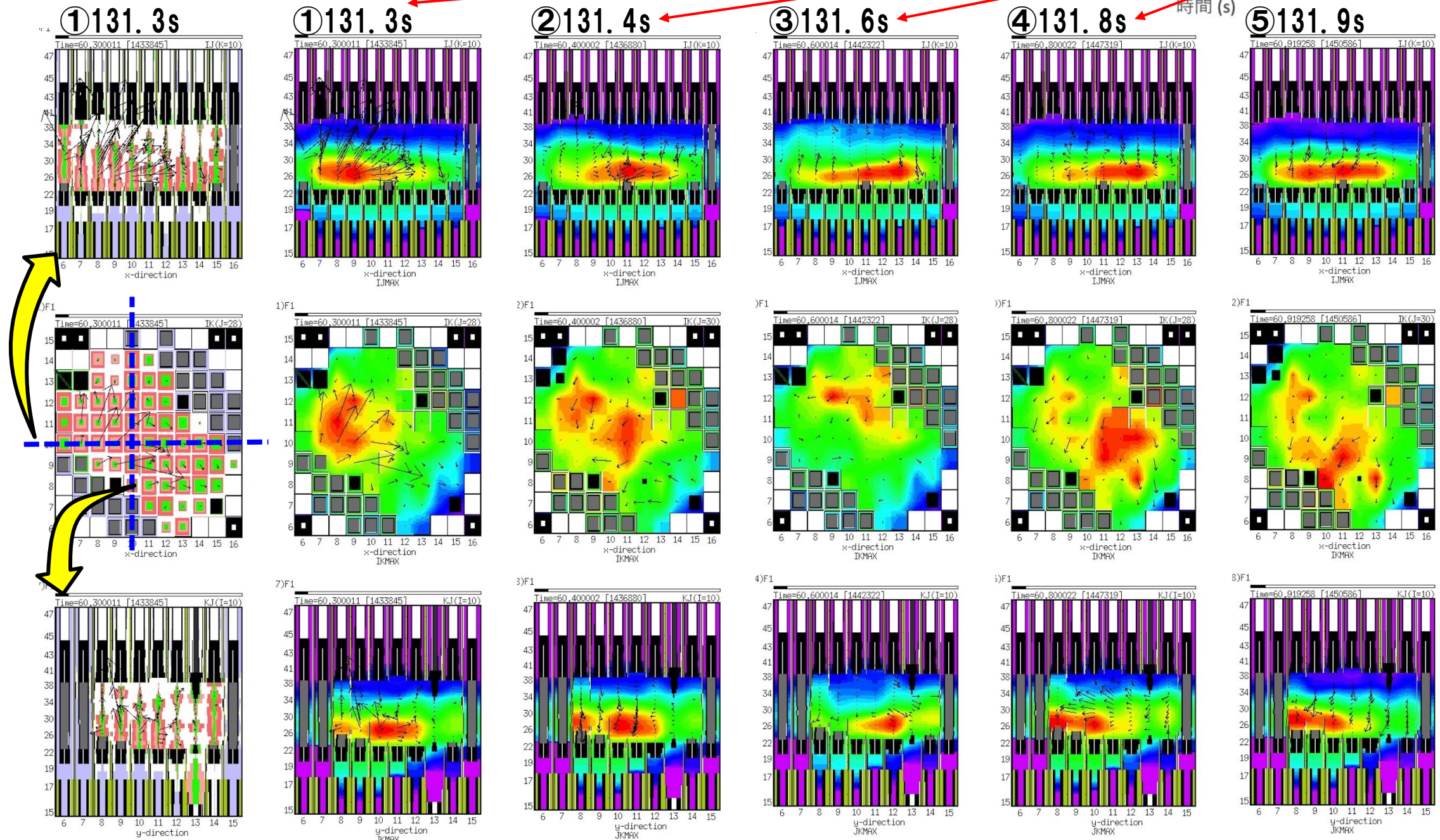
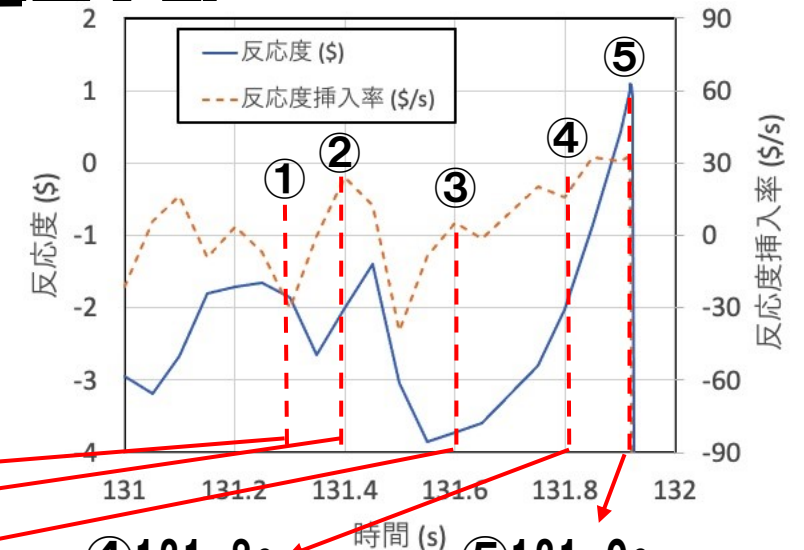
縦断面物質分布



- ① 反応度の振幅が大きくなり始めた最初の出カピーク
- ② 炉心の50%が損傷、燃料はすべて未溶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、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 —基本ケースにおける即発臨界超過挙動—

- 即発臨界超過直前（131.9s）までの燃料の発熱密度の空間分布の時間変化を示す。
- 燃料が全体として水平断面左下から右上へ移動し、揺れ戻して再度左下に集中した時点で即発臨界を超過する。





## — 遷移過程の不確かさの影響評価 —

## 6. 不確かさの影響評価

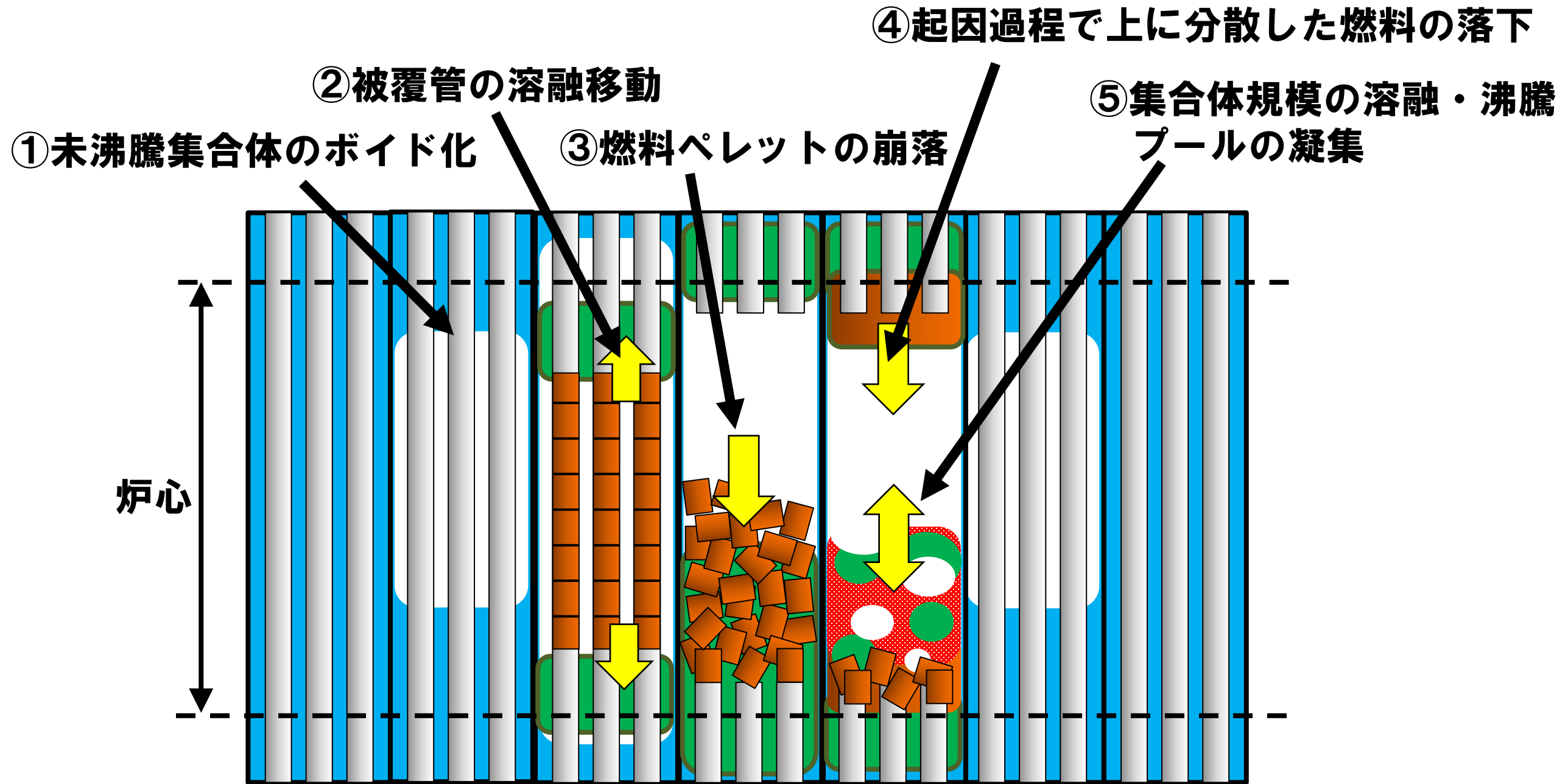
有効性評価の評価項目に関わる「機械的エネルギーの発生」に関して、次の2つの重要現象について現象としての不確かさが大きく、その影響を感度解析を通じて確認する必要があると判断した。

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。

→ 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流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう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）を強要

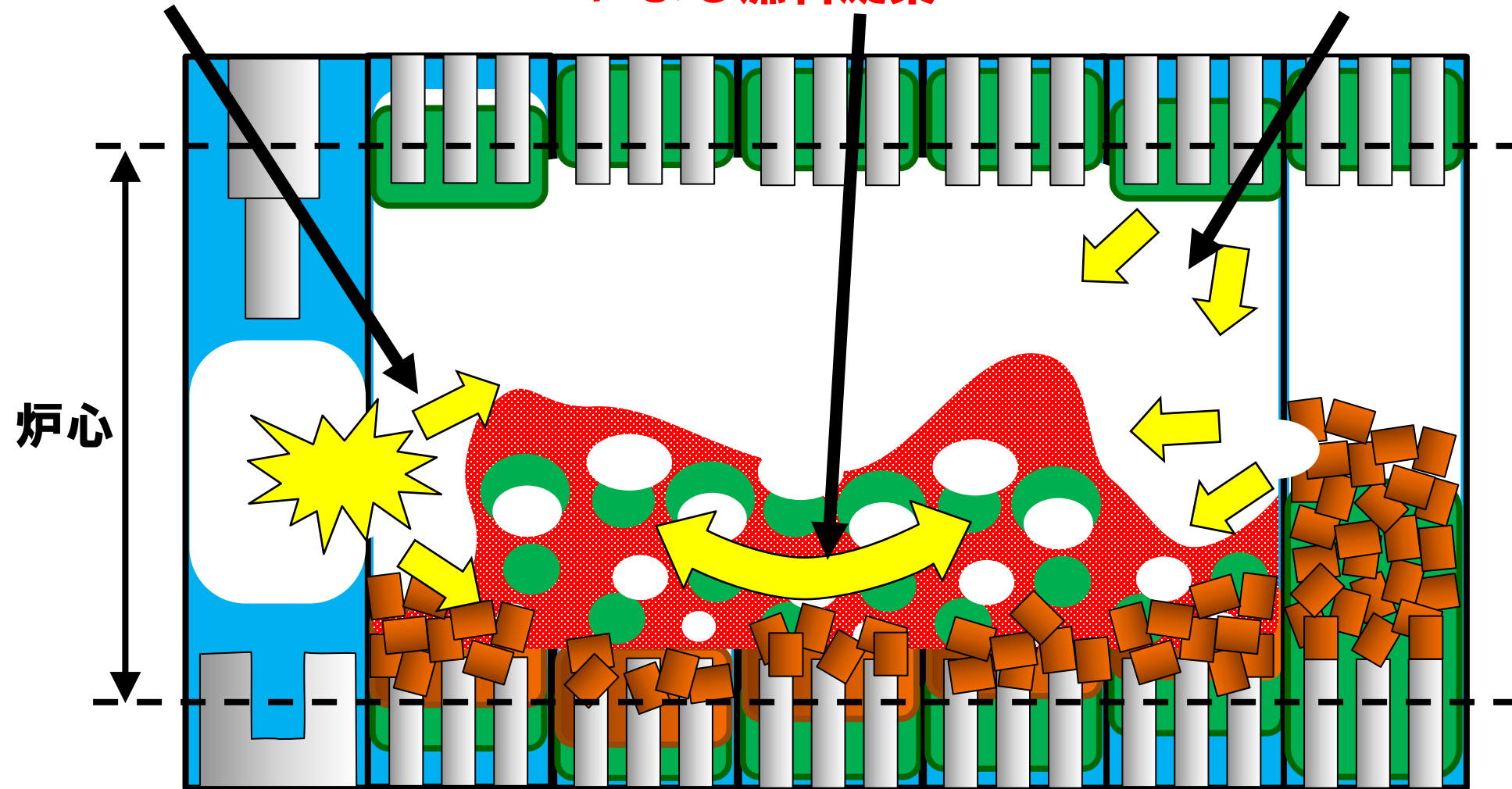
② 燃料－冷却材相互作用（FCI）現象そのものの取扱いの妥当性は確認されているが、発生条件やFCIに駆動される燃料スロッシング現象は実験的に模擬できず不確かさが大きい。

→ 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。

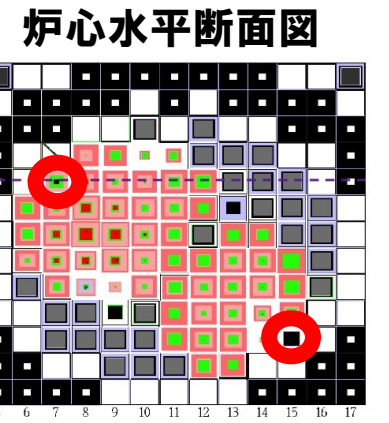
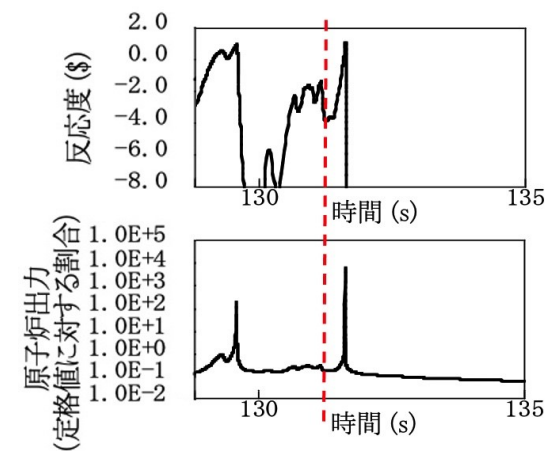
- ⑥燃料-冷却材相互作用 (FCI) ⑦全炉心プールのスロッシング ⑧FPガス圧に駆動される燃料凝集  
 圧力に駆動される燃料凝集 による燃料凝集 燃料凝集



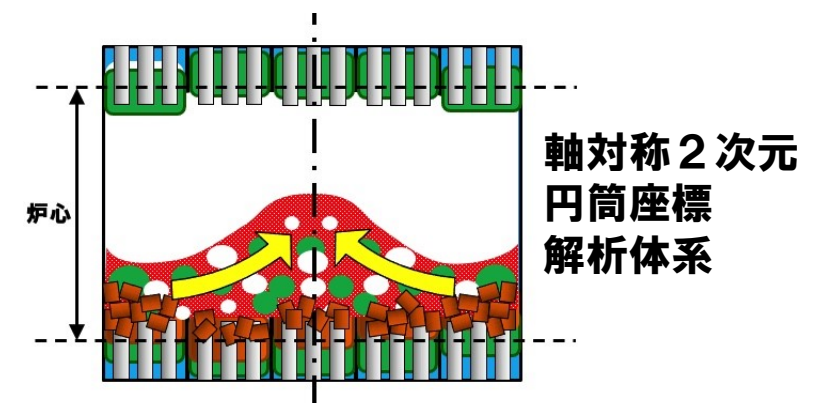
- ⑥ FCI現象に関するS I M M E Rの妥当性確認は行われているがFCIの発生条件の不確かさが大きいものと判断される。このため、感度解析において不確かさの影響評価を行った。
- ⑦ 外側炉心の高Pu富化度燃料が炉心中心に向けて移動すると大きな正の反応度効果を持つため、遷移過程における厳しい即発臨界超過の可能性を有する。多次元流動モデルの妥当性は基本的に確認されているものの実燃料物質を用いた大規模実験はないため不確かさの影響評価を行った。
- ⑧ 燃料要素のプレナムガスは起因過程から遷移過程の初期の段階ですでに放出されている。また、「常陽」は燃料ピンの昇温が緩慢であることから集合体上部・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、厳しい即発臨界超過を駆動する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（約131秒）で、炉心物質を炉心中心に吹き寄せさせる2カ所の位置（右図赤丸）にある制御棒下部案内管における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40atm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次元円筒座標の解析体系で評価することにより、本来発生する周方向の流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう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）を強要



# 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の影響評価の解析手法、解析体系及び解析条件 —

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示す。

### 7. 計算コード S I M M E R - I I I

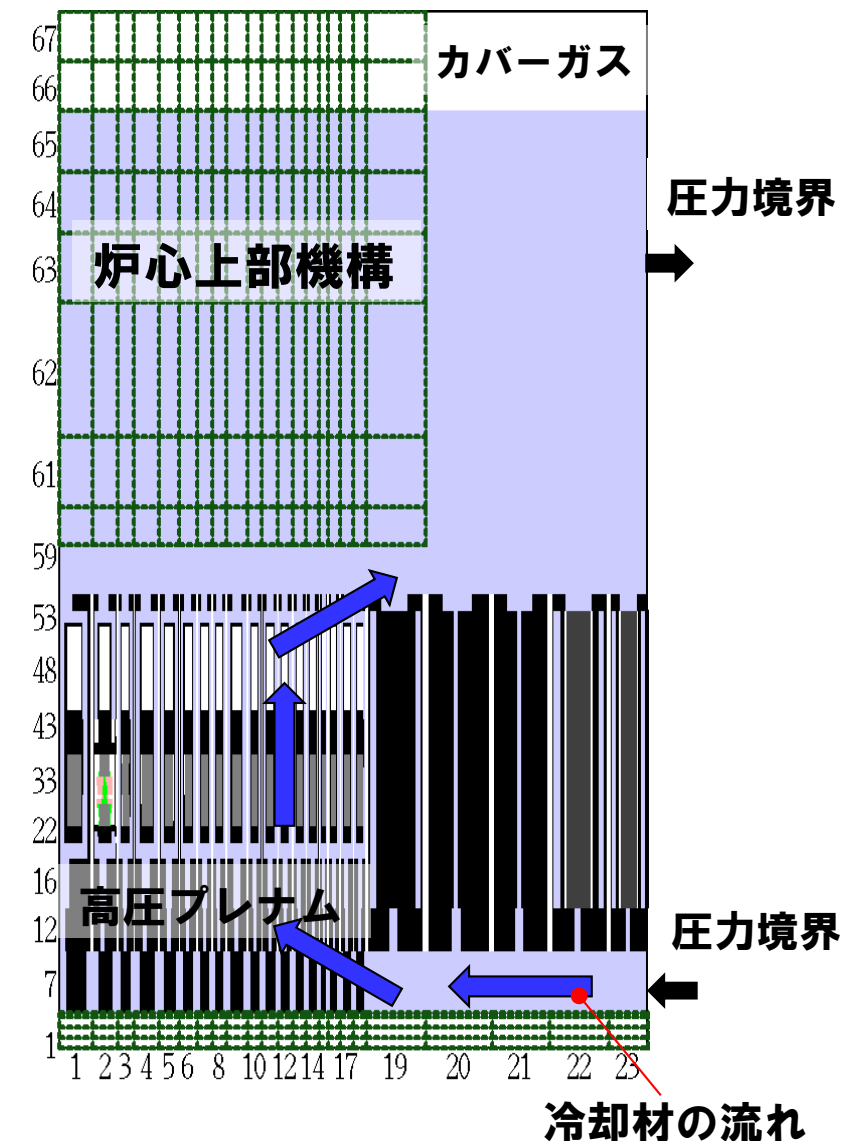
### 8. 解析体系の概要

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。

### 9. 主な解析条件

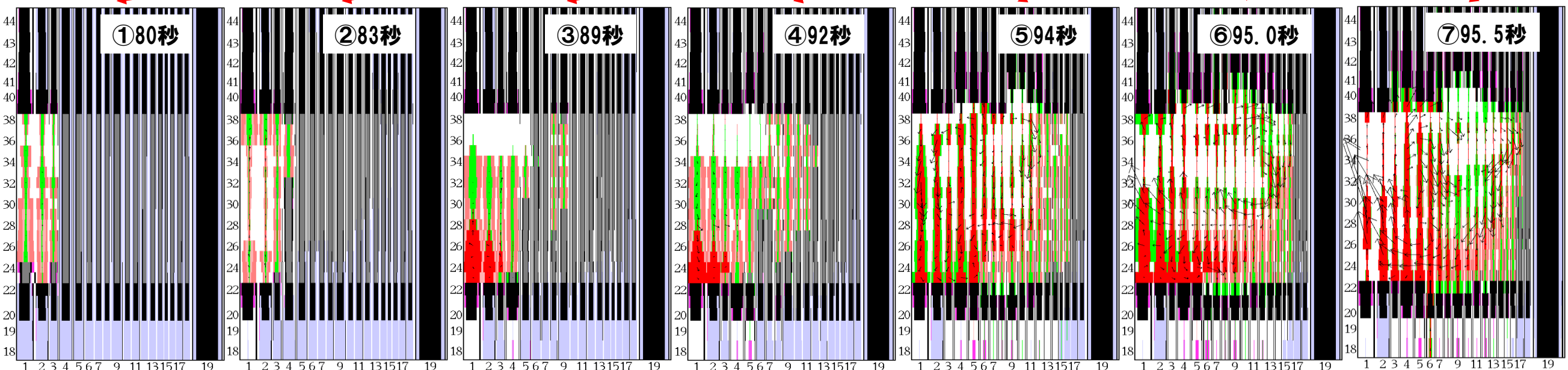
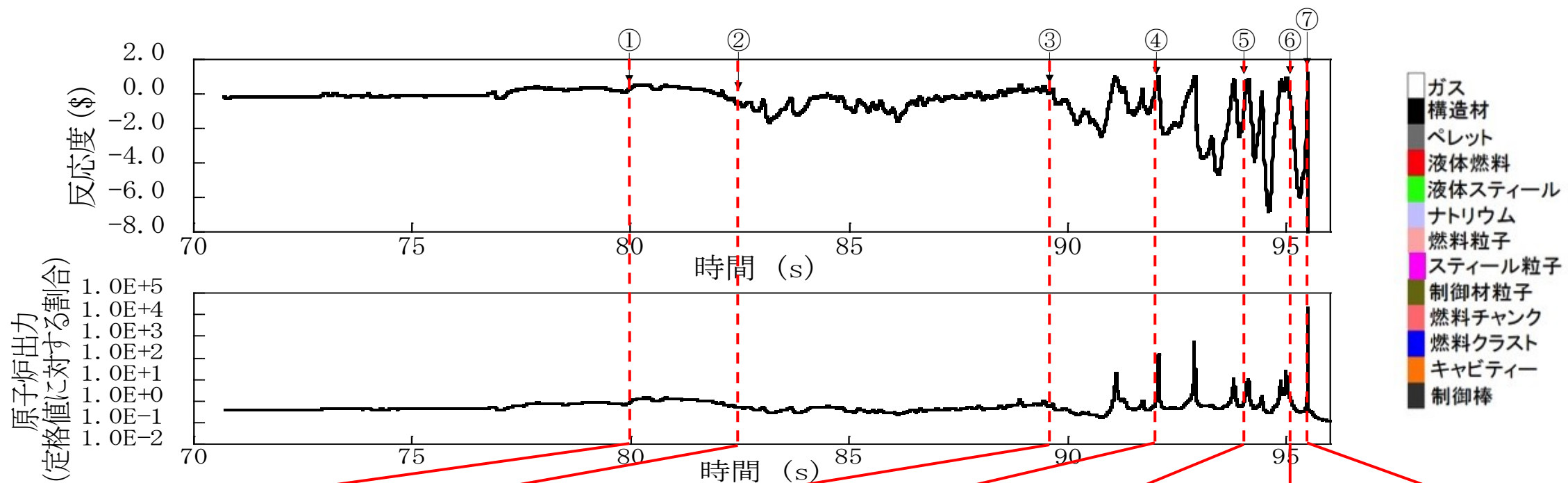
基本ケースの条件に加え、即発臨界超過による放出エネルギーを保守的に評価するため、以下の解析条件を適用する。

- 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。



S I M M E R - I I I r-z2次元解析体系図

# 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の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ガスにより炉心物質が径方向に移動

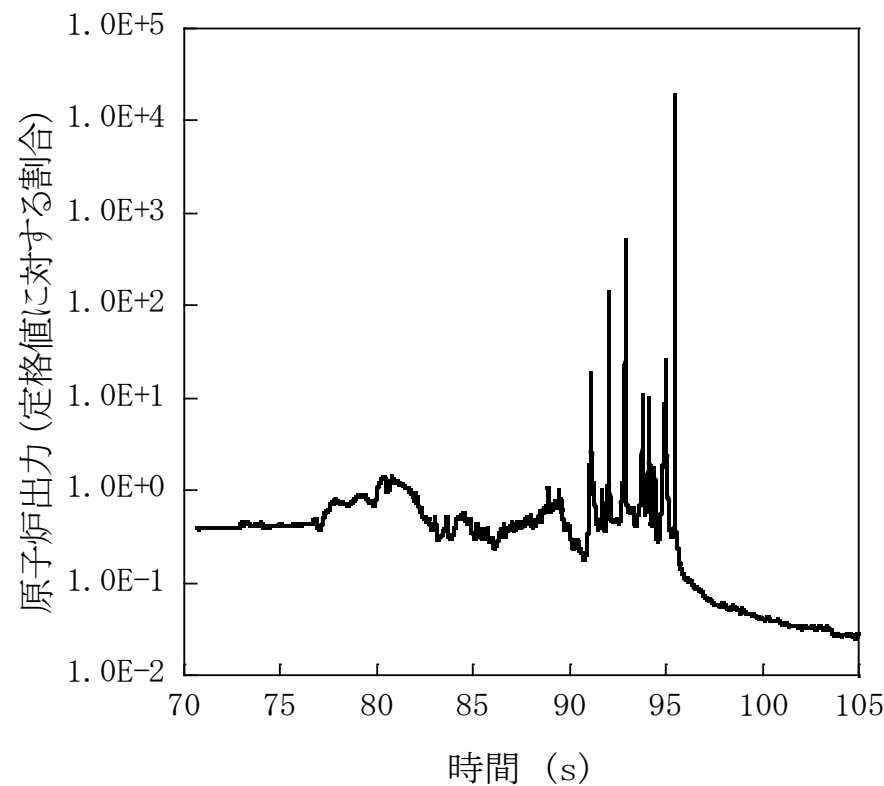
⑥ 炉心中心領域の燃料の大半が熔融し、内側炉心から外側炉心に至る炉心物質の流動が発生

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

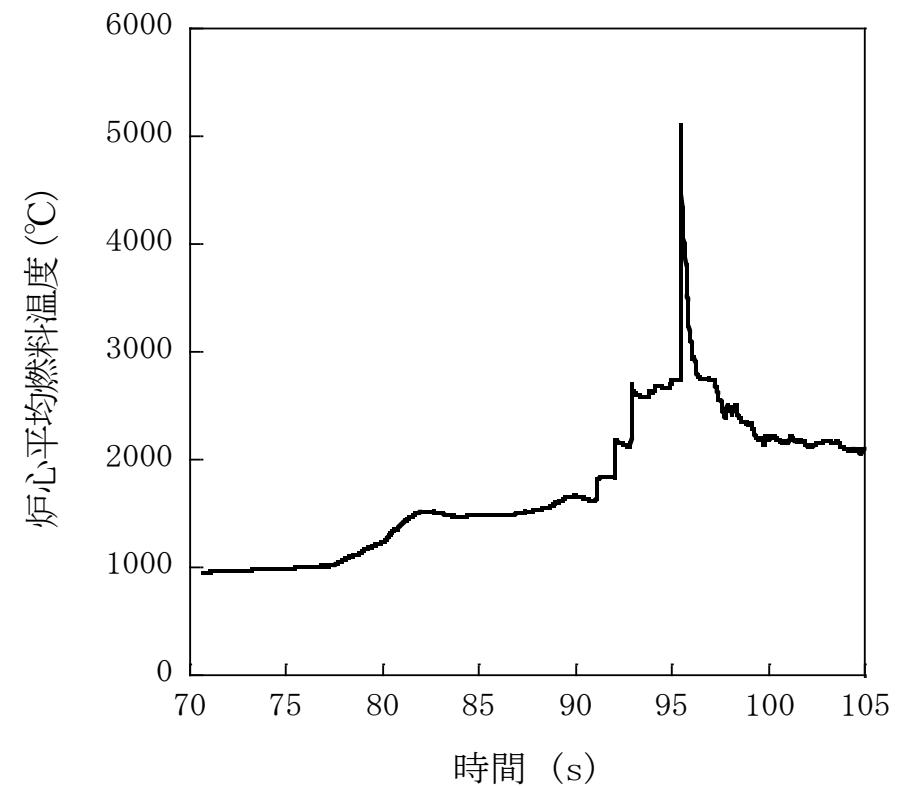
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 — 遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果 —

## 10. 不確かさの影響評価の主な解析結果

- 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

— 遷移過程解析の保守性とエネルギー発生解析結果のまとめ —

	反応度挿入率	炉心平均燃料最高温度	炉心内の流動挙動	炉心からの燃料流出	燃料集中の主たる駆動力
基本ケース	約30\$/s	約3,700°C	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	圧力発生で分散した燃料の重力による非軸対称のスロッシングを解析
不確かさの影響評価ケース1 (FCIの不確かさ)	約50\$/s	約4,070°C	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	上記解析において燃料凝集直前のタイミングで炉心両端2カ所でのFCI圧力の同時発生による炉心中心への燃料集中を仮定
不確かさの影響評価ケース2 (溶融炉心の揺動、分散、凝集挙動の不確かさ)	約80\$/s	約5,110°C	軸対称円筒座標系による解析で燃料の炉心中心への集中を強制	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を無視	炉心中心の圧力発生で軸対象に分散した燃料の慣性と重力に駆動された燃料集中挙動を解析

- なお、基本ケースにおいても、照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換して燃料インベントリを増加し、さらに損傷燃料ペレットが高い密度で堆積し、かつ通常の流体と同様に流動すると想定する保守的な解析条件を用いた。

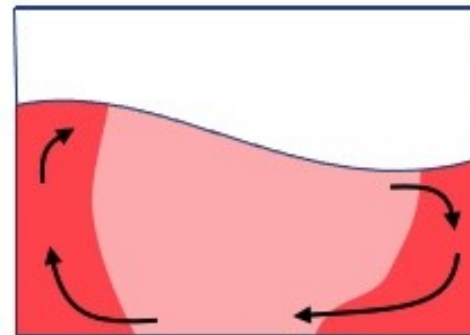


- S I M M E R-IV及びS I M M E R-IIIは高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法として開発された。開発と並行して体系的な検証及び妥当性確認を積み重ねてきた結果、「常陽」における格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断している。
- 妥当性確認の結果、有効性評価の評価項目に係る重要現象を解析するためのモデルはおおむね妥当であると結論される一方で、即発臨界超過を引き起こす可能性のある2つの現象についての不確かさが大きいことも確認された。
- これらの不確かさに関しては、有効性評価の感度解析において、その影響を保守的に評価す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。

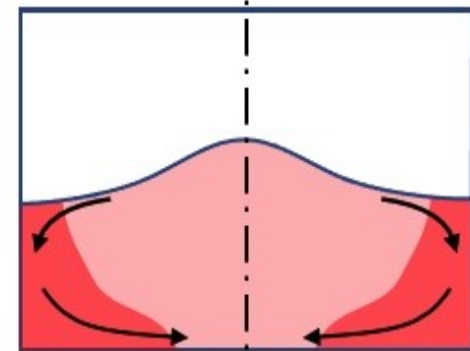
第392回審査会合の指摘（①SIMMERに関し、重要現象を解析で模擬するモデルの妥当性確認について、小規模な模擬実験等による検証のみ行われており、実スケールでの実機模擬度の高い実験データで検証されていないことに対する考え方や取り扱いを説明すること。②不確かさの影響評価に関し、機械的エネルギーを保守的に評価する観点で2次元体系での評価のみで良いのか、また、保守性、評価精度、説明性の観点を含めて、機械的エネルギーを保守的に評価する他の方法がないか検討すること。）を受けて、重要な評価指標である炉心損傷時の即発臨界を超過する時点における反応度挿入率の簡易評価について検討した。

反応度挿入率の評価には、炉心物質の流動挙動と大規模な物質配位の変化による反応度変化の計算が必要であるためSIMMERによる解析を実施しているが、本解析により求めた反応度挿入率の妥当性の傍証とするため、以下の簡易評価手法により反応度挿入率を計算する。

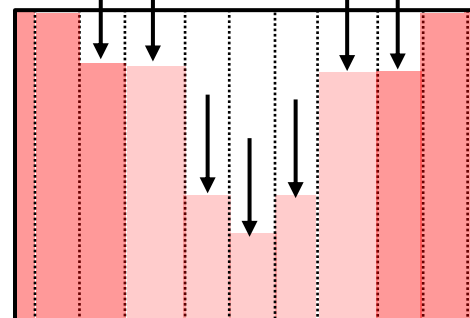
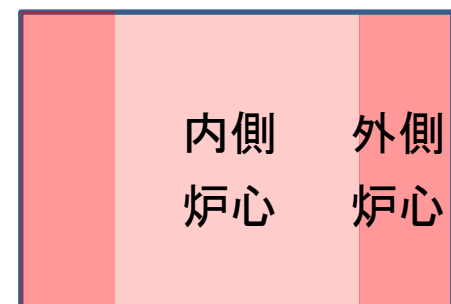
<反応挿入率評価>



【基本ケース（最適評価）】  
SIMMER-IV：現実の3次元流動を計算  
（反応度挿入率：約30 \$/s）



【不確かさの影響評価ケース】  
SIMMER-III：2次元円筒座標系による計算  
（反応度挿入率：約80 \$/s）  
※ 不確かさが大きいスロッシング、FCIは不確かさ影響を包絡するため、仮想的な保守性を設定

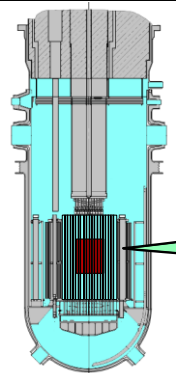


【簡易評価ケース】  
静的な反応度変化を求め、重力落下による燃料移動速度から反応度挿入率を計算

複数領域に分割した炉心を重力コンパクションにより軸方向に順次圧縮

## ULOF又はUTOPの開始

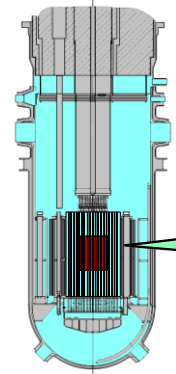
**起因過程**



◆ 定常運転状態からラッパ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程  
◆ SAS4Aで解析

集合体

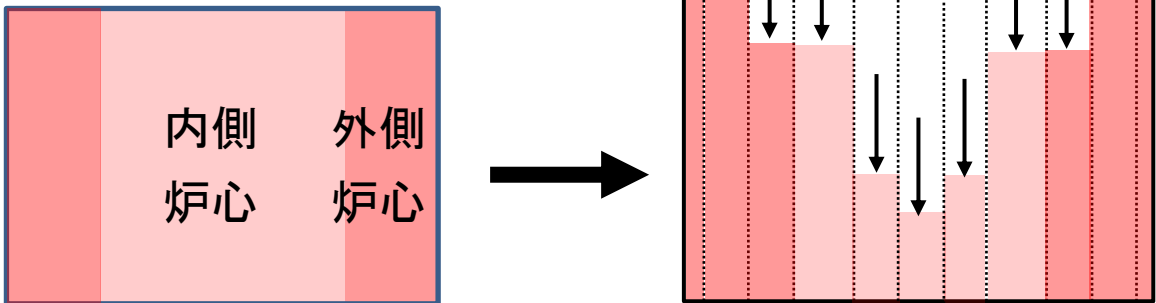
**遷移過程**



◆ 炉心溶融が全炉心規模に進展する過程  
◆ 溶融燃料が横方向へ移動し反応度が変化  
◆ 即発臨界超過によるエネルギーの発生  
◆ SIMMER-IV及び-IIIで解析

全炉心

【燃料の溶融、移動、反応度変化を簡易評価により計算】  
静的な反応度変化を求め、重力落下による燃料移動速度から反応度挿入率を計算



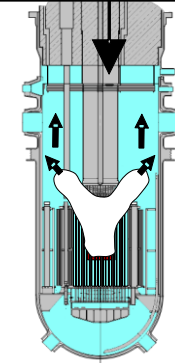
複数領域に分割した炉心を重力コンパクションにより軸方向に順次圧縮

機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV)  
原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN)  
ナトリウム噴出量の解析 (PLUG)

噴出ナトリウムの熱的影響解析 (CONTAIN-LMR)

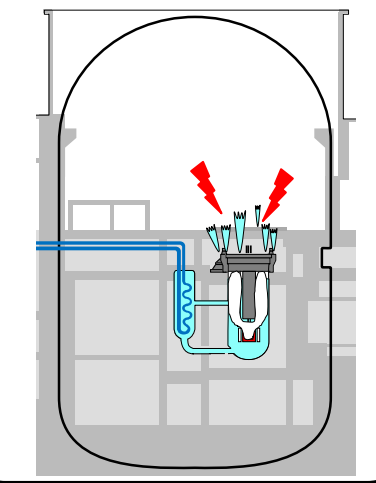
**機械的応答過程**

機械的エネルギー発生

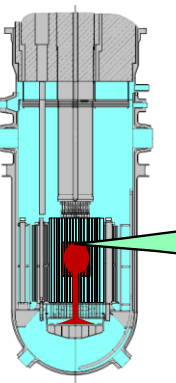


エネルギー放出ありの場合

**格納容器応答過程**

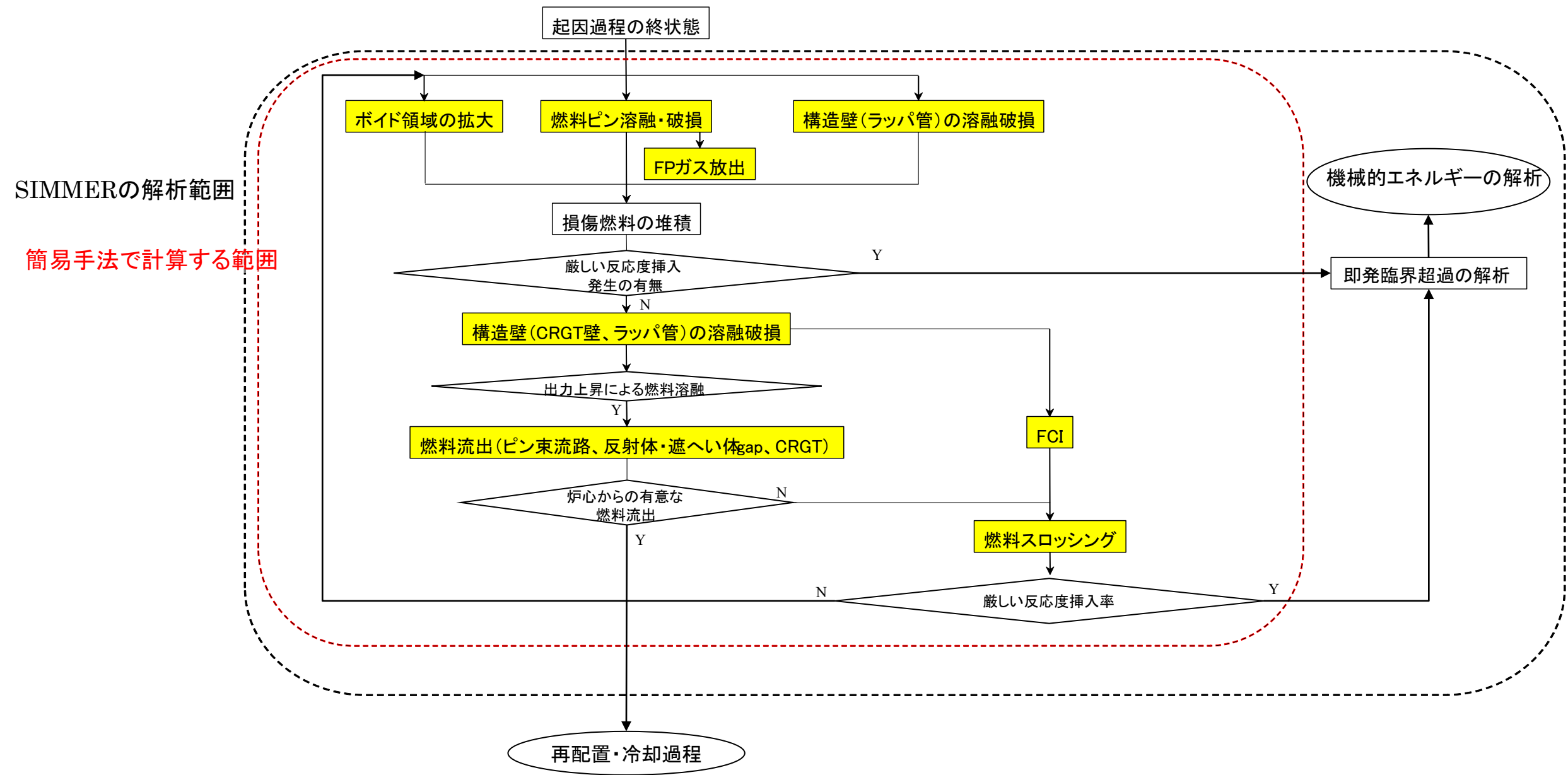
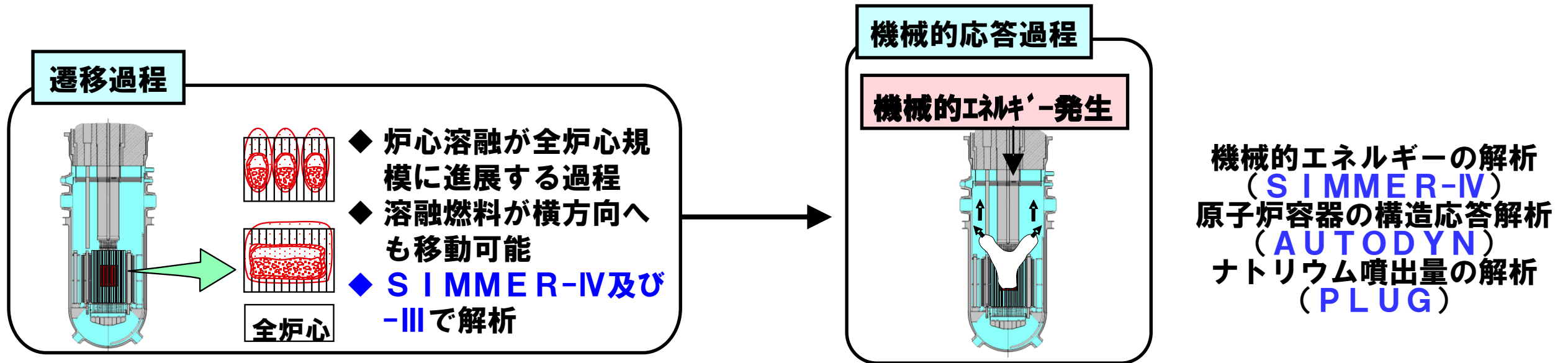


**再配置・冷却過程**

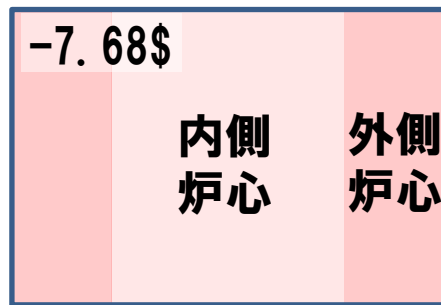


◆ 原子炉容器底部や上部プレナムへ再配置された燃料、及び炉心残留燃料が冷却材循環によって固化・冷却される過程  
◆ Super-COPD、FLUENT等で解析

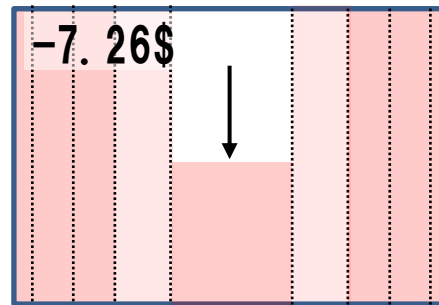
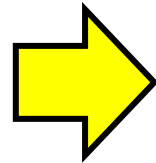
エネルギー放出なしの場合



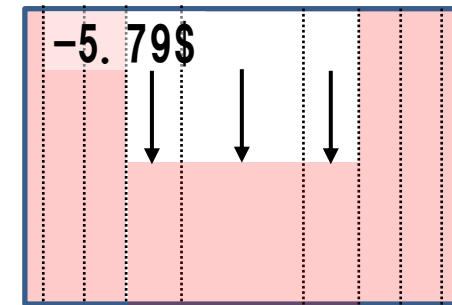
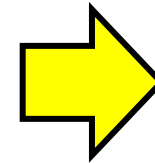
- 溶融炉心の重力による1次元的なコンパクションによる反応度挿入を想定する。
- 定格運転状態で冷却材ナトリウムが失われるが、定格出力がそのまま維持され、各集合体の出力に応じて炉心軸方向中心平面の温度が燃料融点に達した時点でその集合体全体が重力によって自由落下して100%理論密度になると想定する。
- 静的な核計算によって各炉心列毎にコンパクションした状態の反応度変化を求め、一体当たりの反応度変化量と自由落下速度を用いて反応度挿入率を求める。
- 第4列（外側炉心）に属する集合体が落下する途中で即発臨界を超過する。



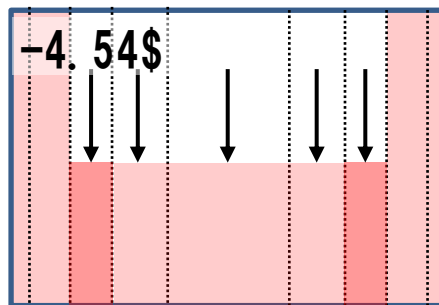
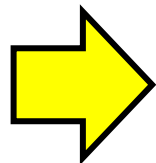
Na喪失、温度2800℃とする。全炉心のボイド反応度とドップラー反応度によって-7.68\$になる。



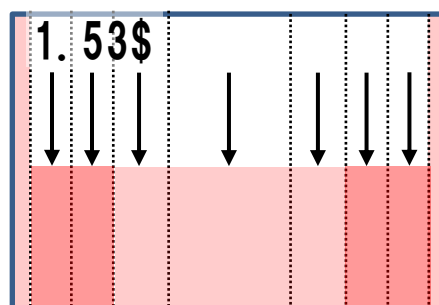
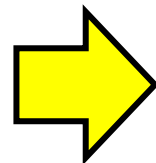
① 第0, 1列のコンパクション



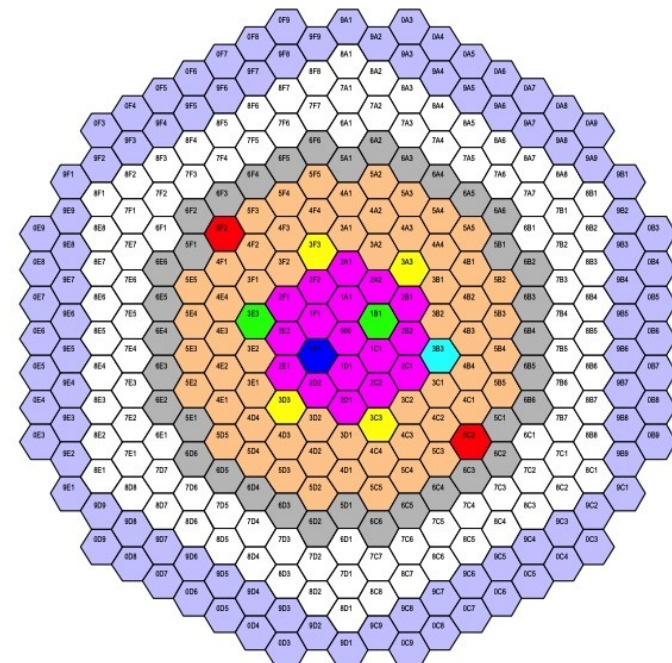
② 第2列までのコンパクション



③ 第3列までのコンパクション

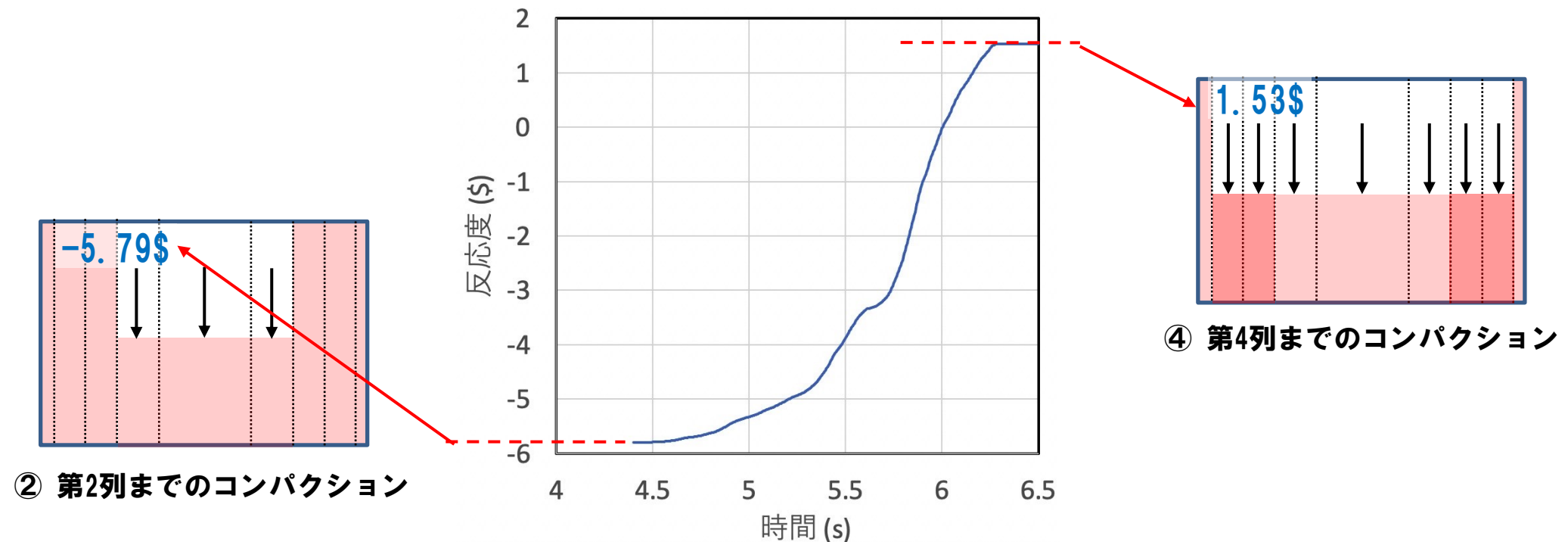


④ 第4列までのコンパクション



- 内側燃料集合体
- 外側燃料集合体
- 内側反射体
- 外側反射体
- 制御棒
- 後備炉停止制御棒
- 照射燃料集合体B
- 照射燃料集合体C
- 材料照射用反射体
- 遮へい集合体

- 第3列と第4列に属する集合体の重力コンパクションによる反応度の時間変化を求めた。1\$を超過するまでの最大の反応度挿入率は約16\$/s (約5.9s)、1\$を超過する時点の反応度挿入率は約7\$/s (約6.2s) である。
- 集合体がコンパクションするタイミングと即発臨界を超過する時点の不確かさを考慮すると、1次元的なコンパクションを想定した簡易評価での反応度挿入率はこれらを包絡する10\$/sから20\$/sとすることが適切と考えられる。



- S I M M E R 解析による評価の妥当性の傍証のため、炉心が重力落下でコンパクションしていくという単純な想定で反応度挿入率を計算した。この結果、S I M M E R 解析の方が、かなり大きい反応度挿入率を与えることを確認した。
- これはS I M M E R 解析では重力による軸方向の凝集による動きに加え、高Pu富化度の外側炉心燃料の内側炉心への移動や、溶融炉心の3次元的な揺動・分散・凝集に伴う反応度の増減の中で、反応度挿入率を評価しているためである。

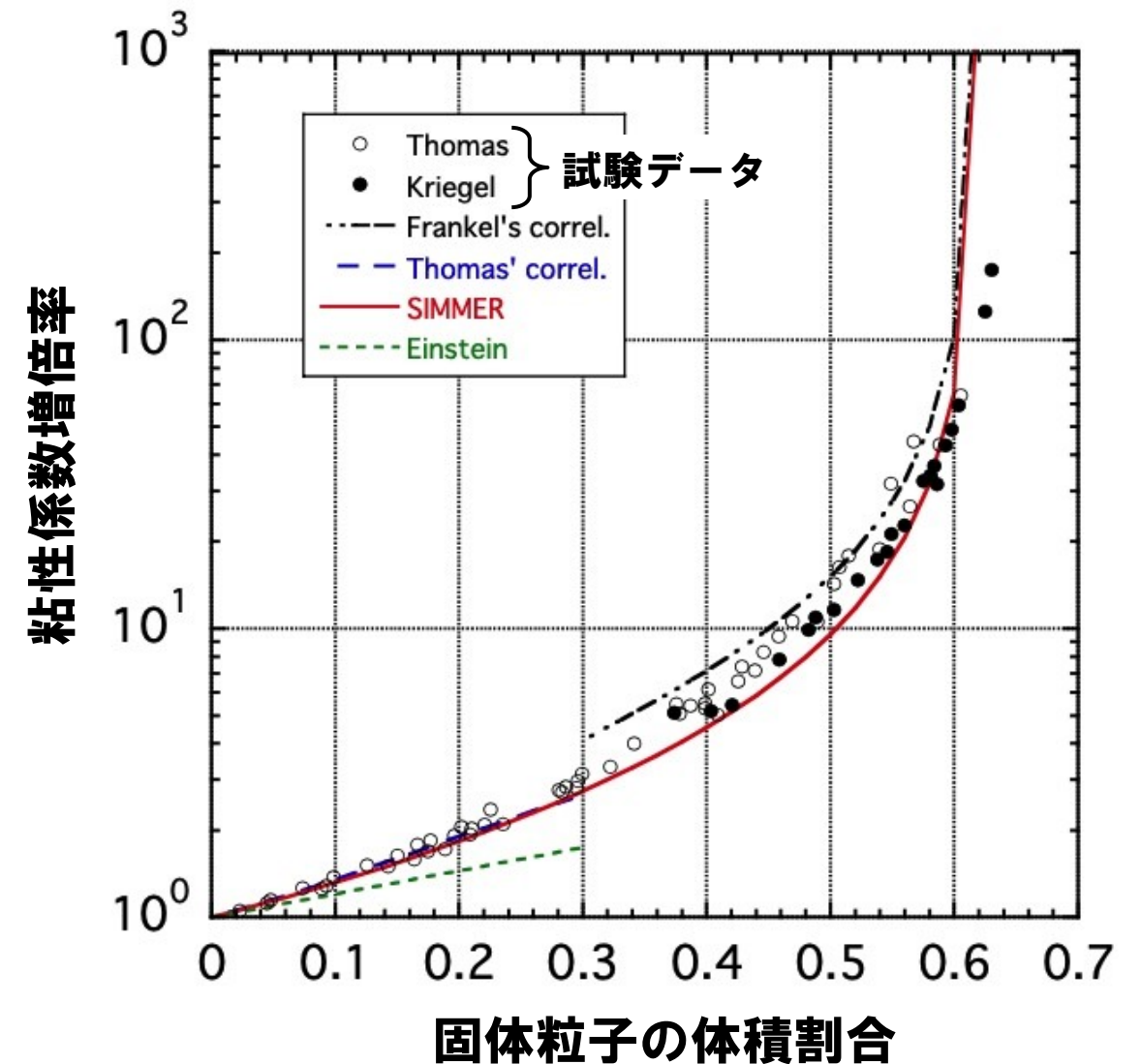
## - S I M M E Rの状態方程式モデル -

- S I M M E R-IV及びS I M M E R-IIIの物性値及び状態方程式 (EOS : Equation of State) は固相から臨界温度までをカバーする汎用的な関数形式のモデルを使用し、2000年頃までの最新のデータに基づいて相互に整合性の取れた形でフィッティングしている。
- 開発にあたり、燃料の飽和蒸気圧測定や高温物性の権威である独国カールスルーエ研究所の専門家を招聘して共同研究するとともに、高速炉用物性データを長年にわたって収集・評価してきた米国アルゴンヌの専門家との情報交換を活用した。
- 主な特徴は以下の通りである [1] ~ [4] 。
  - 液相の圧力依存性 (液体の圧縮性による単相圧) を考慮する。
  - 密度、熱伝導率、粘性率、表面張力、定圧比熱等の熱物性についても温度の多項式等でモデル化する。また、断熱圧縮係数、音速等については他のEOSを用いて整合性を取って計算される。
  - 気相については非理想気体に対するModified Redlich-KwongのEOSを用いて、高温での精度を確保した。ナトリウムについては高温での2原子分子化の影響を考慮する。
  - $UO_2$ 及びMOXの飽和蒸気圧と密度については、1990年頃までの新たな測定結果 (レーザー表面加熱技術、ACRR炉を用いた炉内パルス加熱試験) の結果を基に評価された式を採用した。
  - 液体及び蒸気については臨界点近傍での整合性を考慮するとともに、Clausius-Clapeyronの式の様な熱力学的関係式との整合性も考慮している。

[1] K. Morita, et al. Nucl. Eng. Design 183 (1998) 177-211, [2] K. Morita, et al., JNC-TN9400-2000-004 (2000),  
[3] K. Morita, et al., JNC-TN9400-2000-005 (2000), [4] E. A. Fischer, Nucl. Sci. Eng. 101:2 (1989) 97-116

## — 固体粒子の混入による流体粘性率の変化 —

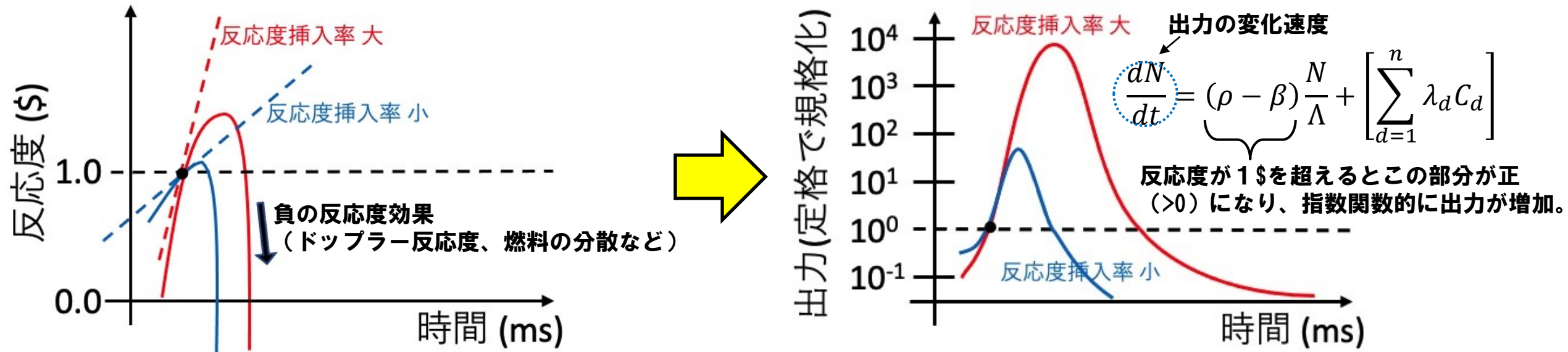
- 炉心の溶融燃料は温度条件によっては未溶融の燃料粒子が混在した状態になる。このような固液混合流体の実効的な粘性率は粒子の混入割合と共に増加する。
- ガラス、ポリスチレン、アクリル、ゴムなどの粒子（粒径約 $0.1\sim 440\mu\text{m}$ ）を水に分散させた試験データに基づき、S I M M E Rでは粒子の混合割合と粘性増加比率の関係を下図のように与えるモデルを用いている。
- この実効的な粘性率の増加モデルは、ピン束などの流路へ溶融燃料が浸入して固化する現象の模擬などに適用されている。
- 一方で、溶融炉心内の流動による即発臨界超過によるエネルギー発生挙動の解析では、炉心規模の流動では粘性の影響が慣性に対して相対的に小さくなること、燃料粒子が混在する溶融燃料も流動性の高い流体とみなすことが反応度挿入挙動を保守的に評価することから、粘性による運動量拡散を無視する扱いとしている。





## －即発臨界超過の出力逸走とエネルギー放出（1/2）－

- 有効性評価の重要な評価指標である炉心損傷時の発生エネルギーは即発臨界を超過する（反応度が1\$を超える）時点における反応度挿入率に支配される。



- 即発臨界超過時に出力を抑制する負の反応度を生じる現象

- ドップラー反応度フィードバック
- 燃料の单相熱膨張
- 燃料蒸気圧による分散

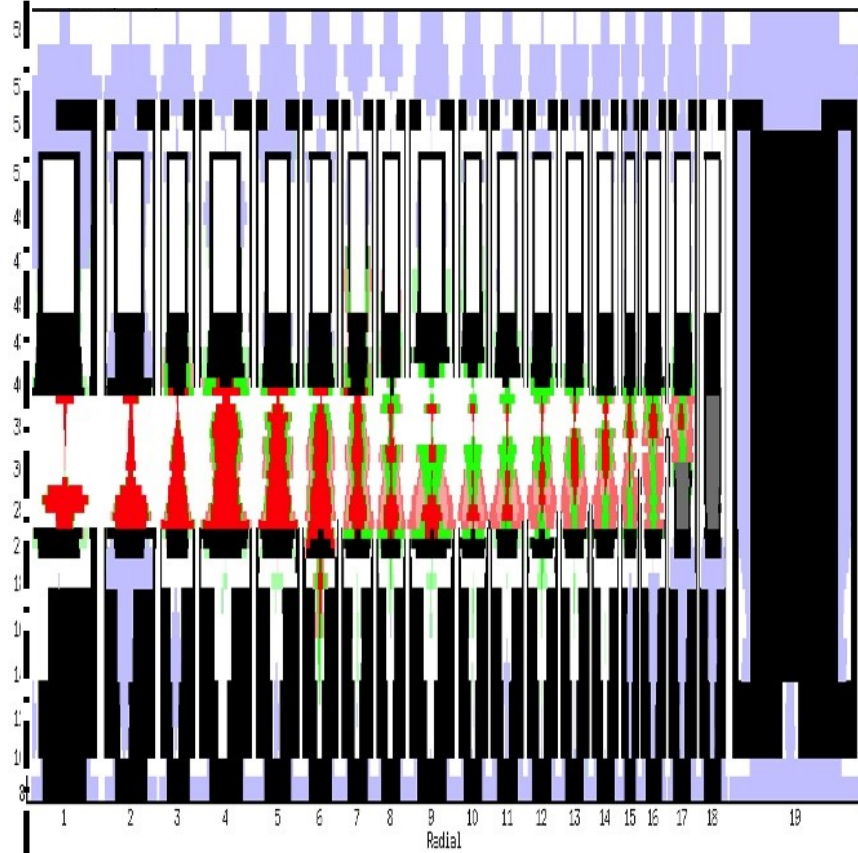
- 燃料の温度上昇に対するドップラー反応度フィードバックによって反応度挿入が緩和されるとともに、出力逸走による燃料温度急上昇による燃料蒸気圧発生と单相熱膨張によって急速に反応度が低下する。

## —即発臨界超過の出力逸走とエネルギー放出（2/2）—

### ■ SIMMER-IIIによる不確かさ影響評価ケースの即発臨界超過前後の物質分布状況の変化

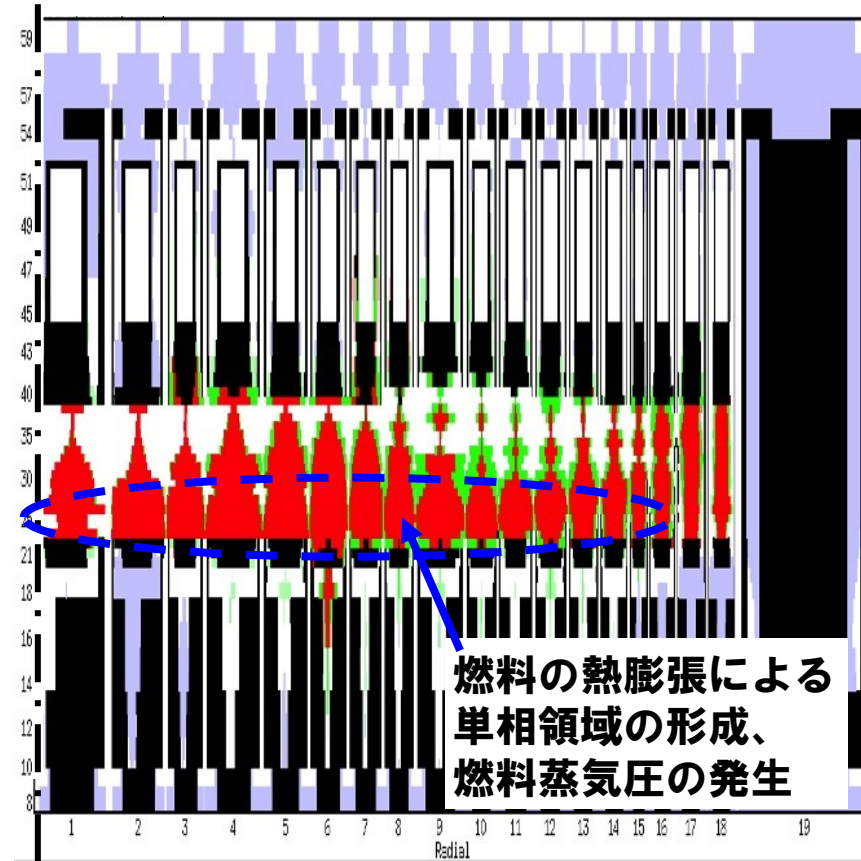
#### 即発臨界超過直前

ULOF開始後 95.76 s  
 反応度 約-1.3 \$  
 反応度挿入率 約80 \$/s



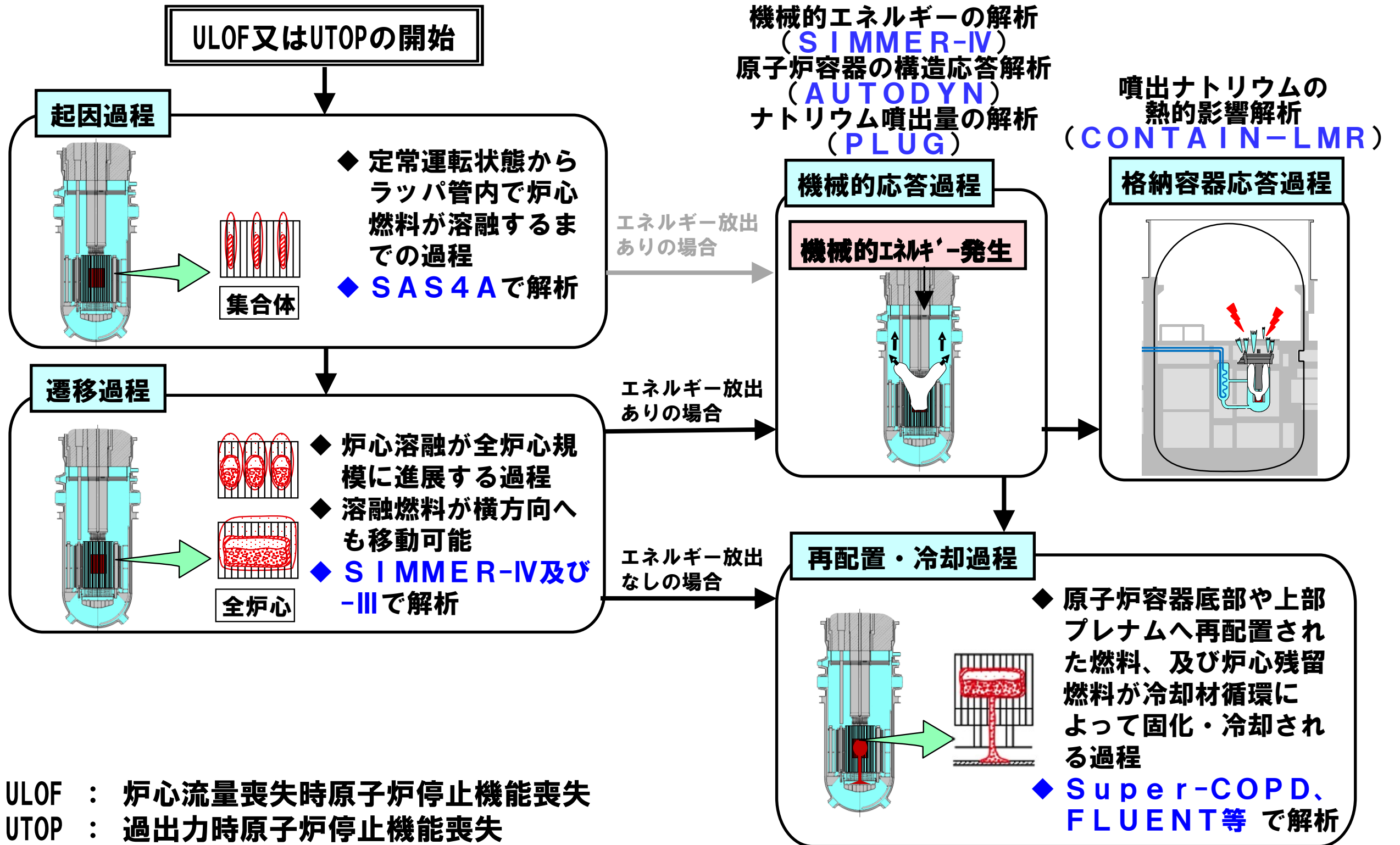
#### 即発臨界超過直後

ULOF開始後 95.79 s  
 反応度 約-0.66 \$  
 反応度挿入率 約-3600 \$/s

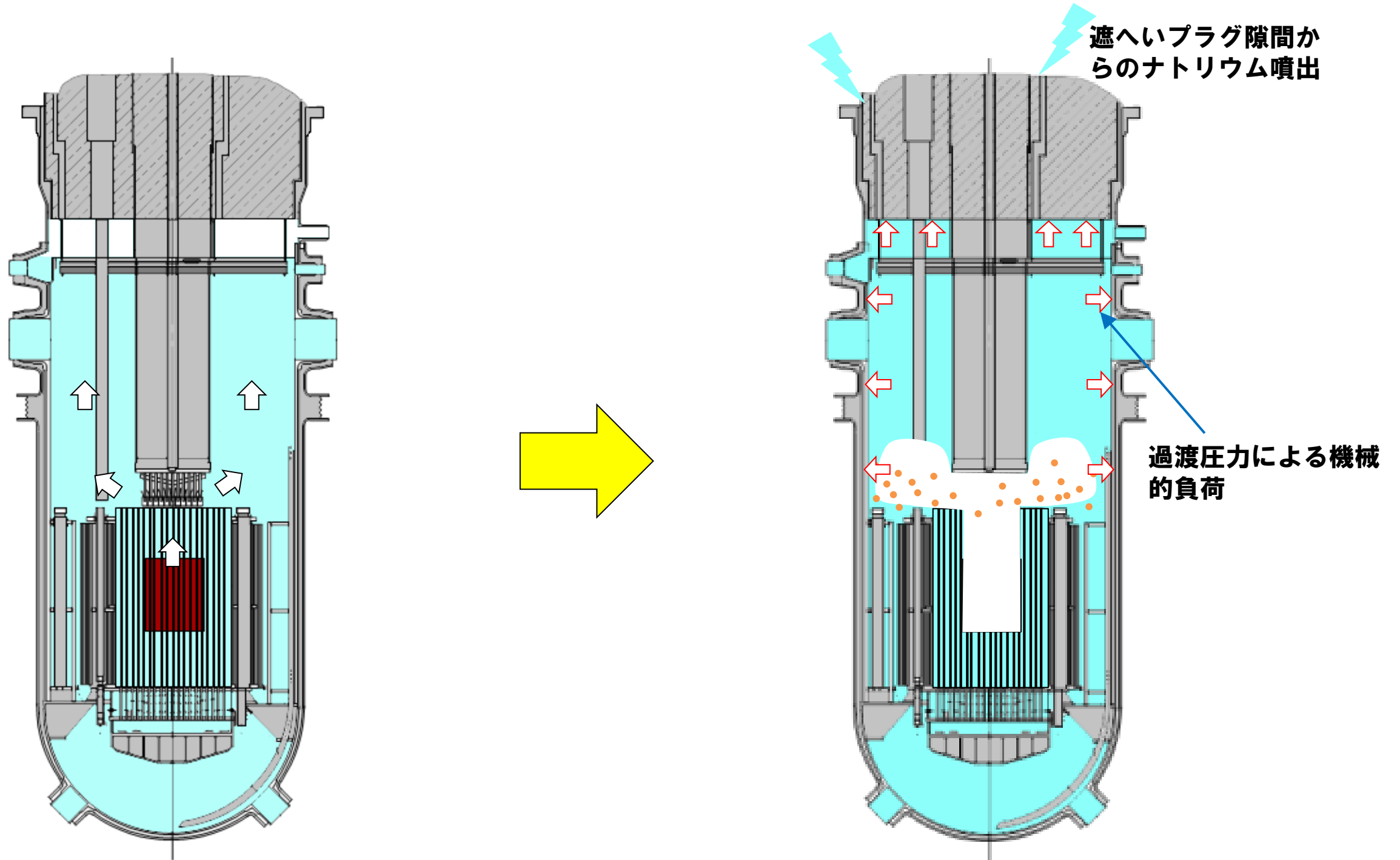


- ガス
- 構造材
- ペレット
- 液体燃料
- 液体スチール
- ナトリウム
- 燃料粒子
- スチール粒子
- 制御材粒子
- 燃料チャンク
- 燃料クラスト
- キャビティー
- 制御棒

- 出力逸走は極めて短時間（数ms）に炉心中心の圧力発生により燃料が少し動いて終了する現象である。複雑な物理現象はなく、SIMMERでもVENUS（仮想事故評価で使用）でも同様の解析ができる。



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



遮へいプラグ隙間からのナトリウム噴出

過渡圧力による機械的負荷

- 即発臨界超過で高温・高圧となった炉心が炉心上部の構造材を溶融浸食しつつ上部プレナムへ膨張する。
- 上部プレナムのナトリウムが上方向に加速され、機械的エネルギーが発生する。

- 上部プレナムに放出された炉心物質とナトリウムが接触して炉心物質を内包するナトリウム蒸気泡を形成する。
- 蒸気泡によって加速された上部プレナムのナトリウムがカバーガスを圧縮して圧力を発生する。
- 発生した過渡圧力によって炉容器の変形、遮へいプラグ固定ボルトの変形とナトリウム噴出が生じる可能性がある。

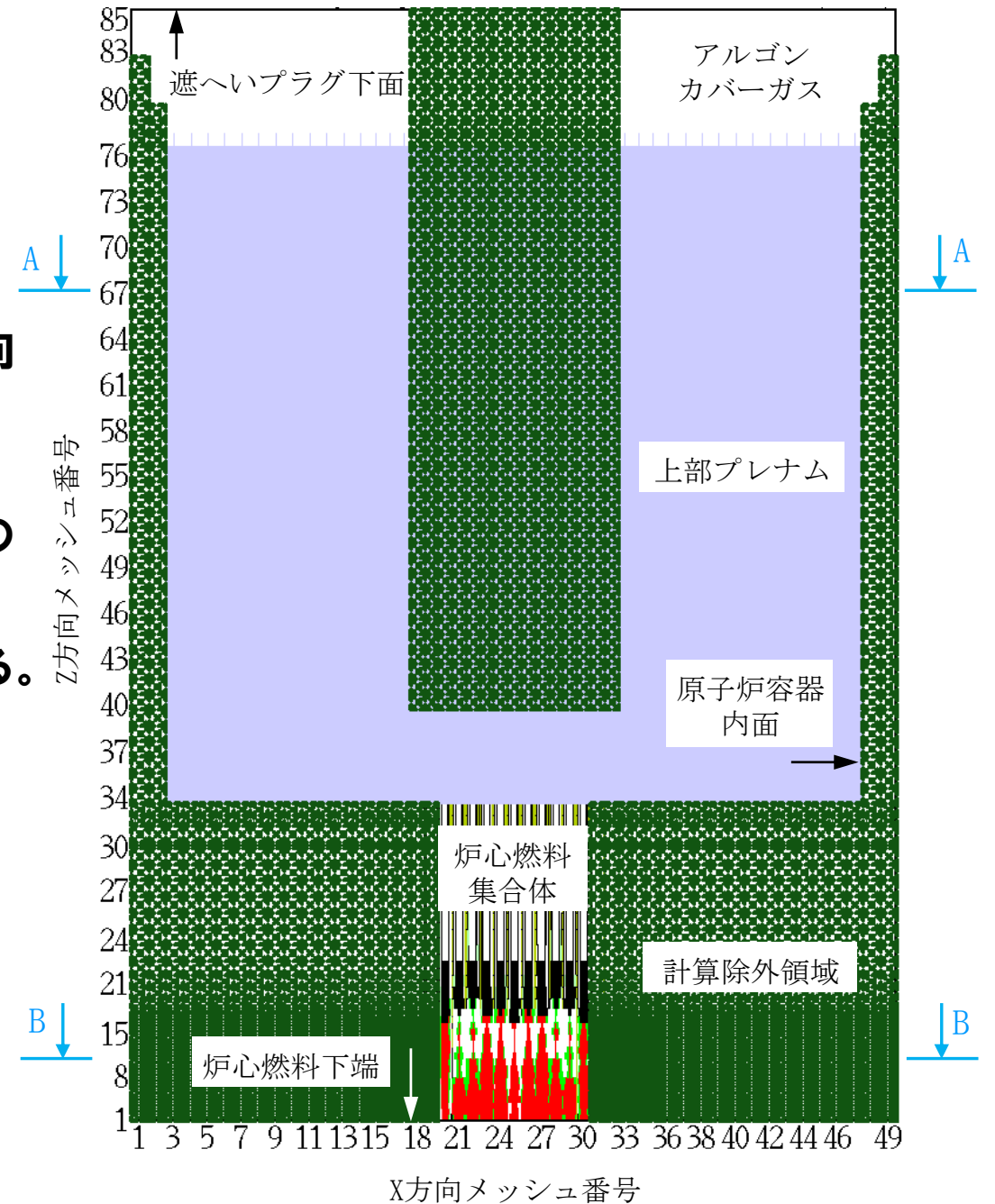
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —機械的応答過程解析の解析体系—

## 1. 対象事象

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(ULOF (i))

## 2. 解析体系 (機械的エネルギーの解析: SIMMER-IV)

- 水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から遮へいプラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いて行う。
- 炉心及びその周辺の初期状態は遷移過程解析の結果をそのまま接続する。
- 機械的エネルギーの発生が大きくなる以下の条件を用いる。
  - 遷移過程で炉心上部構造部の流路中に侵入した熔融炉心物質の固化によって形成された閉塞を無視
  - 炉心部から上部プレナムへの熔融炉心物質の噴出を容易にするとともに、原子炉容器内における機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視
  - 炉心下端及び径方向外端は剛体として扱う。



機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV) の解析体系

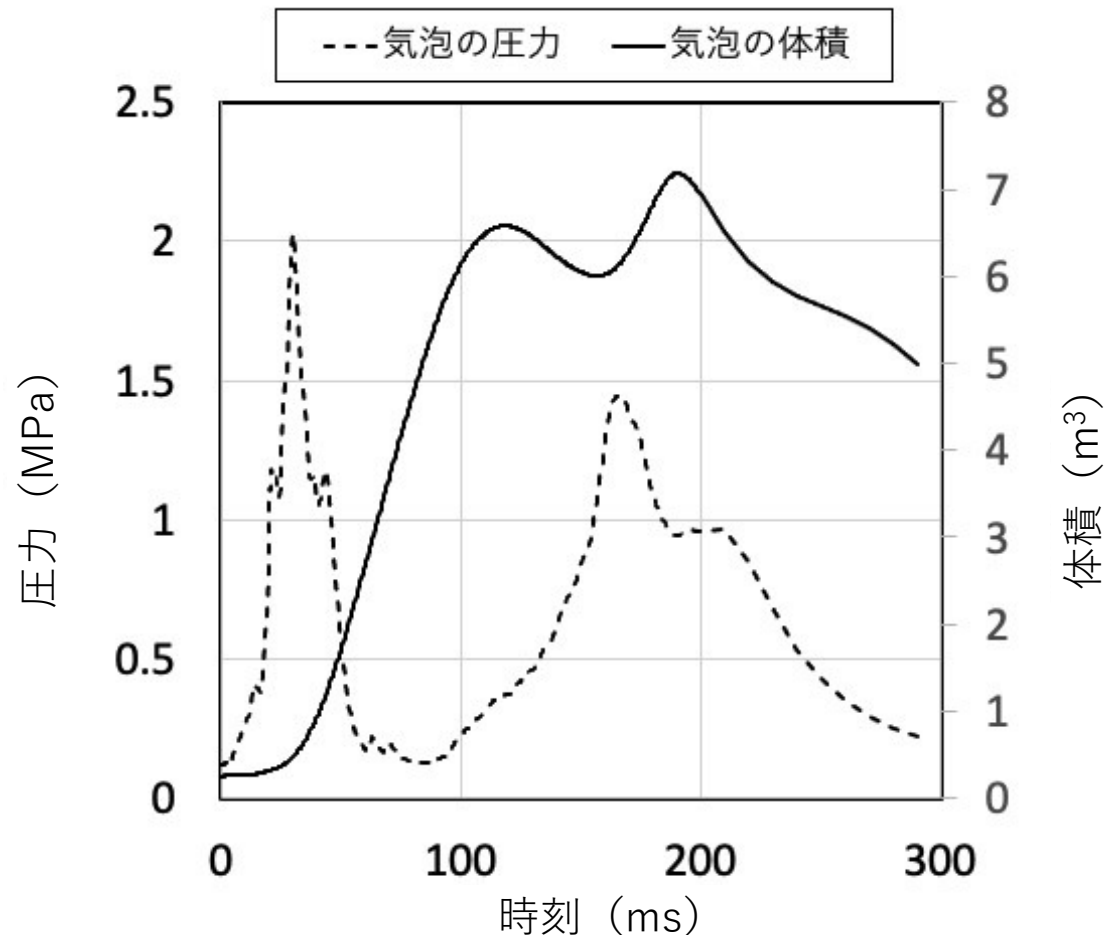
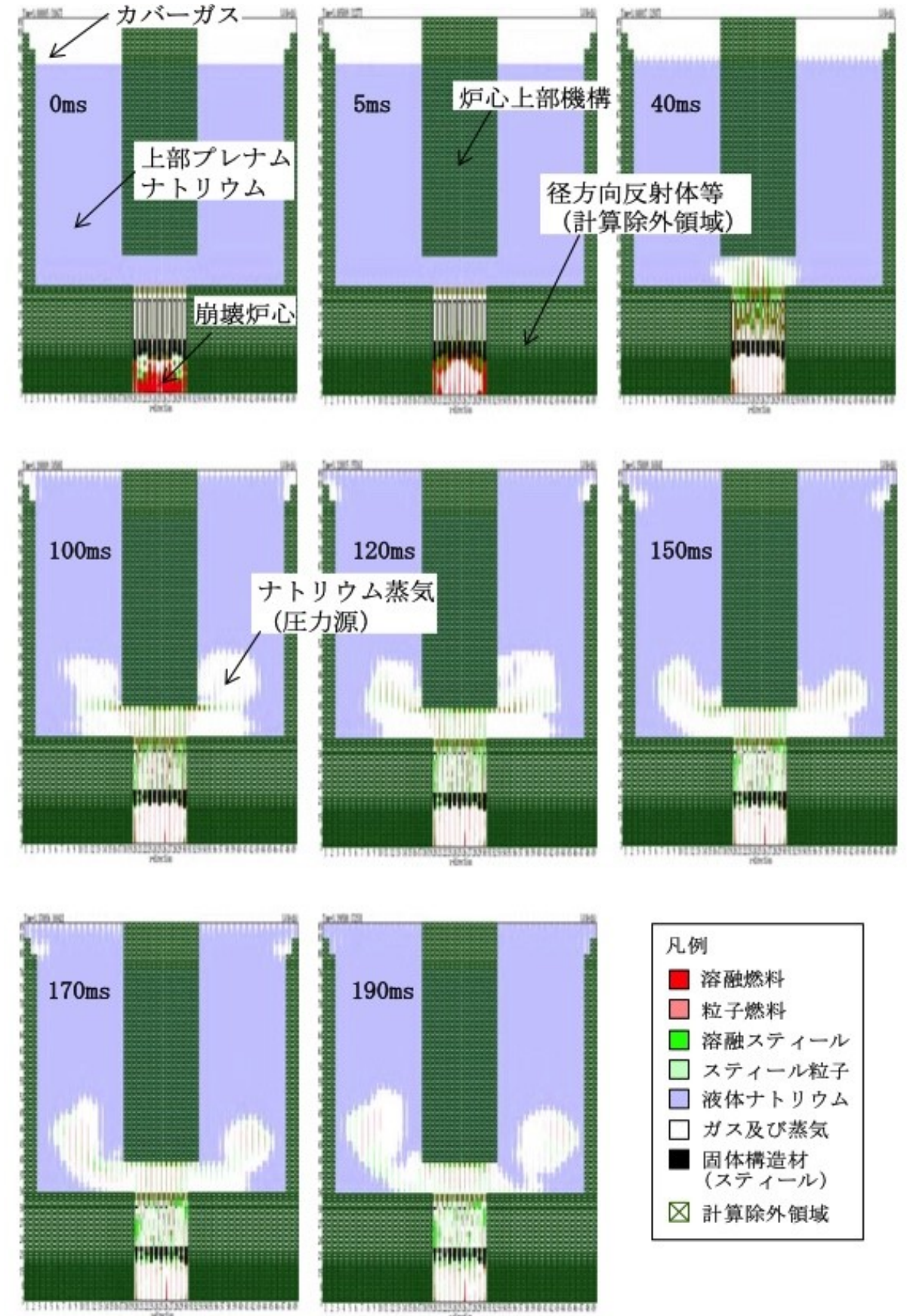
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —機械的応答過程解析の解析結果（1/3）—

## 3. 機械的応答過程不確かさの影響評価の解析結果（機械的エネルギーの解析：SIMMER-IV）

炉心損傷後の膨張過程において崩壊炉心部から上部プレナムに放出された熔融燃料と熔融スチールの混合物は、冷却材との熱的相互作用によりナトリウム蒸気（CDA気泡）を生成させ、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速するとともに、原子炉構造に機械的負荷を与える。

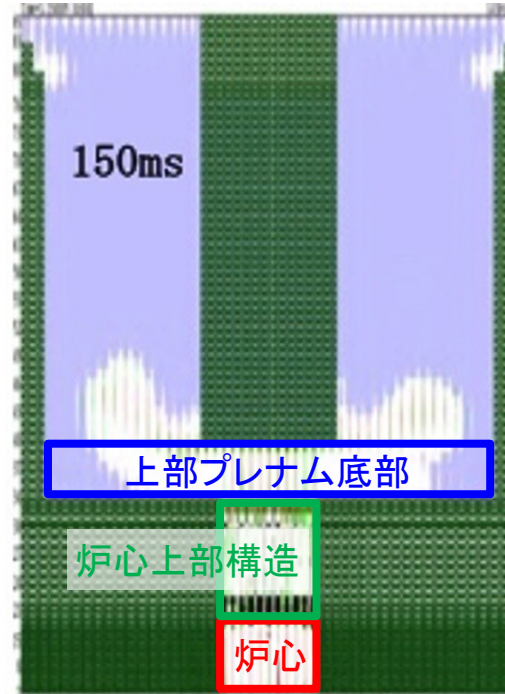
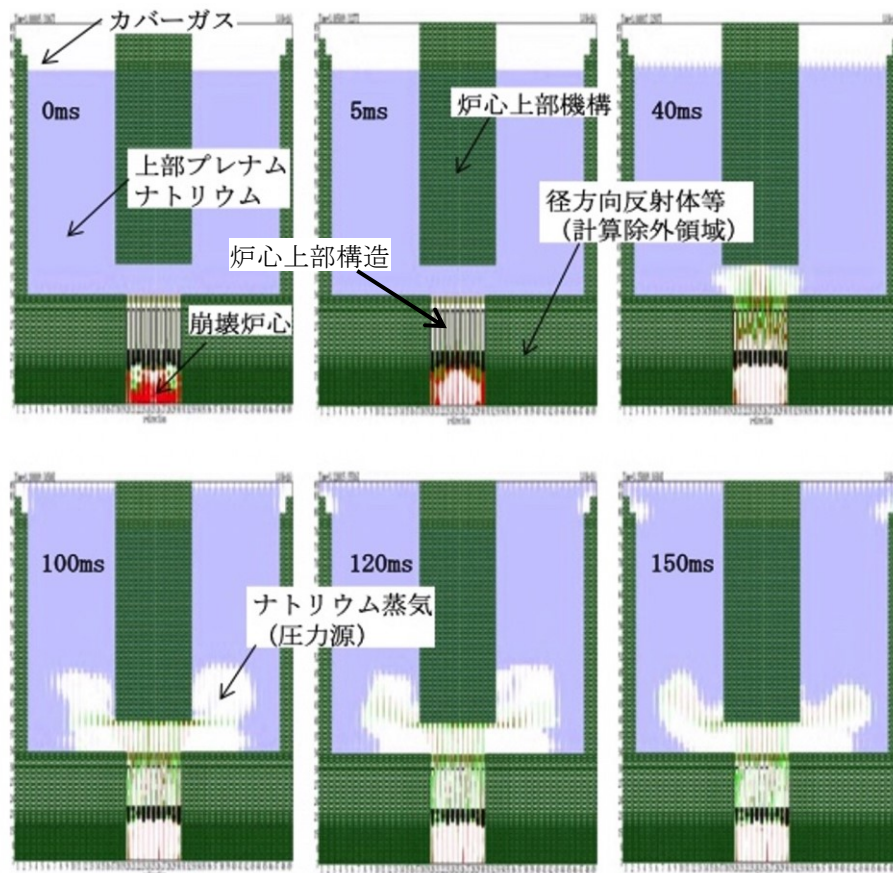
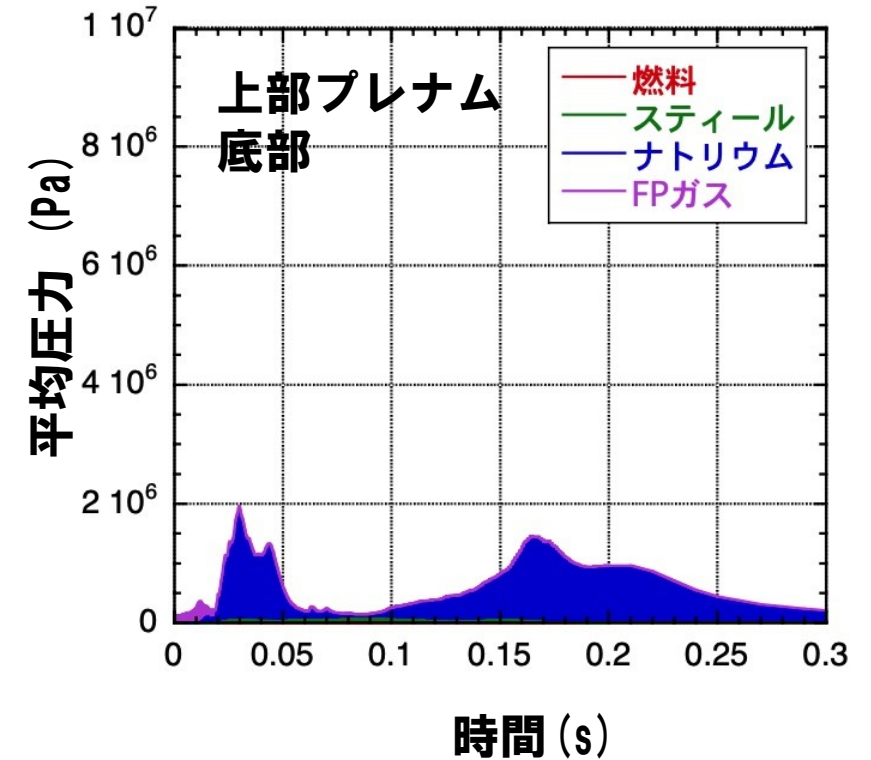
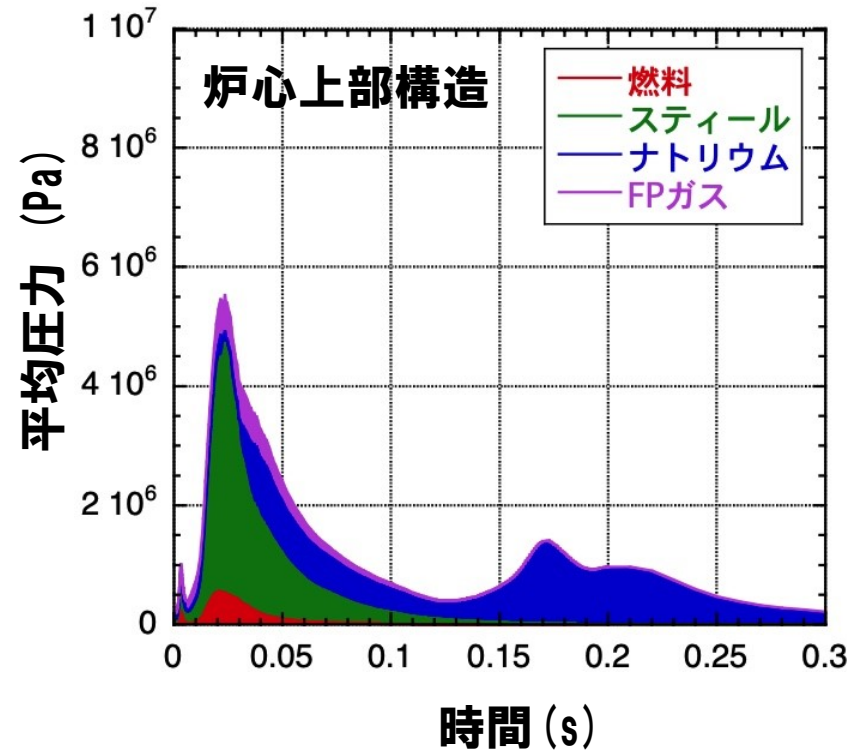
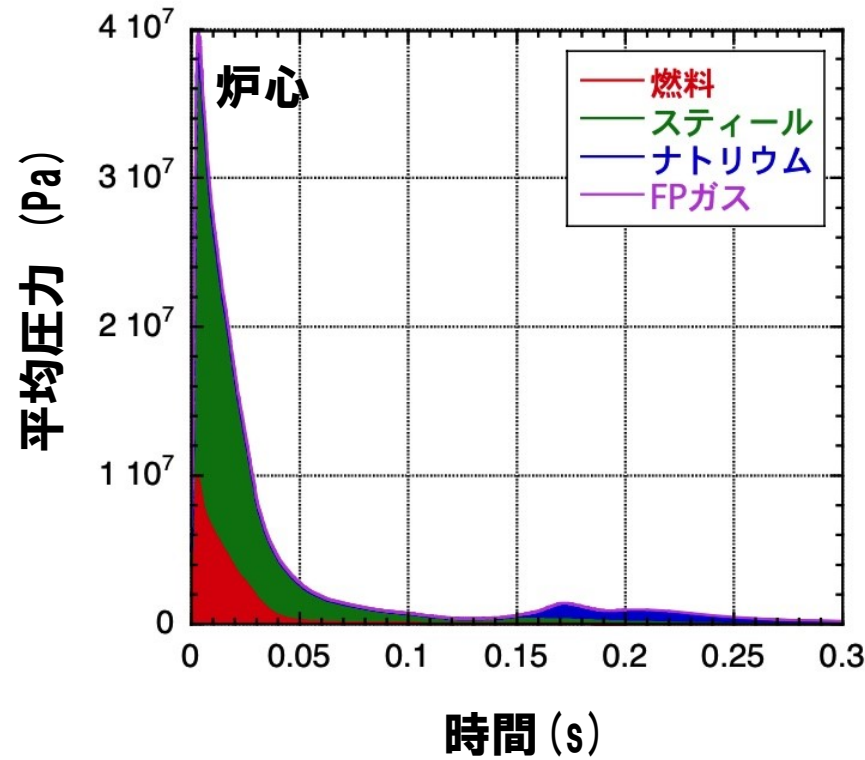
発生する機械的エネルギー（ナトリウムの運動エネルギーとカバーガス圧縮エネルギーの和）は約3.6MJと評価された。

なお、基本ケースで発生した機械的エネルギーは約1.8MJである。



# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 — 機械的応答過程解析の解析結果 (2/3) —

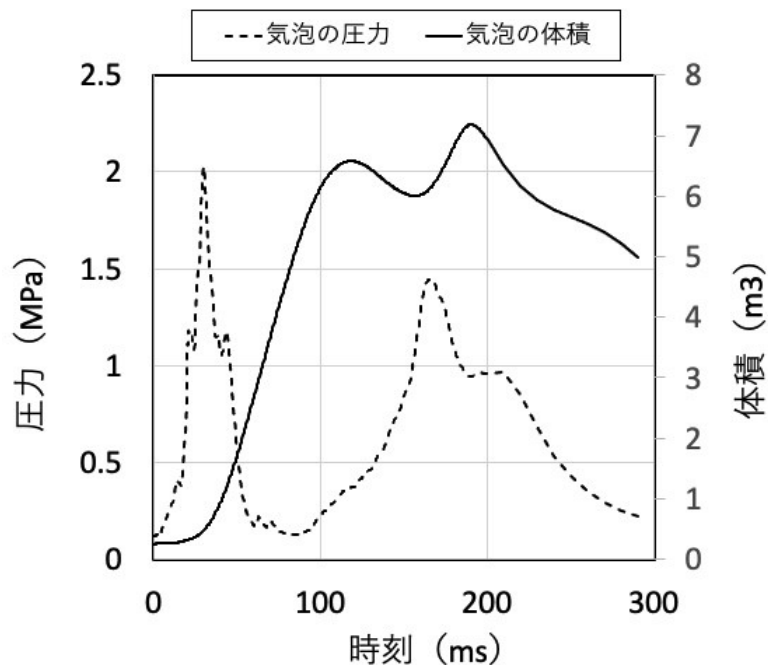
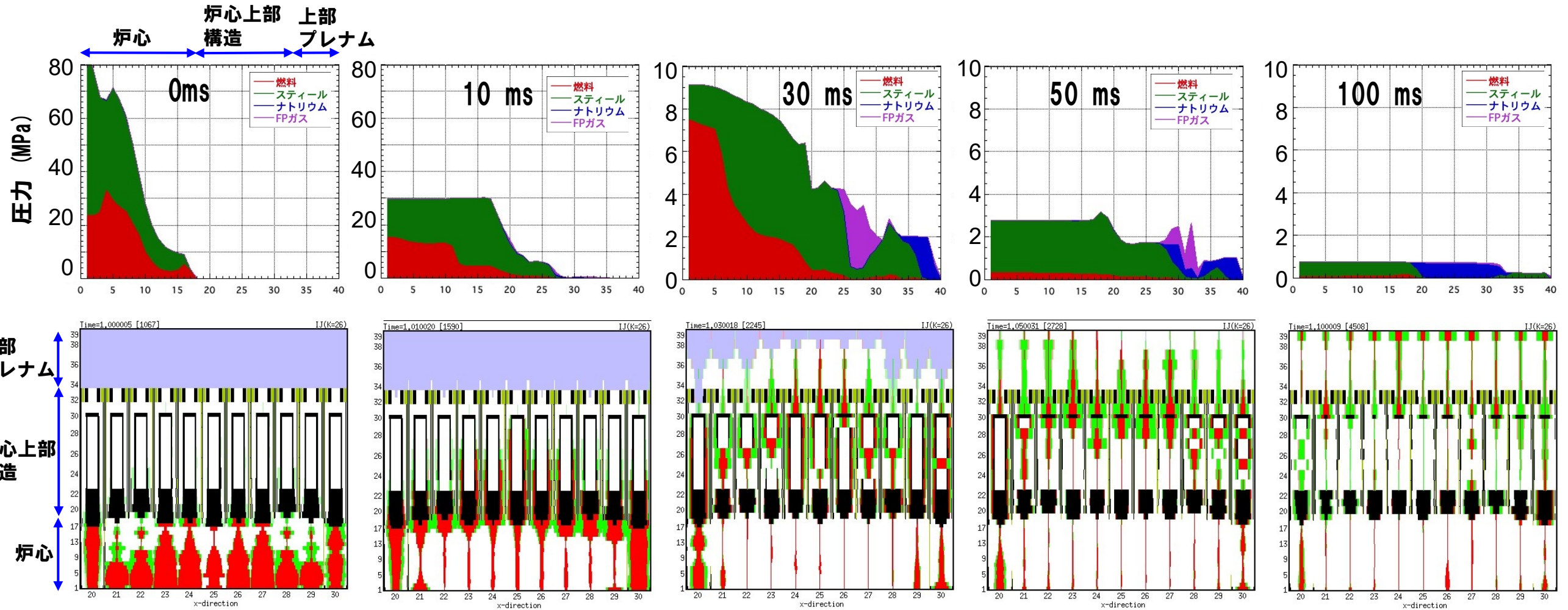
## ■ 各領域における平均圧力の時間変化



- 炉心の燃料蒸気とスチール蒸気は炉心上部構造（反射体、ガスパレナムなどのピン束）を熔融浸食しながら通過する過程で構造材へ凝縮して圧力が低下する。
- 上部プレナムのナトリウムを加速する圧力は上部プレナムに放出された炉心物質とナトリウムのFCIで発生するナトリウム蒸気圧である。

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —機械的応答過程解析の解析結果（3/3）—

## ■ 炉心から上部プレナムにかけての蒸気分圧の軸方向分布の時間変化

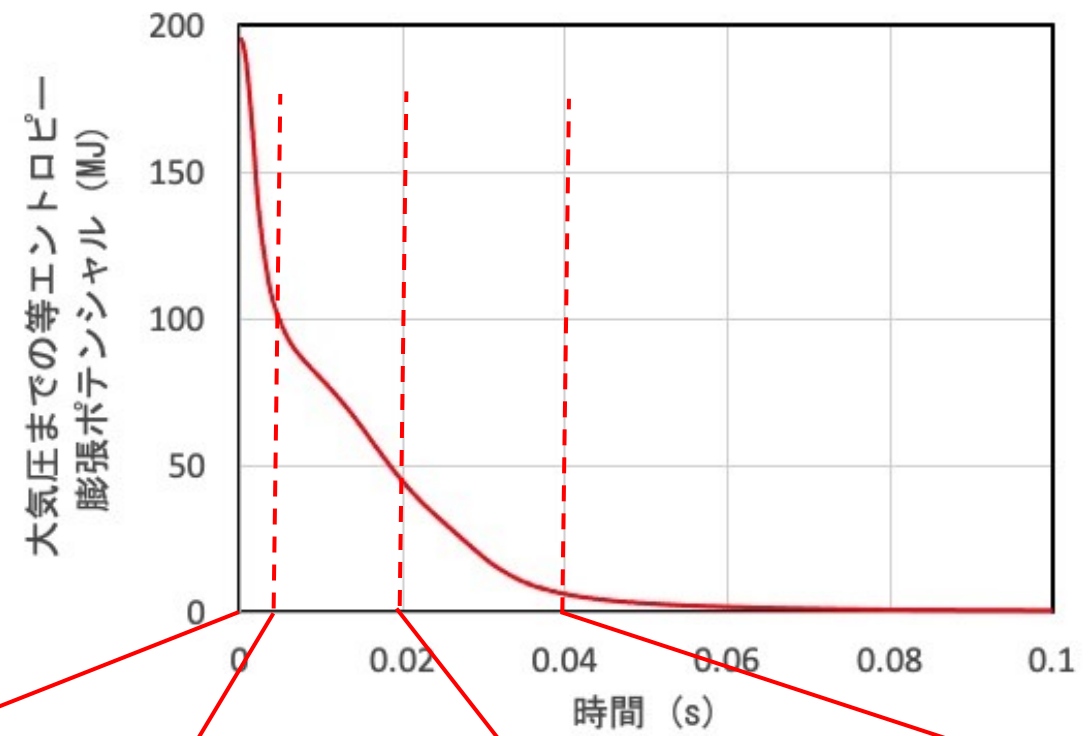
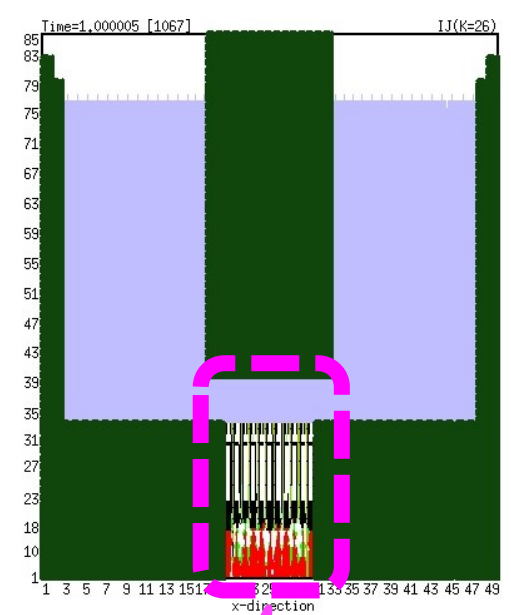


- 上部プレナムのナトリウムスラグを加速して機械的エネルギーを発生させる圧力は上部プレナム底部領域の圧力である。
- 燃料とスティールの蒸気圧からなる炉心の圧力は、炉心上部構造及び上部プレナムのナトリウムへの蒸気の凝縮によって低下し、上部プレナム底部へは直接伝わらない。
- 上部プレナム底部の圧力は上部プレナム底部に放出される炉心物質とナトリウムとのFCIによって発生したナトリウム蒸気圧である。

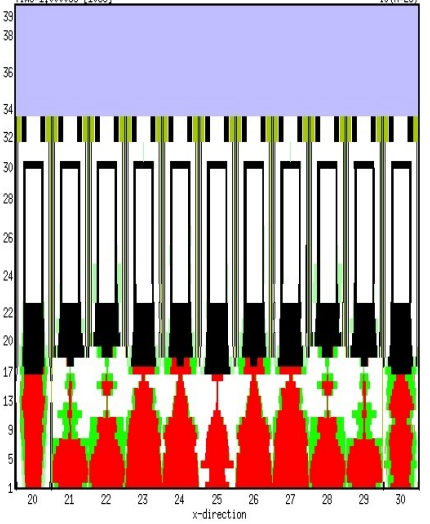


- 既許可の仮想事故解析においては、炉心で発生した熱エネルギーから機械的エネルギーへの換算は、熱力学的な仕事量のポテンシャルを簡易評価で求め、MK-III炉心で180MJであった。
- 本評価の不確かさの影響評価ケース（炉心燃料平均温度：約5,110°C）の熱力学的ポテンシャルとして等エントロピー膨張ポテンシャルを評価すると、カバーガス体積（約7.2m<sup>3</sup>）までの膨張で約53MJ、大気圧までの膨張（膨張体積は約420m<sup>3</sup>）で約200MJである。
- 現実には、炉心物質が膨張して機械的エネルギーが発生する過程において機械的エネルギーを大きく低減する以下の現象がある。
  - ① 炉心内の初期膨張による炉心圧力の平坦化、炉心内での温度差を有する燃料の混合効果、炉心内に残存する構造材への熱損失
  - ② 炉心物質が炉心上部の燃料集合体内構造、反射体を通過する際の流動抵抗、熱損失及び低温構造材の溶融混合
  - ③ 上部プレナム内に生成される蒸気泡界面への凝縮
- 遷移過程解析の基本ケースの即発臨界超過直後の炉心内には約90気圧の圧力差と約2,600°Cの温度差が数10cmの距離に存在し、高圧領域の燃料の急速な膨張と低圧領域の低温燃料との混合によって、①は数ms～10数msの間に生じる。
- 炉心内では同時に溶融燃料から溶融スチールへの熱移行も生じる。この短時間の急速な伝熱挙動に関する実験的な知見としてCABRI試験計画で実施されたTP-A2試験がある。
  - 溶融燃料からの急速な伝熱によってステンレス液滴周囲にステンレスの蒸気層が形成され、伝熱速度は約1/200程度に抑制される。
  - 小規模なカプセル内の現象であり、①のように動的に攪拌される炉心内へのこの知見の適用には不確かさが存在する。

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —等エントロピー膨張ポテンシャルの低下挙動—

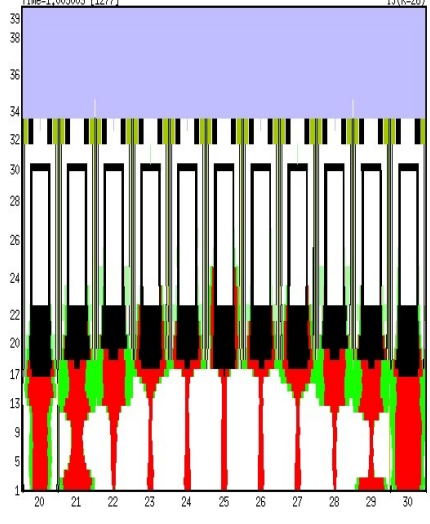


0ms 約200MJ



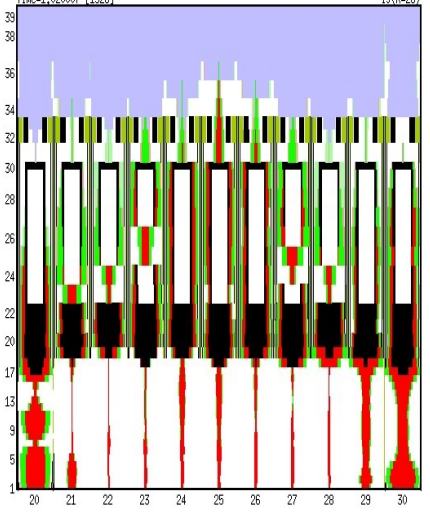
即発臨界超過直後

5ms 約100MJ



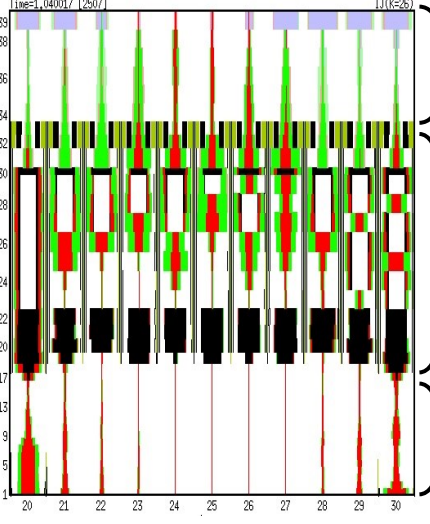
炉心内の初期膨張による圧力平坦化、混合による熱損失

20ms 約50MJ



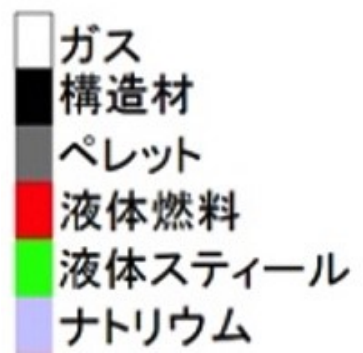
炉心上部構造への凝縮、伝熱による熱損失

40ms 約6MJ



炉心上部構造の溶融混合による温度低下

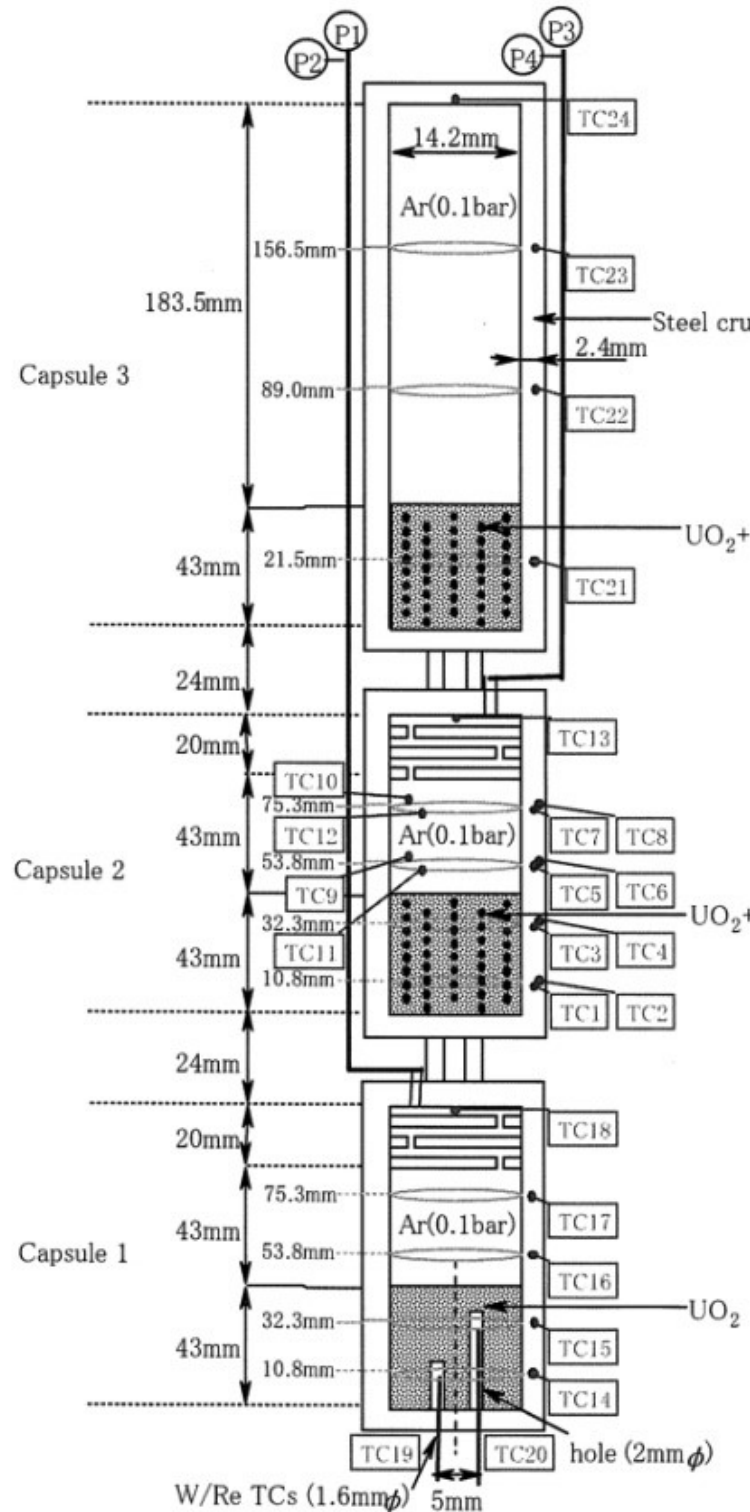
上部ナトリウム  
プレナム  
炉心上部構造  
炉心



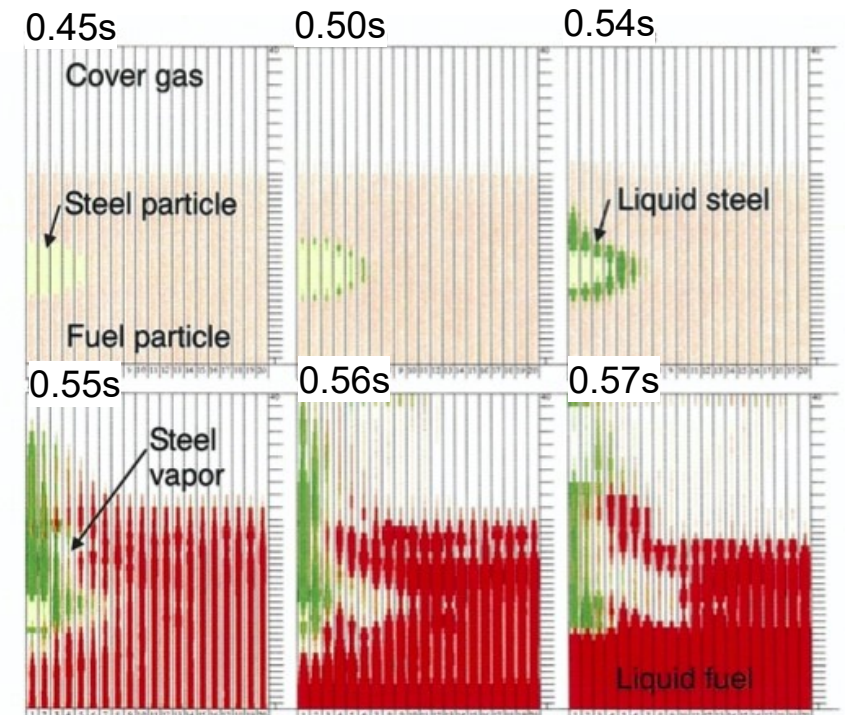
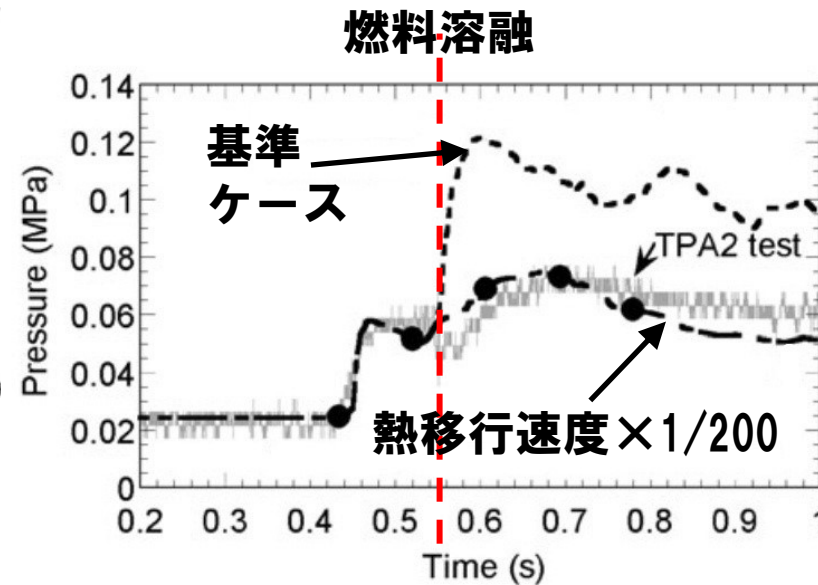
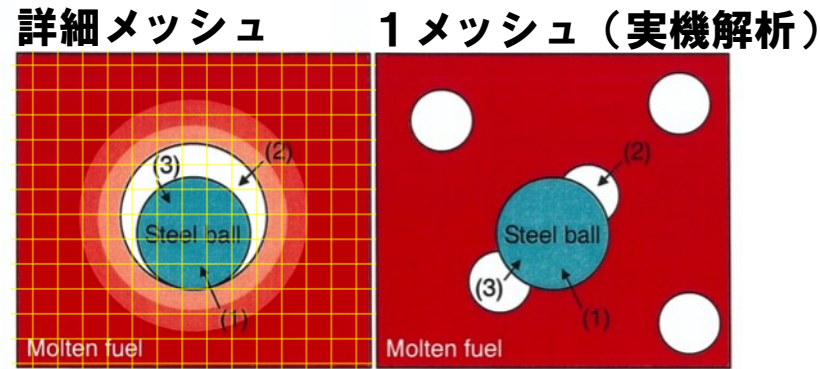
## —CABRI TP-A2試験解析—

### ■ 試験と解析結果の概要

ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により溶融し、発生するスチール蒸気圧を測定した。



### SIMMER-IIIによる試験解析



詳細メッシュを用いた単一スチール球のSIMMER-IIIによる解析結果

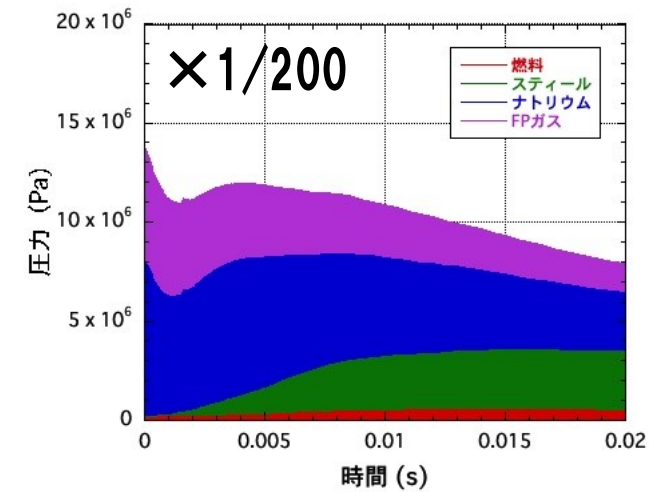
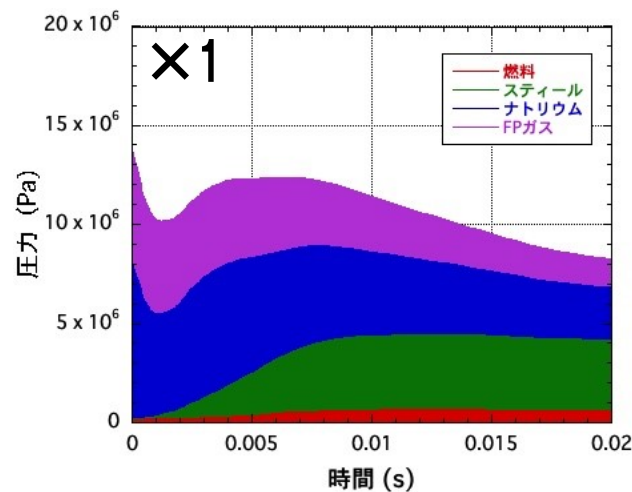
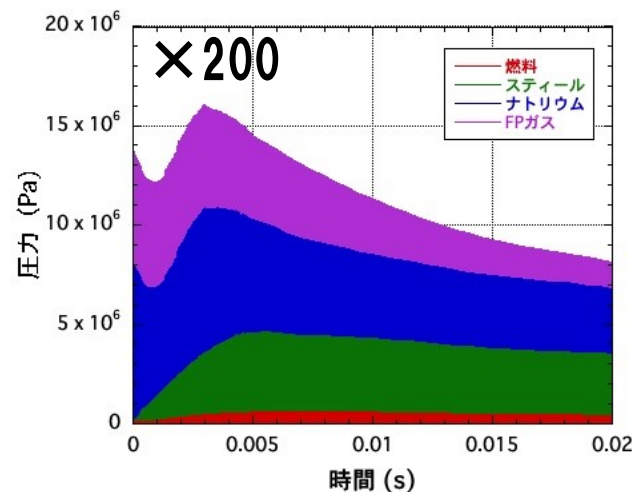
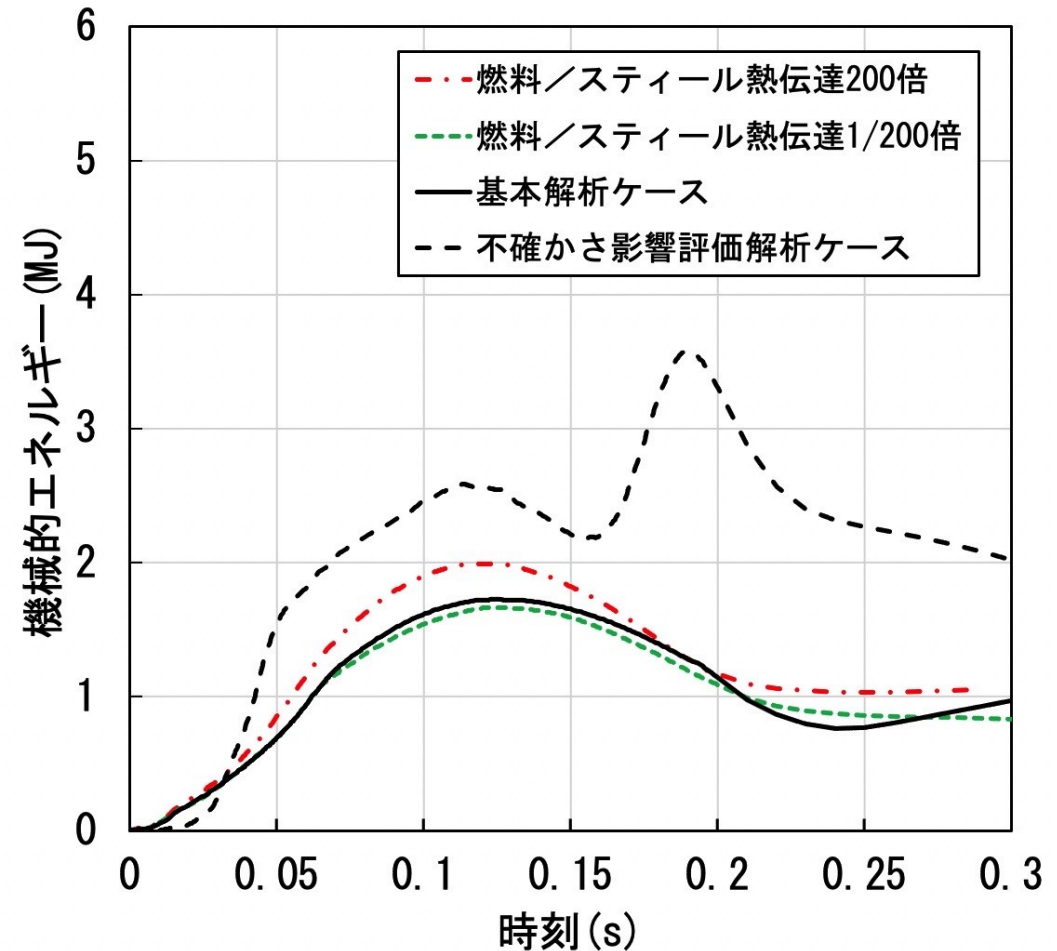
ステンレスの膜沸騰温度には達しないが、ステンレスの蒸気がステンレス液滴を覆うことで、溶融燃料からステンレスへの実効的な熱移行速度は約1/200程度に抑制される。

**解析条件**

- 本解析の基本ケースでは、遷移過程の基本ケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- ULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において考慮すべき不確かさ
  - 遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ
  - 機械的エネルギー発生過程における上部プレナムでのFCI
  - 炉心上部構造によるエネルギー低減効果
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさである。

	基本ケース	不確かさの影響評価ケース
炉心部の物質及び温度配置	遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置	遷移過程の解析においてエネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置
炉心平均燃料温度	接続時：3,699℃	接続時：5,109℃
炉心平均スチール温度	接続時：1,466℃	接続時：2,395℃
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa

- 基本ケースに対して、溶融燃料から溶融スチールへの熱伝達係数を200倍及び1/200倍とするパラメータ解析を実施し、その影響を評価した。
- 溶融燃料から溶融スチールへの熱伝達係数に対する機械的エネルギーの感度は最大で約15%程度であり、不確かさの影響評価の機械的エネルギーを超えることはない。
- 基本ケースでは炉心内のナトリウム蒸気及びFPガスの分圧が支配的であることがこの一因であると考えられる。



炉心内の各成分の分圧の時間変化

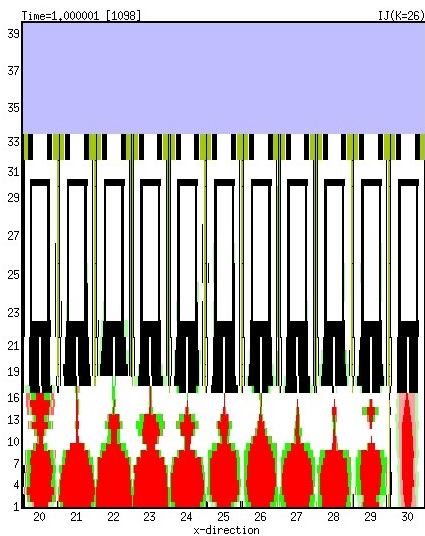
# 炉心膨張過程における機械的エネルギー低減

## —炉心上部構造物が機械的エネルギー低減効果に与える影響—

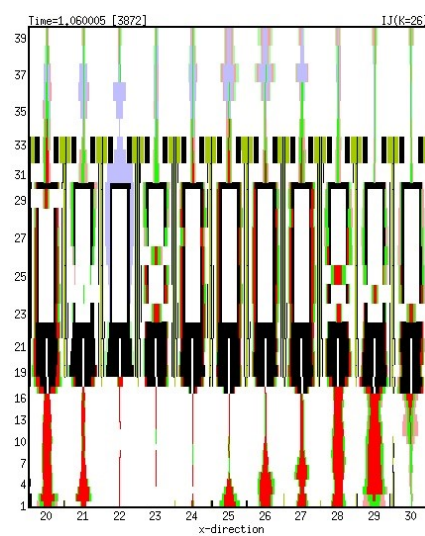
- 炉心上部構造物（炉心上部の反射体ペレット）が機械的エネルギー低減に与える影響を確認することを目的として、反射体ペレットを削除したパラメータ解析を実施した。

### 基本ケース

0ms



60ms



上部ナトリウム  
プレナム

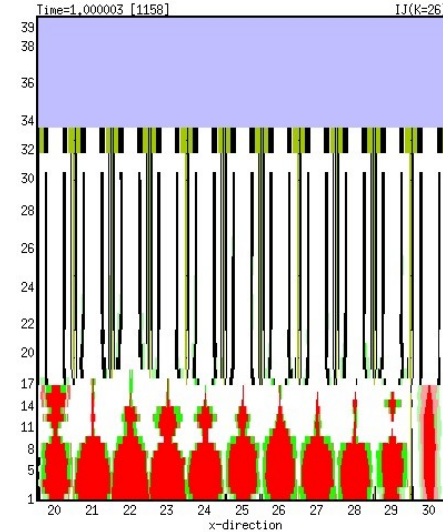
炉心上部構造

反射体ペレット

炉心

### 反射体ペレット削除ケース

0ms

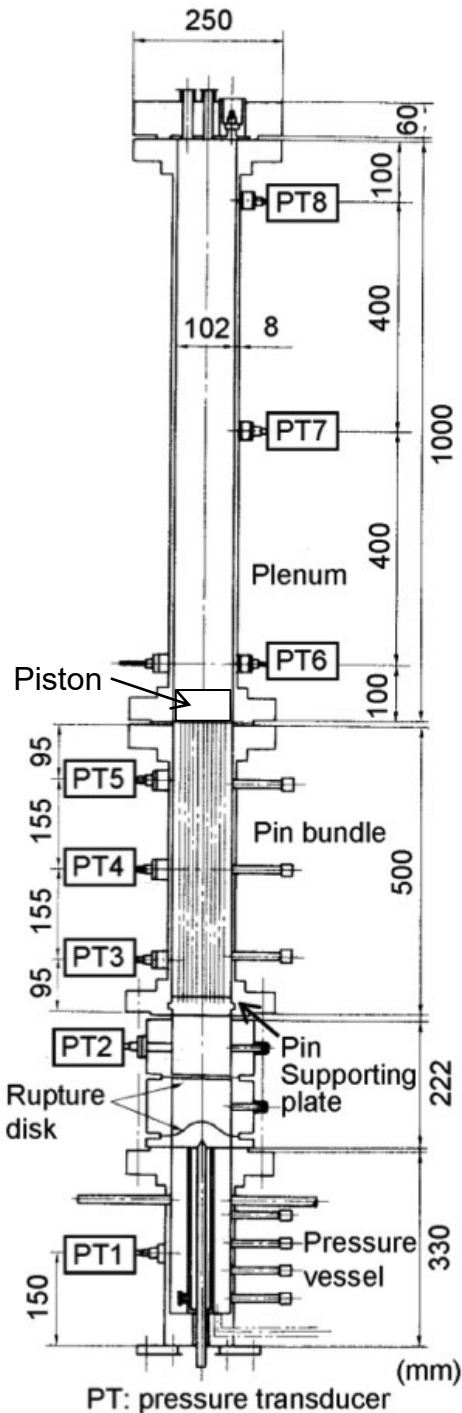


- 基本ケースの機械的エネルギーの発生値約1.8MJに対して、反射体ペレットを削除した体系における機械的エネルギーは約1.9MJ（約6%増加）であり、反射体ペレットによる機械的エネルギー低減効果は無視したとしても、その影響は不確かさ影響評価ケース（約3.6MJ）を超えないことを確認した。
- なお、現実的に炉心上部構造が炉心の圧力によって機械的な健全性を喪失する状況を想定すると、ピン束構造が複雑な変形を伴って集合体上部あるいは出口付近に閉塞を形成し、機械的エネルギーの低減に有効に働く効果が考えられる。

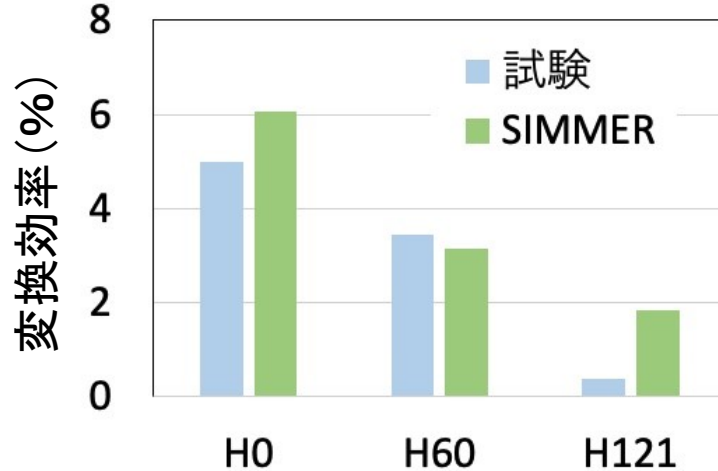
## —VECTORS試験解析—

### ■ 試験と解析結果の概要

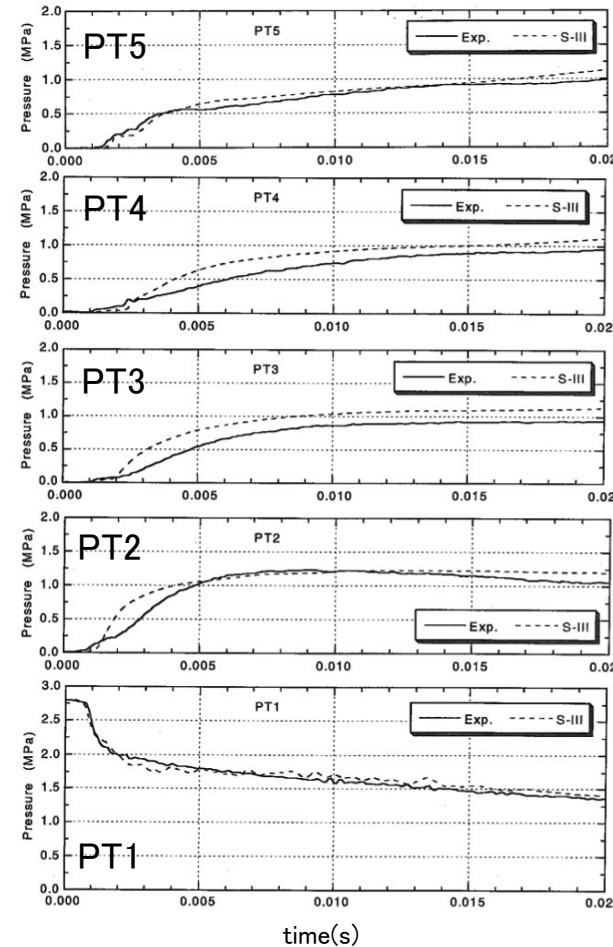
VECTORS試験は高温の水と水蒸気の混合物をピン束を模擬した流路の下部から放出し、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験である。ピン束の出口に置かれた重さ約80gのピストンの運動エネルギーへの変換効率も測定された。



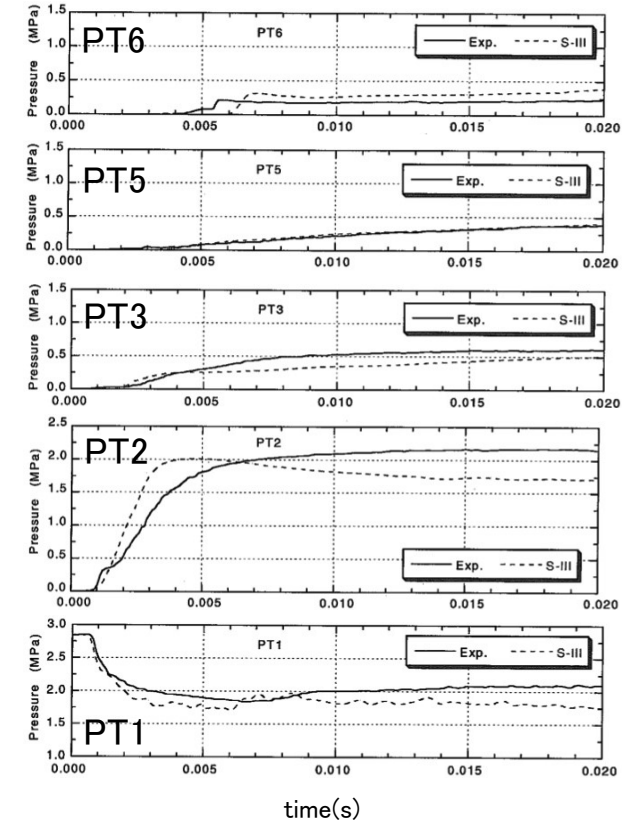
ケース	ピン本数	圧力 (MPa)	温度 (°C)
H0	0	2.994	234
H60	60	2.849	231
H121	121	2.849	231



大気圧までの等エントロピー膨張ポテンシャルに対する機械的エネルギー変換効率



H0ケース圧力変化

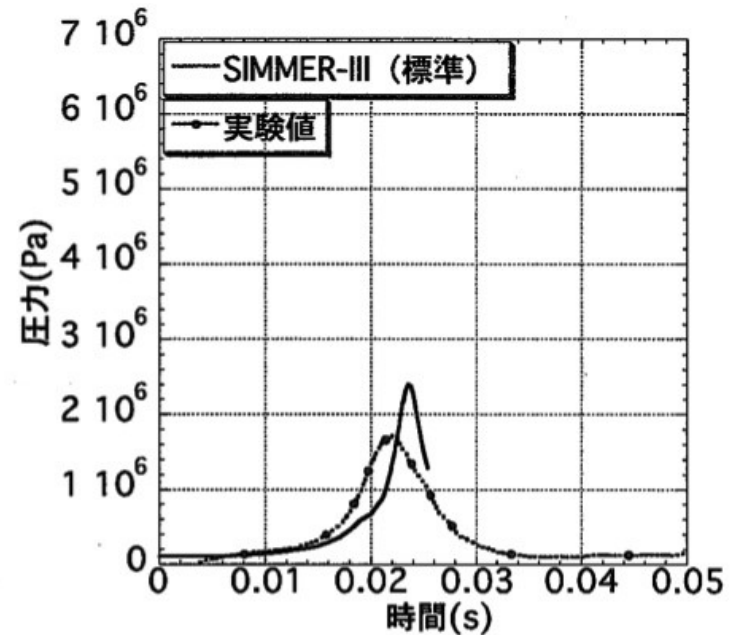
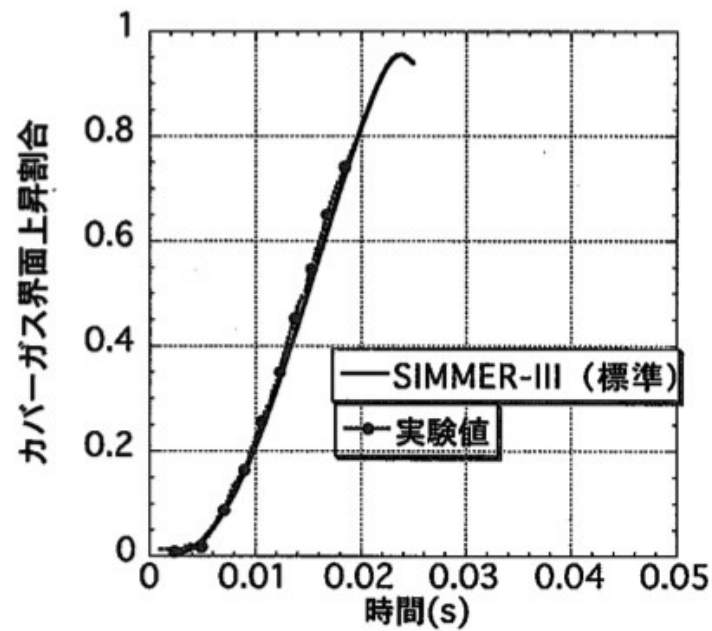
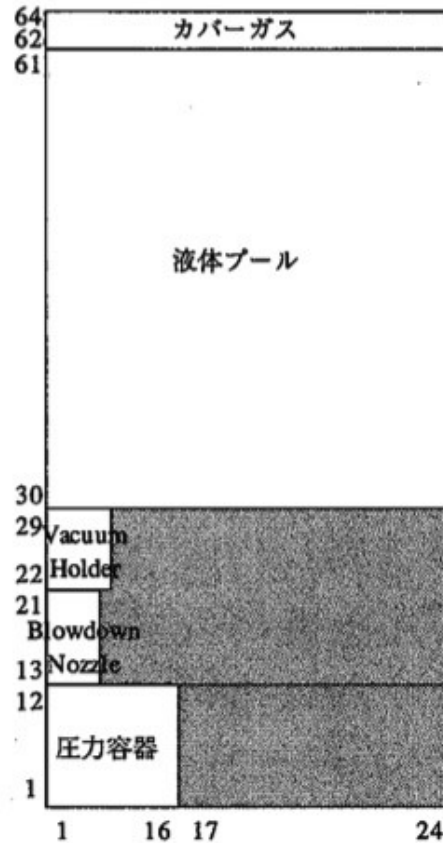
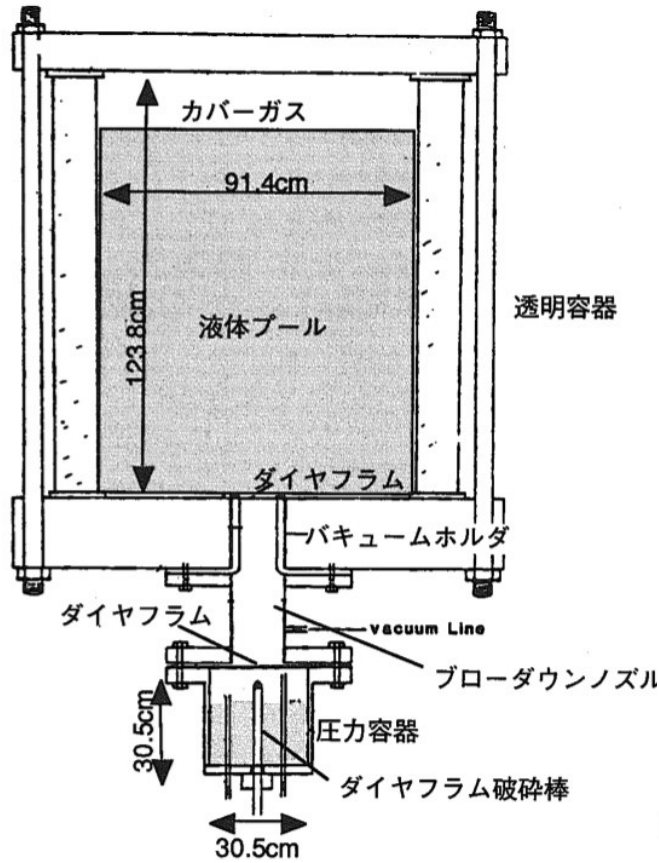


H60ケース圧力変化

—OMEGA試験解析—

■ 試験と解析結果の概要

OMEGA試験は高温の水と水蒸気の混合物を水プールの下部から放出し、蒸気泡の成長とカバーガスの圧縮挙動を模擬した試験である。



IV-12試験 (2.136MPa, 215°C、蒸気体積率16.7%) 解析結果

OMEGA試験装置概略図 [1]

SIMMER-III解析体系

カバーガス界面の上昇挙動、即ち蒸気泡の成長挙動は実験と良く一致している。

カバーガス圧力の時間変化はSIMMER-IIIが過大評価している。これはカバーガスのプール液面への熱損失の違いによるものであるが、圧力過渡のピーク値を大きく評価するため、機械的負荷の評価の観点からは保守側である。

[1] : D. Simpson, et al., PNE-81-151, Purdue Univ. 1980.

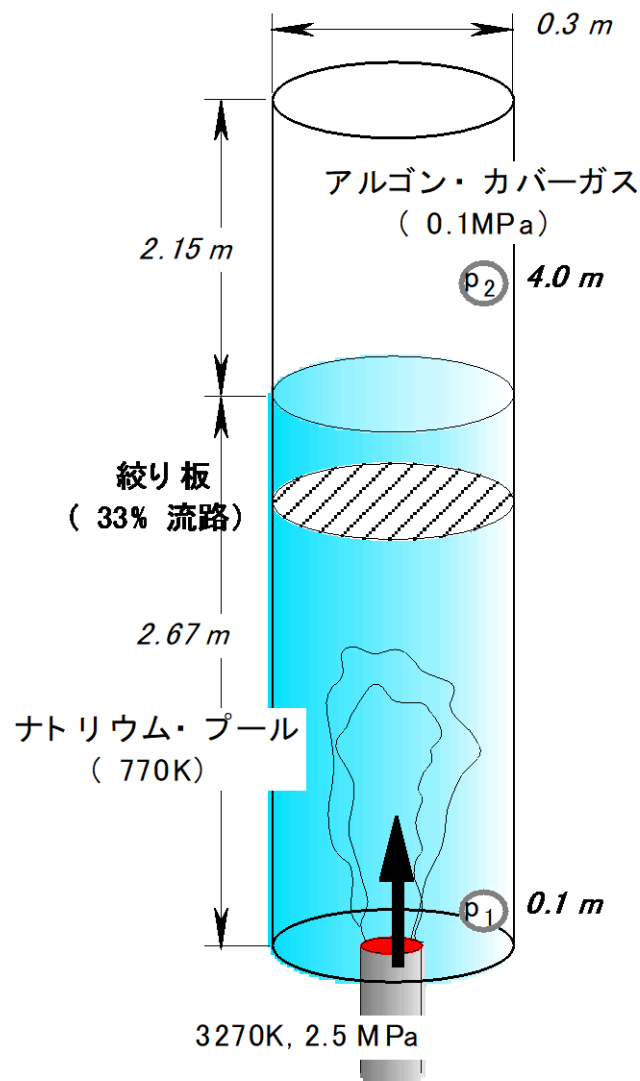


## —THINA試験解析—

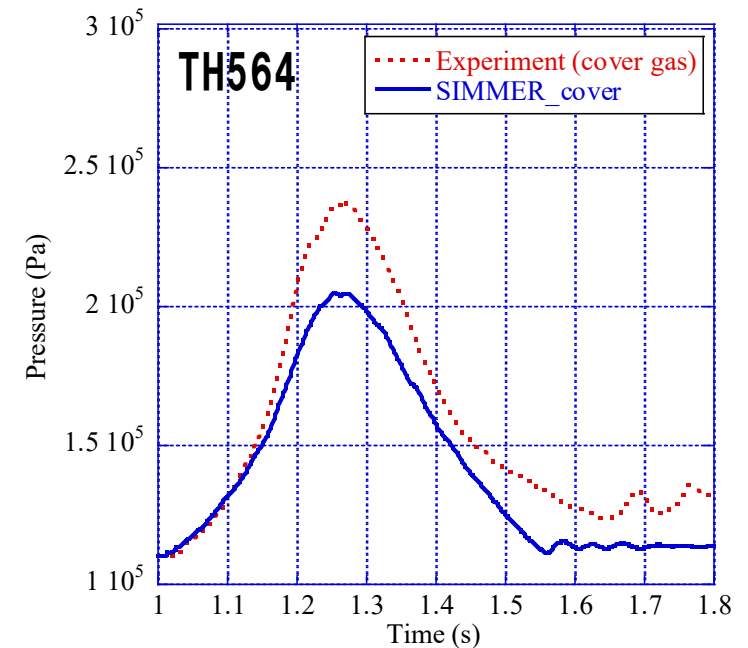
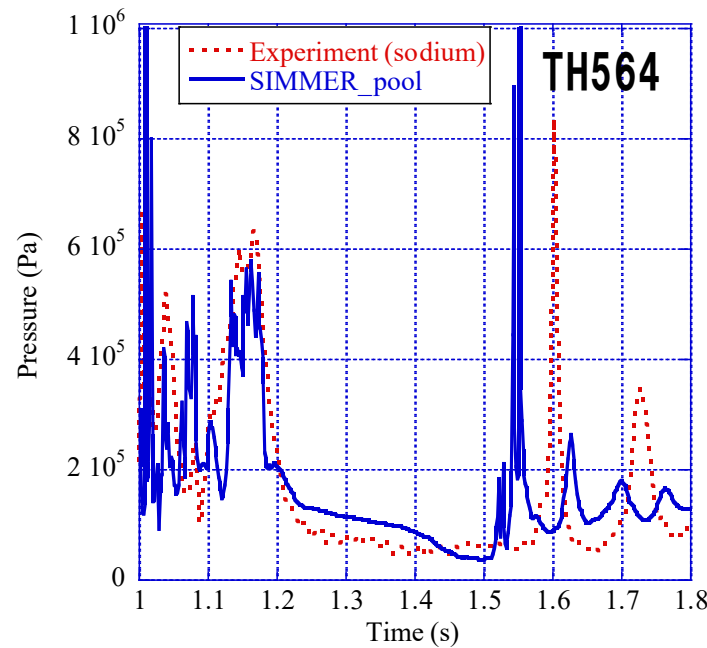
### ■ 試験と解析結果の概要

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

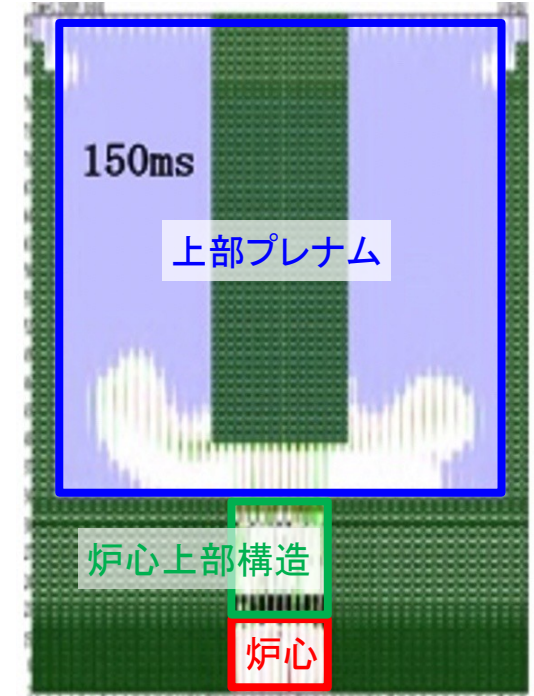
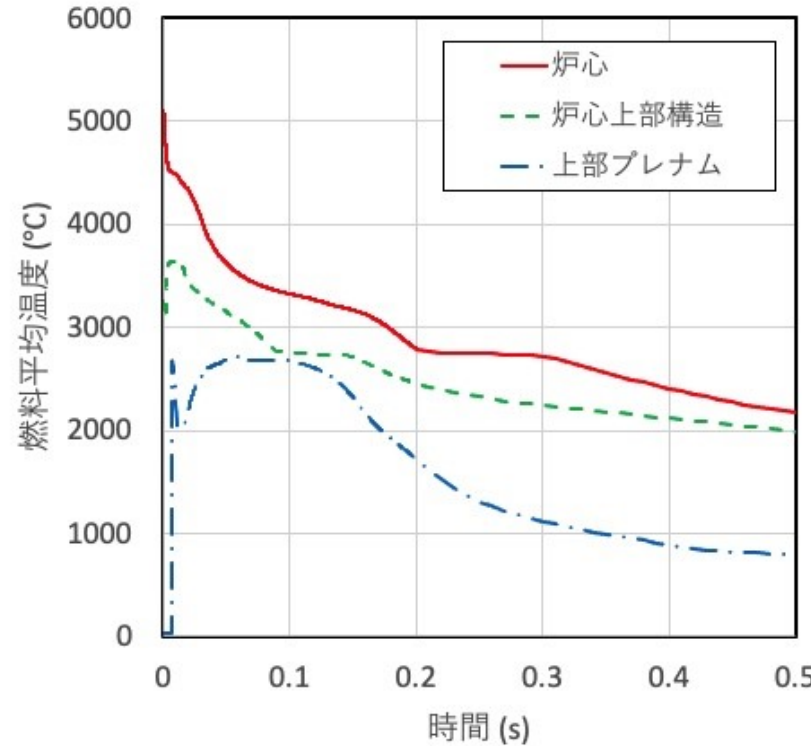
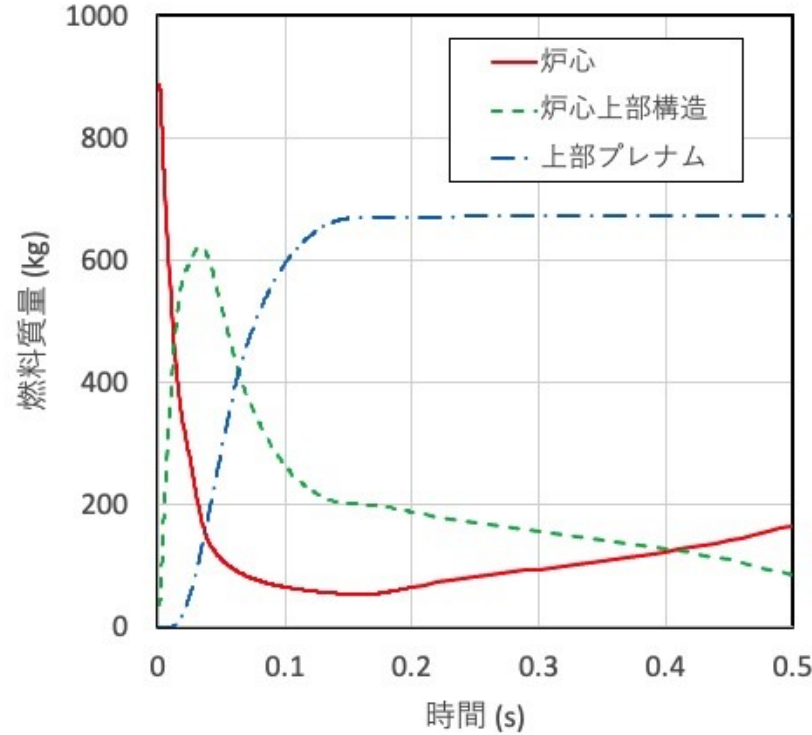
カバーガス圧が実験値のほうが高くなっているのは、サーマイトと共に非凝縮性ガスが流入したことの影響であると推定

高温融体をナトリウムプールの下部から噴出させ、生成されるナトリウム蒸気泡によるナトリウムスラグの加速とカバーガスの圧縮という、機械的エネルギー発生挙動の一連の現象を模擬した試験である。

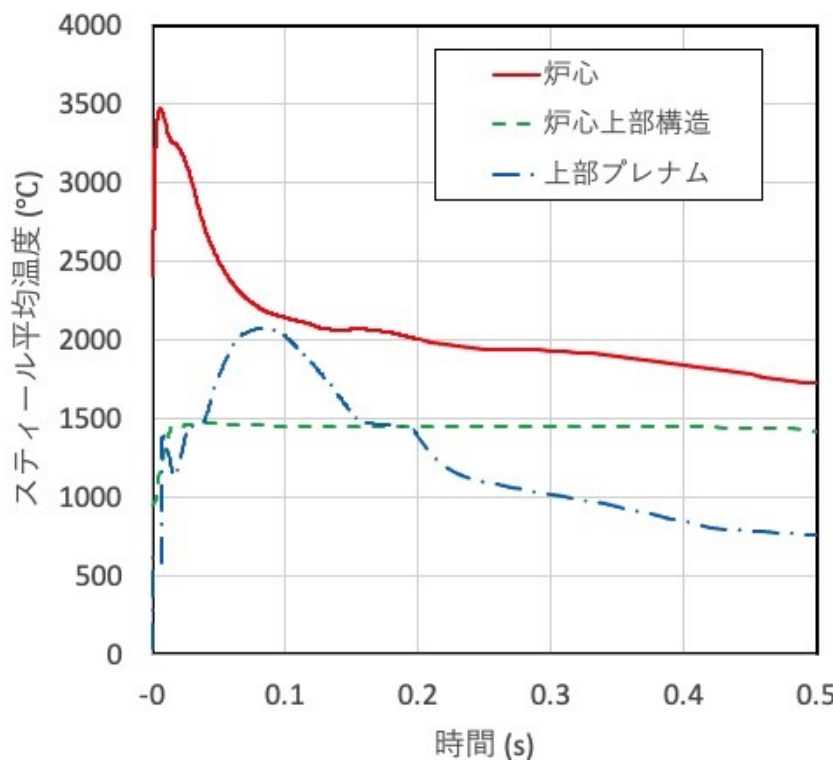
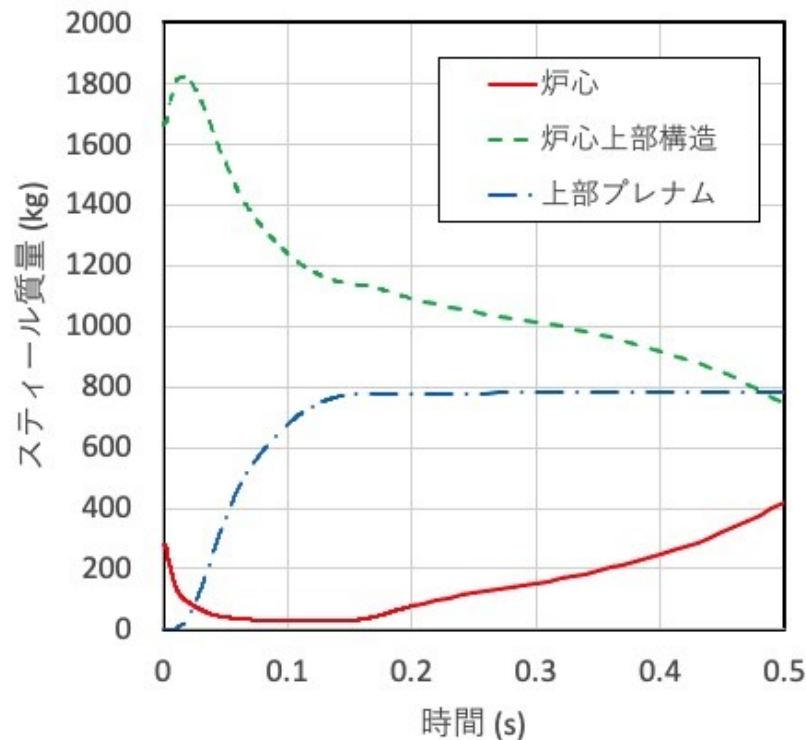
解析結果は圧力のピーク値と発生時刻をよく再現している。

■ 各領域における炉心物質の質量と温度の変化

燃料

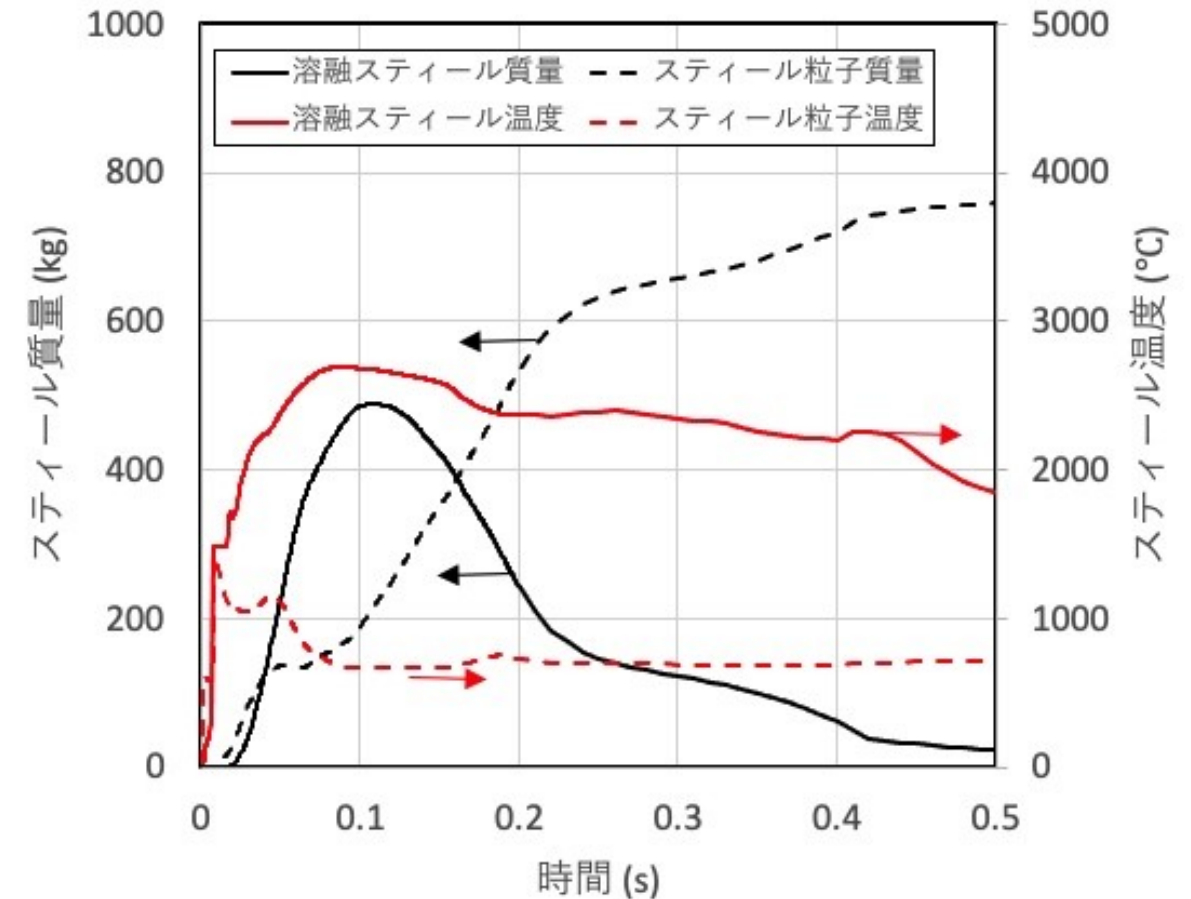
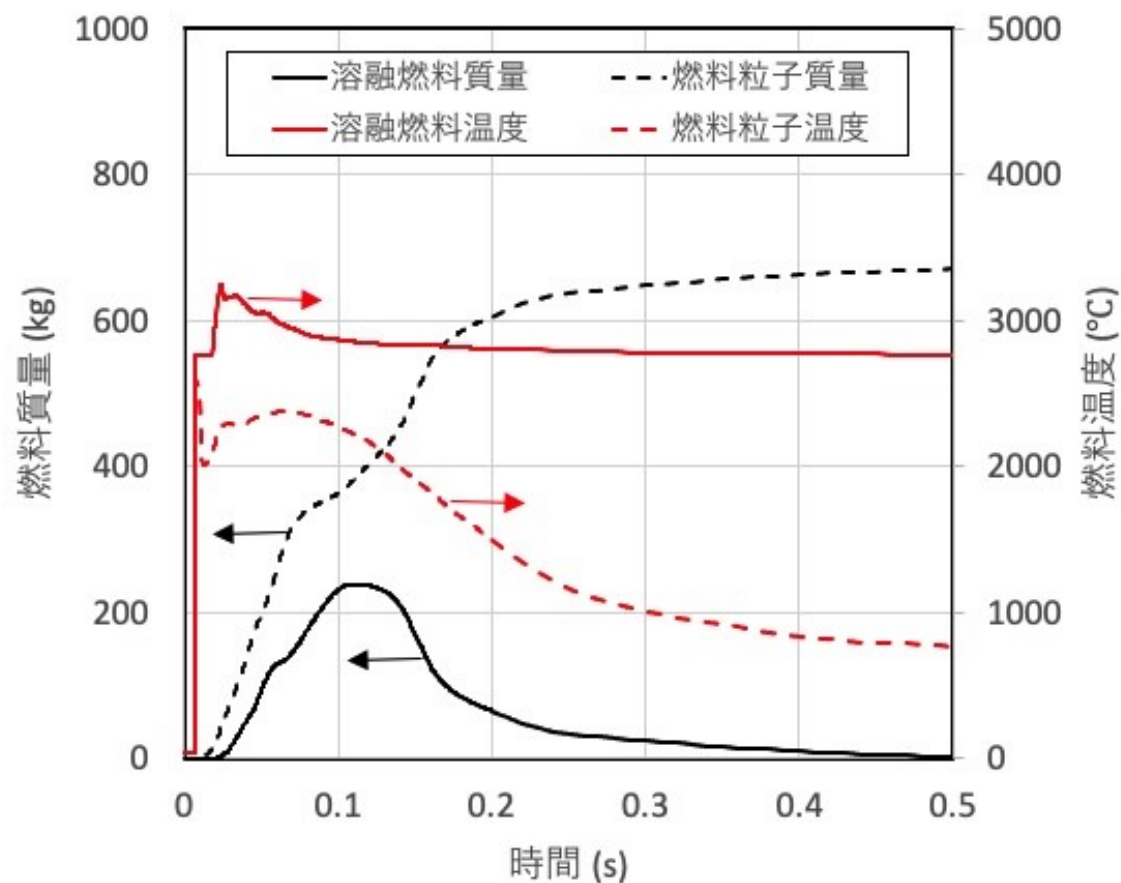


スチール



- 炉心物質が上方向に膨張して炉心上部構造を溶融浸食する過程で炉心物質の温度が低下する。
- 上部プレナムへ放出された時点での平均温度は燃料は融点近傍、スチールは約 2,700°C まで低下している。

## ■ 上部プレナム底部に放出された炉心物質の状態



- 機械的エネルギーが発生する期間（0.0～0.3s）で上部プレナムに放出された燃料は4割程度が溶融した状態で、温度も融点近傍（約2,800～3,200℃）である。約0.2s以後は大半が冷却固化して徐々に温度が低下していく。
- スチールは7割程度が溶融しており、溶融スチールの平均温度は約2,700℃程度である。スチールも0.2s以後は大半が固化してその後は温度が低下していく。