



# 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）

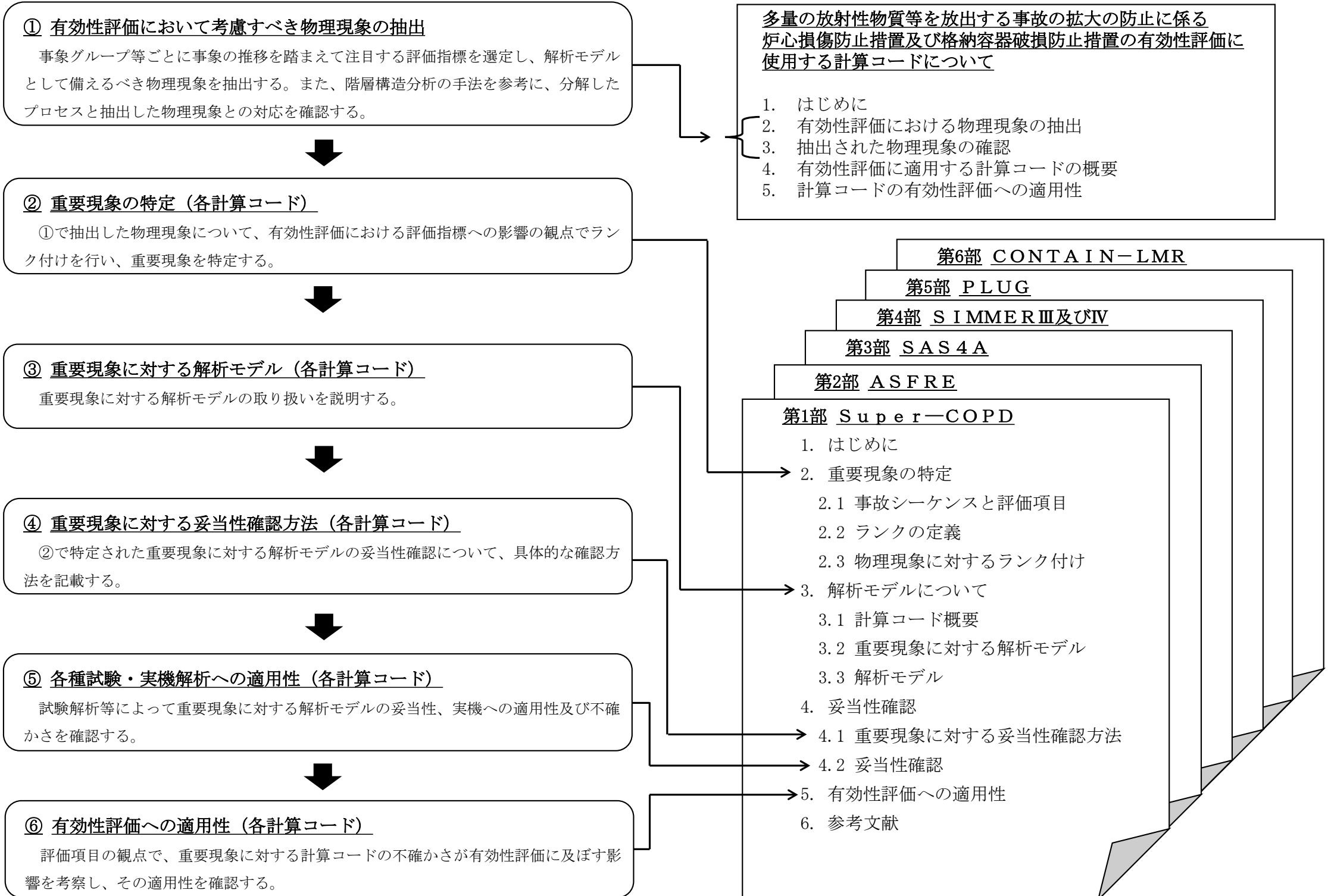
### － 機械的エネルギー発生時のナトリウム噴出量評価に係る計算コード説明 －

2021年8月24日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所  
高速実験炉部

# 有効性評価に適用する計算コードの説明の流れ

■ 原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがある事故に対して講じる格納容器破損防止措置の有効性評価に適用する計算コードに関して説明を行う。以下に説明の流れを示す。今回は、機械的エネルギー発生時のナトリウム噴出量評価に係る計算コードの説明を行う。



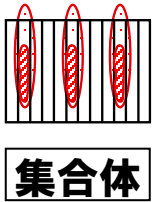
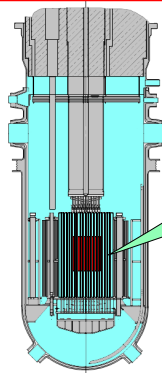
- 有効性評価において、解析モデルとして具備する必要がある物理現象の抽出を行う。
- 機械的エネルギー発生時のナトリウム噴出量評価を行う以下の事故シーケンスを前提として行う。
  - ✓ 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF: Unprotected Loss of Flow）
  - ✓ 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP: Unprotected Transient Over-Power）
- 物理現象の抽出に当たって、対象とする評価指標は、「第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その3：格納容器破損防止措置）」に示す、以下の評価項目に対応したものである。
  - (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
  - (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。
  - (3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。
  - (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。
  - (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。
  - (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。

# ULOF及びUTOPにおける事象の進展

- ULOF及びUTOPの評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事象の進展が複雑となるため、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。

UTOP又はULOFの開始

起因過程

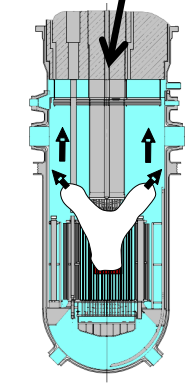


◆ 定常運転状態からラッパ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程

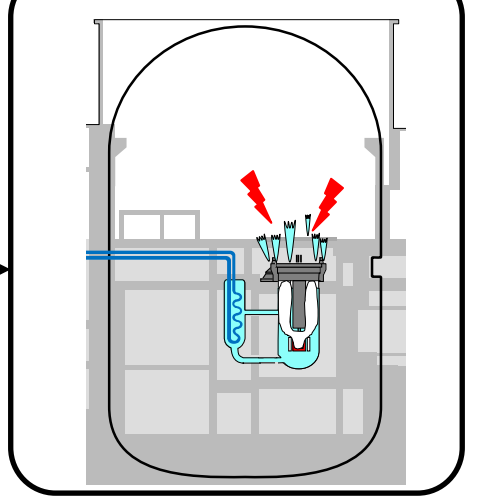
エネルギー放出ありの場合

機械的応答過程

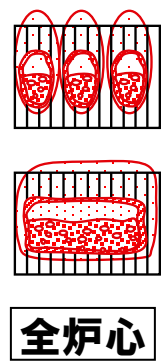
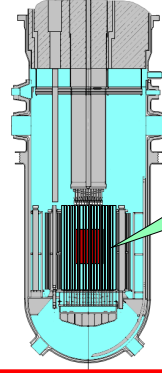
機械的エネルギー発生



格納容器応答過程



遷移過程

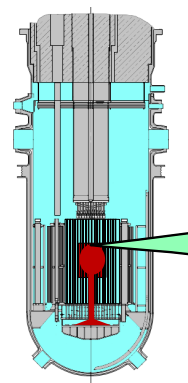


◆ 炉心溶融が全炉心規模に進展する過程  
◆ 溶融燃料が横方向へも移動可能

エネルギー放出ありの場合

エネルギー放出なしの場合

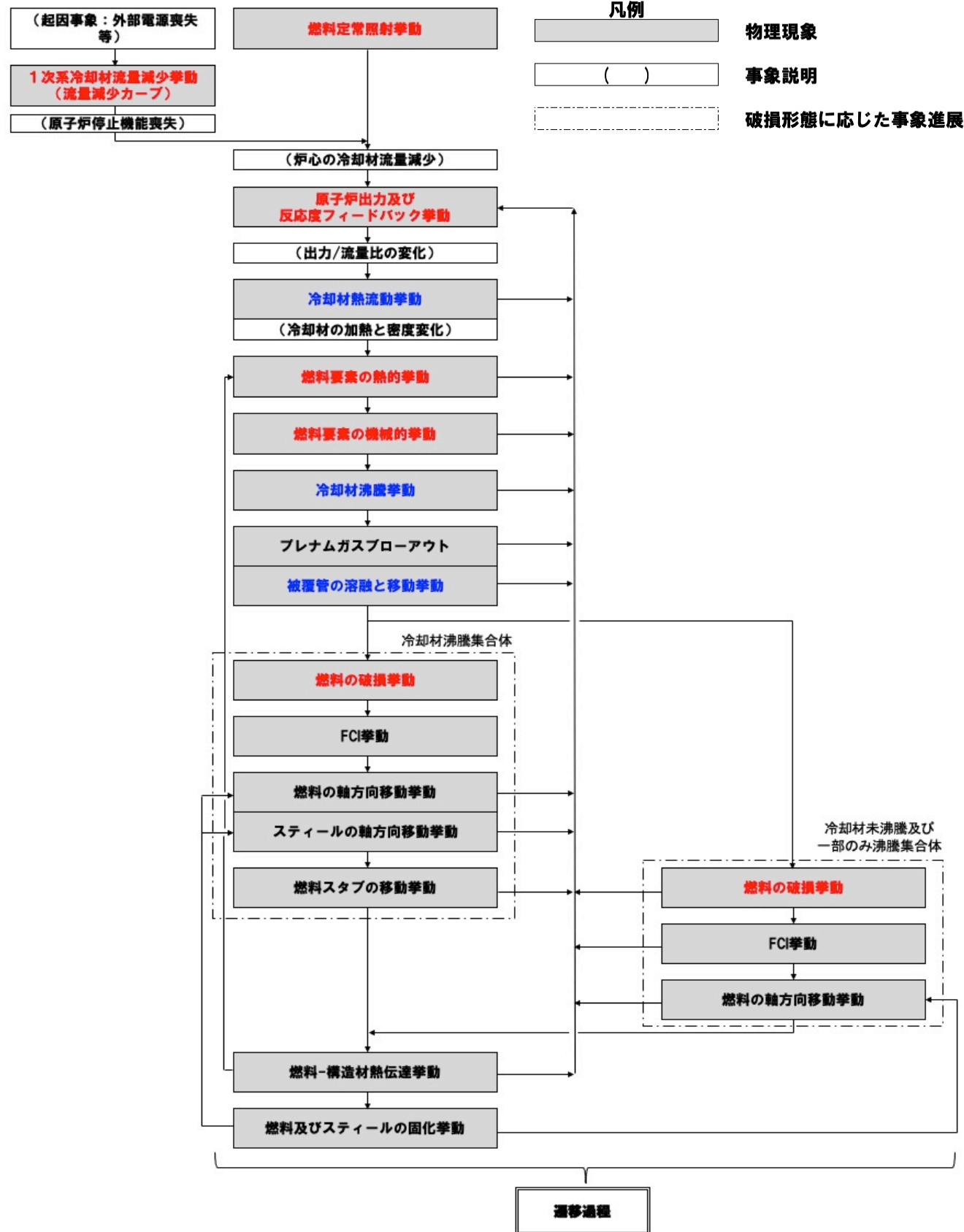
再配置・冷却過程



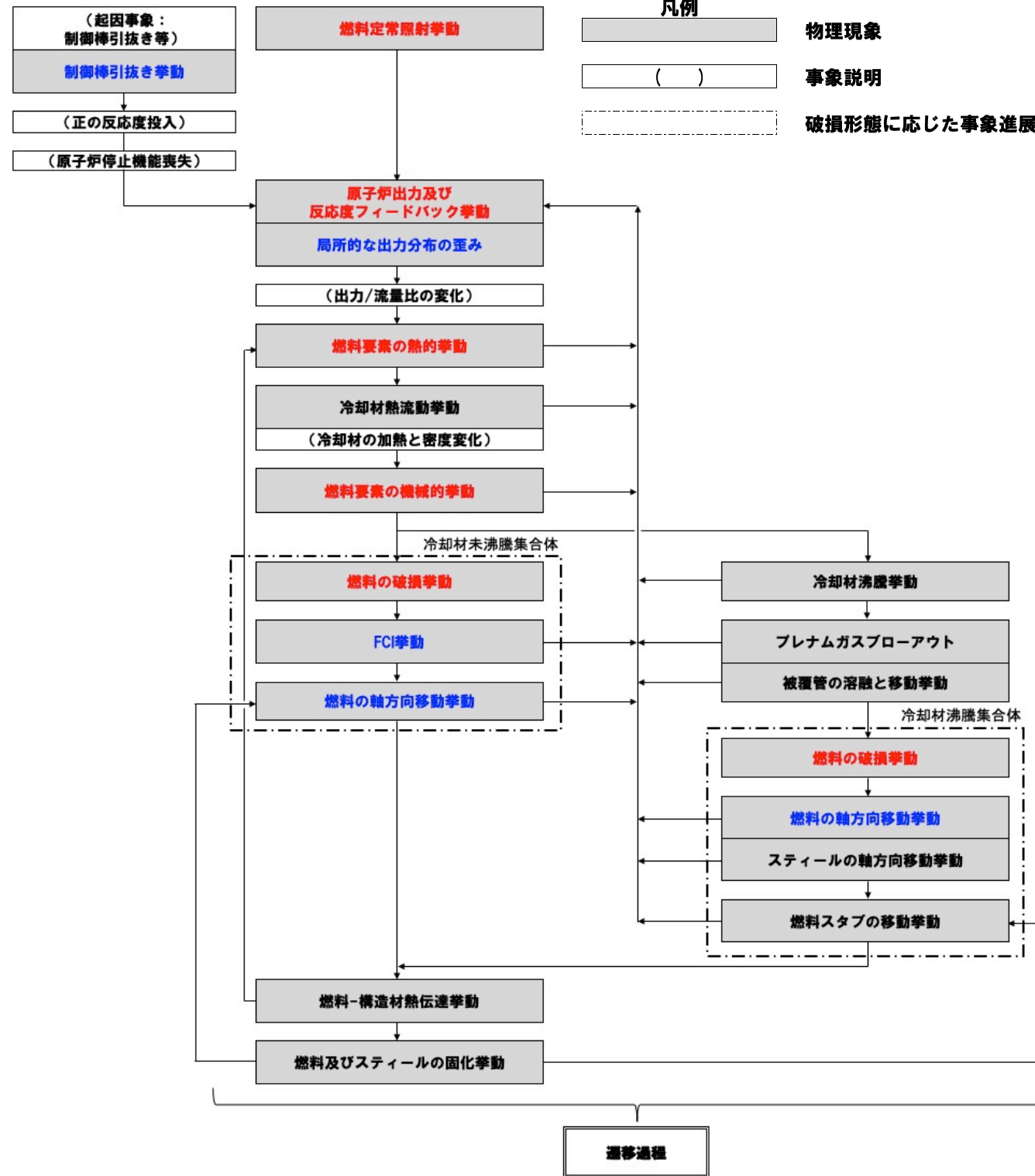
◆ 原子炉容器底部や上部プレナムへ再配置された燃料及び炉心残留燃料が冷却材循環によって固化・冷却される過程

# 起因過程の事象推移と物理現象

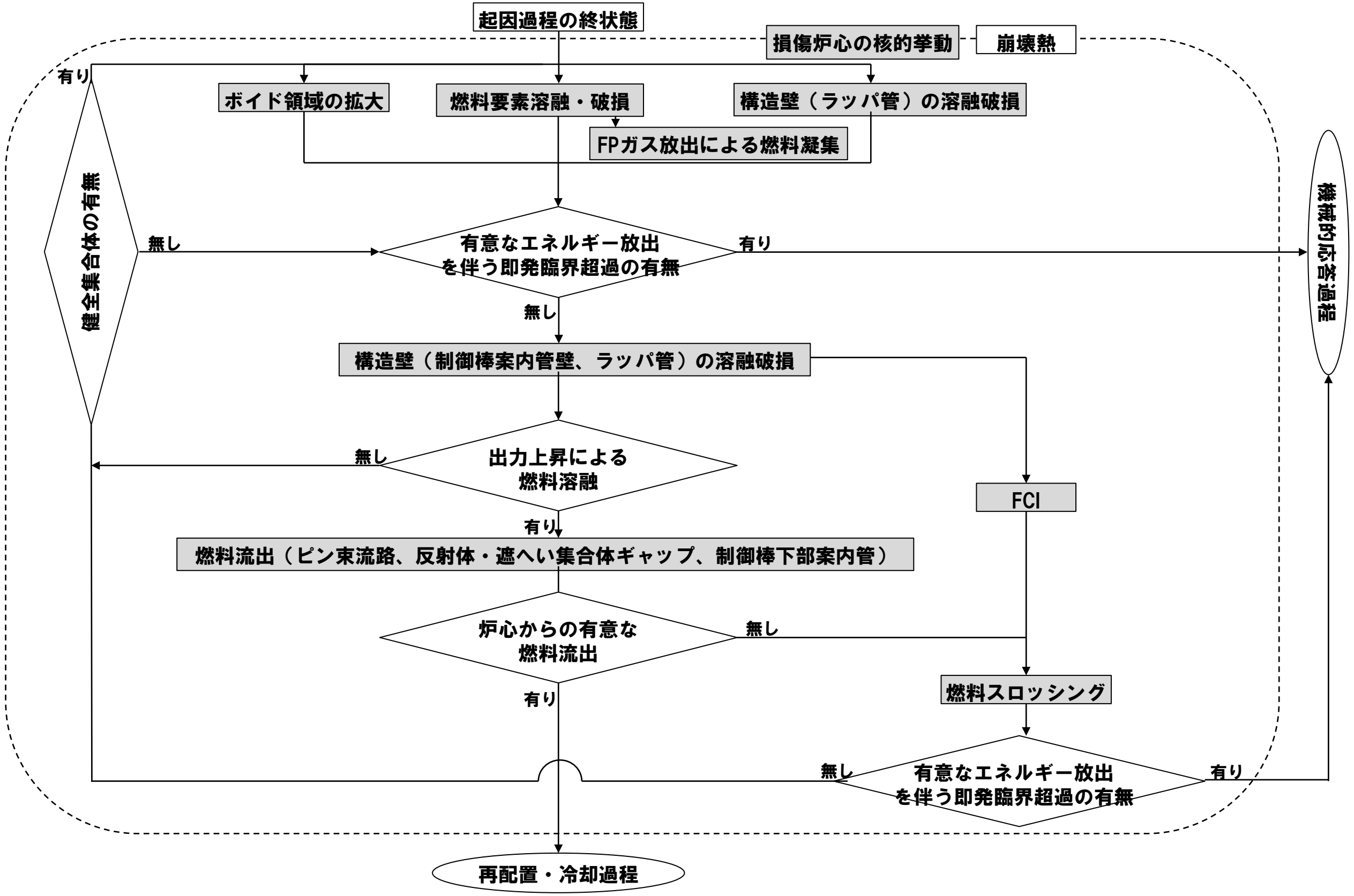
## ULOOF



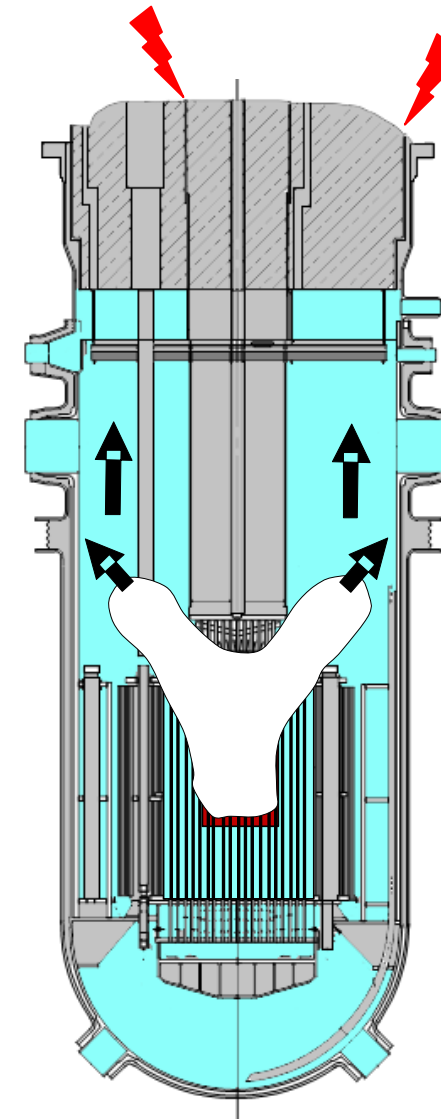
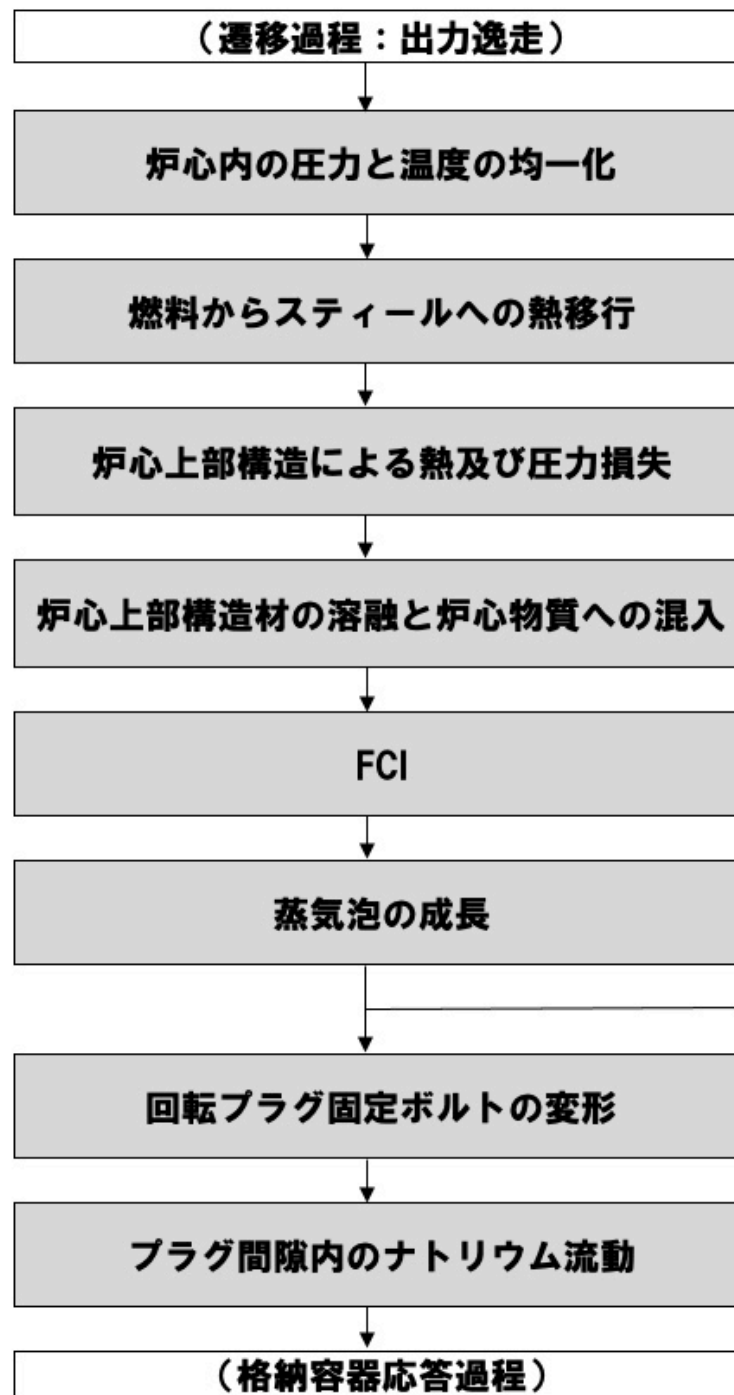
## UTOP



# 遷移過程の事象推移と物理現象



# 機械的応答過程の事象推移と物理現象



流体圧力による原子炉容器変形



# 抽出された物理現象の確認

- 抽出した物理現象について、計算コードの適用性確認を行うため、米国NRCのRG1. 203及び日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準:2008」で用いているEMDAP (Evaluation Model Development and Assessment Process)に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、有効性評価で解析対象とする「常陽」の物理領域を展開して階層化した。

## 階層構造分析の考え方

構成要素	内容
システム	解析すべきシステムの全体
サブシステム（物理領域）	解析に考慮しなければならない主要な構成要素
モジュール（物理領域）	サブシステムの中の機器
成分	物質の化学形態
相	固体、液体又は気体
幾何学形態	移動時の幾何学的な形態（プール、液滴、気泡、液膜等）
場	流れにより輸送される物理量が幾何学形態ごとに形成する場（質量、運動量、エネルギー、圧力等）
輸送プロセス	システム各部における構成相間の移動と相互作用を決定するメカニズム



# 抽出された物理現象の確認

## ■ 有効性評価においてモデル化の必要な物理領域

- ✓ システム： 「常陽」
- ✓ サブシステム： 原子炉容器
- ✓ モジュール： 炉心、炉心上下部構造材、制御棒下部案内管、  
径方向集合体、上部プレナム

■ 各物理領域に含まれる解析対象とする成分(物質)については、同種の場の方程式(関連する物理量(質量、エネルギー、運動量)の輸送を解くための方程式)で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量(力)の輸送を輸送プロセスとした。ただし、厳密には更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととして、それらの間の輸送プロセスは表現していない。

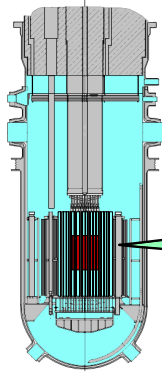
■ 起因過程、遷移過程、機械的応答過程(機械的エネルギー発生)それぞれについて、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

# 有効性評価に適用する計算コードの概要

- 各過程において、抽出された物理現象をモデル化した計算コードを用いて、事象進展を解析する。

UTOP又はULOFの開始

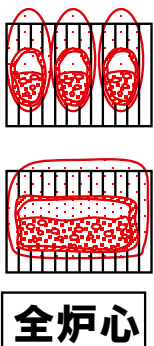
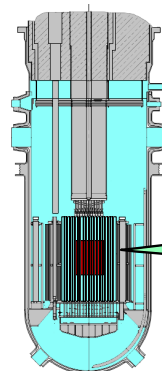
起因過程



- ◆ 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

エネルギー放出ありの場合

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も移動可能
- ◆ SIMMER-IV及び-IIIで解析

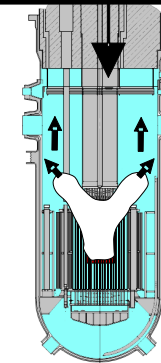
エネルギー放出ありの場合

エネルギー放出なしの場合

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)

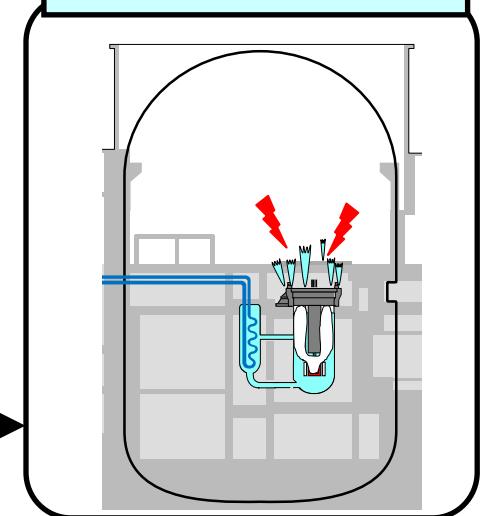
機械的応答過程

機械的エネルギー発生

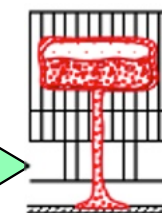
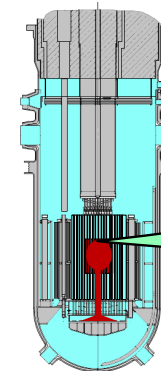


噴出ナトリウムの熱的影響解析

格納容器応答過程



再配置・冷却過程



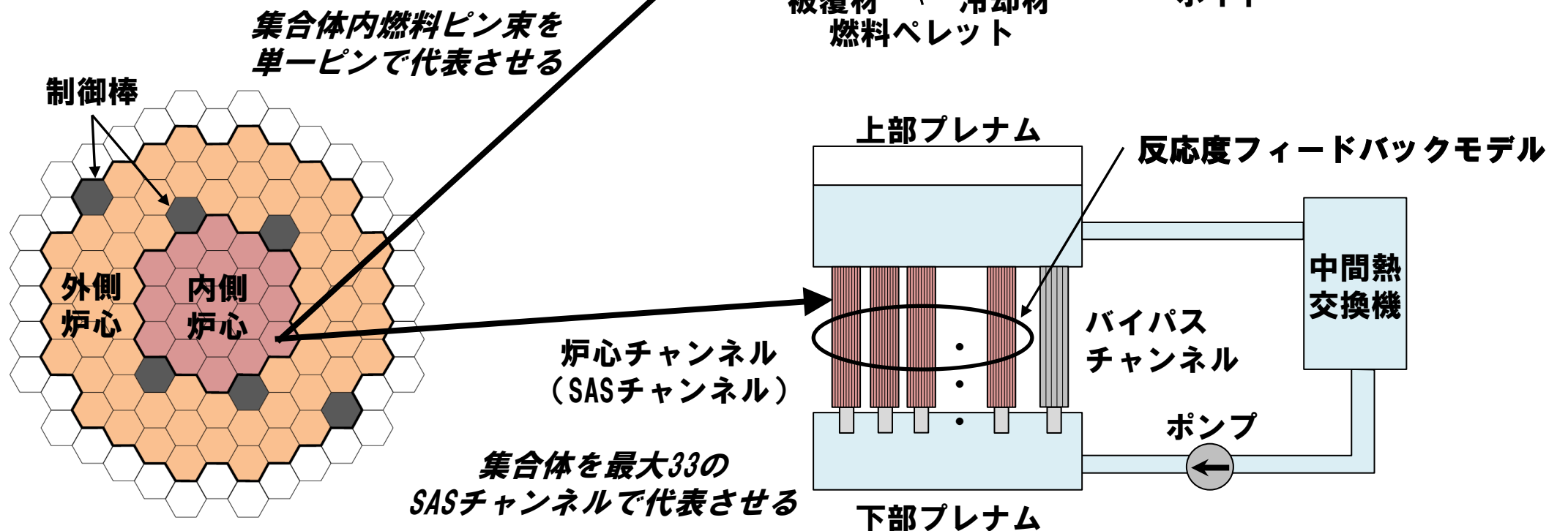
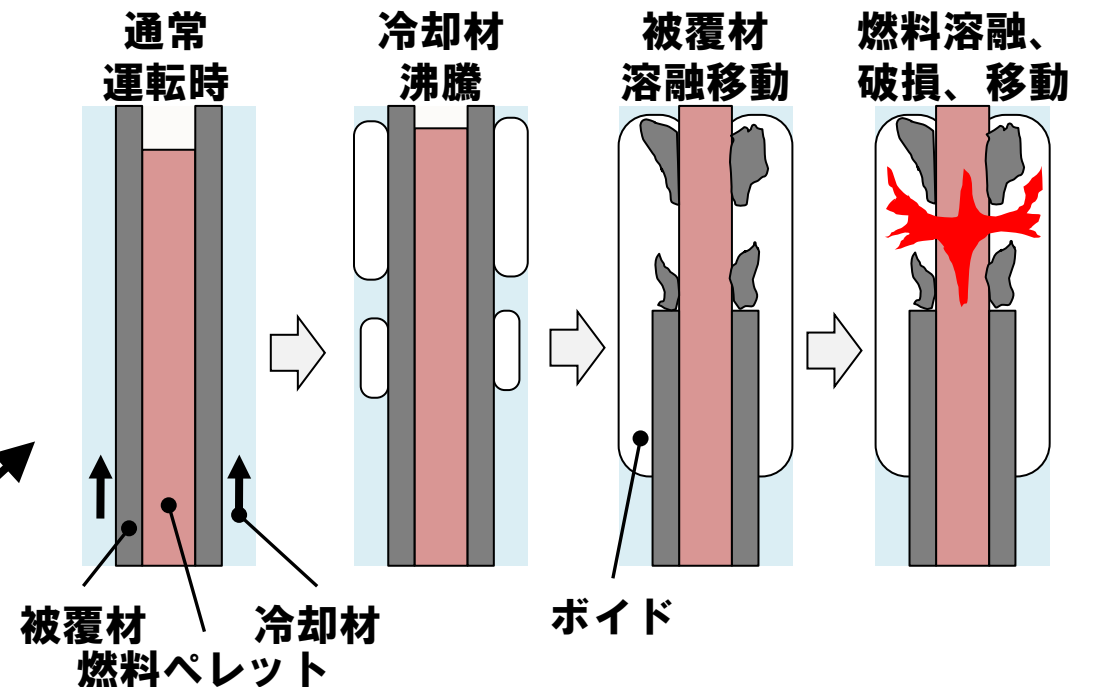
- ◆ 原子炉容器底部や上部プレナムへ再配置された燃料、及び炉心残留燃料が冷却材循環によって固化・冷却される過程

# 有効性評価に適用する計算コードの概要

## ■ SAS4A

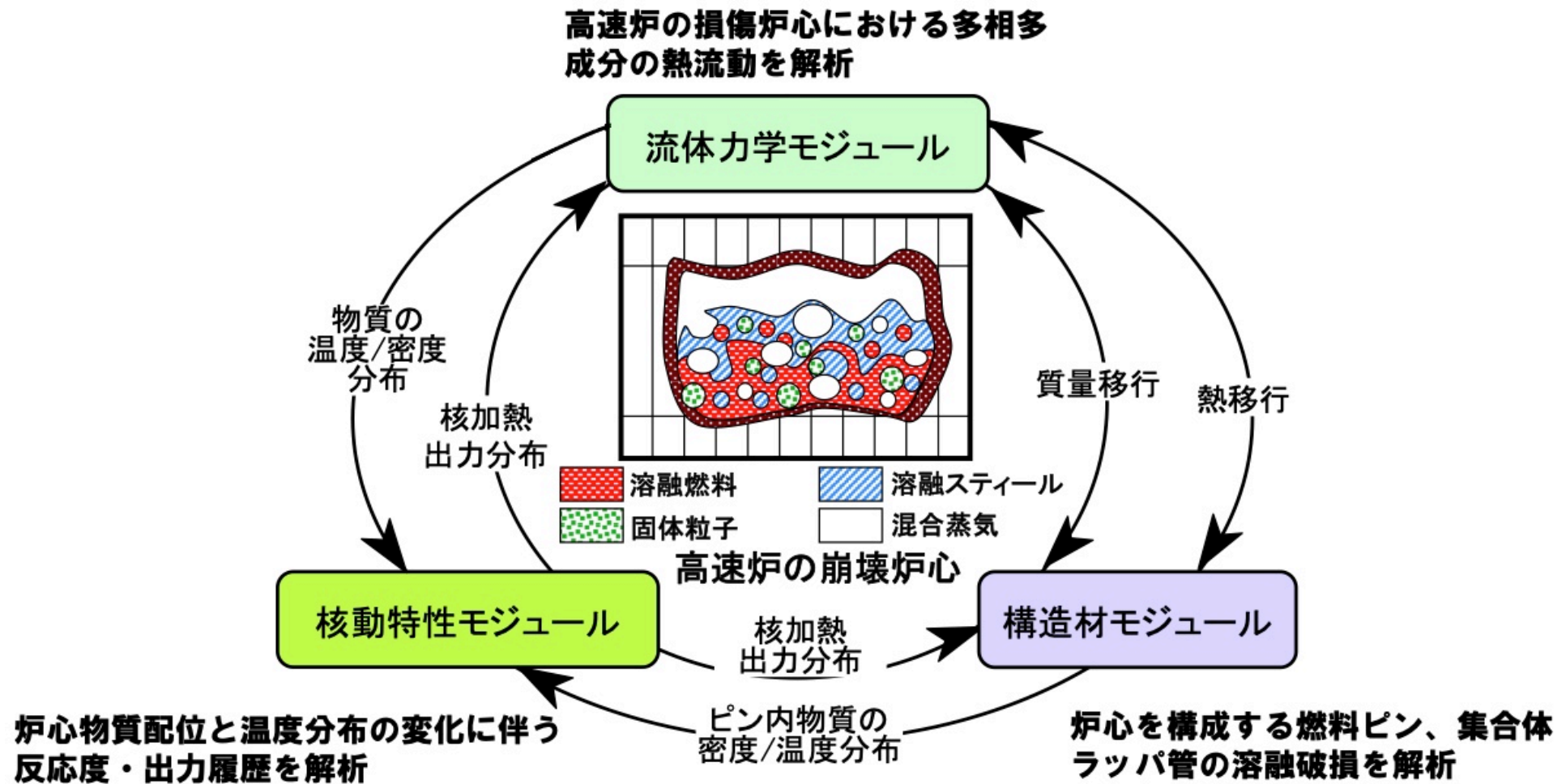
- SAS4Aは、起因過程において炉心の各部分で時間遅れをもつて発生する種々の現象を解析するモジュールを有機的に結合させた計算コード
- 各チャンネルは、上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1点近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。

燃料要素照射計算モデル、熱計算モデル、燃料要素変形計算モデル、冷却材過渡挙動モデル、被覆管溶融移動モデル、燃料破損予測モデル、破損後物質移動モデル

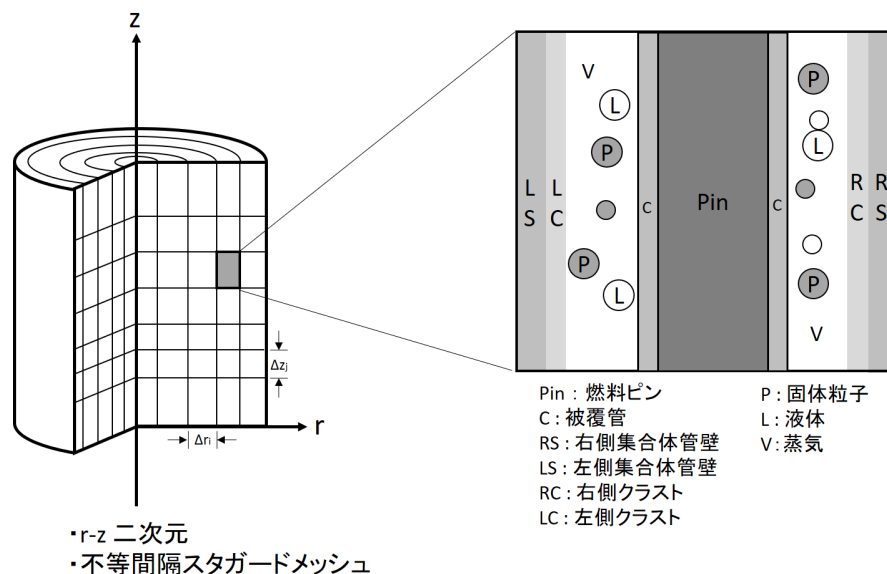


# 有効性評価に適用する計算コードの概要

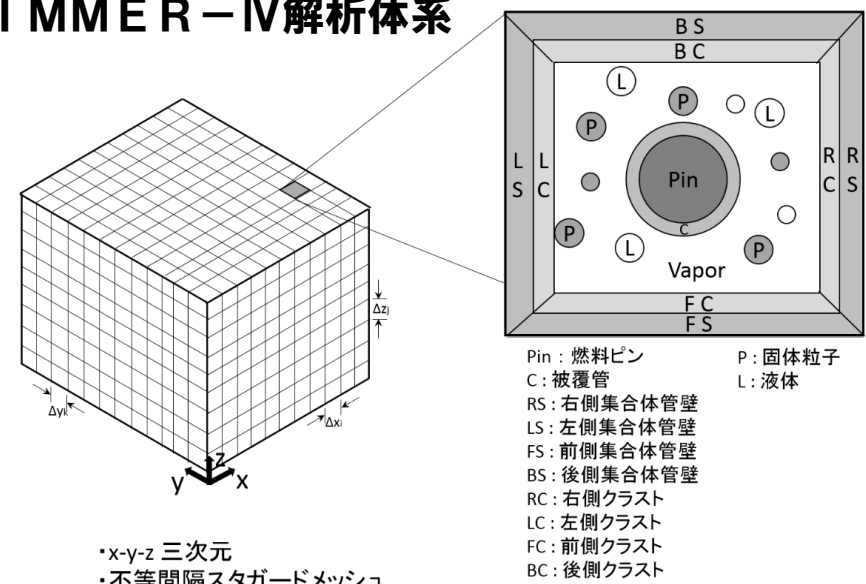
## ■ S I M M E R - IV及びS I M M E R - III



### S I M M E R - III解析体系



### S I M M E R - IV解析体系



# 有効性評価に適用する計算コードの概要

## ■ P L U G

- P L U Gは、原子炉容器の回転プラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化するとともに、回転プラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた格納容器床上へのナトリウムの噴出量を解析するための計算コードである。
- P L U Gでは、種々の回転プラグを剛体として扱い、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化し、各プラグの1次元の運動方程式を連成させて解くことによりその相対運動を計算する。また、原子炉容器内と格納容器（床上）との圧力差を用いて、ベルヌーイの式から回転プラグ間の相対変位により生じる間隙から噴出するナトリウム量を計算する。

## ■ A U T O D Y N

- A U T O D Y Nは、爆発・衝撃問題のような非線形の強い事象の時刻歴応答解析のための専用の計算コードとして開発された。本計算コードでは、流体（気体及び液体）の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子、及び構造物の変形解析に適したラグランジェ型及びシェル型計算要素を用いた計算格子を同時に扱うとともに、これら計算格子間の相互作用を扱うことが可能である。これにより、流体の流動と構造物の変形との間の相互作用を考慮した解析（流体-構造連成解析）が可能となっている。
- A U T O D Y Nは、種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用性の高い計算コードであり、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造壁に圧力負荷を与えるような問題への適用においては、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。

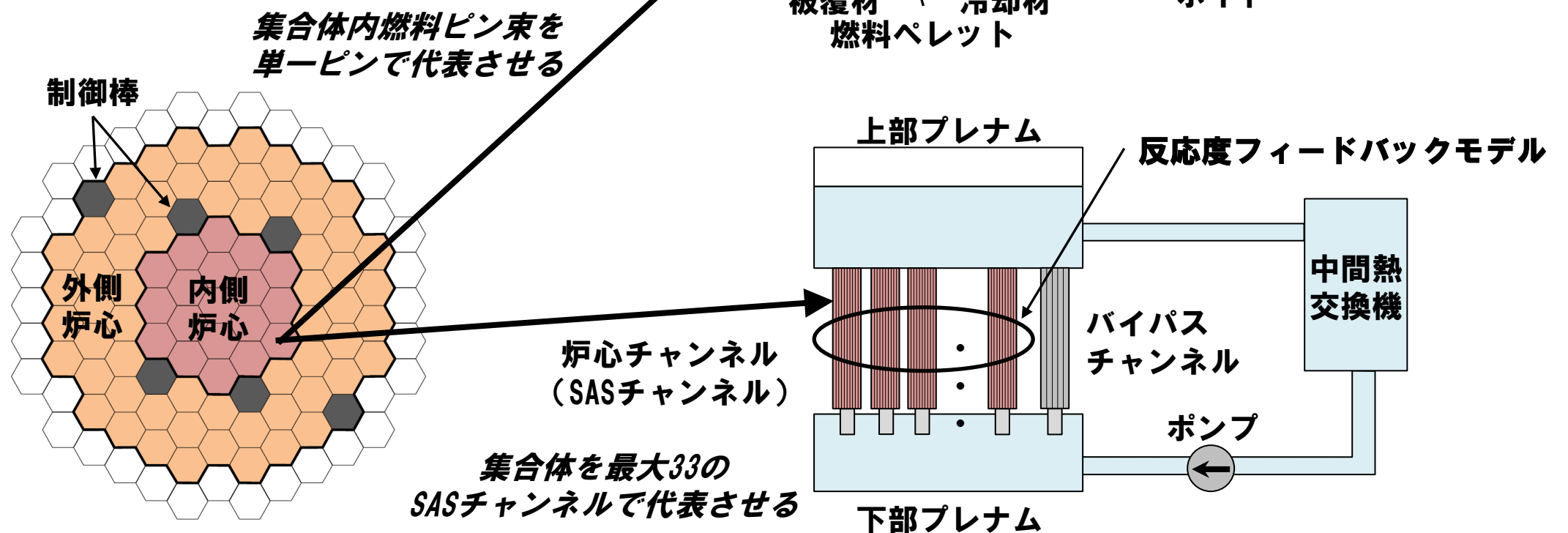
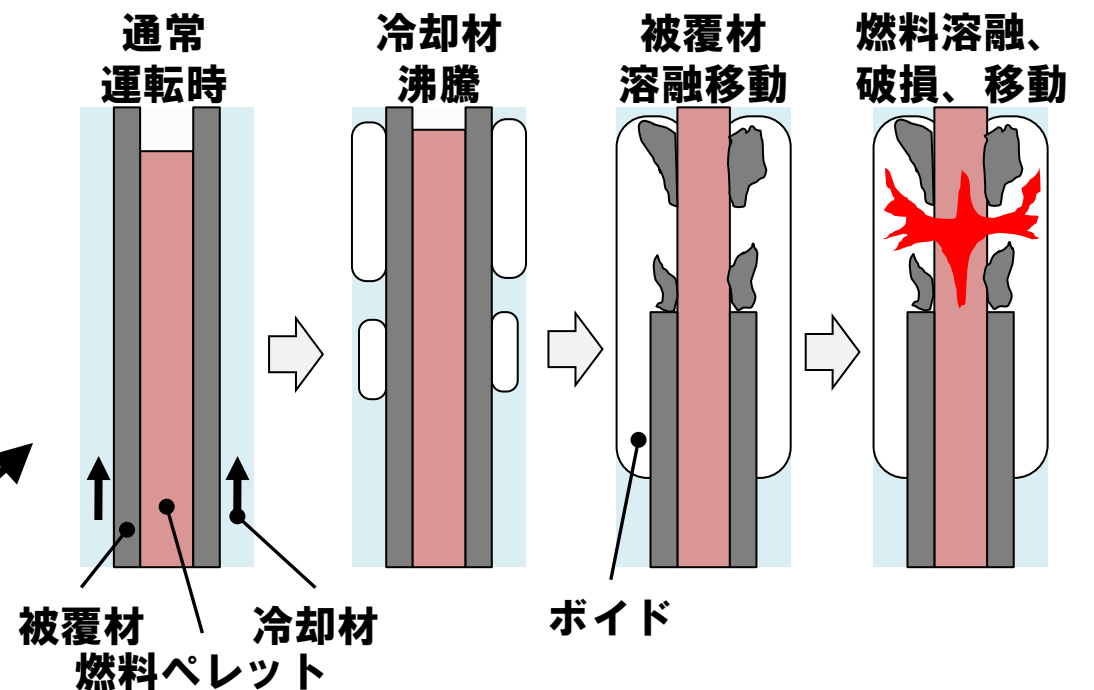
**S A S 4 A**



# SAS4Aの概念

- SAS4Aは、起因過程において炉心の各部分で時間遅れをもつて発生する種々の現象を解析するモジュールを有機的に結合させた計算コード
- 各チャンネルは、上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1点近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。

燃料要素照射計算モデル、熱計算モデル、燃料要素変形計算モデル、冷却材過渡挙動モデル、被覆管溶融移動モデル、燃料破損予測モデル、破損後物質移動モデル





# 起因過程の事象推移における重要現象 評価指標とランクの定義

- 評価事故シーケンスのULOFとUTOPのどちらかにおいて、評価指標である炉心平均燃料温度に「H」又は「M」のある現象を重要現象としてSAS4A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) 燃料定常照射挙動、(2) 原子炉出力及び反応度フィードバック挙動、(3) 制御棒引抜き挙動、(5) 1次系冷却材流量減少挙動（流量減少カーブ）、(6) 冷却材熱流動挙動、(7) 燃料要素の熱的挙動、(8) 燃料要素の機械的挙動、(9) 冷却材沸騰挙動、(11) 被覆管の溶融と移動挙動、(12) 燃料の破損挙動、(13) 燃料の軸方向移動挙動、(16) FCI挙動、が重要現象として抽出された（計12個）。

物理現象	ULOF	UTOP
(1) 燃料定常照射挙動	H	H
(2) 原子炉出力及び 反応度フィードバック挙動	H	H
(3) 制御棒引抜き挙動	L	H
(4) 局所的な出力分布の歪み	L	L
(5) 1次系冷却材流量減少挙動 (流量減少カーブ)	H	L
(6) 冷却材熱流動挙動	H	M
(7) 燃料要素の熱的挙動	H	H
(8) 燃料要素の機械的挙動	H	H
(9) 冷却材沸騰挙動	H	M

物理現象	ULOF	UTOP
(10) プレナムガスのブローアウト	L	L
(11) 被覆管の溶融と移動挙動	H	L
(12) 燃料の破損挙動	H	H
(13) 燃料の軸方向移動挙動	M	H
(14) スティールの軸方向移動挙動	L	L
(15) 燃料スタブの移動挙動	L	L
(16) FCI挙動	L	H
(17) 燃料－構造材熱伝達挙動	L	L
(18) 燃料とスティールの固化挙動	L	L

# SAS4Aにおける重要現象に対する妥当性確認方法

- SAS4Aは、独国カールスルーエ原子力研究センターや仏国フランス原子力庁とも協力してCABRI試験等の炉内／炉外試験を通じて得られたデータや知見等を基にモデル改良及び検証を行っている。そこでCABRIプログラムに関連する以下の試験により妥当性を確認した。

重要現象	解析モデル	Phoenix炉における燃料要素の照射試験	CABRI炉内試験
燃料定常照射挙動	燃料要素照射計算モデル	RIG1ピン	—
原子炉出力及び反応度フィードバック挙動 *1	反応度ワースマップ 1点炉動特性方程式	—	—
制御棒引抜き挙動 *2	境界条件	—	—
1次系冷却材流量減少挙動 *2	境界条件	—	—
冷却材熱流動挙動	熱計算モデル 冷却材過渡挙動モデル	—	B13試験
燃料要素の熱的挙動	熱計算モデル	—	B13試験
燃料要素の機械的挙動	燃料要素変形計算モデル	—	B13試験等
冷却材沸騰挙動	冷却材過渡挙動モデル	—	EFM1試験
被覆管の溶融と移動挙動	被覆管溶融移動モデル	—	B11試験
燃料の破損挙動	燃料破損予測モデル	—	B14試験
燃料の軸方向移動挙動	未沸騰時破損後挙動解析モデル 沸騰時破損後挙動解析モデル 流動様式マップ	—	B14試験
FCI挙動	冷却材過渡挙動モデル 未沸騰時破損後挙動解析モデル	—	E6試験

\*1 反応度ワースマップは入力値、1点炉動特性方程式は一般的な理論式であり、また、各反応度要因に関しては他のモデルにより導出されるものであるため、妥当性評価は不要とした。

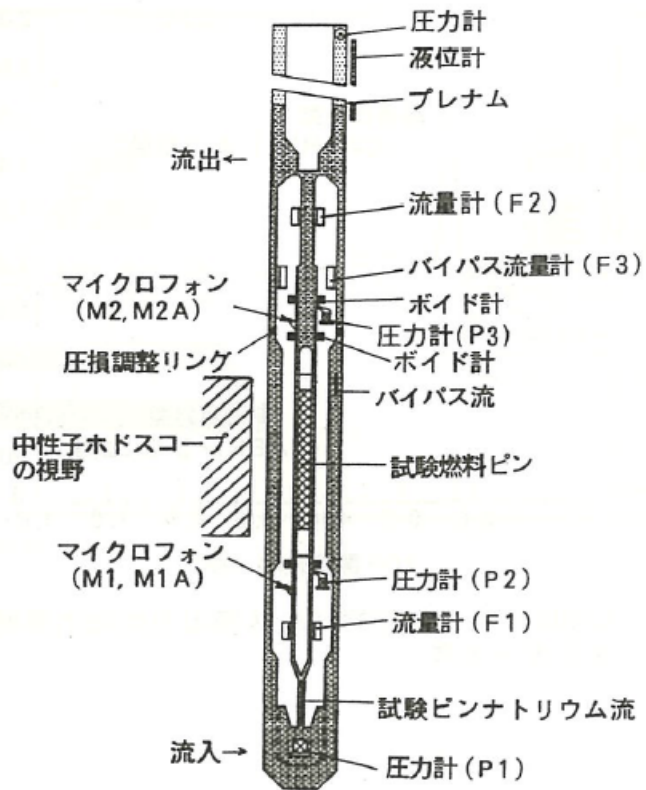
\*2 制御棒引抜き挙動と1次系冷却材流量減少挙動は入力値であることから、妥当性評価は不要とした。

# 妥当性確認 (1/3)

## CABRI炉内試験

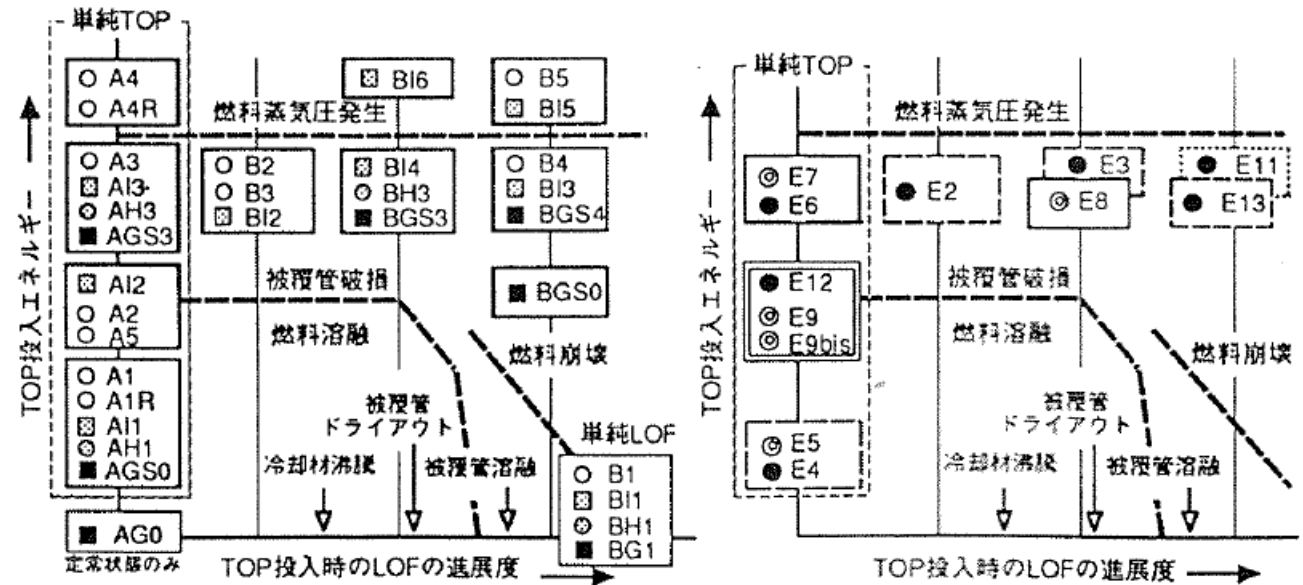
### ■ CABRI炉内試験の概要

- ✓ CABRI炉は、強制循環冷却による短時間の定常出力運転が可能なスイミングプール型の軽水冷却熱中性子パルス炉
- ✓ 炉心中央の試験孔に試験体を封入したナトリウムループを設置し、試験燃料に過渡出力変化を与え、併せてループ側のナトリウム流量を制御することにより、多様な事故条件の模擬を行うことができる。



CABRI試験体計装及び  
ナトリウムループの概念

使用燃料	○: 未照射燃料 □: CABRI Rig1 ■: CABRI Rig2 ⊙: CABRI Rig3	CABRI-II ⊙: Ophelie-6 ●: Viggen-4	
過出力条件	高過出力条件 (10~100kJ/g·s)	中過出力条件 (1~5kJ/g·s)	ダブルピーク 中過出力条件 ランプ状出力上昇: 数% P <sub>0</sub> /s (10 <sup>-3</sup> ~ 10 <sup>-2</sup> kJ/g·s)



(a) CABRI-I

(b) CABRI-II

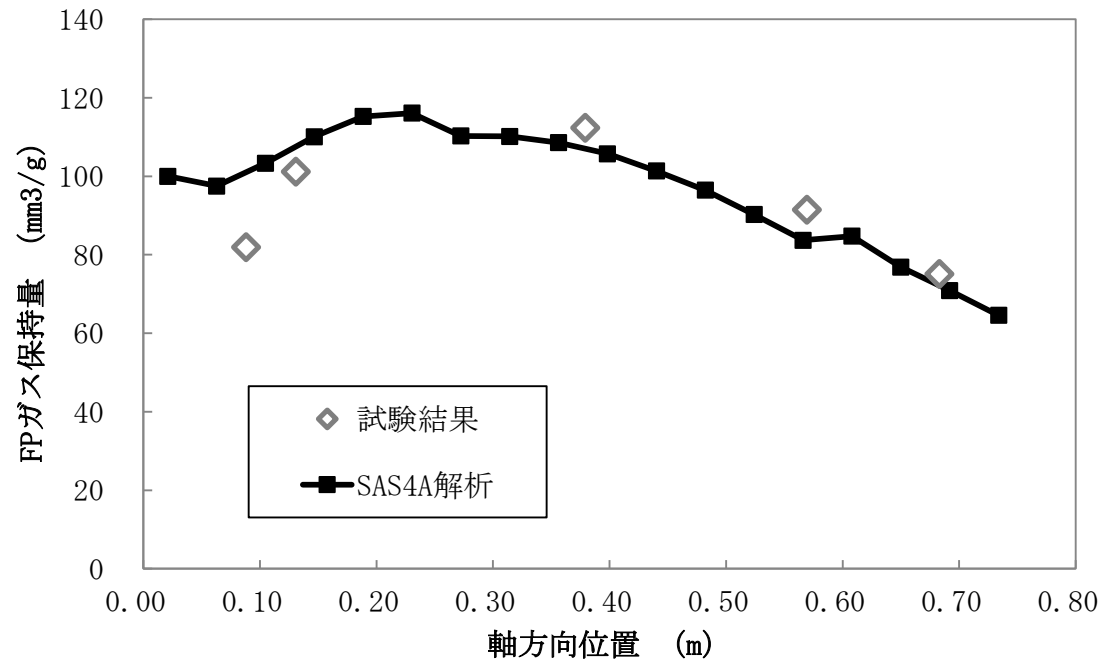
CABRI-I及びCABRI-IIの試験マトリクス

## 妥当性確認 (2/3)

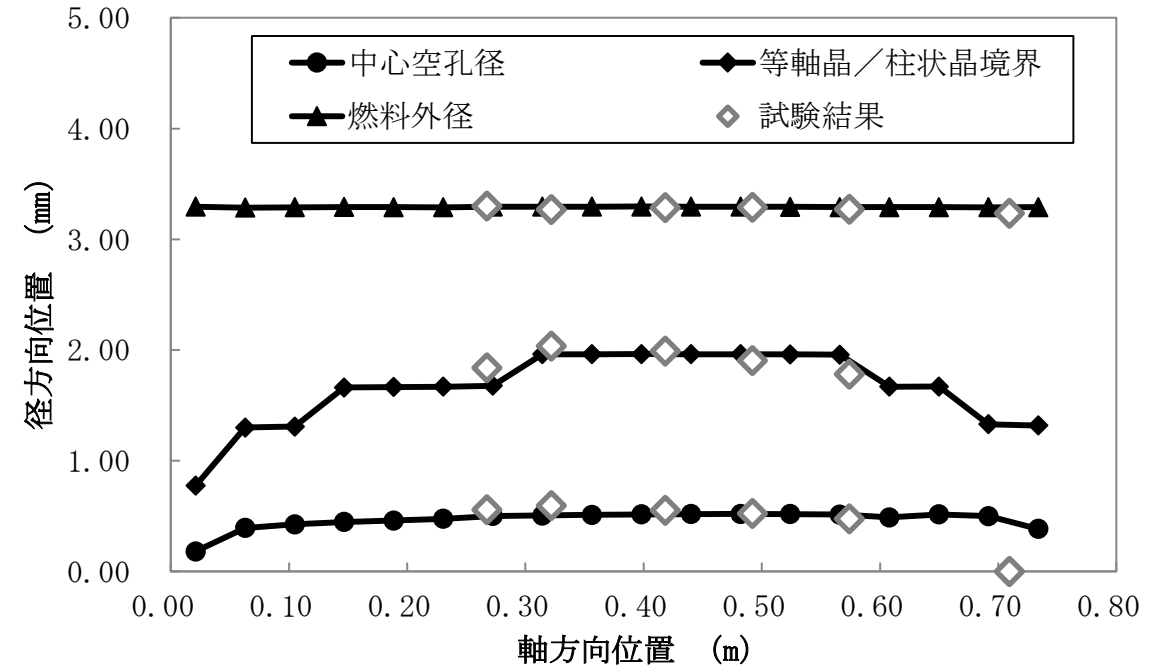
# 燃料定常照射挙動 — Phénix炉における燃料要素の照射試験

### ■ 試験と解析結果の概要

- ✓ CABRIプログラムにおける各試験には、仏のPhénix炉で照射されたRIG1ピンやVIGGEN-4ピンと呼ばれる燃料要素が用いられている。
- ✓ X線・中性子線ラジオグラフィや断面金相写真、溶解法による燃料保持ガス分布測定等の詳細な照射後試験を実施している。



RIG1ピンの軸方向ガス保持量分布の比較



RIG1ピンの燃料の幾何形状及び組成分布の比較

- ✓ FPガスの挙動に関しては、照射試験後のFPガスの生成量、放出量、保持量の総量及びFPガス保持量の軸方向及び径方向分布は、試験結果と同等の解析結果が得られている。また、燃料の幾何形状や燃料組成の軸方向分布についても解析結果は、試験結果をおおむね再現できている。ただし、局所的に差の大きな部分もあるため、有効性評価では、不確かさを考慮する必要があると判断した。

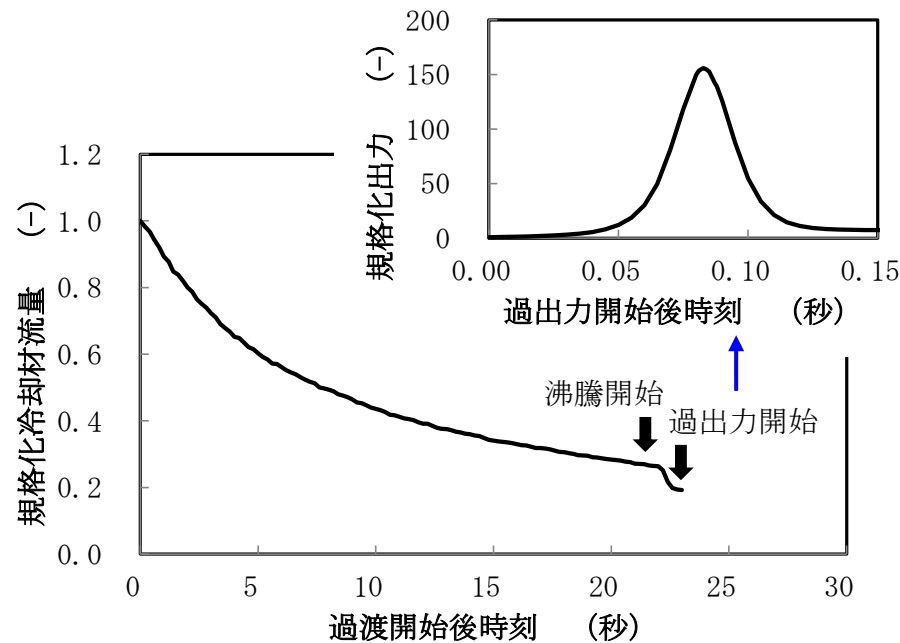


# 妥当性確認 (3/3)

## 燃料の破損挙動、燃料の軸方向移動挙動 — CABRI 炉内試験 (BI4試験)

### ■ 試験と解析結果の概要

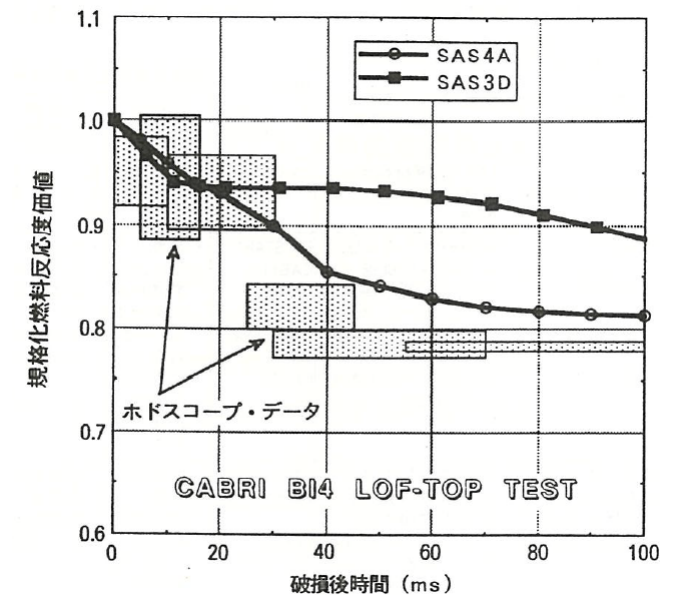
- ✓ BI4試験は、ナトリウム流量の減少により沸騰が生じた後1.5秒で過出力をかけた過渡試験である。沸騰直後に過出力をかけたことにより、試験では早期の被覆管の機械的な破損と溶融燃料の放出が確認されている。



物理現象	試験結果	解析結果
破損時刻 (ms*)	88	89.2
破損位置 (mmBFC**)	520	514.5-557.6

\* 過出力開始時からの時刻 (ms)

\*\* Bottom of Fissile Columnからの距離 (mm)



BI4試験の流量減少挙動と過出力条件

破損位置及び破損時刻の比較

規格化燃料反応度値の比較

- ✓ 規格化燃料反応度値は、燃料の軸方向質量分布を出力で重み付けした平均値であり、破損前の燃料の分布を1と規格化している。燃料が、出力の高い軸方向中心付近から出力の低い上下方向に移動すると規格化燃料反応度値は下がるため、規格化燃料反応度値は燃料の分散の度合いを表す。
- ✓ 解析結果は、試験結果とおおむね一致しており、解析では、燃料の破損挙動と燃料の軸方向移動挙動を良く再現できている。

## SAS4Aの有効性評価への適用性

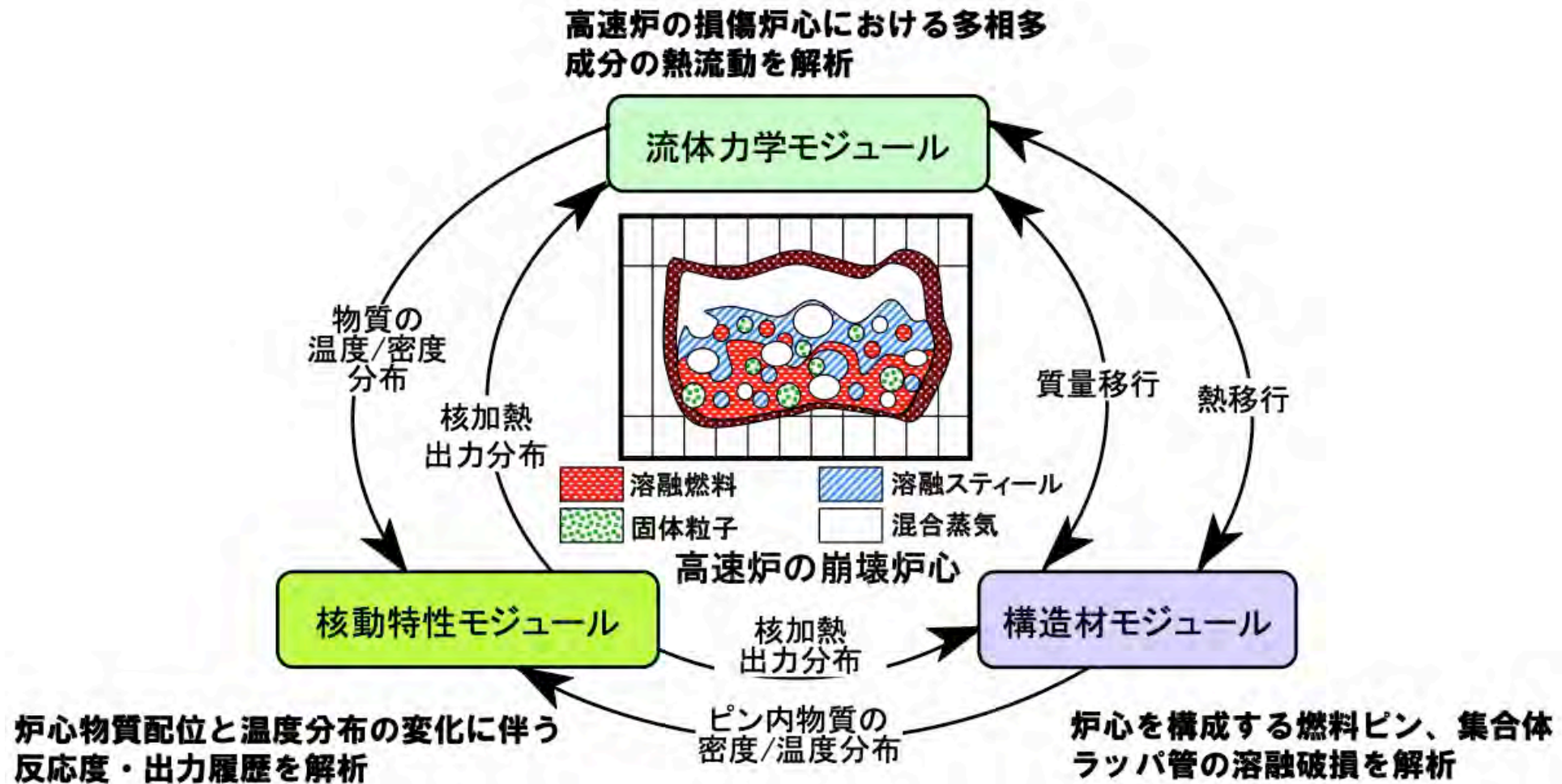
- SAS4Aの試験解析に関する検討により妥当性確認を行った結果、有効性評価への適用性があるものとする。
- SAS4Aの不確かさ
  - ✓ SAS4Aの妥当性確認の中で計算コードのモデルに関する不確かさとしてFPガス保持量の不確かさを抽出
  - ✓ 解析条件に関する不確かさとして、制御棒引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料の温度反応度及び燃料破損条件の不確かさを考慮
- 起因過程解析では、有効性評価の基本的考え方に従って、基本ケース＋不確かさの影響を評価する。

**S I M M E R-IV及びS I M M E R-III**

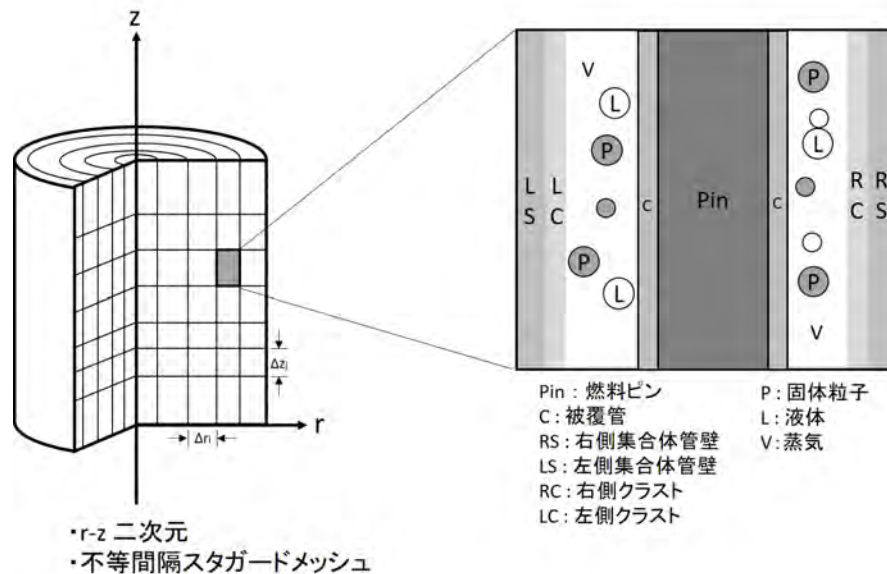


# 有効性評価に適用する計算コードの概要

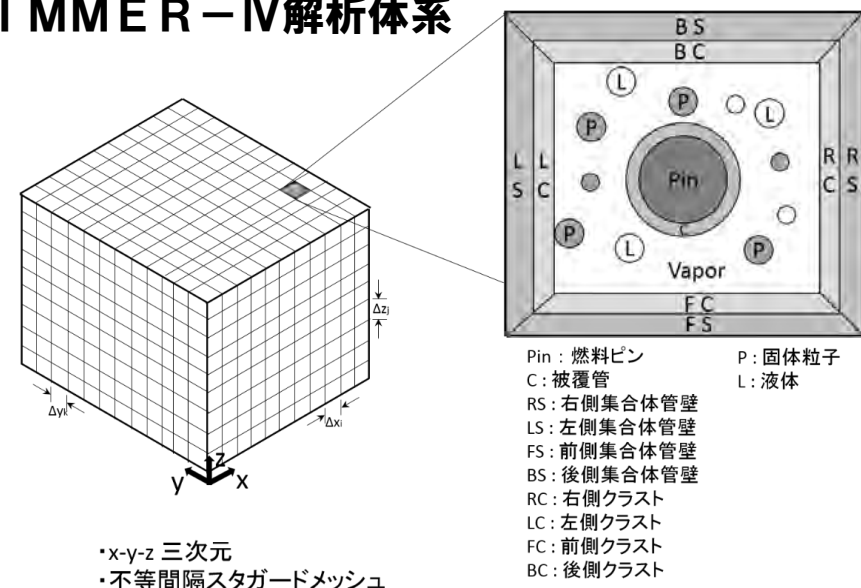
## ■ S I M M E R - IV 及び S I M M E R - III



### S I M M E R - III 解析体系



### S I M M E R - IV 解析体系



- **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（検証）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（妥当性確認）**
    - **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

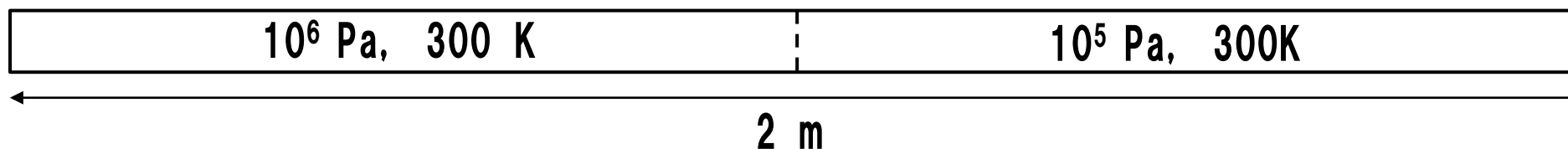
No	課題	担当組織	Conv.	FR/IA	MXF	H&M	STR
<b>Category 1: 流体対流アルゴリズム</b>							
1.1	理想気体の衝撃波管	PNC	×				
1.2	二相衝撃波管	FZK	×	×	×		
1.3	U字管内の流体振動	IPSN	×				
1.4	1次元流体沈降	PNC	×				
1.5	2次元流体沈降	PNC	×				
1.6	1次元ナトリウム沸騰	PNC	×	×	×	×	
1.7	粒子を含む液体プールのスロッシング	FZK	×	×	×		
1.8	水撃（ウォーターハンマー）	PNC	×				
1.9	液体スラグの衝突	FZK	×	×	×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



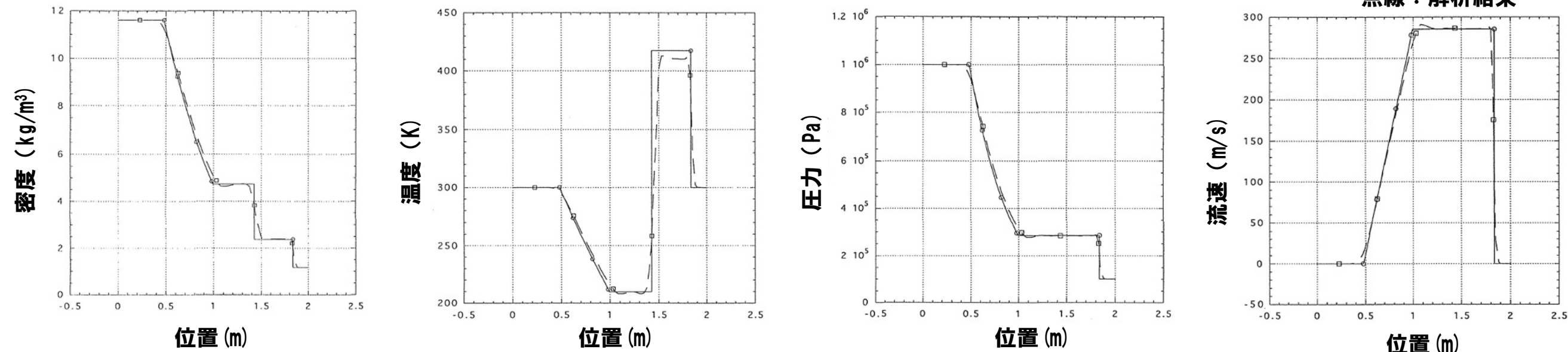
## ■ 1.1 理想気体の衝撃波管

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。



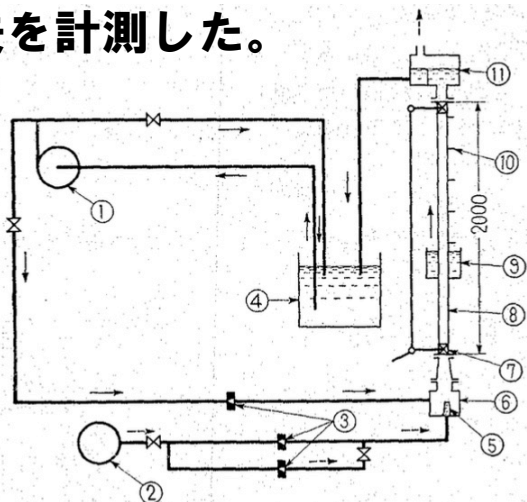
### 1. 5ms後の密度、圧力、温度、流速を理論解と比較

実線：理論解  
点線：解析結果

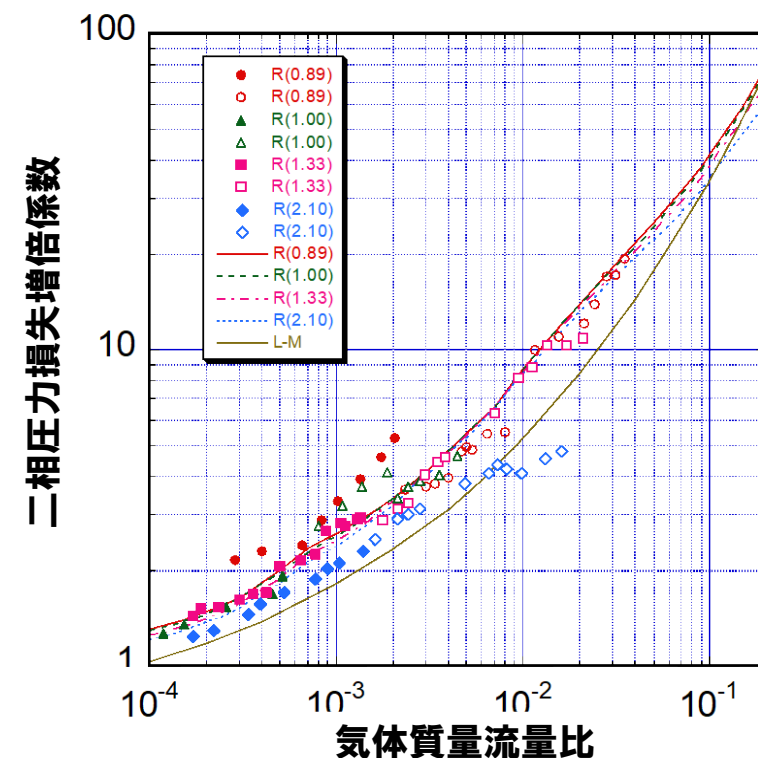
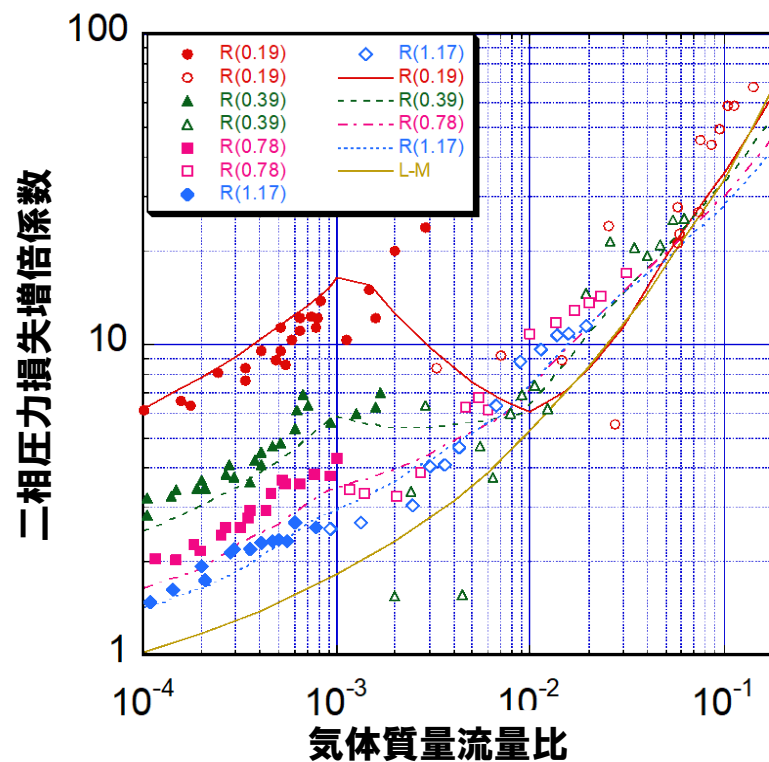


## ■ 2.5 管内流における運動量交換

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）

# 遷移過程の事象推移における重要現象

- 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

# 重要現象の検証課題とS I M M E Rの解析モデルの対応関係

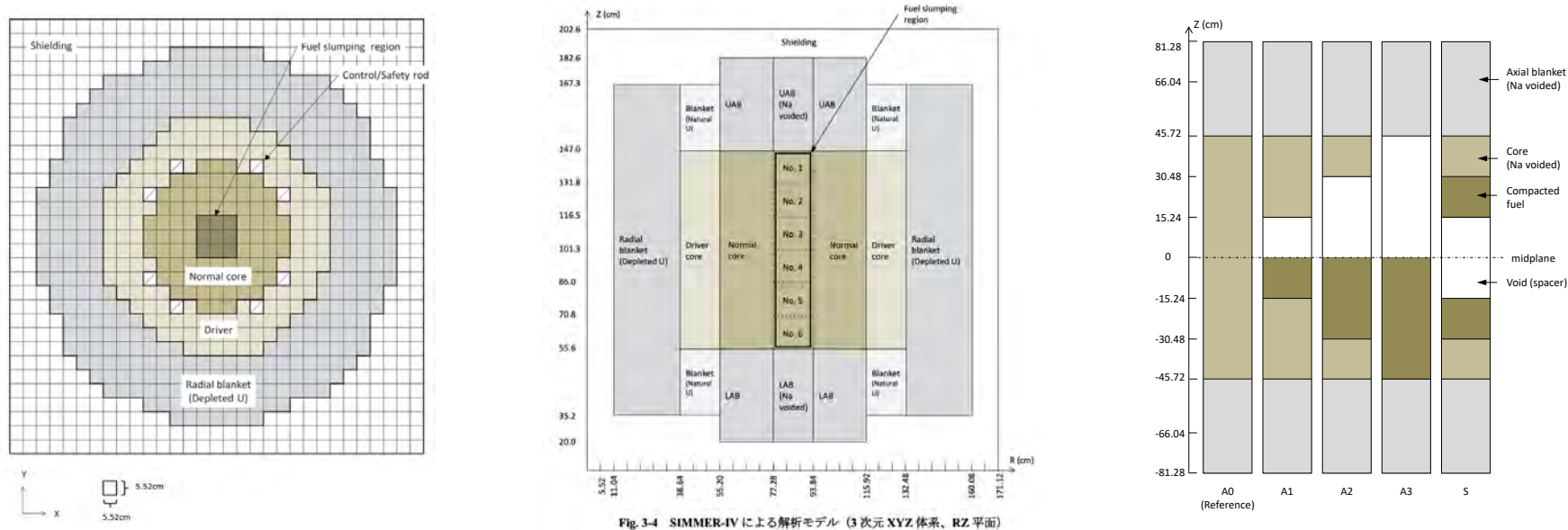
重要現象	検証解析	SIMMERの解析モデル					
		多成分流動	流動様式及び境界面積	運動量交換	熱及び質量移行	構造材	空間依存動特性
損傷炉心の核的挙動	FCA VIII-2試験解析等						○
構造壁の溶融破損	EAGLE炉内試験解析等				○	○	
FCI	THINA試験解析等	○	○	○	○		
燃料スロッシング	スロッシング挙動試験解析等	○	○	○			
燃料流出	GEYSER試験解析等	○	○	○	○	○	

# 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。

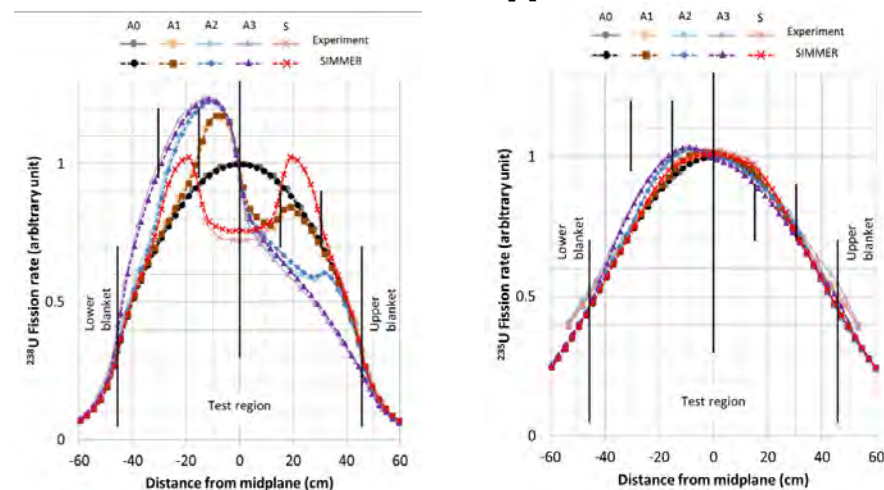


### 反応度変化の実験結果と解析結果の比較

(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



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（<sup>238</sup>Uの核分裂反応率の分布）。

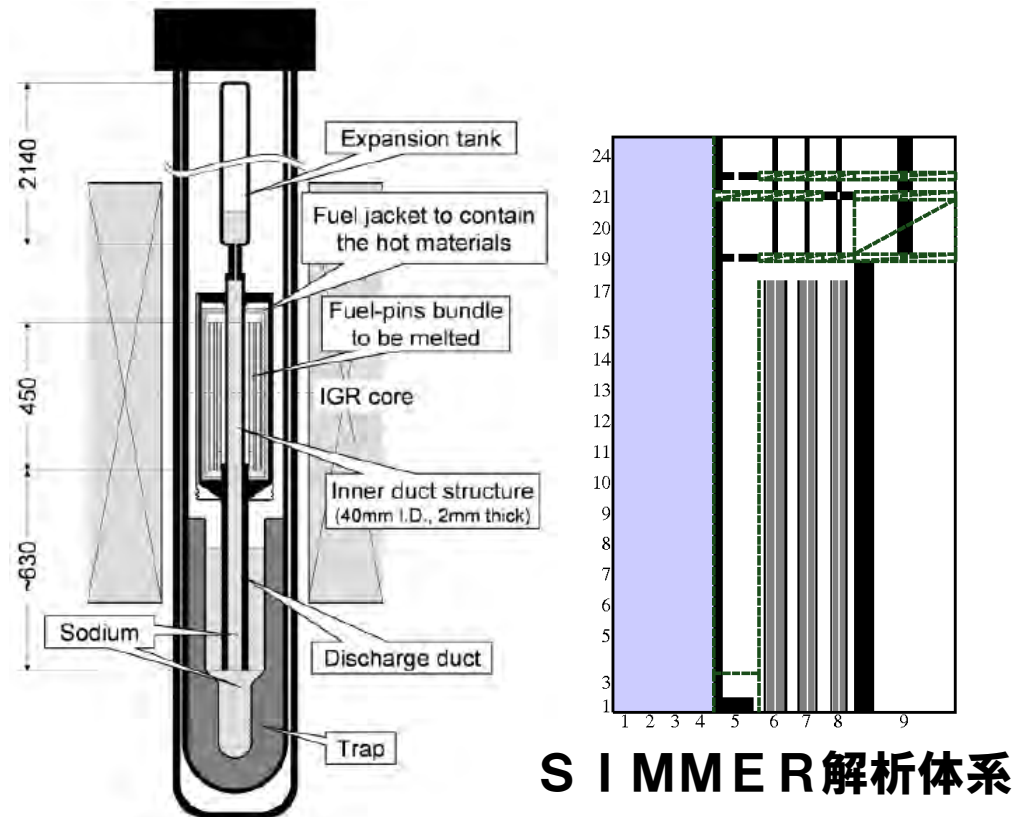


# 重要現象の検証解析 (2/8)

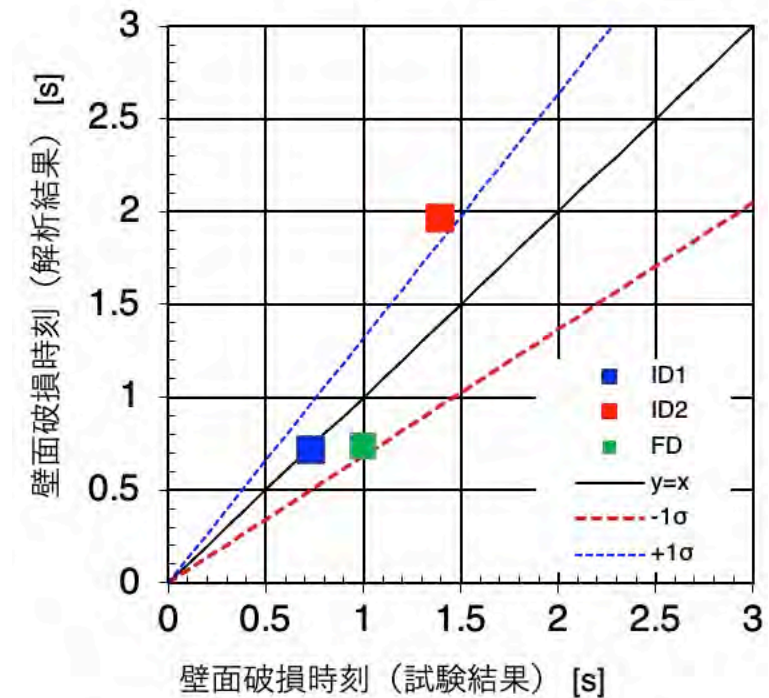
## — 構造壁の溶融破損 : EAGLE炉内試験解析 —

### ■ 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



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。

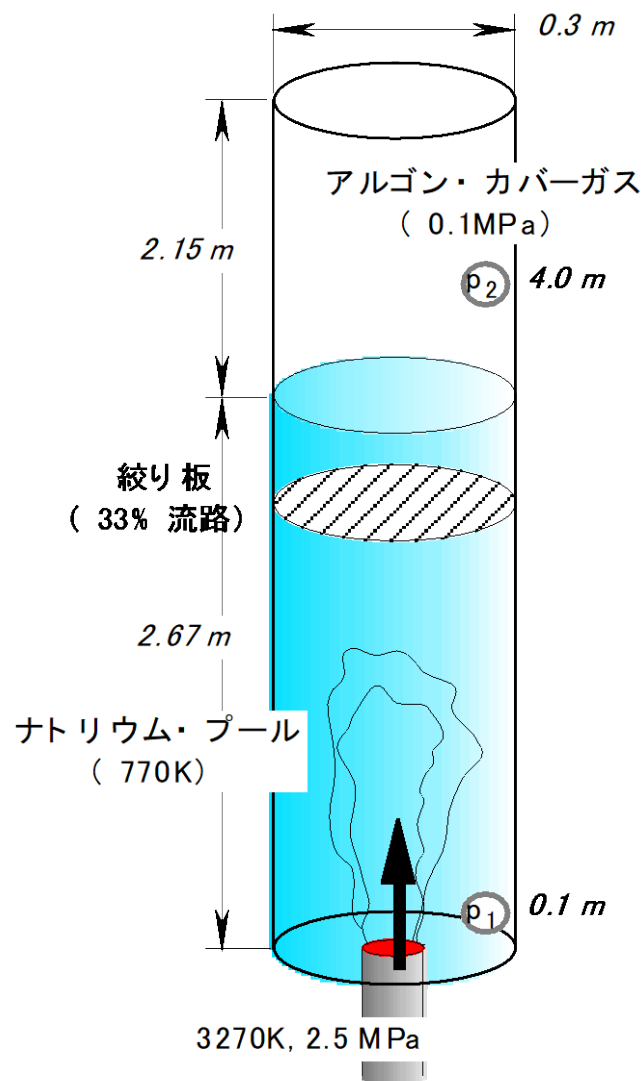
## 重要現象の検証解析 (3/8)

## —燃料—冷却材相互作用 (FCI) : THINA試験解析—

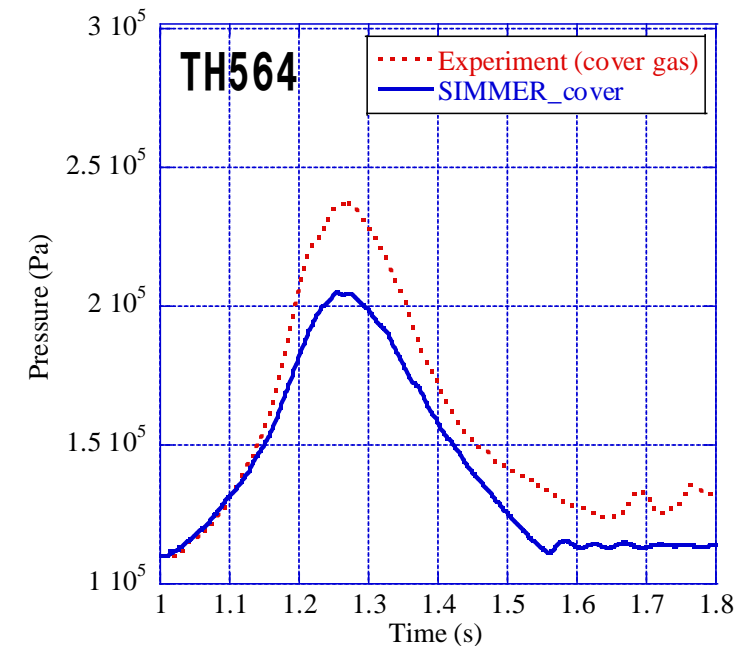
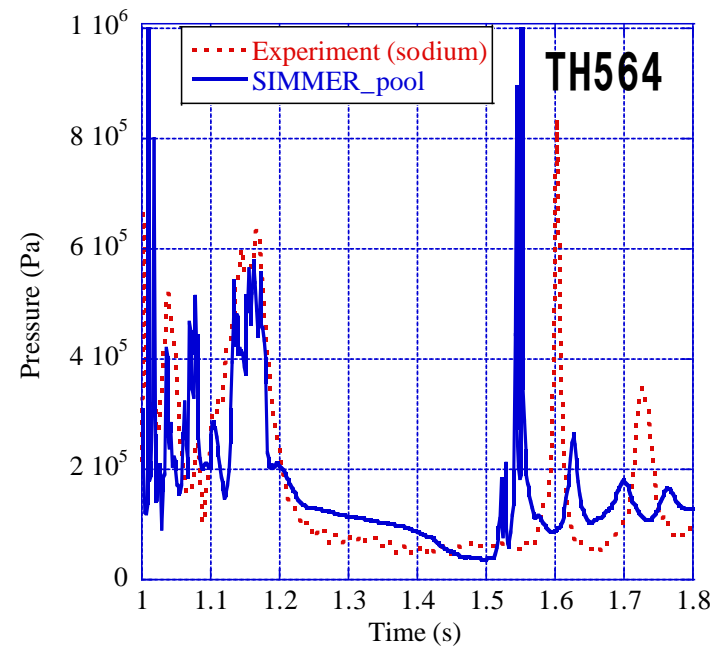
## ■ 試験と解析結果の概要

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、サーマイトととも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をよく再現している。THINA試験は高速炉の炉心損傷事故で発生する温度条件と冷却材条件を模擬したものであり、圧力発生挙動を適切に解析できていることから、実機解析への適用性を有すると判断した。

ただし、燃料集中を引き起こすFCI現象は、溶融燃料とナトリウムが接触・混合する状況の不確かさが大きく、有効性評価ではその不確かさを保守的に包絡する条件を用いた影響評価が必要である。

## 重要現象の検証解析 (4/8)

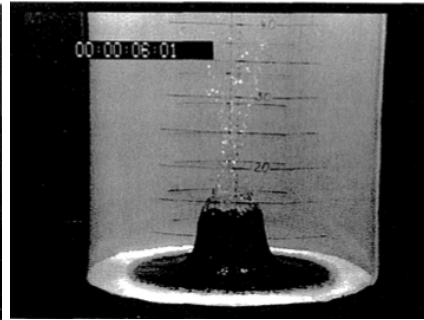
## —燃料スロッシング：スロッシング挙動試験解析—

## ■ 試験と解析結果の概要

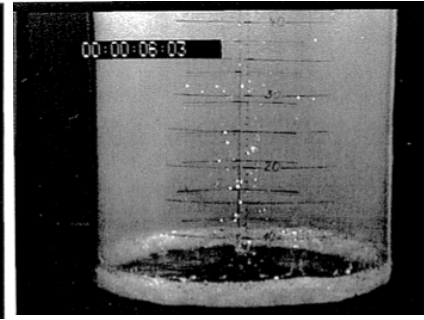
スロッシング挙動試験は半径22.2cmの円筒容器内の中心から14.5cm位置に幅7.5cm、高さ1cmの円環状の粒子ベッドを設置し、円筒容器中心位置に設置された直径5.5cm、高さ20cmの円柱状の水柱を崩壊させる。



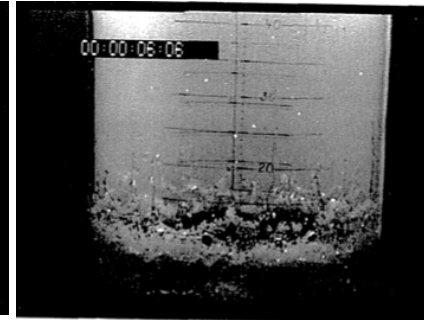
円筒容器（直径約40cm）の中心で円筒形の水柱の崩壊を開始



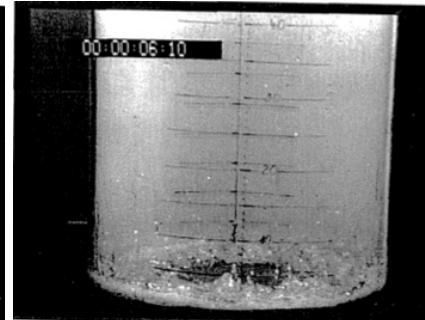
水柱の崩壊が進行



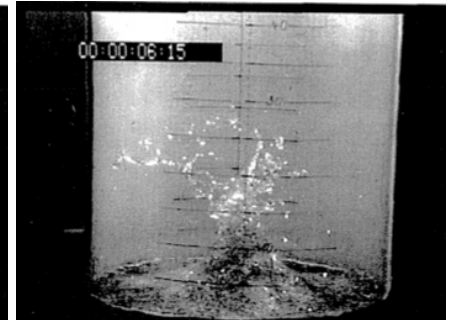
水は容器底面を広がり、側面に到達



側面で水が跳ね上がり、最高高さとなる。

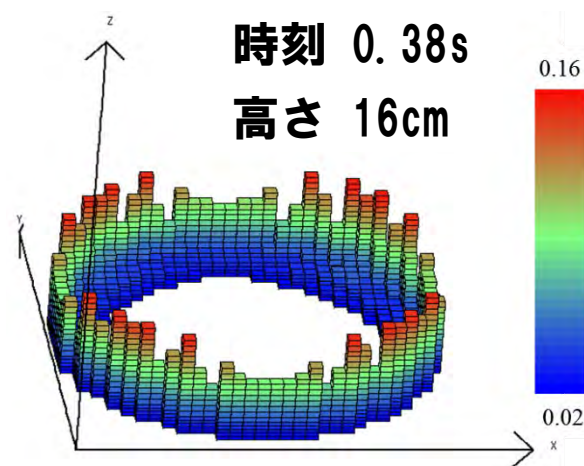


側面から容器中心に向かって逆流

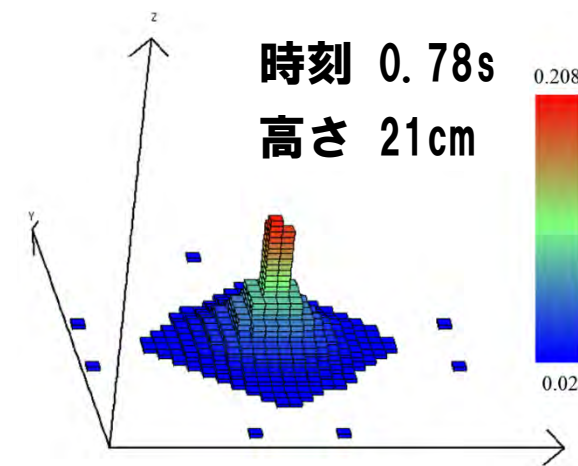
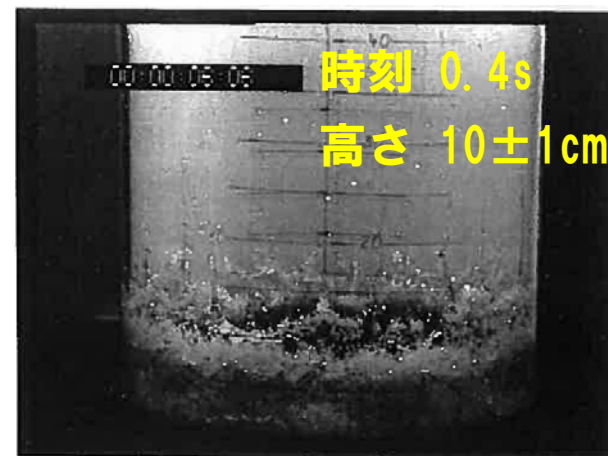


水が容器中心に集中して最高高さとなる。

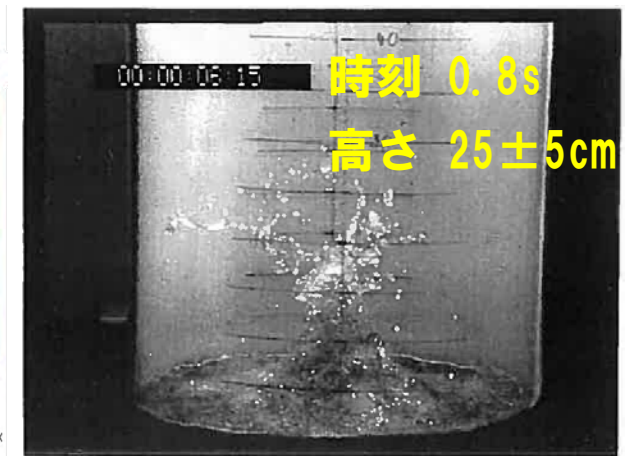
## ■ 試験と解析の比較を行った結果を以下に示す。



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、実験では液面が破碎するため各所での到達高さの測定誤差は大きい）。

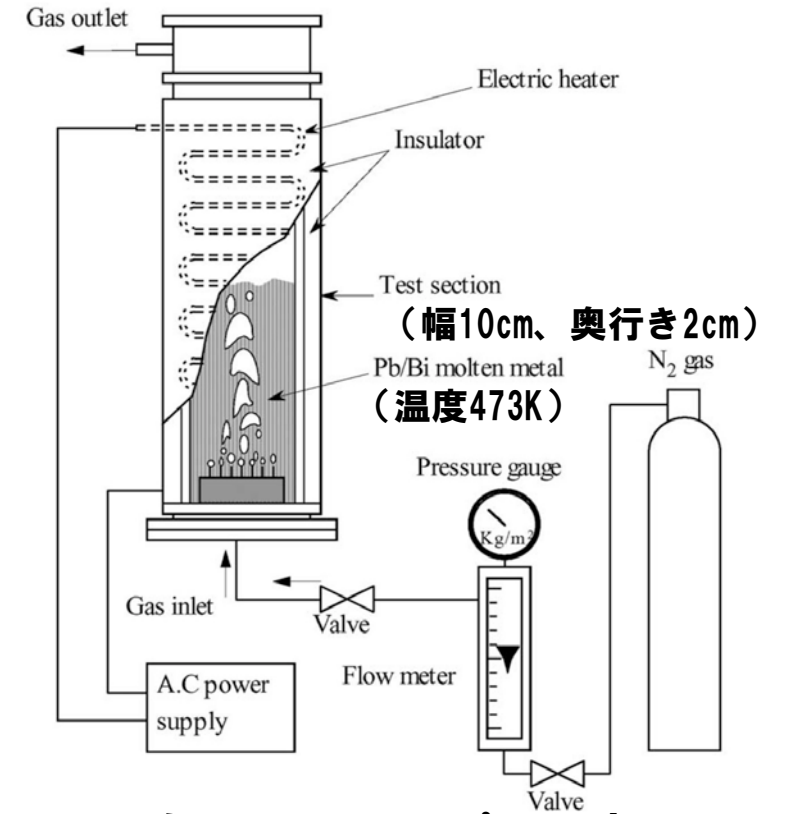
■ 流動挙動の解析では流体の運動量保存式を解く。解法の妥当性を水を用いた模擬試験の解析で確認した。スロッシングは、単純な重力駆動の現象であり、SIMMERは密度の異なる流体へも適用できると考えられる。



# 重要現象の検証解析 (5/8)

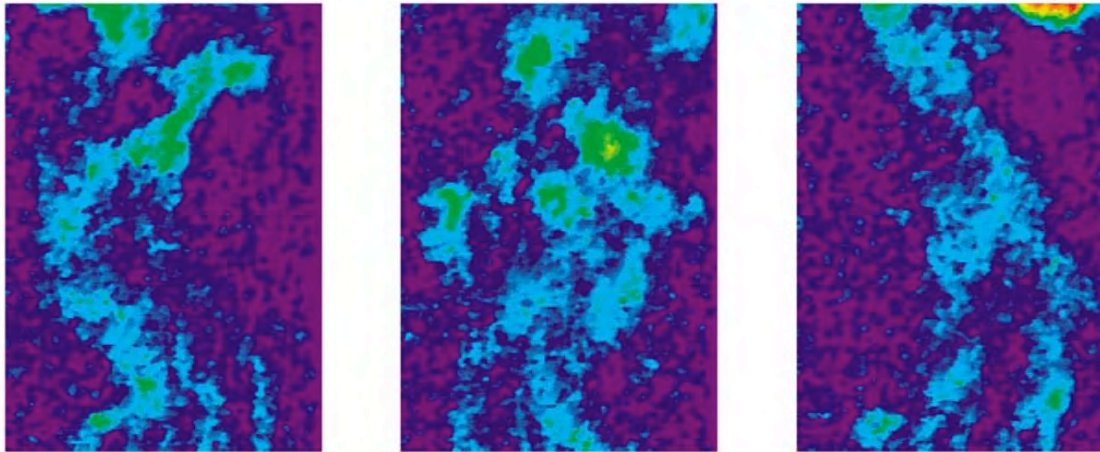
## —燃料スロッシング：鉛ビスマス気液二相プール流動試験解析—

- 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。

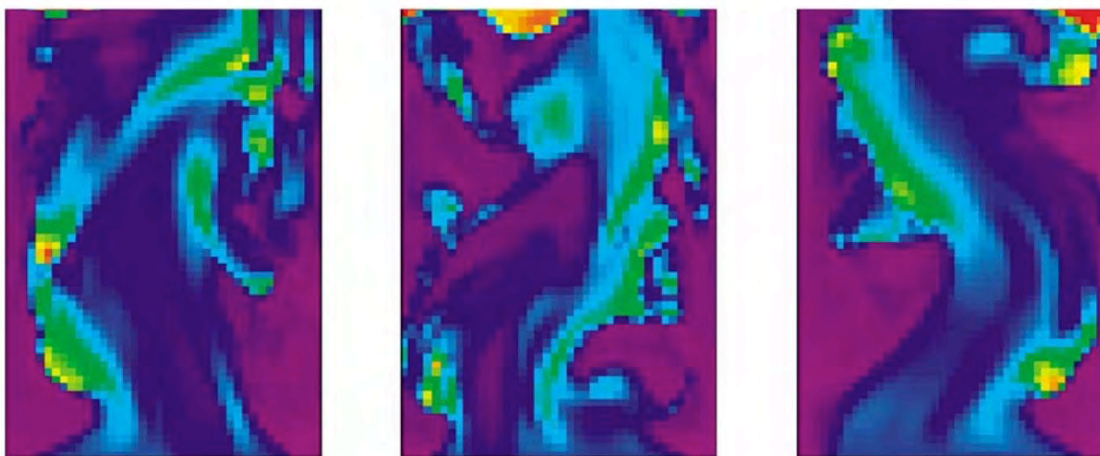


鉛ビスマスのプール底面から窒素ガスを流入

実験

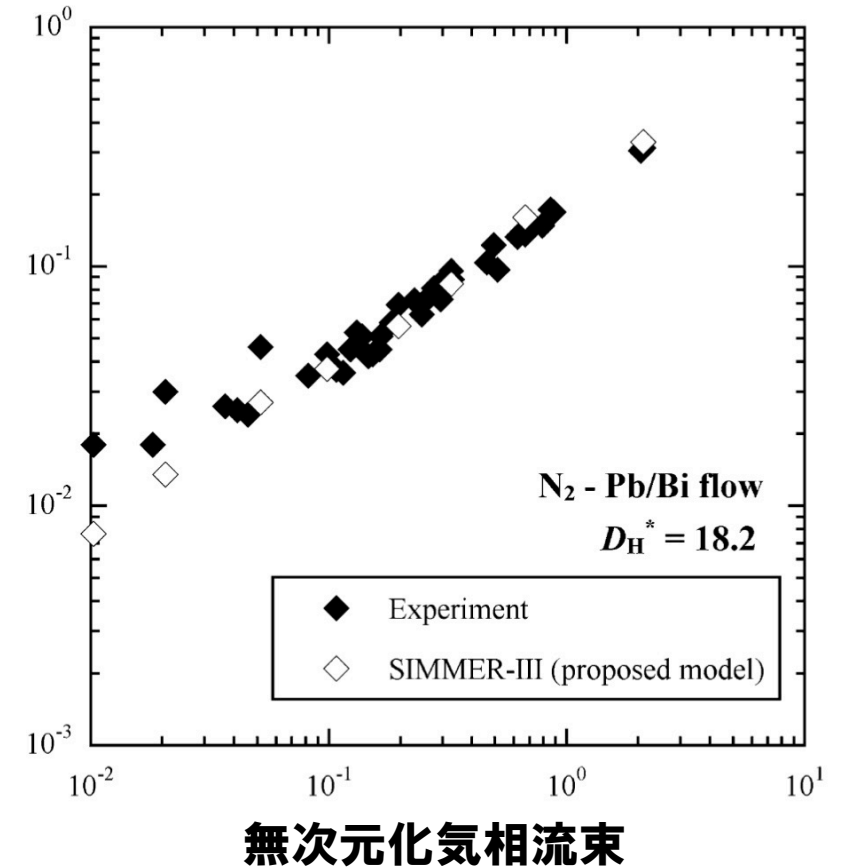


SIMMER



時間 (0.5s 間隔で気相の体積率分布を比較)

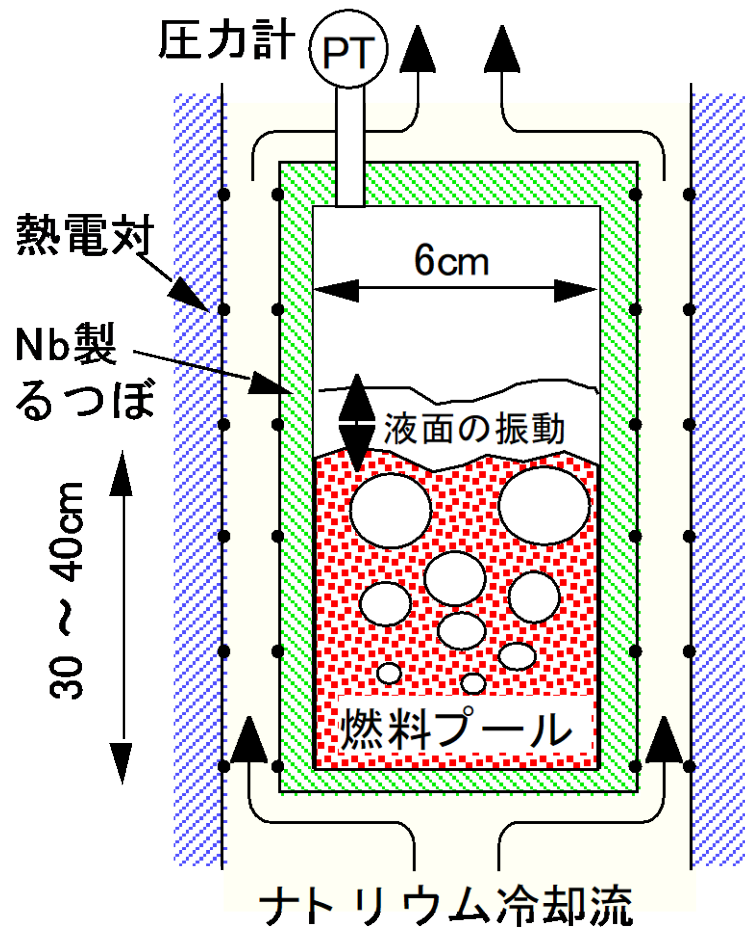
平均気相体積率



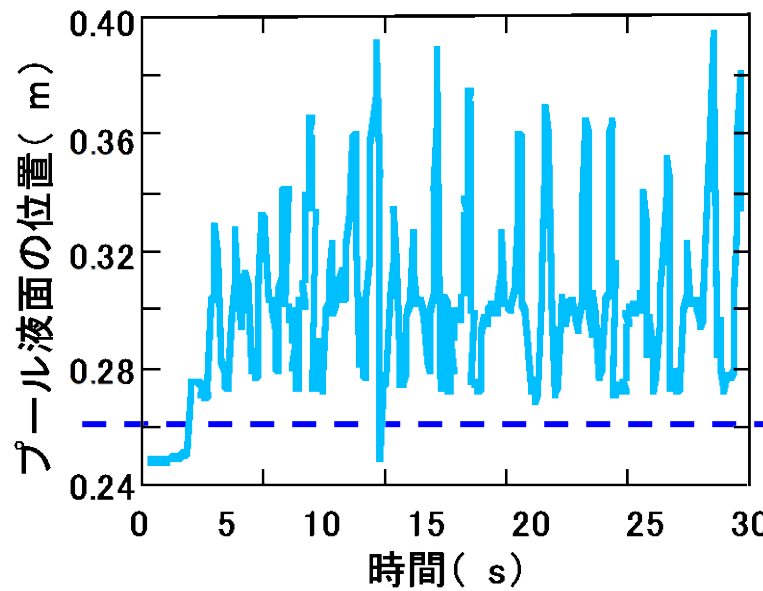
# 重要現象の検証解析 (6/8)

## —燃料スロッシング：BF2炉内試験解析（溶融燃料の沸騰）—

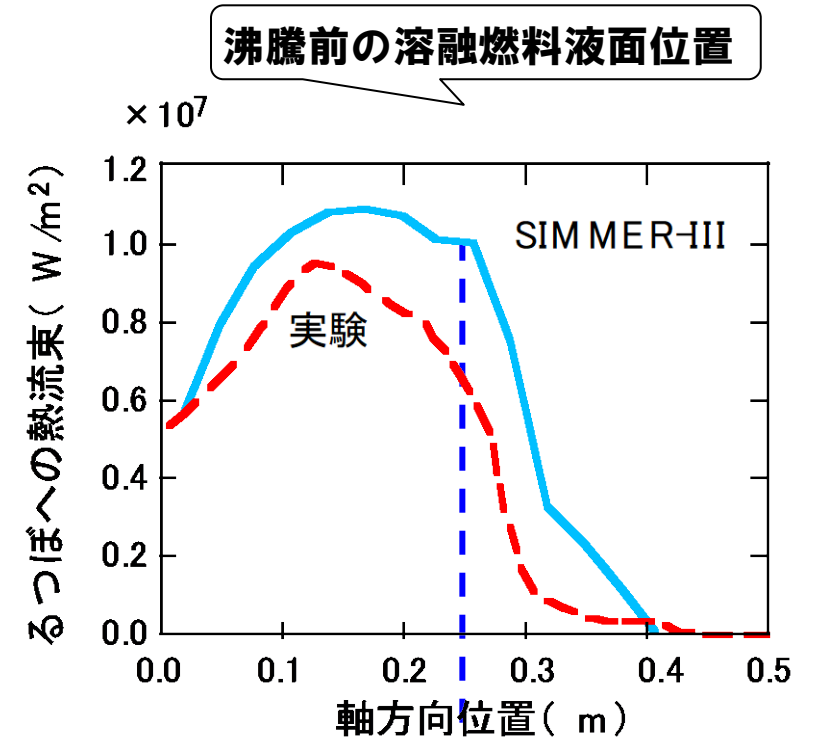
- SCARABEE BF2試験は燃料（ $UO_2$ ）をNb製の直径6cmのるつぼ内で核加熱によって溶融・沸騰させ、沸騰による液面の振動、るつぼ側面への熱負荷を測定した試験である。
- SIMMER-IIIは、沸騰による液面振動の振幅と周期、るつぼ側面への熱流束分布を適切に再現することを確認した。



SCARABEE BF2  
燃料（ $UO_2$ ）沸騰挙動炉内試験



プール液面位置の振動の解析結果



プール壁面への熱流束分布

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）

## －燃料スロッシング：検証解析の評価－

重要現象	検証解析の内容	検証解析の評価
<p><b>【燃料スロッシング】</b>            高速炉の損傷炉心では、溶融した燃料及びスティールと破損した燃料粒子が混在した炉心プールが水平方向に揺動（燃料スロッシング）する過程で燃料が炉心中心に集中することで反応度が上昇し、即発臨界を超過する。燃料集中による即発臨界超過に直接影響を与える重要現象である。</p> <p>この燃料スロッシングは、(1) 固体粒子を含む流体のスロッシング、(2) 高密度（約<math>10^4\text{kg/m}^3</math>）の流体の気液二相流、(3) 核出力による体積発熱、という物理現象に特徴があり、これらに着目した模擬試験を解析することによりSIMMERの妥当性を確認した。</p>	<p>(1) 固体粒子の混在するスロッシング挙動の流動解析機能：            溶融燃料と破損した燃料粒子の混在する炉心内の燃料スロッシングを水と固体粒子（Acryl P210D、等価直径約3mm、密度約<math>1.1\text{g/cm}^3</math>）を模擬流体として模擬したスロッシング挙動試験解析を実施した。</p> <p>(2) 高密度の炉心物質の流動解析機能：            鉛ビスマスを高密度流体の模擬流体として中性子ラジオグラフィで流動状況を可視化した気液二相プール流動試験解析を実施した。</p> <p>(3) 核発熱を伴う燃料の沸騰挙動：            仏国の試験炉であるSCARABEE炉を用い、核発熱で<math>\text{UO}_2</math>を沸騰させたSCARABEE BF2炉内試験解析を実施した。</p>	<p>評価指標に対して重要である凝集挙動のタイミングと表面高さをほぼ再現できている。ただし、水及び固体粒子（Acryl P210D）を模擬物質とした小規模な炉外試験であることから、有効性評価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必要がある。</p> <p>炉心物質と同様の高密度（密度が約<math>10^4\text{kg/m}^3</math>）の流体の二相プール流動挙動へのSIMMERの適用性を確認した。ただし、試験体の規模が数10cmであることから、炉心規模への外挿性に不確かさがある。</p> <p>核加熱によって<math>\text{UO}_2</math>を沸騰させたBF2試験解析によって実際の炉心物質の沸騰挙動への適用性を確認した。ただし、試験体の規模が数10cmであることから、炉心規模への外挿性に不確かさがある。</p>

これらの妥当性確認を行った模擬試験が模擬物質による試験であり、また、実スケールでないことから、実機模擬度に限界がある。有効性評価においては、その限界による不確かさの影響を包絡する保守的な条件での解析が必要と判断した。

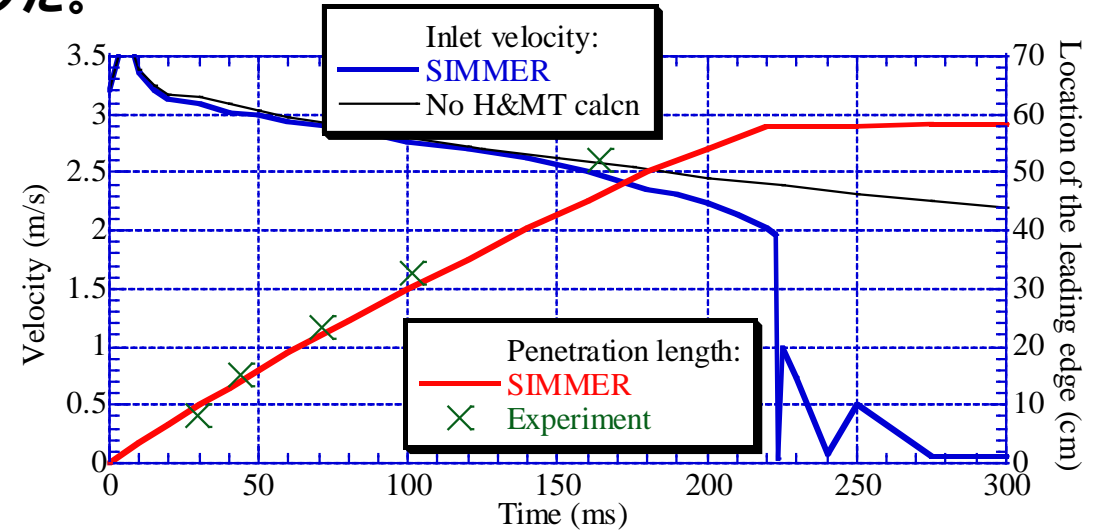
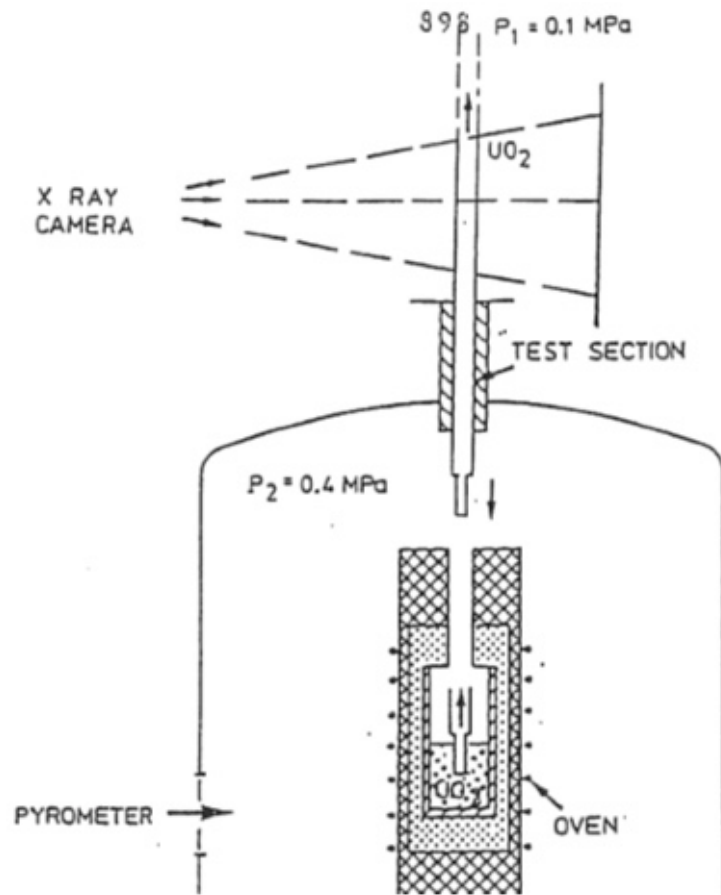


# 重要現象の検証解析 (8/8)

## —燃料流出：GEYSER試験解析—

### ■ 試験と解析結果の概要

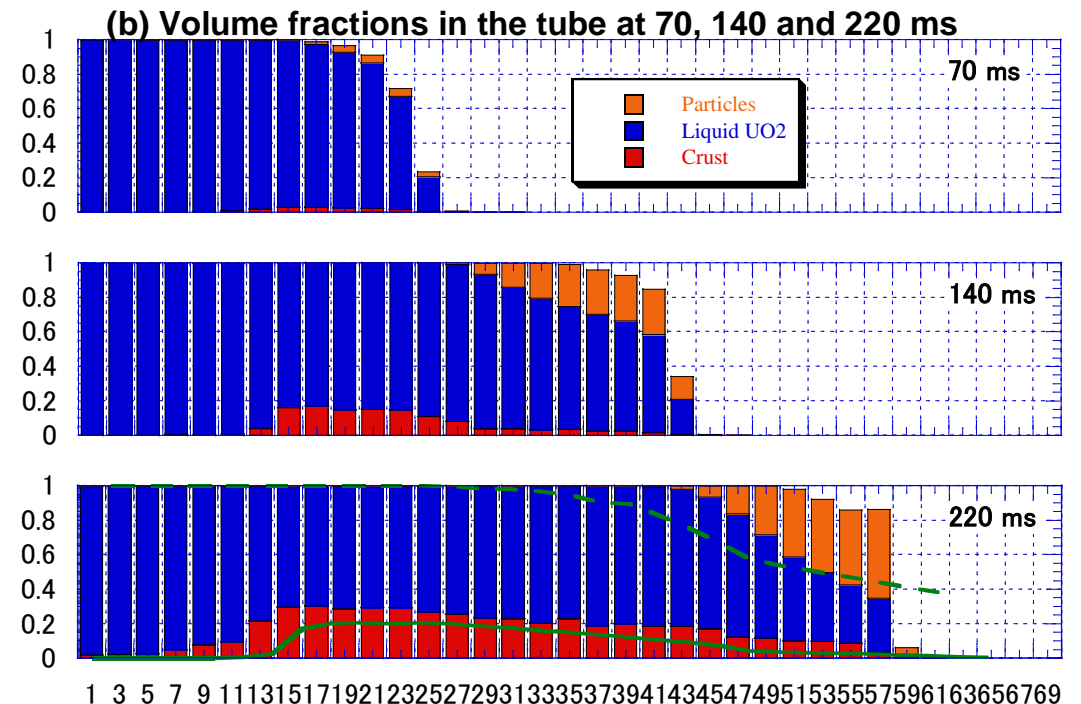
溶融二酸化ウラン ( $UO_2$ ) の円管内における固化閉塞挙動を模擬するために実施された試験である。試験部は、内径4mm、外径8mmのスティール円管であり、3,000°Cの溶融 $UO_2$ プールと試験部出口との圧力差により溶融 $UO_2$ を試験部に上向きに注入し、円管内への浸入と固化閉塞を実現した。



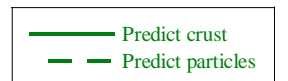
溶融 $UO_2$ の流入速度（青、左軸）と浸入距離（赤、右軸）

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



- 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ます。
- 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つの重要現象はエネルギー発生に直接影響を与えることから、不確かさ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。燃料凝集を引き起こすスロッシング現象については、水を用いたスロッシング拳動試験、鉛ビスマスを用いた高密度二相プールの流動拳動試験、燃料の核発熱による沸騰拳動試験、の検証解析による妥当性確認を積み重ねて妥当性を確認してきた（参考 p. 40～p. 43）が、実スケールでの実機模擬性の高い試験データで検証されていないこと及び燃料スロッシングは、遷移過程における即発臨界超過によるエネルギー発生に直接影響する重要な現象であることを考慮して、遷移過程解析においては不確かさの影響を包絡する仮想的な条件での解析を実施する。
  - 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（参考p. 39）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していないことから、その影響を保守的に評価する想定を用いた解析を実施する。
- 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、不確かさの影響を評価する必要がある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。

# 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手法及び解析体系 —

## 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. 計算コード SIMMER-IV

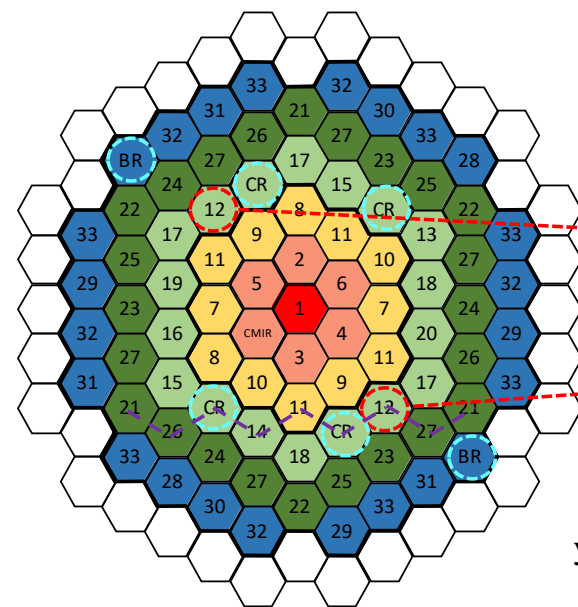
## 3. 基本ケースの解析体系の概要

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

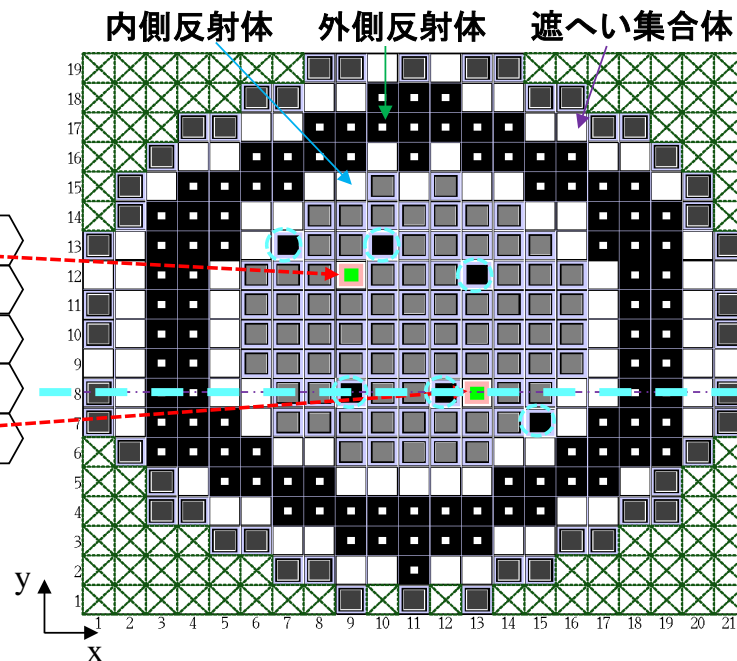
鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化

○: 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

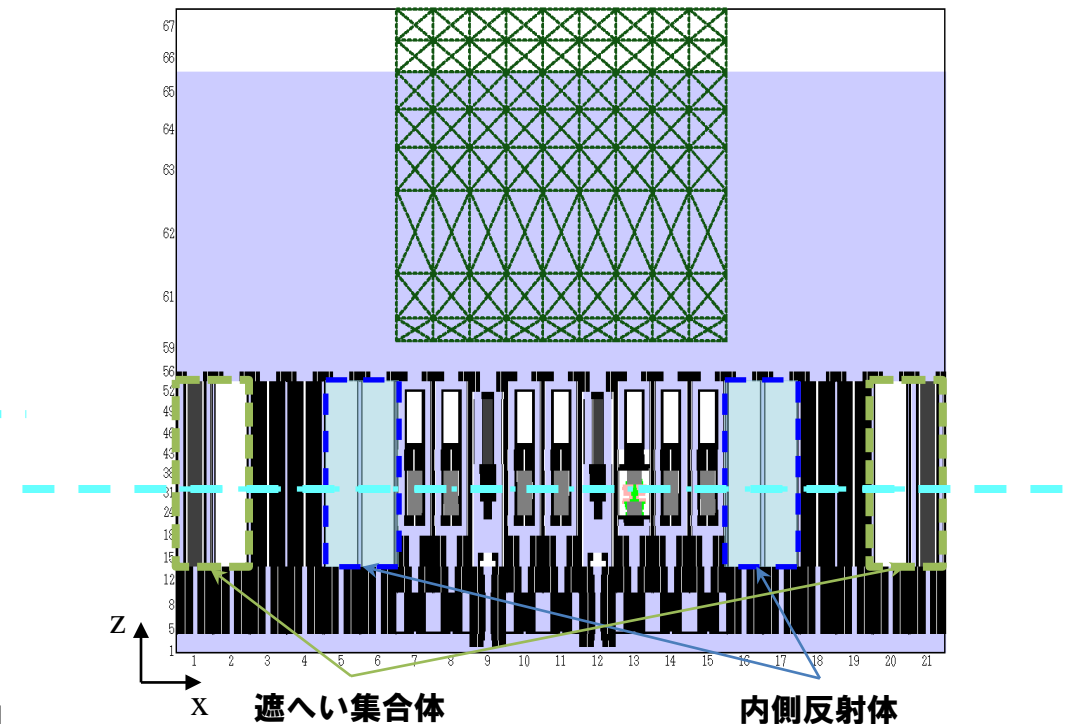


「常陽」炉心構成



SIMMER-IVの解析体系：炉心水平断面図

j																							
66, 67	カバーガス					[Black Region]										カバーガス							
54, 55	[Blue Region]					ハンドリングヘッド										[Blue Region]							
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	[Blue Region]					外側炉心			内側炉心			外側炉心			[Blue Region]								
14~22	下部反射体																						
4~13	高压プレナム																						
1~3	低压プレナム																						
	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

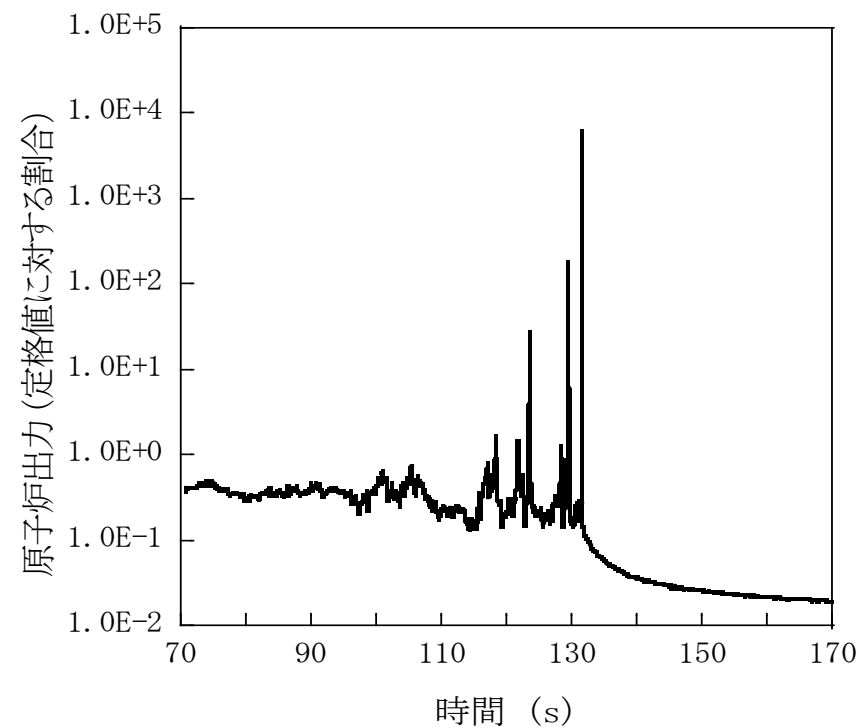
#### 4. 基本ケースの主な解析条件

- 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及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（燃料の流動性を保守的に解析）
  - 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。

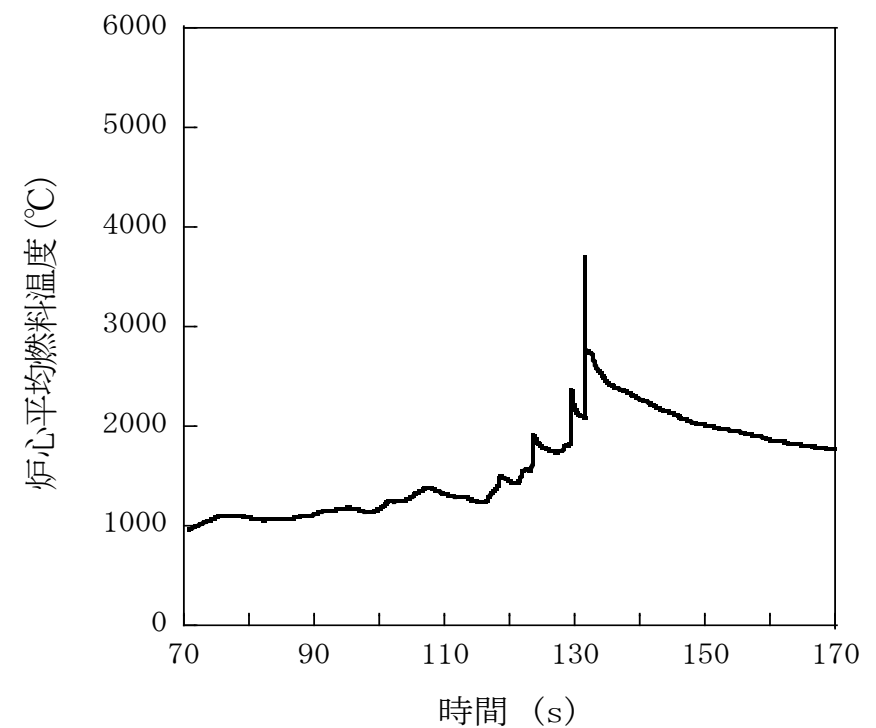
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 — 遷移過程の基本ケースの解析結果 —

## 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炉心下部に沈降し、水平方向に揺動することで、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（ $-200\beta$ 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。

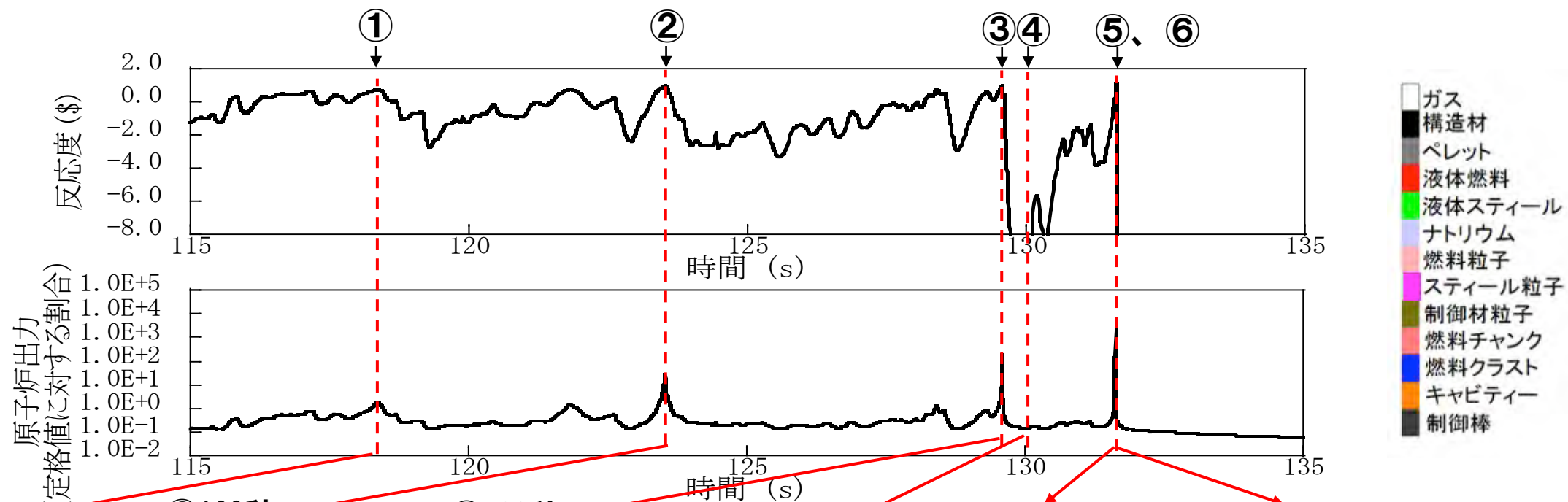


原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

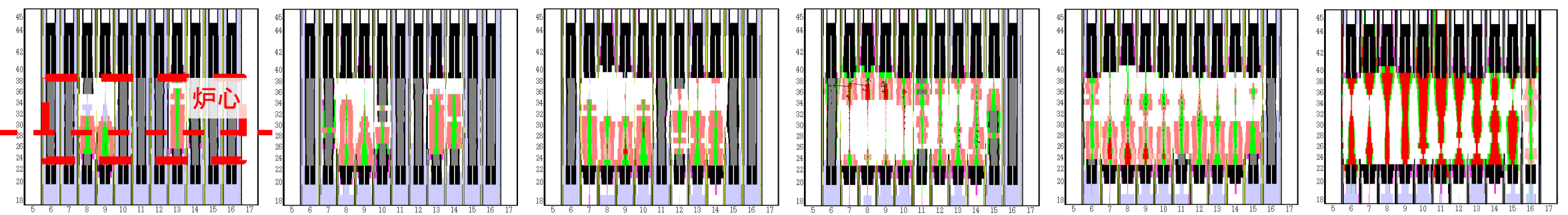
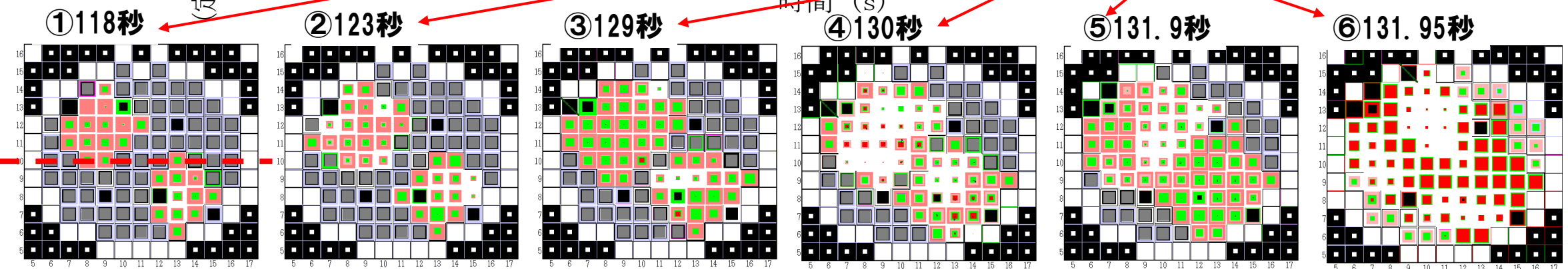
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 — 遷移過程の基本ケースの事象推移 —



- 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

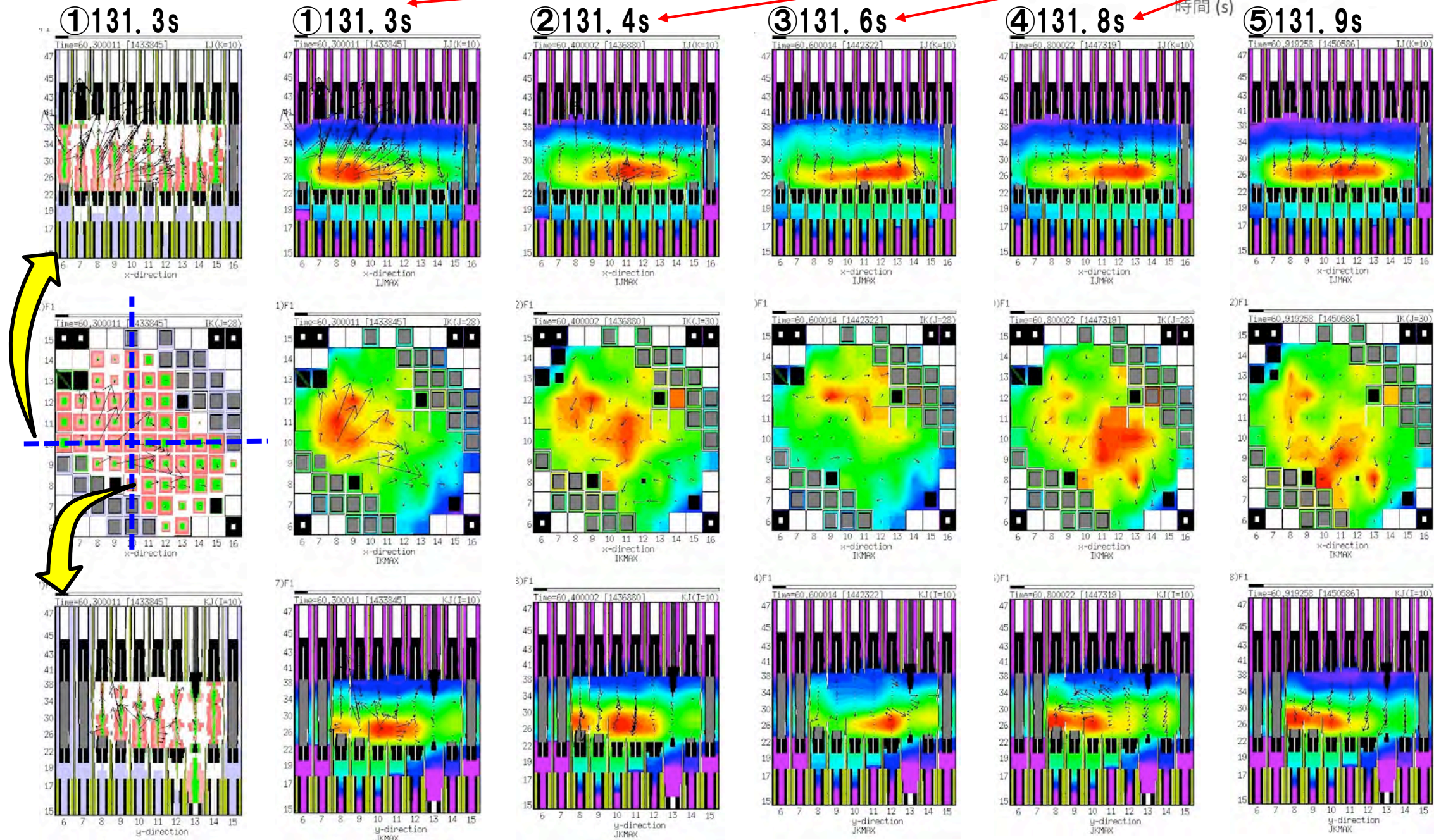
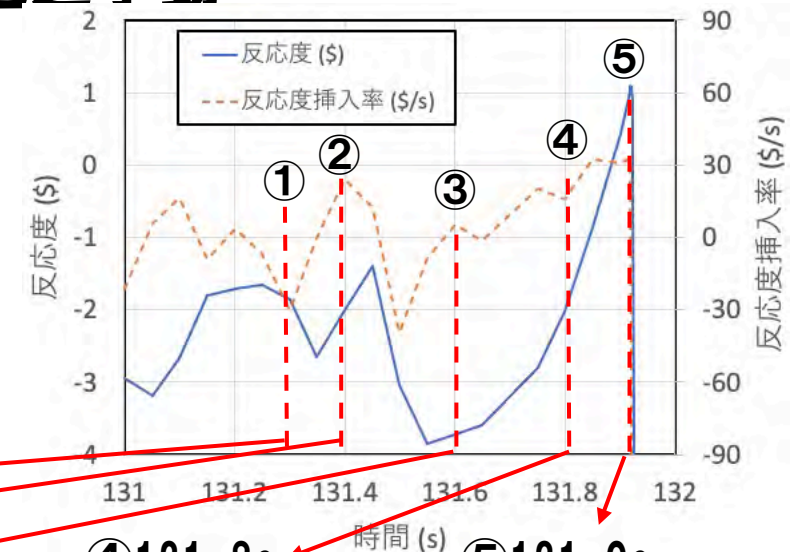


- ① 反応度の振幅が大きくなり始めた最初の出カピーク
- ② 炉心の50%が損傷、燃料はすべて未溶融で被覆管による支持を失った固体燃料チャンクの状態
- ③ 燃料の炉心下部への沈降によって初めて即発臨界を超過、出力ピークは定格出力を越える。
- ④ ③の即発臨界超過による圧力発生で燃料が分散し、反応度が大きく低下
- ⑤ 分散した燃料が炉心下部に再凝集し、揺動する過程で即発臨界を超過
- ⑥ エネルギー発生によって燃料が溶融して分散、この後、燃料が炉心外へ流出して事象終息



# 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。



## 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は、即発臨界超過によるエネルギー発生に直接影響する重要な現象であることを考慮して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 燃料スロッシング

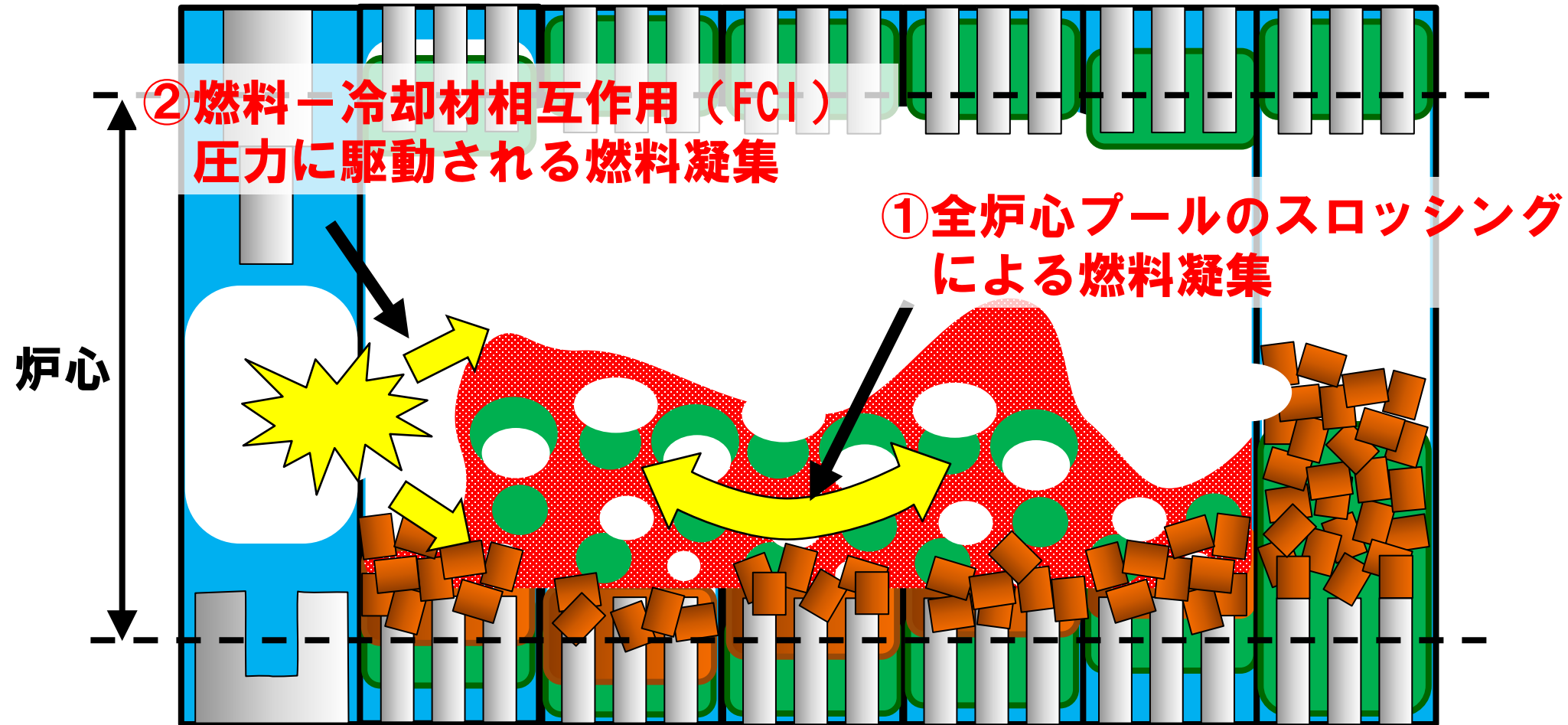
今回の評価では、仮想的な条件での解析を実施：燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視、軸対象2次元円筒座標で評価することにより、本来発生する周方向の流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう径方向のみの移動となることで外側炉心の高Pu富化度燃料の中心に向かう同時移動（大規模な一斉凝集）を強要し、即発臨界超過を駆動する反応度挿入率を極めて保守的に評価する包絡的な解析を実施した。

### ② 燃料－冷却材相互作用（FCI）

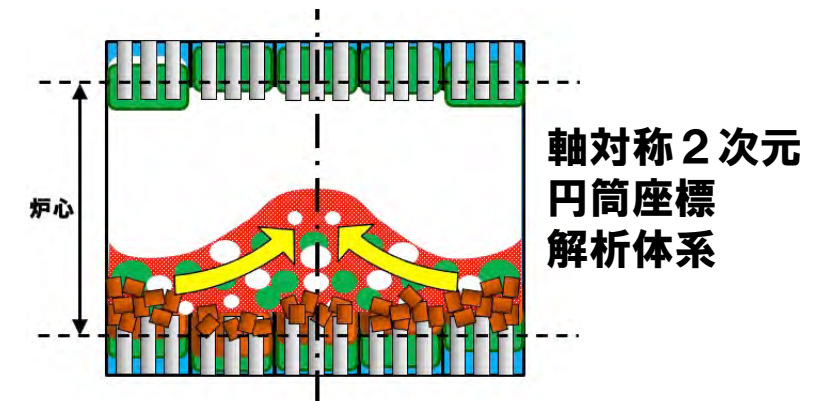
制御棒下部案内管の破損により内包されたナトリウムが高温燃料と混合するという仮想的な条件での解析を実施：予備計算でFCIの発生場所やナトリウムの混合量を変えて厳しい解析条件を設定した。その結果、基本ケースの即発臨界超過の直前で、炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置にある制御棒下部案内管におけるFCIの同時発生を仮定した。過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約70atmであるところ、約80atmの圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させた。



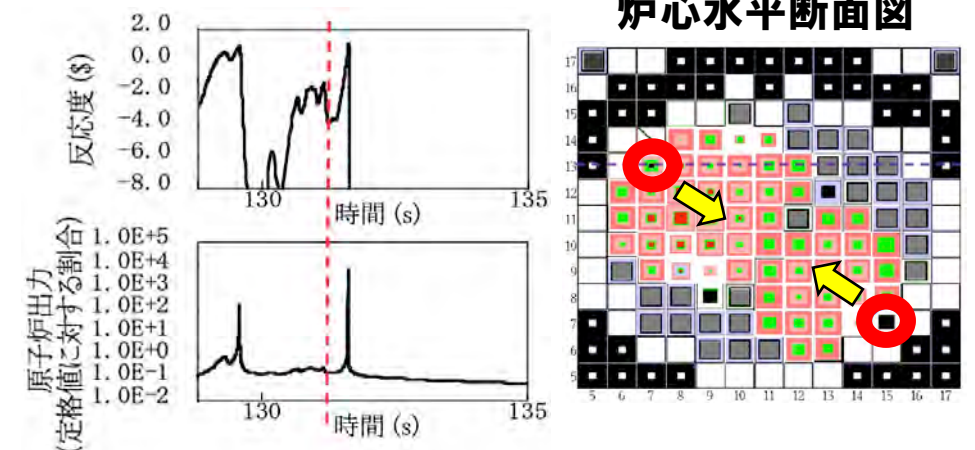
## — 遷移過程の不確かさの影響評価 —



① 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



② 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70atm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。



# 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説明する。

## 7. 計算コード SIMMER-III

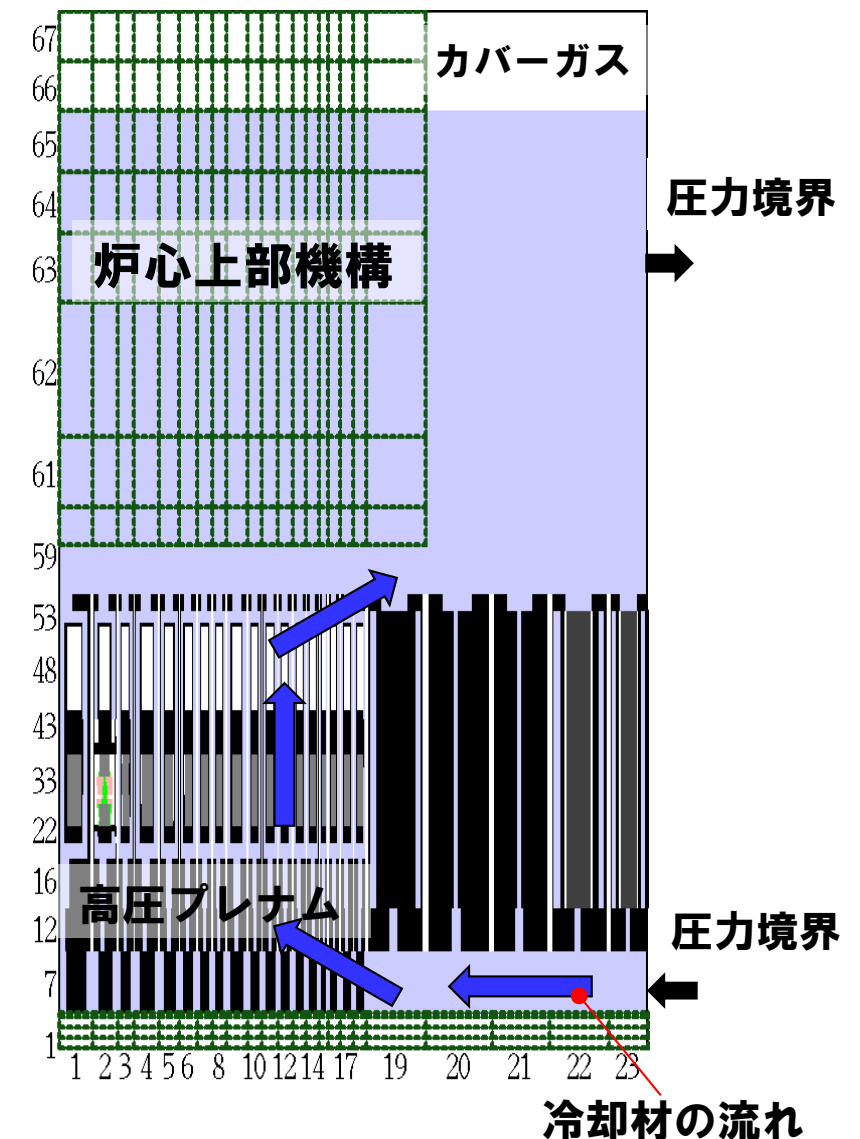
## 8. 解析体系の概要

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強要する解析を実施した。

## 9. 主な解析条件

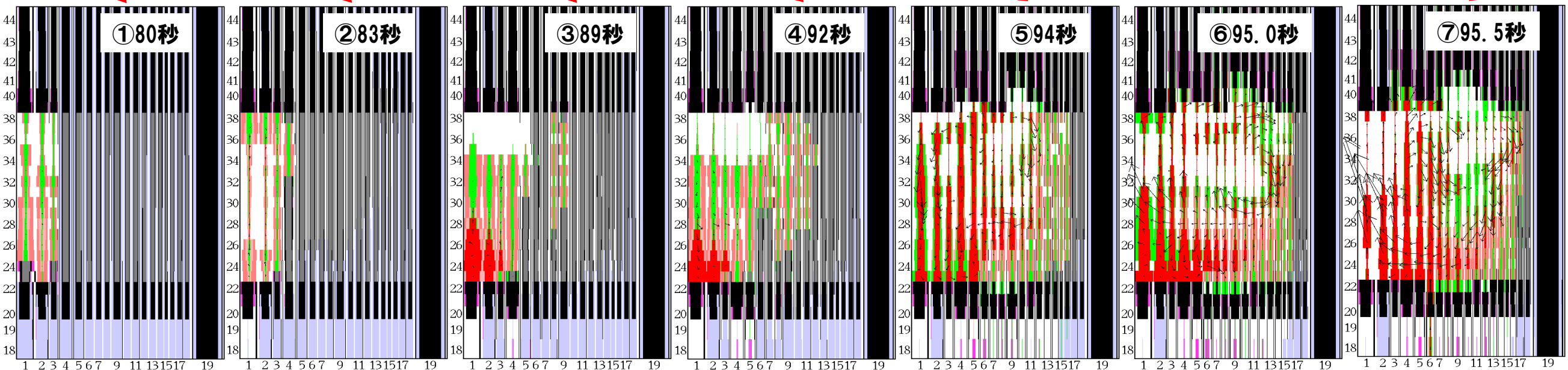
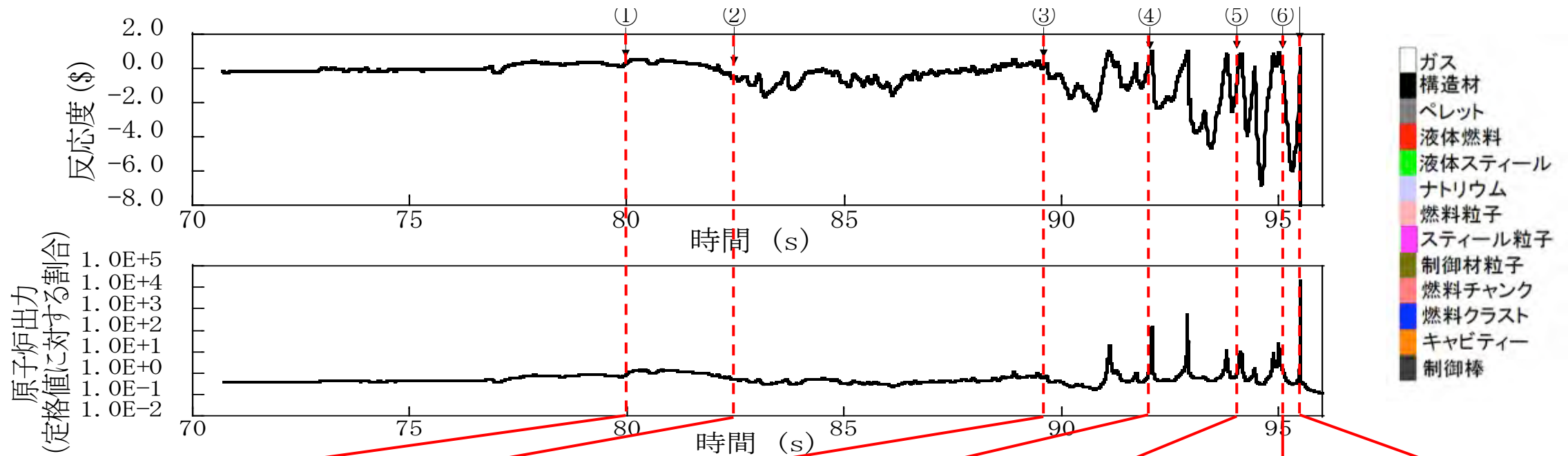
基本ケースの条件に加え、即発臨界超過による放出エネルギーを保守的に評価するため、以下の解析条件を適用する。

- 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。



SIMMER-III 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

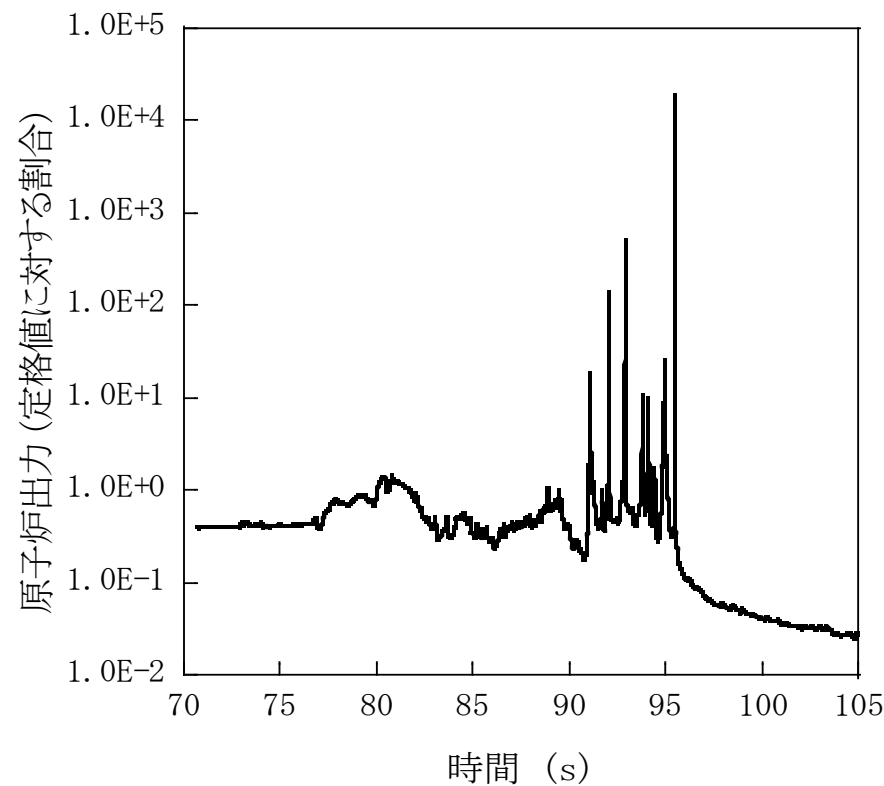
⑥ 炉心中心領域の燃料の大半が熔融し、内側炉心から外側炉心に至る炉心物質の流動が発生

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

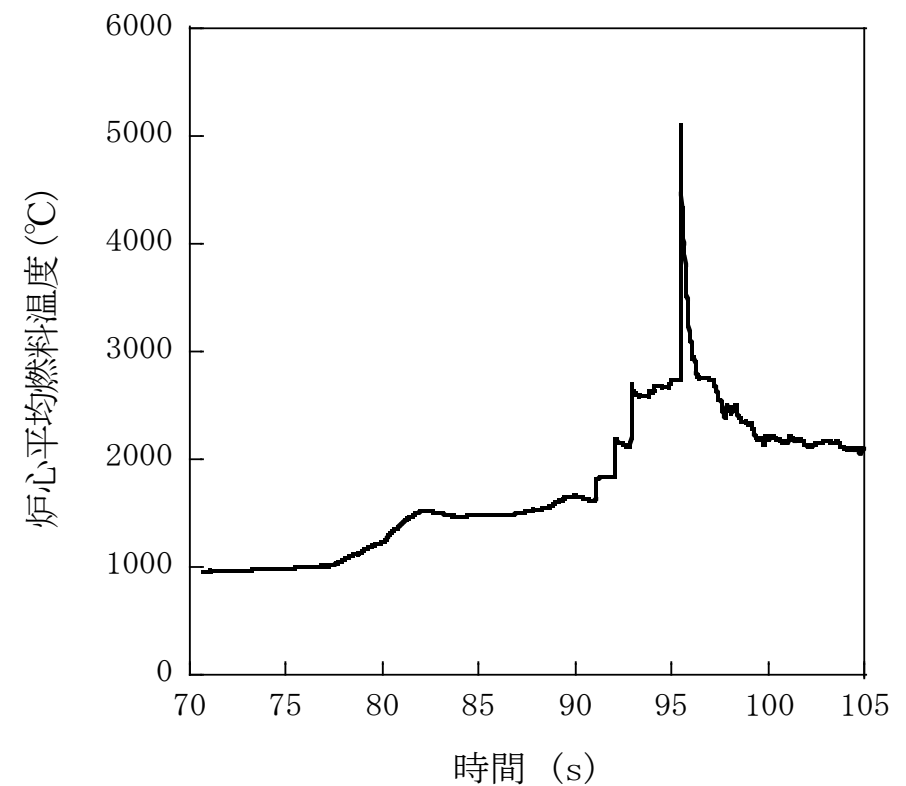
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 — 遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果 —

## 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、かつ未溶融の燃料ペレットが溶融燃料に混在した流動性が低い炉心物質が、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。

- 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、(2) 燃料からスチールへの熱移行、(3) 炉心上部構造による熱及び圧力損失、(5) FCI、(6) 蒸気泡の成長が重要現象として抽出された。

物理現象	評価指標
	機械的エネルギー
(1) 炉心圧力の平坦化	L
(2) 燃料からスチールへの熱移行	H
(3) 炉心上部構造による熱及び圧力損失	H
(4) 炉心上部構造の溶融と炉心物質への混入	L
(5) FCI	H
(6) 蒸気泡の成長	H

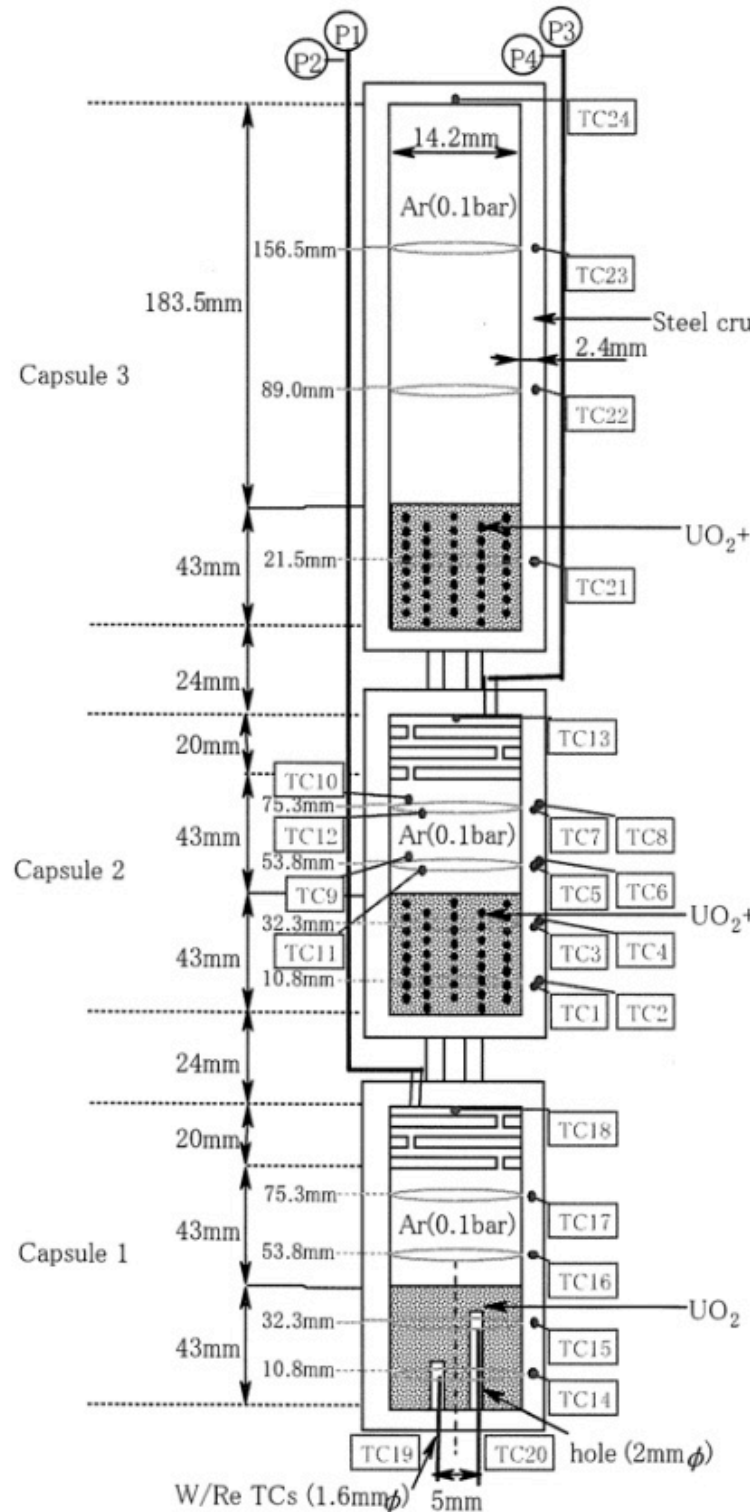
重要現象	検証解析	SIMMERの解析モデル					
		多成分流動	流動様式及び境界面積	運動量交換	熱及び質量移行	構造材	空間依存動特性
燃料からスチールへの熱移行	CABRI TP-A2試験解析		○		○		
炉心上部構造による熱及び圧力損失	VECTORS試験解析	○	○	○	○	○	
FCI	THINA拳動試験解析	○	○	○	○		
蒸気泡の成長	OMEGA試験解析	○	○	○	○		

# 機械的エネルギー発生挙動に関する検証解析 (1/3)

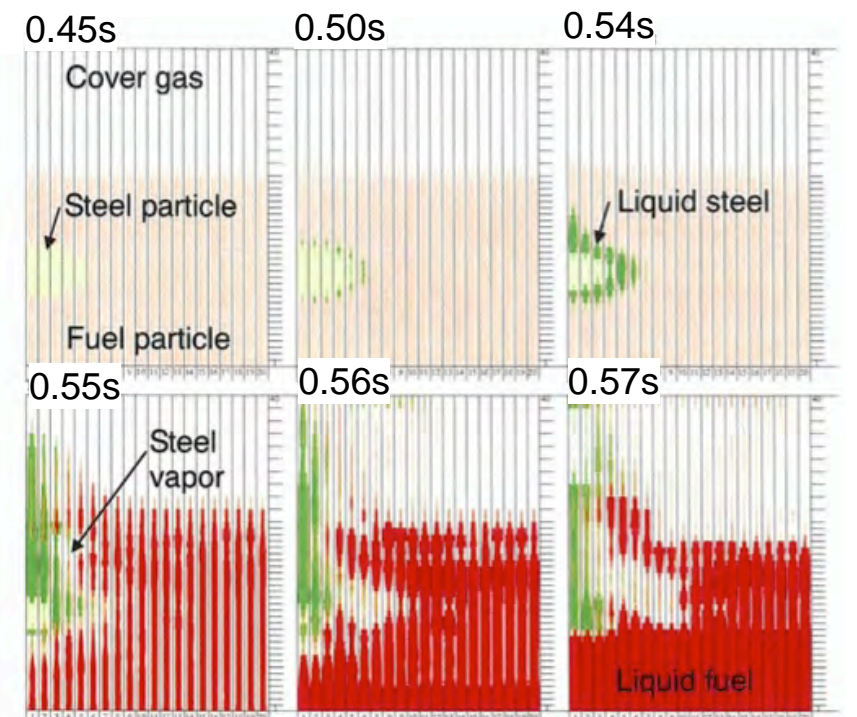
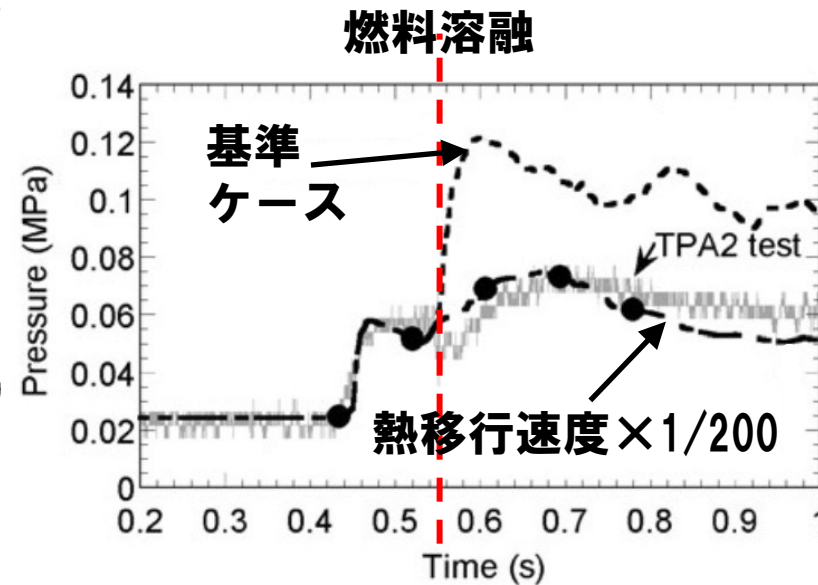
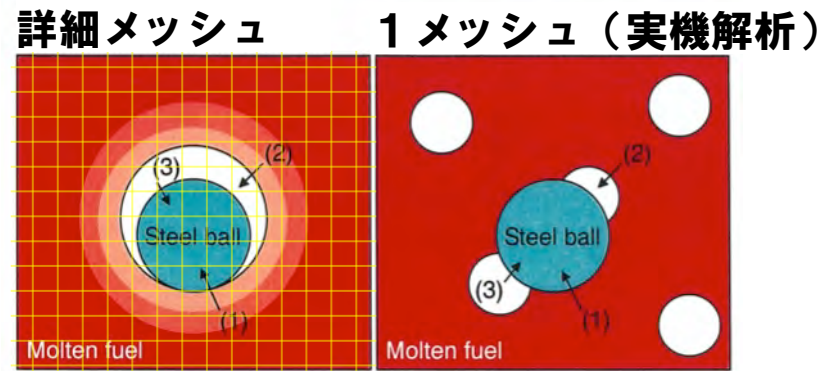
## —燃料からスチールへの熱移行：CABRI TP-A2試験解析—

### ■ 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

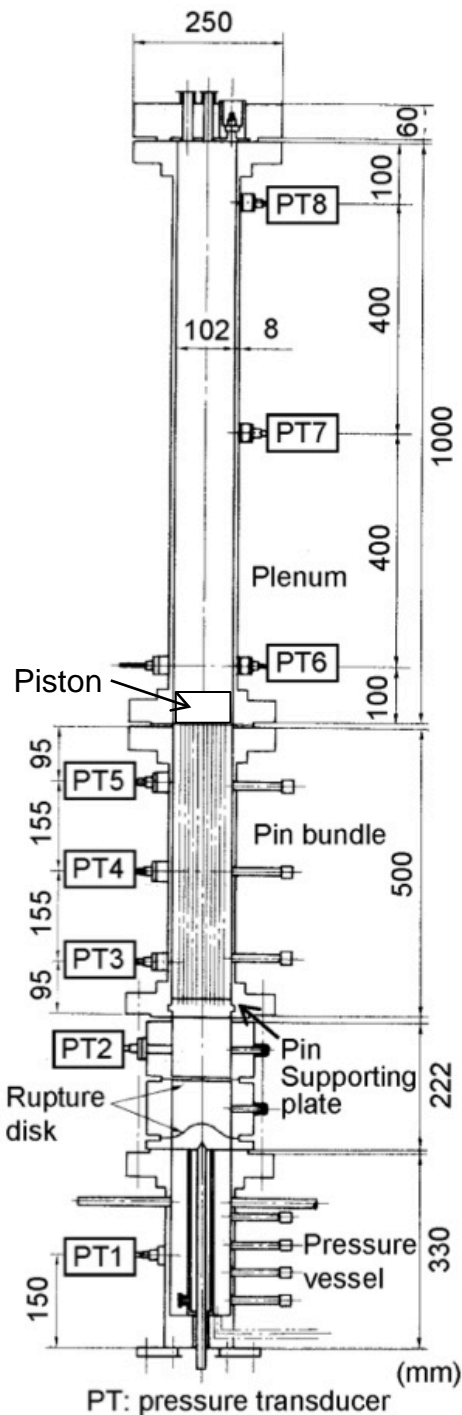
ステンレスの膜沸騰温度には達しないが、ステンレスの蒸気がステンレス液滴を覆うことで、溶融燃料からステンレスへの実効的な熱移行速度は約1/200程度に抑制される。



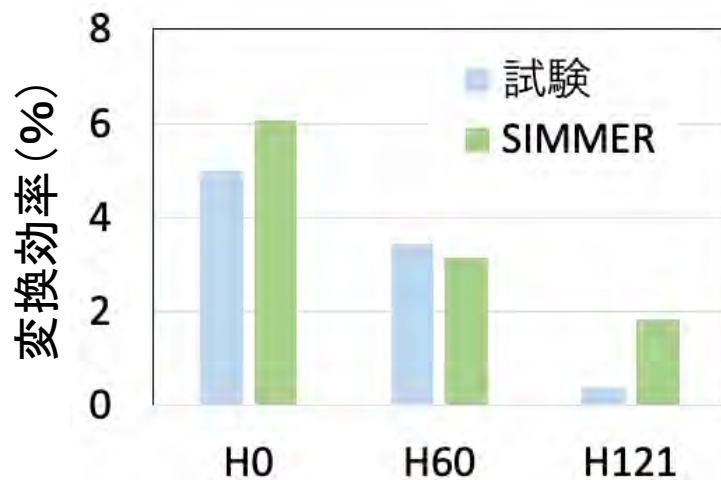
## —炉心上部構造による熱及び圧力損失：VECTORS試験解析—

### ■ 試験と解析結果の概要

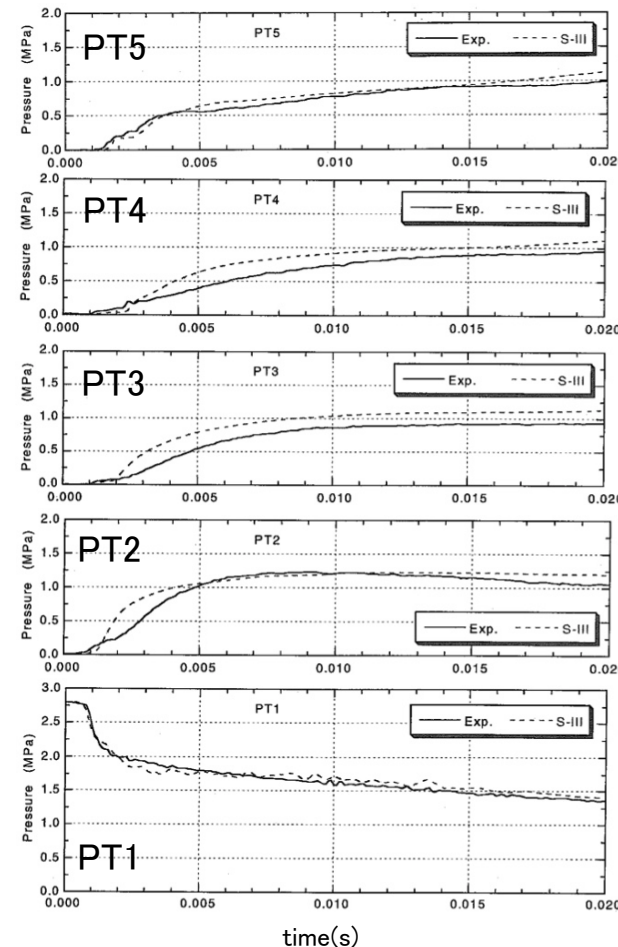
VECTORS試験は高温の水と水蒸気の混合物をピン束を模擬した流路の下部から放出し、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験である。ピン束の出口に置かれた重さ約80gのピストンの運動エネルギーへの変換効率も測定された。



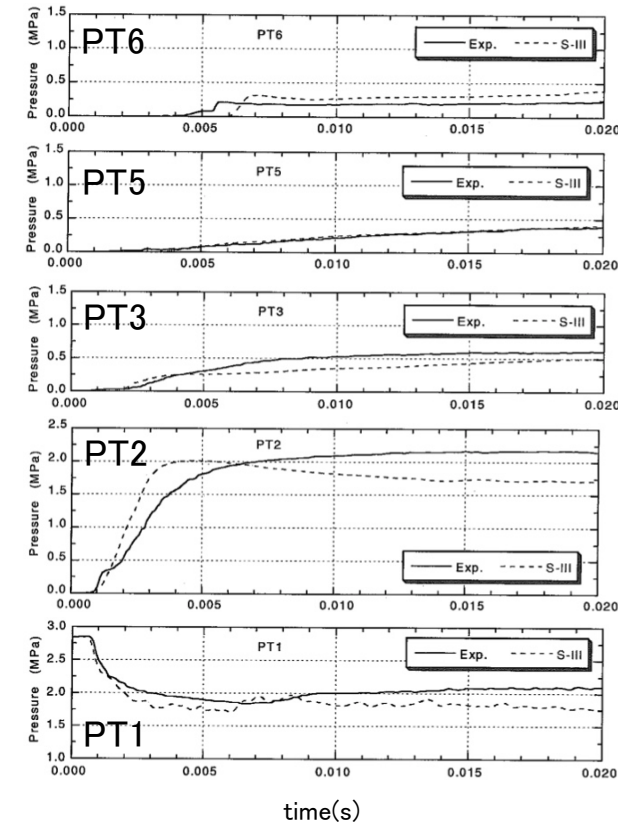
ケース	ピン本数	圧力 (MPa)	温度 (°C)
H0	0	2.994	234
H60	60	2.849	231
H121	121	2.849	231



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

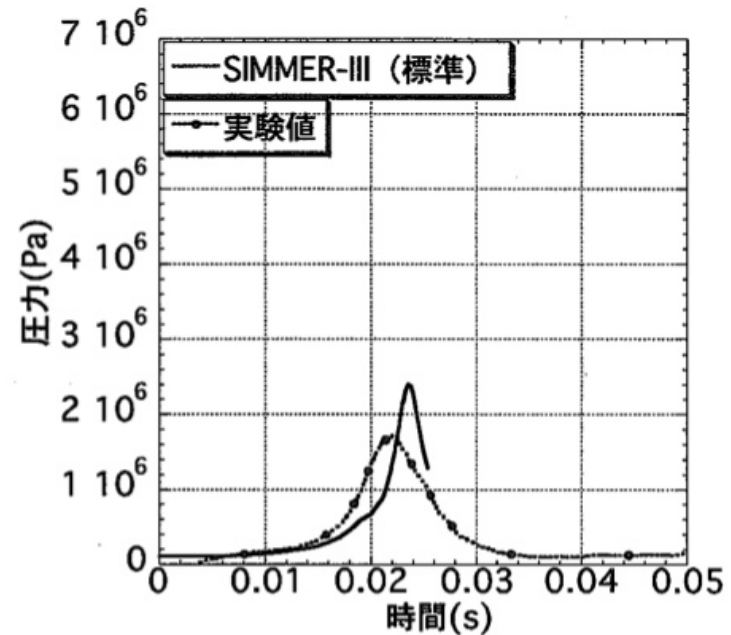
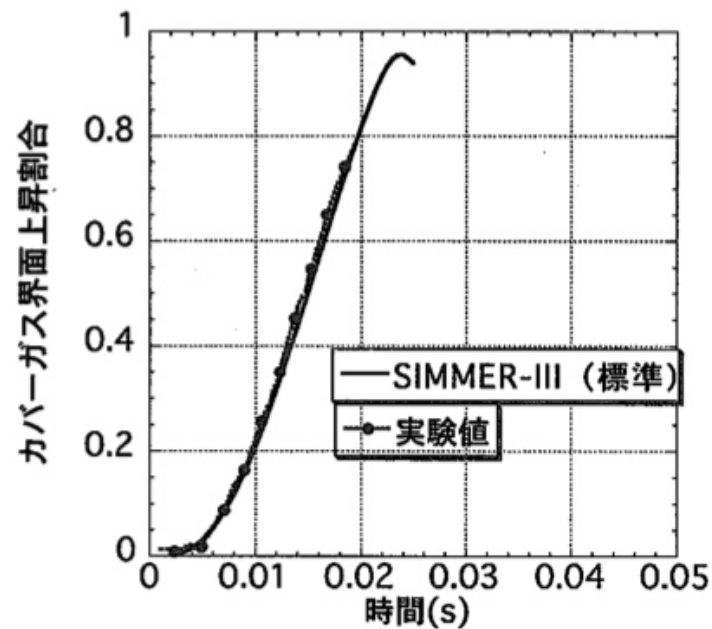
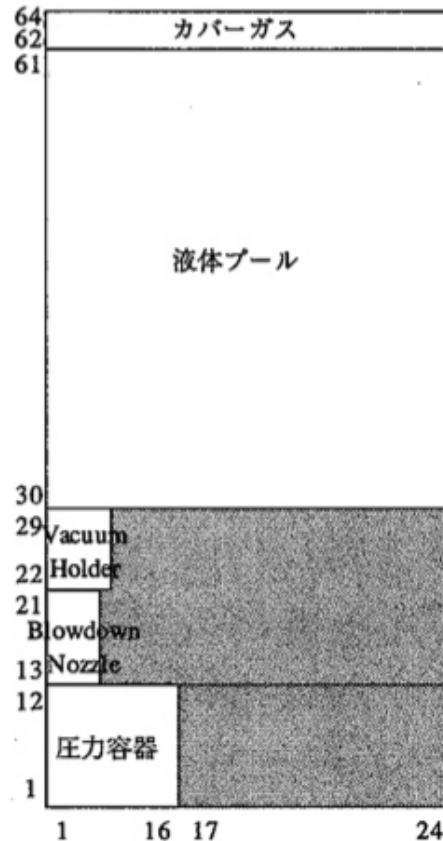
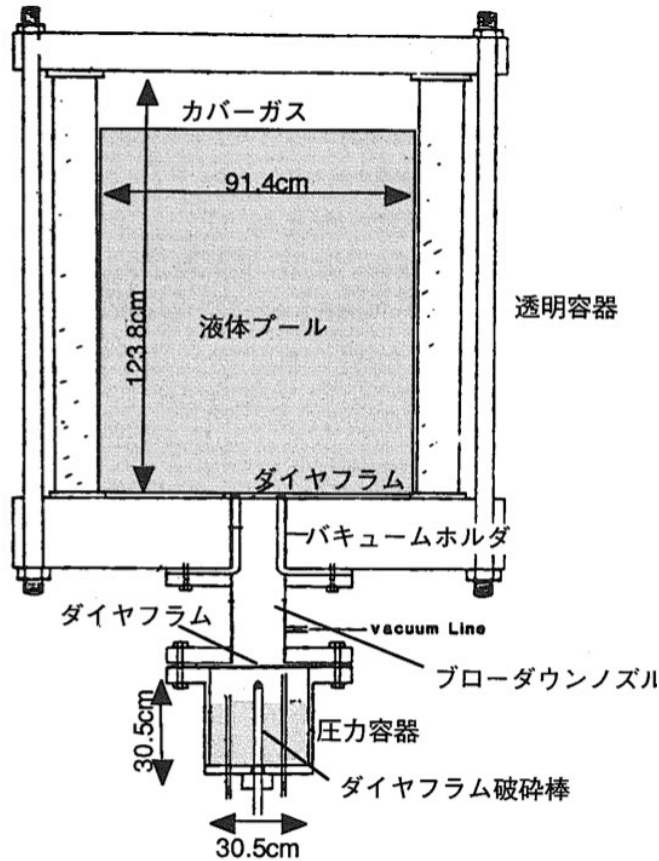


H60ケース圧力変化

— 蒸気泡の成長 : 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]

S I M M E R - I I I 解析体系

カバーガス界面上昇挙動、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S I M M E R - I I I 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.

**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
  - 燃料からスチールへの熱移行
  - 炉心上部構造による熱及び圧力損失
  - 蒸気泡の成長
- 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℃



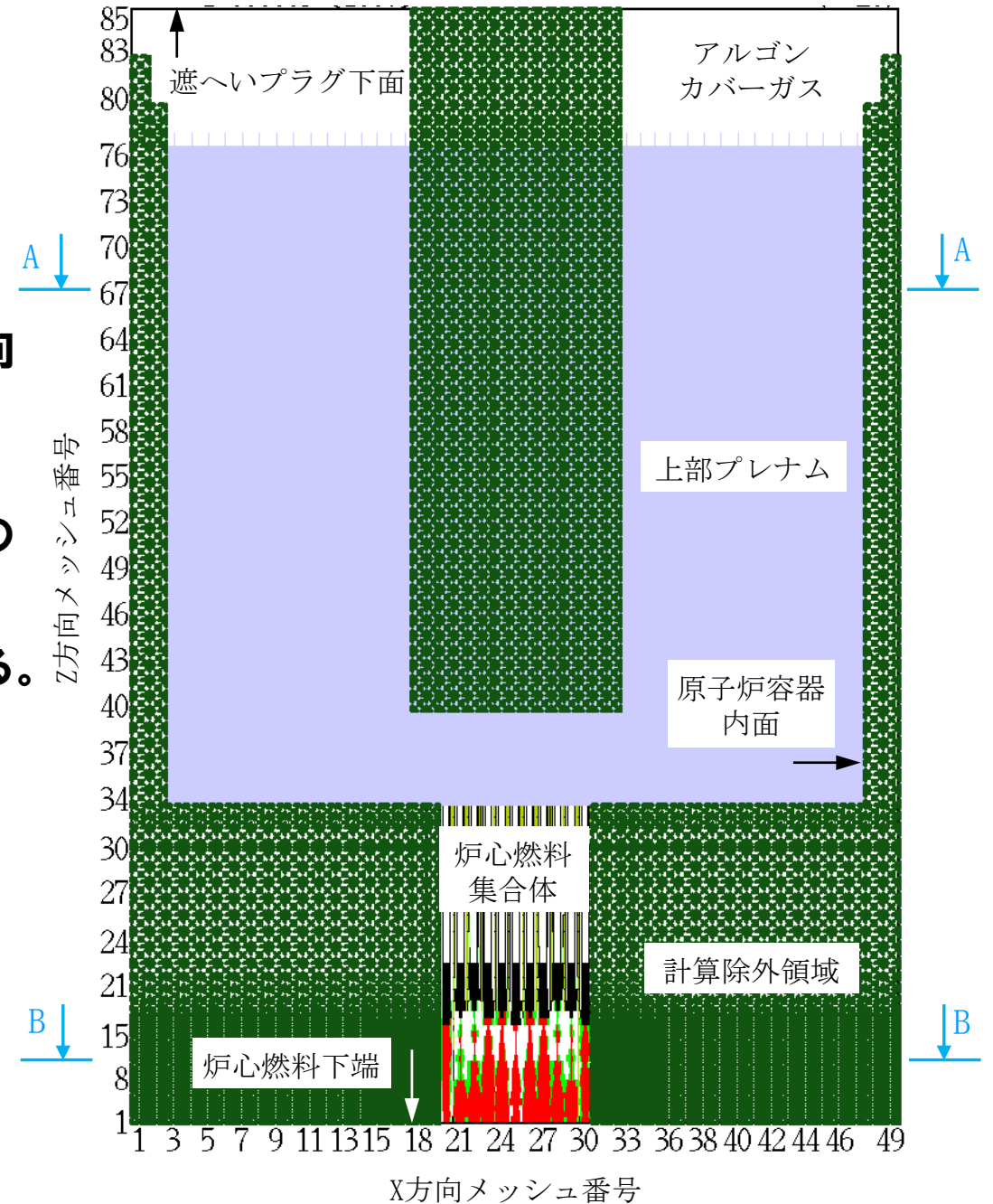
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —機械的エネルギーの解析体系—

## 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
  - 炉心の下端及び径方向外端は剛体として扱う。



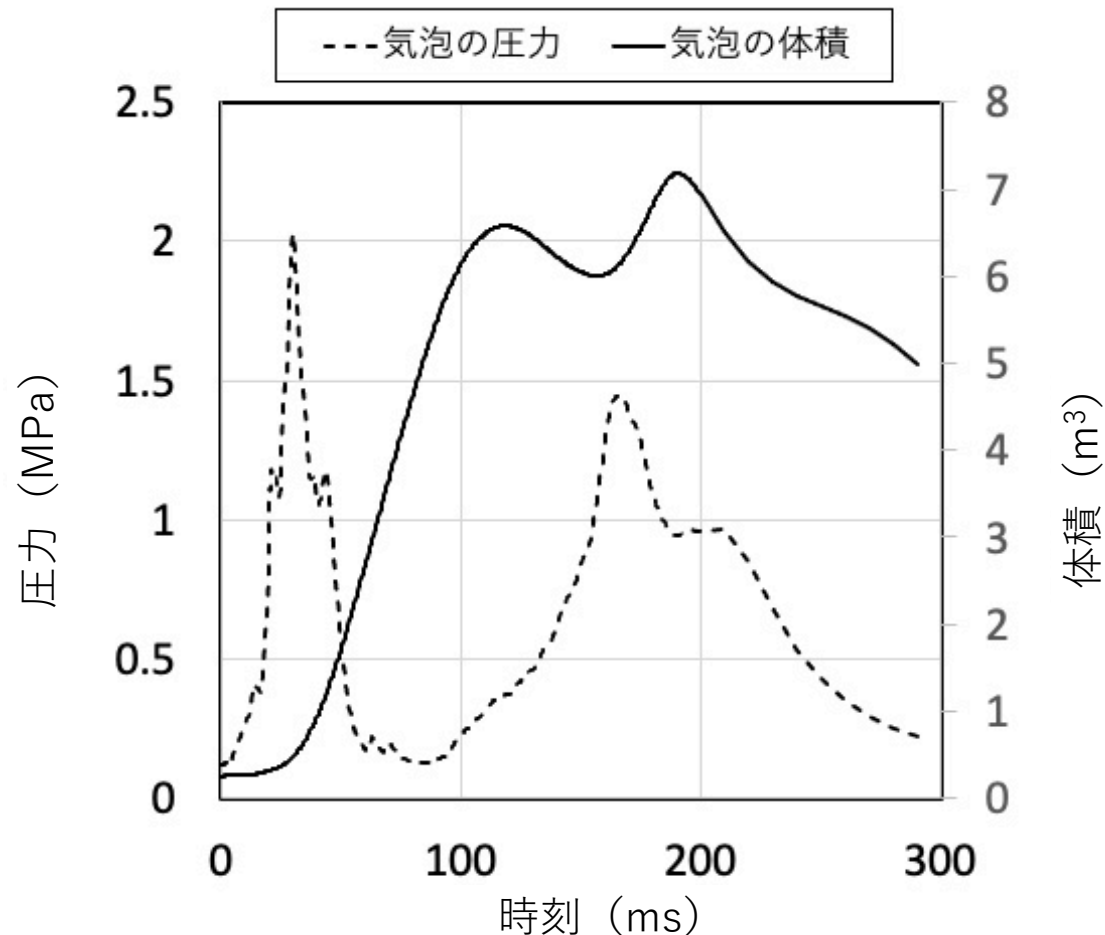
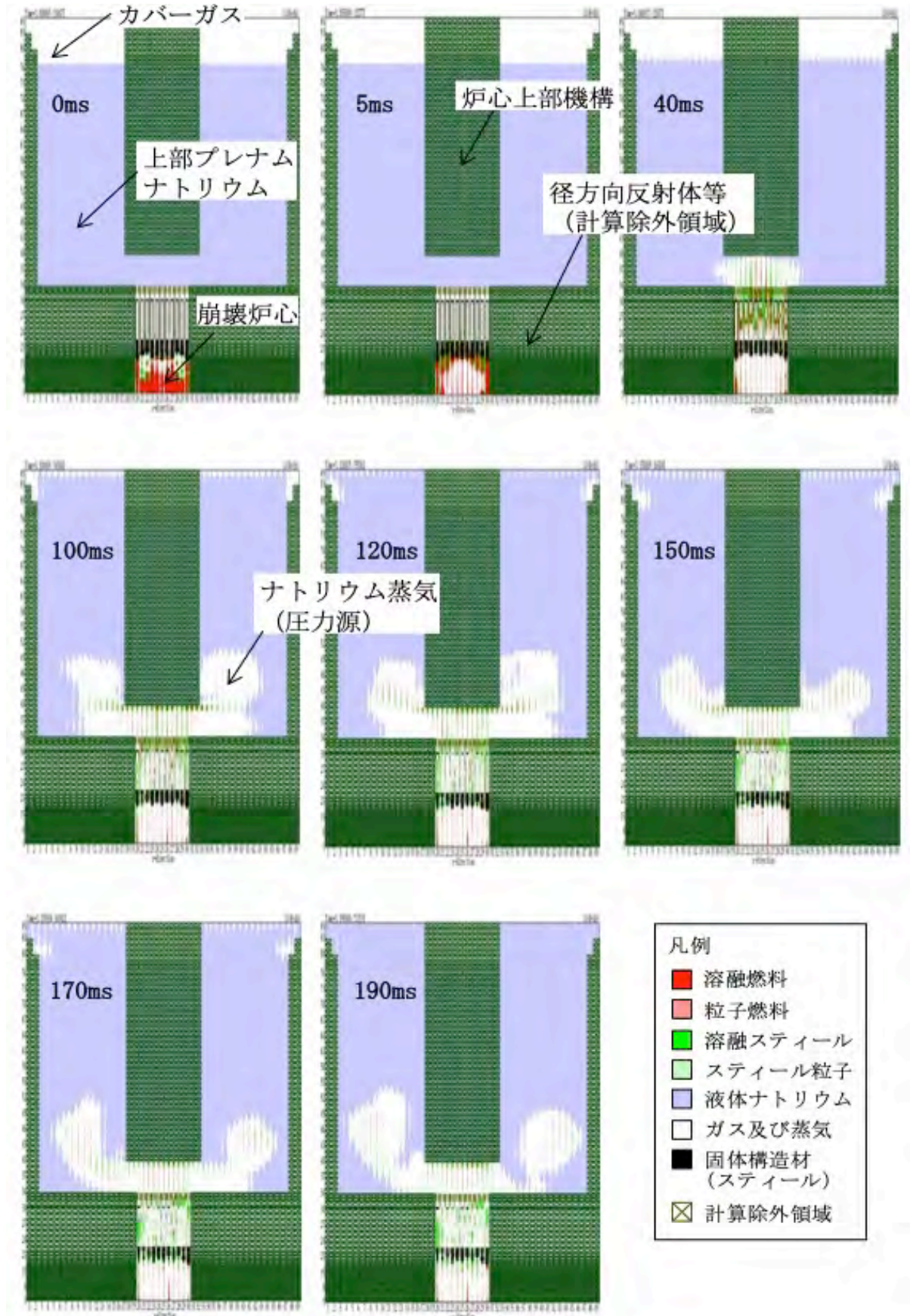
機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV)  
の解析体系

### 3. 機械的応答過程不確かさの影響評価の解析結果

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溶融燃料と溶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。

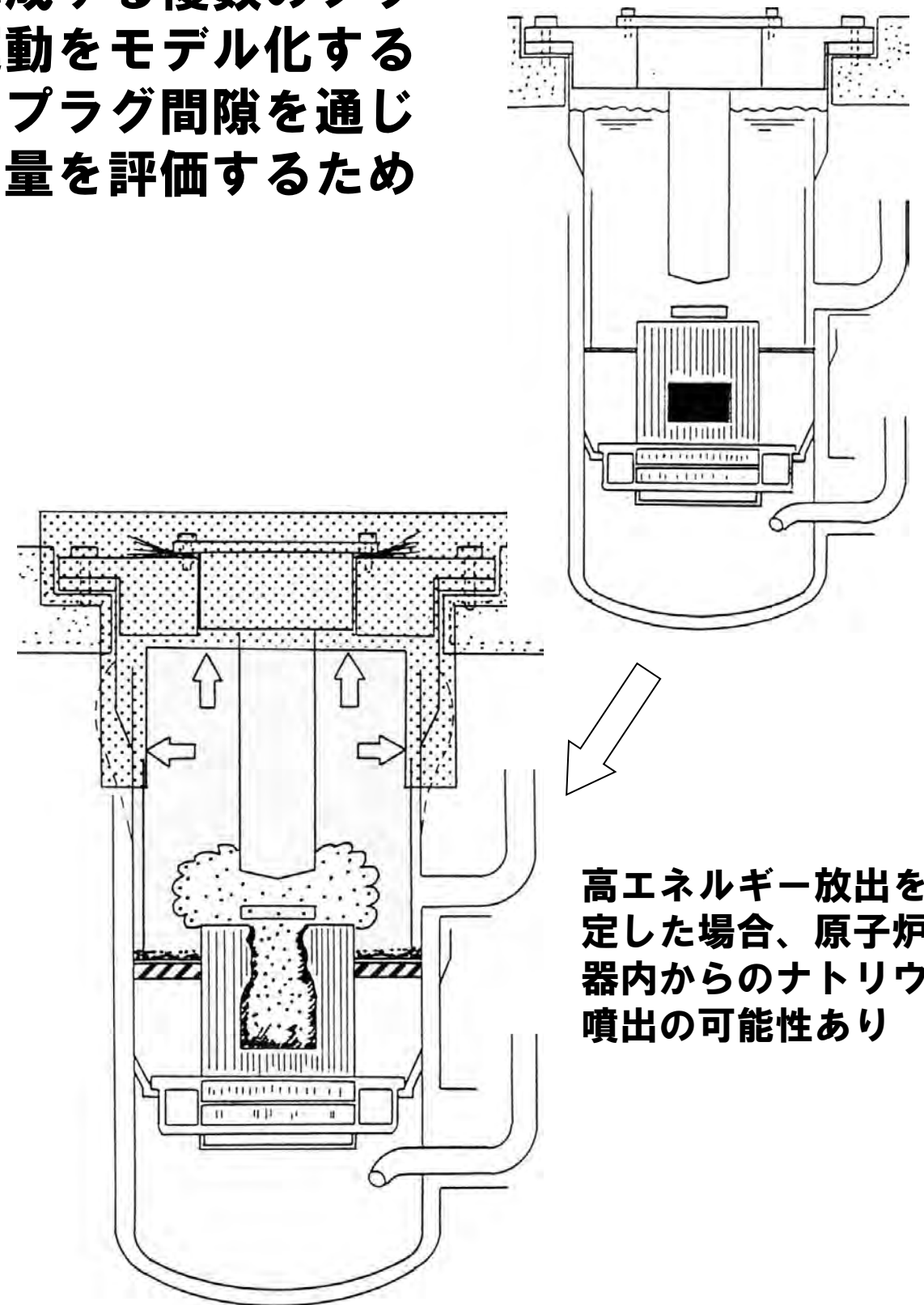
なお、基本ケースで発生した機械的エネルギーは約1.8MJである。





**P L U G**

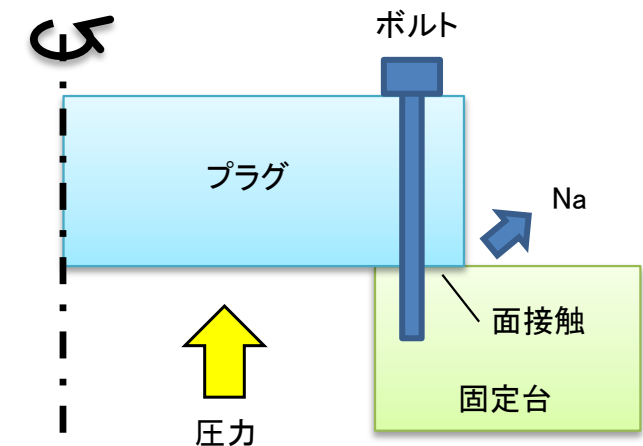
- PLUGは、原子炉容器の回転プラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化するとともに、回転プラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウムの噴出量を評価するための計算コードである。
- 種々の回転プラグを質点として扱い、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化し、各プラグの1次元の運動方程式を連成させて解くことによりその相対運動を計算する。
- 固定プラグ及び炉心上部機構を含むメインプラグの他、付随するサブプラグ（合計で最大16個）のプラグ間相対運動を解析可能
- 原子炉容器内と格納容器（床上）との圧力差を用いて、ベルヌーイの式を用いて遮へいプラグ間の相対変位により生じる間隙を通して漏洩するナトリウム量を計算する。
- 回転プラグ下面に作用する圧力を入力として与える。



高エネルギー放出を想定した場合、原子炉容器内からのナトリウム噴出の可能性あり

## ■ 妥当性確認の方法

- ✓ PLUGによるプラグ応答及びナトリウム噴出の解析の妥当性確認を目的として、簡単な体系を用いて基本的な機能が確認できる解析条件を検討し、以下に示す7ケースの解析ケースを選定した。これらの解析を通じて、ボルト及びプラグの動的応答の解析、ナトリウム噴出量の解析及びプラグの衝突解析の妥当性を確認した。妥当性の確認は、各解析ケースにおける理論解を導出し、これと解析結果とを比較することにより行った。
- ✓ **ボルト及びプラグの動的応答の解析の妥当性の確認**
  - Case-1 弾性解析
  - Case-2 弾塑性解析
- ✓ **ナトリウム噴出量の解析の妥当性の確認**
  - Case-3 垂直方向の流路を流れるナトリウムの噴出量の解析
  - Case-4 水平方向の流路を流れるナトリウムの噴出量の解析
  - Case-5 入口部及び曲がり部を流れるナトリウムの噴出量の解析
- ✓ **プラグの衝突解析の妥当性の確認**
  - Case-6 互いに独立したプラグの衝突解析
  - Case-7 一体となったプラグの衝突解析



解析体系の例  
(Case-4)

## PLUGの妥当性確認の内容とその結果

ケース番号	確認の内容	理論値と計算値の差	確認結果
1	プラグの運動とボルトの弾性挙動の解析の妥当性を確認する。	0.2%以下	良好
2	プラグの運動とボルトの弾塑性挙動の解析の妥当性を確認する。	0.1%以下	良好
3	垂直流路を噴出するナトリウムの流量の解析の妥当性を確認する。	0.01%以下	良好
4	水平流路を噴出するナトリウムの流量の解析の妥当性を確認する。	0.02%以下	良好
5	入口部及び曲がり部を流れるナトリウムの噴出量の解析の妥当性を確認する。	0.01%以下	良好
6	衝突するプラグ同士の反発挙動の解析の妥当性を確認する（個別に衝突する場合）。	0.1%以下	良好
7	衝突するプラグ同士の反発挙動の解析の妥当性を確認する（一体となって衝突する場合）。	0.1%以下	良好

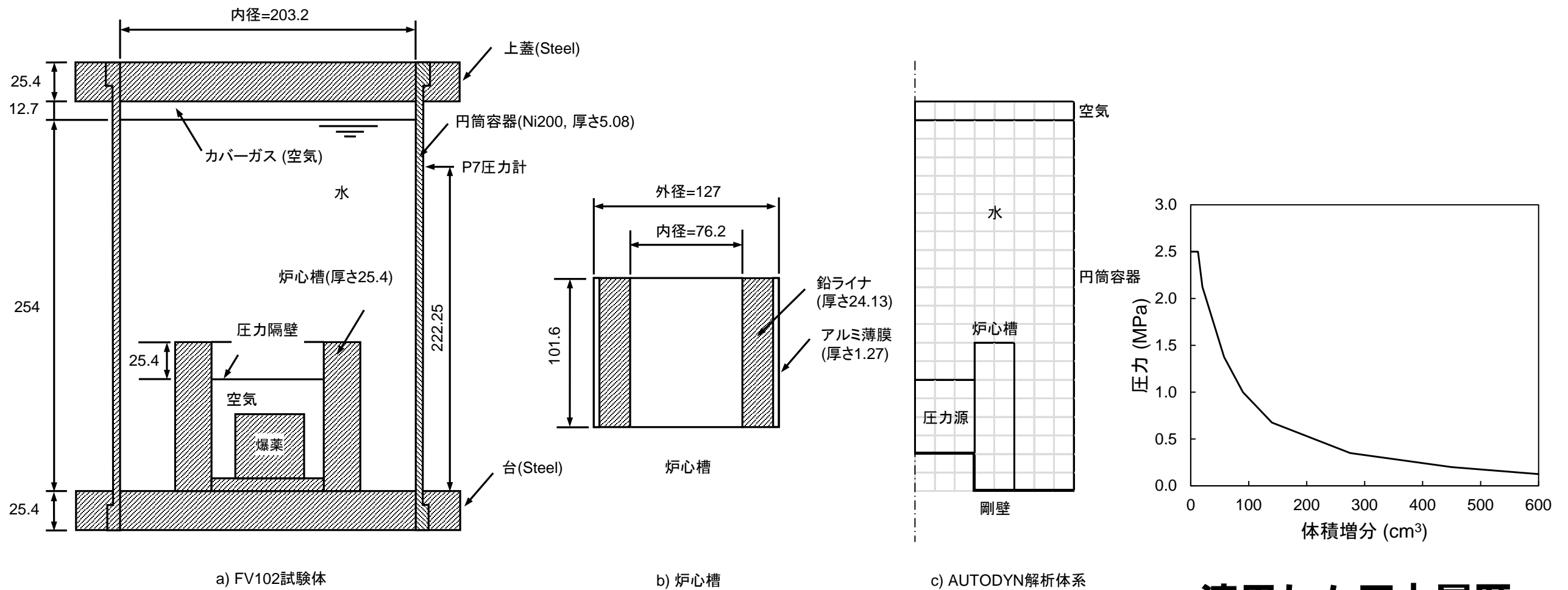
- PLUGは、単純な運動方程式を組み合わせて現象を解いているのみで、理論解と一致していることから適用性を確認できる。
- 噴出量の計算には、定常ベルヌーイの式を用いており保守側の結果を与える。

**AUTODYN**



- AUTODYNは、爆発・衝撃問題のような非線形の強い問題の時刻歴応答解析のための専用コードとして開発された商用コード
  - ✓ 流体（気体及び液体）の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子、及び構造物の変形解析に適したラグランジェ型及びシェル型計算要素を用いた計算格子を同時に扱う。
  - ✓ これら計算格子間の相互作用を扱うことが可能
  - ✓ これにより、流体の流動と構造物の変形との間の相互作用を考慮した解析（流体-構造連成解析）が可能
  - ✓ 特に、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造壁に圧力負荷を与えるような問題への適用において、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性、並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。
- AUTODYNは、国内外の産業界や研究機関において幅広く利用実績があり、それらの適用解析を通じて同コードの基本的な妥当性は十分に確認され、その信頼性は高いと考えられる。国内の原子力分野においては以下の適用例がある。
  - ✓ 水素爆発によるPWR格納容器の健全性評価
  - ✓ 原子炉容器外における水蒸気爆発によるPWR原子炉キャビティのコンクリート構造の健全性評価
  - ✓ 高速実証炉の設計時における炉心損傷事故時の原子炉容器の健全性評価

- 有効性評価へのAUTODYNの適用性及び妥当性を確認するため、1970年代に米国SR1インターナショナルによって実施された、米国のクリンチ・リバー増殖炉の原子炉容器の1/30スケール試験容器を用いたFV102試験の解析を実施
- FV102試験を選定した理由は、同試験が国際的なベンチマーク問題として採用され欧米でも広く解析されていること、様々な「もんじゅ」のスケール試験解析によって実機への適用性を確認しているPISCES-2DELK（AUTODYNの前身）も同試験の解析を実施しており、同試験の試験解析によってAUTODYNの有効性評価への適用性を確認できるためである。

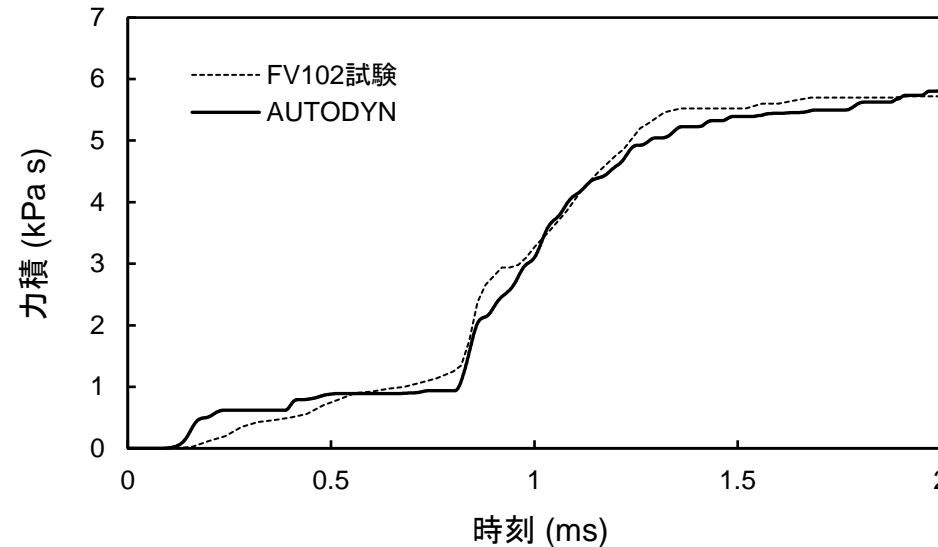
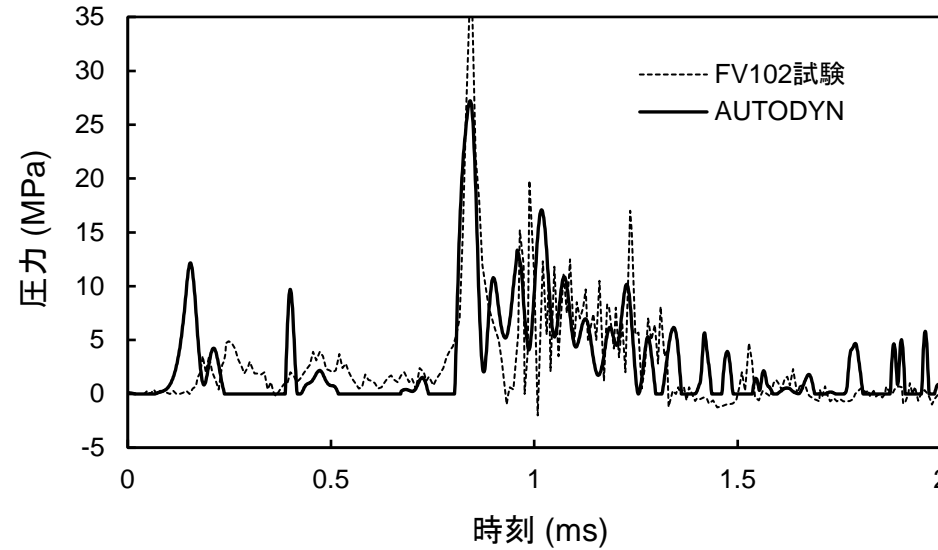
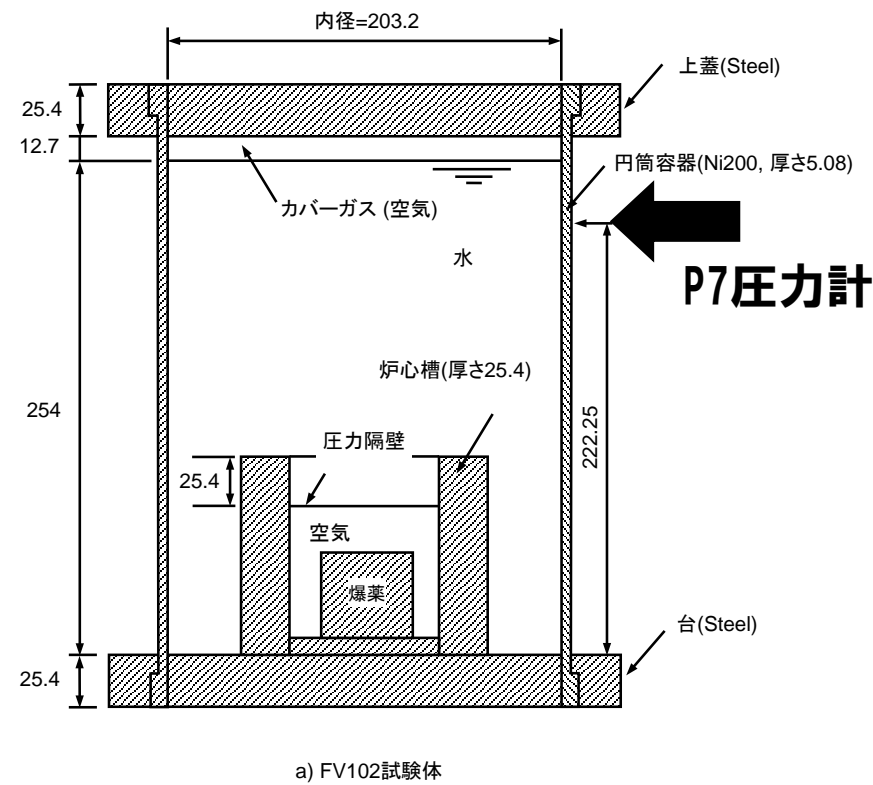


FV102試験の試験体概要とAUTODYNの解析体系

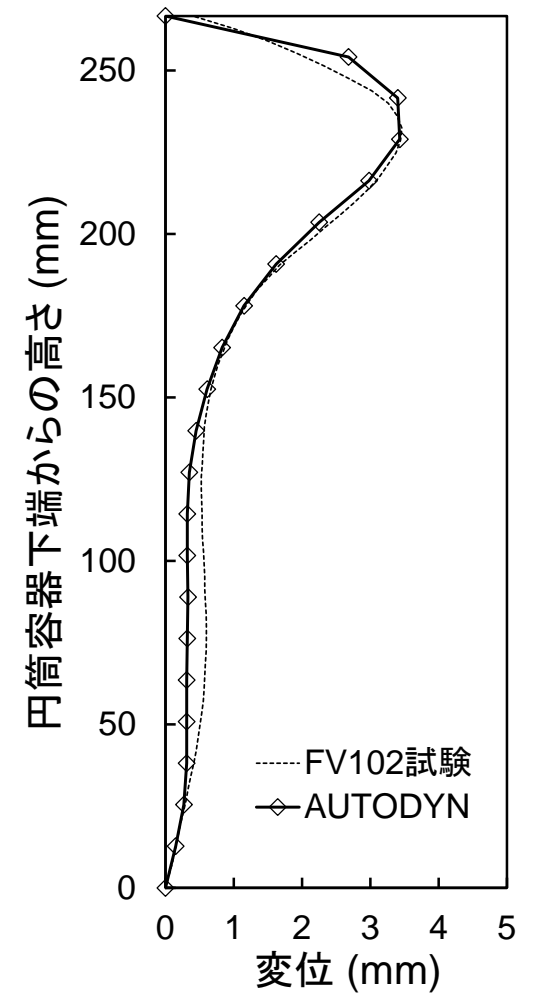
適用した圧力履歴

■ 円筒容器に作用する力積と残留ひずみがよく模擬できていることが確認でき、機械的負荷が作用する場合の原子炉容器の構造応答解析にAUTODYNが適用できることが確認できる。

■ AUTODYNは、軽水炉への適用実績もある商用コードであり、FV102試験による妥当性確認の解析も適切な結果を与えるため、適用性がある。



P7圧力計の位置で計測された圧力及び力積



円筒容器の残留変位とAUTODYNによる解析結果