



## 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2：炉心損傷防止措置）、（その3：格納容器破損防止措置）

- 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF（iii）） -
- 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS（iii）） -

2021年10月5日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所

高速実験炉部

# 説明概要

- **第53条に係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価について**
  - ( 1 ) **炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)**
    - 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (iii))
  - ( 2 ) **除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)**
    - 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (iii))

# 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

## 今回説明範囲

事象グループ※1	事象グループの概要	評価事故シーケンス※2
① 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)	原子炉運転中に炉心流量が減少した際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。	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))
		外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故 (ULOF (ii))
		1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (iii))
② 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)	原子炉運転中に過出力となった際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (UTOP (i))
		出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故 (UTOP (ii))
③ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	原子炉運転中に除熱不足が生じた際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (i))
		2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故 (ULOHS (ii))
		2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (iii))
④ 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)	原子炉冷却材ハウダリに属する配管の破損が生じ、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由（当該配管の二重壁（外側）の破損等）により、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故 (LORL (i))
		1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故 (LORL (ii))
		1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故 (LORL (iii))
⑤ 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)	原子炉の崩壊熱除去中に、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位が確保された状態で、何らかの理由（1次主循環ポンプポニーモータの故障、補助電磁ポンプの故障等）により、強制循環冷却機能を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (i))
		2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (ii))
⑥ 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)	外部電源が喪失し、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由（非常用ディーゼル発電機の起動失敗等）により非常用ディーゼル電源系も機能喪失することによって、強制循環冷却による崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。	全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
⑦ 局所的燃料破損 (LF)	原子炉の運転中に燃料集合体内の冷却材流路の閉塞等により、炉心の局所的な昇温が生じることによって、燃料破損が発生し、その破損が全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至るもの。	冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

※1：事故シーケンスの形態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置が類似する事故シーケンスを類型化したもの。

※2：事象グループに含まれる事故シーケンスの中から措置の有効性を確認するために選定したもの。

本資料では、事象選定に係る審査を踏まえ、本原子炉施設の特徴（主冷却系を2ループで構成等）を考慮して、新たに評価事故シーケンスに追加したULOF (iii) 及びULOHS (iii) の炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の結果を示す。

## ■ 安全機能の喪失に対する仮定

- ✓ 各事故シーケンスにおいて、異常事象の発生に加えて設計基準事故対処設備の安全機能の喪失を考慮し、機能喪失の要因として故障等を想定した設備の復旧には期待しない。

## ■ 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置として整備する機器の単一故障は仮定しない。

- ✓ 当該事故は運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能が多重の機能喪失を起こすことを想定している。
- ✓ 事故拡大の防止のための資機材は運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能との独立性を考慮している。

## ■ 評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とする。また、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する。

- 炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。
  - ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
  - ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
  - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
  - ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
  - ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。
- 熱設計基準値を下回る限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力は低く、かつ、変化はほとんど生じないため、冷却材圧力を評価項目とする必要はない。
- なお、これらの評価項目は「運転時の異常な過渡変化」の判断基準と同様であり、炉心損傷に対して大きな余裕がある。

■ 「常陽」の以下の安全上の特徴を考慮して格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目を設定する。

- ✓ 低圧システム（原子炉冷却材のナトリウムを加圧する必要はなく、1次主冷却系等のカバーガス圧は約0.98kPa [gage]）
- ✓ 伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用
- ✓ 燃料装荷量の少ない（約1 ton）小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有している（冷却材温度反応度係数及びボイド反応度係数がほぼ全炉心で負）
- ✓ 原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成
- ✓ 格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在

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では「炉心損傷防止措置の有効性評価」で設定した項目を適用する。
  - ① 燃料最高温度、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度が熱設計基準値（それぞれ2,650、840、910℃）以下であること。
  - ② 被覆管の累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
  - ③ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。
2. 炉心の著しい損傷に至った場合の放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）の原子炉容器内閉じ込め
  - ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
  - ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
3. 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（即発臨界超過によるエネルギー放出）
  - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
  - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
  - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

4. 「炉心の著しい損傷に至った場合の損傷炉心物質の原子炉容器内閉じ込め」が達成出来ない場合の損傷炉心物質等の安全容器内閉じ込め
  - ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
  - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
5. 主中間熱交換器や補助中間熱交換器の過温・過圧破損の防止
  - ① 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）の健全性が維持できること。
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
  - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
  - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。



## **(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)**

# ULOFの評価事故シーケンス（1/2）

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置
● 1	外部電源喪失＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「電源喪失」	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）による原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用冷却設備による放射性物質等（熔融炉心物質等を含む。）の原子炉容器内保持・冷却               <ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系：強制循環冷却</li> <li>2次主冷却系：自然循環冷却</li> </ul> </li> <li>・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制</li> <li>・原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和（閉じ込め機能維持）</li> </ul>
2	1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」		
● 3	1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」		
4	異常事象グループ（1）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」		
● 5	外部電源喪失＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	
6	1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
7	1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
8	異常事象グループ（1）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
9	異常事象グループ（2）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		

異常事象グループ（1）：「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）」、「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」、「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」

異常事象グループ（2）：「外部電源喪失」、「1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）」、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「2次冷却材流量増大」、「主冷却器空気流量増大」、「2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）」、「主冷却器空気流量減少」、「1次主循環ポンプ軸固着」、「2次主循環ポンプ軸固着」、「主送風機風量瞬時低下」、「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）」、「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」、「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」、「2次冷却材漏えい」

## 【評価事故シーケンスの選定理由】

本事象グループに含まれる事故シーケンスのうち、代表性が相対的に高い『No. 1』及び『No. 5』の事故シーケンスをULOFを代表する事故シーケンスに選定した（『No. 5』の有効性評価の結果は、『No. 1』と同じとなるため、『No. 1』を対象に有効性を評価）。また、本原子炉施設の特徴として、主冷却系を2ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポニーモータ運転時でポンプ本体を共用していることを踏まえるとともに、格納容器破損防止措置との機能依存性も考慮し、系統間機能依存性、余裕時間及び代表性の観点から、『No. 3』の事故シーケンスも評価事故シーケンスに選定した。

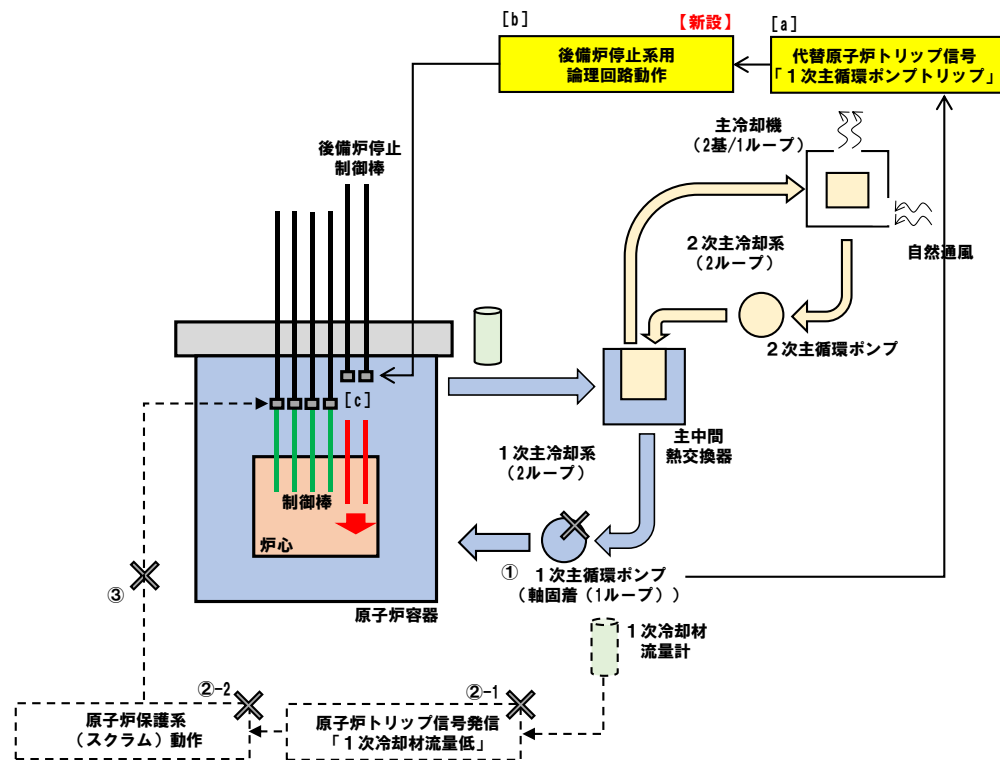
なお、炉心損傷防止措置の有効性評価について、抽出された事故シーケンスによっては、出力変化、制御棒反応度挿入特性等の解析条件に僅かな差が生じるが、炉心流量減少時に原子炉停止機能喪失により、評価項目に影響が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。

## 【評価事故シーケンス】

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))

外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故 (ULOF (ii))

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (iii))



ULOF (iii)の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

## 【評価事故シーケンスの概要】

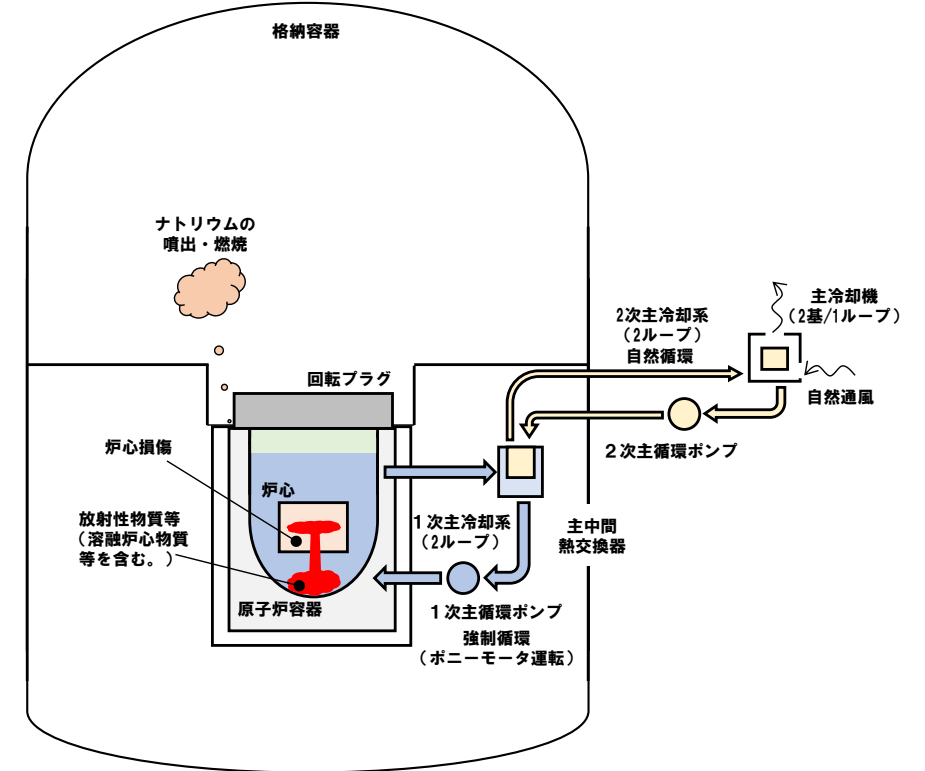
出力運転中に1次主循環ポンプ軸固着(①)により原子炉の流量が減少(除熱不足)し、原子炉トリップ信号の発信に失敗(②-1)(原子炉保護系の動作に失敗(②-2)した場合も同様)することにより制御棒の急速挿入に失敗(③)する事象。

1次主循環ポンプ軸固着が発生すると、異常事象により事故ループの強制循環機能(ポニーモータ運転を含む。)を従属的に喪失するため、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価は、健全側の1ループのポニーモータ運転を想定する。

## 【炉心損傷防止措置の概要】

代替原子炉トリップ信号([a])により後備炉停止系用論理回路が動作([b])し、後備炉停止制御棒を炉心に急速に挿入([c])することにより炉心の著しい損傷を防止。

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



ULOF (iii)の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

## 【評価事故シーケンスの概要】

・左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

## 【格納容器破損防止措置の概要】

・非常用冷却設備による放射性物質等(熔融炉心物質等を含む。)の原子炉容器内保持・冷却

1次主冷却系：強制循環冷却(1ループ)

2次主冷却系：自然循環冷却(1ループ)

・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制

・原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和(閉じ込め機能維持)

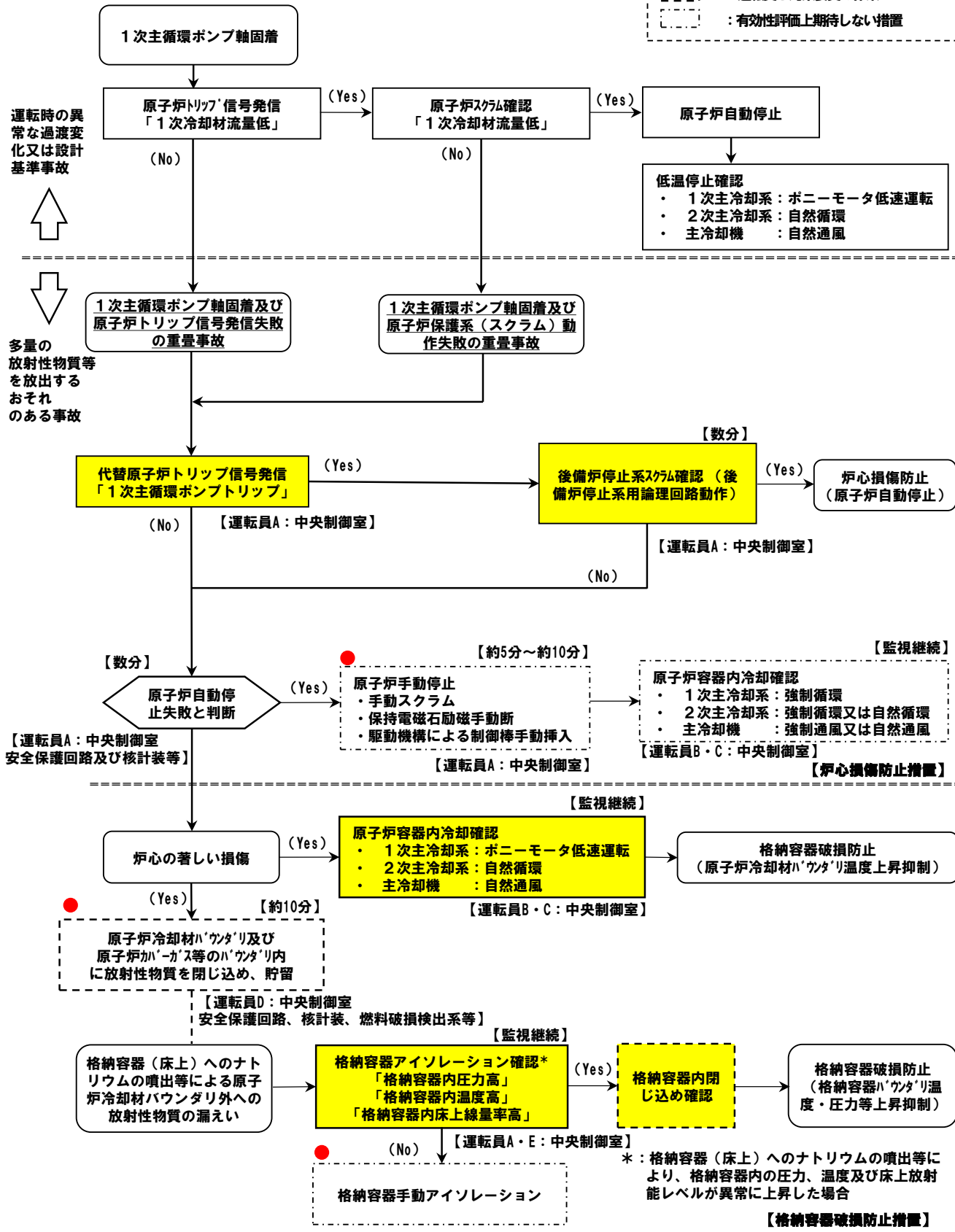
# ULOF (iii) の事象進展及び措置の概要 (1/2)

黄色ハッチング：有効性評価の対象としている措置  
 ●：運転員等による操作が必要な措置  
 【】内時間：事象発生からの経過時間

凡例  
 □：動作、確認  
 ○：プラント状態  
 ◇：判断  
 - - -：運転員と対策要員の作業  
 - - -：有効性評価上期待しない措置

## 【評価事故シーケンス】

### 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (iii))



## □主な炉心損傷防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 代替原子炉トリップ信号【非常用電源系】
- 後備炉停止系用論理回路 (トリップ遮断器を含む)【非常用電源系】
- 後備炉停止制御棒

## □主な格納容器破損防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 1次主冷却系 (強制循環)  
1次主循環ポンプポニーモータ【非常用電源系】
- 2次主冷却系 (自然循環)
- 主冷却機 (自然通風)
- 回転プラグを含む原子炉容器構造
- 格納容器構造 (隔離弁【非常用電源系】)

# ULOF (iii) の事象進展及び措置の概要 (2/2)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断															・「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。	
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認															・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。	
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認															・1次主冷却系(ポニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。	
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留															・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認															・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。	

## **炉心損傷防止措置の有効性評価**

### **(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)**

**1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (iii))**

## 1. 対象事象

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

## 2. 主な炉心損傷防止措置

代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」、後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系

## 3. 計算コード

Super-COPD

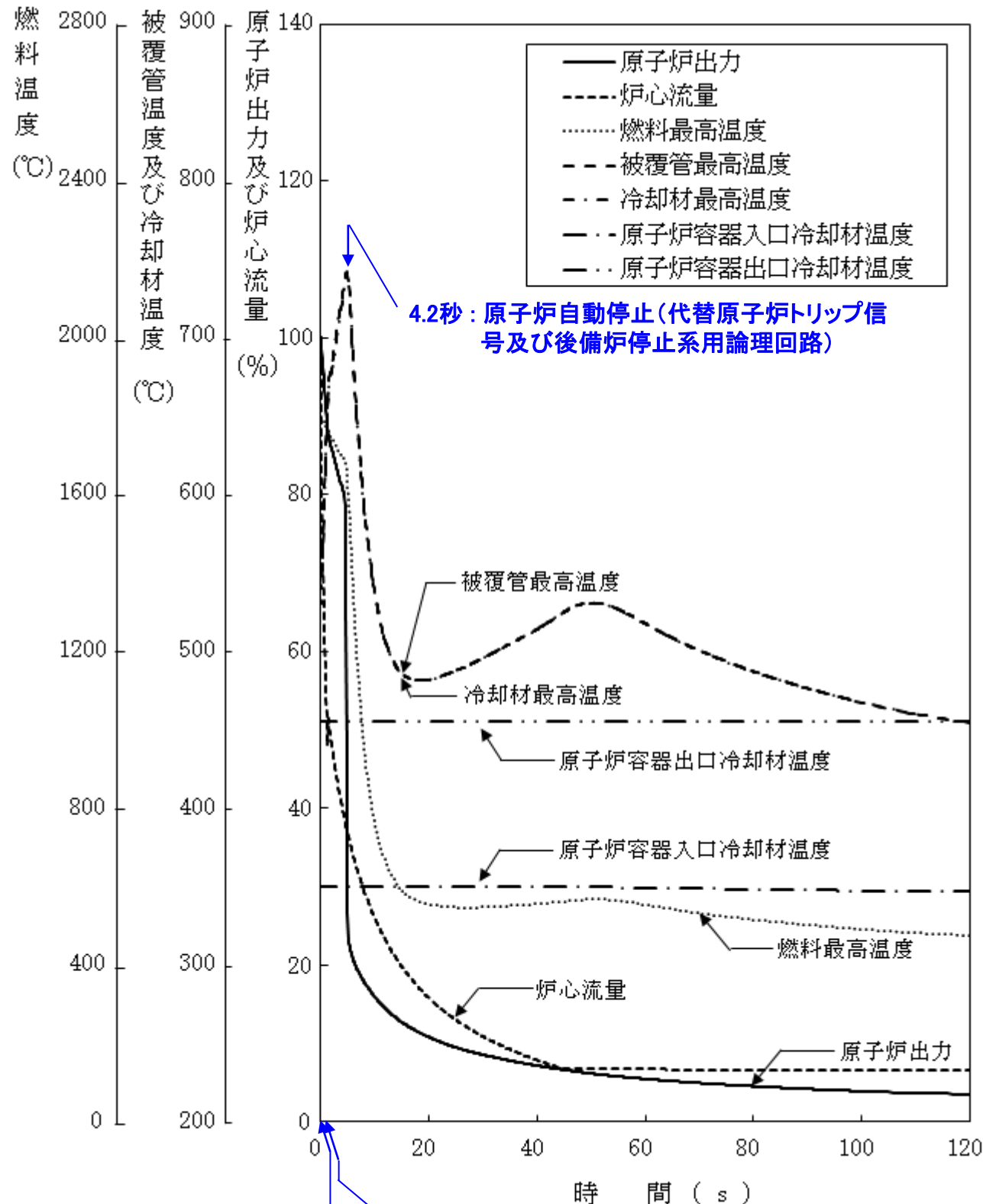
## 4. 主な解析条件

- (1) 反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の反応度投入速度、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用。
- (2) 事象推移  
主な事象推移を下表に示す。

時間 (秒)	事象推移
0	1次主循環ポンプ軸固着 →健全ループ1次主循環ポンプトリップ →「1次冷却材流量低」信号の発信失敗
1.2	「1次主循環ポンプトリップ」信号の発信
4.2	原子炉スクラム（後備炉停止系用論理回路作動）、後備炉停止制御棒の急速挿入 ここで、後備炉停止系用論理回路の作動時間は、構成機器の動作時間に余裕を考慮し3秒を設定



## 5. 主な解析結果



項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約750	840
冷却材最高温度	約530	約740	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価

## 6. 不確かさの影響評価

- 運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさは考慮する必要はない。
- 評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「反応度係数」の不確かさに関する感度解析を実施した。
- 炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のように設定した。

**ドブプラ係数** : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。

**燃料温度係数** : ドブプラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。

**被覆管温度係数** : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

**冷却材温度係数** : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

**ラッパ管温度係数** : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

**炉心支持板温度係数** : 本評価事故シーケンスにおける主要な評価項目である燃料温度、炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、その不確かさを考慮する必要はない。

項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約760	840
冷却材最高温度	約530	約750	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、条件の不確かさを考慮したとしても措置は有効と評価

第387回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合における指摘（制御棒の挿入時間が長くなっても炉心損傷に至らないことの説明）への回答を別紙1に示す。

## **格納容器破損防止措置の有効性評価**

### **(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)**

**1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (iii))**

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

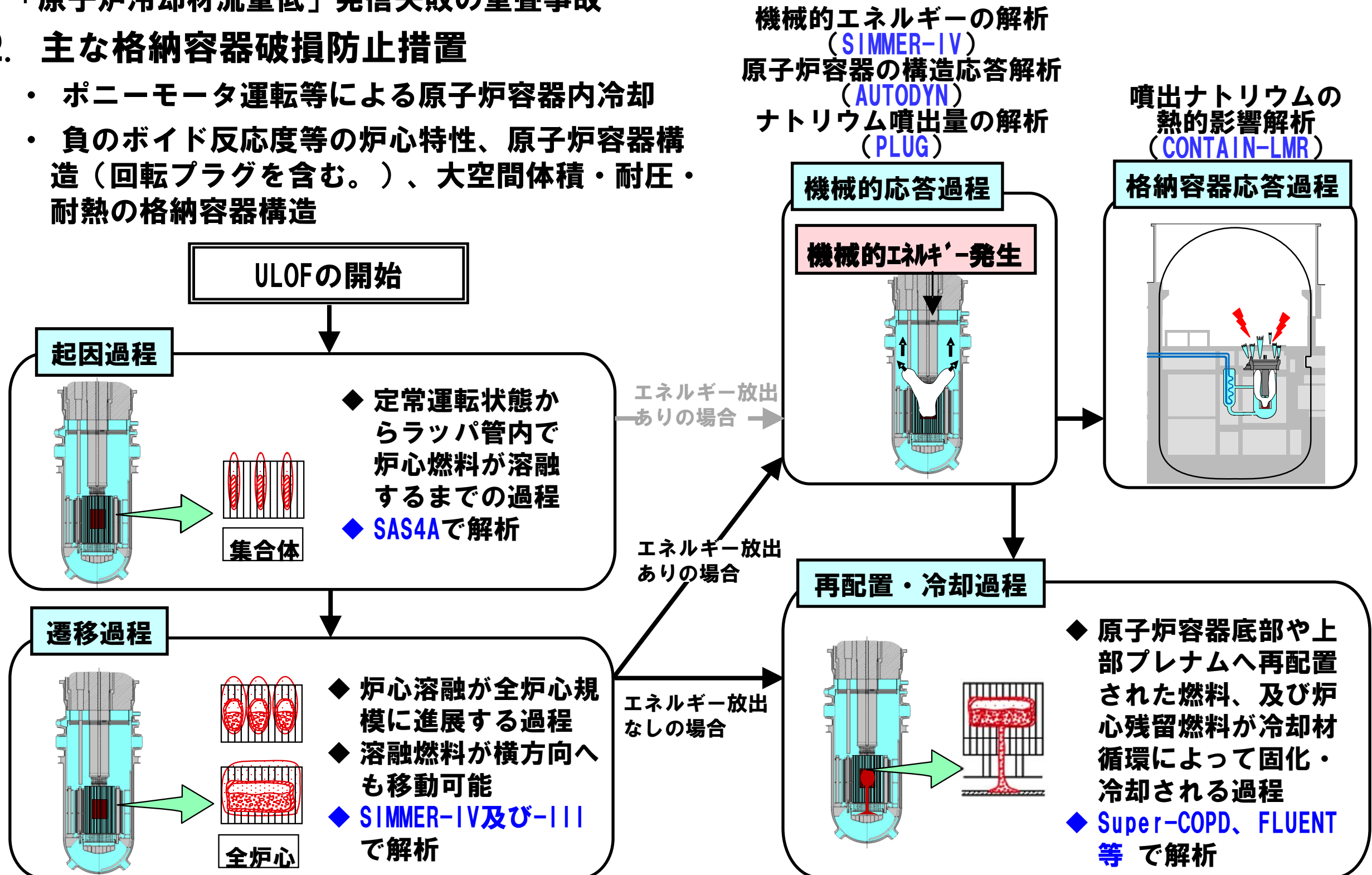
## 解析評価の流れ

### 1. 対象事象

1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号「原子炉冷却材流量低」発信失敗の重畳事故

### 2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ ポニーモータ運転等による原子炉容器内冷却
- ・ 負のボイド反応度等の炉心特性、原子炉容器構造（回転プラグを含む。）、大空間体積・耐圧・耐熱の格納容器構造



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

格納容器応答過程

機械的エネルギー発生

再配置・冷却過程

ULOFの開始

起因過程

遷移過程

集合体

全炉心

◆ 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

◆ 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

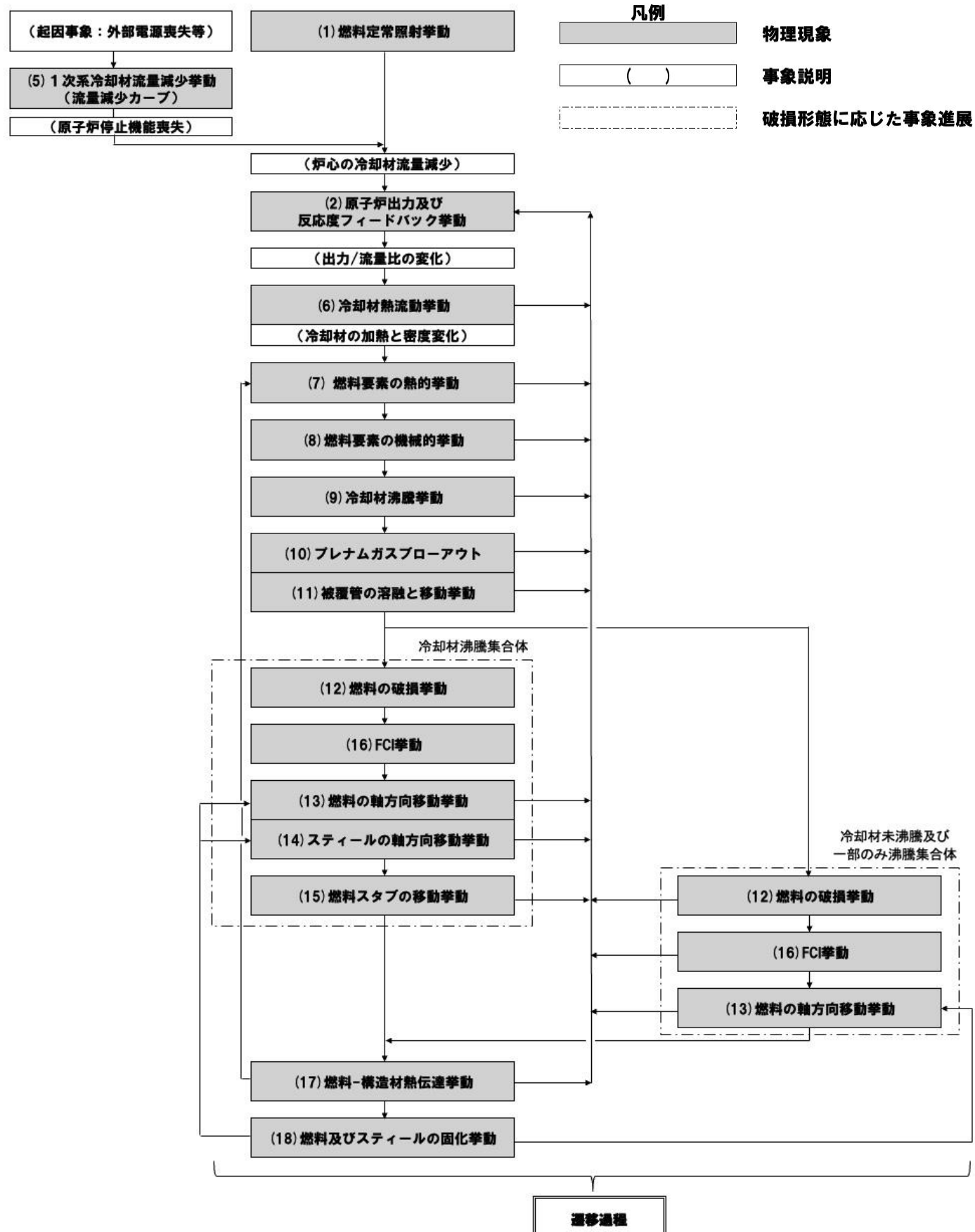
エネルギー放出ありの場合

エネルギー放出ありの場合

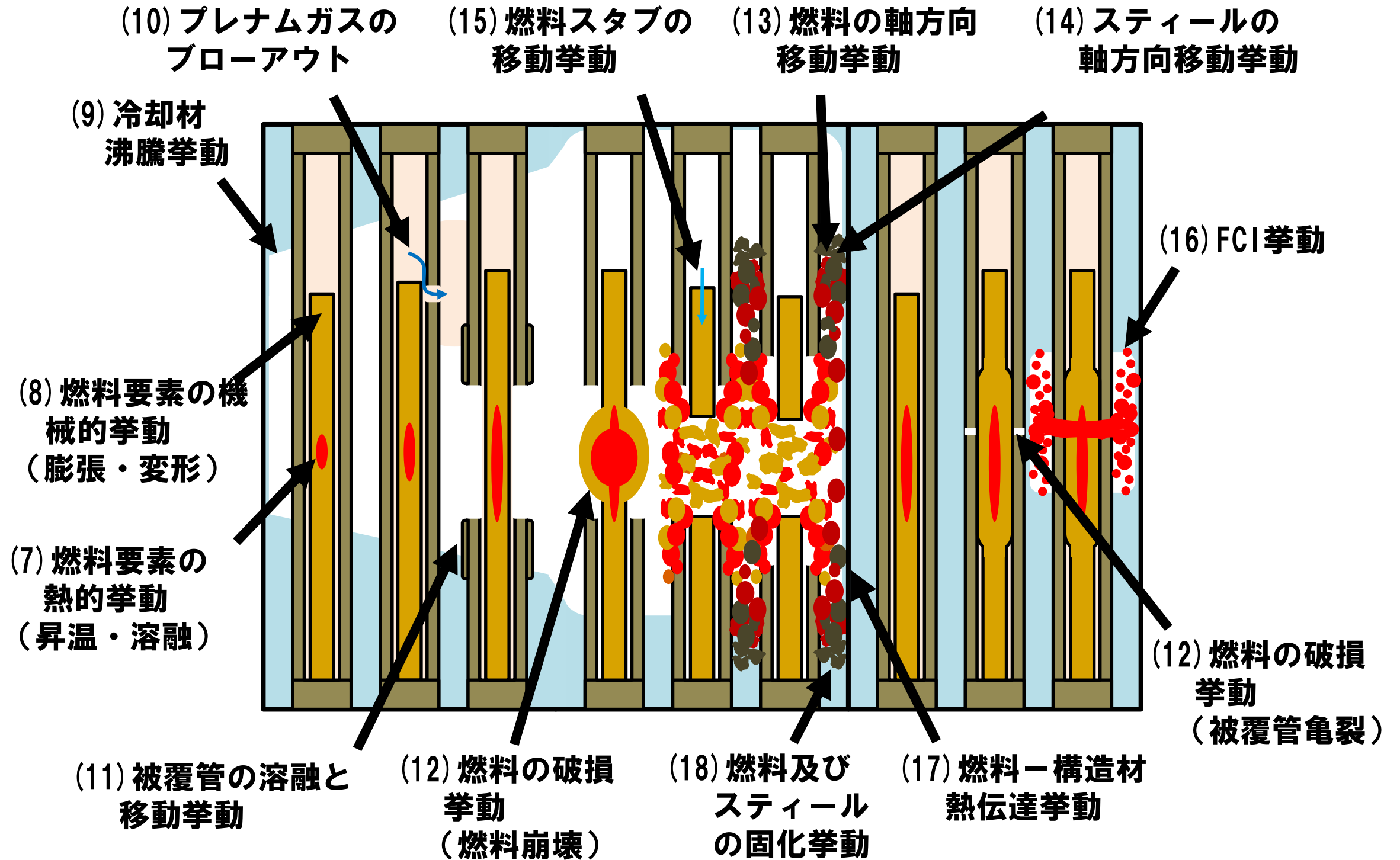
エネルギー放出なしの場合









◆ 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

## ULOF

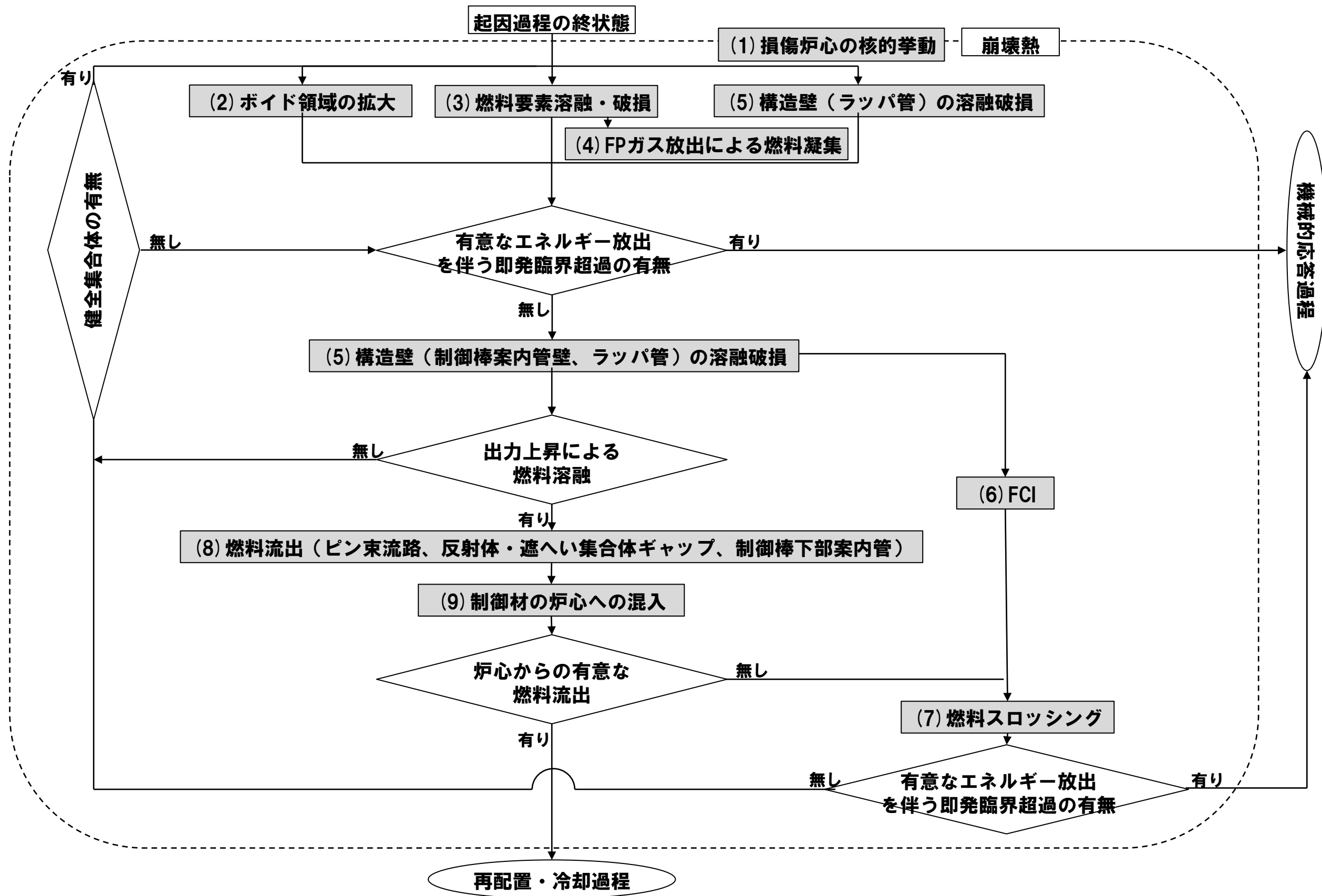


# 起因過程の物理現象

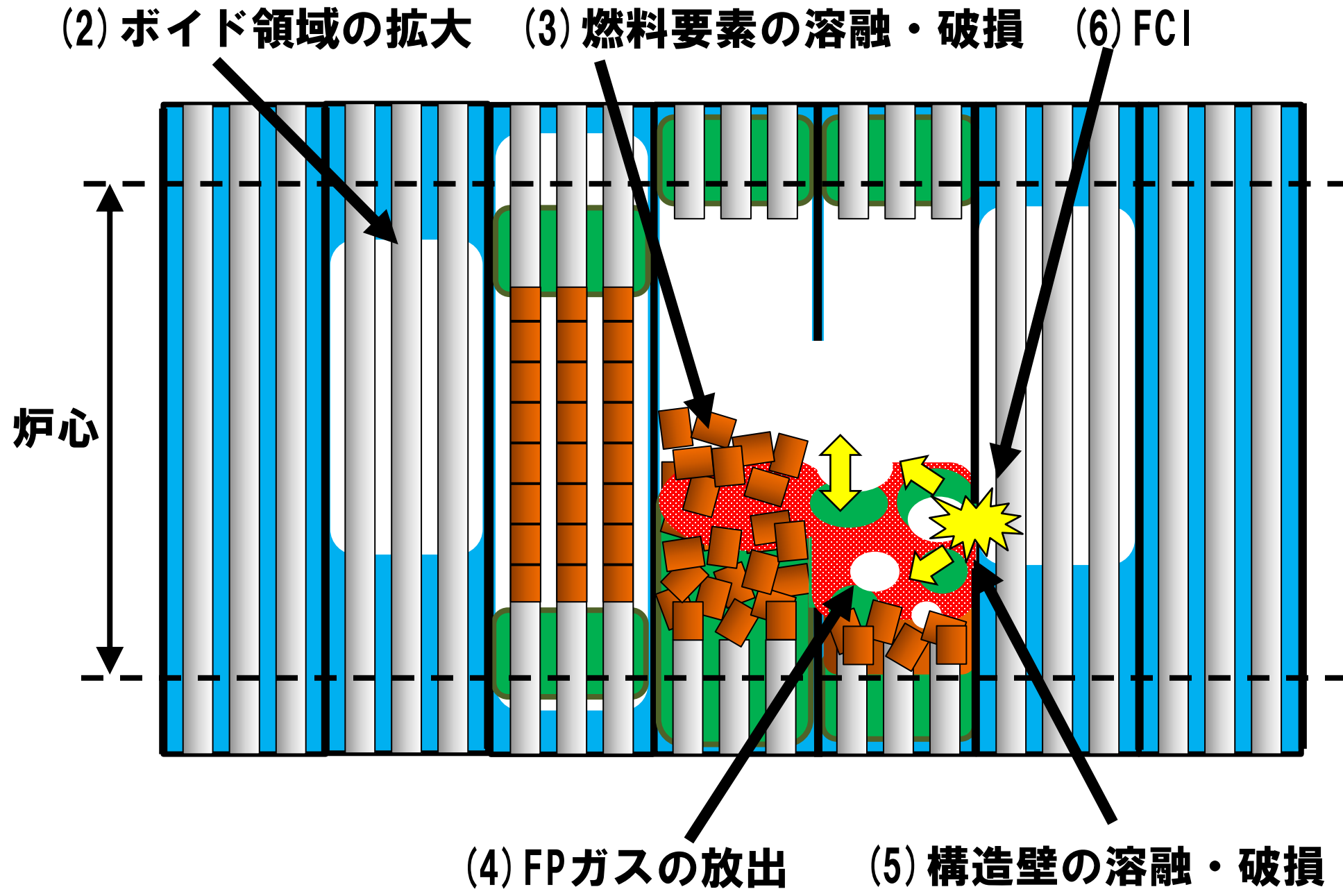










	固体燃料		被覆管・構造材		ナトリウム
	溶融燃料		再固化スティール		プレナムガス
	再固化燃料				ボイド領域

# 遷移過程の事象推移と物理現象



# SIMMERによる解析において考慮すべき物理現象 燃料損傷領域の拡大過程

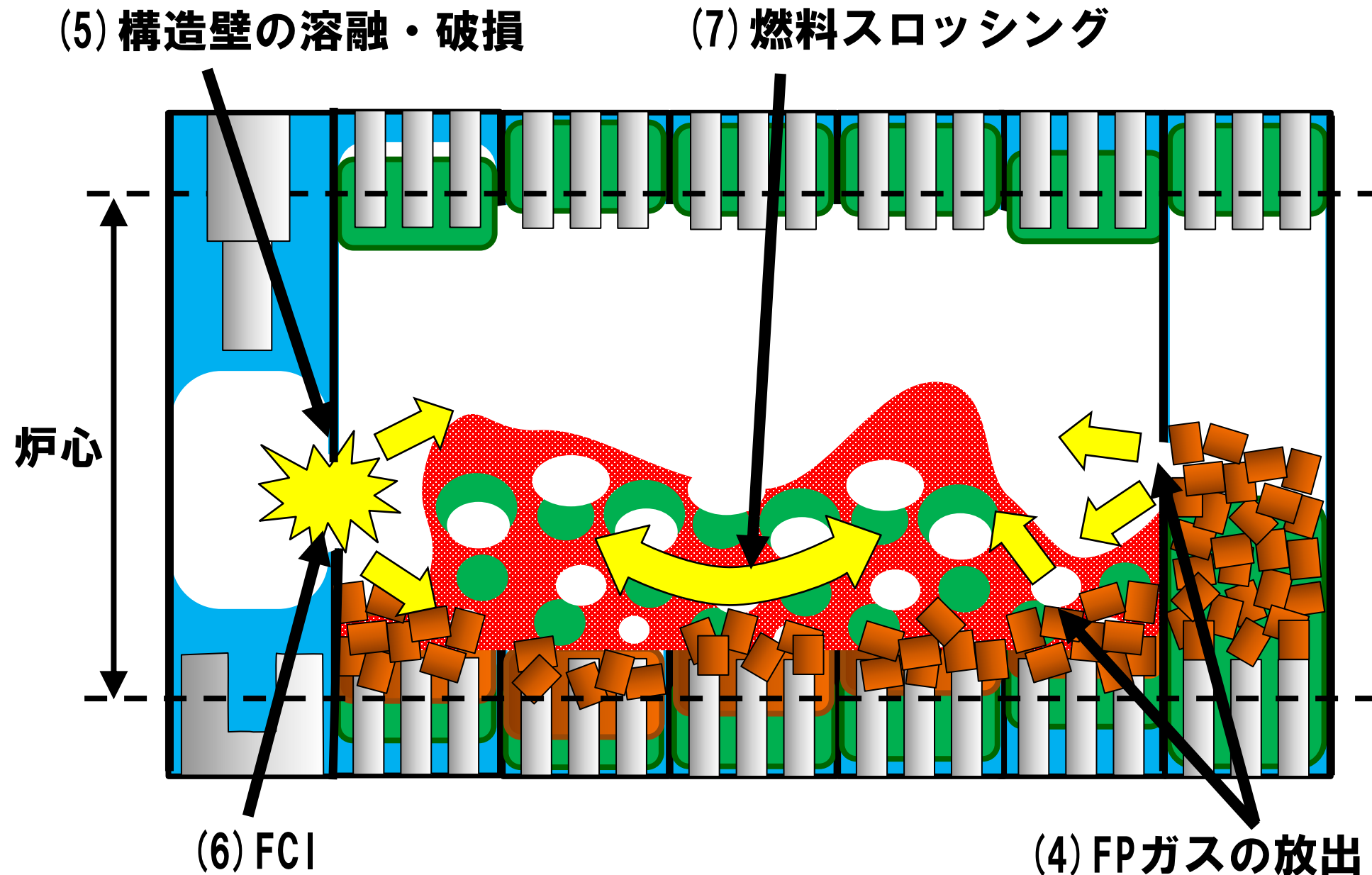










	燃料ペレット		被覆管・構造材		ナトリウム
	溶融燃料		溶融スチール		気相
	固化燃料		固化スチール		



# SIMMERによる解析において考慮すべき物理現象

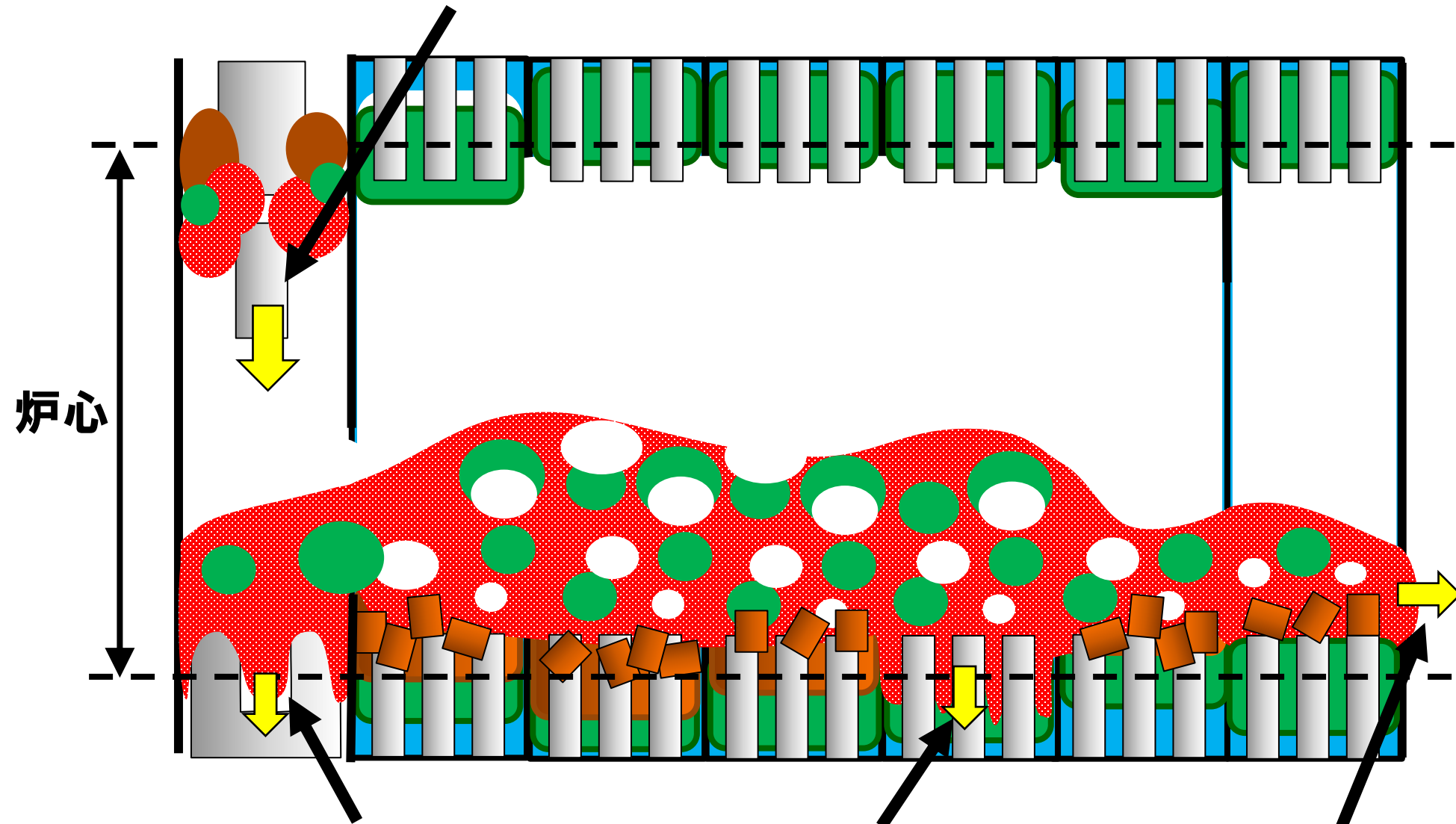
## 全炉心規模での燃料凝集を駆動する物理現象











	燃料ペレット		被覆管・構造材		ナトリウム
	溶融燃料		溶融スチール		気相
	固化燃料		固化スチール		

# SIMMERによる解析において考慮すべき物理現象 反応度を低減する物理現象

(9) 制御材の炉心への混入



(8) 燃料流出（制御棒下部案内管、ピン束流路、径方向反射体集合体間ギャップ）

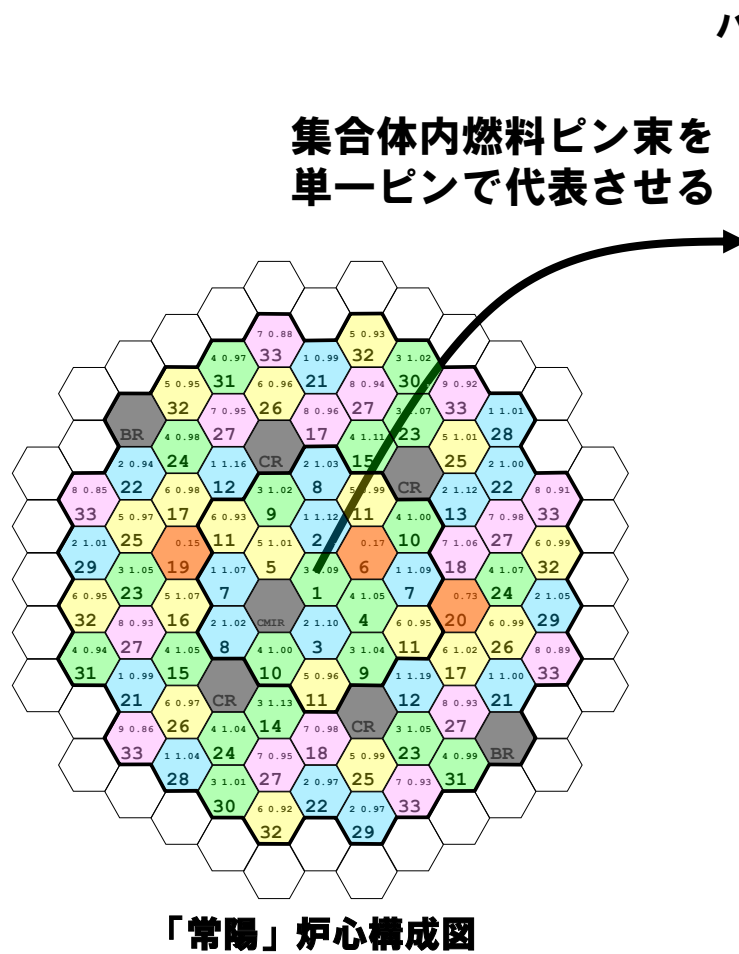
 燃料ペレット	 被覆管・構造材	 ナトリウム
 溶融燃料	 溶融スチール	 気相
 固化燃料	 固化スチール	

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

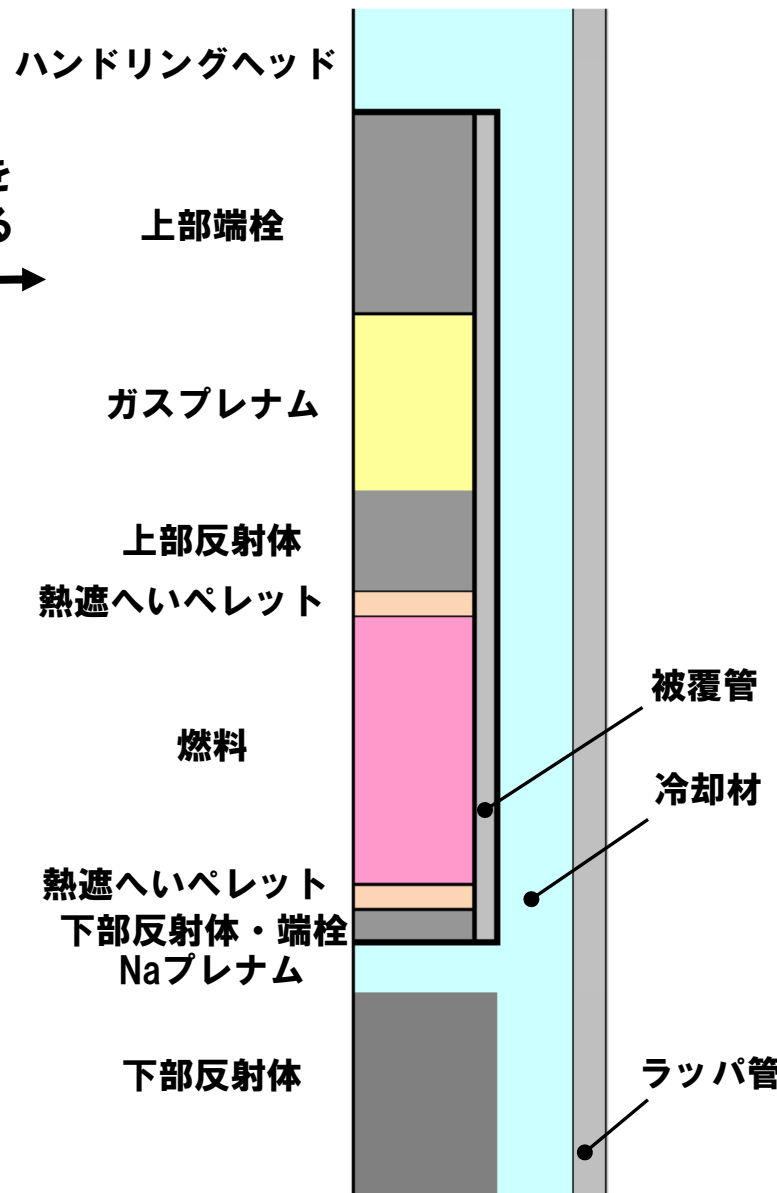
## 1. 計算コード

SAS4A

## 2. 解析体系の概要

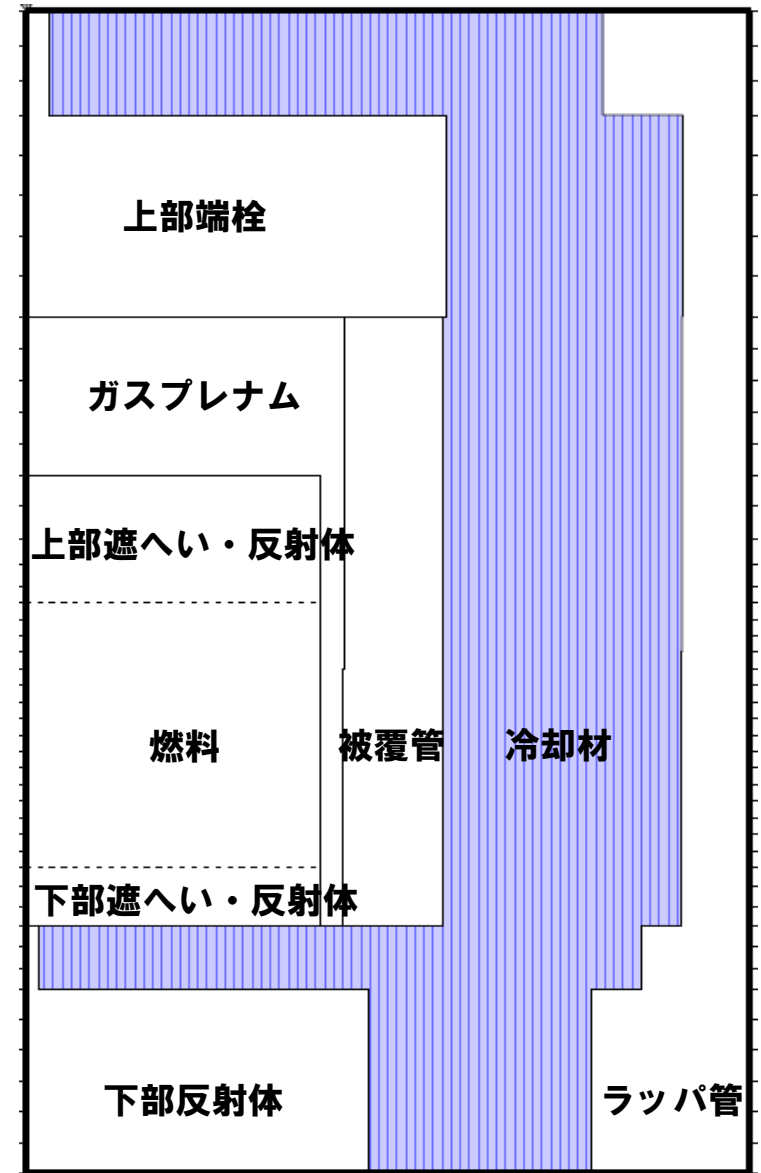


出力、出力流量比、燃焼度などの類似した集合体を一つのチャンネルとして扱い、「常陽」炉心を33のチャンネルでモデル化した。



燃料集合体の模式図

集合体毎に出力や冷却材流量を設定



SAS4A解析体系

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

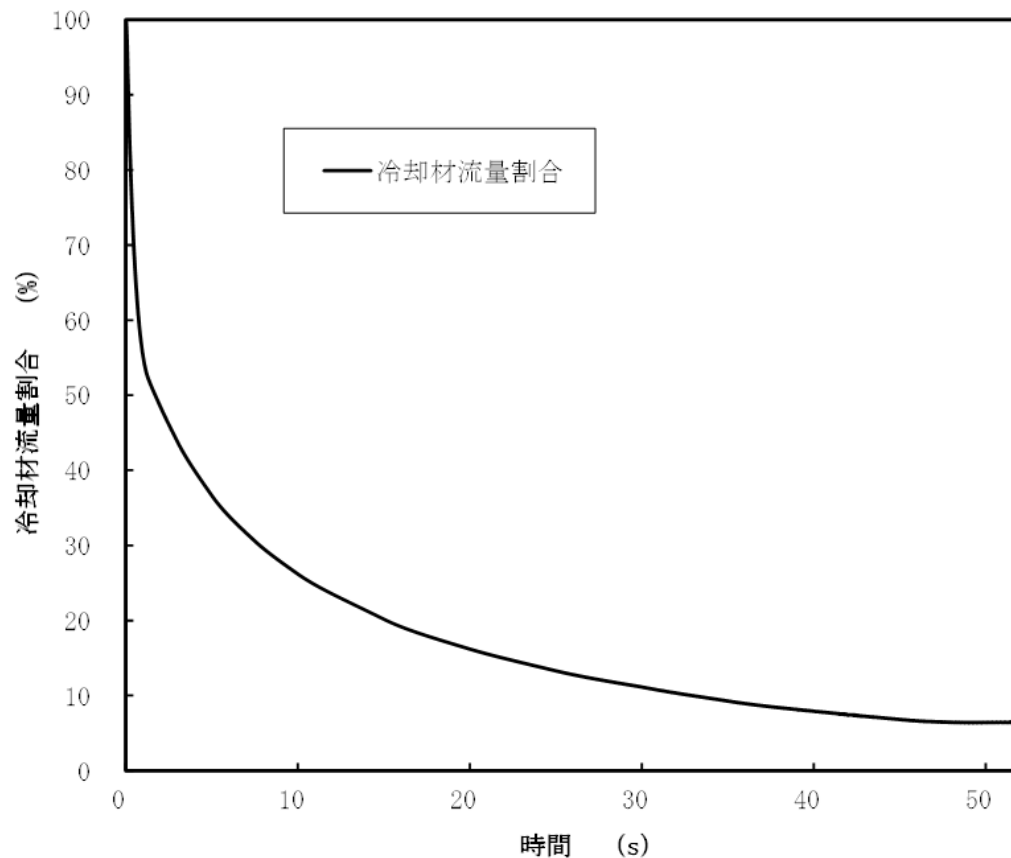
## 起因過程の解析条件及び解析結果

### 3. 主な解析条件

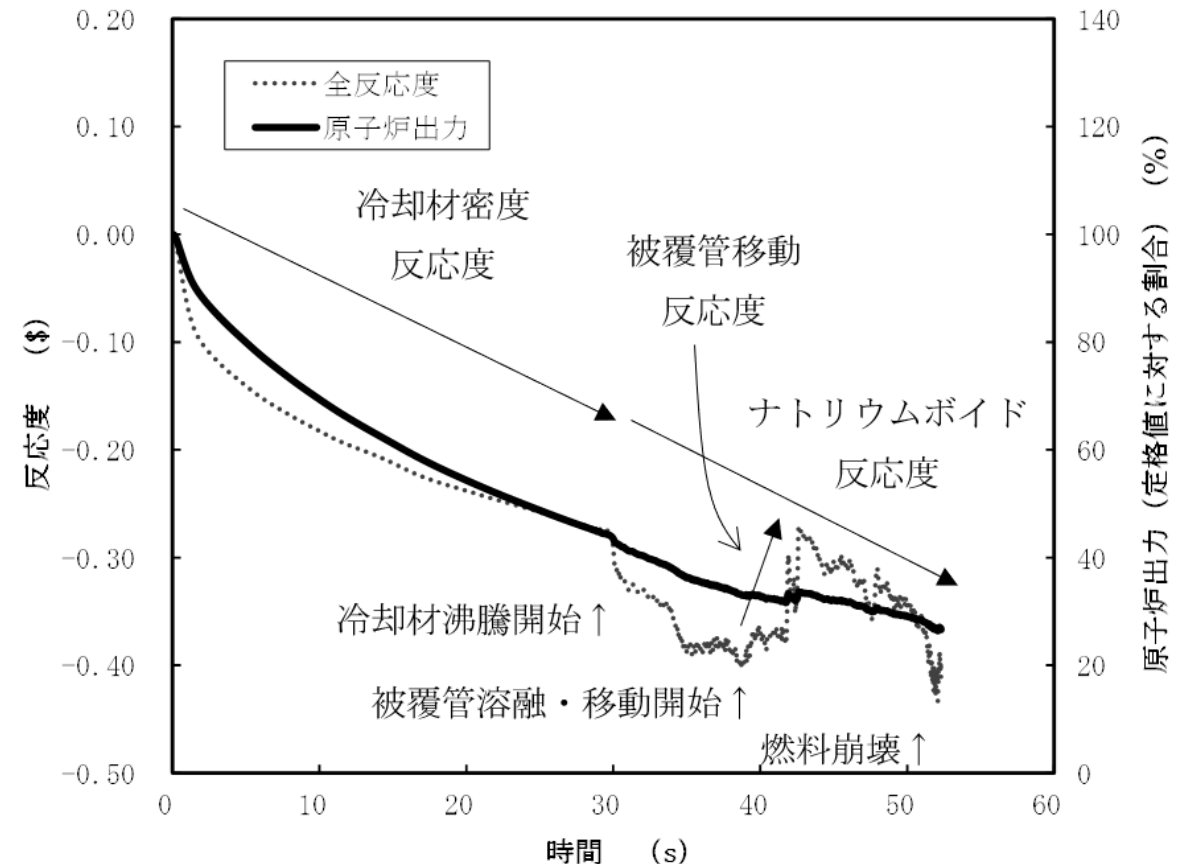
- 何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着するとともに、相互インタロックによりもう1台の1次主循環ポンプが停止し、ポニーモータによる低速運転に引継がれる。
- 解析対象は起因過程（事故の開始からラツパ管内で炉心燃料が溶融する過程）で、ラツパ管の溶融貫通までを解析する。

### 4. 主な解析結果

- 冷却材流量が減少し、出力／流量比の大きい集合体から冷却材が沸騰し、燃料の破損に至る。
- 破損集合体の溶融した被覆管は炉心上下端に移動して固化し、閉塞を形成。破損燃料は未溶融で固体粒子状態。
- 冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、破損した燃料の分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下し、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまり、臨界を超えることはない。



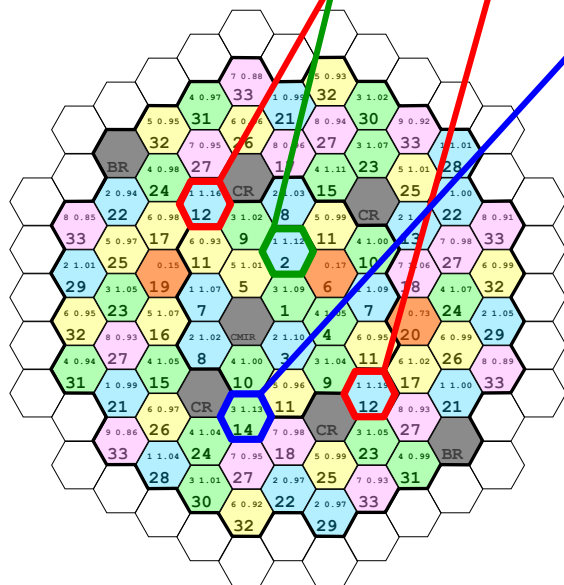
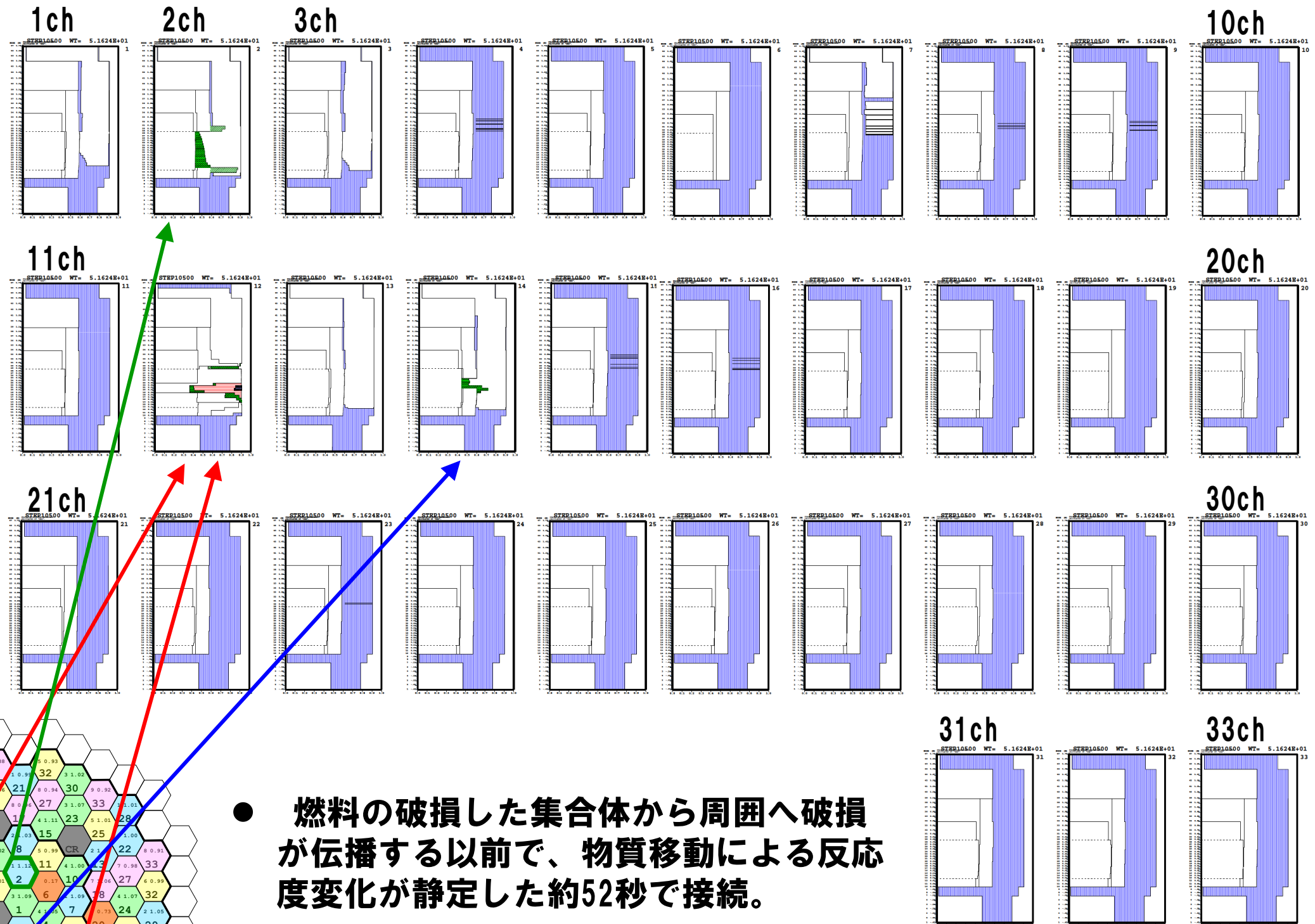
主循環ポンプの軸固着に伴う冷却材流量減少の推移



出力及び反応度の推移

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 起因過程 (S A S 4 A) → 遷移過程 (S I M M E R - III/IV) 接続時の炉心状態



「常陽」炉心構成図

- 燃料の破損した集合体から周囲へ破損が伝播する以前で、物質移動による反応度変化が静定した約52秒で接続。
- 破損するチャンネルは出力流量比の大きな2ch（内側炉心の燃料集合体1体）、12ch（外側炉心の燃料集合体2体）、14ch（外側炉心の燃料集合体1体）の計4集合体。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の不確かさ影響評価

## 5. 不確かさの影響評価

起因過程の事象推移に影響を与える以下の項目の不確かさの影響評価を行った。なお、これらの各項目の間に相関関係はなく互いに独立であるため、不確かさの重ね合わせは行わない。

項目	不確かさの設定
FPガス保持量	保持量を0%に減じる
ナトリウムボイド反応度	炉心の核設計の不確かさ30%であることから、正值領域は×1.3、負値領域は×0.7
ドップラ反応度	ULOFでは燃料温度が低下し、正值となるため×1.3
燃料の軸伸び	ULOFでは燃料温度が低下して縮小し、正值となるため×1.3

不確かさの影響評価結果では、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても基本ケースと同様に臨界(0.0\$)を超えることはなかった。

すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 遷移過程の解析手法及び解析体系

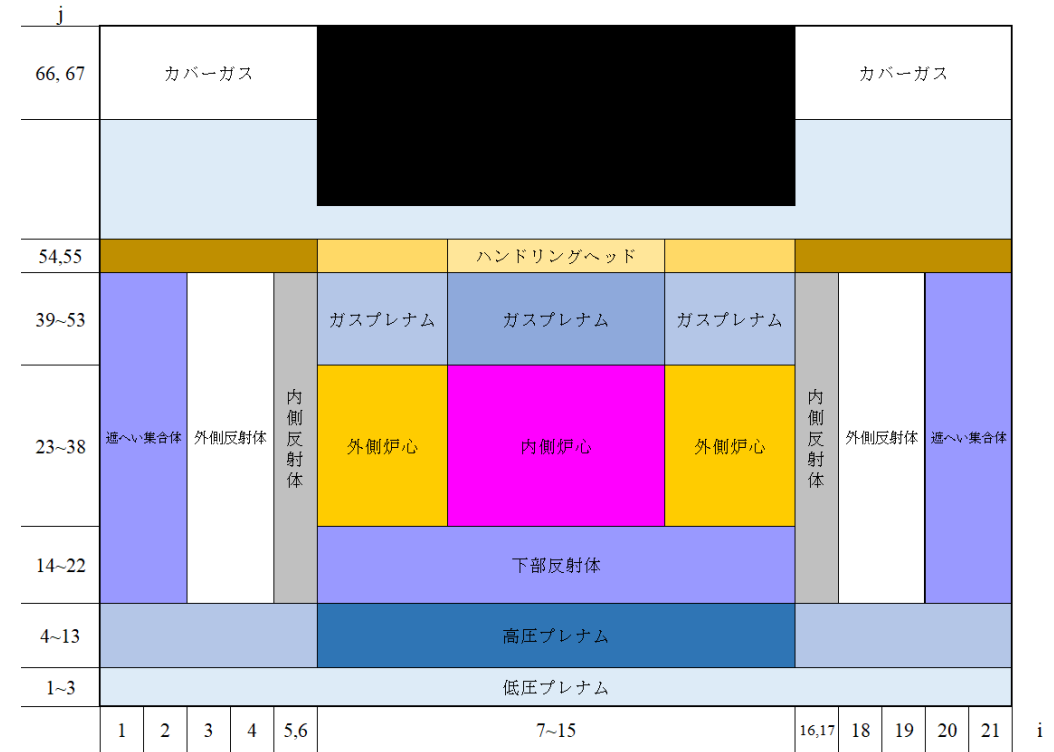
### 1. 計算コード

SIMMER-IV

### 2. 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する。

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



○: 制御棒下部案内管及び  
後備炉停止制御棒下部案内管

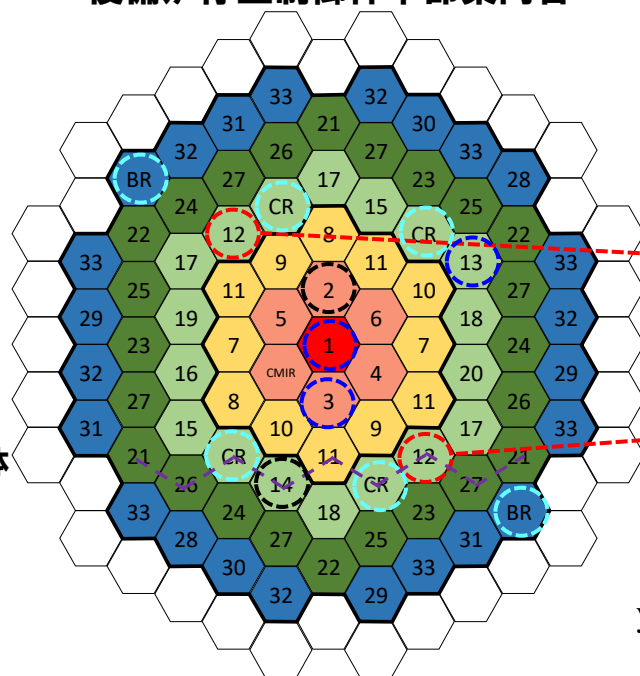
☒: 計算除外セル

遷移過程開始時:

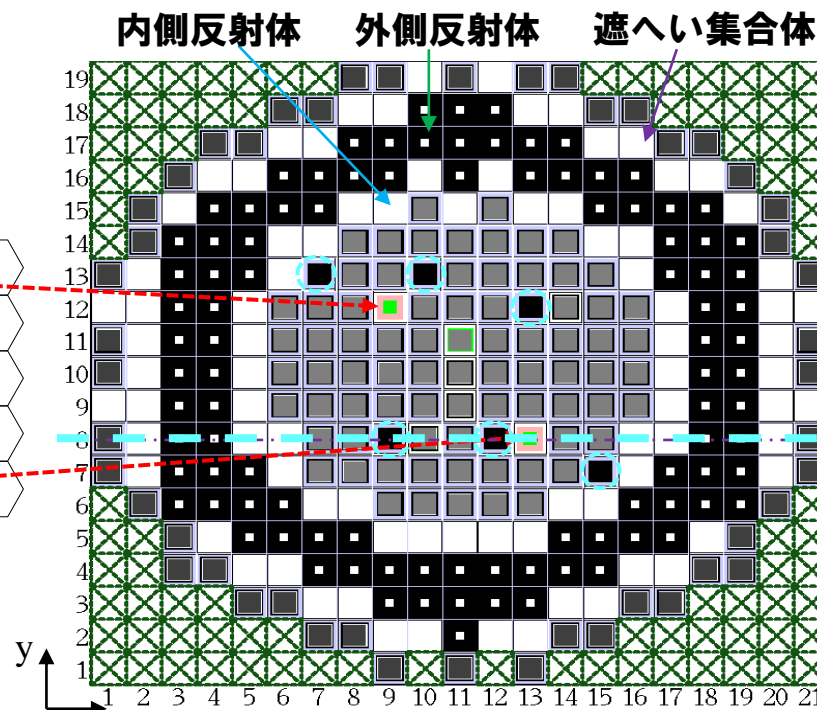
○: 燃料ピン破損

○: 被覆管破損

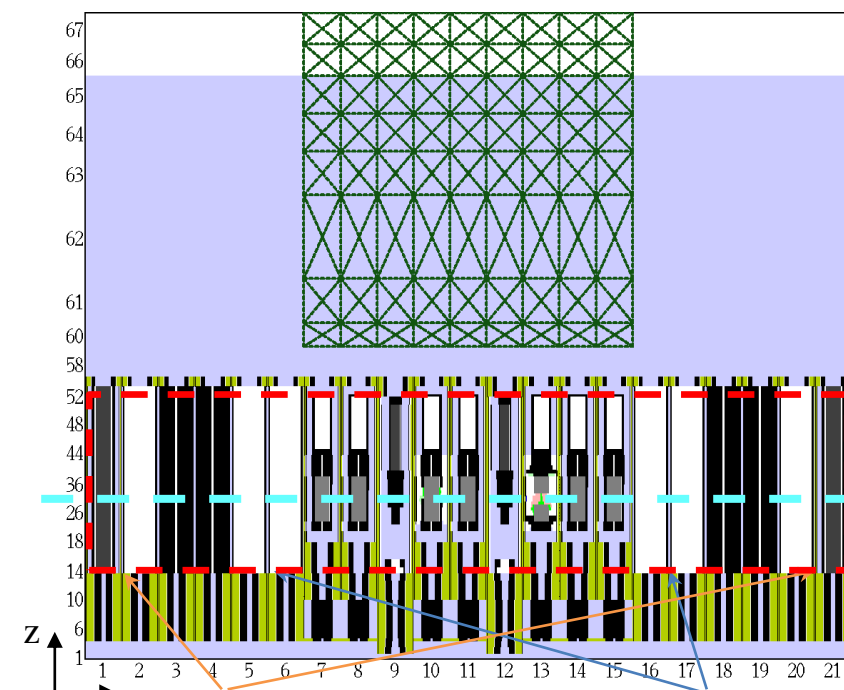
○: 冷却材ボイド化  
している燃料集合体



「常陽」炉心構成



SIMMER-IV解析体系：炉心水平断面図



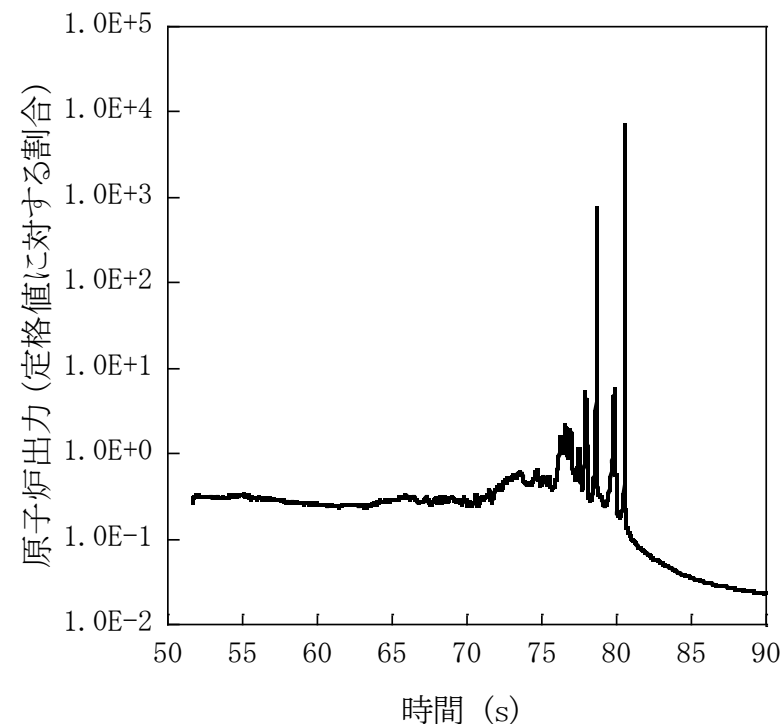
SIMMER-IV解析体系：炉心鉛直断面図

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 遷移過程の解析条件及び解析結果

### 3. 主な解析条件

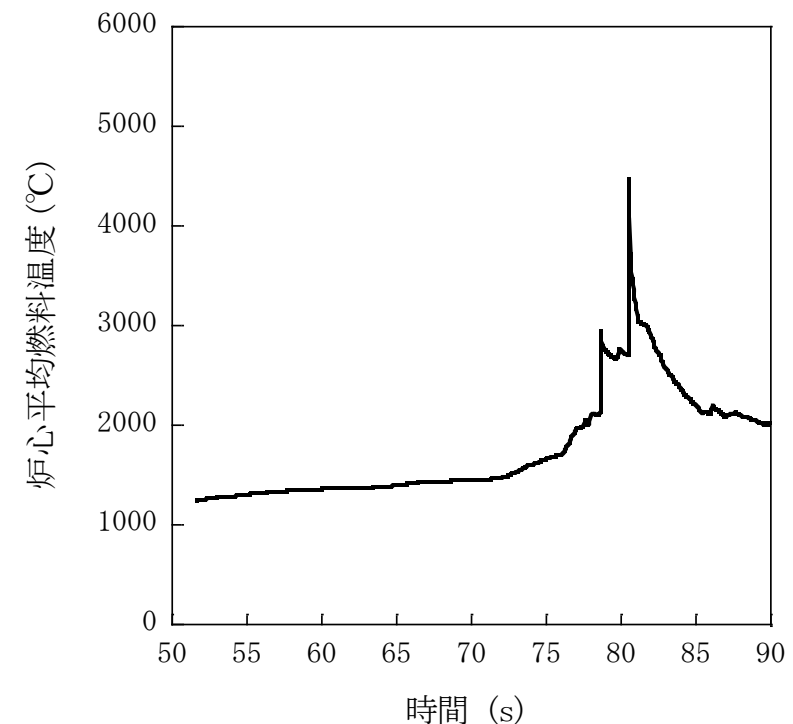
- B型及びC型照射燃料集合体は同一リングに装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 被覆管が溶融した時点もしくは燃料ペレットが solidus 温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 損傷燃料のスエリングは考慮せず100%密度で沈降するものとする。
- これらの条件は燃料インベントリを増加し、燃料凝集を促進する保守的な想定である。



原子炉出力の推移

### 4. 主な解析結果

- 冷却材の沸騰と被覆管溶融によって損傷した燃料が沈降すると正の反応度投入が生じ、時刻70秒後に反応度と出力の上昇が見られる。損傷領域が拡大するとともに反応度変化も徐々に大きくなる。
- 時刻75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78.6秒と79.8秒に2度にわたって反応度が即発臨界を超過する。2度目の即発臨界超過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80.5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4,200°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 (-600\$以下) となる。その後は再び反応度が正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。

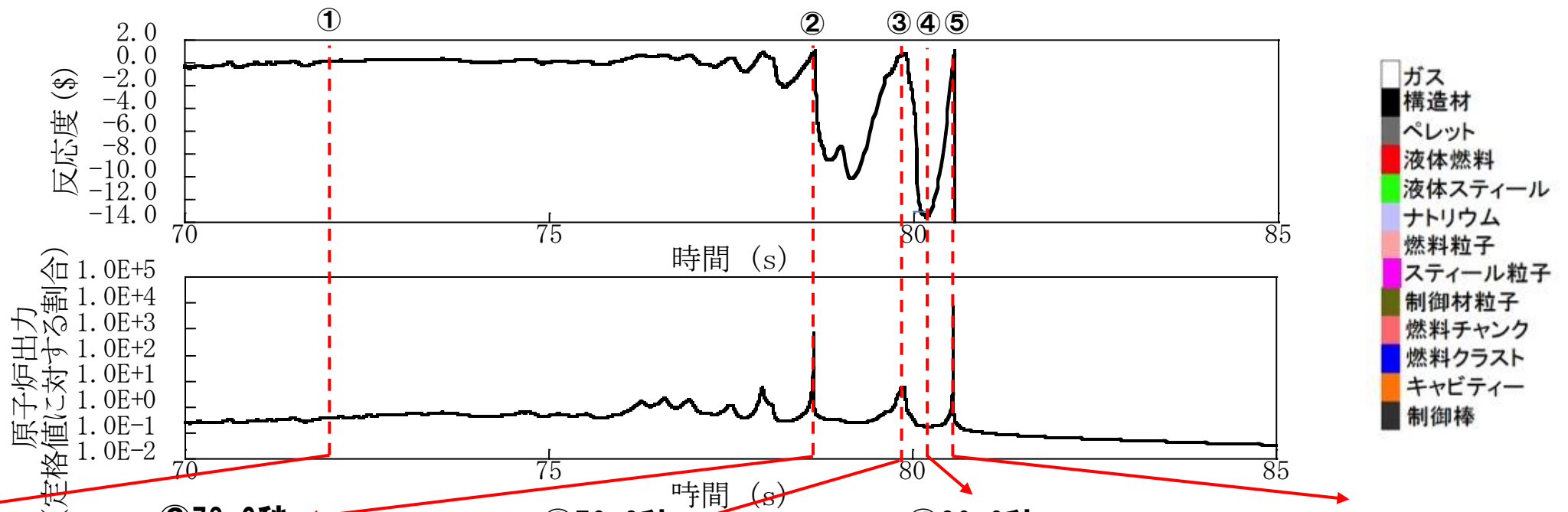


炉心平均燃料温度の推移



# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 遷移過程の事象推移

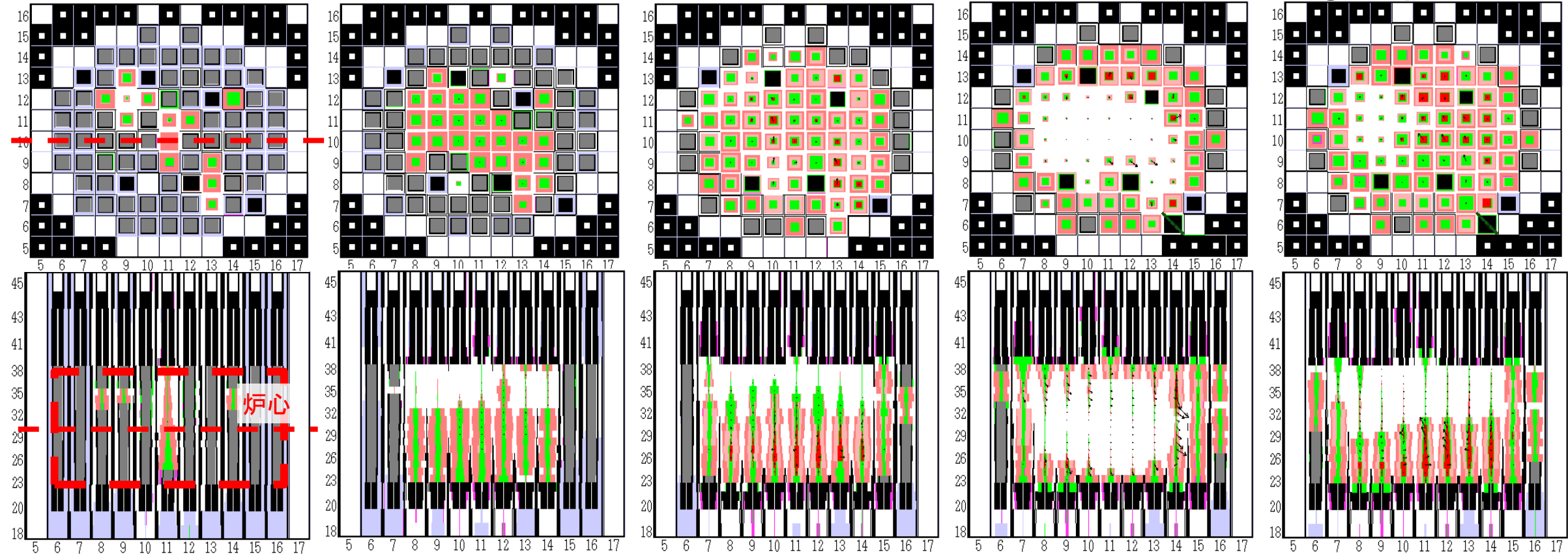


- ガス
- 構造材
- ペレット
- 液体燃料
- 液体スチール
- ナトリウム
- 燃料粒子
- スチール粒子
- 制御材粒子
- 燃料チャンク
- 燃料クラスト
- キャビティー
- 制御棒

①72秒      ②78.6秒      ③79.8秒      ④80.2秒      ⑤80.5秒

水平断面物質分布

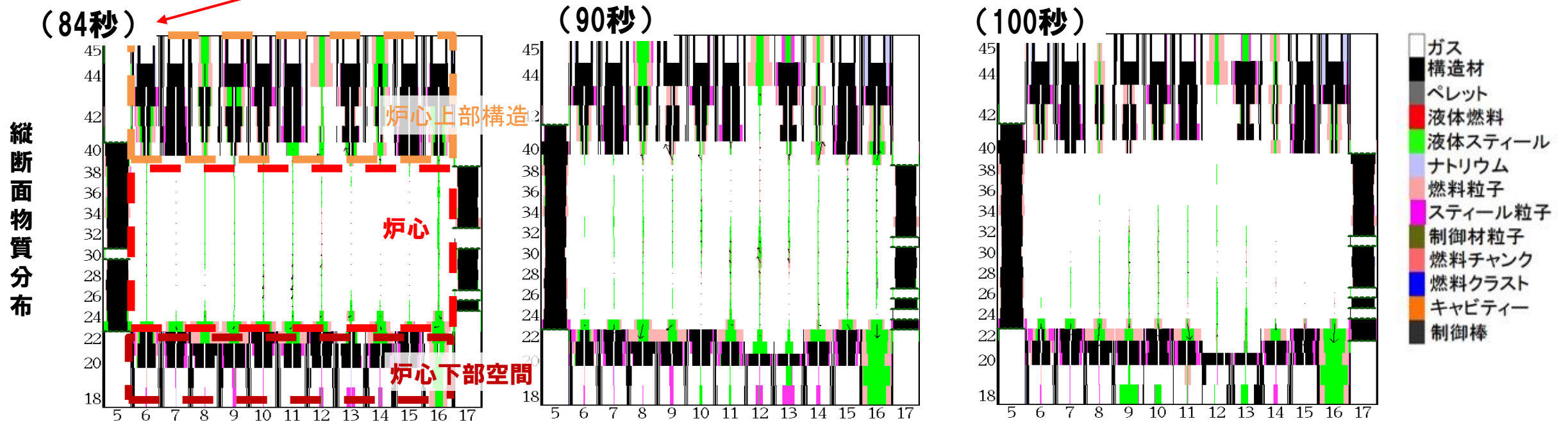
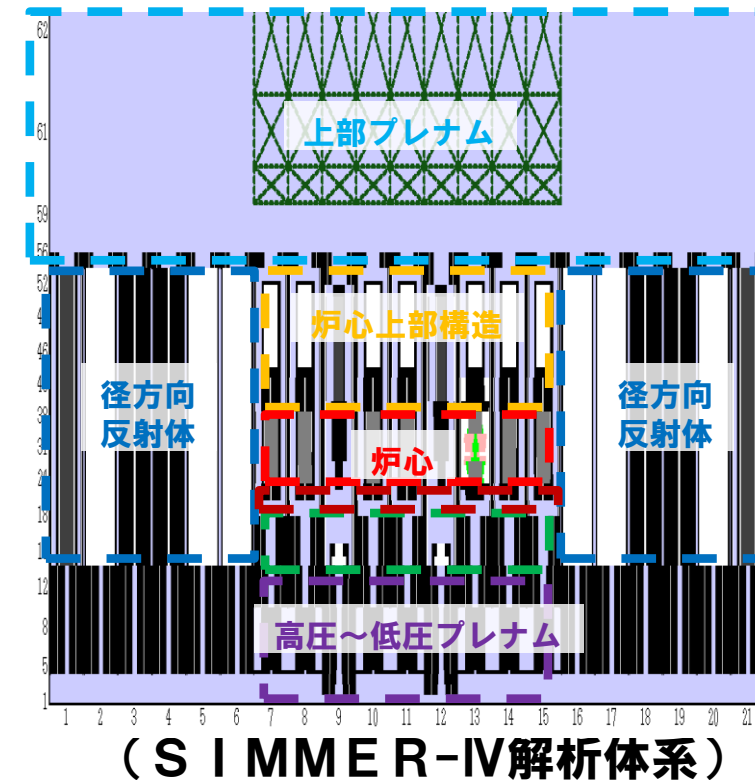
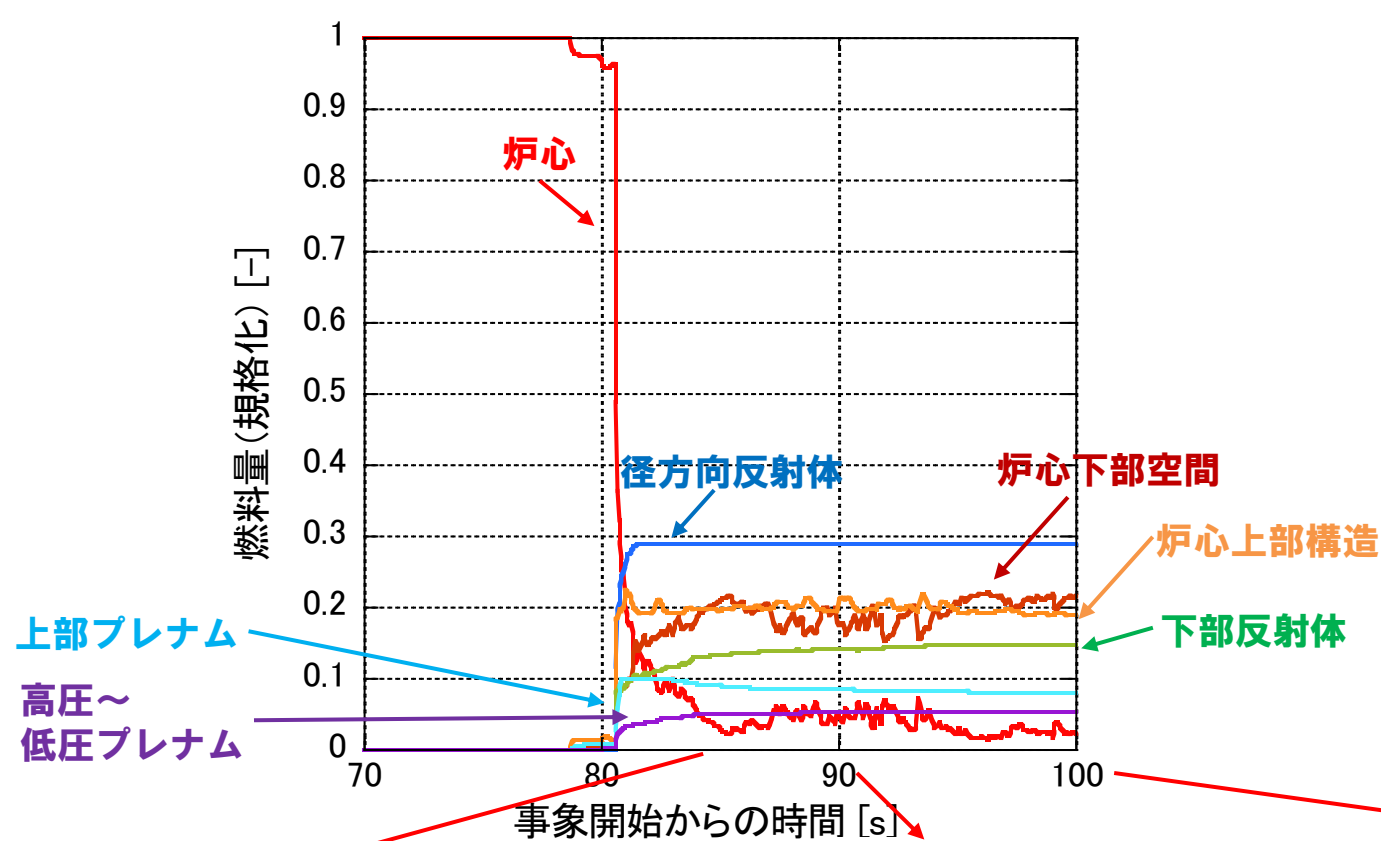
縦断面物質分布



- ① 被覆管の溶融と燃料ペレットの崩壊が順次発生している。
- ② 炉心の45%が損傷。燃料はすべて未溶融。燃料の炉心下部への沈降によって初めて即発臨界を超過する。
- ③ 炉心の75%が損傷。燃料の炉心下部への沈降によって再び即発臨界を超過する。
- 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 炉心の80%が損傷。分散した燃料が炉心下部に再凝集して即発臨界を超過。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 遷移過程及び遷移過程収束後の物質配位



- 約80秒の即発臨界超過までは炉心下部空間と下部反射体に合わせて約2%流出するのみ。
- 即発臨界超過後、径方向反射体に約29%、炉心上部構造に約20%、炉心下部空間に約20%流出する。反応度は約84秒で約-650\$以下となり、その後約100秒にかけて-800\$まで低下する。
- 炉心物質は80.5秒の即発臨界時に流動性が高かったことからほぼ全ての炉心燃料が約85秒までに再配置される。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 遷移過程の不確かさ影響評価の解析手法及び解析体系

### 5. 不確かさの影響評価

大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは溶融燃料の大規模な凝集である。このような大規模な燃料凝集が起きるのは炉心の損傷が広範囲に進展した状態であることから、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮することとする。

具体的には、仮想的な保守的解析条件を含めた炉心中心への溶融燃料の凝集移動を発生させるケースについて示す。

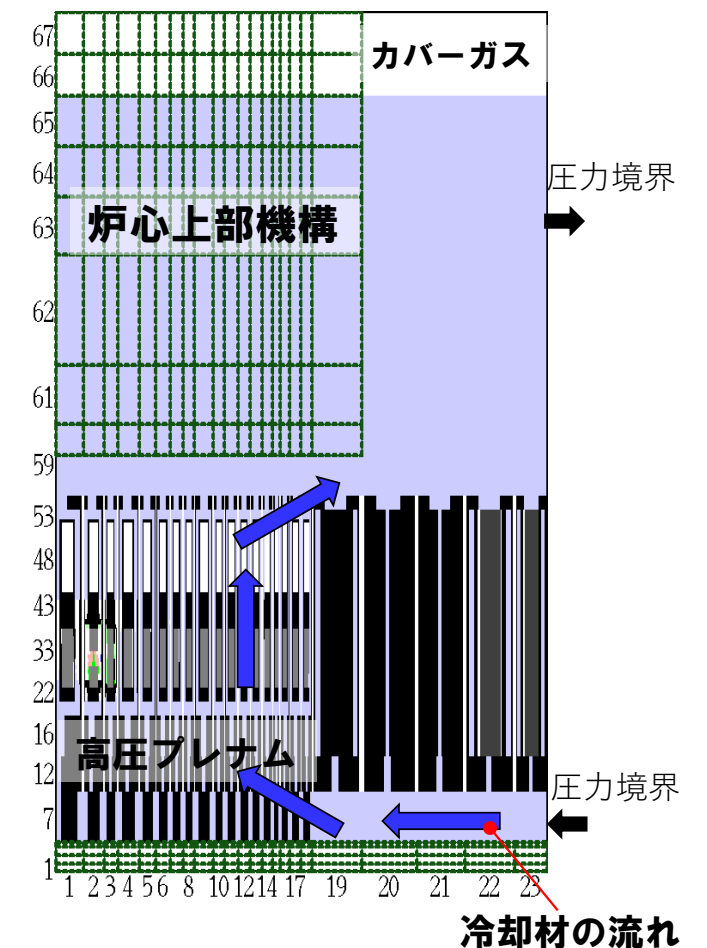
### 6. 計算コード

SIMMER-III

### 7. 解析体系の概要

燃料移動に影響を与える物理現象の不確かさの影響を包絡的に評価することを目的として、2次元円筒座標で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。

基本ケースにおける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解析体系図

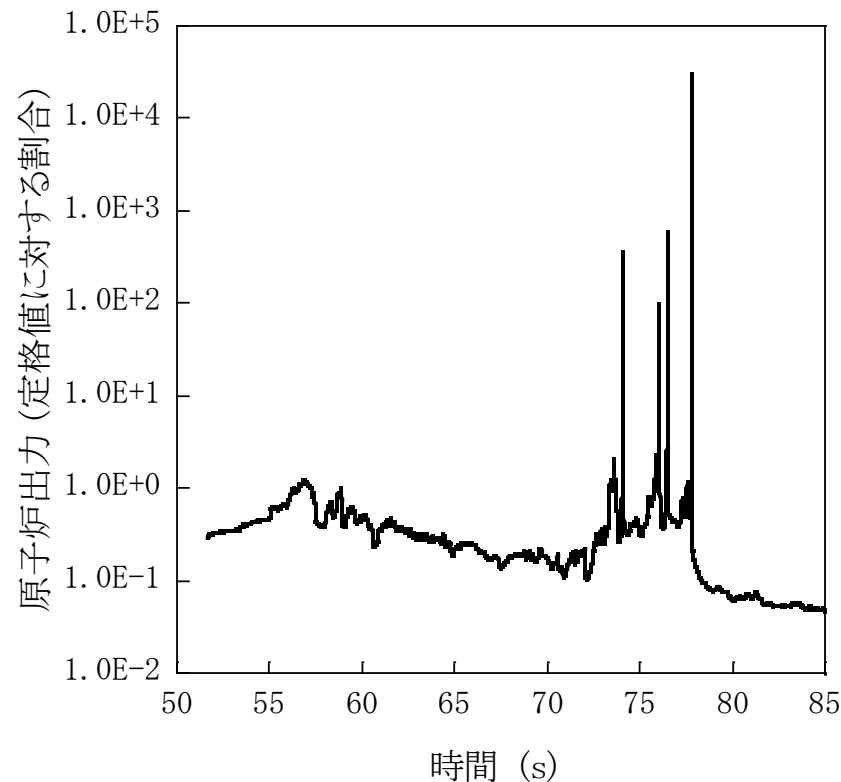
# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 遷移過程の不確かさ影響評価の解析条件及び解析結果

### 8. 主な解析条件

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

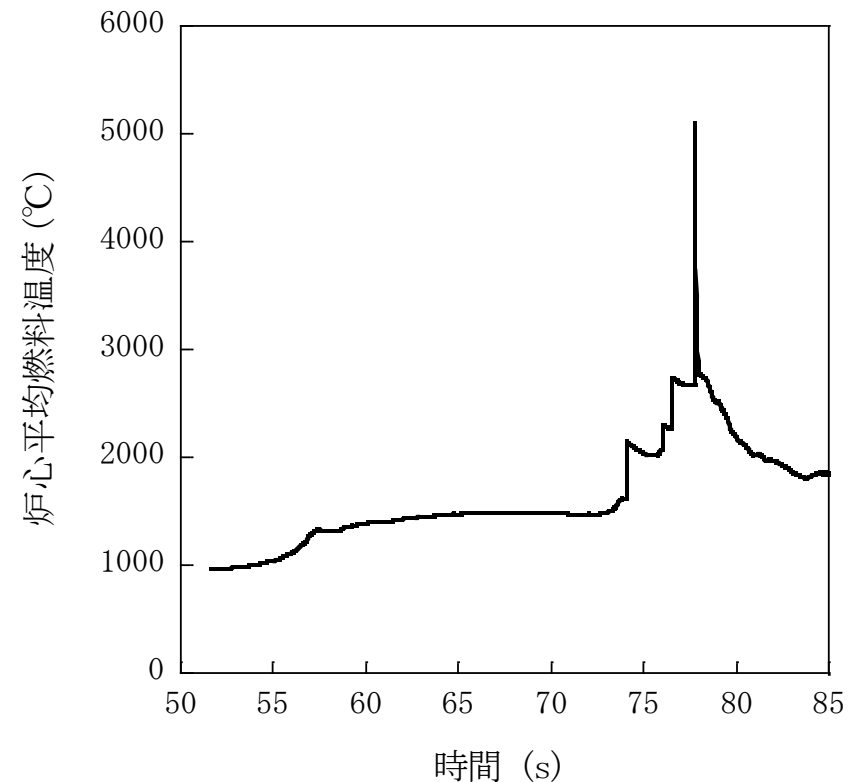
- 制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。
- 径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出を考慮しない。
- B型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換える。



原子炉出力の推移

### 9. 主な解析結果

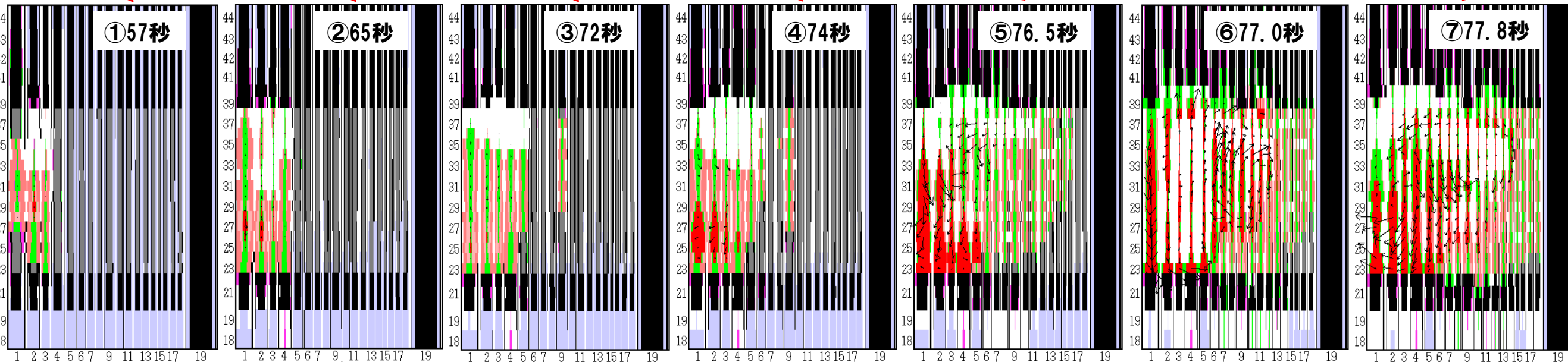
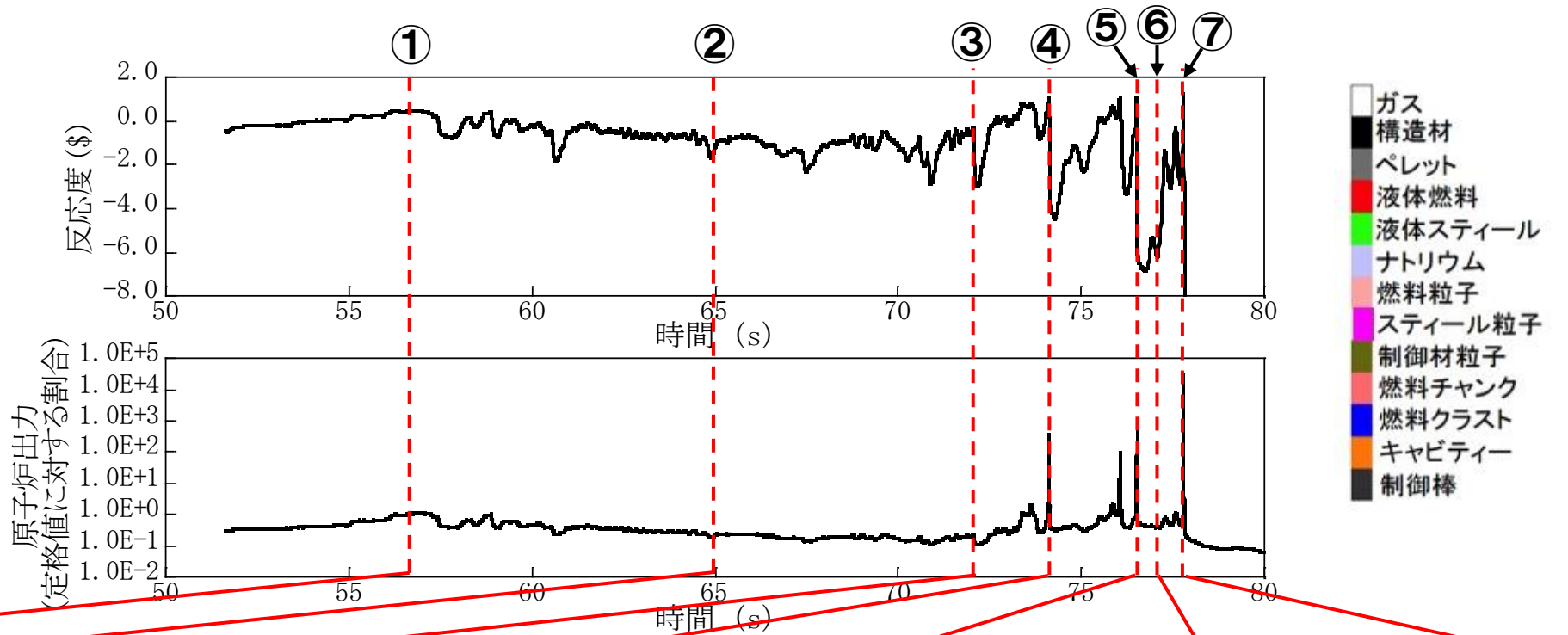
- 事象開始から約65sまでに炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融していく。被覆管を失った未破損燃料が崩壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。
- 反応度と出力が上昇し、全炉心規模で燃料が溶融した後に、炉心中心に集中する燃料移動によって反応度が1\$を超過し出力逸走が発生する。炉心平均燃料最高温度は約5,130°Cである。
- 出力逸走後は溶融燃料が炉心上下に分散し、反応度及び出力が急速に低下し、深い未臨界状態となる。



炉心平均燃料温度の推移

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 遷移過程の不確かさ影響評価の事象推移



① 遷移過程開始時にボイド化していた燃料集合体の損傷と燃料沈降により反応度上昇。

② 内側燃料集合体での冷却材ボイド化により緩やかに反応度低下。

③ 冷却材がボイド化した集合体で燃料破損が進行。

④ 外側炉心にも燃料損傷が広がる。燃料沈降によって初めて即発臨界を超過。

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

⑥ ほぼ全ての燃料が溶融し、全炉心規模でのスロッシングが可能。

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

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 再配置・冷却過程評価の概要

### 1. 再配置・冷却過程の解析方針

- 数分から数時間にわたる長時間挙動が対象。再配置場所毎に炉心物質の冷却に関わる現象も異なる。
- 評価の対象ごとに多次元熱流動解析コード、専用のデブリ冷却解析コード、簡易解析モデル、評価式等を使い分けて事象推移を解析する。
- 初期条件として遷移過程の基本ケースの結果を踏まえて、事象推移の不確かさを考慮した初期条件を設定する。

### 2. 炉心物質の再配置場所

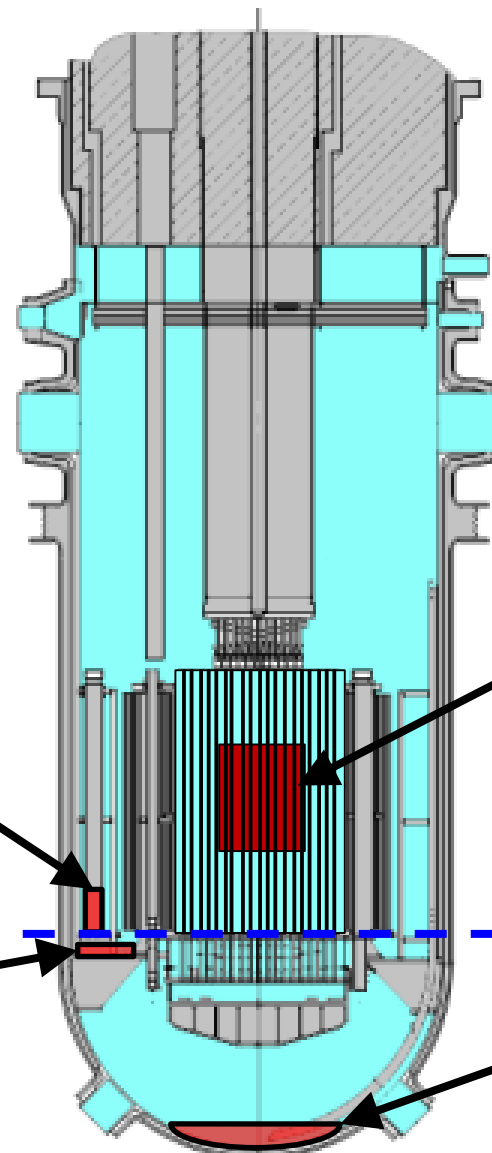
大きなエネルギー  
放出を伴う場合

不確かさの影響評価では、  
炉心インベントリ100%の  
移行を想定。ULOF (i)  
評価に包絡。

材料照射ラック底部  
1次元熱伝導とラック  
周囲のナトリウムへの  
自然対流熱伝達で冷却  
保持を確認。

炉心支持台上面

堆積した炉心物質のデブリベットの冷却保持を確認。



エネルギー放出が  
小さい場合

不確かさの影響評価では、  
炉心残留は80%、下部プレナム  
移行は70%を想定。

炉心領域

反射体・遮へい集合体内の  
強制対流冷却、集合体間  
ギャップの自然対流冷却で  
冷却保持を確認。

下部プレナム底部

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## エネルギー放出が小さい場合の再配置量

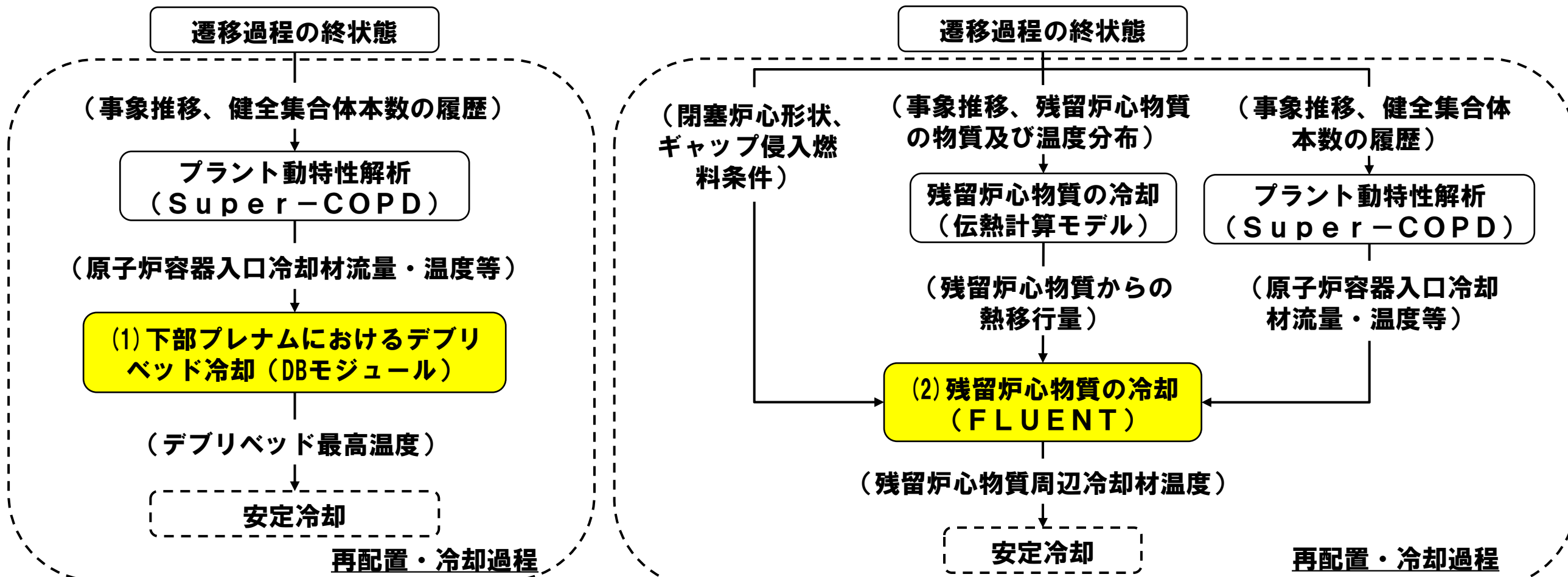
### 3. 遷移過程においてエネルギー放出が小さい場合の再配置量

再配置場所	燃料再配置量（炉心インベントリの割合：％）		
	炉心	下部プレナム	径方向反射体領域の集合体間ギャップ
① 再配置・冷却過程初期条件（冷却性の観点から保守的に設定）	80	0	20
② 基本ケース： 下部プレナムへの燃料流出、及び炉心周囲への熱損失により炉心残留燃料が溶融しなくなる状態	40	40	20
③ 不確かさ影響評価ケース（炉心残留）： 下部プレナムへ流出せずに炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスした状態	14（未溶融） 66（溶融）	0	20
④ 不確かさ影響評価ケース（下部プレナム）： 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却保持の不確かさの影響を包絡する条件	10	70	20

- ① 遷移過程解析結果に基づき、残留炉心物質冷却の観点から保守的な想定として、残留炉心燃料を80%、径方向反射体領域の集合体間ギャップ内の燃料を20%として再配置・冷却過程の初期状態とする。
- ② 固化していた残留炉心燃料は、崩壊熱によって溶融するとともに、下方向の構造を溶融浸食する。その過程で溶融炉心物質が制御棒下部案内管を通じて下部プレナムへ流出する。その結果、残留炉心燃料が減少し、炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスして残留炉心燃料がそれ以上溶融しなくなった状態を基本ケースとする。
- ③ 制御棒下部案内管を通した炉心物質流出の不確かさの影響を最大限に評価するため、流出が全く発生しないと想定すると、炉心領域で66%の燃料が溶融して熱バランスが達成される。炉心領域での燃料の冷却保持の観点から最も厳しいこの状態を③不確かさ影響評価ケース（残留炉心燃料冷却性に対する不確かさ影響評価）とする。
- ④ ③の状態では制御棒下部案内管を通した燃料流出が生じると溶融燃料は一気に下部プレナムへ流出する。この流出量を保守的に70%とした状態を④不確かさ影響評価ケース（下部プレナム冷却性に対する不確かさ影響評価）とする。下部プレナムのデブリベッド冷却の観点から最も厳しいケースである。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 再配置・冷却過程評価における計算コード間のデータ引継ぎ

- (1) 下部プレナムに形成される粒子状デブリベッドの安定冷却
- 原子炉容器内の発熱源や炉心燃料集合体の閉塞状況を想定した Super-COPD によるプラント動特性解析を実施し、原子炉容器入口冷却材流量・温度等を計算（境界条件）
  - Super-COPD の「デブリ熱計算モジュール（DBモジュール）」を単体で使用して解析
- (2) 炉心部の残留炉心物質の安定冷却
- 簡易解析モデル「炉心物質冷却性伝熱計算モデル（伝熱計算モデル）」を使用し、残留炉心物質から3方向（上方向、下方向、径方向）への熱流束履歴並びに炉心周辺の反射体及び遮へい集合体のギャップに移行・固化した炉心物質の分布や発熱を計算（境界条件）
  - 原子炉容器内の発熱源や炉心燃料集合体の閉塞状況を想定した Super-COPD によるプラント動特性解析を実施し、原子炉容器入口冷却材流量・温度等を計算（境界条件）
  - FLUENT を用い、原子炉容器内の熱流動現象を詳細にモデル化して解析





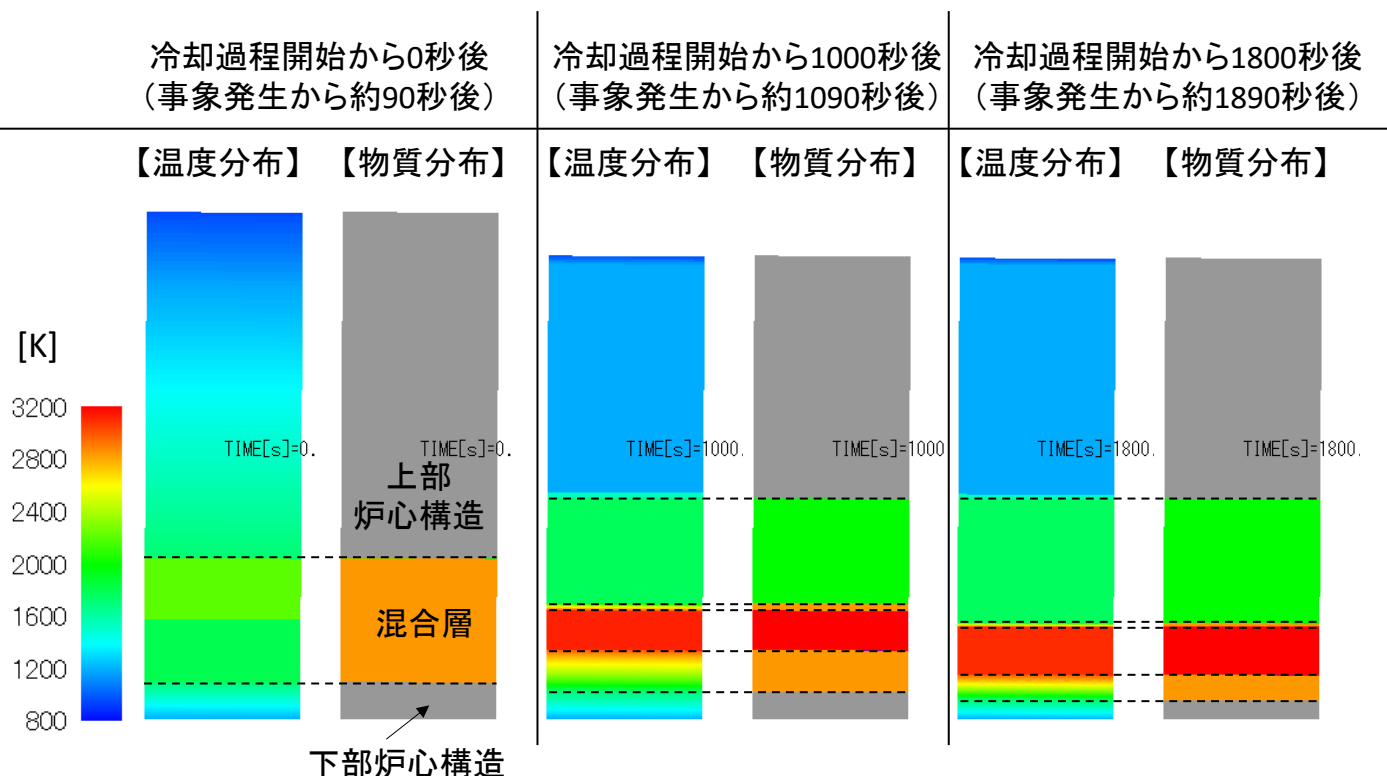
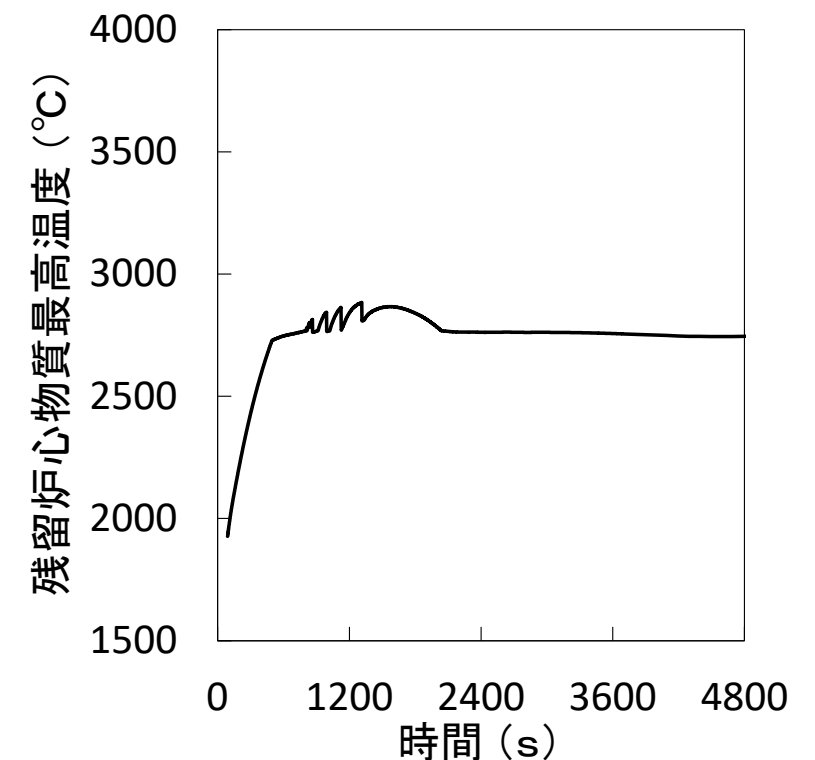
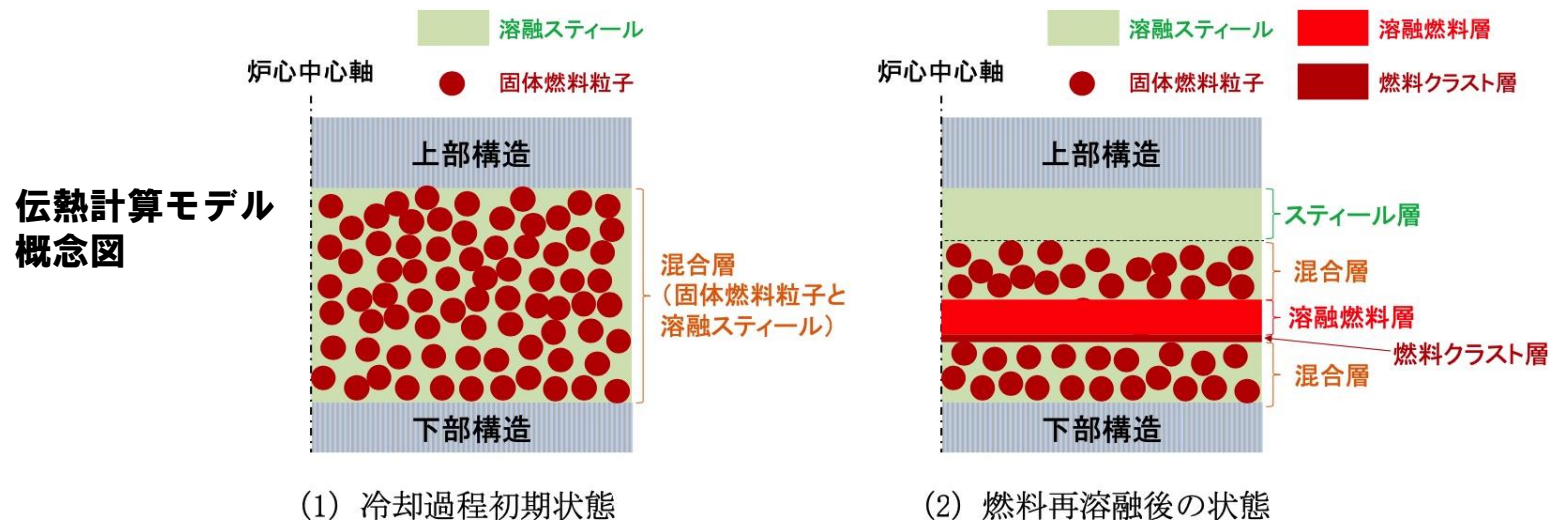
# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 残留炉心物質の冷却性評価の概要

### 4. 残留炉心物質の冷却性評価

#### 4.1 残留炉心物質の溶融挙動

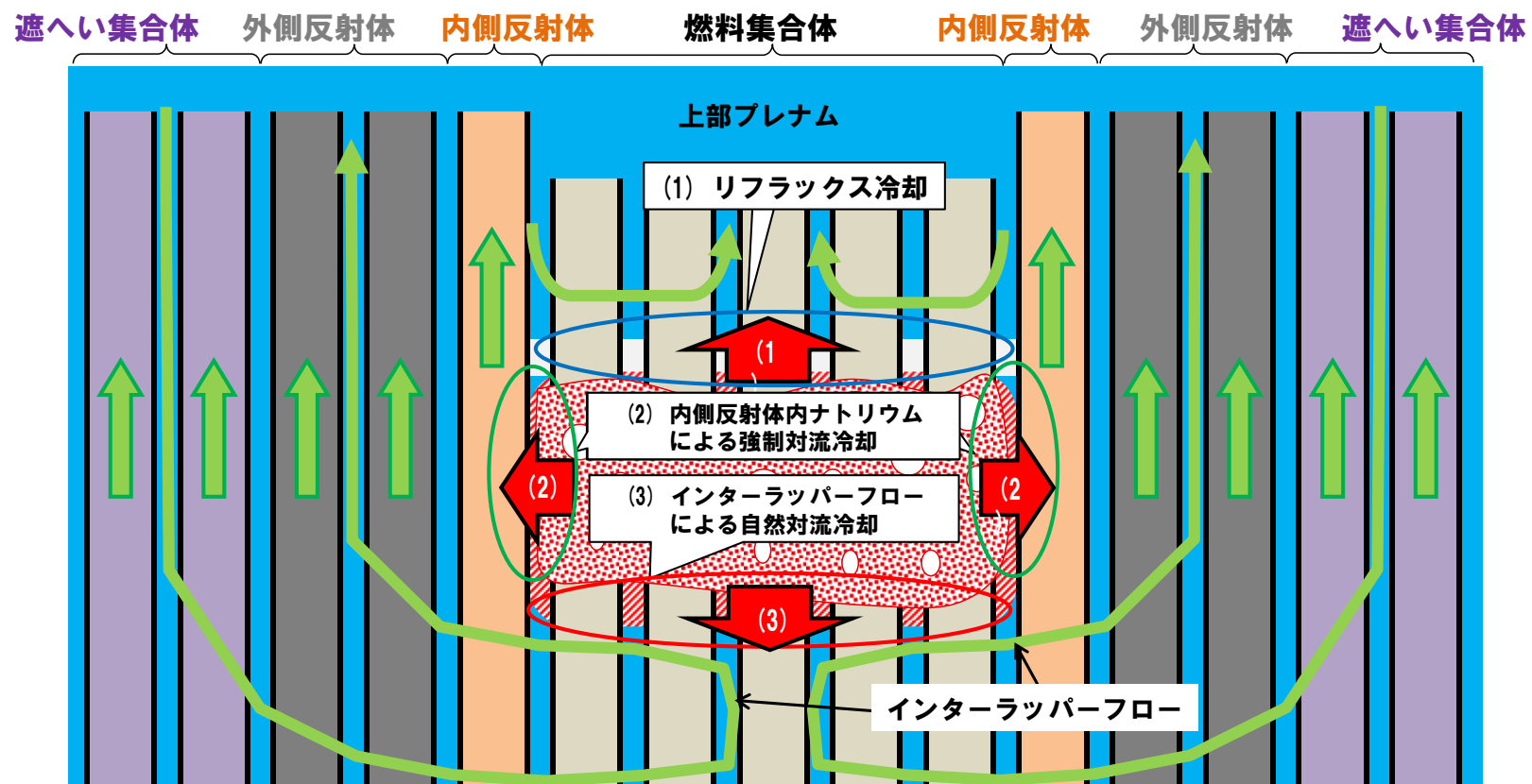
- 伝熱計算モデルを用いて残留炉心物質内部の温度変化、溶融・再分布挙動、及び周囲の構造物等への熱移行を1次元体系で解析するとともに、多次元熱流動解析の境界条件を評価する。
  - 固体燃料粒子と溶融スチールからなる混合層と燃料クラスト内は熱伝導、溶融層は自然対流熱伝達相関式を用いて周囲への熱移行を解析する。



# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 残留炉心物質の冷却性評価の解析手法

## 4.2 冷却性評価手法

- Super-COPDで計算した原子炉容器入口冷却材流量（下部プレナム通過流量）及び温度の時間変化を考慮し、保守側の境界条件を設定（評価時間内で、低流量及び高温条件となるよう一定値を設定）
- 残留炉心物質からの熱移行を計算
  - (1) 上方向への熱移行： 集合体ピン束内のナトリウム蒸気と液膜の環流により評価する（除熱量評価にCCFL相関式を使用）。
  - (2) 径方向への熱移行： 内側反射体内のナトリウム流れによる冷却と集合体間ギャップ内のナトリウムの自然対流（インターラッパーフロー）による冷却を多次元熱流動コード（FLUENT）により評価する。
  - (3) 下方向への熱移行： インターラッパーフローによる冷却を多次元熱流動コード（FLUENT）により解析する。

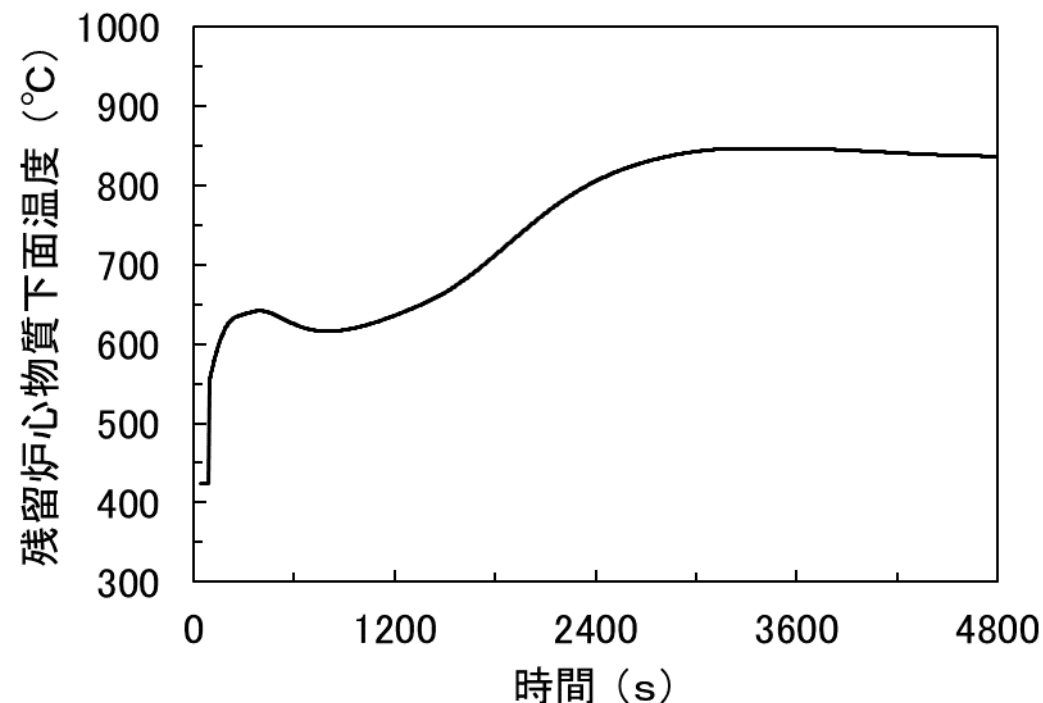


# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 残留炉心物質の冷却性評価の解析結果

### 4.3 主な解析結果

- FLUENTで解析を実施した(3)下方向熱移行の冷却について結果を示す。
- 残留炉心物質下面の最高温度は、事象発生から約3,400秒後に約850℃となり、最高温度となって以降はなだらかに低下する。
- 集合体ラツパ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する反射体・遮へい集合体内部を流れるナトリウムによってラツパ管を介して冷却され、低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間でギャップ部のナトリウムに循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。



残留炉心物質下面の最高温度の履歴

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 原子炉容器底部に堆積したデブリベットの冷却性評価の解析手法及び解析体系

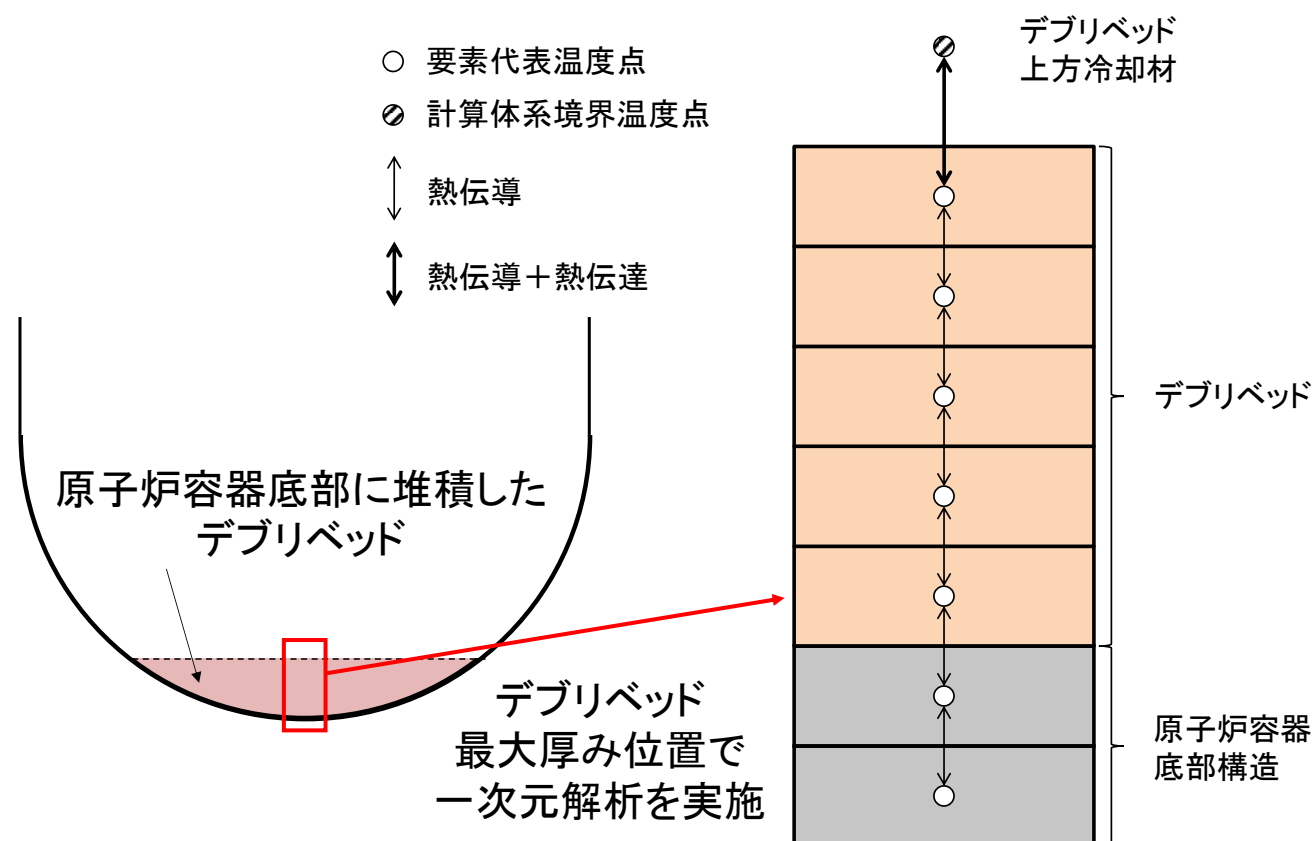
### 5. 原子炉容器底部に堆積したデブリベットの冷却性評価

#### 5.1 計算コード

##### Super-COPDデブリ熱計算モジュール

(サブクール状態及び沸騰状態に応じたデブリベットの等価熱伝導率を用いて内部発熱するデブリベット内の温度分布及び冷却性限界を解析するモジュール)

#### 5.2 解析体系及び解析条件



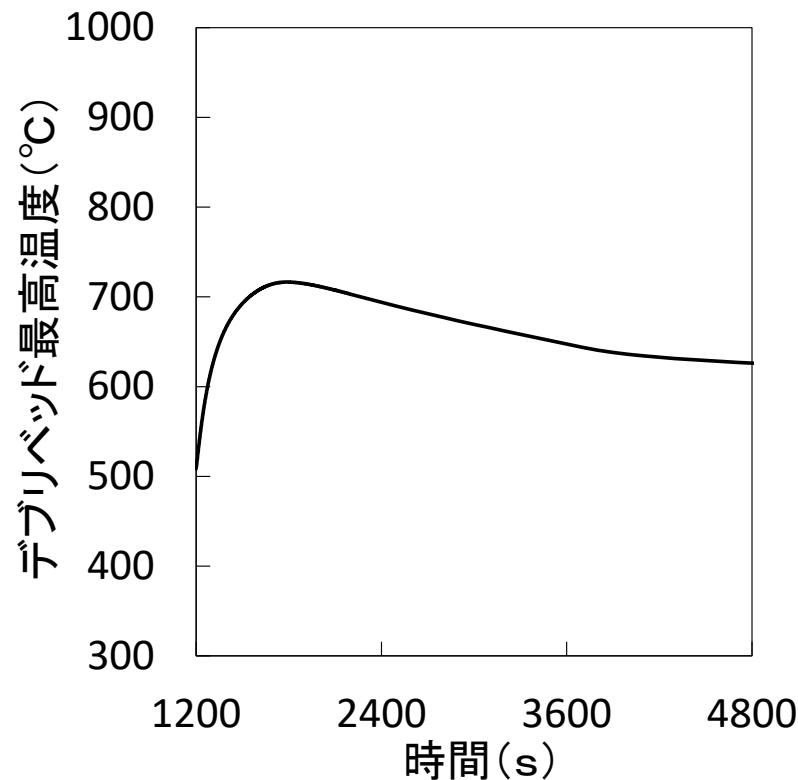
- 制御棒下部案内管等を通じて炉心から下部プレナムに移行した炉心物質は、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部にデブリベットとして堆積するものとする。
- デブリベットの性状について炉心物質を用いた試験結果等に基づいて、デブリ粒子径 $400\mu\text{m}$ 、空隙率 $0.6$ とする(別紙2参照)。
- 崩壊熱は、遷移過程までの過程において燃料の損傷・溶融と高温状態が継続したことを考慮して希ガス及び揮発性FPからの崩壊熱を除いた値を用いる。
- デブリベット上方冷却材温度(境界条件)は、デブリベットからの熱移行や原子炉容器入口配管からの冷却材の流入により時間と共に変化する。本評価では、デブリベット内で発生する崩壊熱すべてが冷却材の温度上昇に寄与するものとして設定する。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 原子炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価の解析条件及び解析結果

### 5.3 主な解析条件

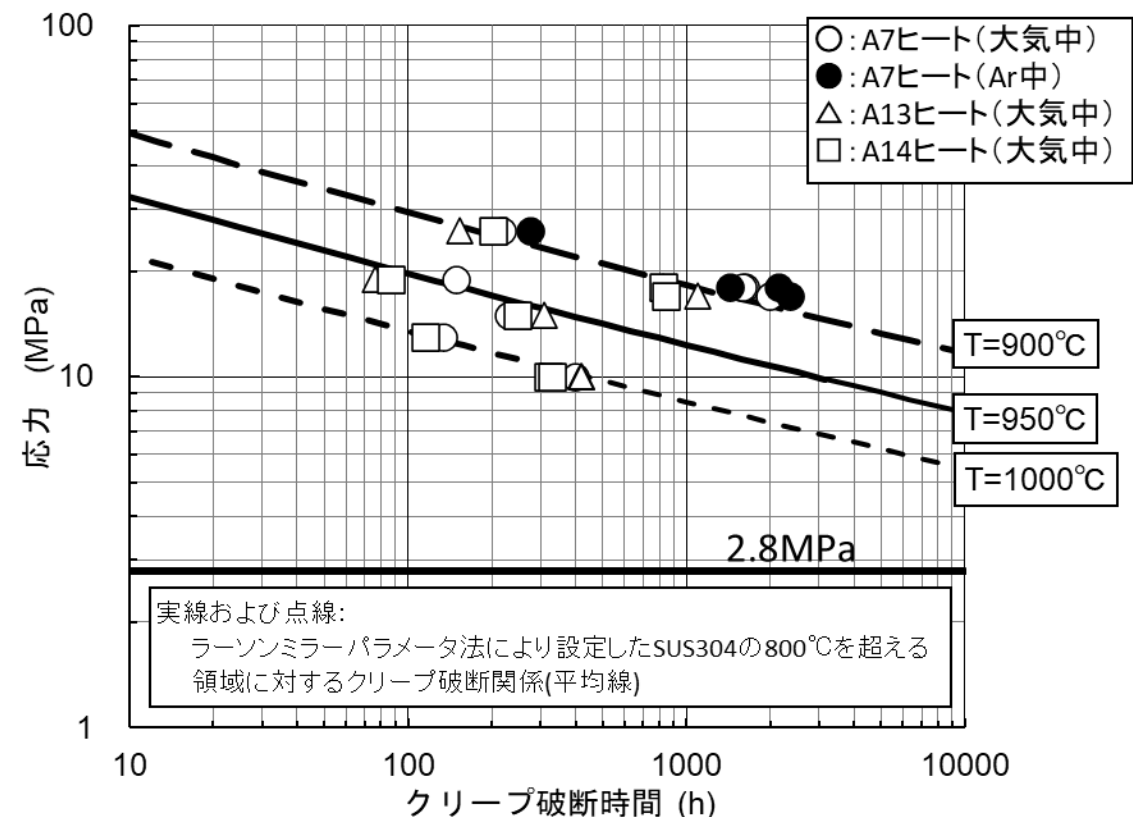
- 1次主冷却系の片側ループの循環パスは確保されており、1次主循環ポンプ1台のポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環により冷却パスは確保。
- 炉心から下部プレナムに移行する燃料量は再配置過程の不確かさを考慮して、炉心インベントリの70%。



デブリベッド最高温度の履歴

### 5.4 主な解析結果

- デブリベッド最高温度（**損傷炉心物質、冷却材、原子炉容器温度**）は約1,800秒後に約720°Cまで上昇し、その後は崩壊熱の減衰と共に低下する。
- デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板では、原子炉容器自重、ナトリウム重量、及びデブリベッド重量により発生する応力は2.8MPa（1次応力）であり、SUS304について900°Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対しても有意に小さくクリープ破断は発生しない。

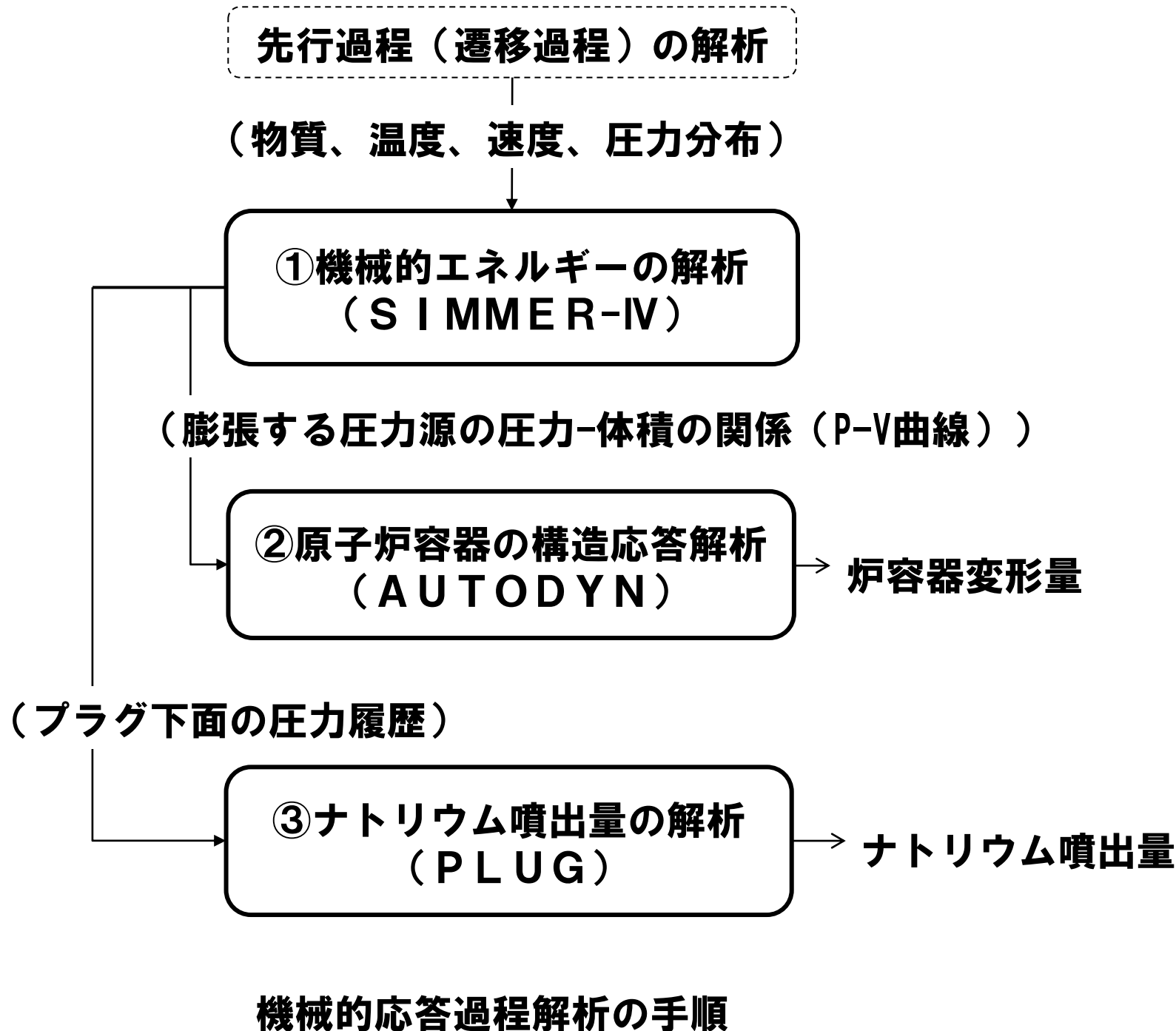


SUS304のクリープ破断時間と応力の関係

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 機械的応答過程評価の概要

機械的応答過程の解析は下図に示す手順で実施した。



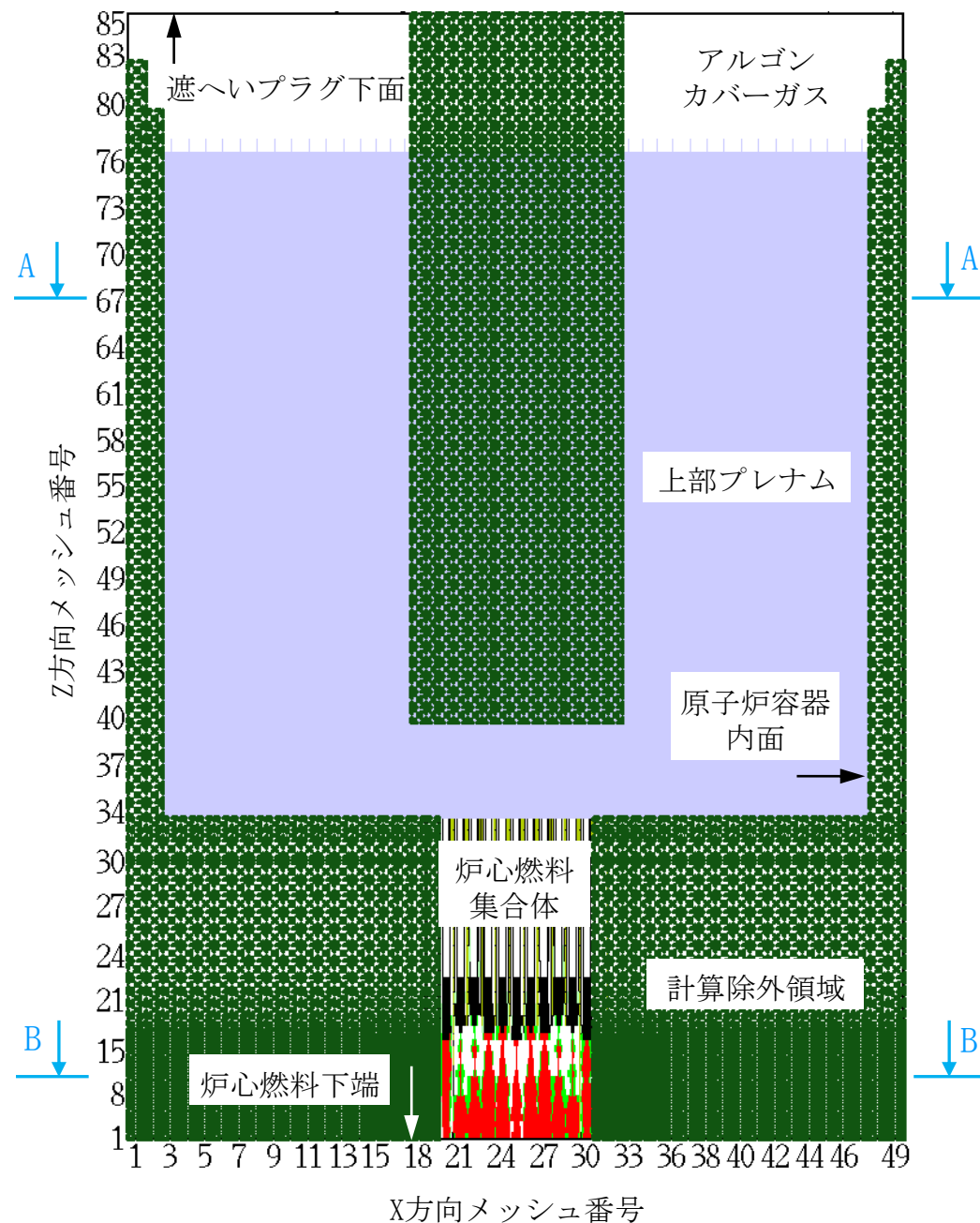
- 初期状態は遷移過程において即発臨界を超過して出力逸走が起こった直後の、炉心燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）である。
- 熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換される。
- 機械的エネルギー発生解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として原子炉容器の構造応答を解析する。
- ナトリウム噴出量の解析で使用する遮へいプラグ下面の圧力履歴は、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見逃したものとす。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 機械的応答過程の解析体系 (1/3)

### 1. 解析体系

#### (1) 機械的エネルギーの解析



機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV) の解析体系

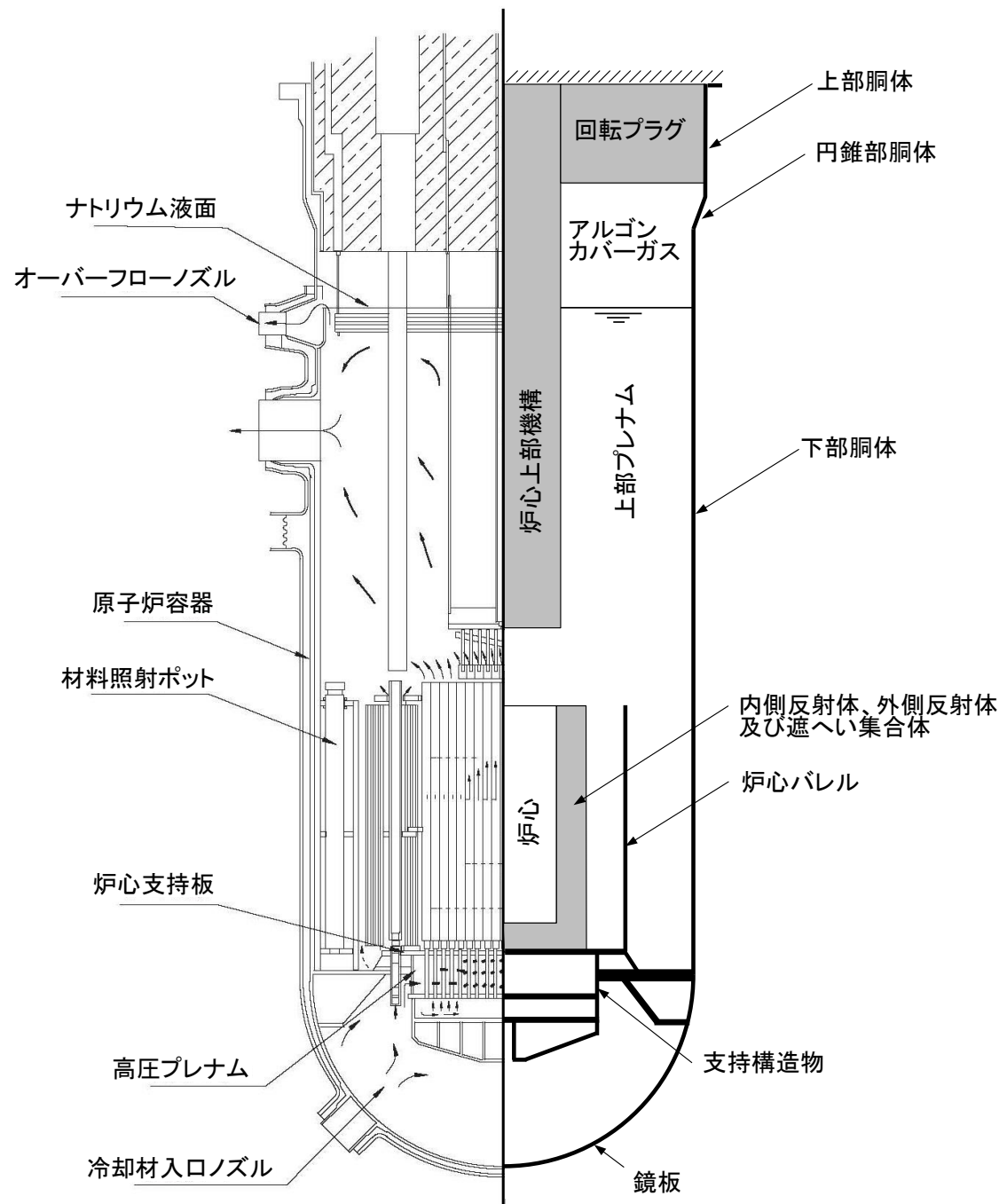
- SIMMER-IVによる機械的エネルギーの解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から遮へいプラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いて行う。
- 炉心及びその周辺の初期状態は遷移過程解析の結果をそのまま接続する。
- 機械的エネルギーの発生が大きくなる以下の条件を用いる。
  - 遷移過程で炉心上部構造部の流路中に侵入した溶融炉心物質の固化によって形成された閉塞を無視。
  - 炉心部から上部プレナムへの溶融炉心物質の噴出を容易にするとともに、原子炉容器内における機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視。
  - 炉心の下端及び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

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 機械的応答過程の解析体系 (2/3)

### 1. 解析体系

#### (2) 原子炉容器の構造応答解析



原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN) の解析体系

- 原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。
- 炉心の膨張は、圧力源の体積（増分）と圧力の関係（P-V曲線）を入力とするガス膨張挙動モデルで模擬する。
- 本解析では、遮へいプラグ及び炉心上部機構は剛体としてモデル化し、これら構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなる条件を用いている。

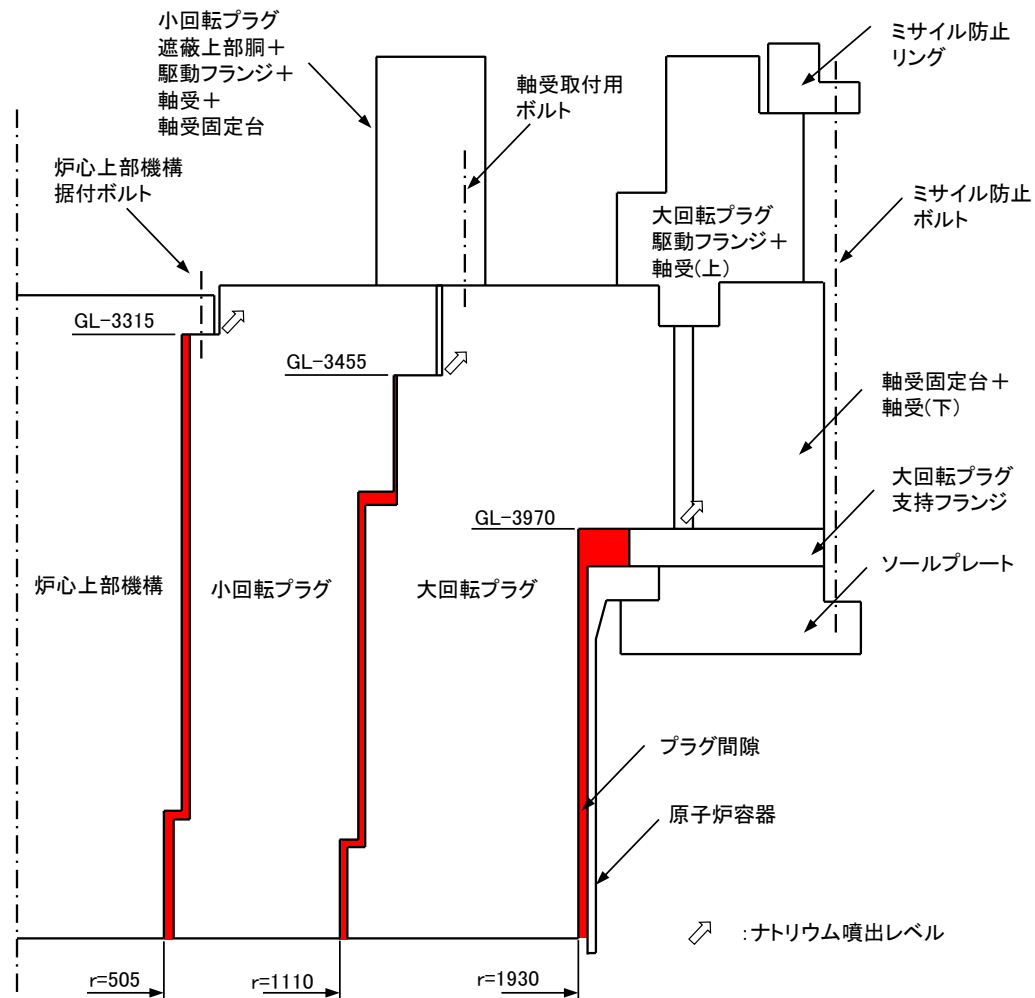


# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 機械的応答過程の解析体系 (3/3)

### 1. 解析体系

#### (3) ナトリウム噴出量の解析



ナトリウム噴出量の解析 (PLUG) の解析体系

- 遮へいプラグを構成する主要プラグである大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構をモデル化し、各プラグを固定するボルトをモデル化する。
- ナトリウム噴出量の解析では、遮へいプラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。
- ナトリウム噴出量の解析では、定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算し、ナトリウム噴出量を多くする条件を用いる。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 機械的応答過程の解析条件

### 2. 解析条件

- 本解析の基本ケースでは、遷移過程まで標準的な条件を用いて事象推移を解析し、炉心部での熱エネルギーの発生を解析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
  - 遮へいプラグ反発係数の不確かさ
- 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。
- 以後、熱エネルギー発生の不確かさ影響評価解析ケースの解析結果について示す。

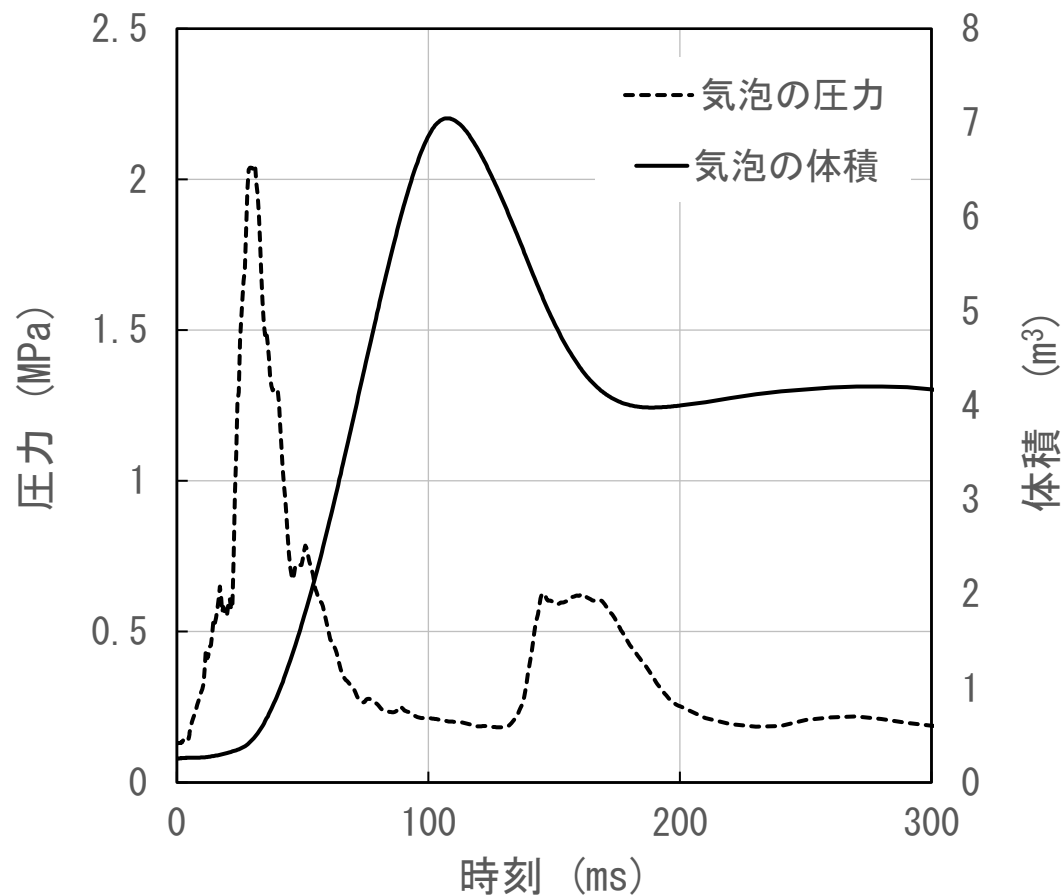
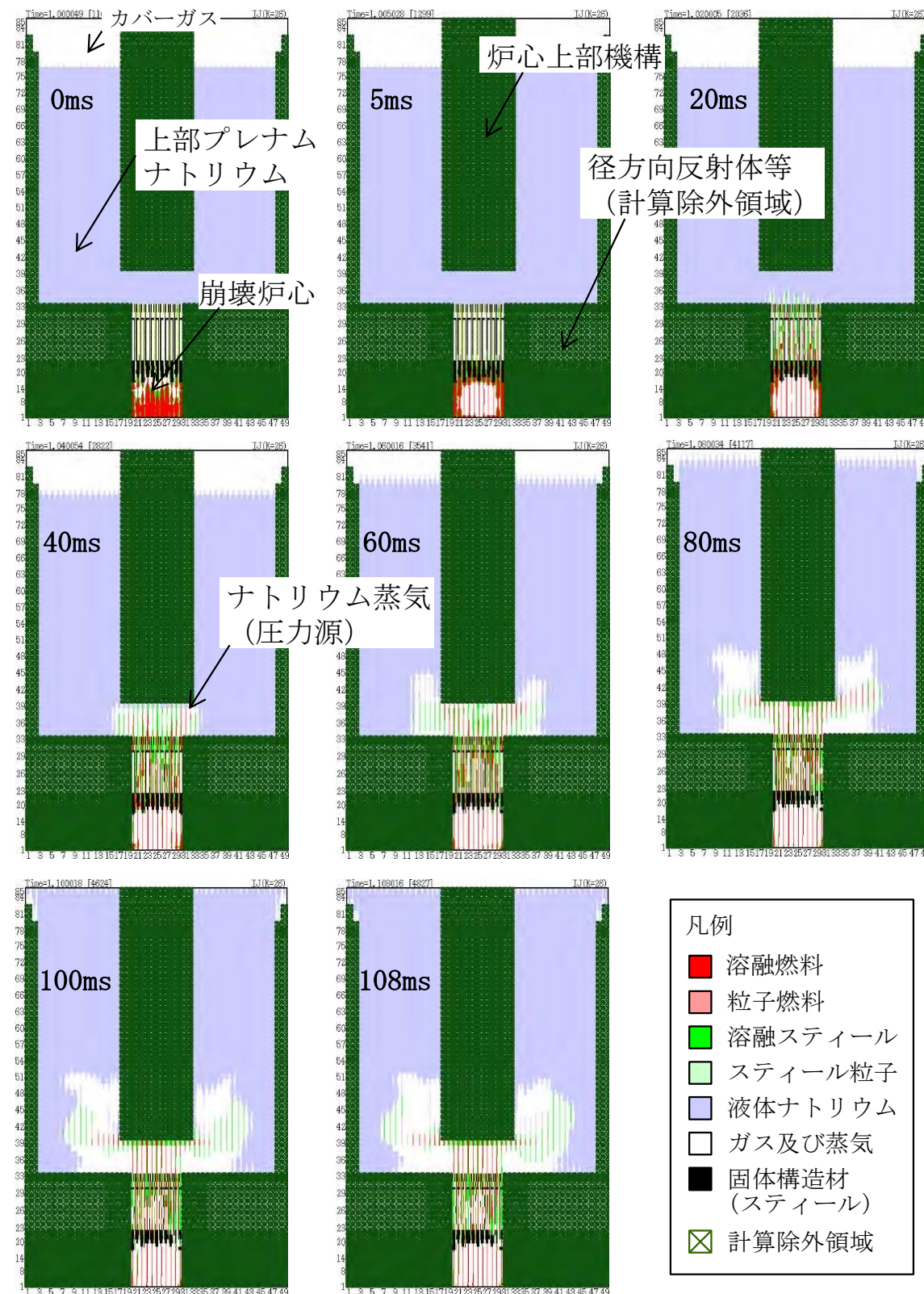
	基本解析ケース	不確かさ影響評価解析ケース
炉心部の物質及び温度配置	遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置	遷移過程の解析においてエネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置
炉心平均燃料温度	接続時：4, 203℃	接続時：5, 130℃
炉心平均スチール温度	接続時：1, 700℃	接続時：2, 307℃
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa

## 機械的応答過程の解析結果

### 3. 機械的応答過程不確かさの影響評価の解析結果

#### 3.1 機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV)

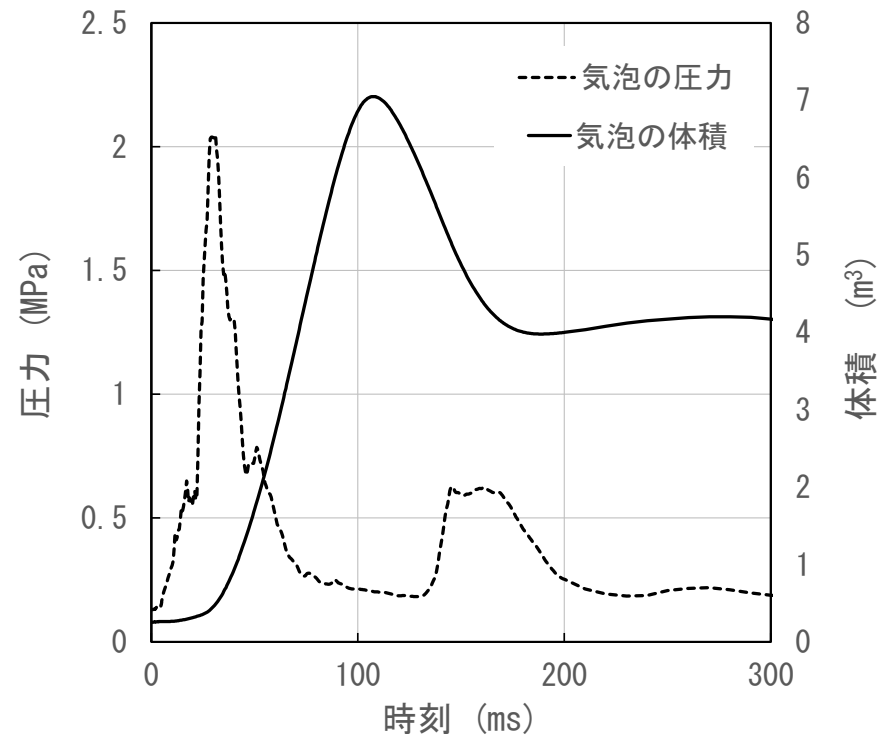
炉心損傷後の膨張過程において崩壊炉心部から上部プレナムに放出された溶融燃料と溶融スチールの混合物は、冷却材との熱的相互作用によりナトリウム蒸気 (CDA気泡) を生成させ、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速するとともに、原子炉構造に機械的負荷を与える。この際、発生する機械的エネルギーは約3.4MJと評価された。なお、基本ケースで発生した機械的エネルギーは約2.6MJである。



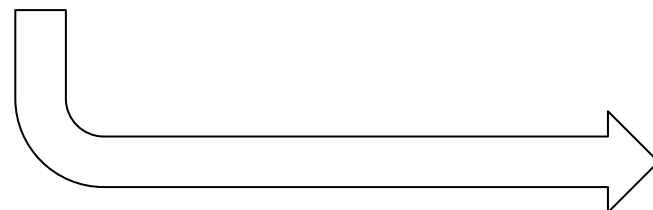
# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 機械的エネルギー解析から原子炉容器の構造応答解析への受渡し

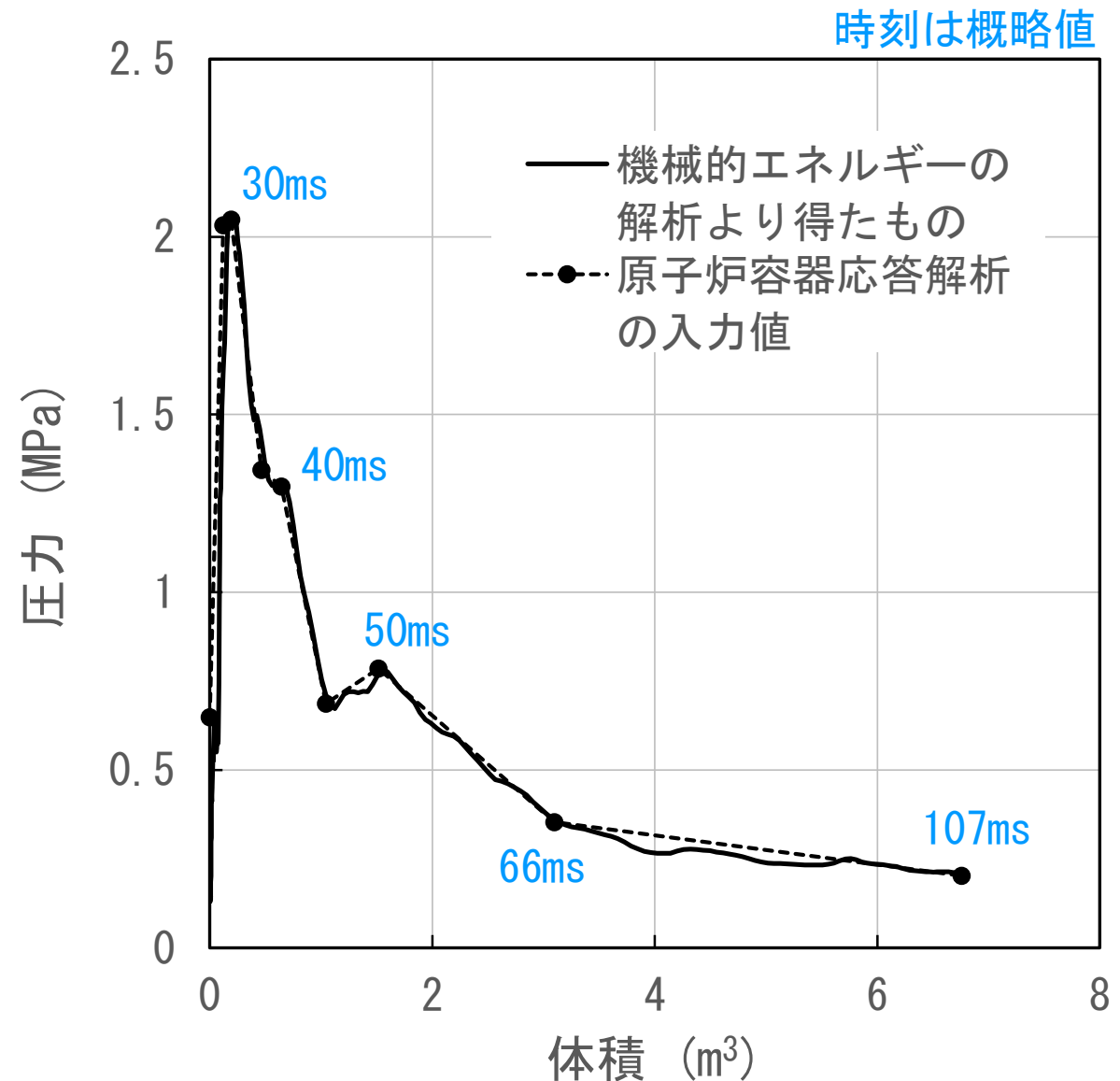
### 3.2 原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN)



機械的エネルギーの解析結果 (SIMMER-IV)



同一時刻の体積と圧力の関係をP-V曲線としてプロット

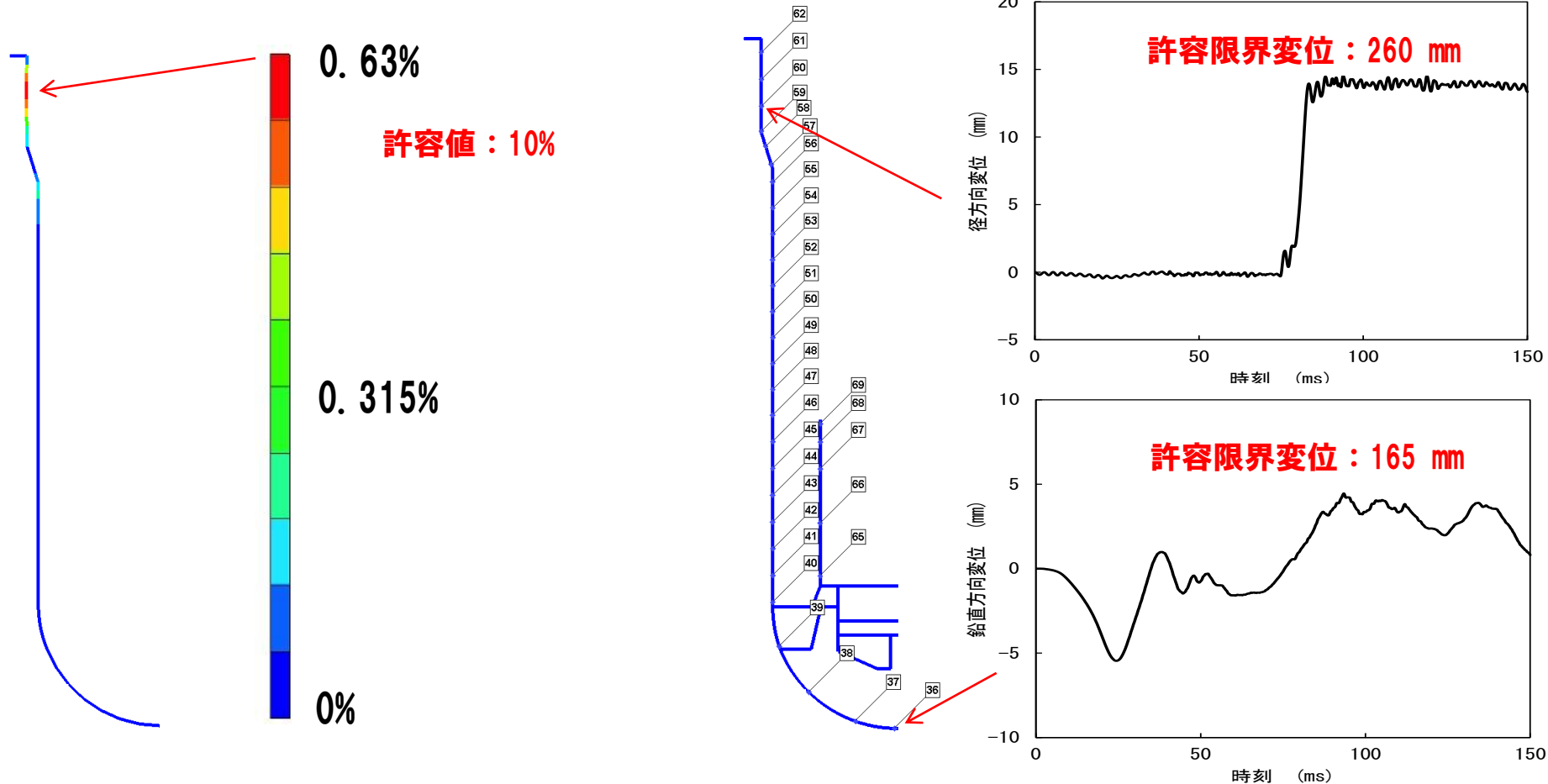


原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN) への入力値を体積で積分すると約3.7MJとなり、SIMMER-IVで得られた機械的エネルギー約3.4MJを包絡する保守的な条件を用いている。

# ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

## 機械的応答過程の解析結果

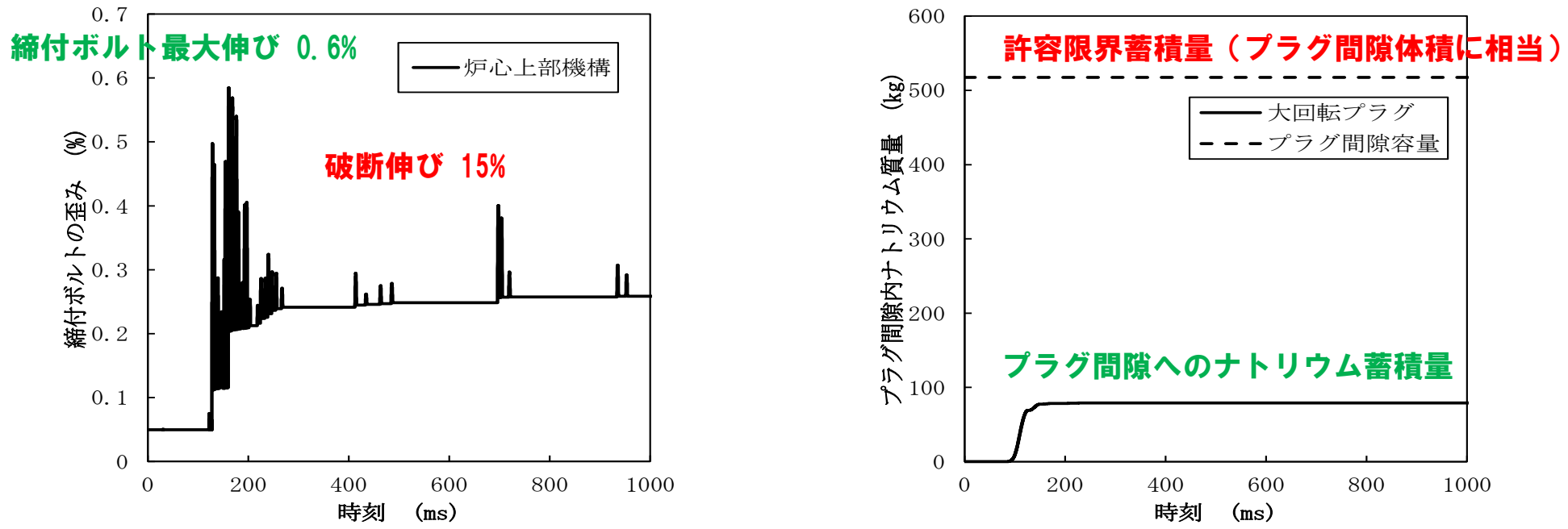
### 3.3 原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN)



原子炉容器歪みの分布

原子炉容器変位の時間変化

### 3.4 ナトリウム噴出量の解析 (PLUG)



締付ボルト最大伸び 0.6%

破断伸び 15%

許容限界蓄積量 (プラグ間隙体積に相当)

プラグ間隙へのナトリウム蓄積量

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

## 格納容器応答過程

- **機械的応答過程の解析において不確かさの影響を考慮したとしても、ナトリウムの格納容器（床上）への噴出は起こらないと評価された。 ※1**
- **ULOF（i）の有効性評価において、格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて230kg（既許可申請書の仮想事故時の噴出量）のナトリウムが噴出するものと仮定した解析※2を実施しており、格納容器の耐性は本評価事故シーケンスに対しても同じである。**

※1：第326回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合における指摘（事故時の中央制御室の居住性）への回答を別紙3に示す。

※2：第395回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合における指摘（放熱の計算条件の設定等の解析条件の説明）への回答を別紙4に示す。

# ULOF (iii) の炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価 まとめ

- 炉心損傷防止措置の有効性評価の結果、炉心各部の最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価した。
- 格納容器破損防止措置の有効性評価の結果、原子炉容器内で分散し再配置した炉心物質を安定に保持・冷却できること、即発臨界超過によるエネルギー放出が発生した場合でも原子炉冷却材バウンダリの健全性は保たれ、ナトリウムの漏洩や格納容器床上への噴出は生じないことから、措置は有効と評価した。
- 以上より、本事故を想定しても、炉心の著しい損傷、格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。
- 外部電源喪失を異常事象としたULOF (i) との主な有効性評価結果の比較を以下に示す。

	評価指標	ULOF (iii)	ULOF (i)	判断基準	
炉心 損傷 防止	燃料温度 (°C)	約1,800	約1,800	2,650	1次主循環ポンプ軸固着では、炉心冷却材の流量減少速度が相対的に大きくなるため、炉心各部の最高温度は相対的に高くなるが、評価項目を十分に下回る。
	被覆管温度 (°C)	約750	約630	840	
	冷却材温度 (°C)	約740	約620	910	

	評価指標	ULOF (iii)	ULOF (i)	判断基準	
格納 容器 破損 防止	炉心平均燃料温度 (基本ケース) (°C)	約4,200	約3,700	—	1次主循環ポンプ軸固着では、炉心冷却材の流量減少速度が相対的に大きくなるため、基本ケースの遷移過程における炉心損傷の同時性が高くなることから、基本ケースの炉心平均燃料最高温度は相対的に高くなる。一方、不確かさ影響評価については、損傷に伴う溶融プールのスロッシング現象が重要現象となるが、本現象には原子炉冷却材流量の影響は小さいため、不確かさの影響評価ケースの最高温度は概ね同じとなる。 また、再配置・冷却過程において、1次主循環ポンプ軸固着により1ループの強制循環機能を喪失するため、炉心冷却材流量が僅かに減少するが、その影響は小さく、損傷炉心物質及び原子炉容器温度は概ね同じとなる。
	炉心平均燃料温度 (不確かさ影響評価ケース) (°C)	約5,130	約5,110		
	残留炉心物質温度 (°C)	約2890	約2890	安定冷却できること	
	残留炉心物質下面温度 (°C)	約850	約850	安定冷却できること	
	デブリベッド温度 (損傷炉心物質・冷却材・原子炉容器温度) (°C)	720以下	720以下	原子炉容器の健全性が維持されること	

## **(2) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)**



# ULOHSの評価事故シーケンス

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置
●	1 2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2次冷却材流量低」	代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」）による原子炉停止	負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減と冷却系による冷却（1次主冷却系強制循環冷却、2次主冷却系自然循環冷却）
	2 主冷却器空気流量減少＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」		
	3 2次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2次冷却材流量低」		
	4 主送風機風量瞬時低下＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」		
●	5 2次冷却材漏えい＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	
●	6 2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
	7 主冷却器空気流量減少＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
	8 2次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
	9 主送風機風量瞬時低下＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
	10 2次冷却材漏えい＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		

## 【評価事故シーケンスの選定理由】

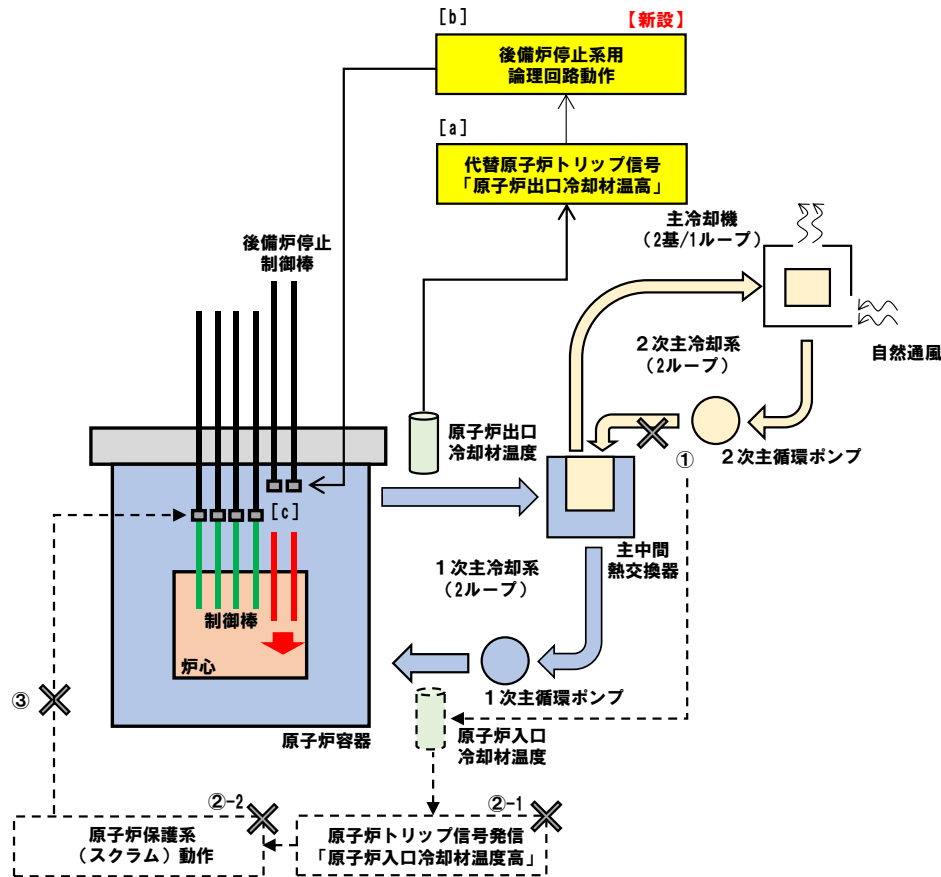
本事象グループには、主冷却器空気流量の異常により原子炉入口冷却材温度が上昇する事故シーケンスが含まれるが、直接的に1次冷却材からの除熱に与える影響が大きく、かつ、相対的に代表性が高い事故シーケンスを措置毎に抽出し、『No.1』及び『No.6』を評価事故シーケンスに選定した（『No.6』の有効性評価の結果は、『No.1』と同じとなるため、『No.1』を対象に有効性を評価）。また、主冷却系を2ループで構成し、2次冷却材の漏えいの除熱機能への影響が有意な可能性がある本原子炉施設の特徴を踏まえ、「2次冷却材漏えい」を起因とする『No.5』を評価事故シーケンスに選定した。

なお、炉心損傷防止措置の有効性評価について、抽出された事故シーケンスによって除熱量の変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、除熱源喪失時に冷却材温度が昇温し、原子炉入口冷却材温度が上昇する観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。

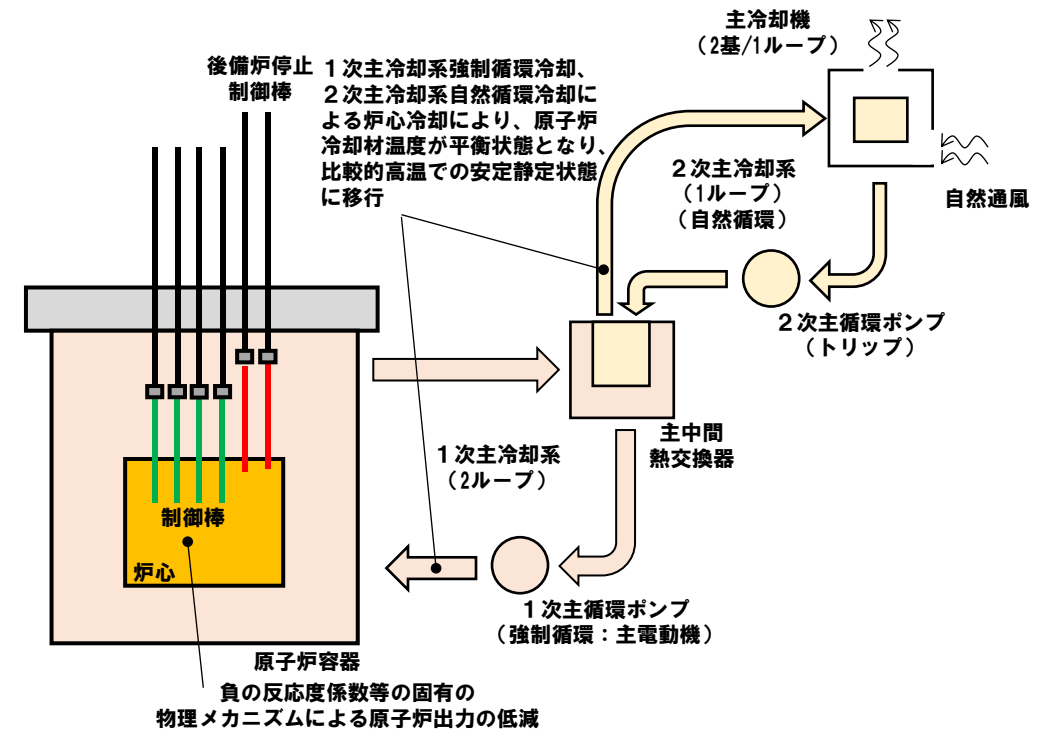
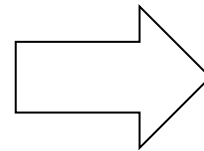
# ULOHSの評価事故シーケンスの概要

## 【評価事故シーケンス】

- 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (i))
- 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故 (ULOHS (ii))
- 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (iii))



炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



ULOHS (iii) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

ULOHS (iii) の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

## 【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に2次冷却材漏えいにより原子炉容器入口冷却材温度が上昇(①)し、原子炉トリップ信号の発信に失敗(②-1)(原子炉保護系の動作に失敗(②-2)した場合も同様)することにより制御棒の急速挿入に失敗(③)する事象。

2次冷却材漏えいが発生すると、異常事象により事故ループの除熱機能を喪失するため、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価は、健全側の1ループによる除熱を想定する。

## 【炉心損傷防止措置の概要】

代替原子炉トリップ信号([a])により後備炉停止系用論理回路が動作([b])し、後備炉停止制御棒を炉心に急速に挿入([c])することにより炉心の著しい損傷を防止。

## 【評価事故シーケンスの概要】

- 左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

## 【格納容器破損防止措置の概要】

- 負の反応度係数等の固有の物理メカニズムによる原子炉出力の低減と冷却系による冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出を防止。

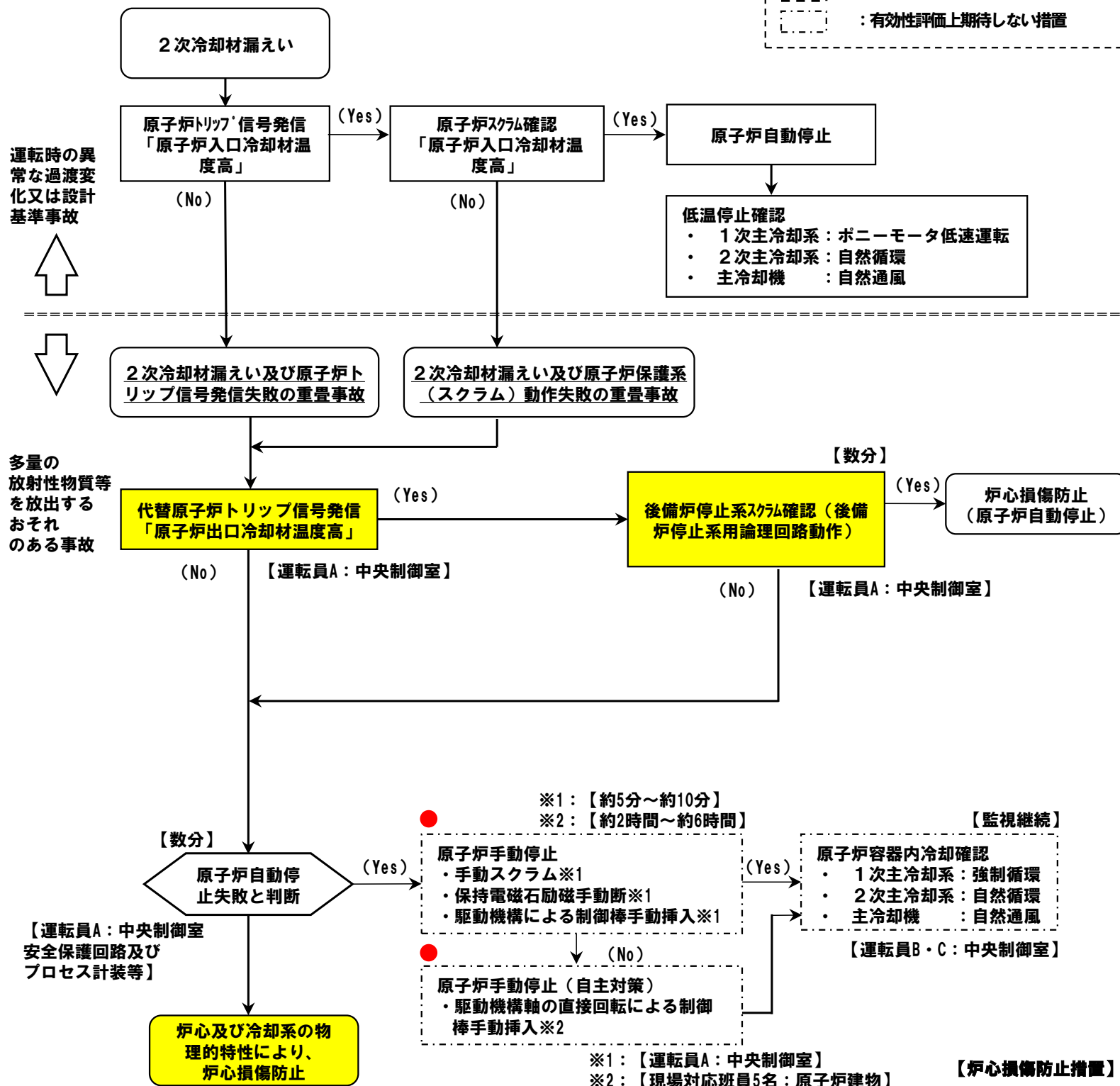
# ULOHS (iii) の事象進展及び措置の概要 (1/2)

黄色ハッチング：有効性評価の対象としている措置  
 ●：運転員等による操作が必要な措置  
 【】内時間：事象発生からの経過時間

凡例  
 □：動作、確認  
 ○：プラント状態  
 ◇：判断  
 - - - : 運転員と対策要員の作業  
 - - - : 有効性評価上期待しない措置

## 【評価事故シーケンス】

### 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (iii))



## □主な炉心損傷防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 代替原子炉トリップ信号【非常用電源系】
- 後備炉停止系用論理回路(トリップ遮断器を含む)【非常用電源系】
- 後備炉停止制御棒

## □主な格納容器破損防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 負の反応度係数等の固有の物理メカニズムによる原子炉出力の低減
- 1次主冷却系(強制循環)  
1次主循環ポンプ主電動機【常用電源系】
- 2次主冷却系(自然循環)
- 主冷却機(自然通風)

# ULOHS (iii) の事象進展及び措置の概要 (2/2)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・ 運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉トリップ信号発信確認 ・ 原子炉スクラム確認 ・ 事故発生の判断															・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。	
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・ 後備炉停止系スクラム確認															・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム (自動停止)を確認する。 ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止)を確認する。	
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉自動停止失敗と判断															・ 原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。	
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 原子炉手動停止															・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・ 2次冷却材ドレン、消火等															・ 2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材をダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。	
炉心損傷防止措置	現場対応班員	5 ・ 制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入															・ 制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。	

## **炉心損傷防止措置の有効性評価**

### **(2) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)**

**2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (iii))**

## 1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

## 2. 主な炉心損傷防止措置

代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」、後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系による原子炉自動停止

## 3. 計算コード

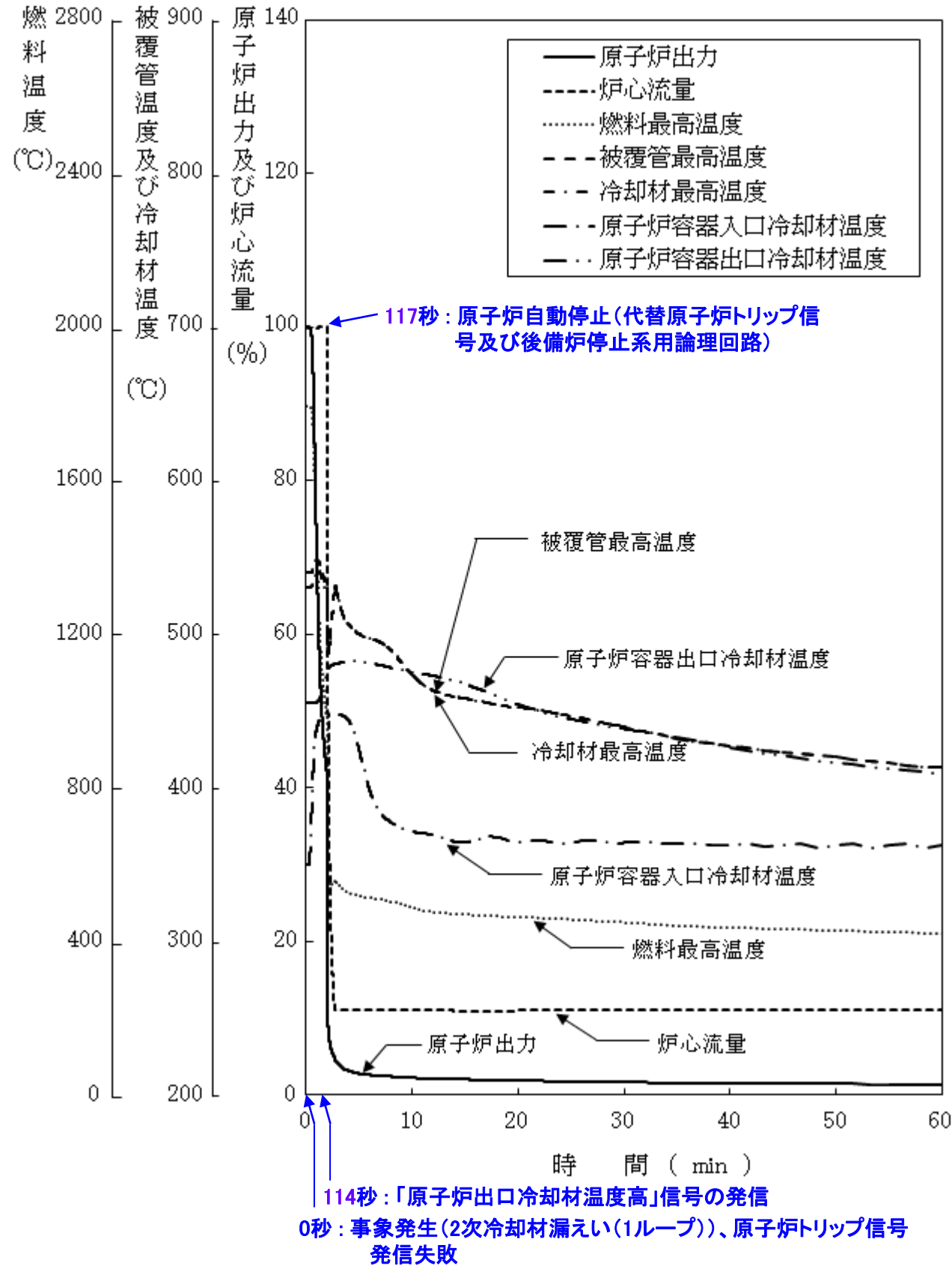
Super-COPD

## 4. 主な解析条件

- (1) 1ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じた場合の原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するために、当該ループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- (2) 漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせる。
- (3) 反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の挿入による付加される反応度、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用。
- (4) 事象推移  
主な事象推移を下表に示す。

時間 (秒)	事象推移
0	2次冷却材漏えい → 漏えいループ除熱源喪失 → 「原子炉入口冷却材温度高」信号の発信失敗
114	「原子炉出口冷却材温度高」信号の発信
117	原子炉スクラム（後備炉停止系用論理回路作動）、後備炉停止制御棒の急速挿入 ここで、後備炉停止系用論理回路の作動時間は、構成機器の動作時間に余裕を考慮し3秒を設定

## 5. 主な解析結果



項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約550	840
冷却材最高温度	約530	約550	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価

## 6. 不確かさの影響評価

- 運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさは考慮する必要はない。
- 評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「反応度係数」の不確かさに関する感度解析を実施した。
- 炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のように設定した。

**ドブプラ係数** : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。

**燃料温度係数** : ドブプラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。

**被覆管温度係数** : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

**冷却材温度係数** : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

**ラッパ管温度係数** : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

**炉心支持板温度係数** : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約570	840
冷却材最高温度	約530	約560	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、条件の不確かさを考慮したとしても措置は有効と評価



## **格納容器破損防止措置の有効性評価**

### **(2) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)**

**2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (iii))**

## 1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

## 2. 主な格納容器破損防止措置

負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減

1次主冷却系強制循環、2次主冷却系自然循環による炉心冷却

## 3. 計算コード

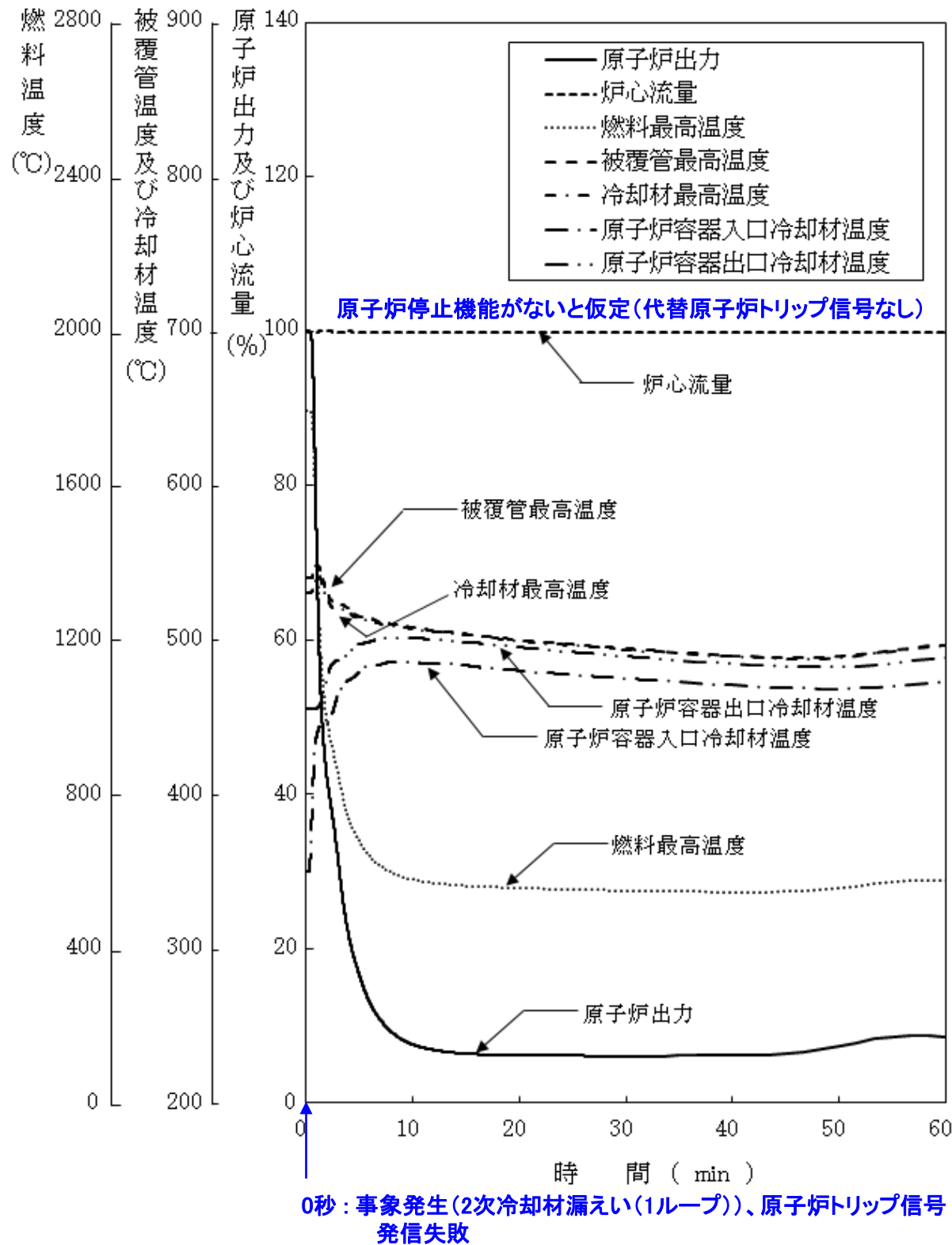
Super-COPD

## 4. 主な解析条件

- (1) 1ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じた場合の原子炉冷却材温度の上昇を高めに評価するために、当該ループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- (2) 漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせる。
- (3) 反応度係数等の条件は最適評価値を使用。また、主冷却機は自然通風による除熱を考慮。
- (4) 事象推移  
 主な事象推移を下表に示す。

時間 (秒)	事象推移
0	2次冷却材漏えい → 漏えいループ除熱源喪失 → 「原子炉入口冷却材温度高」信号の発信失敗
114	「原子炉出口冷却材温度高」信号の発信失敗

## 5. 主な解析結果



項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約550	840
冷却材最高温度	約530	約550	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価

## 6. 不確かさの影響評価

- 運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさは考慮する必要はない。
- 評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「反応度係数」の不確かさに関する感度解析を実施した。
- 評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。

**炉心支持板温度係数**：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約560	840
冷却材最高温度	約530	約550	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、条件の不確かさを考慮したとしても措置は有効と評価

# ULOHS (iii) の炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価 まとめ

- 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の結果、炉心各部の最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価した。
- 以上より、本事故を想定しても、炉心の著しい損傷、格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。
- 2次主循環ポンプトリップを異常事象としたULOHS (i) との主な有効性評価結果の比較を以下に示す。

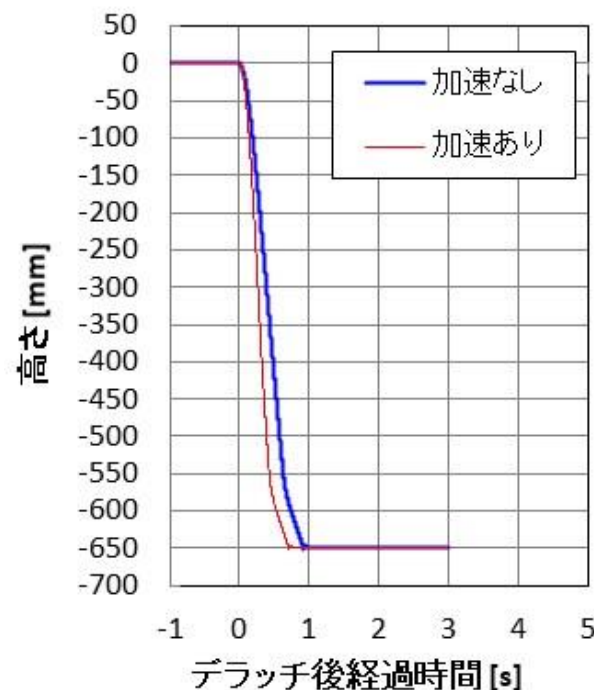
	評価指標	ULOHS (iii)	ULOHS (i)	判断基準	
炉心 損傷 防止	燃料温度 (°C)	約1,800	約1,800	2,650	2次冷却材漏えいでは、1ループの主冷却系の自然循環、自然通風による除熱となり、除熱量が概ね半減する。この場合でも、炉心温度の上昇により生じる負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低下、及びその後の比較的高温での安定静定状態への移行挙動に大差は生じず、炉心各部の最高温度は評価項目を十分に下回る。
	被覆管温度 (°C)	約550	約550	840	
	冷却材温度 (°C)	約550	約550	910	

	評価指標	ULOHS (iii)	ULOHS (i)	判断基準	
格納 容器 破損 防止	燃料温度 (°C)	約1,800	約1,800	2,650	炉心損傷防止措置の有効性評価と同じ。
	被覆管温度 (°C)	約550	約550	840	
	冷却材温度 (°C)	約550	約550	910	

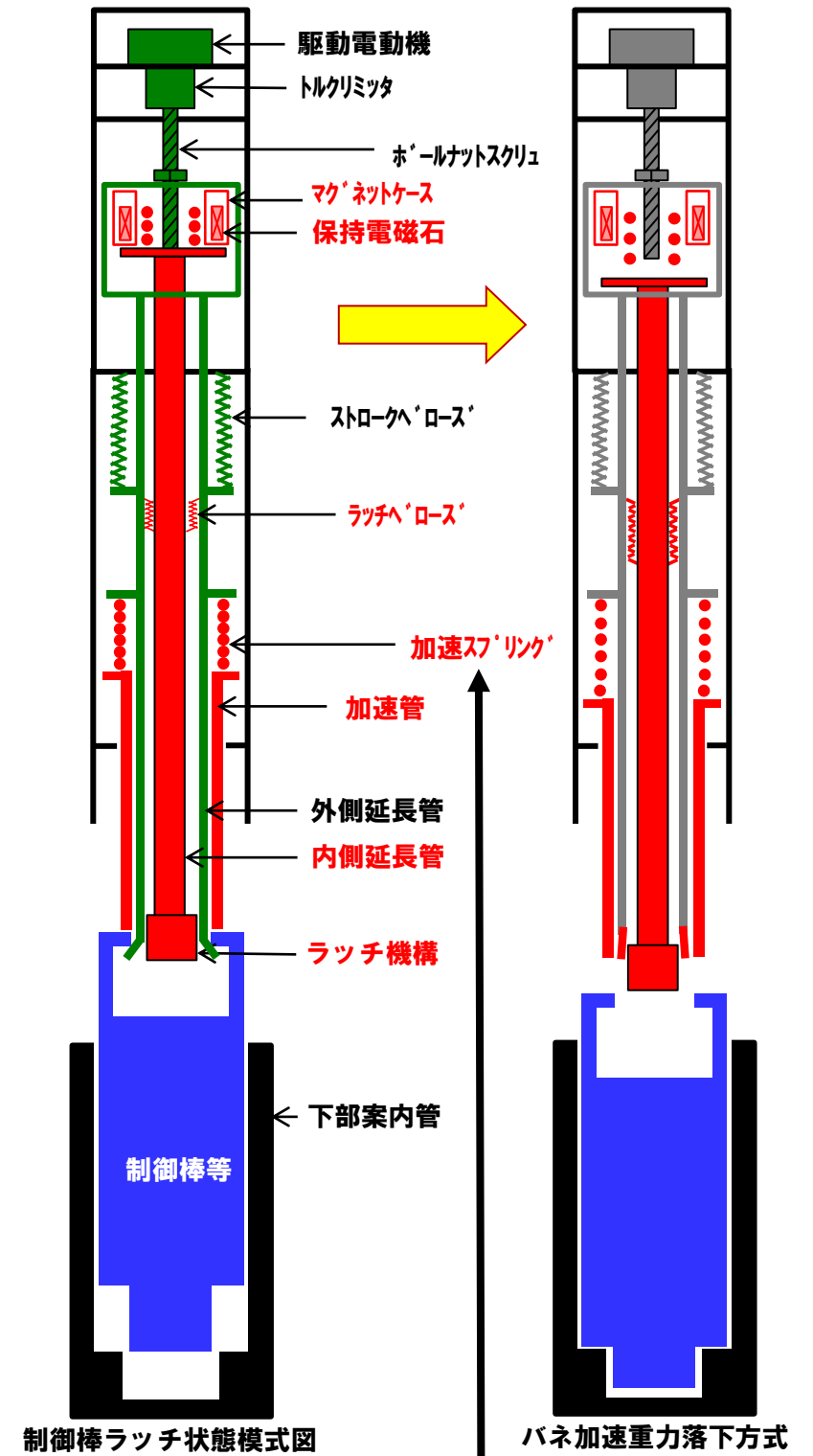
## 制御棒の落下速度による影響の評価

# スプリング加速がない場合の制御棒及び後備炉停止制御棒の落下速度

- 原子炉スクラム時において、制御棒及び後備炉停止制御棒（制御棒等）は自重落下に加え、スプリングによる加速を受けて炉心に落下・挿入される。
- ここでは、スプリング加速がない場合の落下速度（スクラム反応度曲線）及び炉心部最高温度評価への影響について確認する。
- スプリング加速がない場合の落下速度への影響について、「常陽」の制御棒挿入性評価に用いている汎用機構解析コードADAMSによる解析により、90%核的挿入時間の差は約0.2秒と小さいことを確認した。

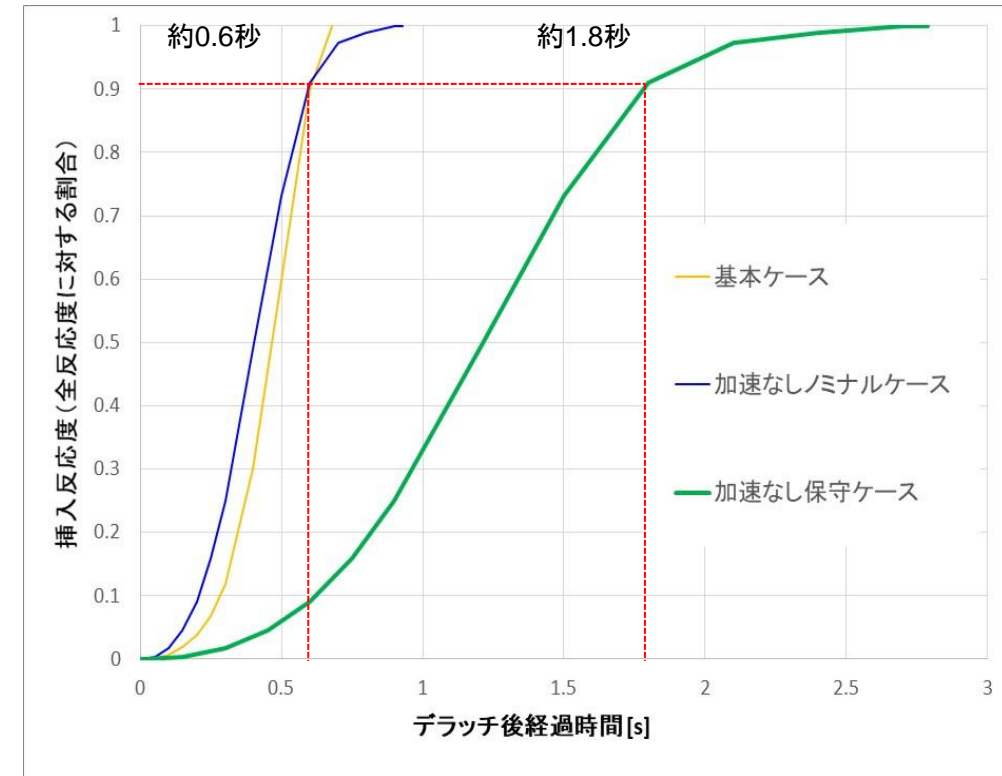


スプリング加速の有無による  
制御棒等の落下速度への影響

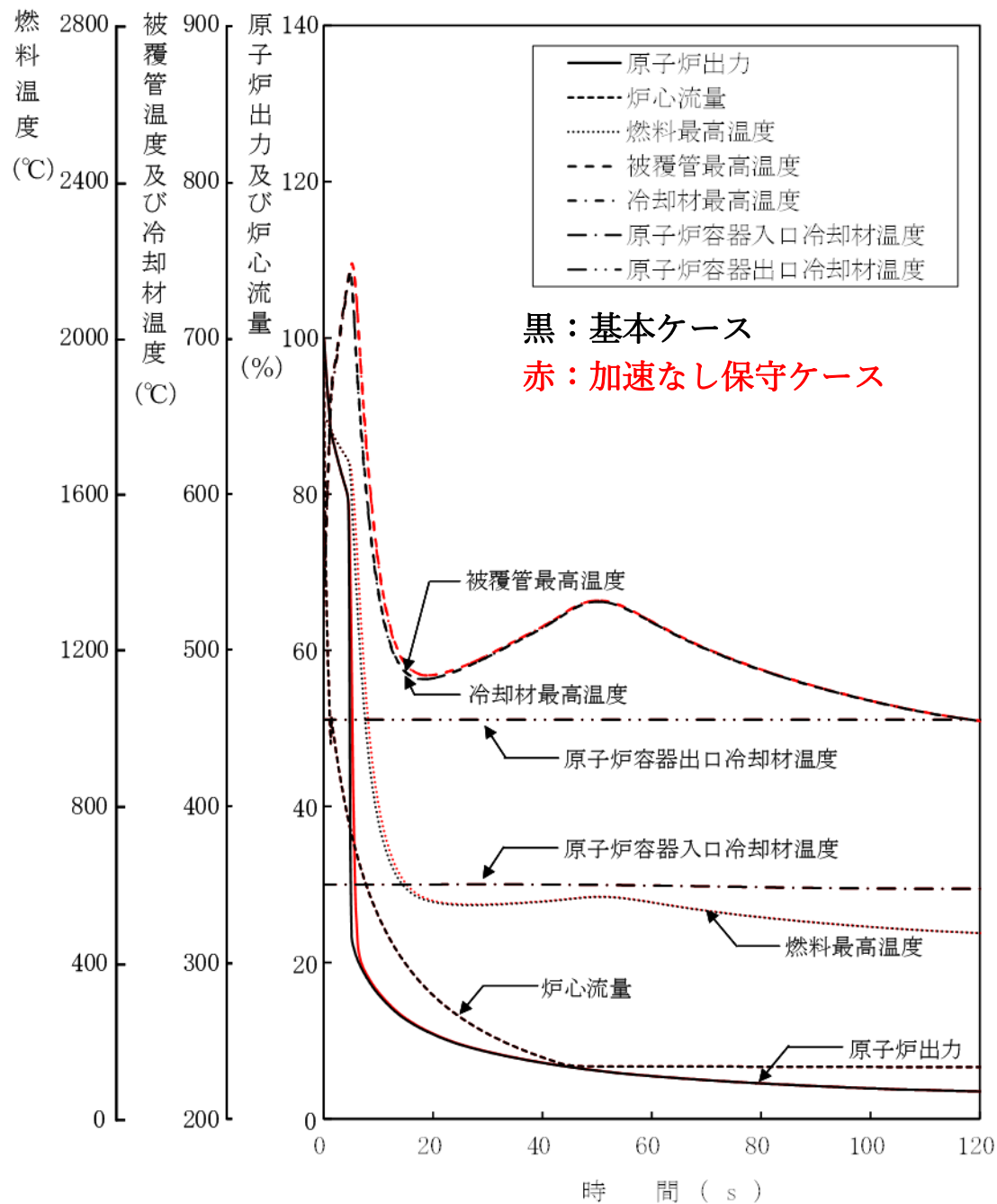


原子炉スクラム時には、保持電磁石の励磁断により、制御棒等は、自重で落下するとともにスプリングにより加速されて炉心に落下・挿入（バネ加速重力落下方式）

- ULOF (iii) の基本ケースを対象として、後備炉停止制御棒の落下速度による影響を評価
- スプリング加速なしのADAMS解析値に対して、保守的に1/3倍の落下速度を仮定し、基本ケースの90%核的挿入時間（約0.6秒）より約1.2秒遅延する挿入反応度曲線（加速なし保守ケース）での解析を実施



影響評価用スクラム反応度曲線



項目	基本ケース	加速なし保守ケース
燃料最高温度	約1,800℃	約1,800℃
被覆管最高温度	約741℃	約748℃
冷却材最高温度	約740℃	約746℃

→後備炉停止制御棒の落下速度を遅くした結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約7℃及び約6℃高くなるが、落下速度による影響は小さいことを確認



**ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価における  
デブリベッドの粒子径及び空隙率の設定根拠**

## 【デブリベッド粒子径】

FRAG試験<sup>[1]</sup>(米国のサンディア国立研究所(SNL)で実施された大規模FCI試験)のうち、20kgの溶融燃料と溶融スチールの混合物( $UO_2-ZrO_2$ (70%)、スチール(30%))を23kgのナトリウム中へ落下させた試験であるFRAG4~6及び13試験で得られた粒径分布の中央値の平均値である。下図にFRAG試験で得られた粒径分布を示す。FRAG4~6及び13試験の粒径分布の中央値を計算すると以下のとおりである。

- ・FRAG4試験:  $210 + (420 - 210) / (63 - 44) \times (50 - 44) = 276.3\mu\text{m}$
- ・FRAG5試験:  $420\mu\text{m}$
- ・FRAG6試験:  $420 + (600 - 420) / (60 - 47) \times (50 - 47) = 461.5\mu\text{m}$
- ・FRAG13試験:  $420 + (600 - 420) / (57 - 47) \times (50 - 47) = 474\mu\text{m}$

したがって、FRAG4~6及び13試験の粒径分布の中央値の平均値は $407.95\mu\text{m}$ となり、デブリベッドの粒子径は $400\mu\text{m}$ と設定している。

著作権の問題により公開できません。

## 【デブリベッド空隙率】

下図に示すFARO/TERMOS試験<sup>[2]</sup>及びFRAG4試験で得られたポロシティから、デブリベッド空隙率は0.6と設定している。

著作権の問題により公開できません。

- [1] T. Y. CHU, "Fragmentation of Molten Core Material by Sodium," Proc. Int. Topi. Mtg. LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects, Lyons, France, July 19-23, 1982, Vol. III, p. 487, European Nuclear Society (1982).
- [2] Magallon, D., Hohmann, H. and Schins, H., "Pouring of 100kg-scale molten  $UO_2$  into sodium", Nuclear Technology, Vol. 98, No. 1, pp.79-90, 1992.

**ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
格納容器応答過程解析手法及び解析体系**

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 格納容器応答過程解析手法及び解析体系

## 1. 解析コード

CONTAIN-LMR

## 2. 解析体系の概要

外気領域を含め格納容器（床上）を3セルで模擬

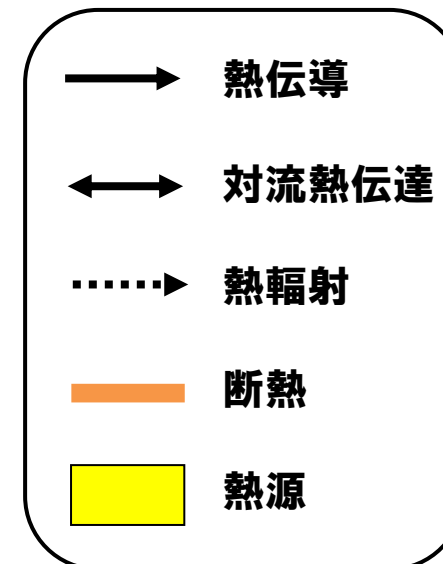
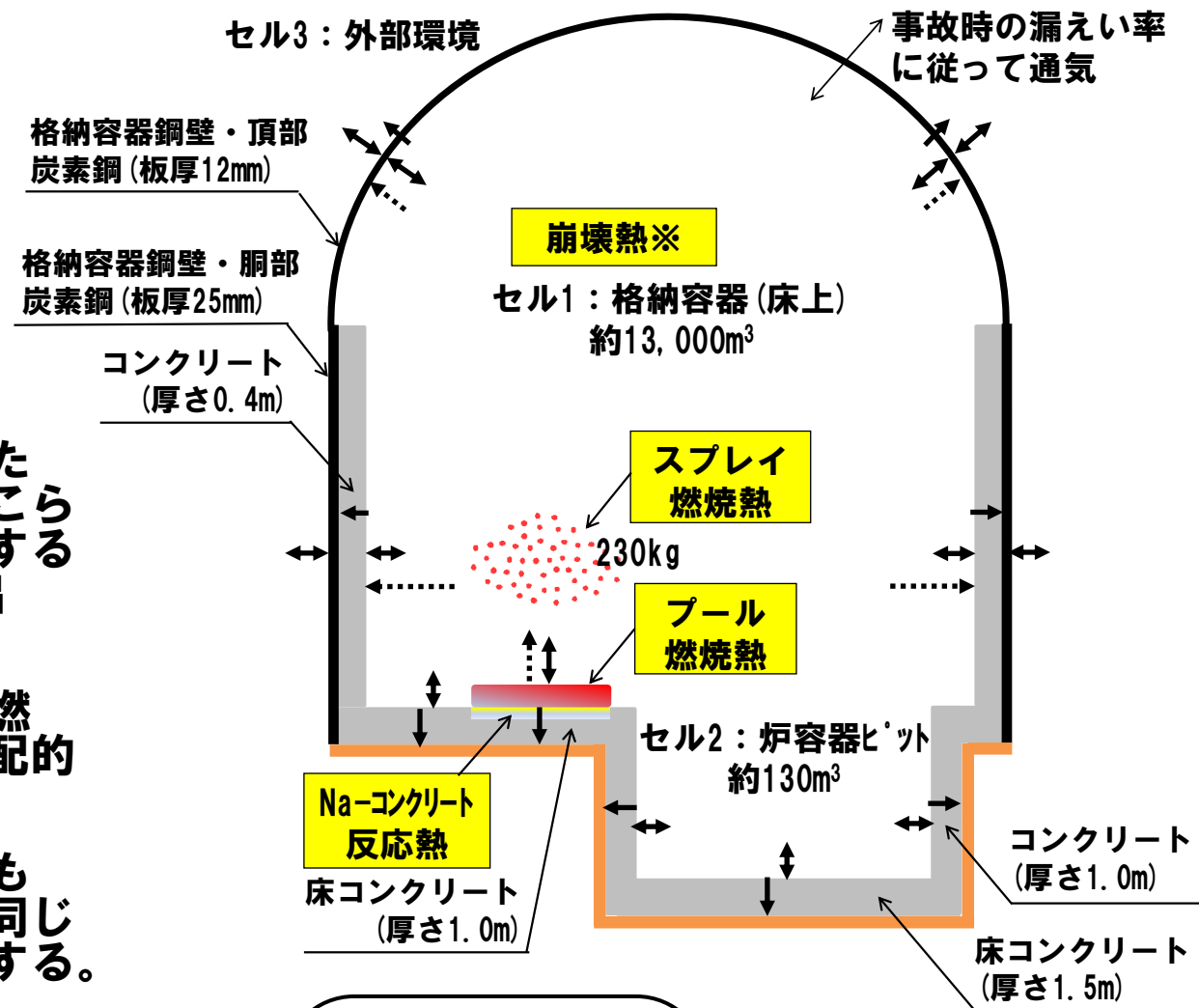
## 3. 解析条件

### (1) ナトリウム燃焼の想定

- ① 機械的応答過程の解析において不確かさの影響を考慮したとしても、ナトリウムの格納容器（床上）への噴出は起こらないと評価されたが、ここでは格納容器の健全性を確認するために、あえて230kg（既許可申請書の仮想事故時の噴出量）のナトリウムが噴出するものと仮定する。
- ② ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、解析では、評価する燃焼形態が支配的となるような液滴径をそれぞれ設定する。
- ③ ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応することを仮定する。

### (2) 主な解析条件

- ① 液滴径：0.1mm（スプレイ燃焼時）、  
5mm（プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応時）
- ② プール面積：約30m<sup>2</sup>
- ③ 格納容器内初期雰囲気組成（モル比）：酸素0.21、水蒸気0.029
- ④ 格納容器（床上）と外気の通気：考慮
- ⑤ 熱輸送形態：熱輻射、自然対流熱伝達、熱伝導
- ⑥ 放熱の設定：格納容器鋼壁と外気の間は対流熱伝達（同熱伝達率は約6W/m<sup>2</sup>/K）、格納容器（床上）と（床下）の境界は断熱と設定



※格納容器（床上）へ放出された核分裂生成物の崩壊熱を格納容器内雰囲気に加

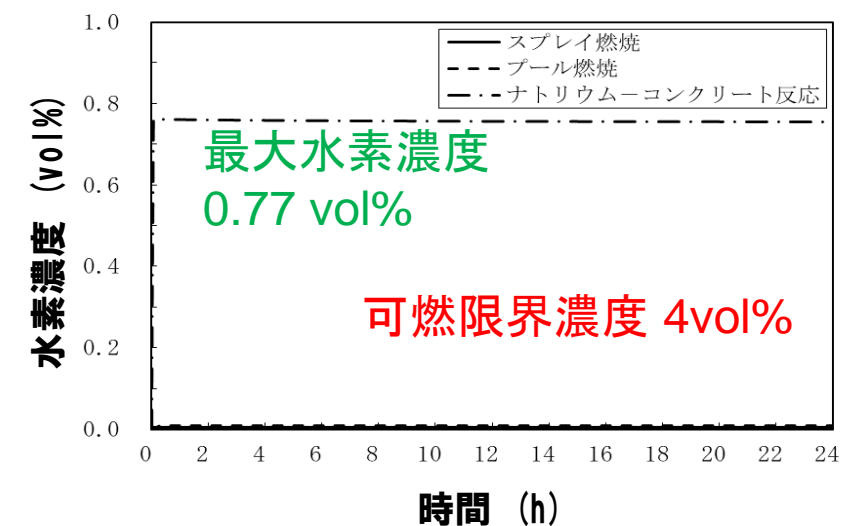
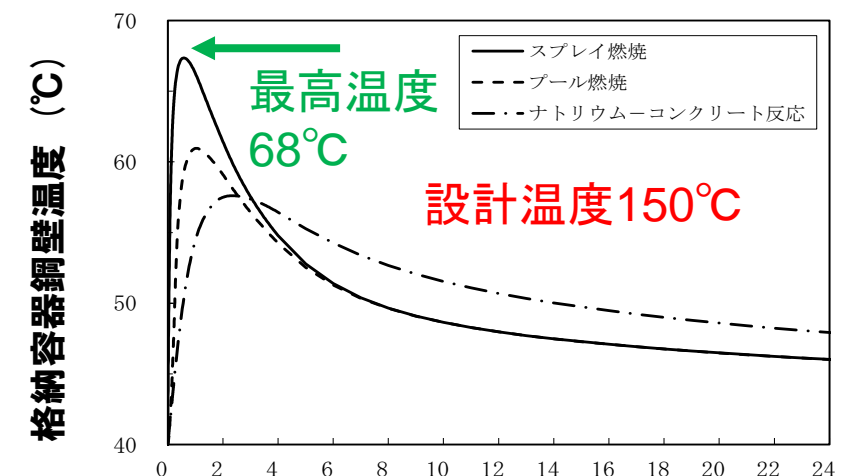
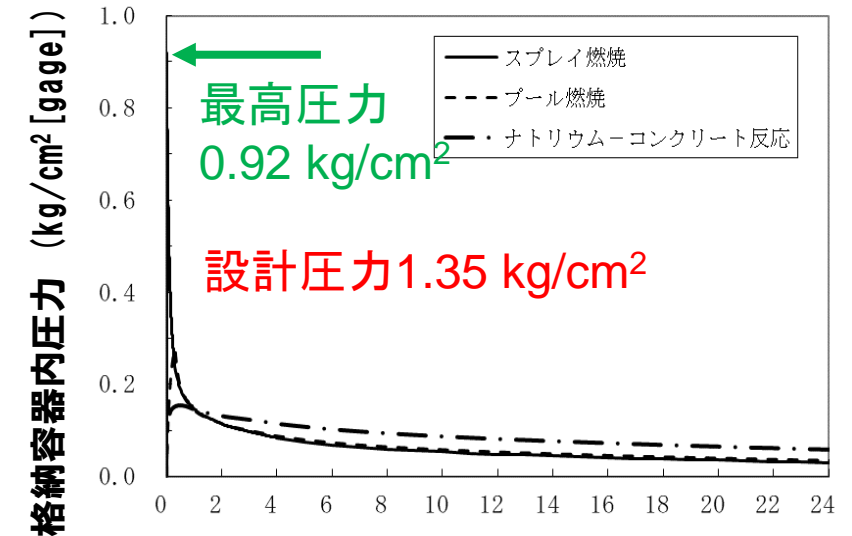
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 格納容器応答過程の解析条件及び解析結果

## 4. 解析結果

格納容器（床上）の雰囲気圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約 $0.92\text{ kg/cm}^2$  [gage] まで上昇するが、格納容器の設計圧力 $1.35\text{ kg/cm}^2$  [gage] を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約 $68^\circ\text{C}$  まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度 $150^\circ\text{C}$  を超えない。

格納容器（床上）の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約 $0.77\text{ vol}\%$  まで上昇するが、可燃限界濃度の $4\text{ vol}\%$  を下回る。即ち、水素燃焼は発生しない。

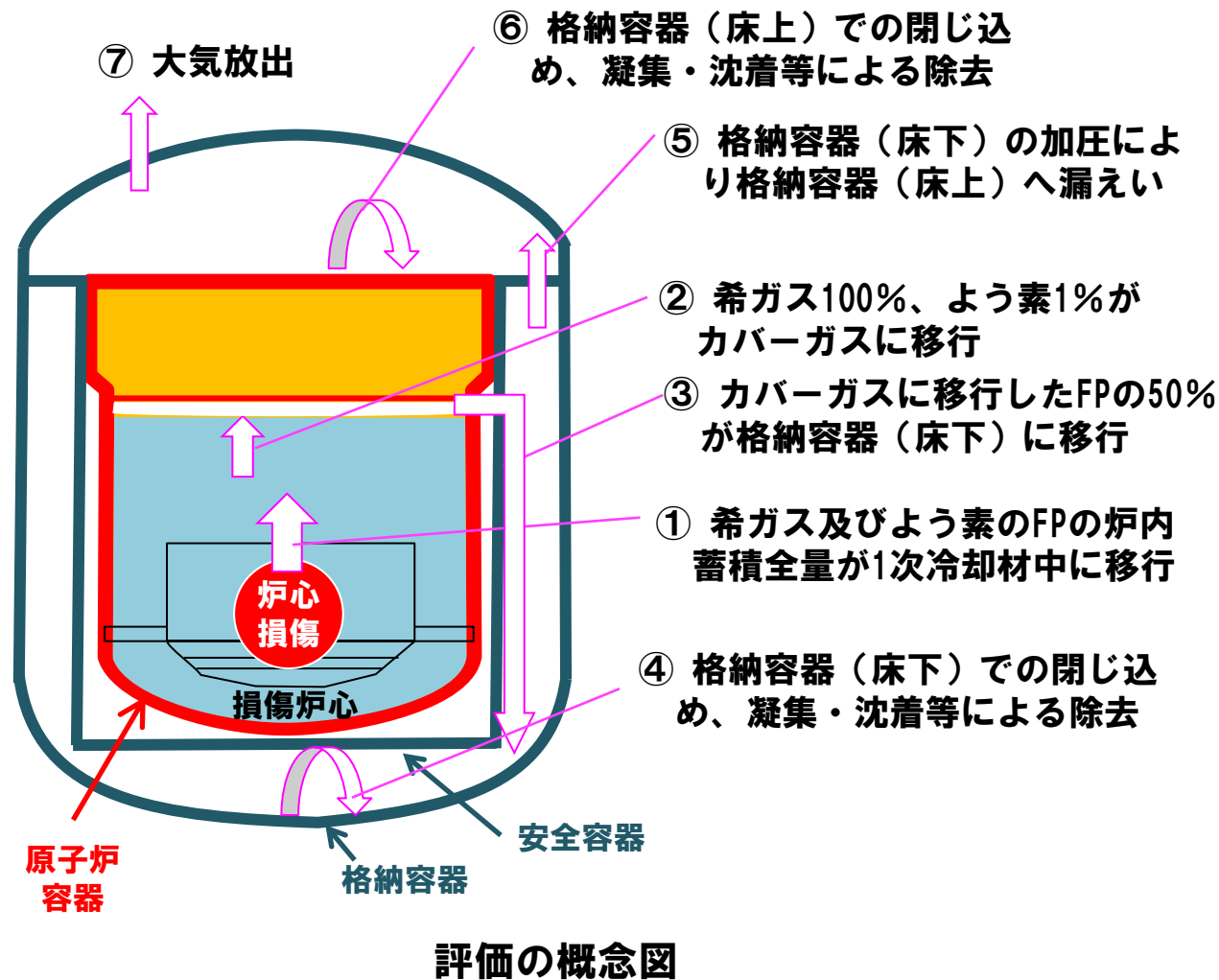


時間 (h)

## ULOF時の中央制御室における実効線量の評価

## 事象推移及び移行割合の概要

ULOF時の以下の事象推移及び移行割合に基づいて中央制御室の実効線量を評価する。



- ① ULOF時に炉心が損傷し、原子炉停止直後の希ガス及び揮発性FPの全量が冷却材中へ移行
- ② 冷却材中を上昇する際に、冷却材中でよう素の99%が捕獲され、よう素1%及び希ガス100%がカバーガス中へ移行
- ③ カバーガスに移行した希ガス及びよう素は、機械的エネルギーの発生前に、1次アルゴンガス系からの排気、冷却材ナトリウムへの重力沈降及び構造物への付着等により除去され、機械的エネルギー発生時には、希ガス50%及びよう素0.5%が格納容器 (床下) の安全板を通じて、格納容器 (床下) に移行すると想定
- ④～⑥ 崩壊熱による昇温、昇圧による格納容器 (床下) から格納容器 (床上)、格納容器 (床上) から大気へのFPの漏えい及び凝集・沈着等によるFPの除去について、CONTAIN-LMRで解析し、大気へのFPの漏えい量を計算
- ⑦ 地上高さから大気へ放出されたFPが中央制御室設置位置に拡散

## 主な評価条件の設定値等

	燃料→冷却材	冷却材→カバーガス	カバーガス→格納容器 (床下)	格納容器 (床下) → 格納容器 (床上) → 大気	大気→中央制御室設置場所への拡散
評価条件の設定	希ガス：100% よう素：100%	希ガス：100% よう素：1%	希ガス：50% よう素：50% [0.5%]	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散 (非常用換気設備等考慮せず)

注) [ ]内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

## 主な評価条件及び評価結果

炉心損傷後において、格納容器の機能が維持されている場合について、中央制御室設置位置における実効線量を評価した。評価に当たっては、被ばく経路、対象核種、気象等の条件は設計基準事故（DBA）の条件と同様とした。

中央制御室では、被ばく低減の観点から、建物による遮へい、換気設備の隔離、チャコールフィルタ付の半面マスク及び全面マスク等の保護具の着用等の防護措置が実施されるが、本評価では保守的な評価となるようこれらの防護措置は考慮しないこととした。また、保守的な評価となるよう、アニュラス部排気設備や主排気筒の機能を無視するとともに、格納容器漏えい率は設計値を使用している。

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	炉内蓄積量に対して希ガスは100%、よう素は実験的知見に基づき1%がカバーガスに移行し、機械的エネルギー発生時に、希ガス50%、よう素0.5%が格納容器（床下）に移行すると設定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析で求めた格納容器内圧力を用いて、格納容器漏えい率（保守的にDBAと同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析の結果から移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
○原子炉停止から放出開始までの時間	0時間
○環境中への実効放出継続時間	希ガス：2時間、よう素：10時間（中央制御室居住性評価では、実効放出継続時間を2時間と設定）
○放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）
○大気中拡散	気象指針（DBAと同じ）
○気象条件	DBAと同じ 中央制御室の位置（格納容器（ドーム部）からNE約20mの位置）のX/Q, D/Qを使用
○被ばく経路	外部被ばく（希ガスからのガンマ線）及び内部被ばく（よう素の吸入摂取）
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	小児（1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故と同じ）

## 格納容器外への放出量及び中央制御室における実効線量

	炉内蓄積量（Bq）	格納容器移行割合（%）	大気移行割合（%）	大気放出量（Bq）	実効線量（mSv）
希ガス	$1.3 \times 10^{18}$	50	- （格納容器漏えい率に基づき移行）	$1.7 \times 10^{15}$	2.5 ガンマ線による全身への実効線量
よう素 （I-131換算）	$1.9 \times 10^{17}$	0.5	0.02 [ $1 \times 10^{-4}$ ]	$1.9 \times 10^{11}$	2.3

注）[ ]内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。



# ULOF時の中央制御室の実効線量の評価（3/3）

## 冷却材ナトリウムからカバーガスへの放射性物質移行割合

燃料から放出された放射性物質が、冷却材ナトリウムを経由してカバーガス領域まで移行する割合については、米国、仏国、独国の炉外試験<sup>[1]</sup>における実験的知見に基づいて、移行割合を評価している。ナトリウム中のよう素及びセシウムの保持率に係る炉外試験の条件と「常陽」のULOFにおける機械的エネルギー発生時の条件を比較し、炉外試験における実験的知見を「常陽」に適用できることを確認した。

ナトリウムプール高さは「常陽」の方が高く、実験的知見を適用することは保守的である。また、ナトリウム温度は概ね同じであり、放出圧力も同じオーダーである。「常陽」の放射性物質と冷却材ナトリウムの比は試験条件の範囲内である。

以上より、炉外試験の知見は「常陽」に適用できると判断している。

### 【よう素に関する「常陽」条件と炉外試験条件の比較】

項目	「常陽」条件	FAUST2A試験 <sup>[1]</sup>	FAUST2B試験 <sup>[1]</sup>
ナトリウムプール高さ	4m	0.8m	1.1m
ナトリウム量	30,000kg	1.84kg	196kg
よう素量	1kg	6g	0.5～10g
よう素量/ナトリウム量	$3 \times 10^{-3}\%$	$3 \times 10^{-1}\%$	$3 \times 10^{-4} \sim 5 \times 10^{-3}\%$
温度	460℃	500℃	465℃
放出圧力	2MPa	1MPa	0.9MPa

### 【セシウムに関する「常陽」条件と炉外試験条件の比較】

項目	「常陽」条件	FAUST2A試験	FAUST2B試験
ナトリウムプール高さ	4m	0.8m	1.1m
ナトリウム量	30,000kg	1.84kg	161kg
セシウム量	1kg	0.7g	0.5～10g
セシウム量/ナトリウム量	$3 \times 10^{-3}\%$	$4 \times 10^{-2}\%$	$3 \times 10^{-4} \sim 6 \times 10^{-3}\%$
温度	460℃	500℃	465℃
放出圧力	2MPa	1MPa	0.9MPa

[1] G. Berthoud, et al., “Experiments on Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Aerosol Source Terms After Severe Accidents”, Nuclear Technology, 81, 257-277, 1988.