

**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） -**

**第59条（原子炉停止系統）に係る説明書**

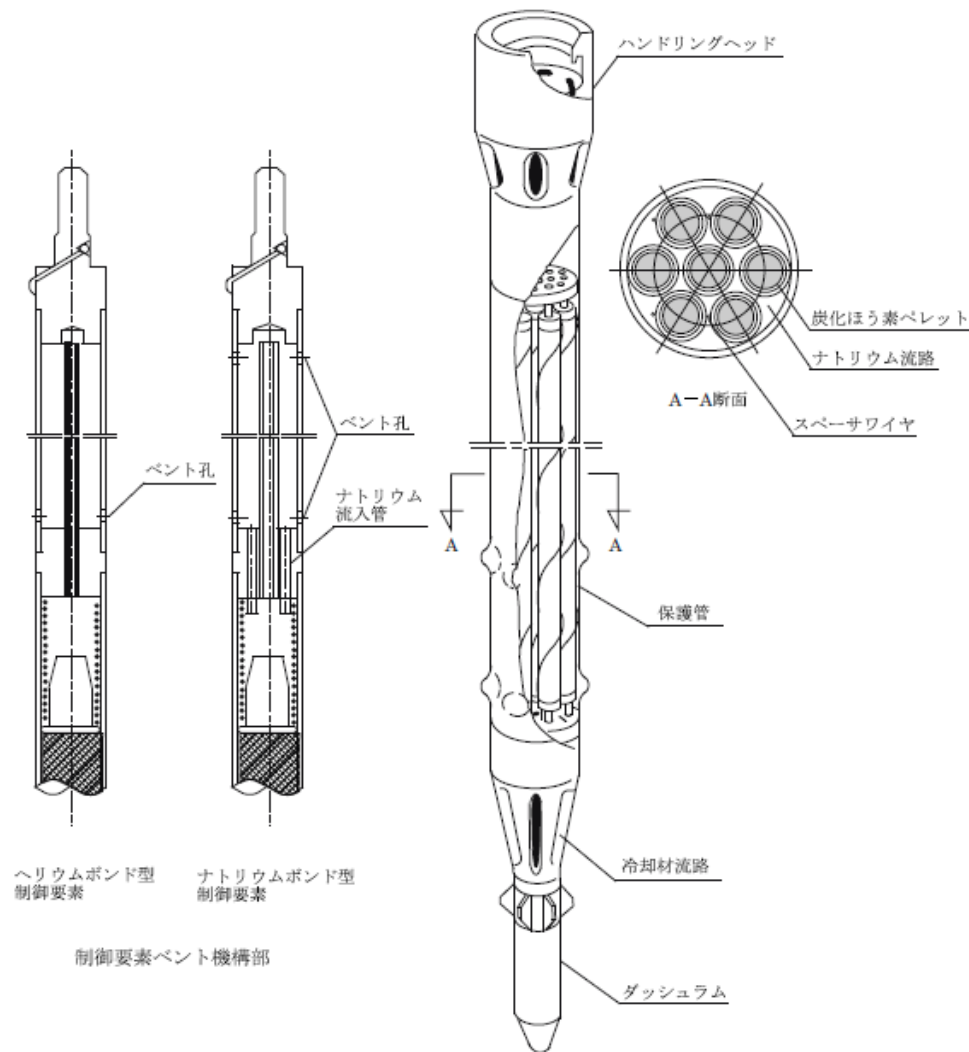
2020年12月1日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所  
高速実験炉部

# 説明概要

- **原子炉停止機能の信頼性について**
  - (1) **原子炉停止システムの構造概要**
  - (2) **原子炉停止システムの共通原因故障**
  - (3) **地震時の制御棒挿入性**
  
- **第53条に係る炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）について**
  - (1) **炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置並びに措置の有効性評価の概要**
  - (2) **炉心損傷防止措置の有効性評価**
  - (3) **格納容器破損防止措置の有効性評価**

- 独立した4式の制御棒及び制御棒駆動系を設置。  
制御棒4本を炉心第3列に配置。
- 独立した2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設置。  
後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置。
- 制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作。
- 中性子吸収材には炭化ほう素のペレットを使用。  
中性子吸収材有効長さ：約65cm  
核的寿命：10%（軸方向平均<sup>10</sup>B燃焼度）  
中性子吸収材充填部を、  
ヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、  
ナトリウム雰囲気とするナトリウムボンド型がある。



## 制御棒の構造

# 原子炉停止システムの構造概要（2/3）

・原子炉スクラム時には、保持電磁石励磁断により、制御棒がデラッチ。

制御棒は、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・挿入され、原子炉は停止（バネ加速重力落下方式）。

・後備炉停止系は、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計。

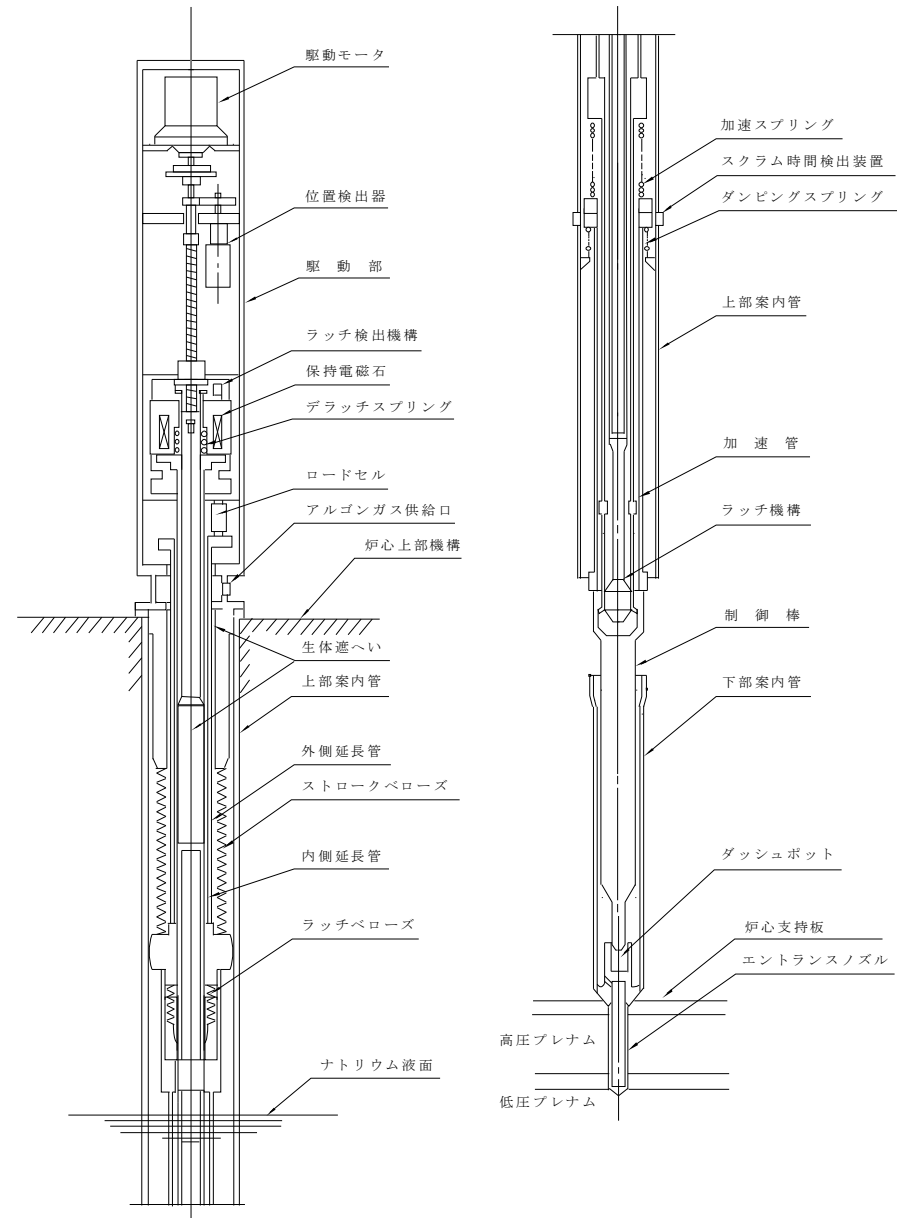
後備炉停止制御棒駆動系は、後備炉停止制御棒駆動機構、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管から構成（主炉停止系に同じ）。

・原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）の故障が発生した場合においても動作可能。

・スクラム時挿入時間は、保持電磁石励磁断から反応度価値90%挿入までが0.8秒以下となるように設計。

・制御棒及び後備炉停止制御棒は、基準地震動 $S_5$ の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるように設計。

・個々の制御棒及び後備炉停止制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能。

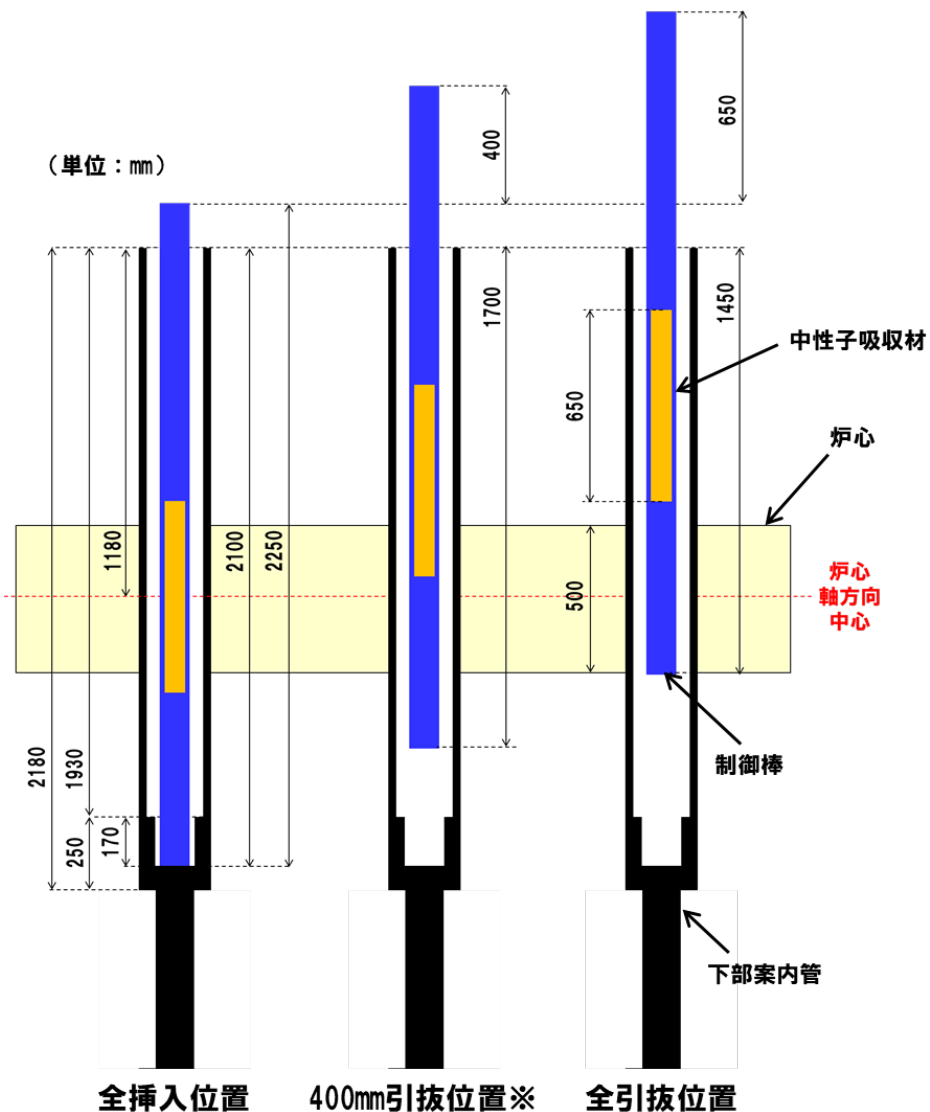


制御棒駆動系の構造

制御棒（後備炉停止制御棒含む。）  
の全引抜時にあっても、  
60%以上が下部案内管内部に位置



- 制御棒の下方に、制御棒の下降を阻害するものは存在しない。
- 下部案内管は、制御棒の落下・挿入をガイドする役割を果たす。



※定格出力運転サイクル初期（BOC）における位置に相当

制御棒と下部案内管の相対位置関係

# 原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（1/5）

## ① 原子炉トリップ信号

【設計基準】1種類の原子炉トリップ信号に対して、それぞれ独立した検出器を複数設けることで、原子炉トリップ信号発信に係る独立性及び多重性を確保。

【BDBA】設計基準事故対処設備とは別の検出器により、原子炉トリップ信号発信に係る多様性及び独立性を確保。

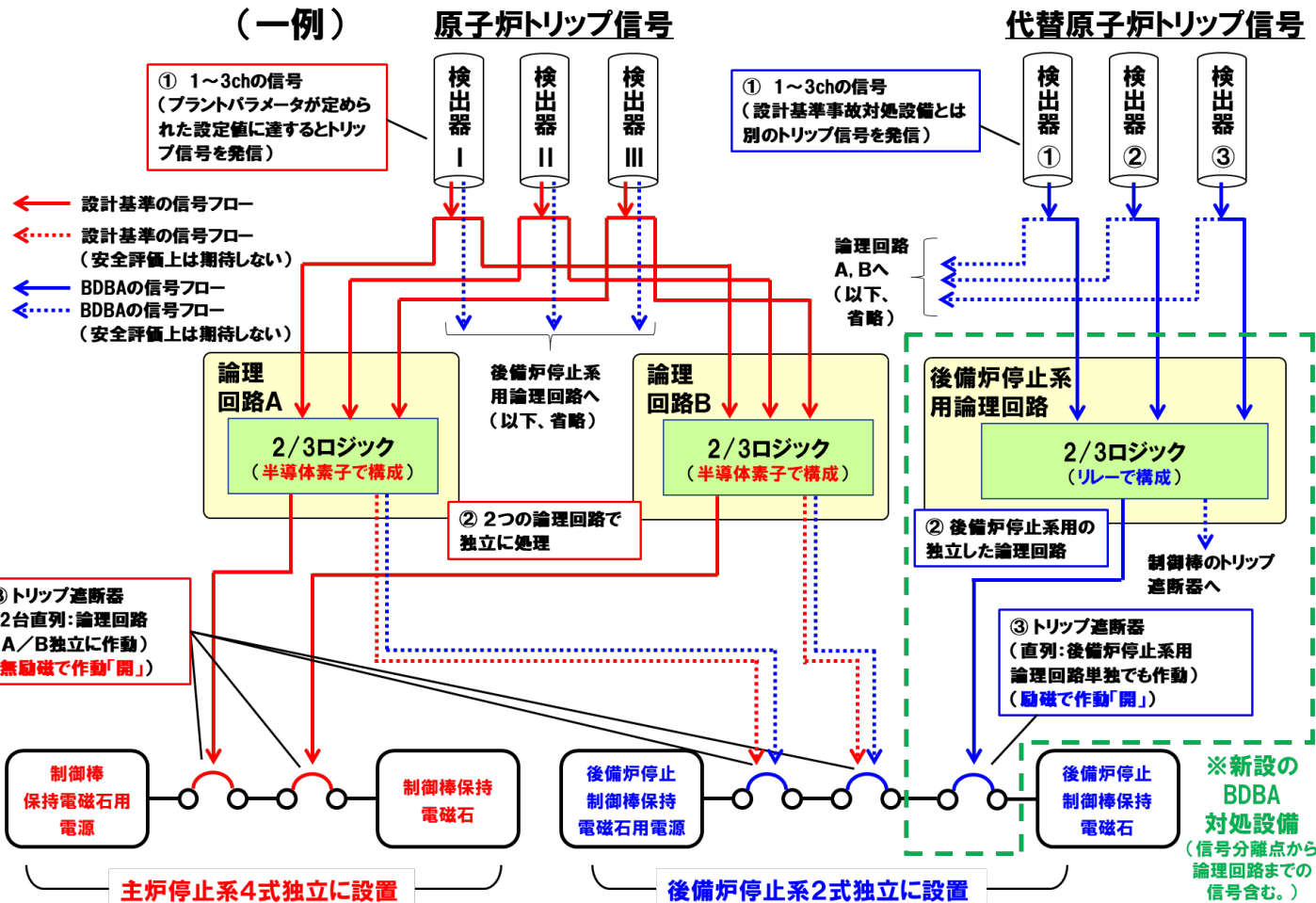
## ② 安全保護回路

【設計基準】原子炉保護系（スクラム）の論理回路は、それぞれ独立した2台を設けることで、ロジック回路の作動に係る独立性及び多重性を確保。

【BDBA】設計基準事故対処設備とは別の後備炉停止系用論理回路を設け、後備炉停止系用論理回路からのトリップ遮断器を設けることで、論理回路の動作に係る多様性及び独立性を確保。

## ③ 制御棒の急速挿入

制御棒等の保持電磁石用電源は、論理回路に対応してトリップ遮断器を設けることで、制御棒等の切離しに係る独立性及び多重性を確保。また、制御棒等の急速挿入に係る共通原因故障の防止対策を講じ、必要な信頼性を確保。



- 原子炉停止に係る施設は独立性及び多重性を確保しており、単一故障を想定しても、停止機能を喪失することはない、必要な信頼性を確保。
- 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故では、主炉停止系の反応度値の最も大きな制御棒一本が全引き抜き位置に固着した場合を想定し、主炉停止系のみで原子炉を安全に停止できることを確認。
- BDBAでは、後備炉停止系の急速挿入のみで炉心損傷を防止できることを確認。

※ 「BDBA」：多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

# 原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（2/5）

## －原子炉トリップ信号の多様化の確保－

- 設計基準事故対処設備として考慮した原子炉トリップ信号※2の発信失敗を想定したとしても、残された既設の原子炉トリップ信号を活用することにより、選定した異常事象の全てに対して独立で多様な代替原子炉トリップ信号※4を確保。

既設の原子炉保護系の作動項目	過渡・事象※1	設計基準事故対処設備 (原子炉トリップ信号※2)	BDBAの事象Gr※3	BDBA対処設備 (代替原子炉トリップ 信号※4)	第3信号
中性子束高（出力領域）	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き 出力運転中の制御棒の異常な引抜き 主冷却器空気流量の増大	中性子束高（出力領域）	過出力時原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	手動スクラム
中性子束高（中間領域／起動領域）	—	—	—	—	—
炉周期短（中間領域／起動領域）	—	—	—	—	—
原子炉出口冷却材温度高	—	—	—	—	—
原子炉入口冷却材温度高	主冷却器空気流量の減少 2次冷却材漏えい事故 主送風機風量瞬時低下事故	原子炉入口冷却材温度高	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
1次冷却材流量低	1次冷却材流量減少 1次主循環ポンプ軸固着事故	1次冷却材流量低	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	原子炉出口冷却材温度高、手動スクラム
2次冷却材流量低	2次冷却材流量減少 2次主循環ポンプ軸固着事故	2次冷却材流量低	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
炉内ナトリウム液面低	1次冷却材漏えい事故	炉内ナトリウム液面低	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	原子炉出口冷却材温度高、手動スクラム
炉内ナトリウム液面高	—	—	—	—	—
1次主循環ポンプトリップ	—	—	—	—	—
2次主循環ポンプトリップ	—	—	—	—	—
電源喪失	外部電源喪失	電源喪失	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
手動スクラム	—	—	—	—	—

※1：原子炉保護系の作動設定値に至らないものを除く

※2：既設の原子炉トリップ信号のうち、設計基準事故対処設備として考慮（「過渡変化の解析」及び「事故経過の解析」において考慮）する信号

※3：原子炉停止機能の喪失を想定する事象Grに対して整理

※4：既設の原子炉トリップ信号のうち炉心損傷防止措置として考慮する信号

# 原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（3/5）

分類		具体的な故障例	防止対策
内的事象	機械的要因	<ul style="list-style-type: none"> <li>・マグネットケース固着</li> <li>・内側延長管／ラッチペローズ固着</li> <li>・ラッチ機構固着</li> <li>・加速スプリング固着／加速管干渉（自重による落下）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実績に基づく構造信頼性の確保</li> <li>・使用前の検査等による性能確認</li> </ul>
	熱的・化学的要因	<ul style="list-style-type: none"> <li>・変形による可動部固着</li> <li>・ナトリウム凝固による可動部固着</li> <li>・腐食／侵食による可動部固着</li> <li>・スエリングによる可動部固着</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・製作時の材料管理／寸法管理</li> <li>・間隙部へのナトリウム凝固防止設計</li> <li>・高温配置によるナトリウム凝固防止設計</li> <li>・ナトリウム純度管理</li> <li>・照射量管理</li> </ul>
	電氣的・磁氣的要因	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保持電磁石励磁断失敗</li> <li>・電磁石の保持力低減失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保持電磁石励磁断の多重化</li> <li>・保持電磁石の適切な設計</li> <li>・使用前の検査等による性能確認</li> <li>・フェイルセーフ設計</li> </ul>
	設計・製作時のエラー	<ul style="list-style-type: none"> <li>・材料不適合、機械／電気品不良</li> <li>・寸法公差逸脱、溶接欠陥、組立不良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実績に基づく設計・製作の信頼性の確保</li> <li>・使用前の検査等による性能確認</li> </ul>
	保守・補修時のエラー	<ul style="list-style-type: none"> <li>・整備不良、交換品不良、組立不良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実績に基づく保守・補修の信頼性の確保</li> <li>・使用前の検査等による性能確認</li> </ul>
外的事象	地震	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震による制御棒挿入阻害</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震時の挿入性を確保</li> </ul>
	その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象（地震以外）による制御棒挿入阻害</li> <li>・自然現象による外部電源喪失</li> <li>・自然現象による外部火災他</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外殻施設（建物）による防護</li> <li>・フェイルセーフ設計</li> </ul>



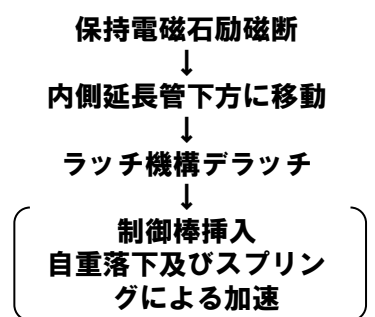
# 原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障 (4/5)

・ 制御棒には各々制御棒駆動系を設けることで独立性を確保。

→ 制御棒の挿入に係る多重性を確保。

・ バネ加速重力落下方式では、延長管から制御棒をデラッチすることで、制御棒を落下・挿入。

→ 制御棒の挿入は、自重落下及びスプリング加速により、信頼性を向上（自重落下のみでも炉心損傷に至ることなく原子炉を停止可能）。

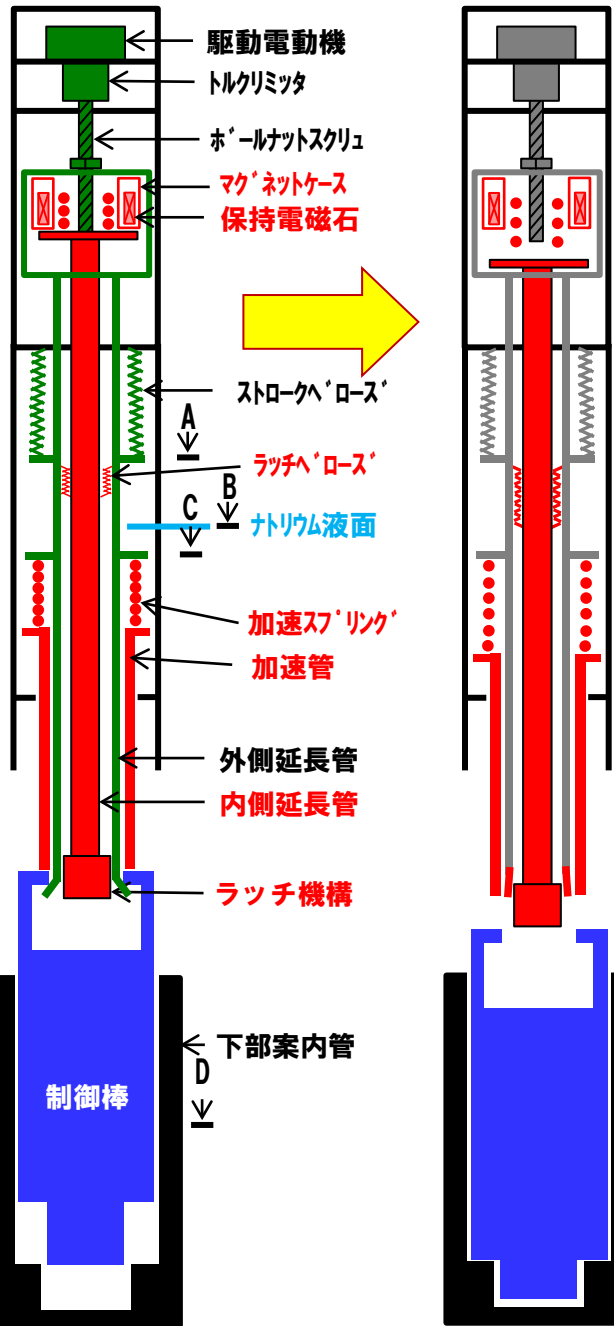


マグネットケースの固着、保持電磁石励磁断失敗

内側延長管/ラッチ機構の固着

加速スプリングの固着、加速管の干渉

ラッチ機構の固着



・ ナトリウム液面上部でのナトリウム（化合物を含む。）の付着による固着。

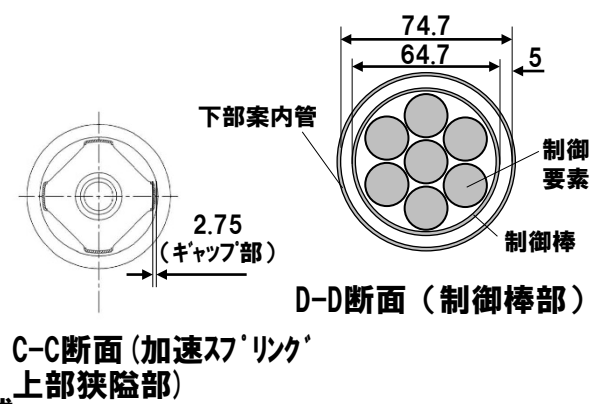
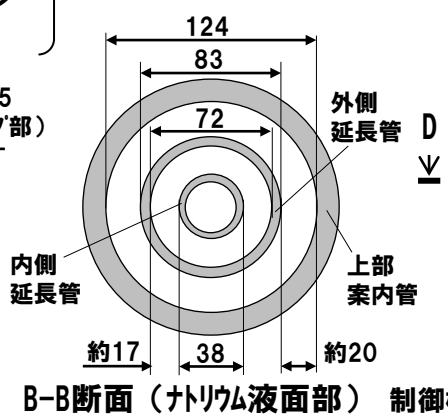
→ ナトリウム液面 (B断面) 近傍に狭隘部を設けず、液面近傍に付着しない構造。

→ ペローズでバウンダリを構成し、ペローズ内にナトリウムが侵入しない構造。また、ペローズ外の狭隘部 (A断面) は高温環境により、付着を防止。

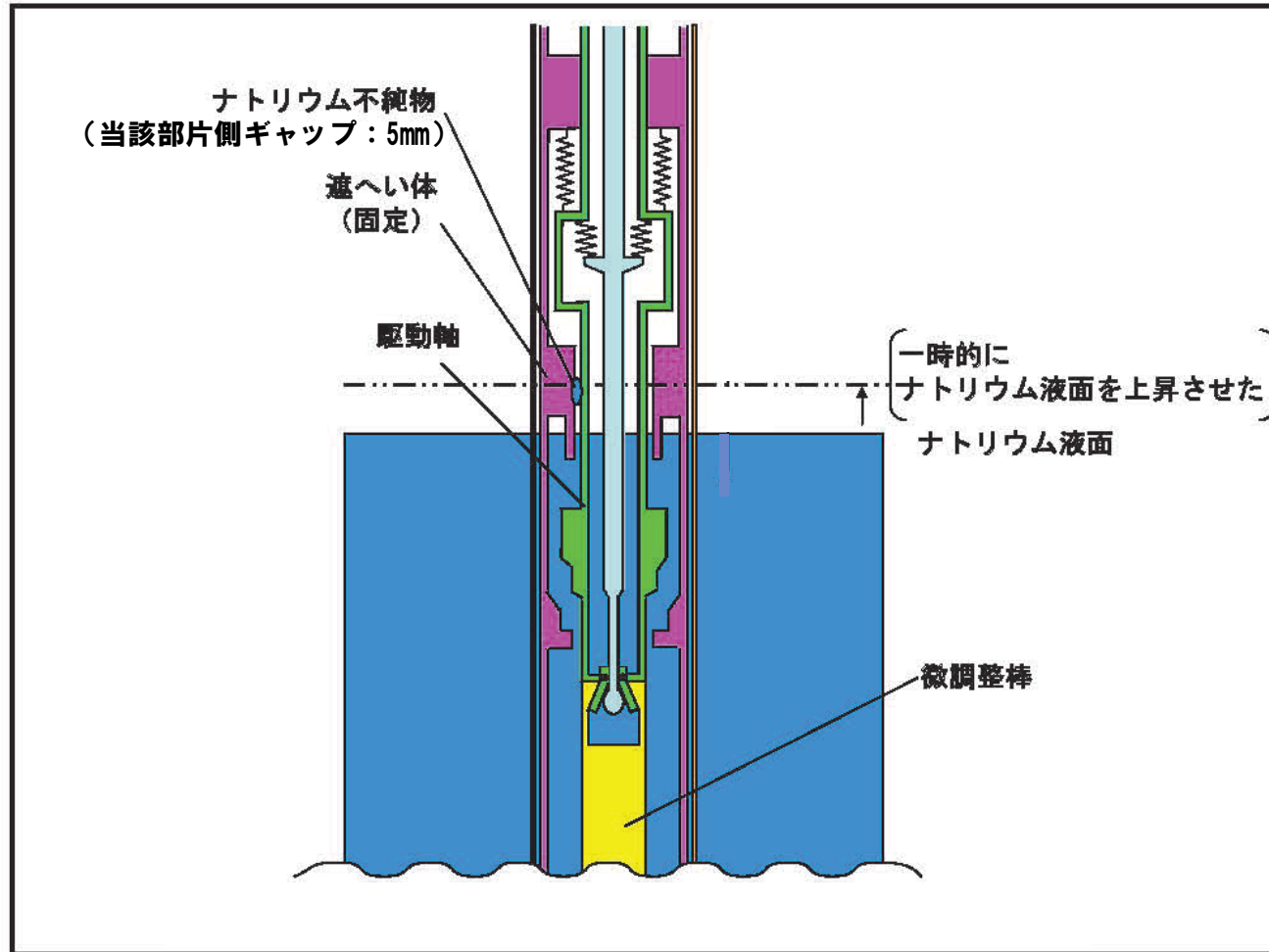
・ ナトリウム中の異物の侵入による固着。

→ 下部案内管と制御棒間 (D断面) への異物の侵入は生じ難く、かつ、下部案内管によるガイドにより、異物による固着は生じ難い。

→ 上部案内管内の狭隘部 (C断面) に異物が閉塞すると駆動機構の動作に異常が生じる可能性があるが、出力調整時に検知可能であり、また、制御棒切り離しによる急速挿入機能に影響はない。



バネ加速重力落下方式



「もんじゅ」における微調整棒駆動機構の荷重増加事象

- 「常陽」では以下の対策により、同様の事象の発生を防止
  - ナトリウム液面近傍に狭隘部を設けない設計
  - 狭隘部はナトリウム液中及びカバーガス中の高温部に設け、固着を防止する設計
  - ナトリウムの純度を適切に管理し、ナトリウム不純物の付着による影響を防止

# 地震時の制御棒挿入性 (1/5)

## — 概要 —

### ●地震時の制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入機能に対する設計方針

制御棒又は後備炉停止制御棒（制御棒又は後備炉停止制御棒を収納する下部案内管を含む。）及び制御棒又は後備炉停止制御棒をラッチする上部案内管（上部案内管に連結される駆動機構を含む。）の地震時に生じる水平方向の相対変位を考慮しても、制御棒又は後備炉停止制御棒のスクラム時挿入時間（保持電磁石励磁断から反応度価値 90 %挿入まで）が規定時間（0.8秒）以内になるよう設計する。

### ●基準地震動に対する制御棒挿入性評価

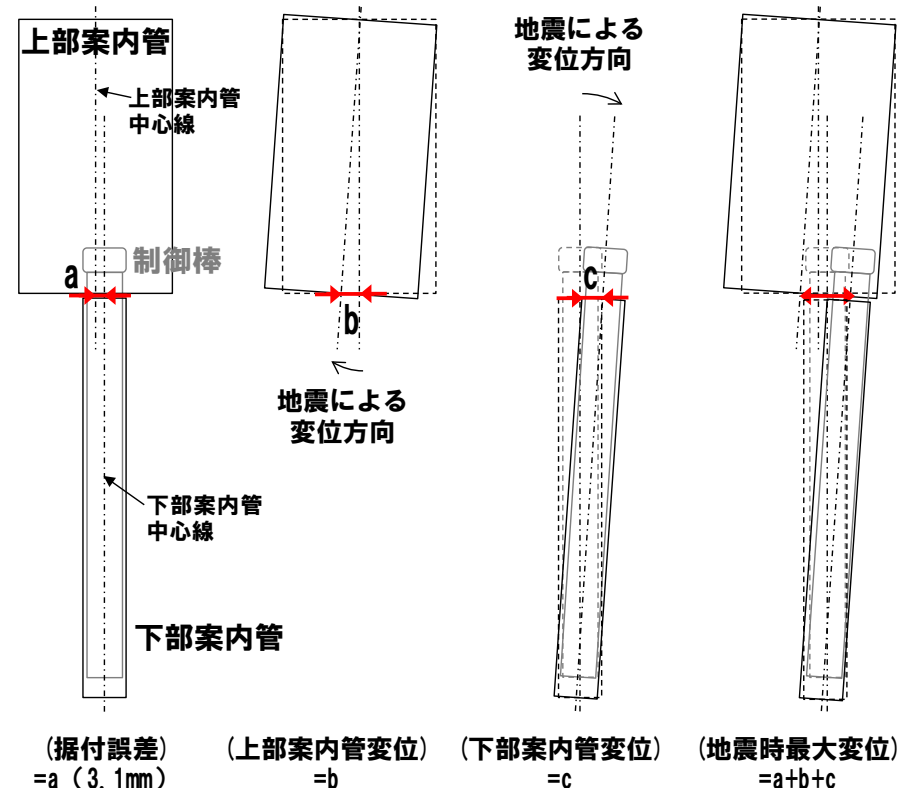
以下の2つの評価を実施する。

#### (1) 静的条件での制御棒挿入性評価

基準地震動 $S_s$ に対して上部案内管と下部案内管の地震時最大変位量（右図）を評価し、その相対変位量が35mm以下であることを確認する。

#### (2) 動的条件での制御棒挿入性評価

機構解析により、衝突による摩擦抵抗を考慮してもスクラム時挿入時間が規定時間以内となることを確認する。

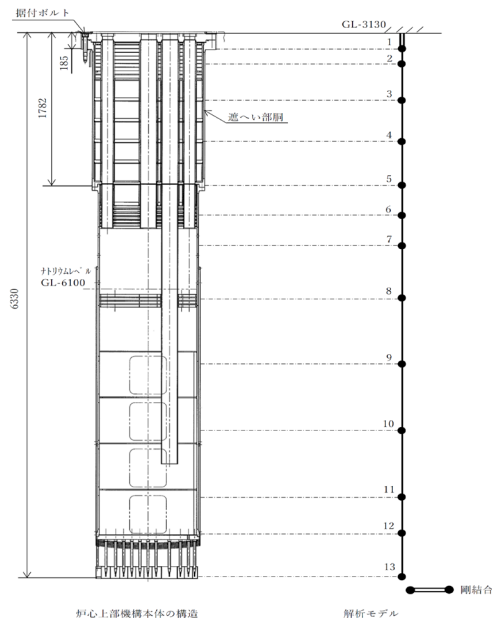


# 地震時の制御棒挿入性 (2/5)

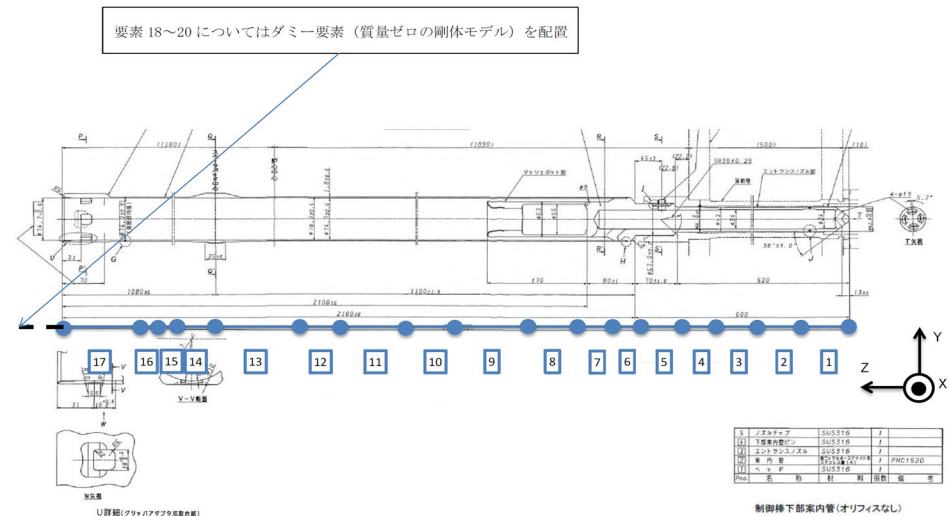
## — 静的条件での制御棒挿入性評価 (1) 解析条件 —

### ●変位量評価の解析条件

	上部案内管	下部案内管
解析対象	炉心上部機構	全炉心 (群振動解析)
解析コード	FINAS (ver. 21.3)	Revian-3D (v8.2)
固有値解析	1次8.4Hz、2次39.9Hz	1次6.7Hz、2次46.7Hz、3次129.2Hz
減衰定数	1.0% (Rayleigh型比例減衰)	3% (1次)、15% (2次、3次)
加振波	建物地下中1階床応答 (加速度) ※NS方向、EW方向それぞれ解析	炉心支持板応答 (加速度) ※NS+EW+UDの3次元解析



FINAS解析の炉心上部機構モデル



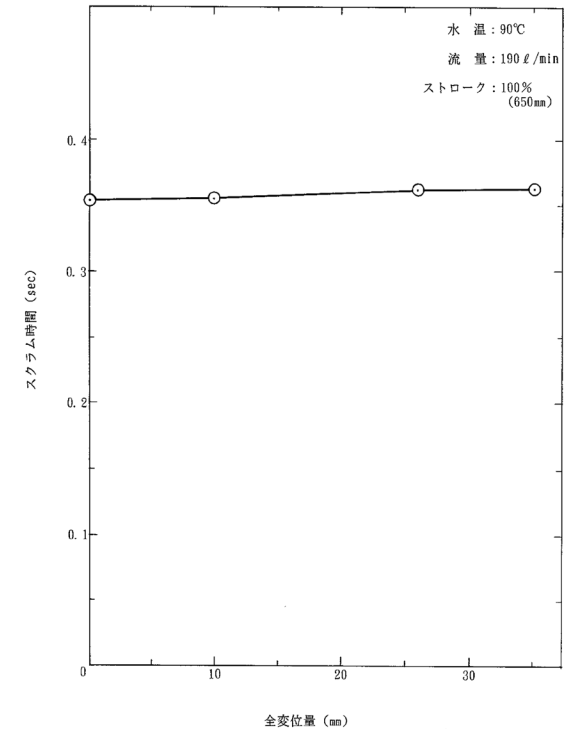
Revian-3D解析の下部案内管モデル

## 地震時の制御棒挿入性 (3/5)

### —静的条件での制御棒挿入性評価 (2) 評価結果—

#### ●最大相対変位量評価結果

	上部案内管 最大変位 (mm) (NS+EW)	下部案内管 最大変位 (mm) (NS+EW)	据付誤差 (mm)	最大相対 変位量 (mm)
Ss-D	6.4	14.4	3.1	23.9
Ss-1	14.5	12.9	3.1	30.5
Ss-2	11.5	14.2	3.1	28.8
Ss-3	7.0	13.3	3.1	23.4
Ss-4	8.4	11.2	3.1	22.7
Ss-5	9.2	10.4	3.1	22.7



水中スクラム試験結果

(実機ナトリウム環境を模擬する水温及び流量を設定)

#### ●基準地震動Ssの地震に対する挿入性

- ・水中における実規模大モックアップ試験では、スクラム時間は35mmまでの相対変位量においてほぼ一定の値となっており、スクラム時挿入時間への影響がないことを確認している。
- ・位相を考慮せずにそれぞれの最大変位量を保守的に足し合わせた場合でも、基準地震動による最大相対変位量は最大でも30.5mm (Ss-1) で、スクラム試験の結果から0.8秒以内の挿入性が確認されている35mmを超えない。

# 地震時の制御棒挿入性 (4/5)

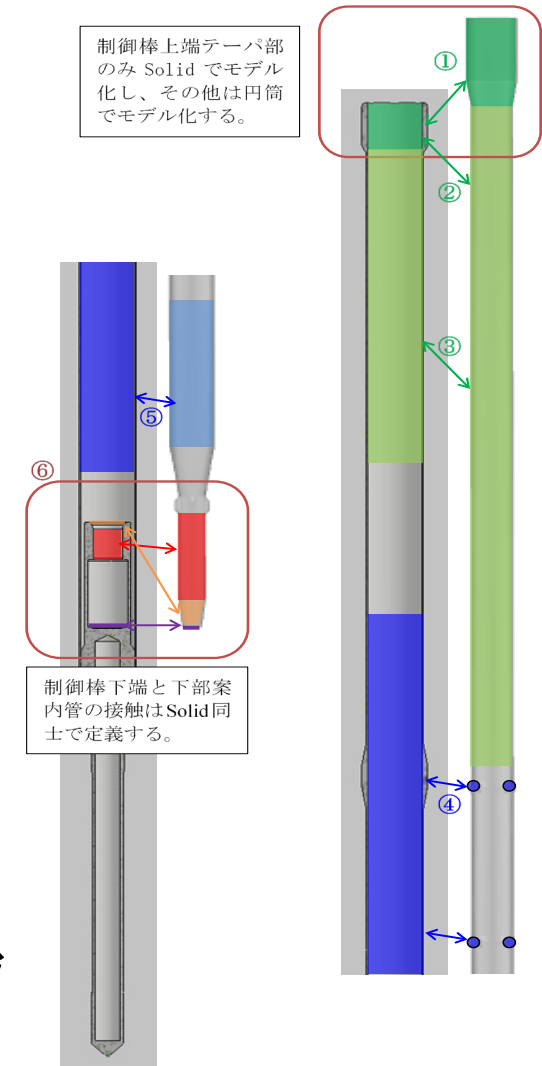
## —動的条件下での制御棒挿入性評価(1)解析条件—

### ●機構解析

- 解析コード：ADAMS (ver. 2019) ※衝突や摩擦等を模擬した機構解析
- モデル 制御棒、下部案内管：形状模擬した剛体  
上部案内管：単純円筒  
加速管：円筒構造
- 接触条件：接触箇所における衝突剛性・衝突減衰は各部位の衝突合成・衝突減衰の直列ばねとして計算

	剛性 (N/mm)	減衰 (Ns/mm)
①	$1.6 \times 10^4$	$9.0 \times 10^{-1}$
②	$5.7 \times 10^3$	$1.7 \times 10^{-1}$
③	$3.8 \times 10^3$	$1.0 \times 10^{-1}$
④	$3.8 \times 10^3$	$1.0 \times 10^{-1}$
⑤	$7.1 \times 10^3$	$2.0 \times 10^{-1}$
⑥	$2.2 \times 10^4$	$2.1 \times 10^0$

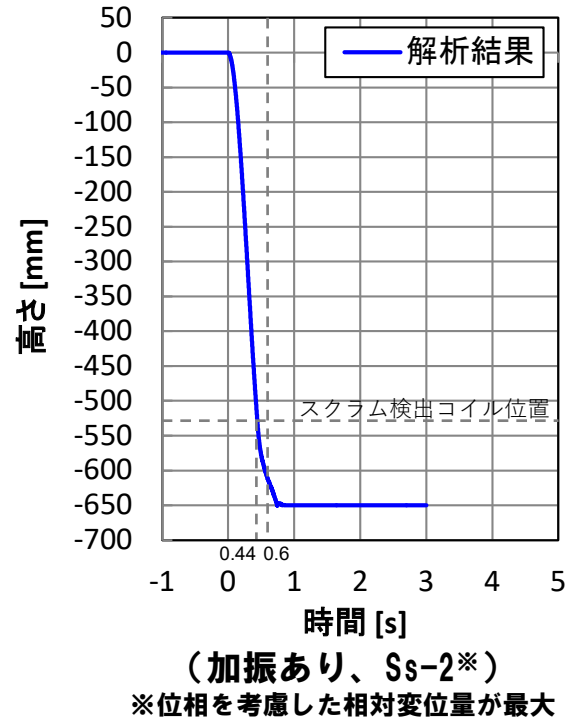
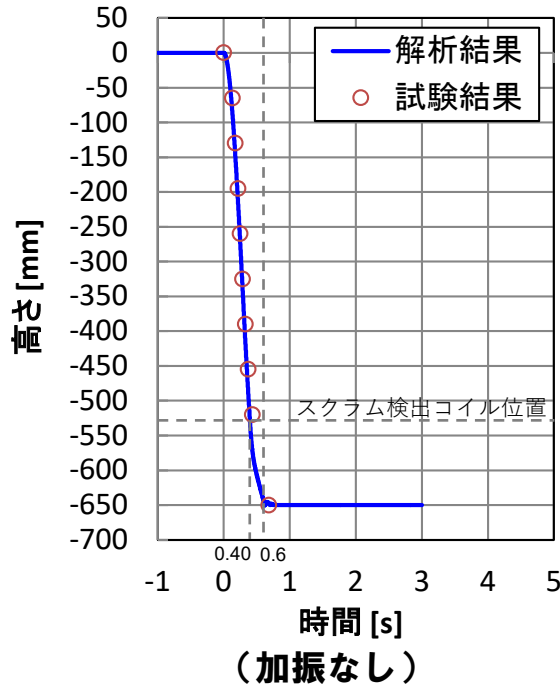
- 加振条件：上部案内管下端、下部案内管上端、炉心支持板
- 解析タイミング：最大相対変位が生じるタイミング



# 地震時の制御棒挿入性 (5/5)

## —動的条件での制御棒挿入性評価 (2) 評価結果—

### ●スクラム時間評価結果



	スクラム時間 (スクラム検出コイル位置に 到達するまでの時間)
加振なし	0.40
加振あり	0.44

スクラム検出コイル位置：-530mm  
(制御棒反応度値で 90 %挿入とな  
る位置は約-512mm)

※	上部案内管-下部 案内管の最大相 対変位量 (mm)	据付誤差 (mm)	最大相対変位 量 (mm)
Ss-D	12.8	3.1	15.9
Ss-1	17.2	3.1	20.3
Ss-2	17.3	3.1	20.4
Ss-3	11.8	3.1	14.9
Ss-4	13.6	3.1	16.7
Ss-5	14.3	3.1	17.4

### ●基準地震動Ssの地震に対する挿入性

- ・機構解析ではスクラム試験結果をよく再現している。
- ・加振の影響はほとんどなく、加振時でもスクラム時間は0.5秒以内。
- ・保持電磁石励磁断からデラッチリミットスイッチ作動までの時間を0.2秒として（スクラム時間が0.6秒以内）、基準地震動時でも制御棒は規定時間内に挿入される。

## 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の方針

### ■ 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。



## 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要

事象Gr	評価事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置
ULOF	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	代替原子炉トリップ信号、 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	<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                1次主冷却系：強制循環冷却                2次主冷却系：自然循環冷却</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>
	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		

## **炉心損傷防止措置の有効性評価**

## 炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目

- 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（2650℃）以下であること。
  - ② 被覆管最高温度が熱設計基準値（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且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。

# ULOFの炉心損傷防止措置の有効性評価（1/3）

## 1. 対象事象

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号「電源喪失」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. 解析コード

Super-COPD

## 4. 主な解析条件

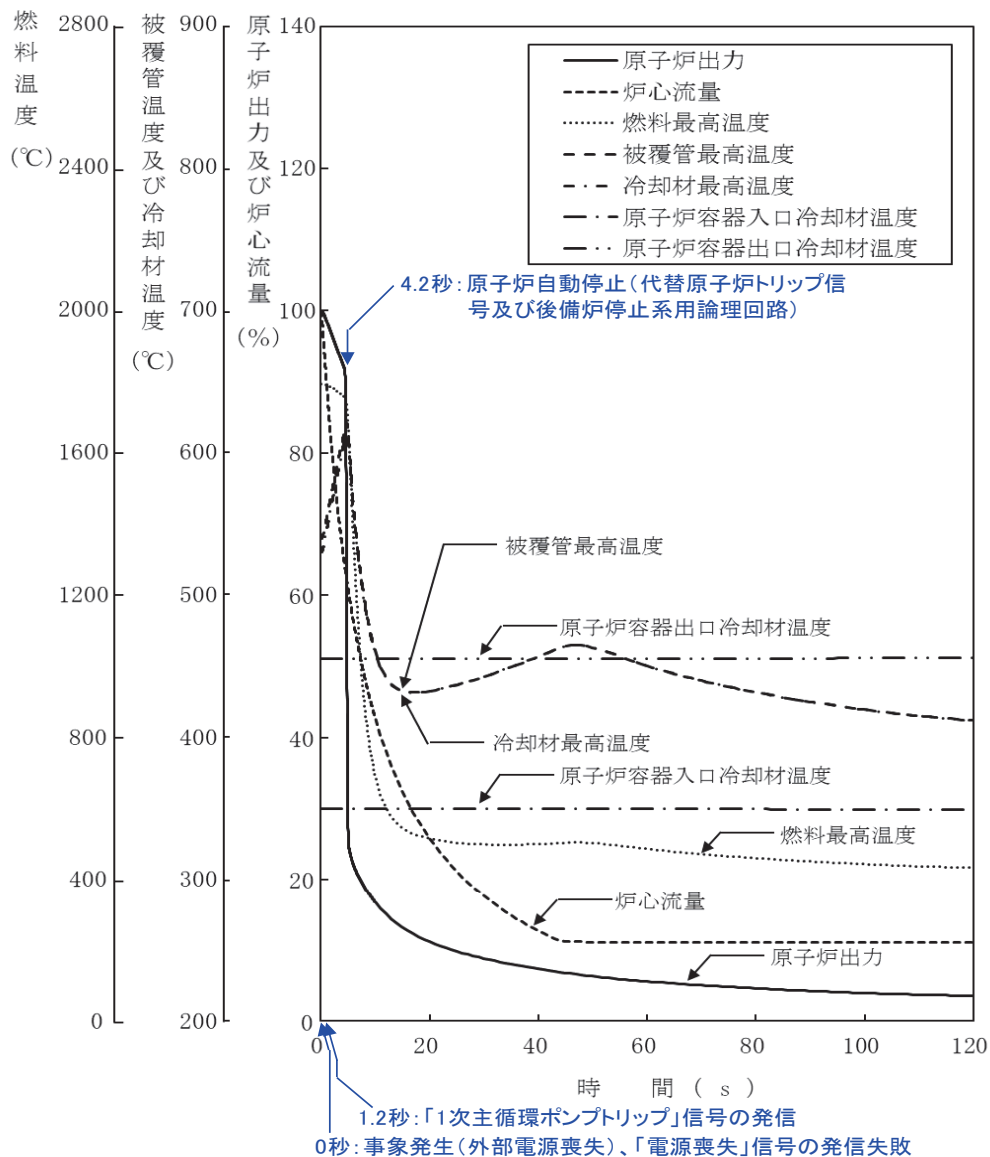
(1) 反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の反応度投入速度、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用。

### (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	外部電源喪失 →1次主循環ポンプトリップ（A・Bループ）→2次主循環ポンプトリップ（A・Bループ） →主冷却機主送風機トリップ（A・Bループ）  →「電源喪失」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1800	約1800	2650
被覆管最高温度	約540	約630	840
冷却材最高温度	約530	約620	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

# ULOFの炉心損傷防止措置の有効性評価（3/3）

## 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1800	約1800	2650
被覆管最高温度	約540	約630	840
冷却材最高温度	約530	約620	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**

## 格納容器破損防止措置の有効性評価に関わる 「常陽」の安全特性

- 「常陽」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
  - ✓ 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、被覆管、冷却材最高温度が熱設計基準値（それぞれ2,650、840、910℃）以下
  - ② 被覆管の累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下
  - ③ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下
2. 炉心の著しい損傷に至った場合の炉心物質の炉内閉じ込め
  - ① 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。
  - 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。

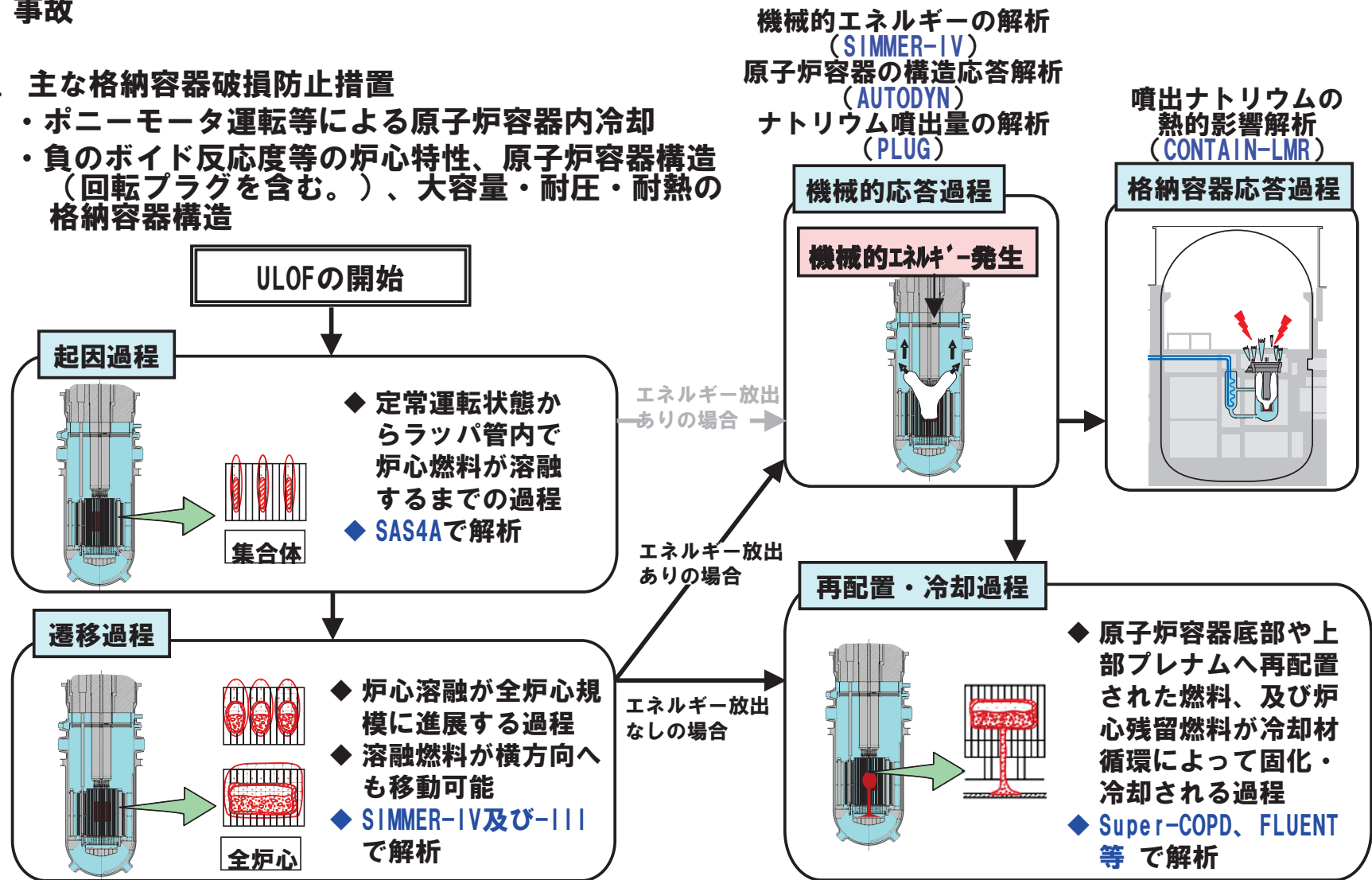
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 解析評価の流れ

## 1. 対象事象

外部電源喪失と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

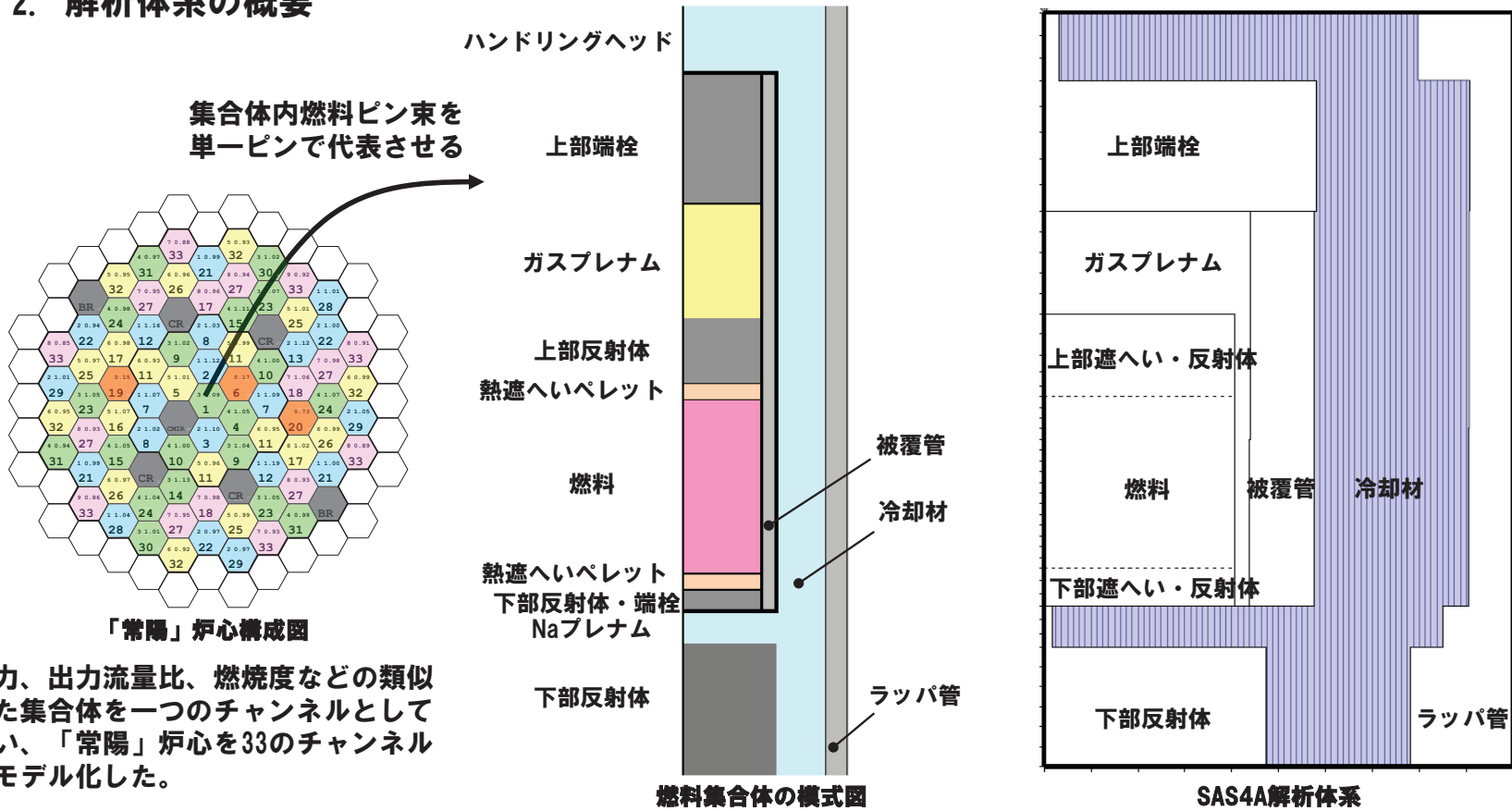
- ・ ポニーモータ運転等による原子炉容器内冷却
- ・ 負のボイド反応度等の炉心特性、原子炉容器構造（回転プラグを含む。）、大容量・耐圧・耐熱の格納容器構造



# ULOF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. 解析コード SAS4A

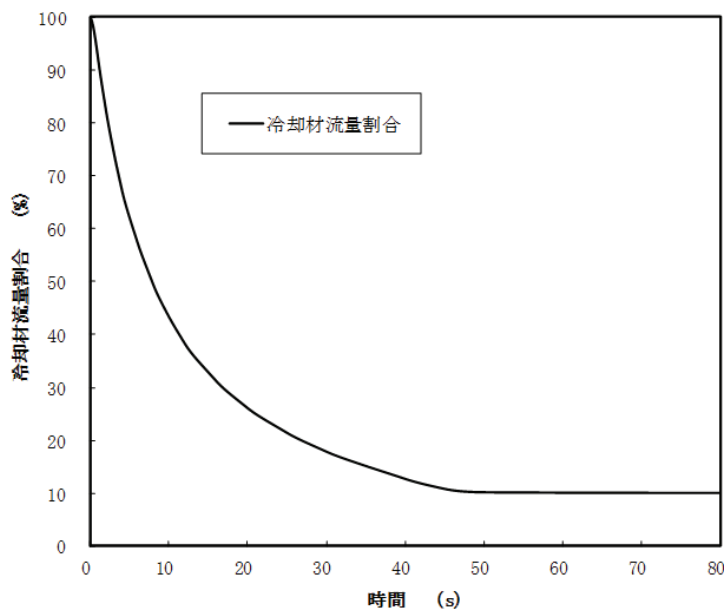
## 2. 解析体系の概要



# ULOF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

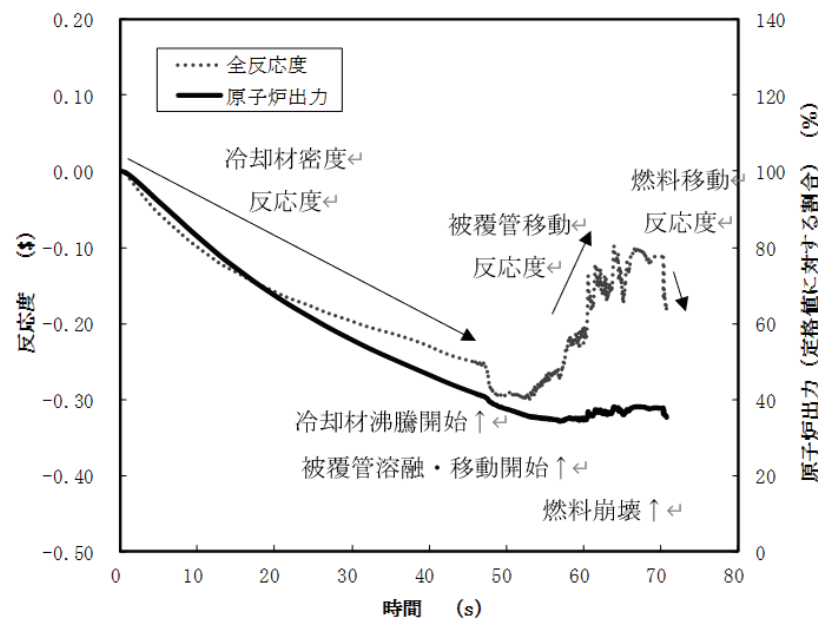
- 外部電源が喪失し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、ポニーモータによる低速運転に引継がれる。
- 解析対象は起因過程（事故の開始からラッパ管内で炉心燃料が溶融する過程）で、ラッパ管の溶融貫通までを解析する。



主循環ポンプ停止に伴う冷却材流量減少の推移

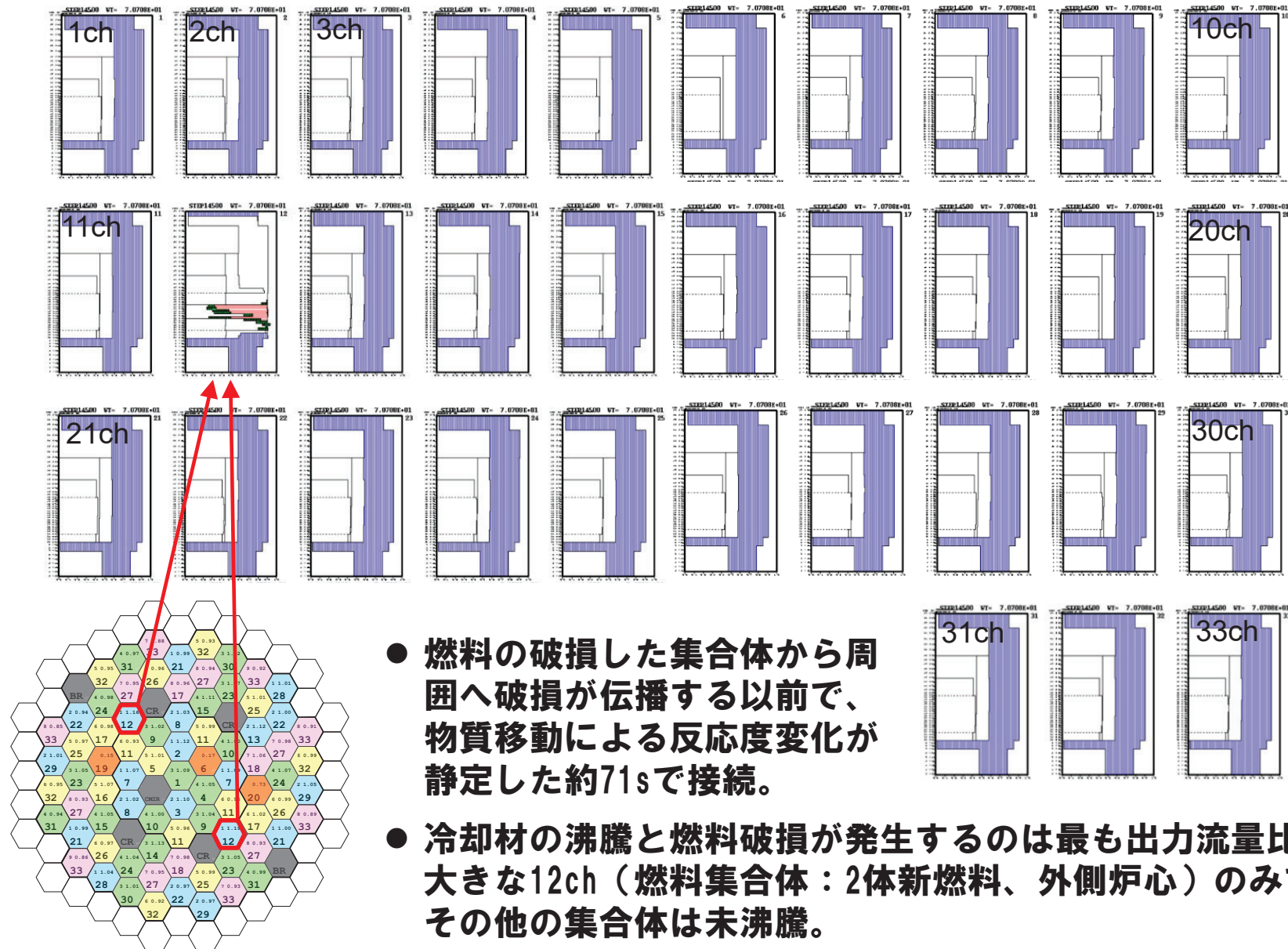
### 4. 主な解析結果

- 冷却材流量が減少し、出力／流量比の最も大きい集合体で冷却材が沸騰し、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。



出力及び反応度の推移

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程 (SAS4A) → 遷移過程 (SIMMER-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71sで接続。
- 冷却材の沸騰と燃料破損が発生するのは最も出力流量比の大きな12ch（燃料集合体：2体新燃料、外側炉心）のみで、その他の集合体は未沸騰。

# ULOF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。

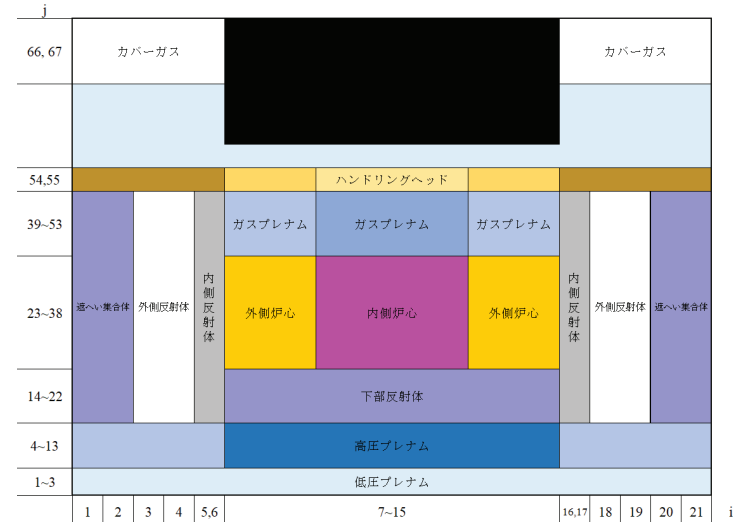
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析手法及び解析体系

## 1. 解析コード SIMMER-IV

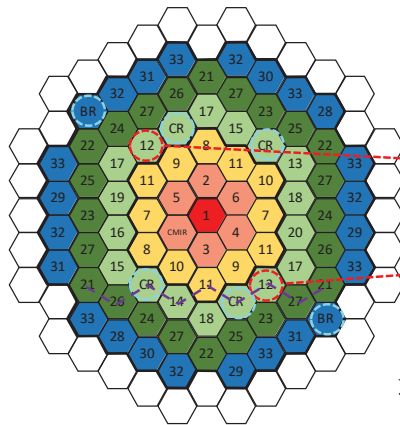
## 2. 基本ケース解析体系の概要

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

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

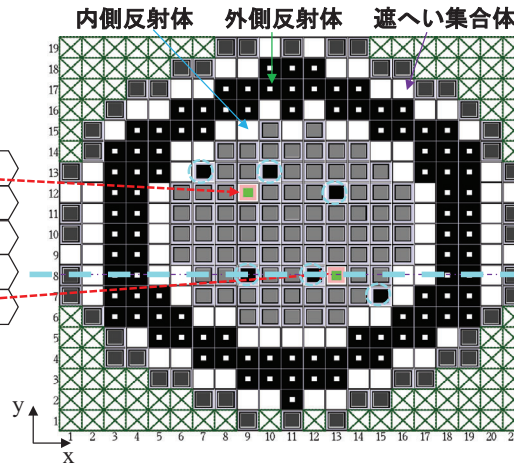


○: 制御棒下部案内管及び  
後備炉停止制御棒下部案内管

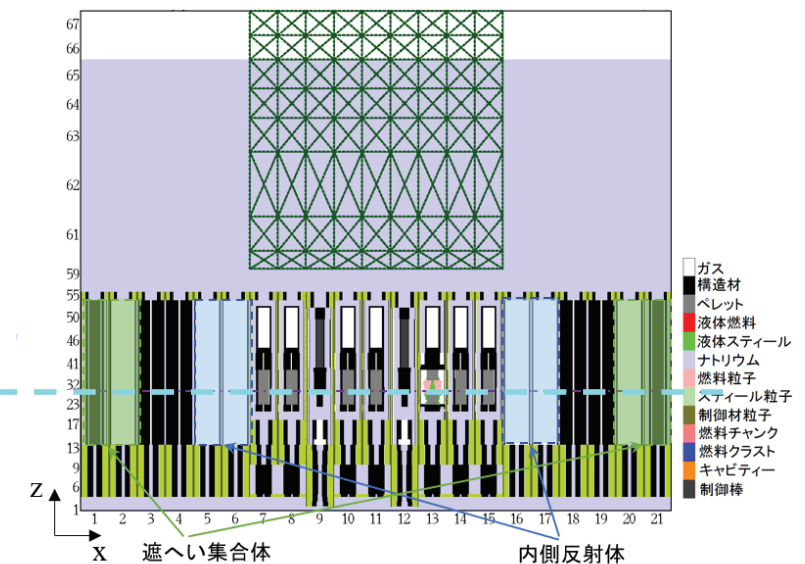


「常陽」炉心構成

⊗: 計算除外セル



SIMMER-IV計算体系：炉心水平断面図



SIMMER-IV計算体系：炉心鉛直断面図

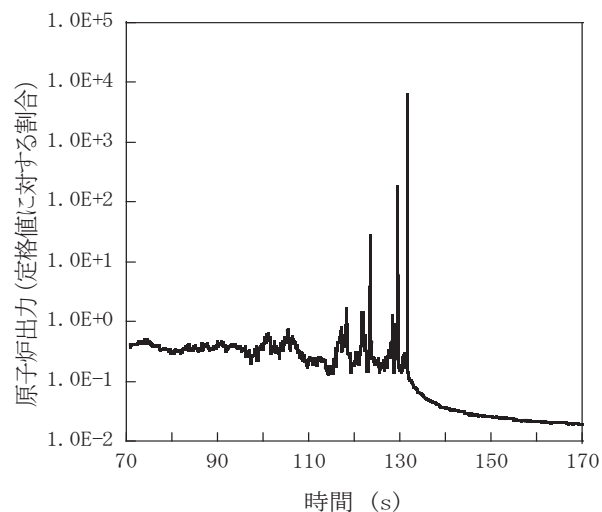
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析条件及び解析結果

## 3. 主な解析条件

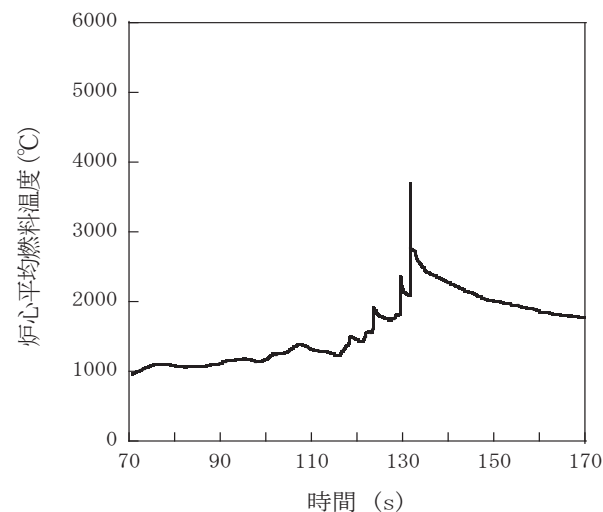
- B型及びC型照射燃料集合体は同一リングに装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 被覆管が溶融した時点もしくは燃料ペレットがsolidus温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 損傷燃料のスエリングは考慮せず100%密度で沈降するものとする。
- これらの条件は燃料インベントリを増加し、燃料凝集を促進する保守的な想定である。

## 4. 基本ケースの主な解析結果

- 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100秒前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115秒から反応度と出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。数回のパルス状の出力変化を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷する。
- 損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻129秒に初めて反応度が即発臨界を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻131秒に即発臨界を超過する。この即発臨界超過による炉心平均燃料温度の最大値は約3,700°Cである。
- その後、径方向反射体領域の集合体間ギャップへ炉心燃料の約30%が流出し、深い未臨界(-200\$以下)となる。その後は再び反応度が正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。



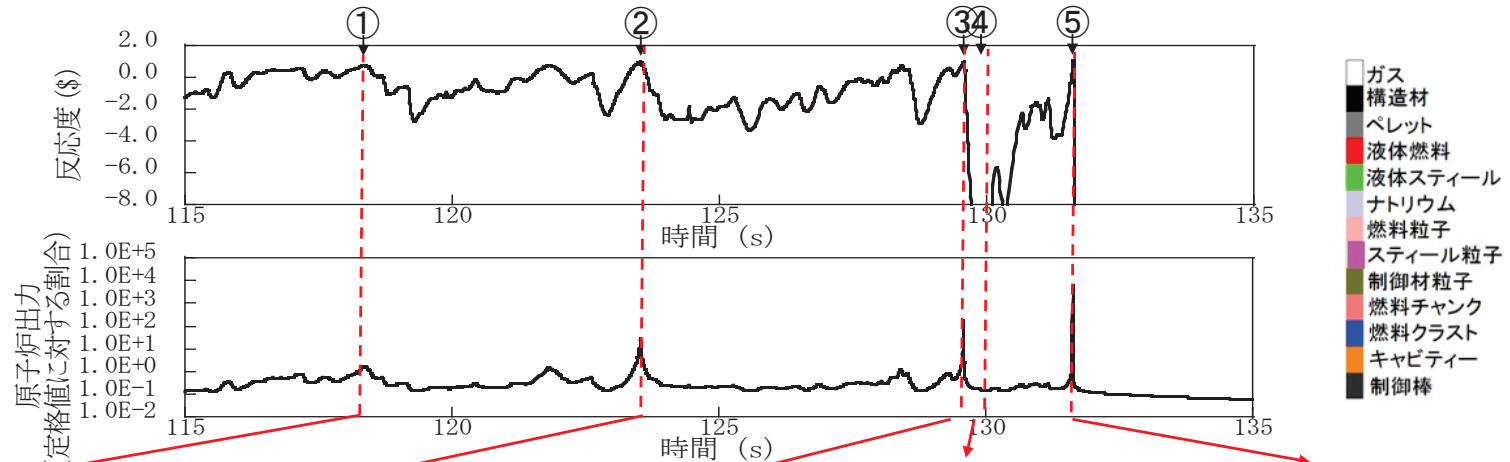
原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移



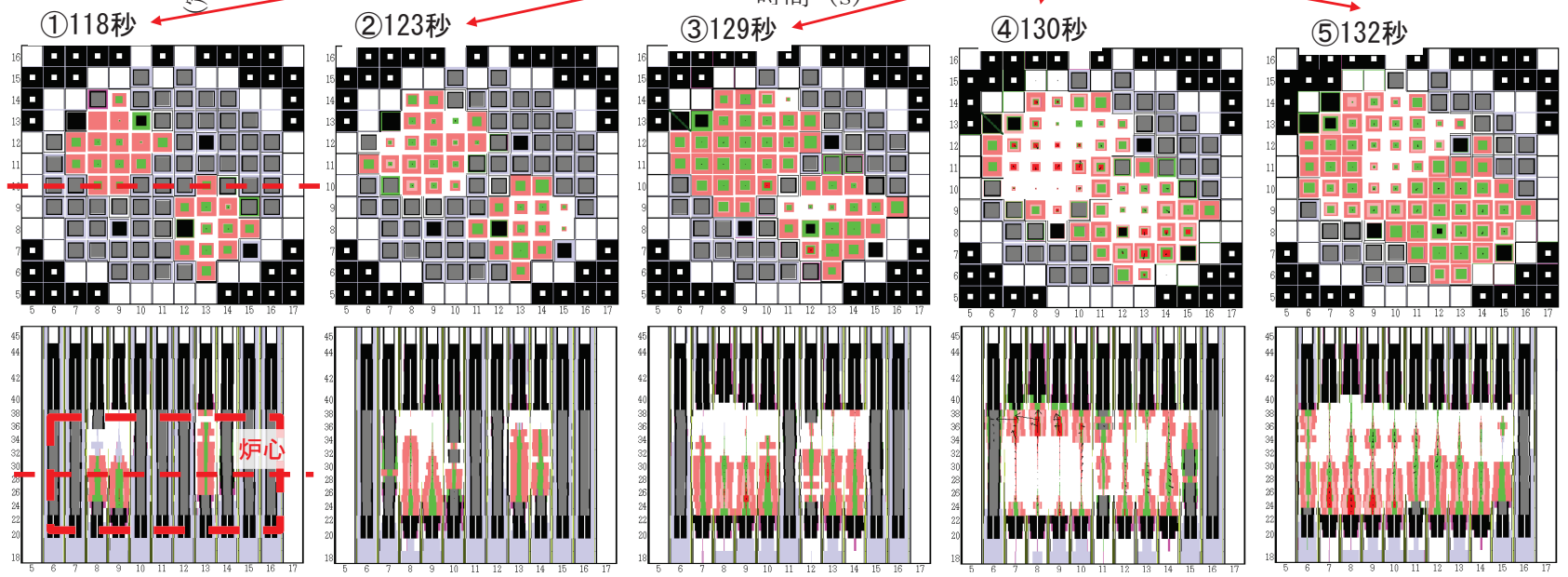
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の事象推移



- 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力量ピーク。

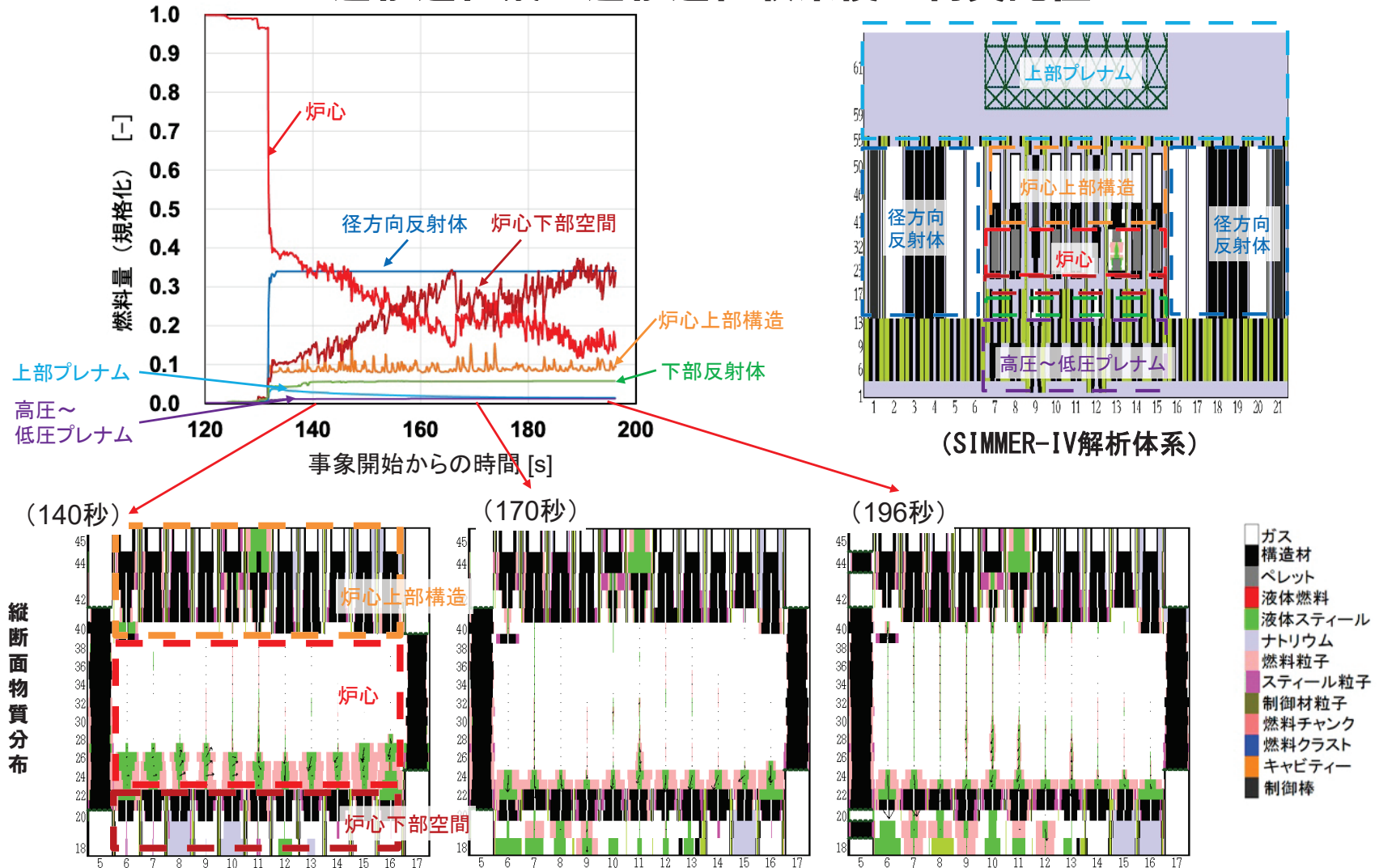
② 炉心の50%が損傷。燃料はすべて未溶融で被覆管による支持を失った固体燃料チャンクの状態。

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する。出力ピークは定格出力を越える。

④ ③の即発臨界超過による圧力発生で燃料が分散し、反応度が大きく低下。

⑤ 分散した燃料が炉心下部に再凝集して即発臨界を超過。

# ULOF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132s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34%、炉心上部構造に約9%、炉心下部空間に約10%、流出する。反応度は約134sで約-150\$以下となり、その後約200sにかけて-250\$まで低下する。
- 炉心物質は炉心下部の構造を徐々に溶融浸食し、炉心下部空間に移行する。

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

## 5. 不確かさの影響評価

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む以下の2つの包絡的なケースを用いて感度解析を行った。

- ①炉心中心への溶融燃料の凝集移動を発生させるケース
- ②制御棒下部案内管の溶融貫通時のFCIの発生を仮定して大規模燃料移動を駆動するケース

以下に、より影響が大きいと評価された①について報告する。

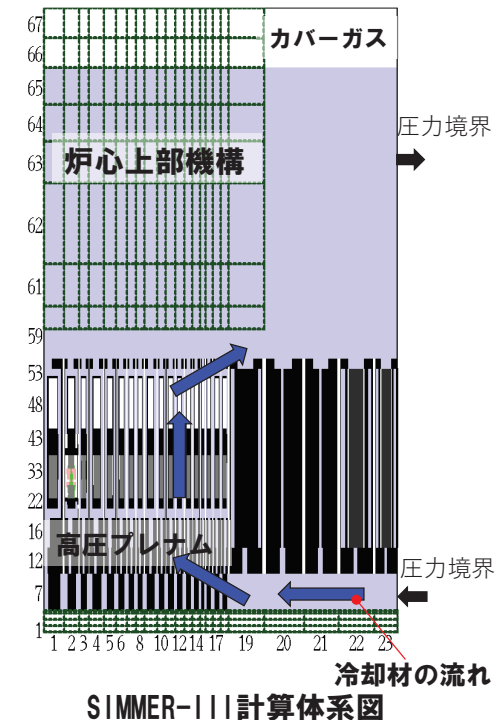
## 6. 解析コード

SIMMER-III

## 7. 解析体系の概要

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



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

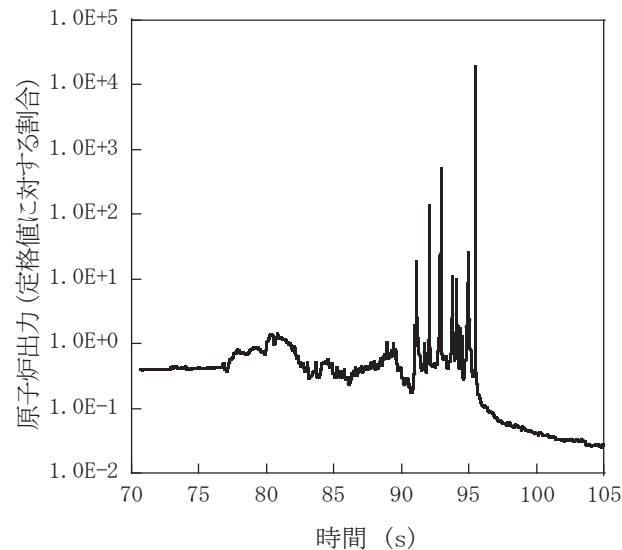
## 8. 主な解析条件

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。

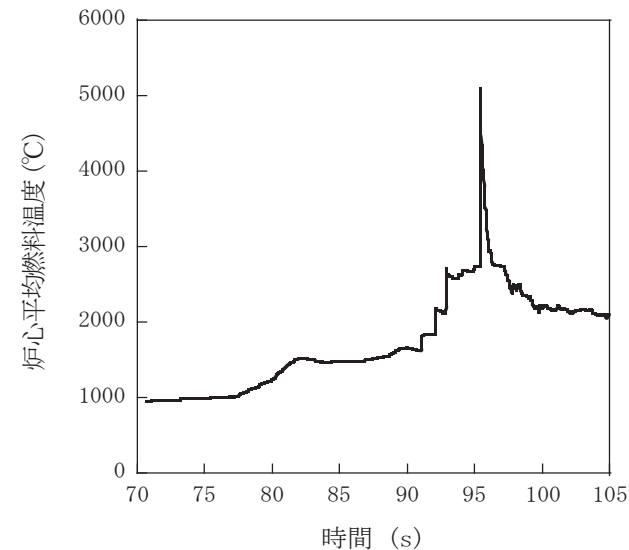
- 制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。
- 径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出を考慮しない。
- B型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換える。

## 9. 主な解析結果

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

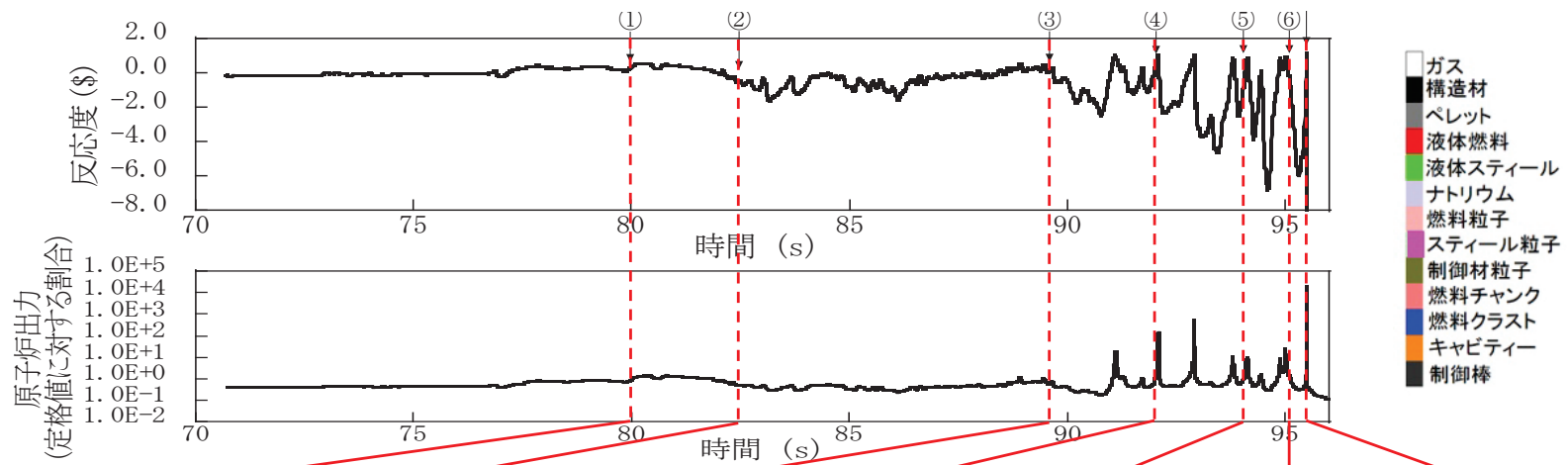


原子炉出力の推移

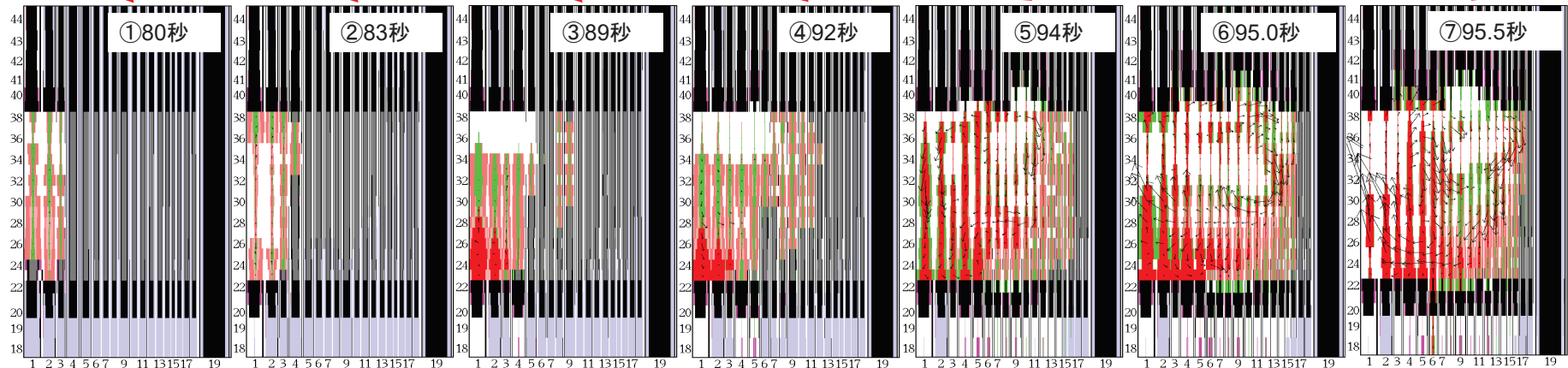


炉心平均燃料温度の推移

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



- 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
- 燃料チャック
- 燃料クラスト
- キャビティ
- 制御棒



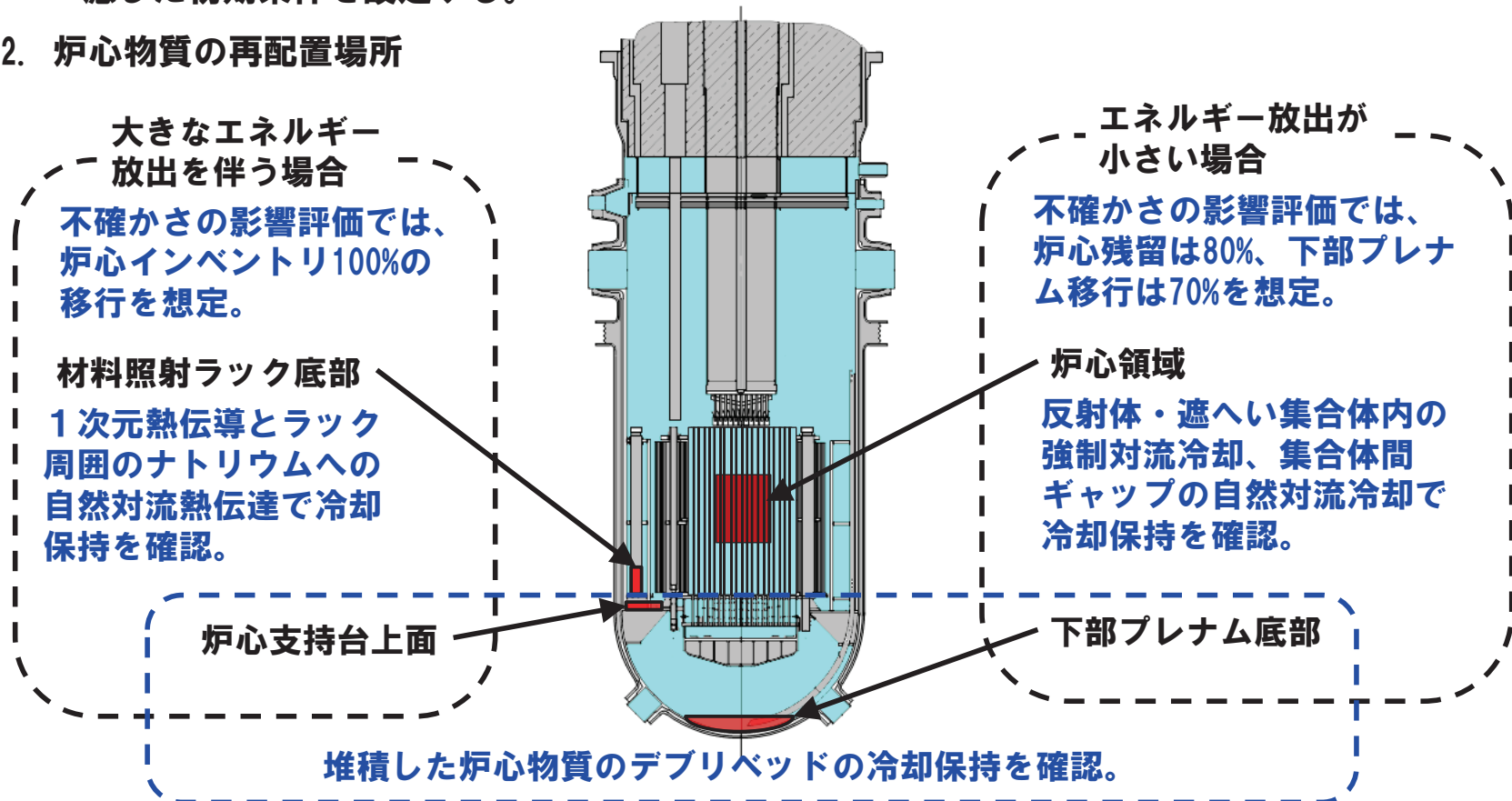
- ① 破損伝播と伝播先の集合体における燃料沈降により反応度上昇。
- ② 燃料分散と外側燃料集合体での沸騰により反応度低下。
- ③ 沸騰した集合体で燃料破損が進行。スチールとナトリウム蒸気圧による燃料分散により反応度低下。
- ④ 外側炉心まで燃料損傷が広がる。燃料沈降によって初めて即発臨界を超過。
- ⑤ スチール蒸気と燃料溶融時に放出されるFPガスによりスロッシング（炉心物質の径方向揺動）が発生。
- ⑥ ほぼ全ての燃料が溶融し、内側炉心から外側炉心に至るスロッシングが発生。
- ⑦ ⑥で駆動された炉心中心軸に向かう燃料集中により、厳しい即発臨界と大きなエネルギー発生。

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 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



## ULOF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	50	30	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、炉心残留物質冷却の観点から保守的な想定として、炉心残留燃料を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 固化していた炉心残留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。その過程で炉心物質が制御棒下部案内管（LGT）を通じて溶融炉心物質は下部プレナムへ流出する。その結果、炉心残留燃料が減少し、炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスして炉心残留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 LGT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（炉心残留燃料冷却性に対する不確かさ影響評価）とする。
- ④ ③の状態でもLGT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の格納容器破損防止措置の有効性評価

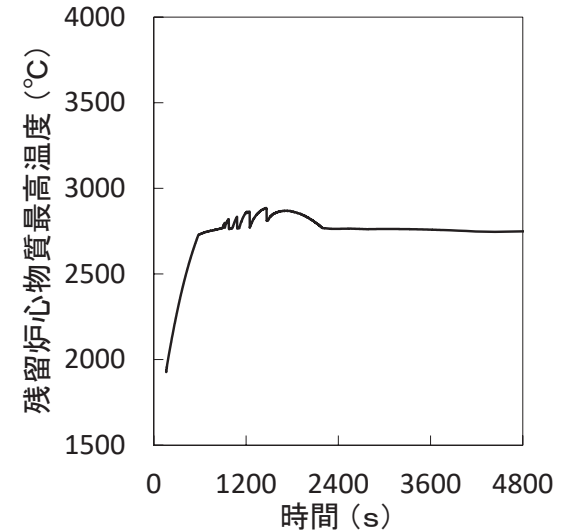
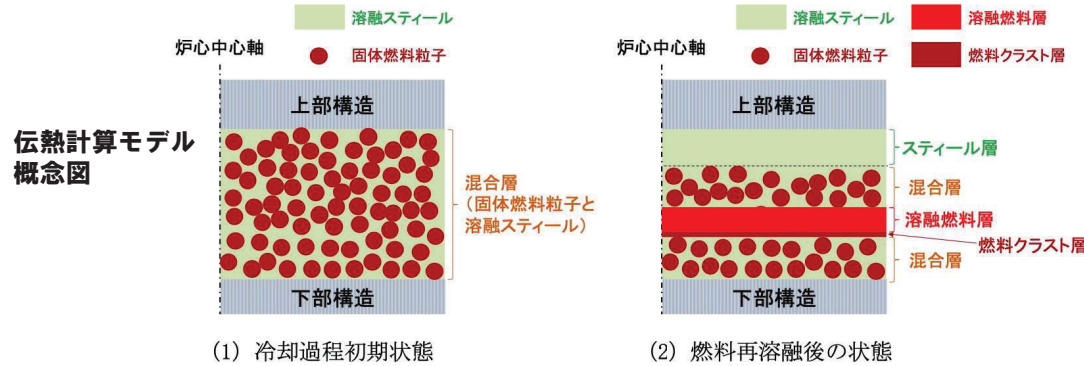
## 炉心残留物質の冷却性評価

### 4. 炉心残留物質の冷却性評価

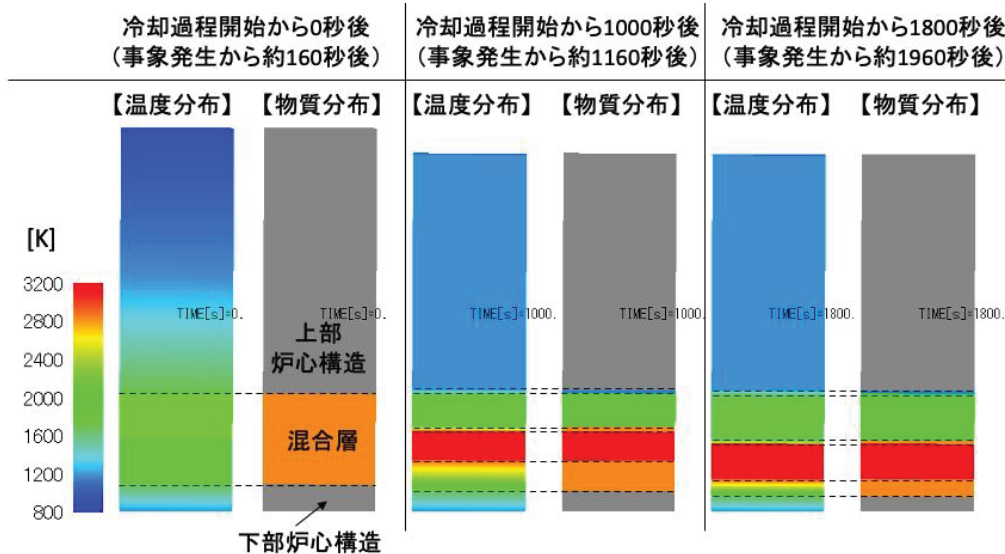
#### 4.1 炉心残留物質の溶融挙動

- 伝熱計算モデルを用いて炉心残留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。



残留炉心物質最高温度の履歴



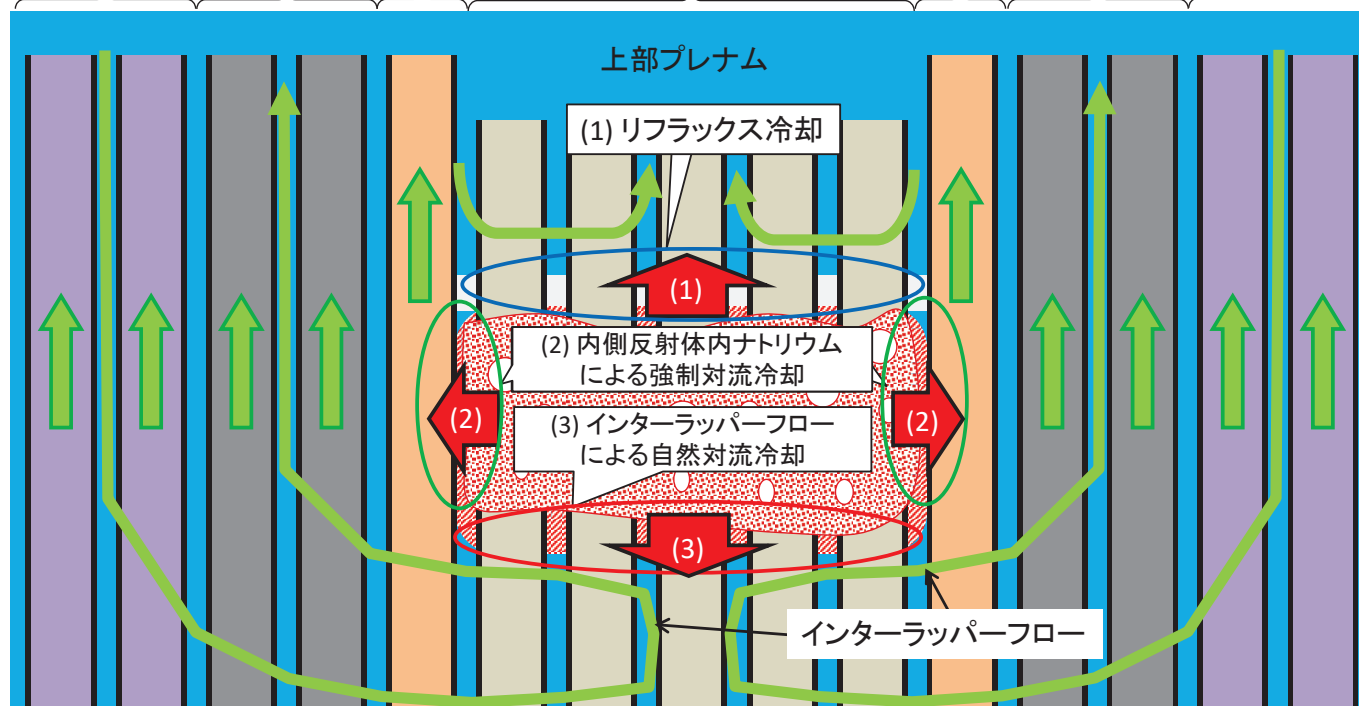


## 4.1 解析手法と解析条件

### 4.2 冷却性評価手法

- (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。

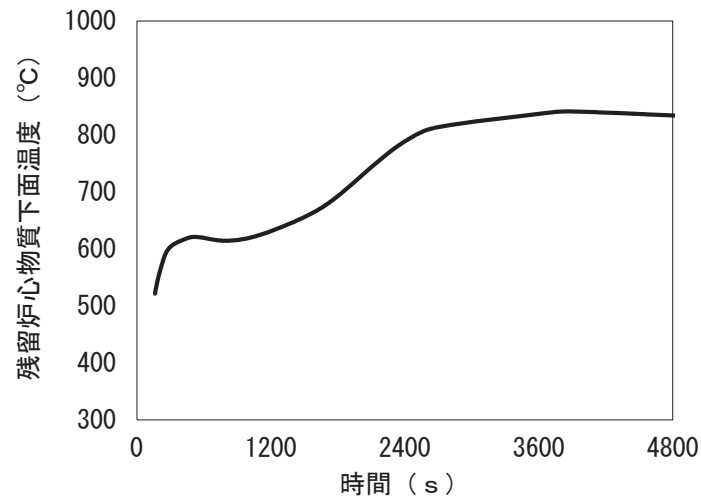
遮へい集合体 外側反射体 内側反射体 燃料集合体 内側反射体 外側反射体 遮へい集合体



# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 炉心残留燃料の冷却保持解析結果

## 4.3 主な解析結果

- (1)～(3)の中で最も厳しい結果を与える、(3)下方向熱移行の冷却について結果を示す。
- FLUENTコードで解析を実施した。炉心残留物質下面の最高温度は、事象発生から約3,900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の格納容器破損防止措置の有効性評価 炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価解析体系

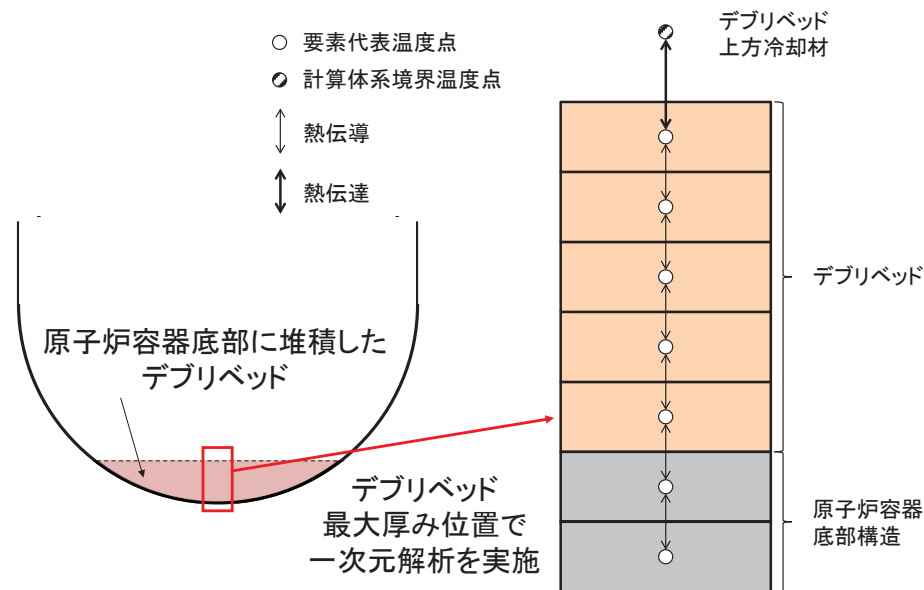
## 5. 炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価

### 5.1 解析コード

#### 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ドの等価熱伝導率を用いて内部発熱するデブリベッド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



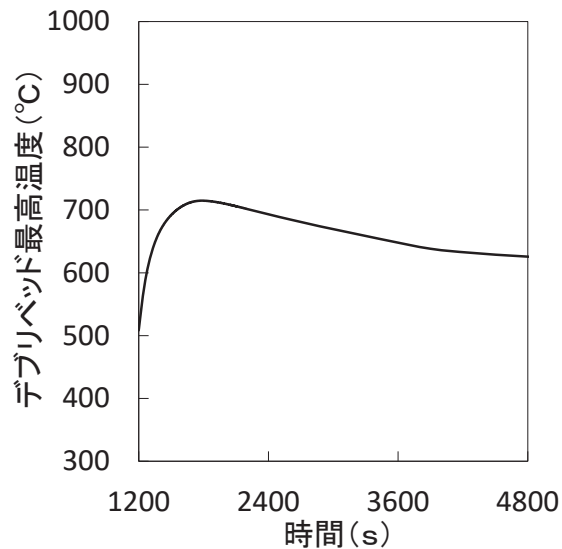
- LGT等を通じて炉心から下部プレナムに移行した炉心物質は、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部にデブリベッドとして堆積するものとする。
- デブリベッドの性状について炉心物質を用いた試験結果等に基づいて、デブリ粒子径400 $\mu\text{m}$ 、空隙率0.6とする。
- 崩壊熱は、遷移過程までの過程において燃料の損傷・溶融と高温状態が継続したことを考慮して希ガス及び揮発性FPからの崩壊熱を除いた値を用いる。

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

## 炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価解析条件および結果

### 5.3 解析条件

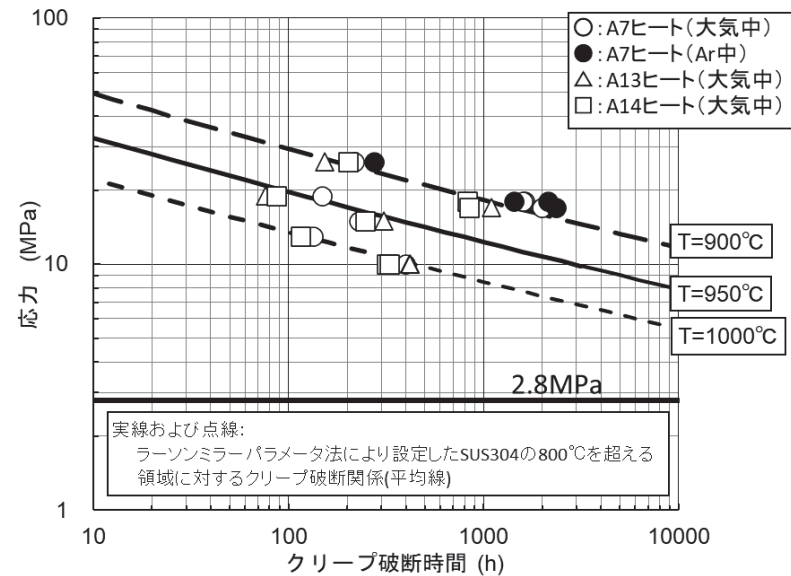
- 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環により冷却パスは確保。
- 炉心から下部プレナムに移行する燃料量は再配置過程の不確かさを考慮して、炉心インベントリの70%。



デブリベッド最高温度の履歴

### 5.4 解析結果

- デブリベッド最高温度は約1800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

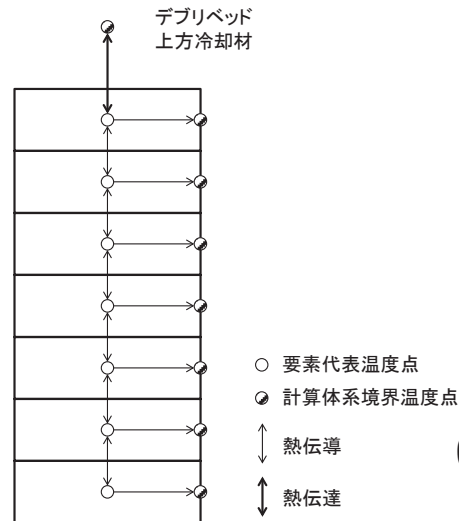
# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 大きなエネルギー放出により上部プレナムに放出された炉心物質の 冷却保持解析手法、解析条件及び解析結果

## 6. 上部プレナムに放出された炉心物質の冷却保持

### 6.1 解析手法および解析条件

炉心支持台上面 : Super-COPDデブリ熱計算モジュール

材料照射ラック底部 : 側面からの除熱（垂直円柱の自然対流熱伝達除熱）も重要であるため、側面からの除熱も考慮した伝熱計算モデルを用いて評価した。



材料照射ラック底部の  
デブリベッド解析モデル

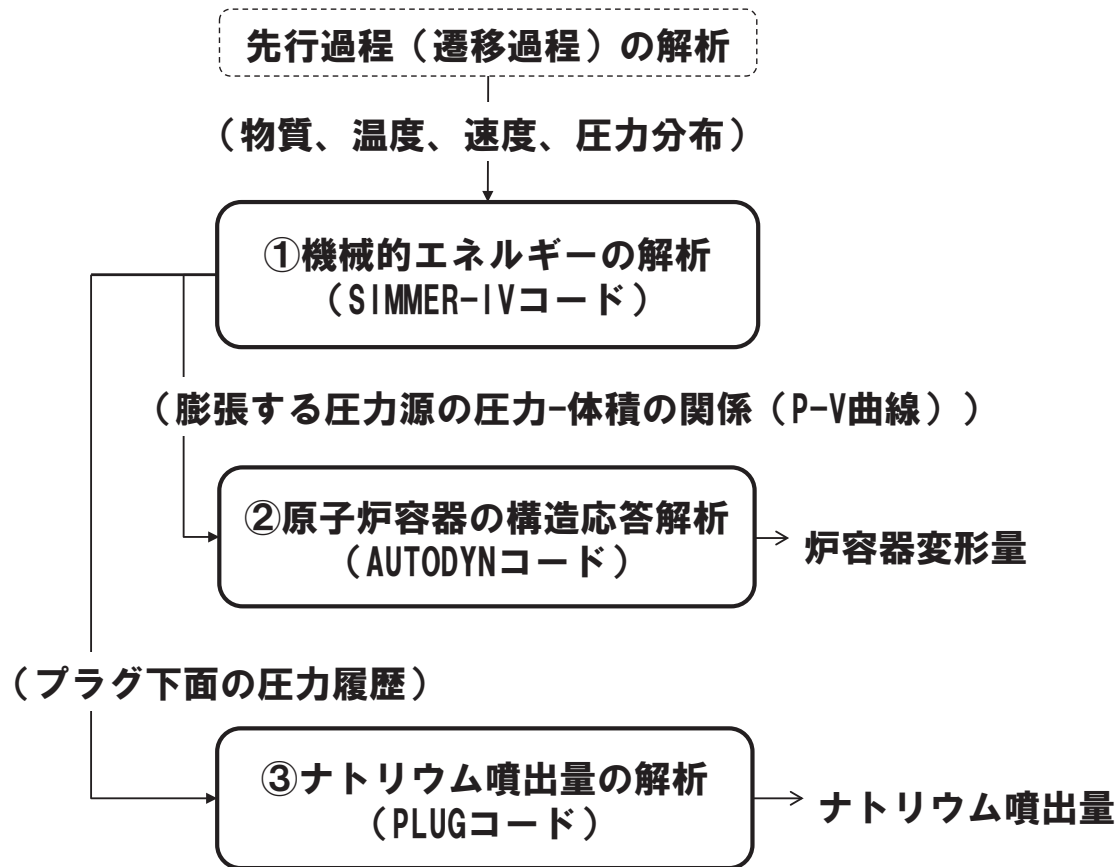
- 後述する機械的応答過程解析において、上部プレナムへの燃料放出量は炉心インベントリの約80%であった。ここでは保守側にこれを100%として不確かさを包絡した評価を行う。
- 上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックガイドの開口面積の比より、インベントリの約4%が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。

### 6.2 解析結果

- デブリベッド最高温度は、材料照射ラック底部に堆積したデブリベッド及び炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの両者ともにベッドの形成から約130秒後に約760℃まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰によって低下した。
- 冷却材温度も過大となることはなく、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性は不確かさ（移行燃料量）を考慮しても確保される。

# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的応答過程評価の概要

機械的応答過程の解析は下図に示す手順で実施した。



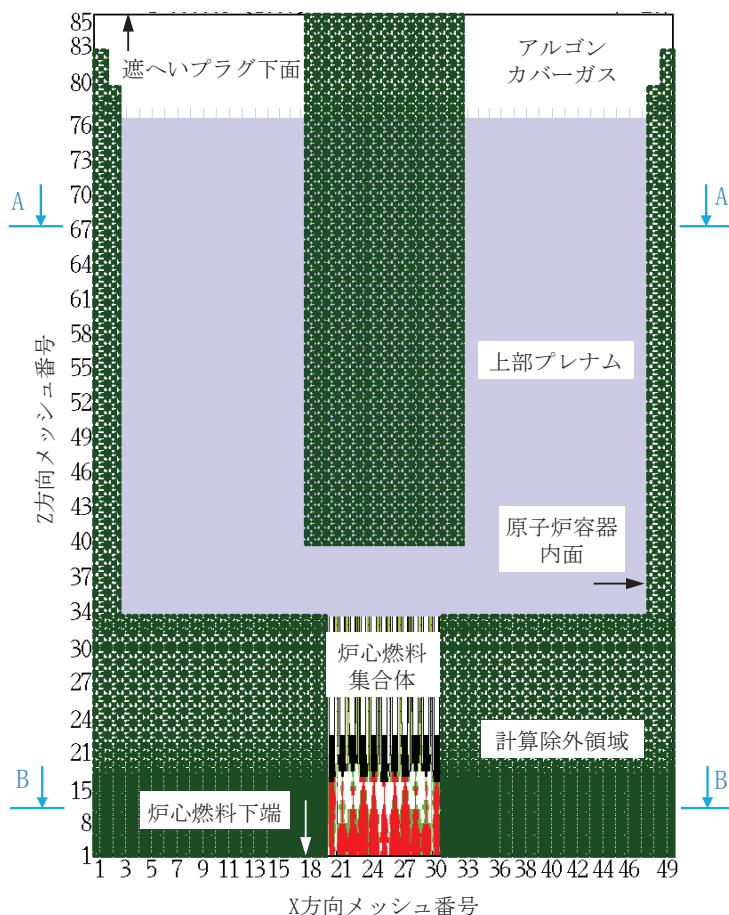
機械的応答過程解析の手順

- 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の格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的応答過程解析体系

## 1. 解析体系

### (1) 機械的エネルギー発生挙動解析



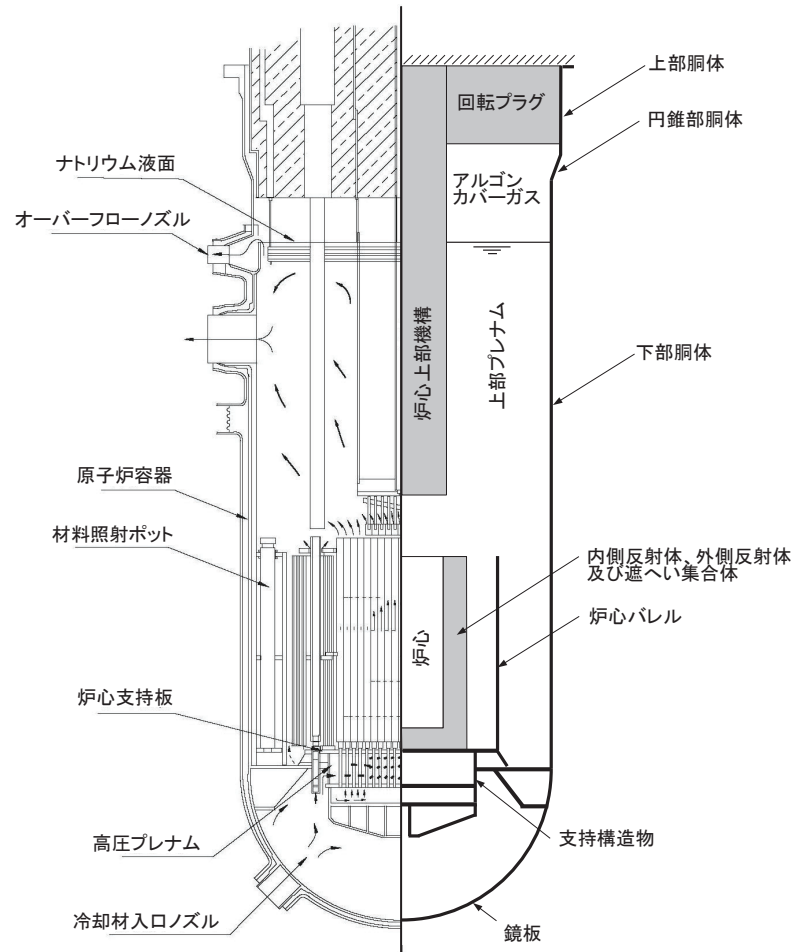
機械的エネルギーの解析（SIMMER-IVコード）  
の解析体系

- 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、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の格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的応答過程解析体系

## 1. 解析体系

### (2) 炉容器応答解析



- 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。
- この解析では、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無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなる条件を用いている。

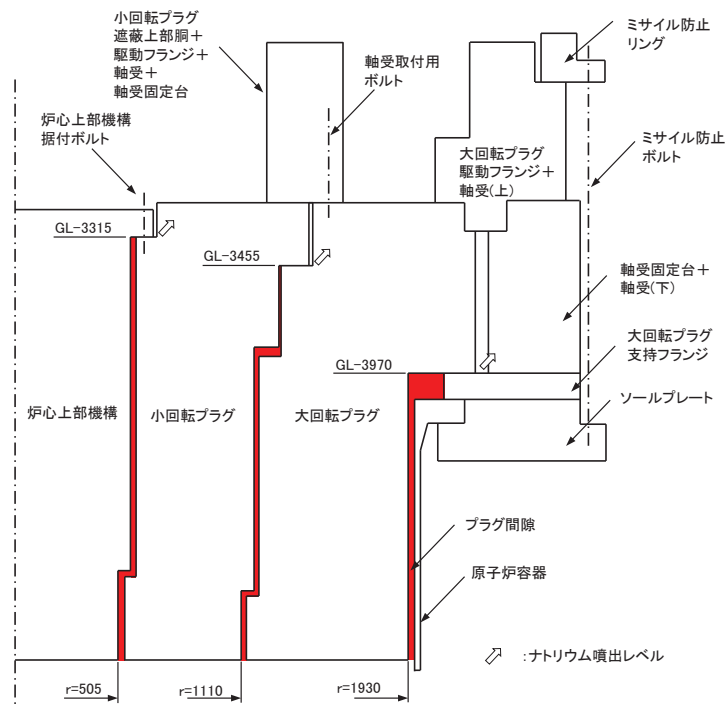
原子炉容器の構造応答解析（AUTODYNコード）の解析体系



# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的応答過程解析体系

## 1. 解析体系

### (3) プラグ応答およびナトリウム噴出挙動解析



- 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計算では、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。

ナトリウム噴出量の解析（PLUGコード）の解析体系

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

## 2. 解析条件

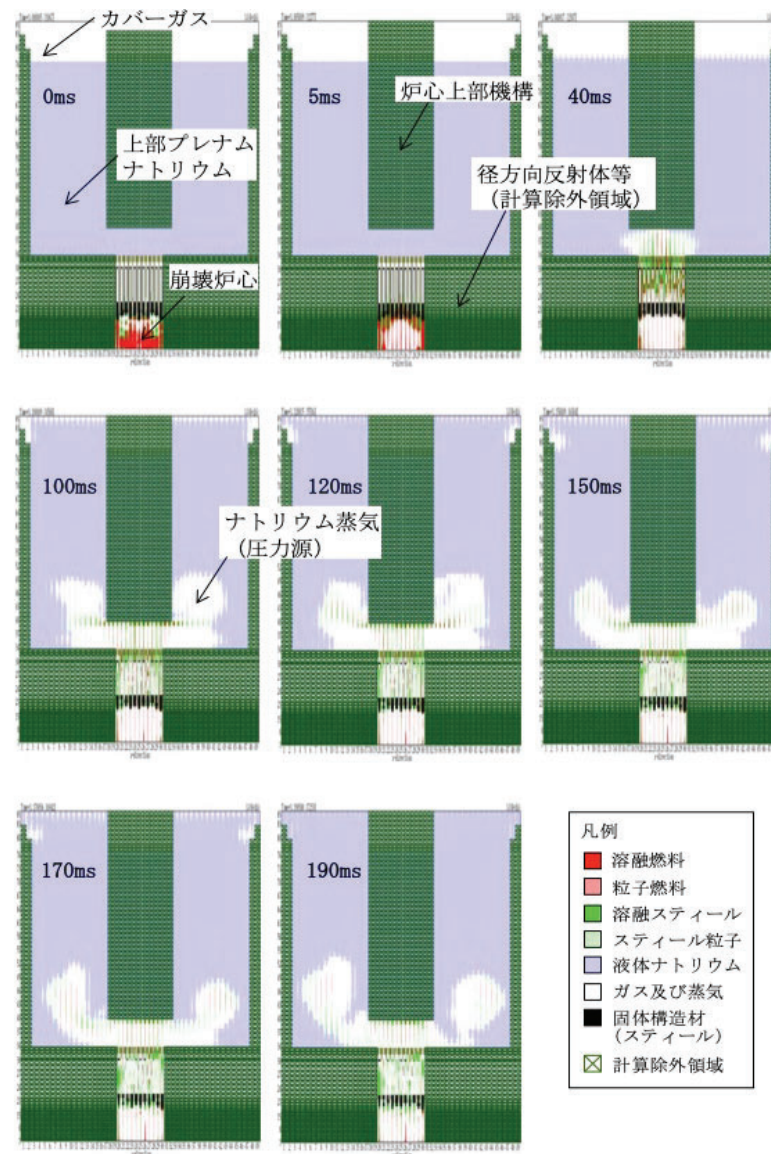
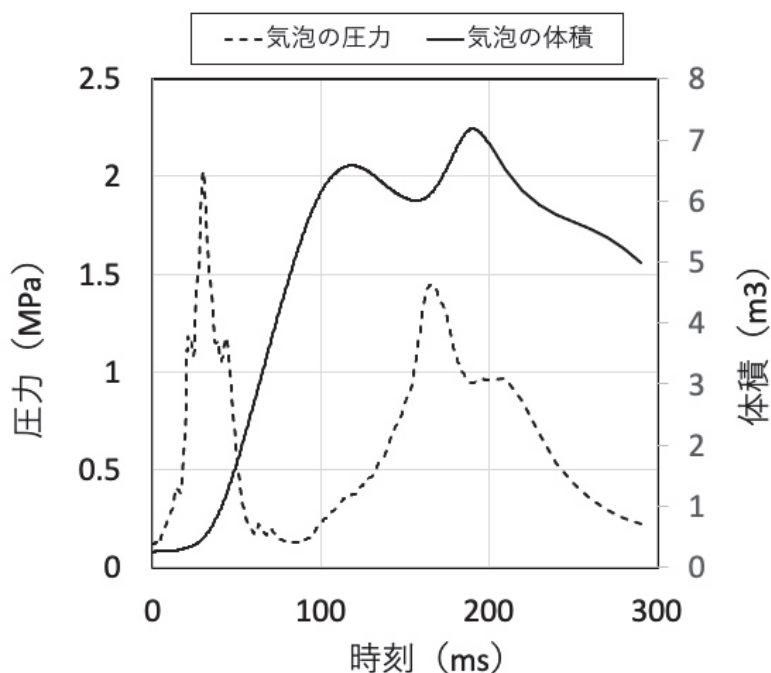
- 本解析の基本ケースでは、遷移過程まで標準的な条件を用いて事象推移を解析し、炉心部での熱エネルギーの発生を解析したケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- ULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において考慮すべき不確かさ
  - 遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ
  - 機械的エネルギー発生過程における上部プレナムでのFCI
  - 炉心上部構造によるエネルギー低減効果
  - 遮へいプラグ反発係数の不確かさ
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの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：3699℃	接続時：5109℃
炉心平均スチール温度	接続時：1466℃	接続時：2395℃
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa

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

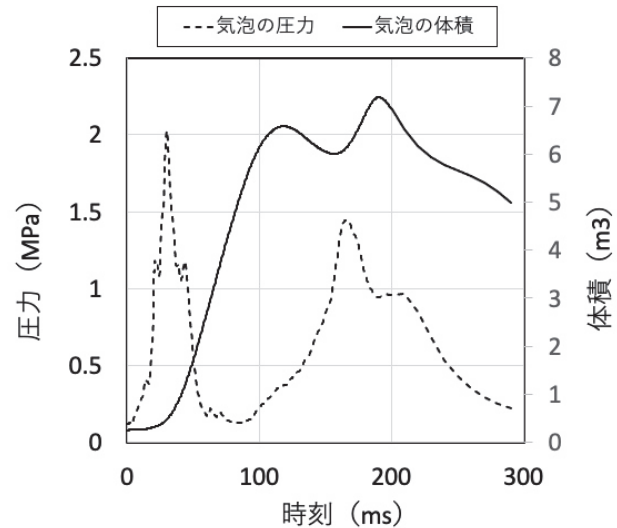
## 3. 機械的応答過程不確かさの影響評価 解析結果 3.1 機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IVコード)

炉心損傷後の膨張過程において崩壊炉心部から上部プレナムに放出された熔融燃料と熔融スティールの混合物は、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3.6MJと評価された。なお、基本ケースで発生した機械的エネルギーは約1.8MJである。

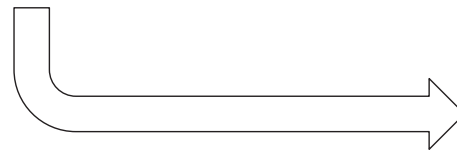


# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的エネルギー解析から原子炉容器応答解析への受け渡し

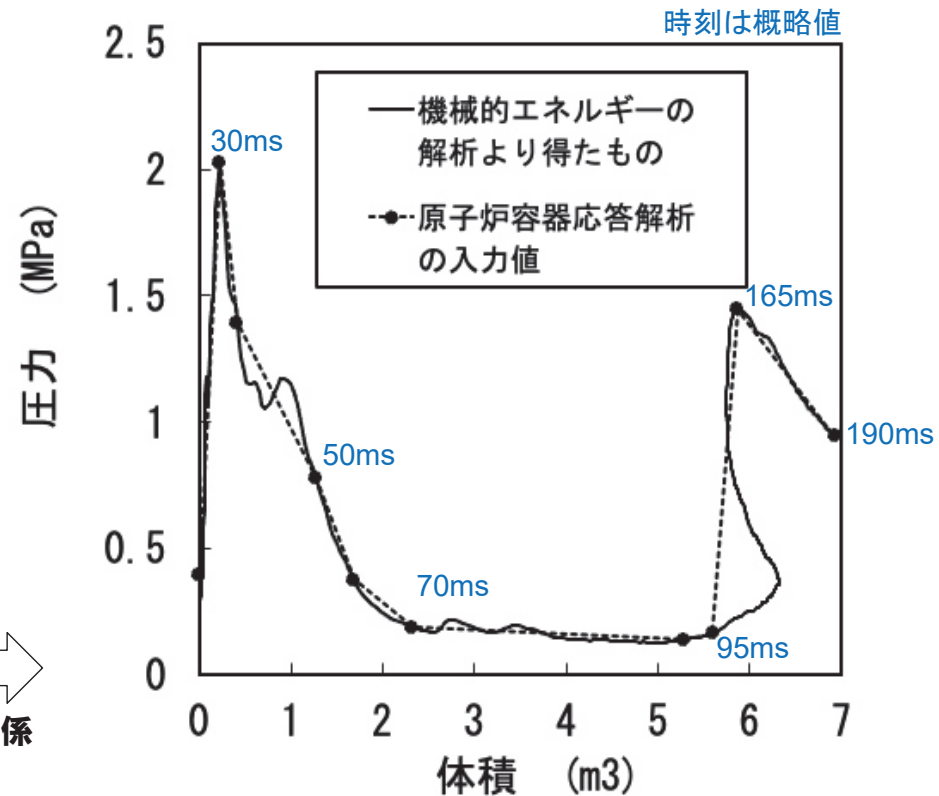
## 3.2 原子炉容器の構造応答解析（AUTODYNコード）



機械的エネルギー発生挙動の解析結果（SIMMER-IV）



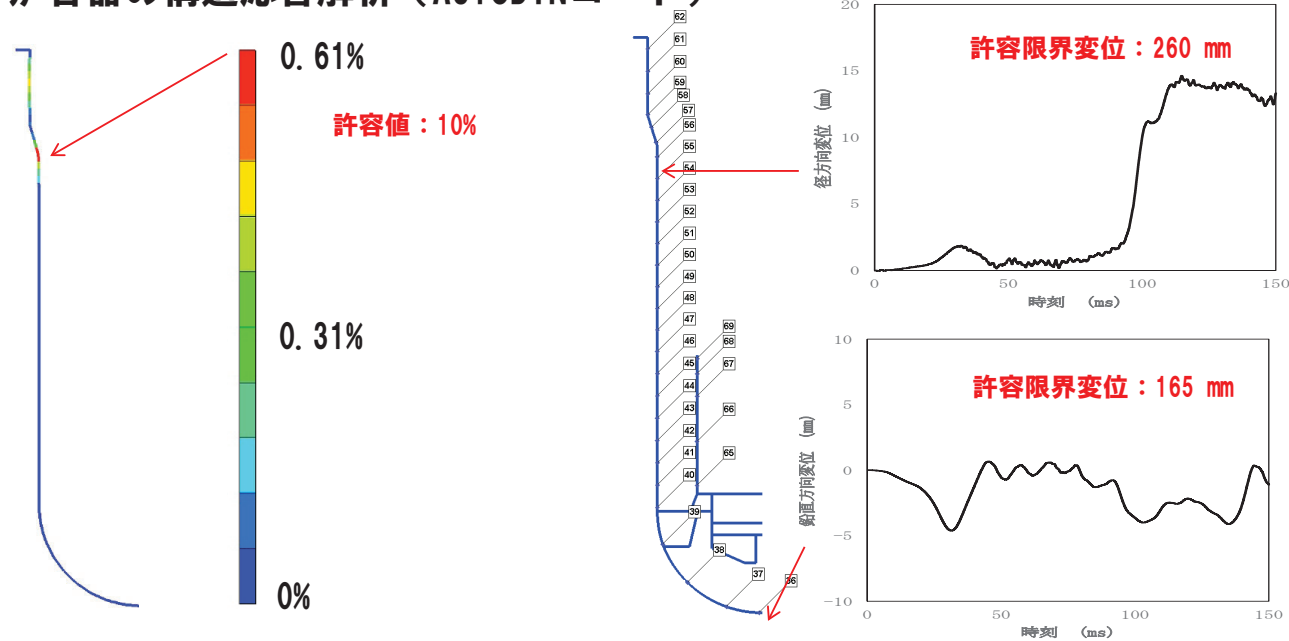
同一時刻の体積と圧力の関係をP-V曲線としてプロット



原子炉容器応答解析（AUTODYN）への入力値を体積で積分すると約4.0MJとなり、SIMMER-IVで得られた機械的エネルギー約3.6MJを包絡する、保守的な条件を用いている。

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

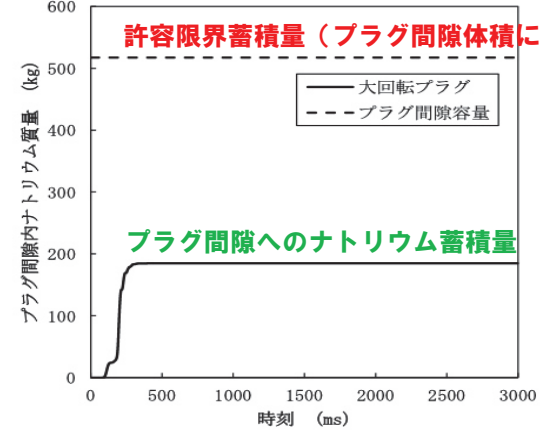
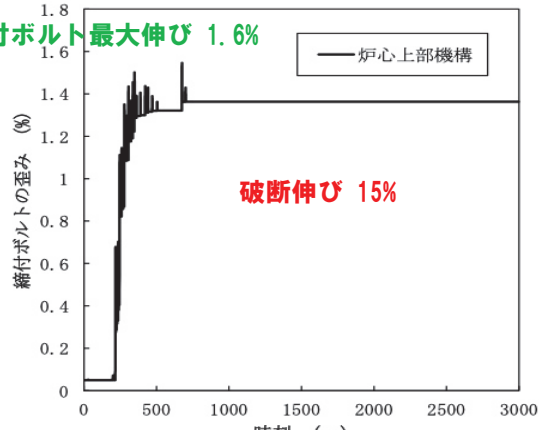
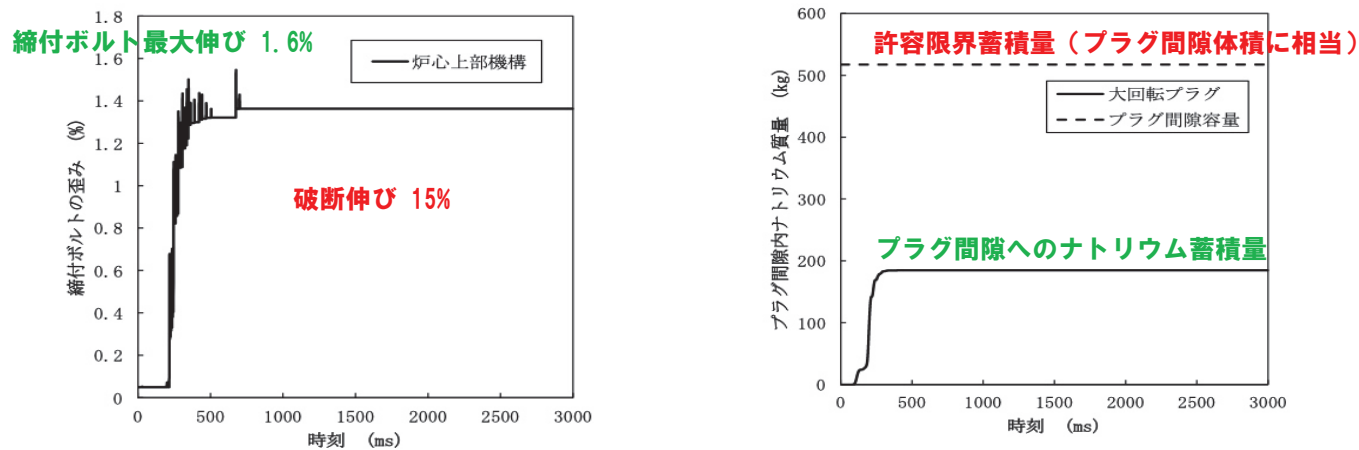
## 3.2 原子炉容器の構造応答解析（AUTODYNコード）



原子炉容器歪みの分布

原子炉容器変位の時間変化

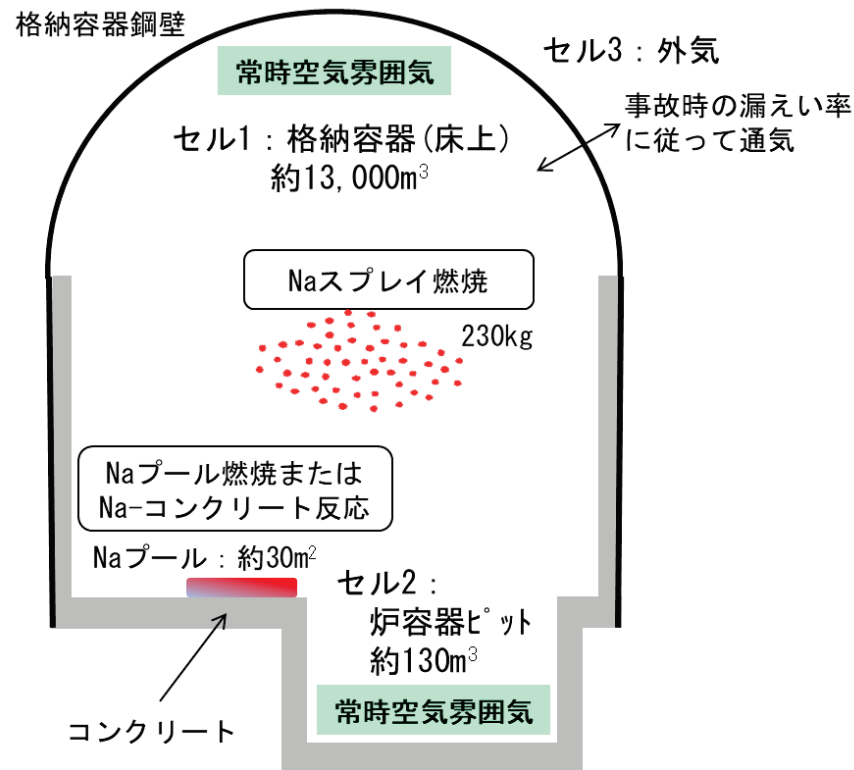
## 3.3 ナトリウム噴出量の解析（PLUGコード）



# 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



# 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

## 3. 解析条件

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する。

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。

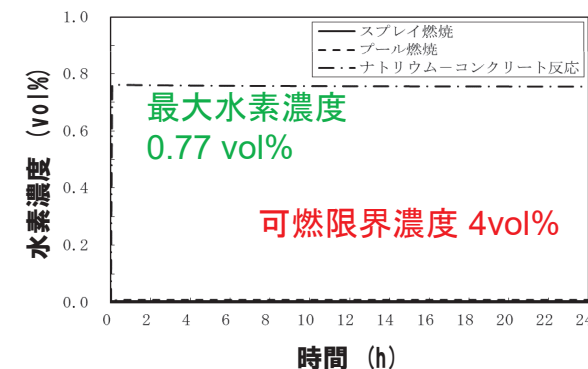
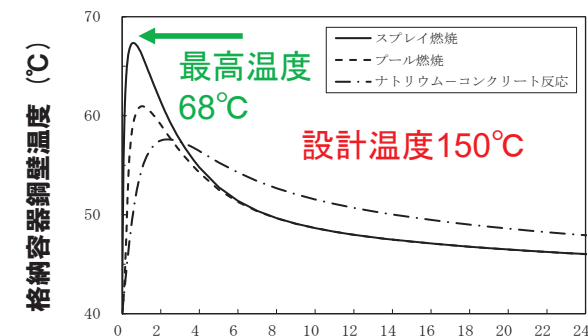
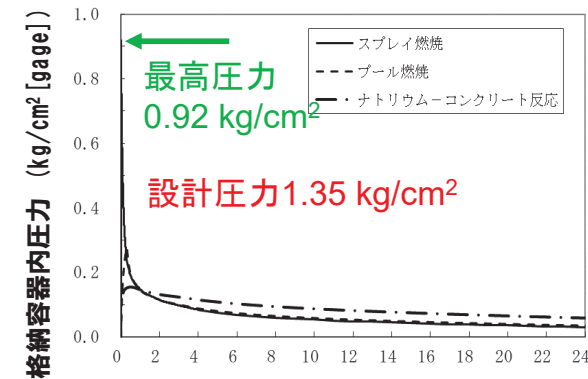
ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応することを仮定する。

## 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0.92kg/cm<sup>2</sup> [gage] まで上昇するが、格納容器の設計圧力1.35kg/cm<sup>2</sup> [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℃まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度150℃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0.77vol%まで上昇するが、可燃限界濃度の4vol%を下回る。即ち、水素燃焼は発生しない。



# 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不確かさ影響評価

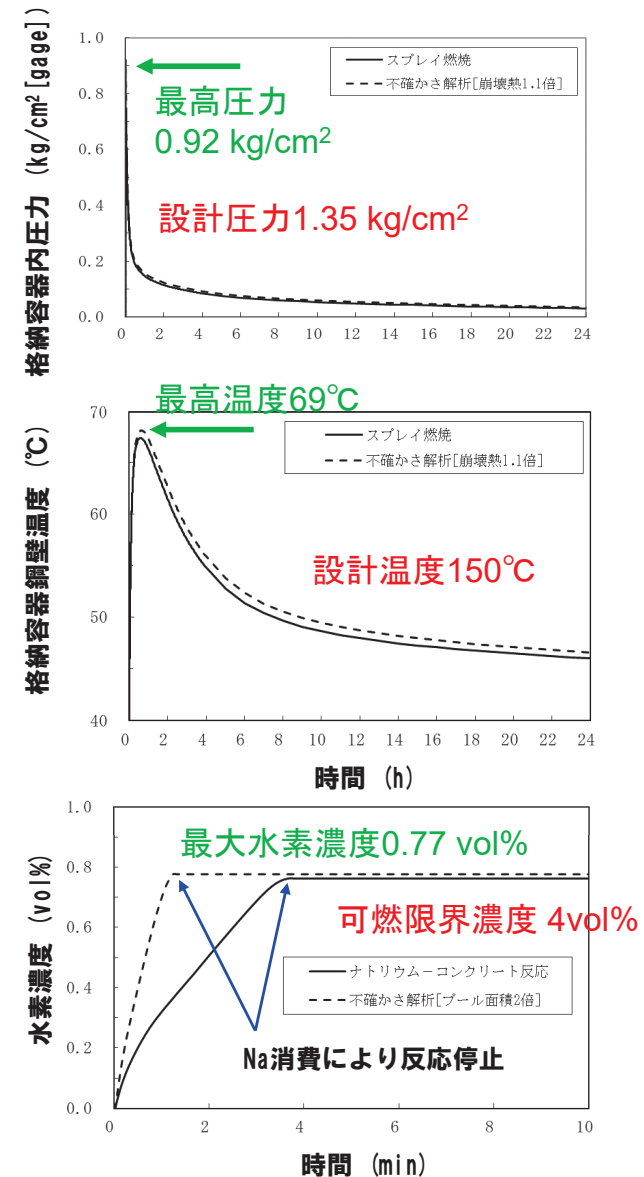
## 5. 不確かさの影響評価

噴出ナトリウムの影響評価における重要現象として最も影響のある因子はスプレイ燃焼の液滴径であるが、評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を設定していることから感度解析は不要である。

したがって、ここでは次に影響のあるプール広がり面積を選定する。前述の有効性評価では、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み（約1cm）を設定しており、これに対してプール厚みを1/2倍（プール面積を2倍）とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。

一方、解析条件の不確かさとして崩壊熱があり、崩壊熱計算に用いた計算コードの不確かさとして、「崩壊熱の10%増加」を考慮した解析を実施する。

左図に示した解析結果から、崩壊熱の不確かさの影響は小さく、感度はないと結論される。また、水素発生量はナトリウム量で制限されるため、反応面積の感度はない。





## ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 まとめ

- 「常陽」のULOF事象における著しい炉心損傷後の事象推移解析を実施し、格納容器破損防止措置の有効性評価を行った。
- 評価に当たっては、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し、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮した。
- 燃料装荷量の少ない小型の原子炉であること、高い固有の安全特性（ボイド反応度係数がほぼ全炉心で負）を有していること、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用した低圧システムであること、格納容器に大きな自由空間体積が存在すること、などの「常陽」の安全上の特徴を反映した解析を実施し、以下の結論を得た。
- 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。
- 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。
- 既許可申請における格納容器床上へのナトリウムの噴出量を想定しても、ナトリウム燃焼などに対して格納容器の健全性は維持される。