



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） -

2020年10月27日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所
高速実験炉部

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	<p>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</p>	<p>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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用冷却設備による原子炉容器内強制循環冷却 1次主冷却系：強制循環冷却 2次主冷却系：自然循環冷却 ・ 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）
	<p>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</p>		

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の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。

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

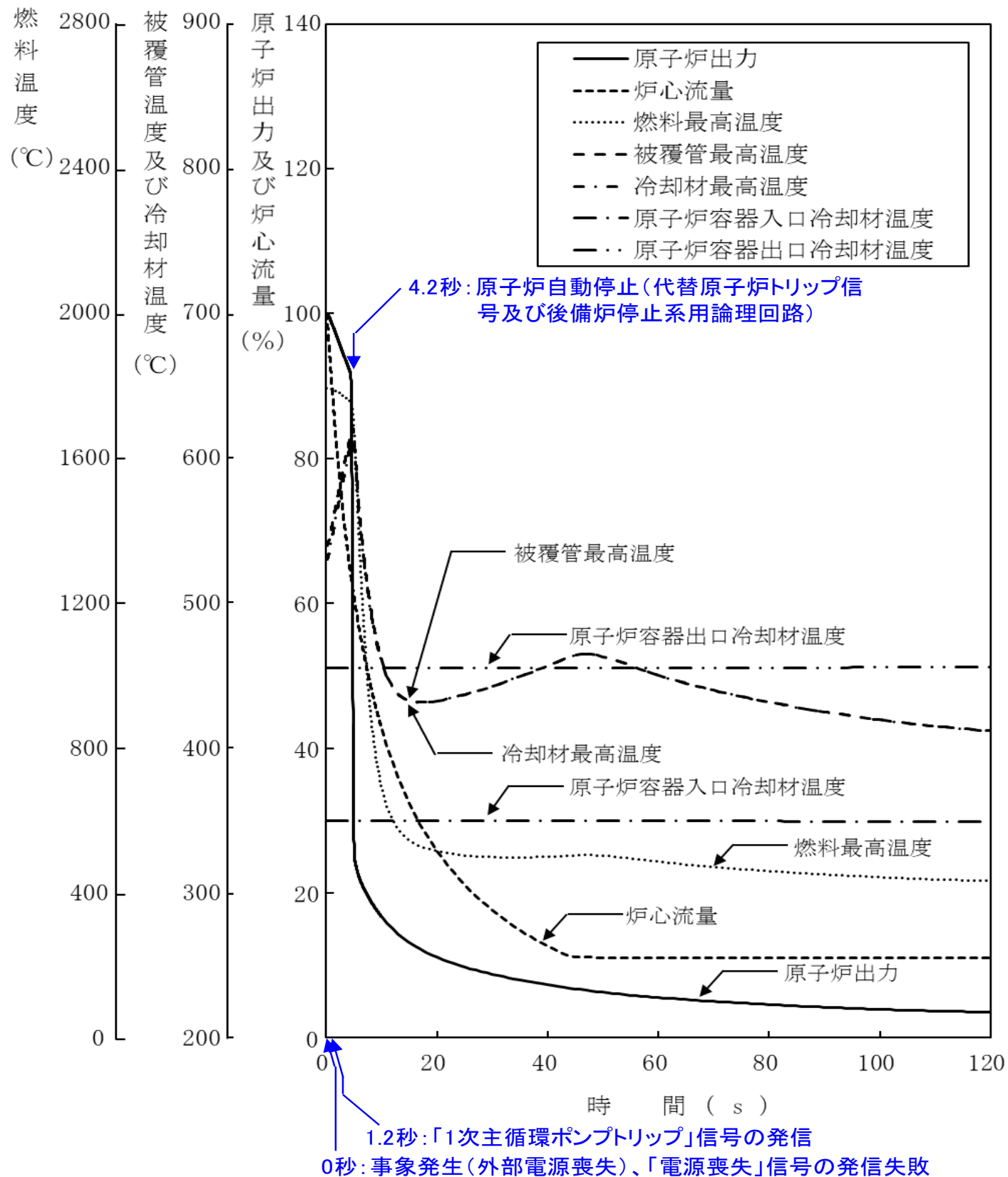
(1) 反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の反応度投入速度、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用。

(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

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540	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

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540	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

- 「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 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。

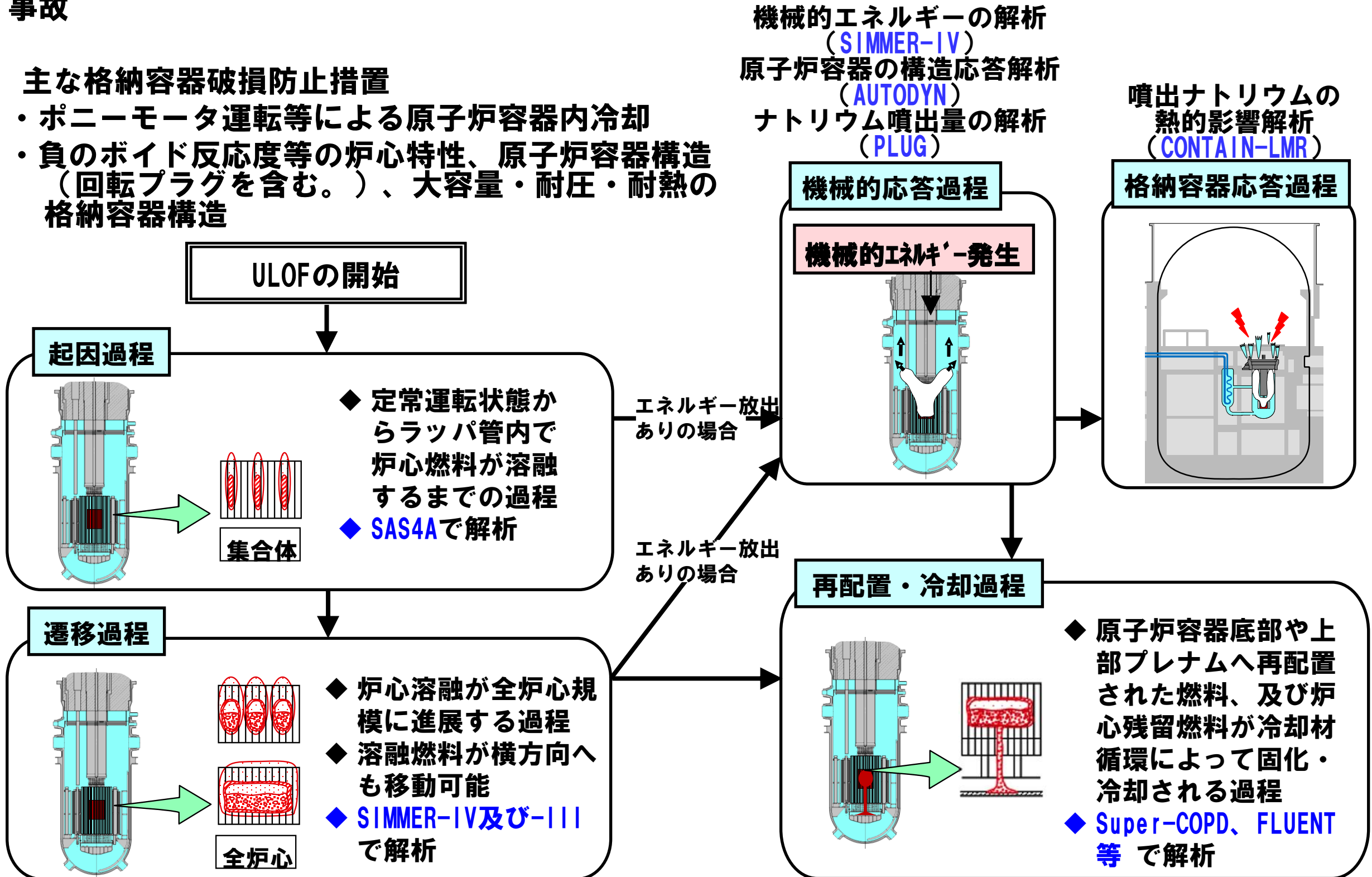
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 解析評価の流れ

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

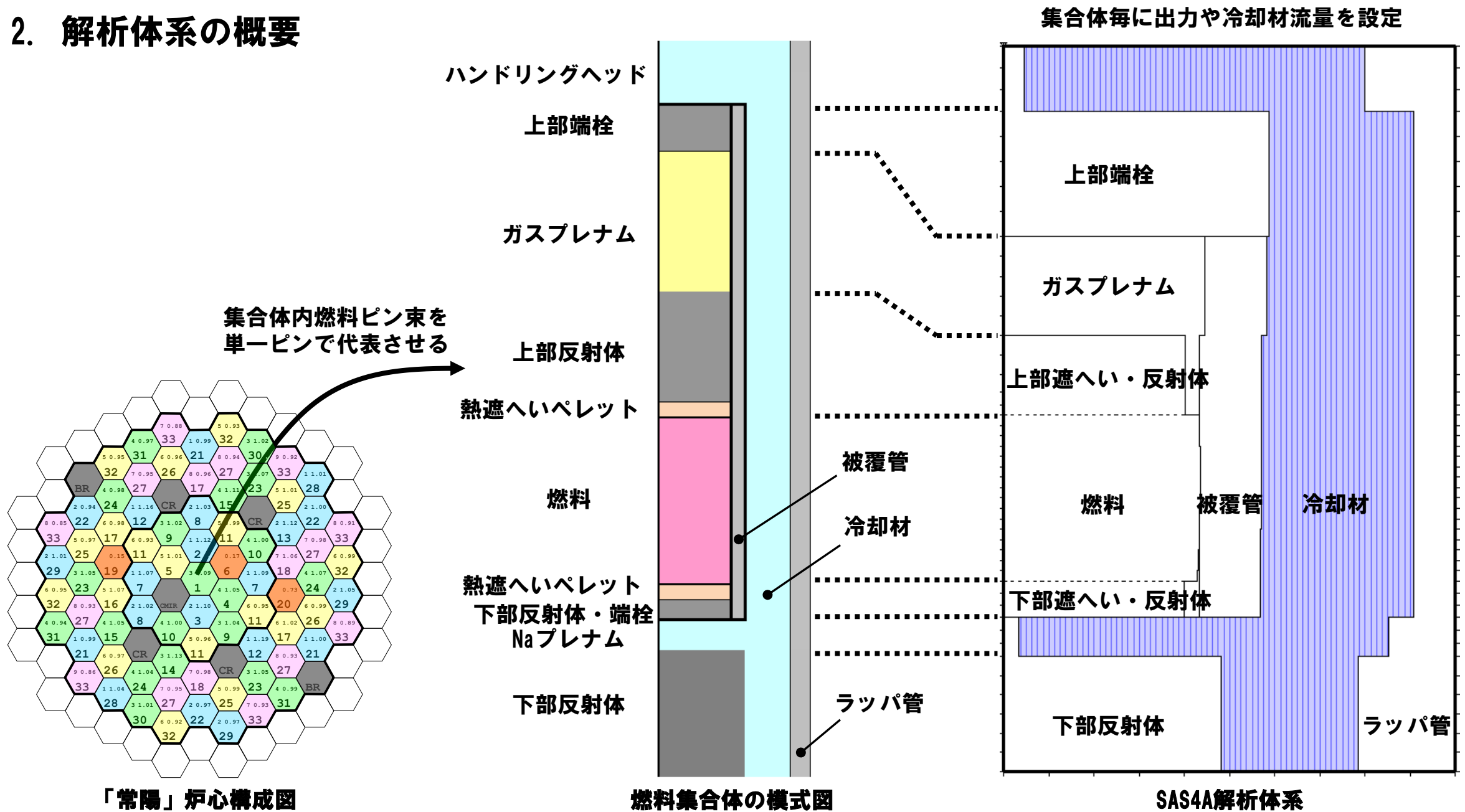
- ・ ポニーモータ運転等による原子炉容器内冷却
- ・ 負のボイド反応度等の炉心特性、原子炉容器構造（回転プラグを含む。）、大容量・耐圧・耐熱の格納容器構造



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

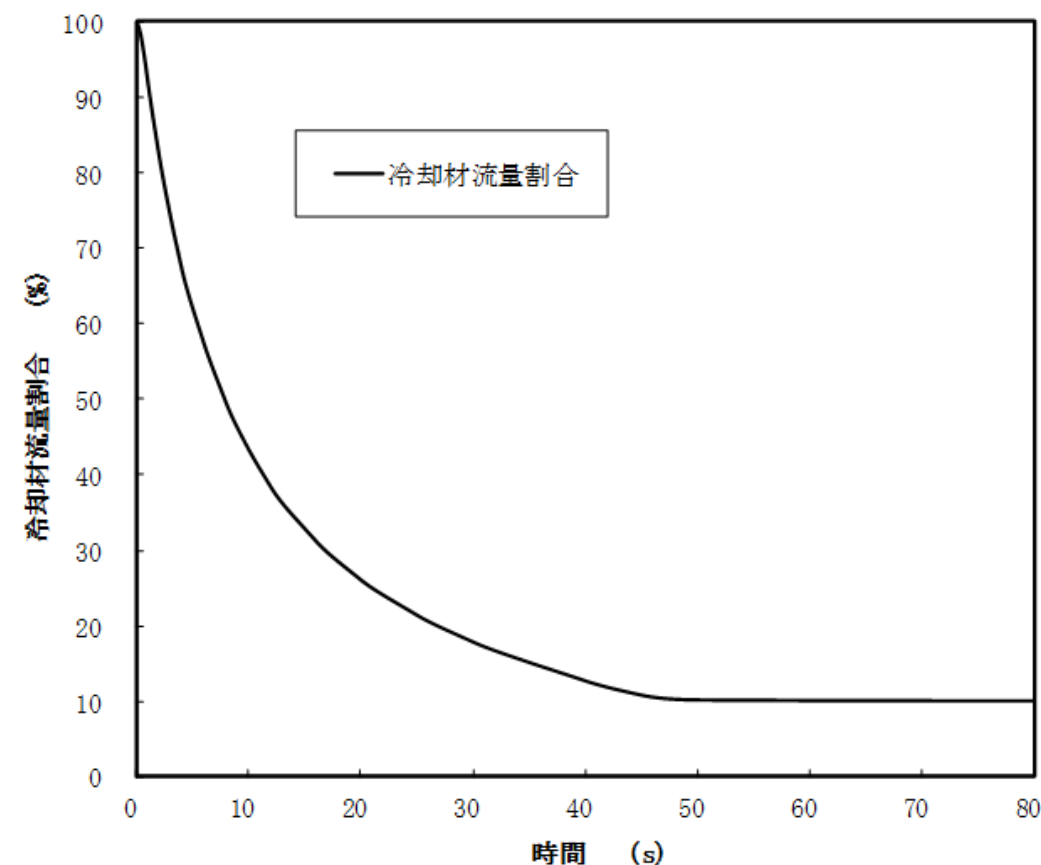
2. 解析体系の概要



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

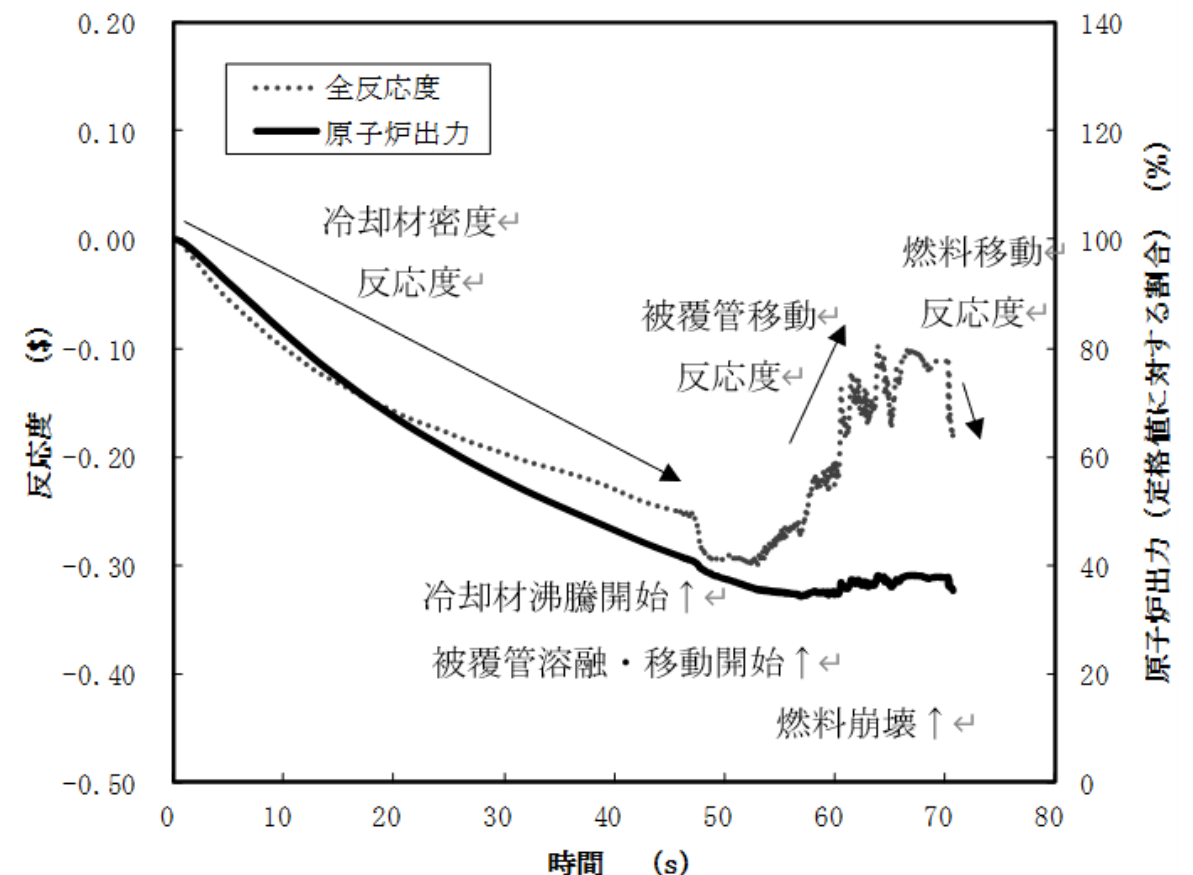
- 外部電源が喪失し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、ポニーモータによる低速運転に引継がれる。
- 解析対象は起因過程（事故の開始からラツパ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程）で、ラツパ管の溶融貫通までを解析する。



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。
- 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、これらの各項目は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。

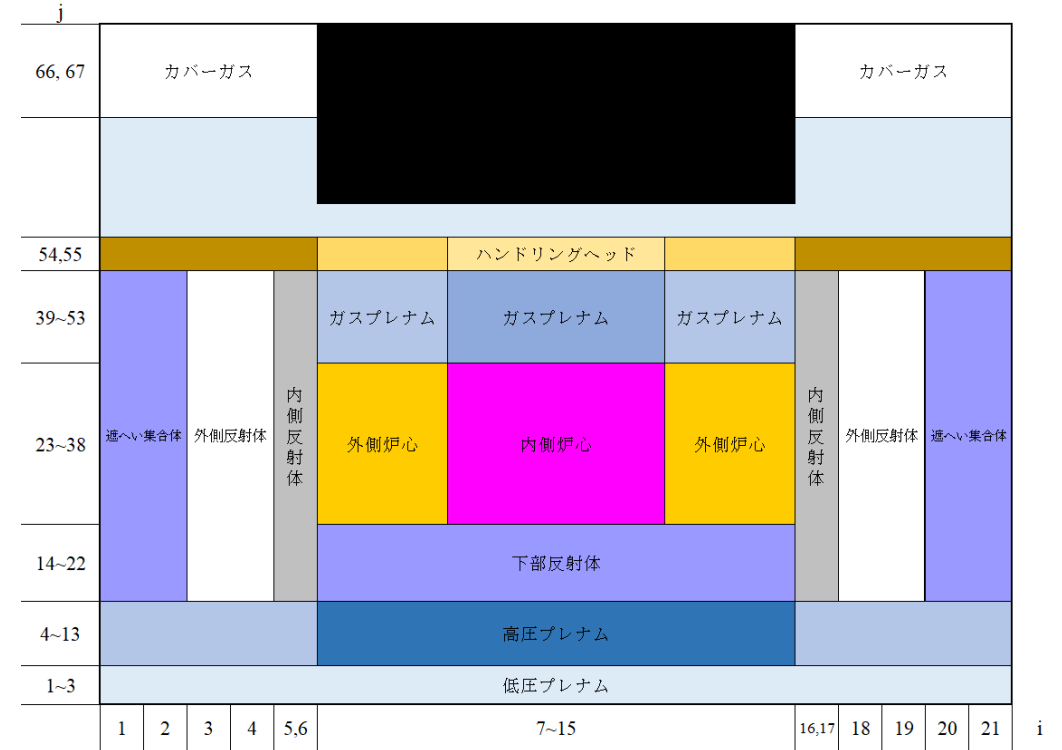
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析手法及び解析体系

1. 解析コード SIMMER-IV

2. 基本ケース解析体系の概要

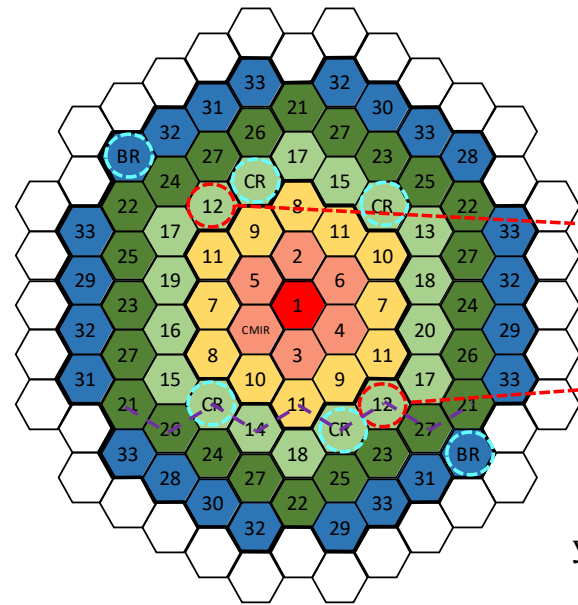
3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）で全炉心の崩壊挙動を解析する。

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。

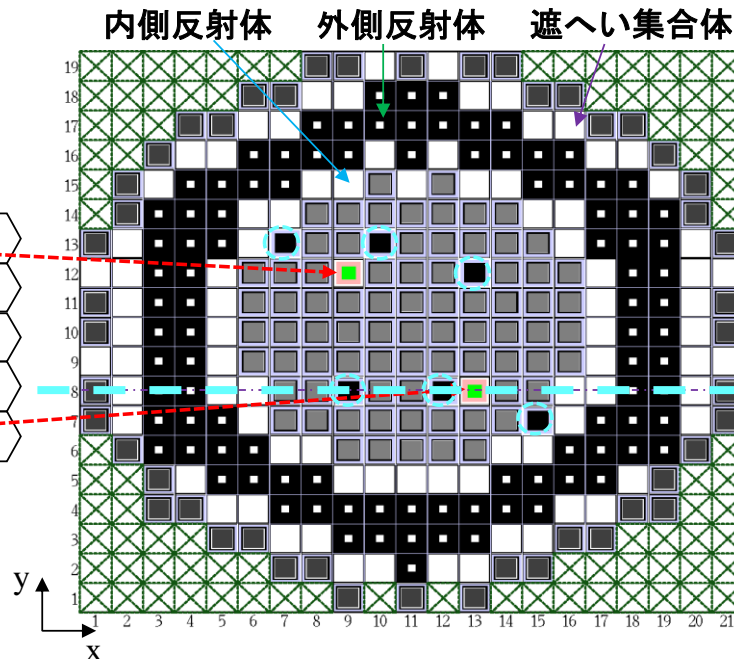


○: 制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管

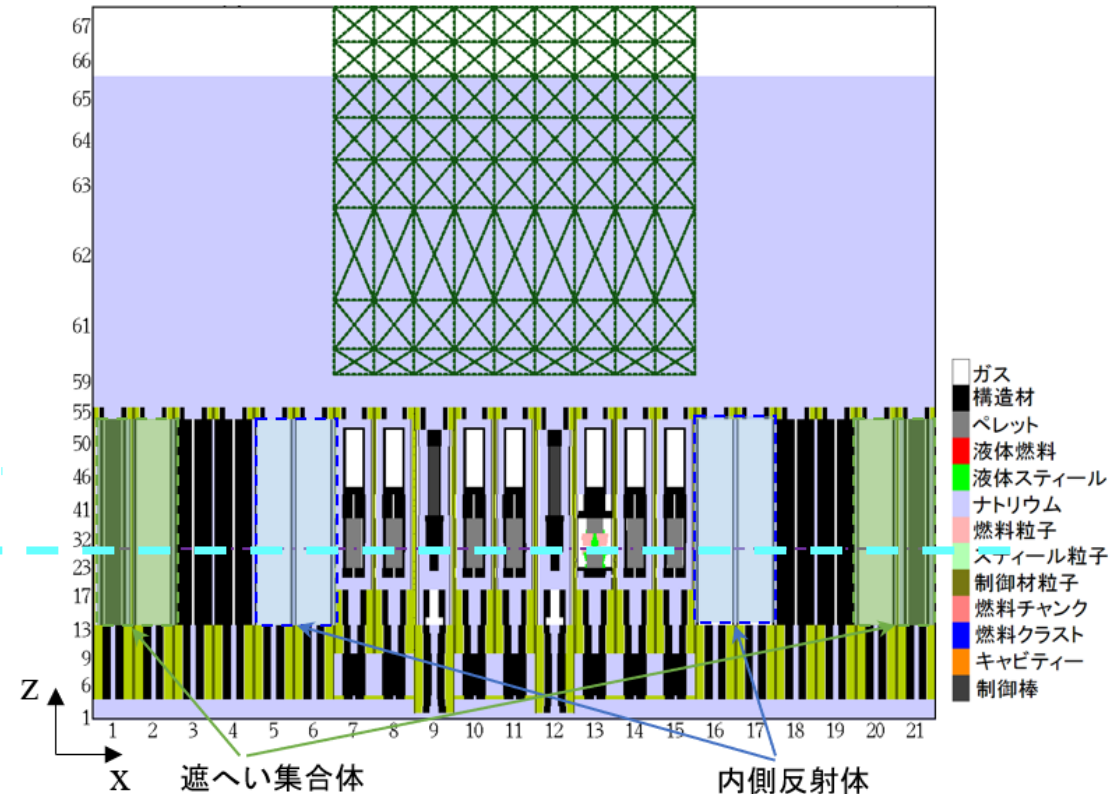
⊗: 計算除外セル



「常陽」炉心構成



SIMMER-IV計算体系：炉心水平断面図



SIMMER-IV計算体系：炉心鉛直断面図

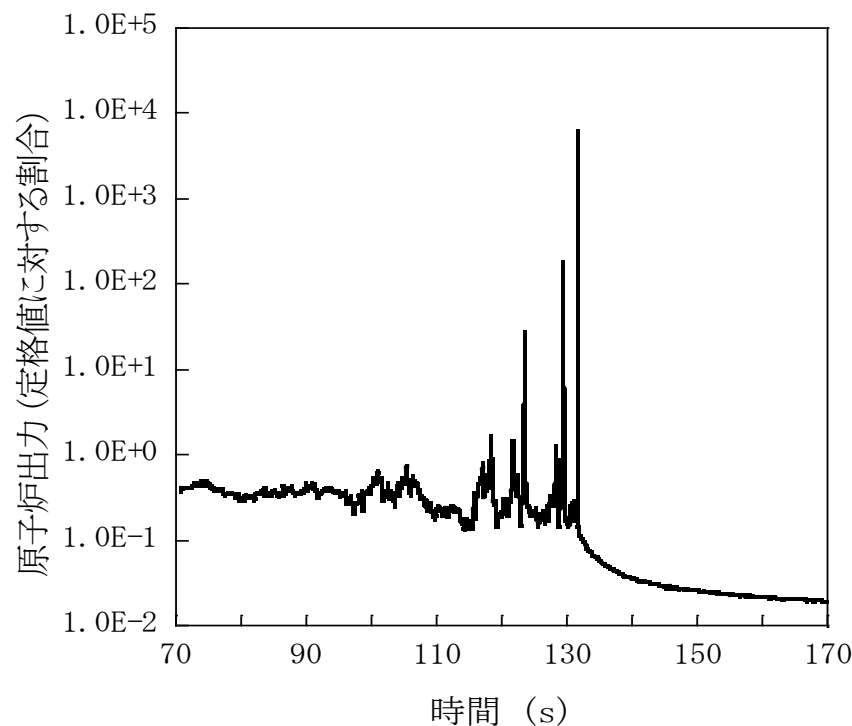
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析条件及び解析結果

3. 主な解析条件

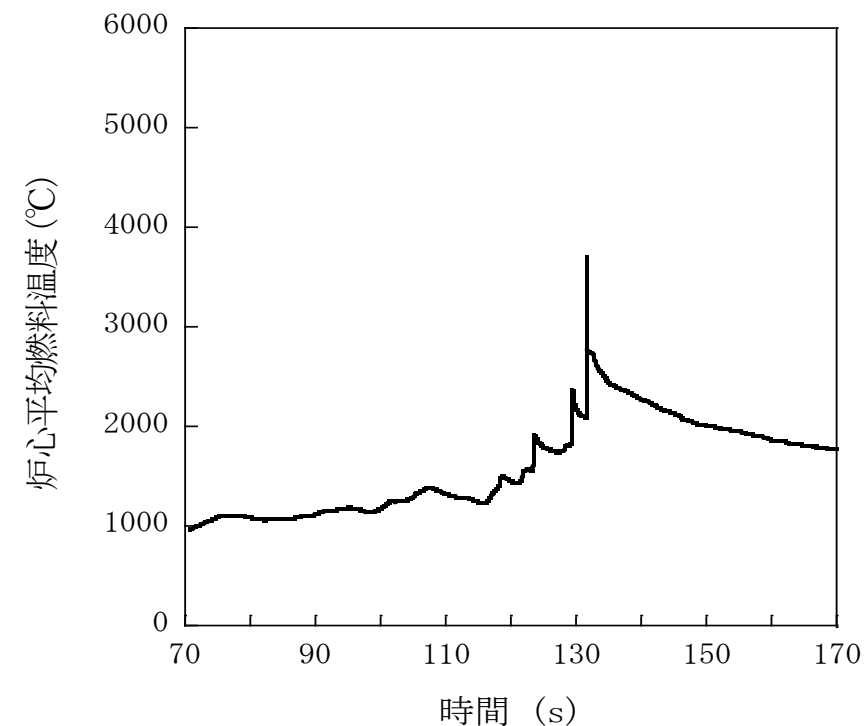
- B型及びC型照射燃料集合体は同一リングに装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 被覆管が溶融した時点もしくは燃料ペレットがsolidus点に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 損傷燃料のスエリングは考慮せず100%密度で沈降するものとする。
- これらの条件は燃料インベントリを増加し、燃料凝集を促進する保守的な想定である。

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。
- 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（ $-200\text{\$}$ 以下）となる。その後は再び反応度が正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

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

5. 不確かさの影響評価

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燃料凝集である。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、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。

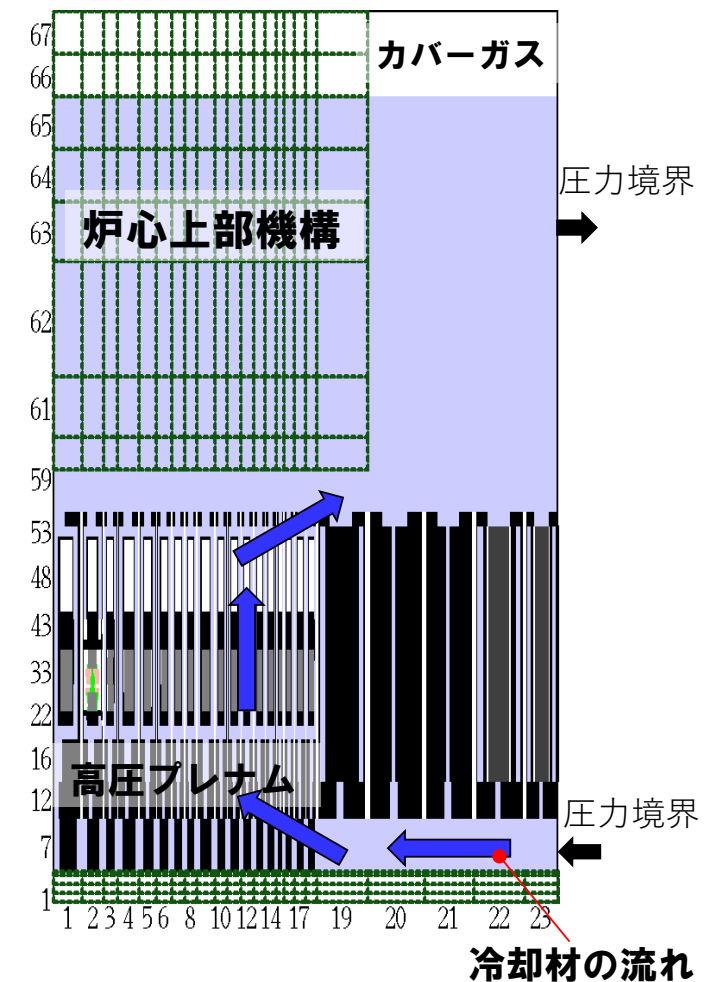
- ①炉心中心への溶融燃料の凝集移動を発生させるケース
 - ②制御棒下部案内管の溶融貫通時のFCIの発生を仮定して大規模燃料移動を駆動するケース
- より影響が大きいと評価された①の解析結果を以下に示す。

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次元円筒座標で周方向同時の燃料移動による炉心中心への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での同一リングに装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。



SIMMER-III計算体系図

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

遷移過程の不確かさ影響評価の解析条件及び解析結果

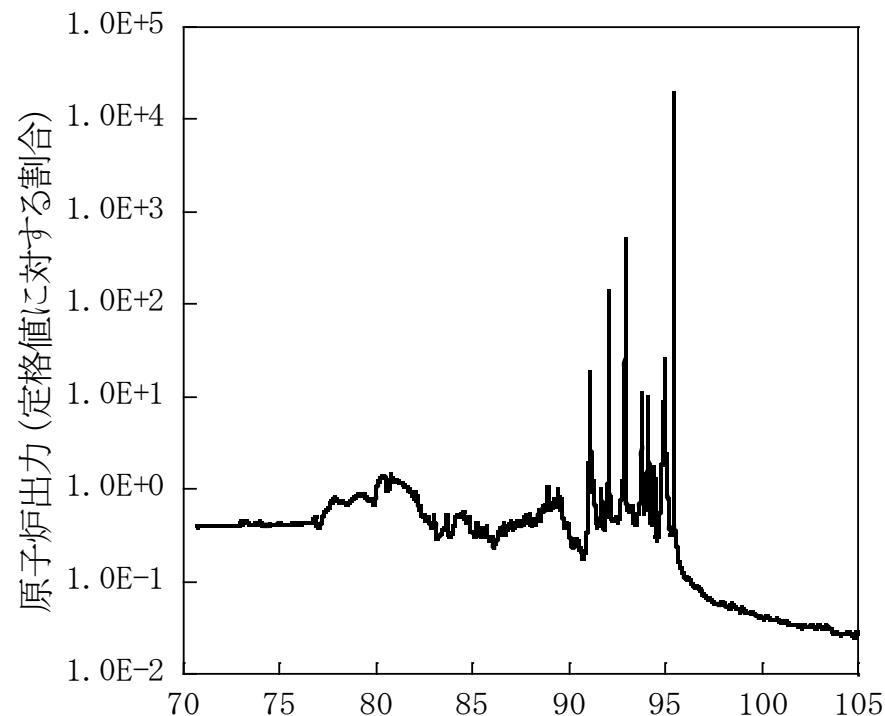
8. 主な解析条件

基本ケースの条件に加え、即発臨界超過による発生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。

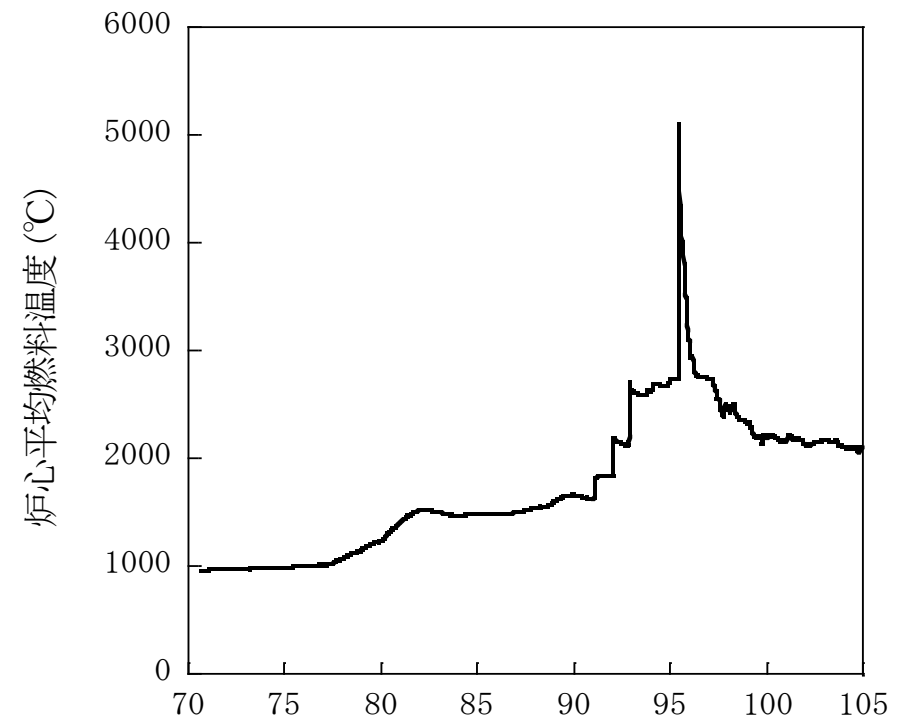
- 制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。
- 径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出を考慮しない。
- B型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心での同一リングに装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。

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。
- 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、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約5,110°Cである。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下する。
- この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより未臨界状態となる。



時間 (s)
原子炉出力の推移



時間 (s)
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 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。
- 一つの解析コードで過程全体を総合的に解析することは行わず、評価の対象ごとに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した。
- 初期条件として遷移過程の基本ケースの結果を用いるが、不確かさを踏まえて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

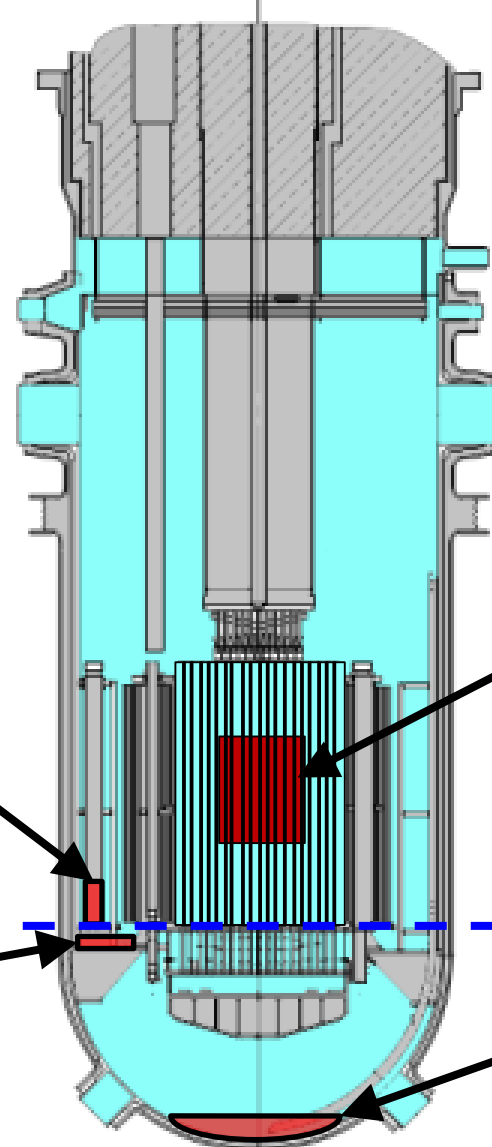
不確かさの影響評価では、
炉心インベントリ100%の
移行を想定。

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遷移過程基本ケースの計算終了時	70	0	30
②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
③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
④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
⑤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

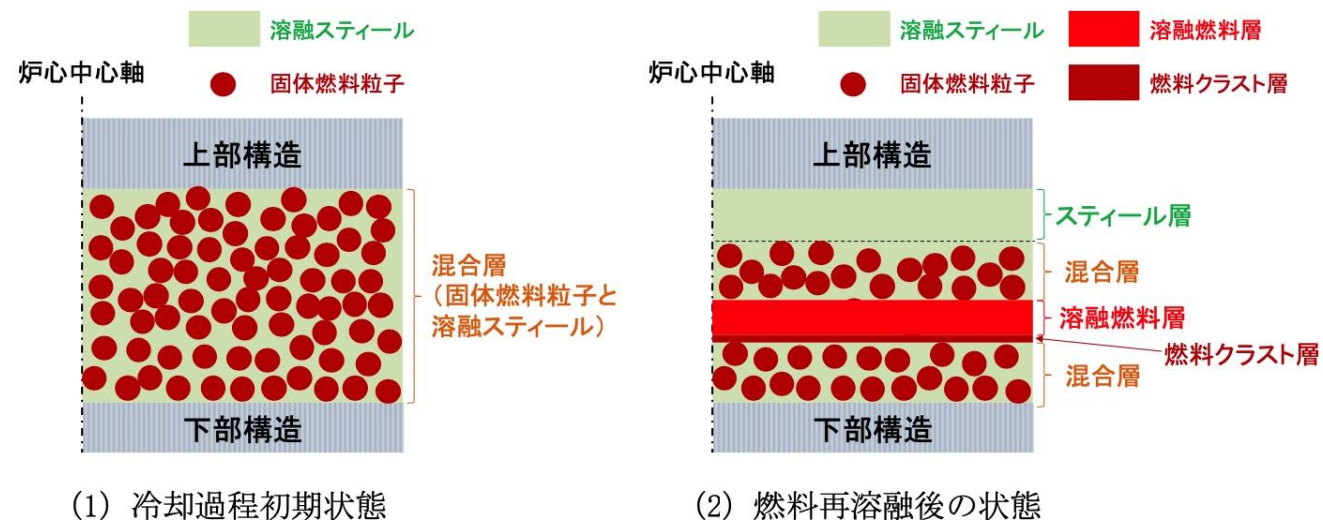
- ①は遷移過程基本ケースの終状態である。径方向反射体領域の集合体間ギャップへ流出した燃料は反射体内ナトリウムのポニーモータ流量により冷却保持されるため、再配置・冷却過程の初期状態は炉心冷却の観点から保守的に炉心残留燃料を80%、径方向反射体領域の集合体間ギャップを20%（②）とした。
- PAMRの初期状態で固化していた炉心残留燃料が崩壊熱によって溶融する過程を1次元熱伝導コードで解析した。溶融した燃料が制御棒下部案内管（LGT）の閉塞等を溶融貫通すれば炉心から下部プレナムへ流出する。その結果、炉心残留燃料が減少し、炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスして炉心残留燃料がそれ以上溶融しなくなった状態が③基本ケースである。
- 一方、LGTを通した燃料流出の発生には不確かさがあり、その影響を最大限に評価することを目的として燃料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④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の状態で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丸めて70%とした状態を⑤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保持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 炉心残留燃料の冷却保持解析手法

4. 炉心残留燃料の冷却性評価

4.1 解析手法と解析条件

- 炉心部に初期インベントリの80%が残存し、残り20%は炉心周囲の径方向反射体領域の集合体間ギャップに移行・固化。以後の各評価では不確かさの影響を考慮した包絡的な解析条件での解析結果を示す。
- 伝熱計算モデルを用いて残留炉心物質内部の温度変化、溶融挙動、及び残留炉心物質から周囲の構造物への熱流束を1次元体系で解析
 - 残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度は構造物の融点とする。
 - 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。



伝熱計算モデル概念図

- 炉心周囲の構造で最も冷却性の観点で厳しい炉心残留物質下面の冷却挙動は計算コードFLUENTを用いて評価する。
 - 上下プレナムや集合体内に加え、集合体間のギャップ内の流動も解析体系に加え、集合体間ギャップ内の自然対流による炉心残留物質下面の冷却挙動を解析する。

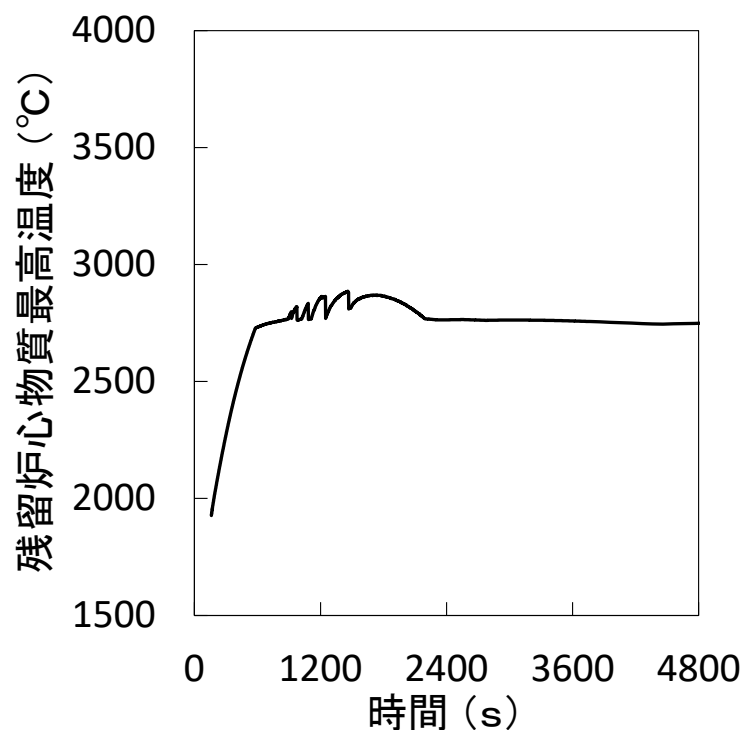
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

炉心残留燃料の冷却保持解析結果

4.2 主な解析結果

(1) 残留炉心物質の最高温度

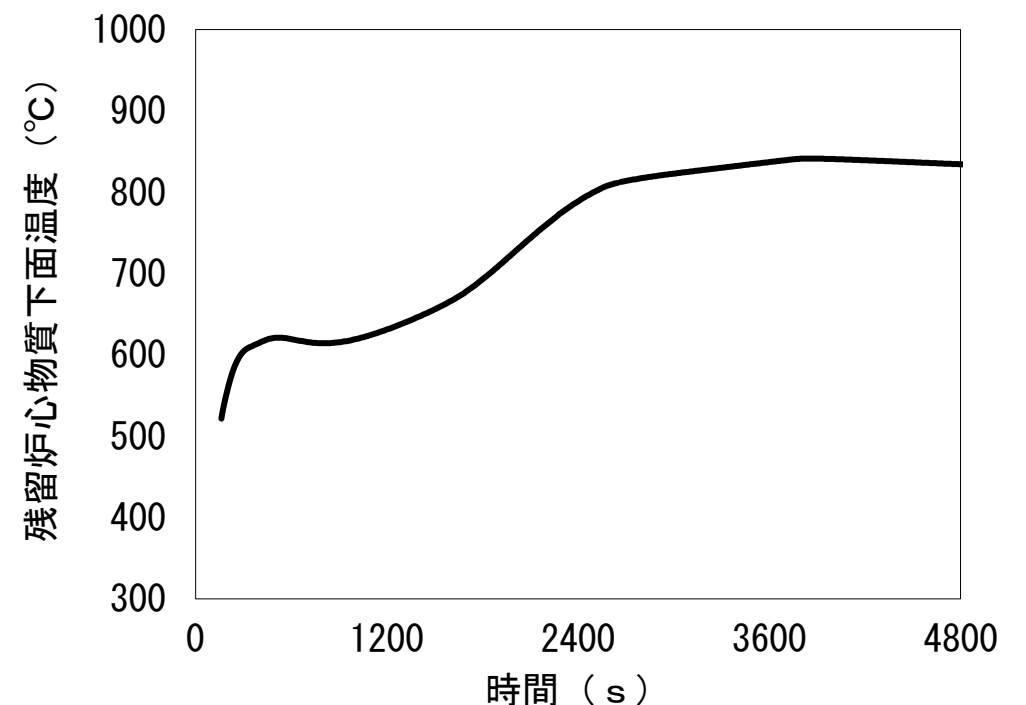
1次元伝熱計算モデルで解析を実施した。事象発生から約670秒後に燃料が再熔融し始め、残留炉心物質最高温度は約2,890°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下した。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定冷却される。



残留炉心物質最高温度の履歴

(2) 残留炉心物質下面

FLUENTコードで解析を実施した。事象発生から約3,900秒後に約850°C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

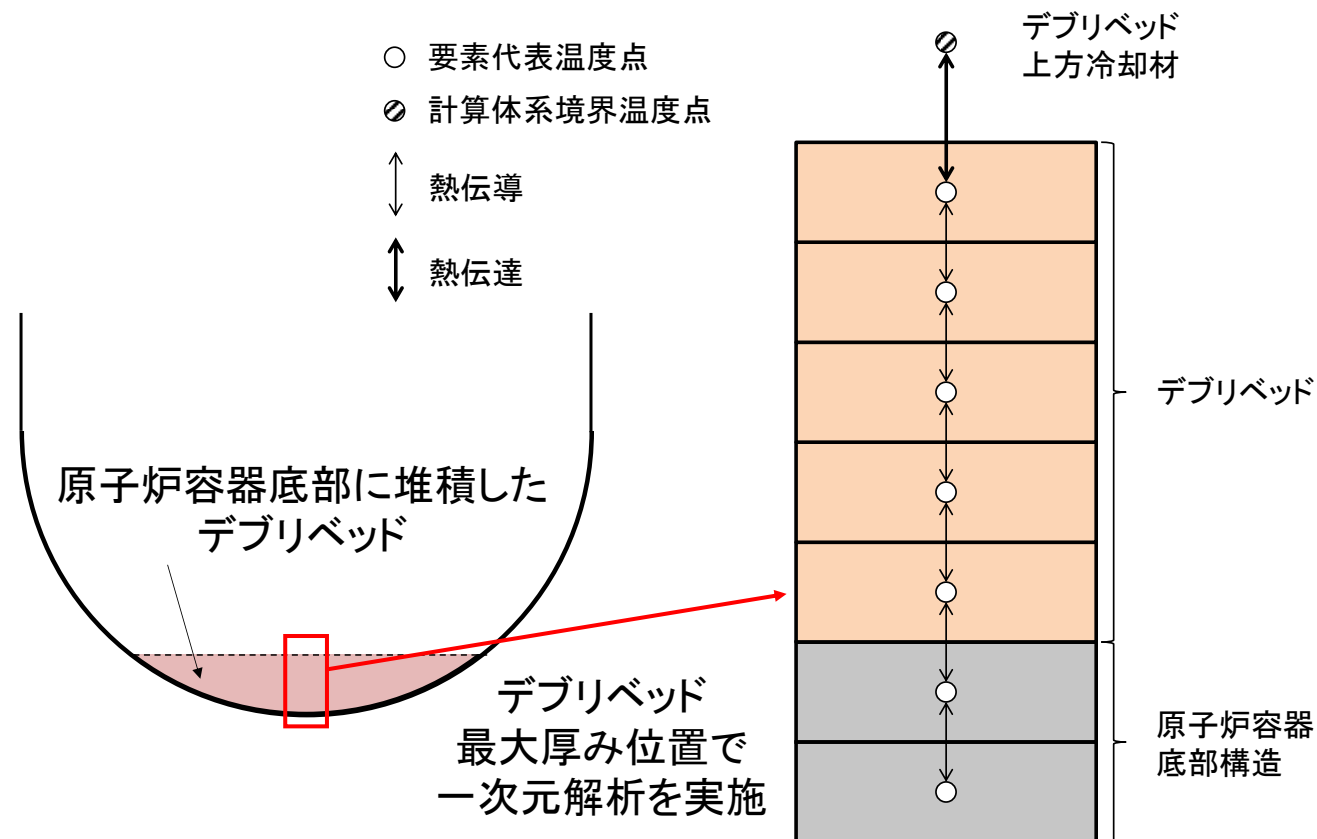
炉容器底部に堆積したデブリベットの冷却性評価解析体系

5. 炉容器底部に堆積したデブリベットの冷却性評価

5.1 解析コード

Super-COPDデブリ熱計算モジュール

5.2 解析体系及び解析条件



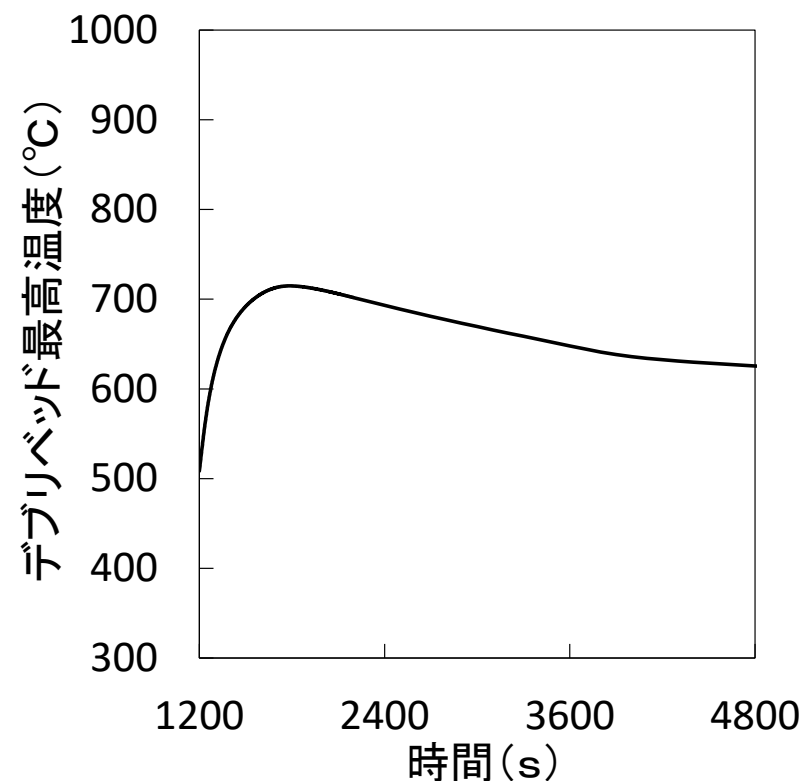
- LGT等を通じて炉心から下部プレナムに移行した炉心物質は、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部にデブリベットとして堆積するものとする。
- デブリベットの性状について炉心物質を用いた試験結果等に基づいて、デブリ粒子径 $400\mu\text{m}$ 、空隙率0.6とする。
- 崩壊熱は、遷移過程までの過程において燃料の損傷・溶融と高温状態が継続したことを考慮して希ガス及び揮発性FPからの崩壊熱を除いた値を用いる。

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

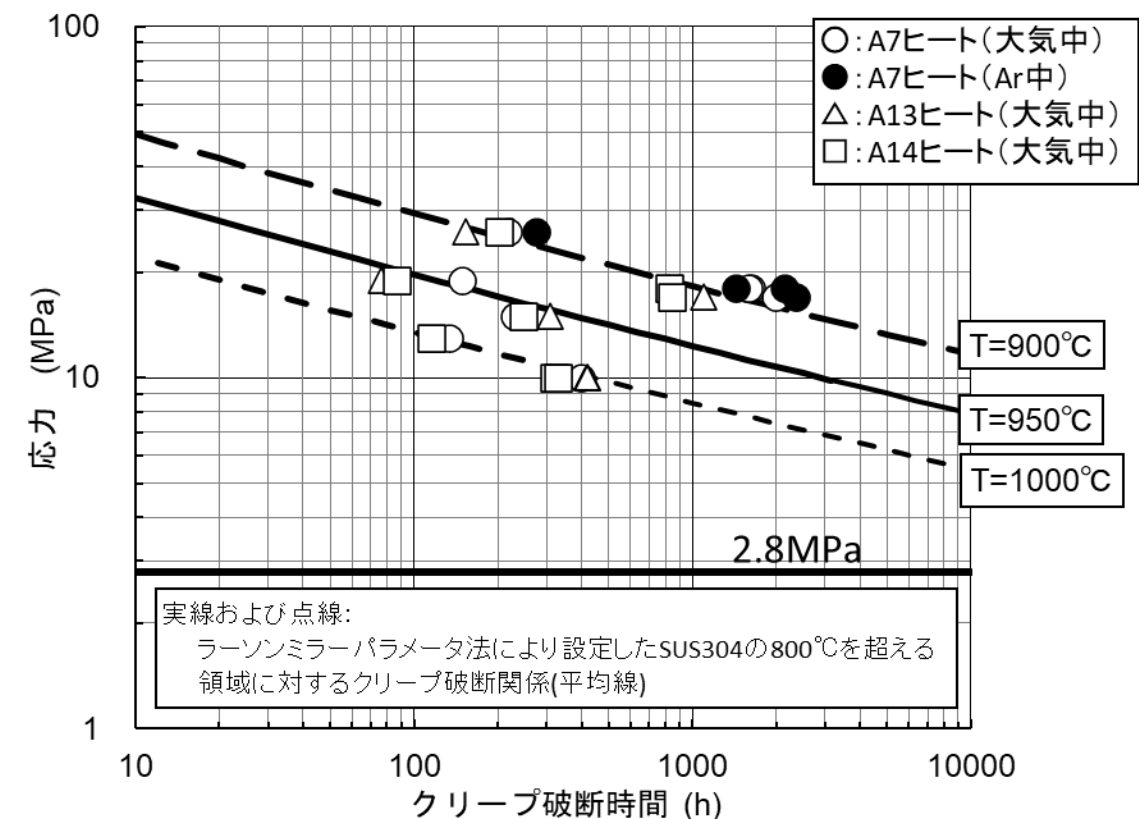
- 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環により冷却パスは確保。
- 炉心から下部プレナムに移行する燃料量は再配置過程の不確かさを考慮して、炉心インベントリの70%。



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

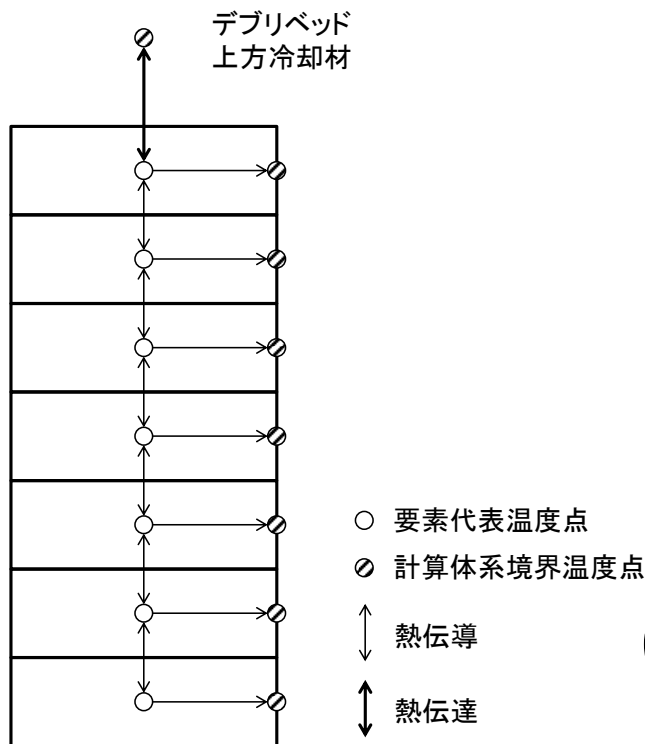
上部プレナムに放出された炉心物質の冷却保持解析手法、 解析条件及び解析結果

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1次元熱伝導コードを用いて評価した。



材料照射ラック底部の
デブリベッド解析モデル

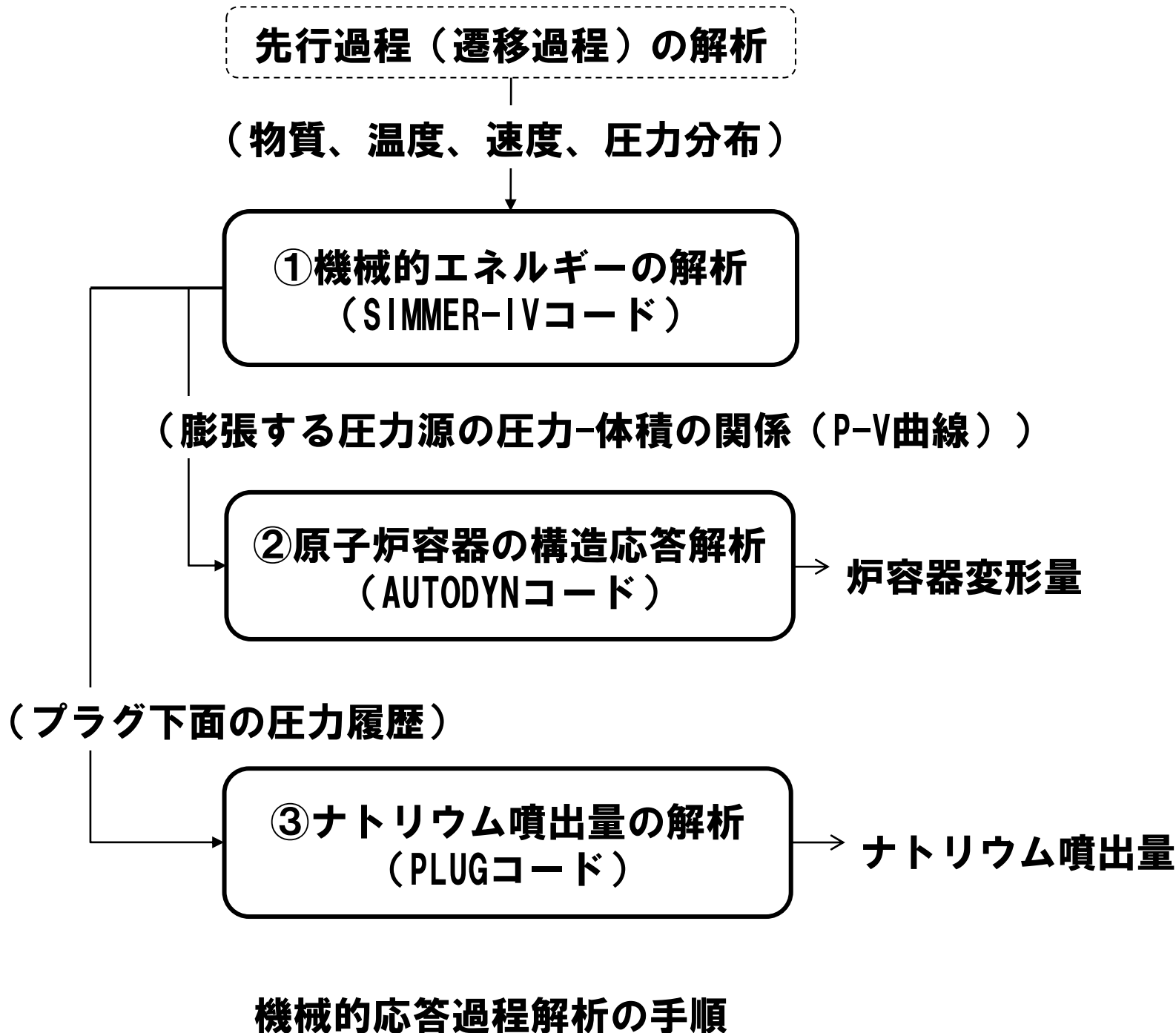
- 後述する機械的応答過程解析において、上部プレナムへの燃料放出量は炉心インベントリの約80%であった。ここでは保守側にこれを100%として不確かさを包絡した評価を行う。
- 上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックガイドの開口面積の比より、インベントリの約4%が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。

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。

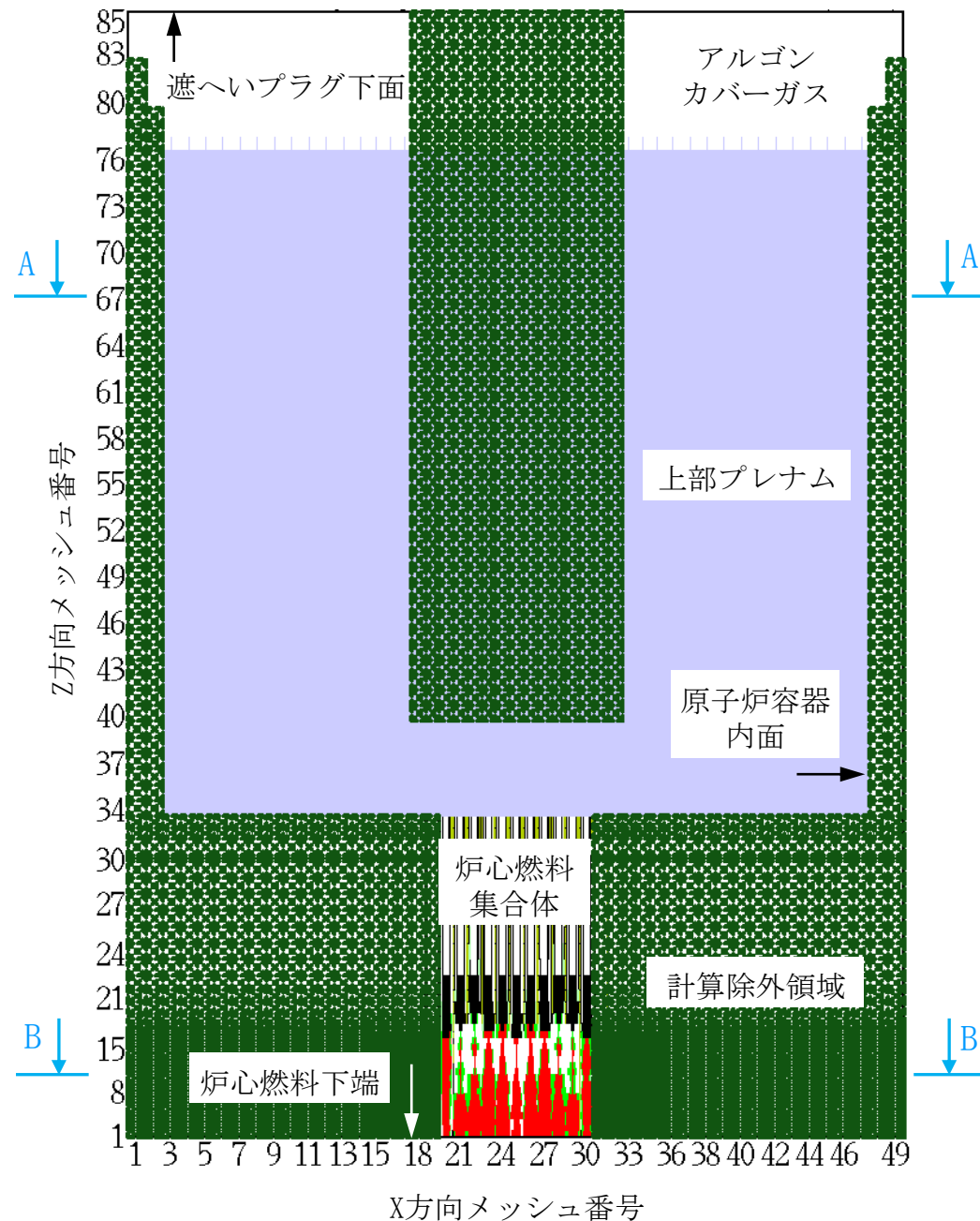


- 本過程の初期状態は遷移過程において即発臨界を超過して出力の急上昇が起こった直後の、炉心燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）である。
- 熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換される。
- 機械的エネルギー発生解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として炉容器の構造応答を解析する。
- ナトリウム噴出量の解析において大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構により構成する遮へいプラグの応答及びボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴に機械的エネルギーの解析で評価された値を用いることで、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見逃し、プラグへの負荷が大きくなる条件とする。

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



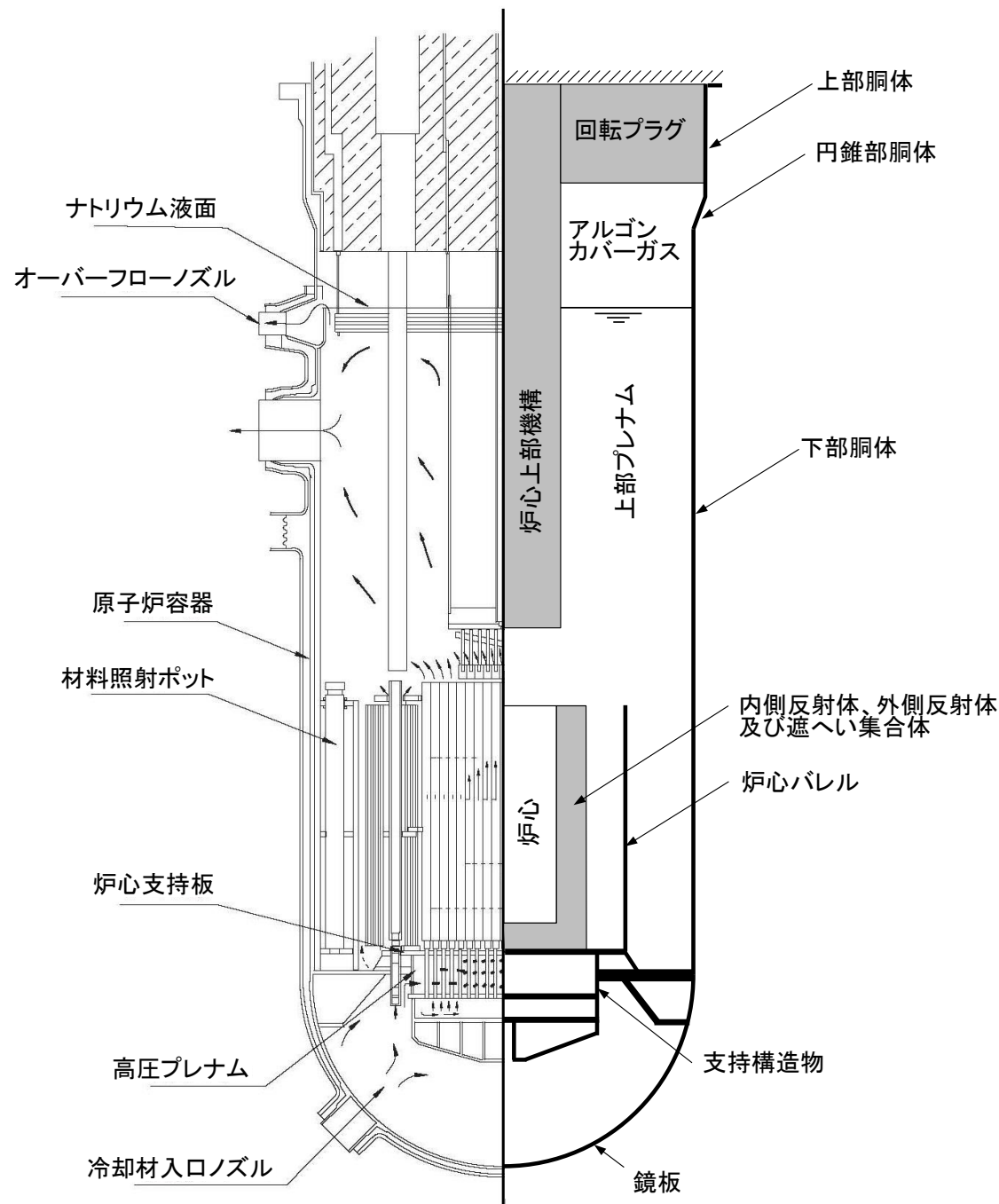
機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IVコード)
の解析体系

- 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、原子炉容器内において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

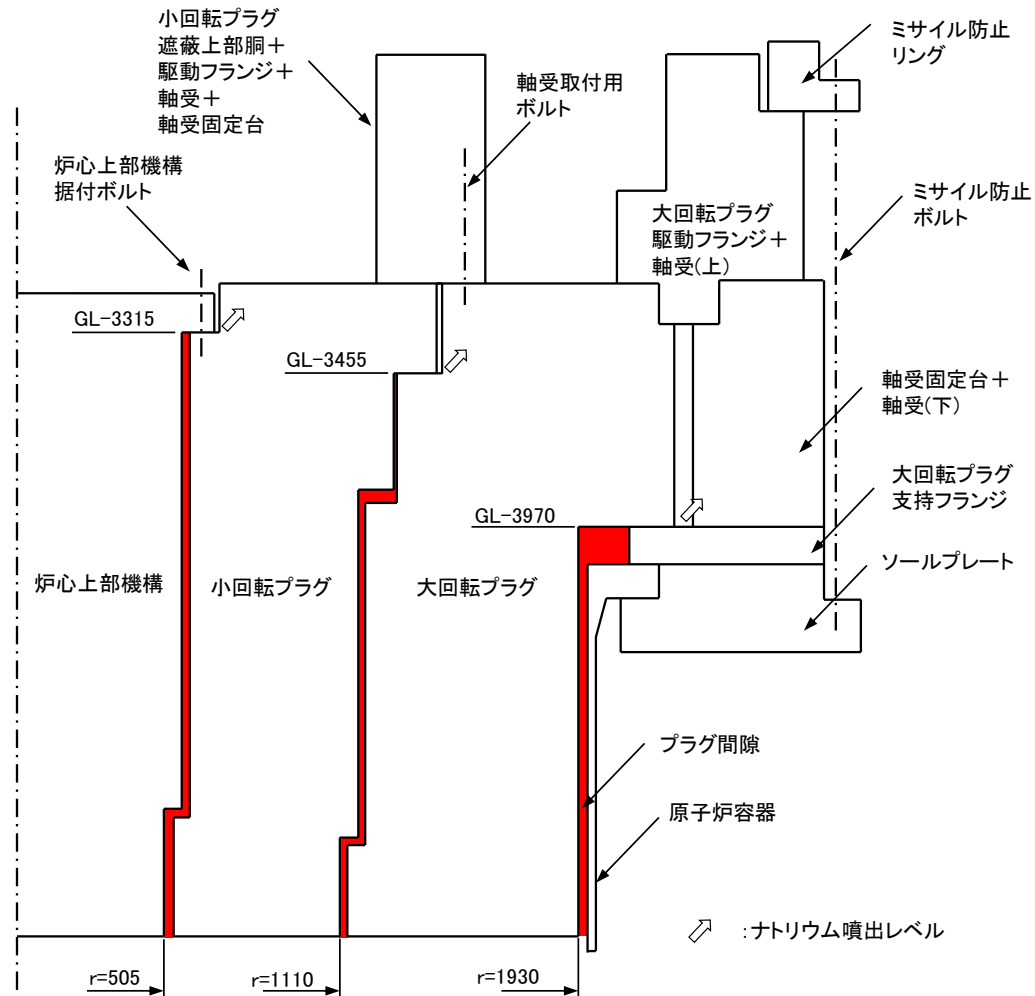


- 原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。
- この解析では、遮へいプラグ及び炉心上部機構は動かない剛体としてモデル化し、これら構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなる条件を用いている。

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、ナトリウム噴出量が多くなる条件を用いる。

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。ここではこの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. 主な解析結果（不確かさ影響評価ケース）

- 不確かさ影響評価ケースで発生する機械的エネルギーは約3.6MJと評価された。なお、基本ケースの機械的エネルギーは約1.8MJである。
- 原子炉容器内圧力上昇に伴い原子炉容器が水平方向に変形するものの、安全容器側壁に作用を及ぼさない。
- 垂直下方向への機械的負荷により原子炉容器は下方へ変形するものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。
- 原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は0.7%程度であり、許容限界10%を下回る。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。
- 回転プラグは1秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力がプラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座し回転プラグの気密性は回復する。
- ナトリウムはプラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各遮へいプラグ締結ボルトのひずみは最大で0.8%であり、破断伸び15%より十分小さく、ボルトの健全性は損なわれない。

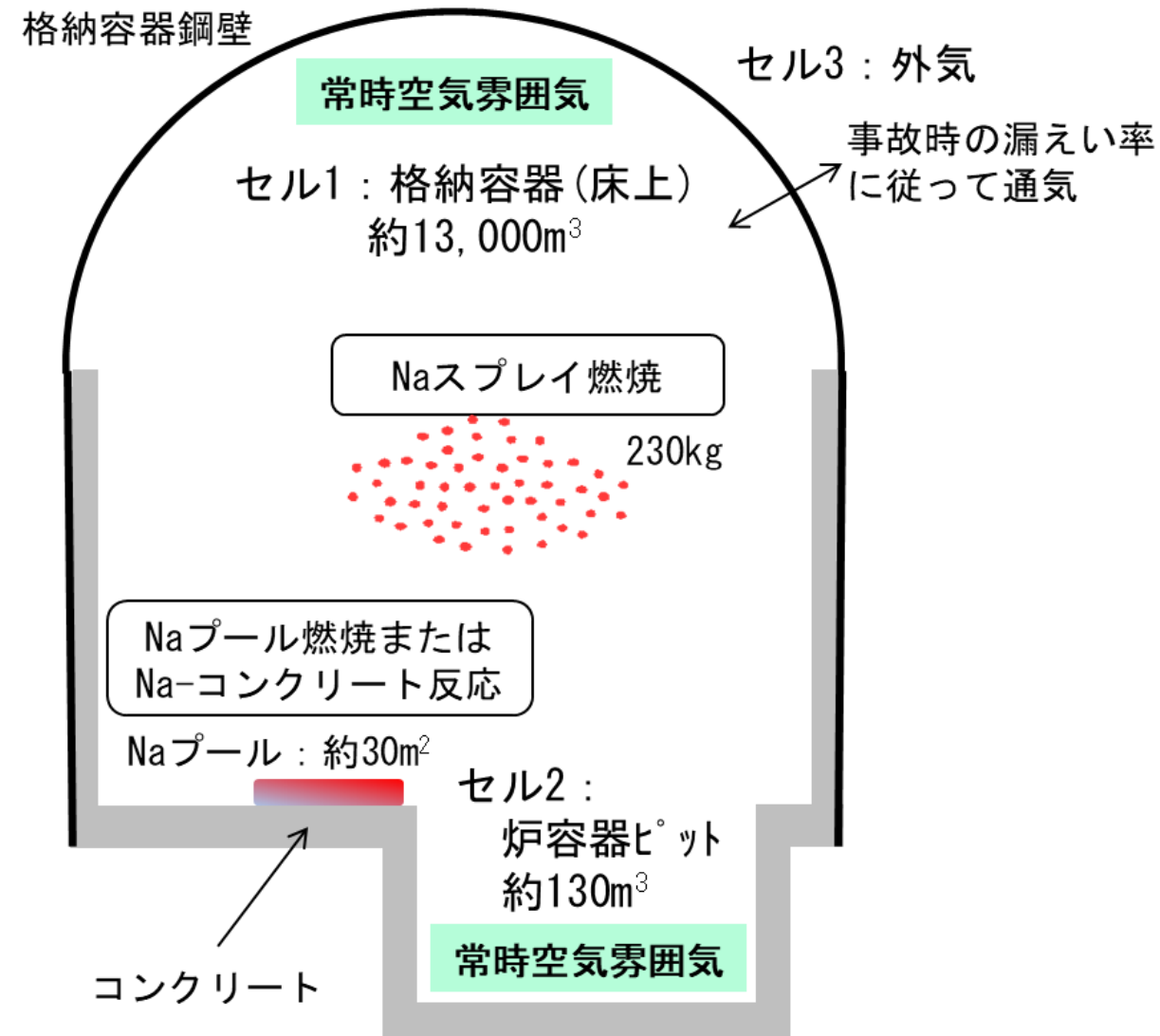
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 格納容器応答過程解析手法及び解析体系

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。

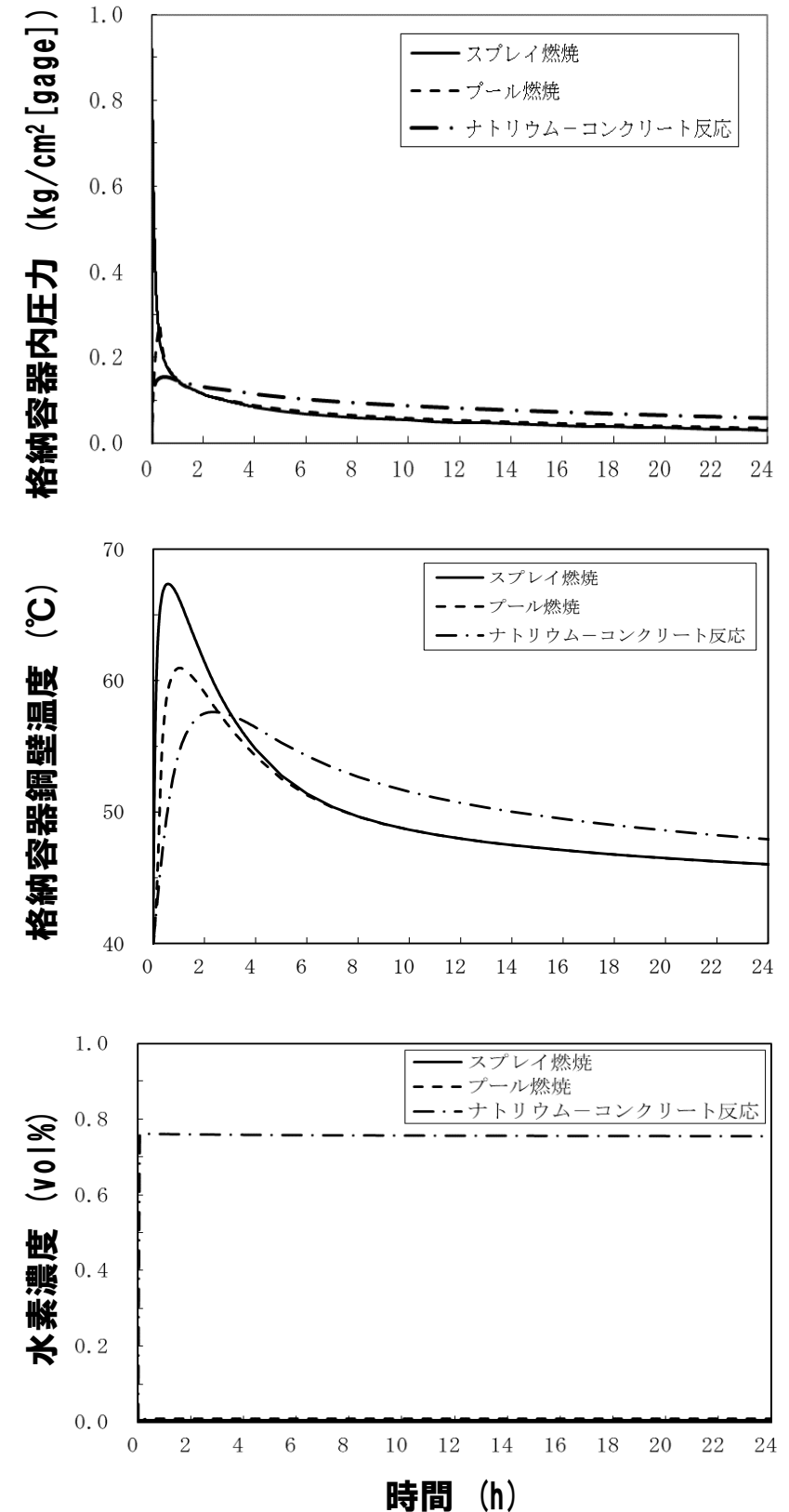
ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することとも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応することを仮定する。

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/cm² [gage] まで上昇するが、格納容器の設計圧力1.35kg/cm² [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°Cまで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度150°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0.77vol%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

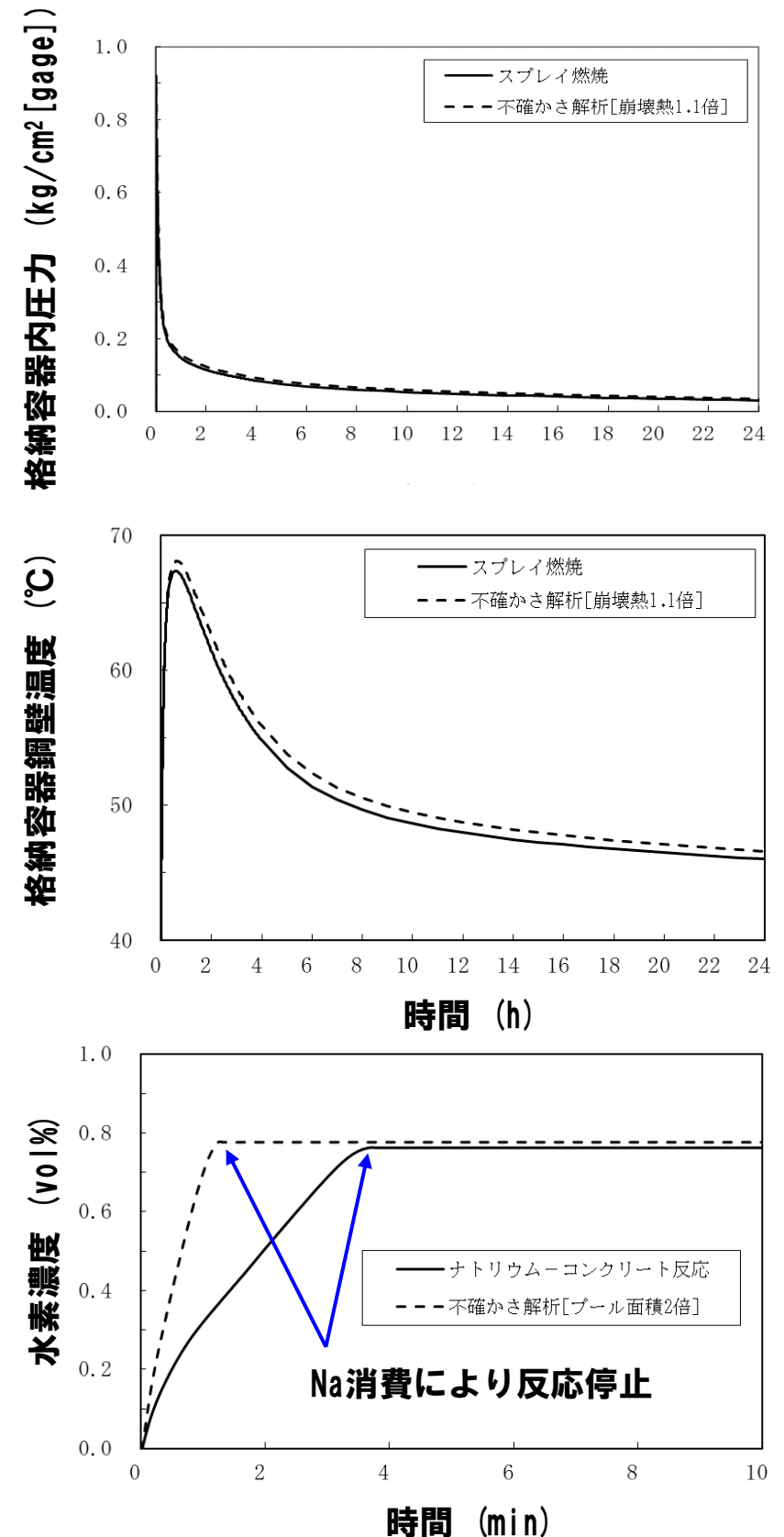
5. 不確かさの影響評価

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、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を入力値として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。

スプレイ燃焼において、崩壊熱増加の影響をみたところ、圧力については変わらず、格納容器の鋼壁温度は1°C上昇する。また、ナトリウム-コンクリート反応において、プール面積（反応面積）増加の影響をみたところ、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず（約0.78vol%）、可燃限界濃度の4vol%を下回る。



ULOF における機械的エネルギーの発生について

これまでの「常陽」の設置許可申請においても原子炉立地審査指針に基づく仮想事故として損傷炉心の即発臨界超過によるエネルギー放出の評価が行われてきた。

今回の設置変更申請前の既許可の仮想事故の「炉心溶融再臨界事故」はアプリアリに再臨界（即発臨界超過）の発生を想定するもので、大きな機械的エネルギー発生に対して原子炉施設（特に格納容器）の健全性を評価することを目的に、「常陽」の当初申請以来同じ考え方が踏襲されてきた。有効破壊エネルギーの計算は、即発臨界超過後の出力逸走で生じた高温高圧の燃料の膨張に伴う機械的エネルギーへの変換を理論上もっとも変換効率が大きくなる大気圧までの断熱変化を仮定して熱力学的に行われた、いわば熱力学的仕事ポテンシャルであり、MK-III炉心では約 180MJ であった。

一方で、今回の機械的エネルギーの発生挙動の解析では、多次元熱流動解析コード（SIMMER-IV）を使用して、原子炉容器内の冷却材の加速と運動エネルギー、カバーガスの圧縮エネルギー等へのエネルギー変換とその間の熱的、流体力学的相互作用や損失を機構論的に解析している。その結果計算された機械的エネルギーは熱力学的仕事ポテンシャルと比べて大きく低減され、不確かさ影響評価ケースにおいて発生する機械的エネルギーとして約 3.6MJ を得た。