



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）

- 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP） -
- 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS） -
 - 局所的燃料破損（LF） -

2020年12月15日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所
高速実験炉部

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

① 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

- (i) 「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」
- (ii) 「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」
- (iii) 「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 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

- (i) 「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」
- (ii) 「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」

③ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

- (i) 「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」
- (ii) 「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」
- (iii) 「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」

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)

- (i) 「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」
- (ii) 「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」
- (iii) 「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」

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)

- (i) 「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」
- (ii) 「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

⑥ 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)

- (i) 「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)

- (i) 「冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故」

評価事故シーケンスの概要

1. 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

①評価事故シーケンス

「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」

②評価事故シーケンスの概要

本事故では、原子炉の出力運転中に、制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

③評価事故シーケンスの選定理由

本事象グループには、原子炉入口冷却材温度の低下により過出力となる事故シーケンスが含まれるが、事象選定における4つの着眼点に基づき、正の反応度添加率が大きくなる①の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。なお、「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」の有効性評価は①と同じとなる。

2. 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

①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」

②評価事故シーケンスの概要

本事故は、原子炉の出力運転中に、2次系の冷却材流量が減少した後、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

③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温度が上昇する事故シーケンスが含まれるが、事象選定における4つの着眼点に基づき、1次冷却系からの除熱に与える影響が大きくなる①の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。なお、「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」の有効性評価は①と同じとなる。また、2次主冷却1ループからの除熱機能を喪失する「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」の有効性評価の結果は別途提示する。

3. 局所的燃料破損（LF）

①評価事故シーケンス

「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」

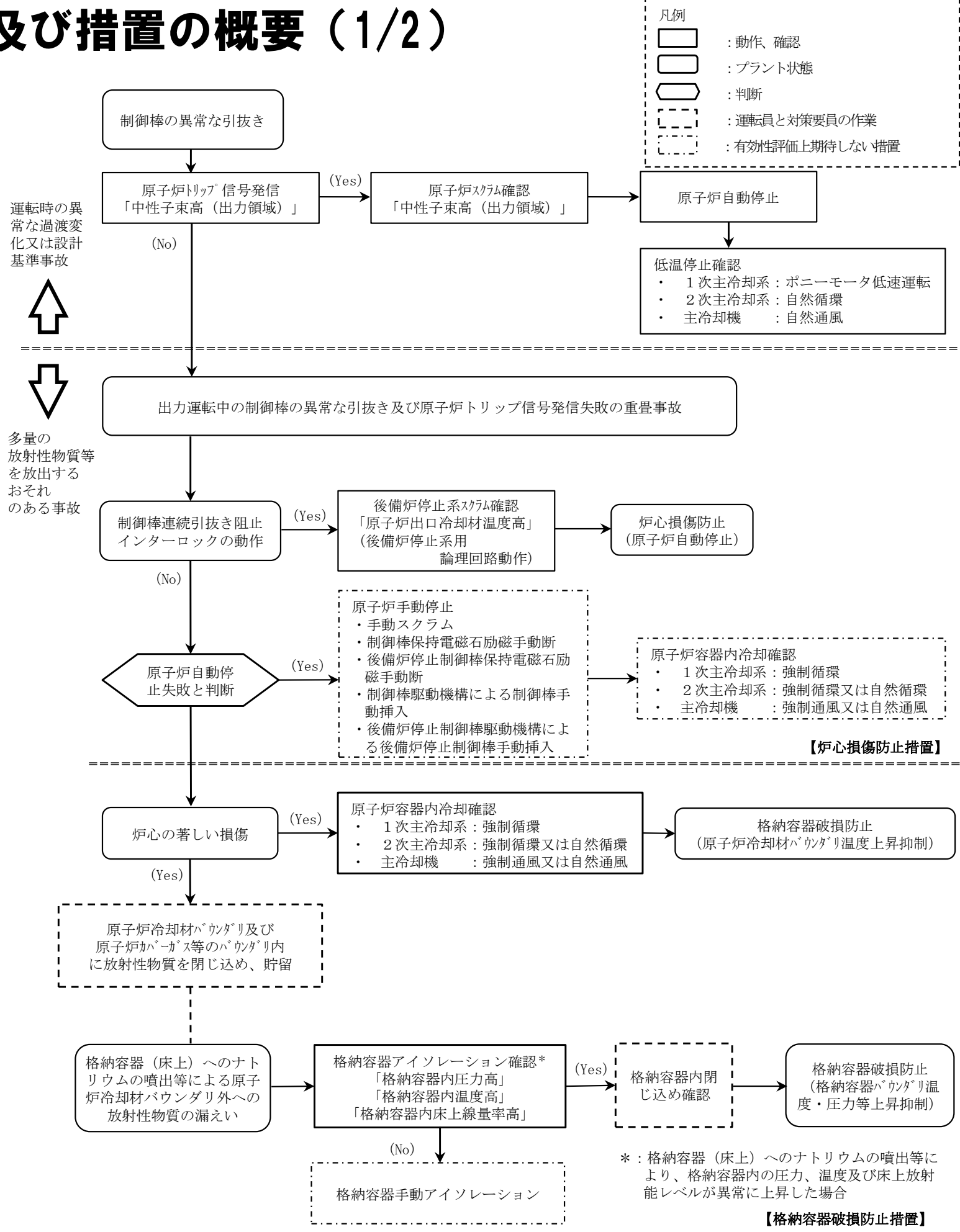
②評価事故シーケンスの概要

本事故は、原子炉の出力運転中に、原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路のうち、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞される事象として考える。本事故では、燃料集合体内の複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞されることで、除熱能力が低下して燃料要素が破損することを想定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定する。

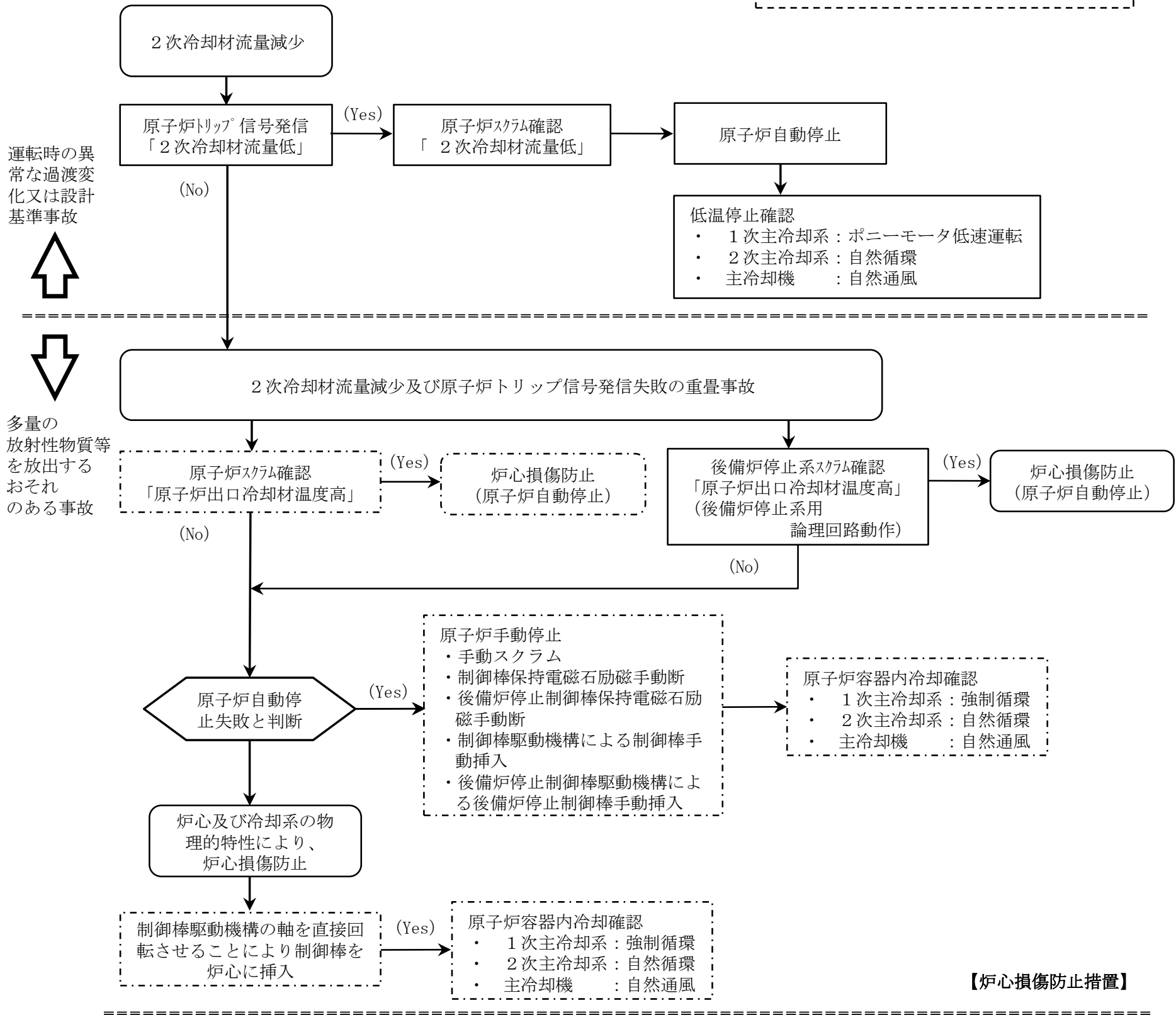
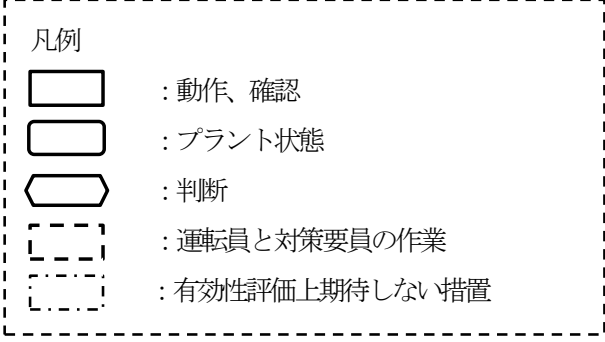
③評価事故シーケンスの選定理由

本事象グループの局所的な異常のうち、集合体内の破損伝播速度が相対的に速くなる①の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。

UTOPの事象進展及び措置の概要（1/2）



ULOHSの事象進展及び措置の概要 (1/2)

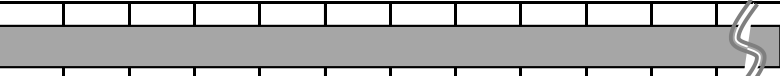







運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

【炉心損傷防止措置】

ULOHS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	
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次冷却材流量減少） ▼事故発生の判断（「2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												
	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													・「2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													・「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。
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。

LFの事象進展及び措置の概要（1/2）

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

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故



冷却材流路閉塞（1サブチャンネル）事故



冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

燃料破損検出系により破損を検出

原子炉手動停止

炉心損傷防止（原子炉停止）

(No)

【炉心損傷防止措置】

炉心の著しい損傷

原子炉容器内冷却確認

- ・ 1次主冷却系：強制循環
- ・ 2次主冷却系：強制循環又は自然循環
- ・ 主冷却機：強制通風又は自然通風

格納容器破損防止（原子炉冷却材バウンダリ温度上昇抑制）

原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバー等バウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留

格納容器（床上）へのナトリウムの噴出等による原子炉冷却材バウンダリ外への放射性物質の漏えい

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」

格納容器内閉じ込め確認

格納容器破損防止（格納容器バウンダリ温度・圧力等上昇抑制）

(No)

格納容器手動アイソレーション

*：格納容器（床上）へのナトリウムの噴出等により、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合

【格納容器破損防止措置】

LF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		
			10	20	30	40	50	60	90	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	▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生の判断 （燃料破損検出系による破損の検出） ▽原子炉停止失敗と判断 ▽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、D	2 ・ 事故発生の判断															・ 燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
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（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）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動作し、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
UTOP	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	制御棒連続引抜き阻止インターロック、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	<ul style="list-style-type: none"> 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"> 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）
	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		
ULOHS	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	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	<ul style="list-style-type: none"> 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		
LF	冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故	燃料破損検出計による異常検知及び手動スクラムによる原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> ULOF及びUTOPと同じ

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、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。

1. 対象事象

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

2. 主な炉心損傷防止措置

制御棒連続引抜き阻止インターロック、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. 解析コード

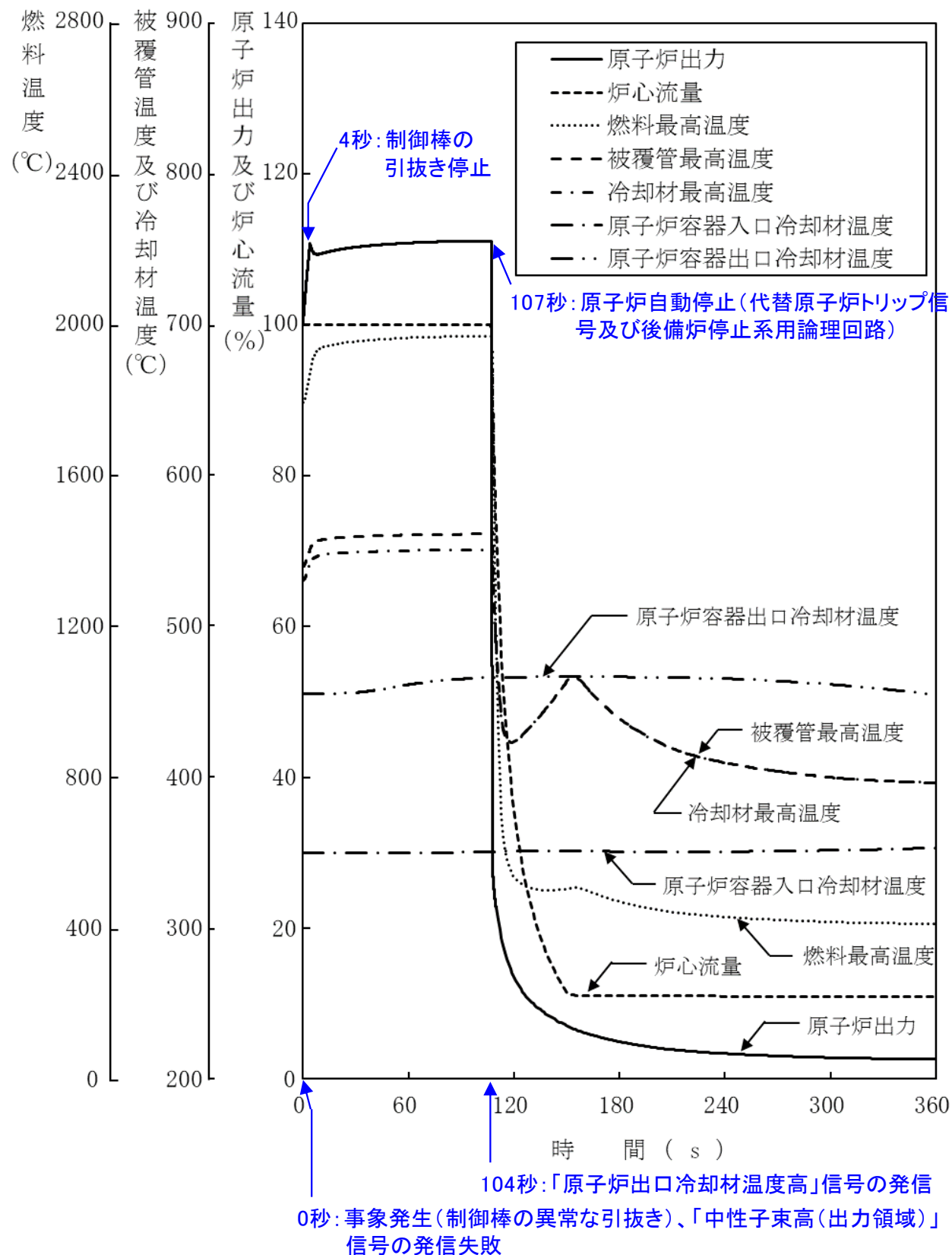
Super-COPD

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) 制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率は、最適評価値として $3.0\phi/s$ を設定。
- (3) 事象推移
 主な事象推移を下表に示す。

時間（秒）	事象推移
0	制御棒の異常な引抜き →「中性子束高（出力領域）」信号の発信失敗
4	制御棒の引抜き停止
104	「原子炉冷却材出口冷却材温度高」信号の発信
107	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1,970	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、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「反応度添加率」、「反応度係数」、代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高の設定値」の不確かさに関する感度解析を実施した。
- 反応度添加率は、反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮した4.2¢/sとした。
- 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。
 - ドップラ係数：燃料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。
 - 燃料温度係数：ドップラ係数と同様に、絶対値が最小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。
- 「原子炉出口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+10℃を考慮し、474℃とする。

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2,130	2,650
被覆管最高温度	約540	約590	840
冷却材最高温度	約530	約580	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

1. 対象事象

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

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. 解析コード

Super-COPD

4. 主な解析条件

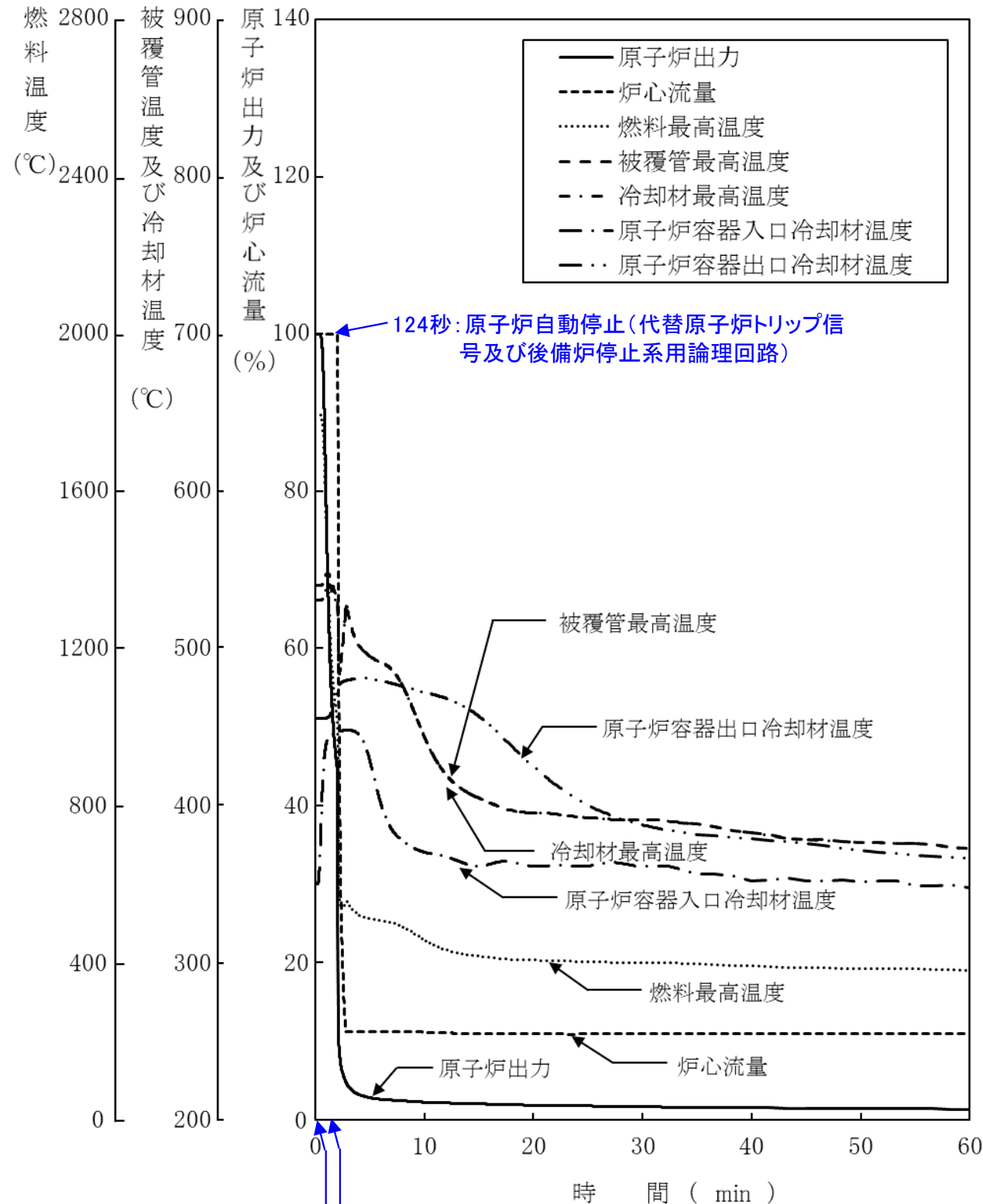
(1) 反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の反応度投入速度、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用。

(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	2次主循環系ポンプトリップ（2ループ） →「2次冷却材流量低」信号の発信失敗
121	「原子炉冷却材出口冷却材温度高」信号の発信
124	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



121秒: 「原子炉出口冷却材温度高」信号の発信
 0秒: 事象発生(2次主循環ポンプトリップ(2ループ))、「2次冷却材流量低」信号の発信失敗

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。
- ラツパ管温度係数** : ラツ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 (℃)	最高温度 (℃)	評価項目 (℃)
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

1. 対象事象

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

2. 主な炉心損傷防止措置

燃料破損検出系による異常検知及び原子炉手動停止

3. 解析コード

ASFRE

4. 解析体系と条件の概要

閉塞物：ステンレス鋼

閉塞厚さ：ワイヤ巻ピッチ209mmの1/3

軸方向閉塞位置：発熱上端

水平方向閉塞位置：千鳥格子状

流路閉塞前の燃料最高温度：2,350℃（熱的制限値）

流路閉塞前の被覆管最高温度：620℃（熱的制限値）

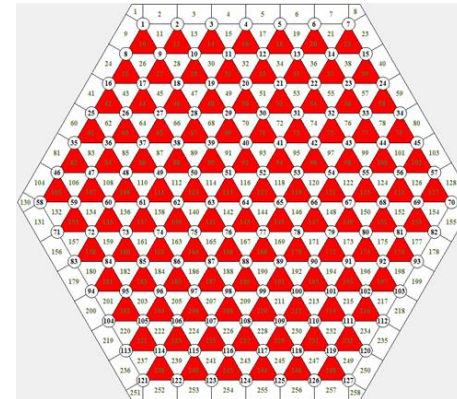
軸方向出力分布：考慮する

径方向出力分布：考慮する

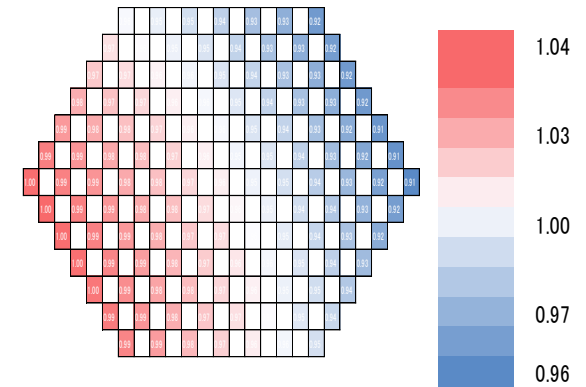
<燃料要素の破損を想定した場合>

燃焼末期、0.2mmφの破損孔を想定

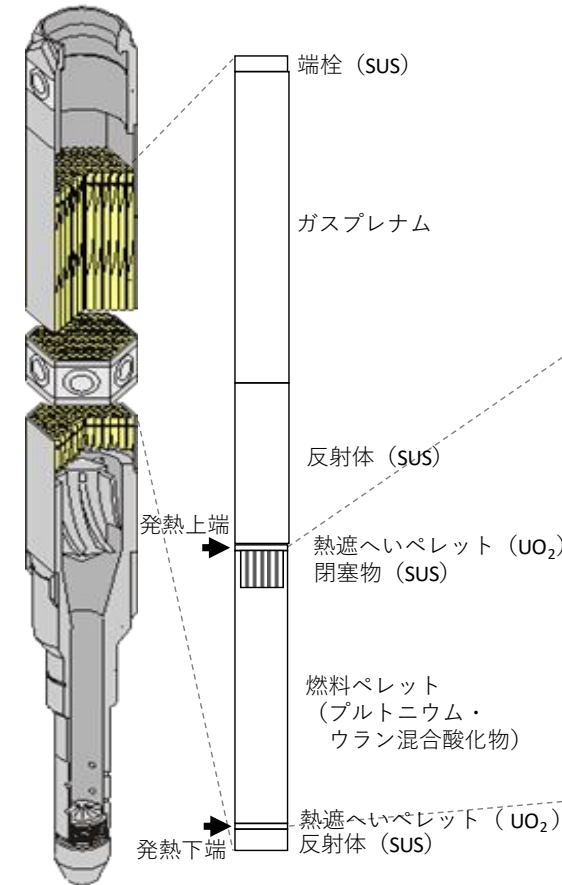
ガスの放出時間：10秒



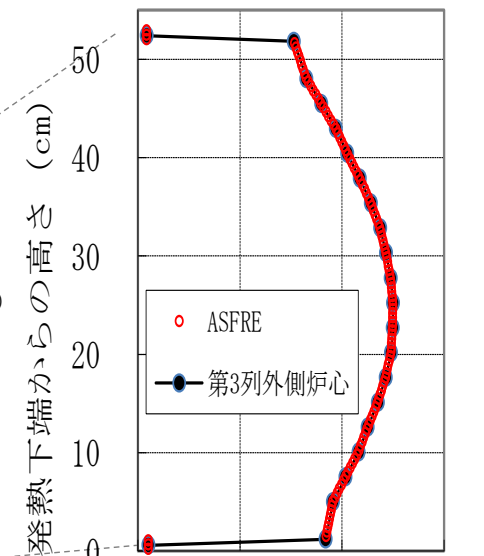
千鳥格子状閉塞



径方向出力分布



解析モデルの概要



軸方向出力分布

5. 主な解析結果

● ASFREによる解析結果

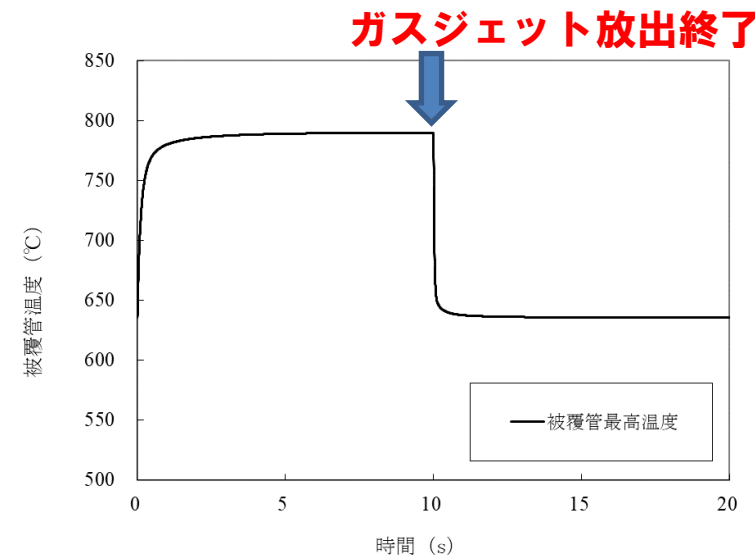
	流量 (kg/s)	冷却材 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	燃料 最高温度 (°C)
閉塞前	8.57	600	620	2,350
閉塞後	8.02	640	720	2,360

● ガスジェット衝突解析

- 千鳥格子閉塞時に高温状態が継続して被覆管がクリープ破損し、隣接ピンに対してガスジェットが約10秒間放出されることを想定

	冷却材 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)
燃料破損後	770	800

- 燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視によりその破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止。この間、他の燃料要素が新たに破損することはなく、急速な破損伝播が起こることはない。



被覆管最高温度の時間変化（ガスジェット衝突）

→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

- 被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられる解析条件に関して、閉塞の厚さと形状以外は解析結果を厳しくするように設計基準事故における局所的燃料破損と同一の保守的な条件設定を行っている。閉塞の厚さと形状に関しては、以下のように設計基準事故よりもさらに保守側の想定を用いているため、不確かさの影響は有効性評価結果に包絡される。具体的には以下の通り。

閉塞の厚さ	：設計基準事故の約3倍の厚みを想定した。
閉塞の形状	：設計基準事故では1つのサブチャンネルでの閉塞を想定したが、ここでは物理的に閉塞が可能なサブチャンネルが同一水平断面内で全て閉塞した状態（千鳥格子状の閉塞）を想定した。
閉塞の位置	：熱的に最も厳しい条件となる発熱部上端位置での閉塞を想定した。
閉塞のポロシティ	：ポロシティはゼロとし、閉塞部では燃料ピンが冷却材流れによって除熱されない状態を想定した。
燃料被覆管の初期温度	：通常の運転条件とは異なる熱的制限値に設定した。
ガスジェット放出時間	：燃焼末期の最も核分裂生成ガスが蓄積された状態を想定した。
被覆管破損孔サイズ	：設計基準事故と同じく小さい破損孔サイズを使用し、ガスジェット放出時間を保守的に長く想定した。
ガスジェット放出時の熱伝達率	：実験結果をもとに算出した保守的な値を使用した。

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 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。

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価

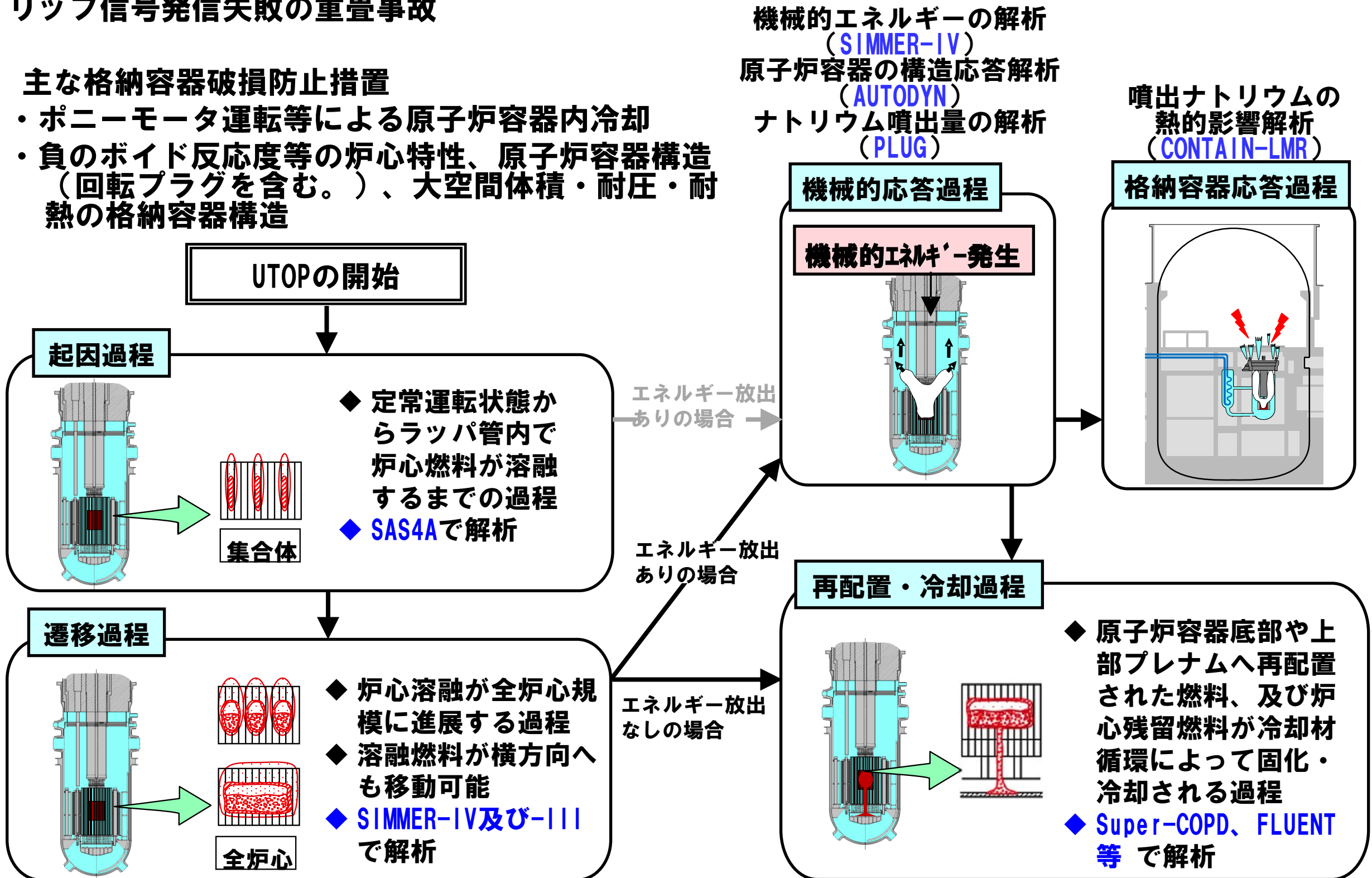
UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 解析評価の流れ

1. 対象事象

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

2. 主な格納容器破損防止措置

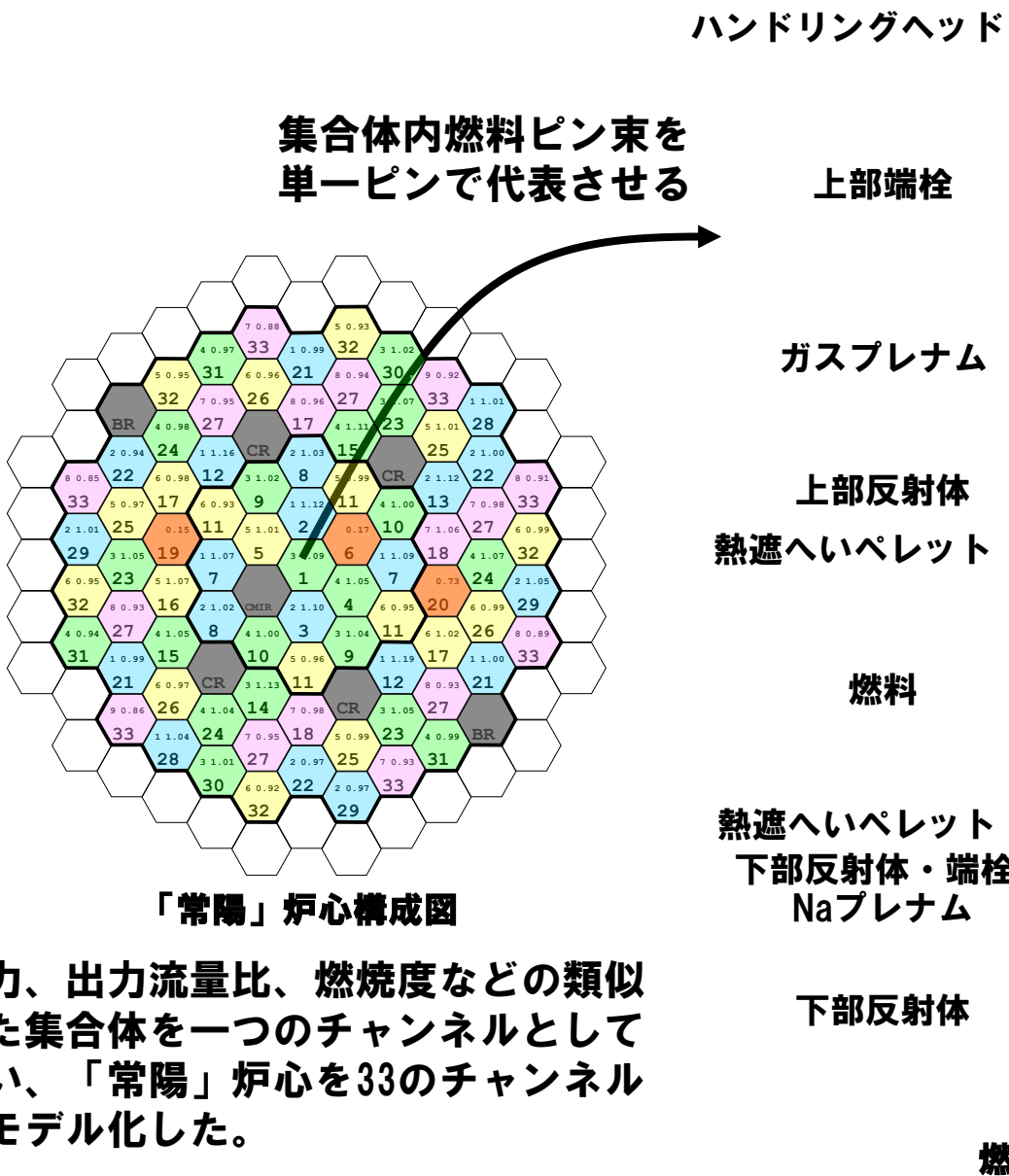
- ・ ポニーモータ運転等による原子炉容器内冷却
- ・ 負のボイド反応度等の炉心特性、原子炉容器構造（回転プラグを含む。）、大空間体積・耐圧・耐熱の格納容器構造



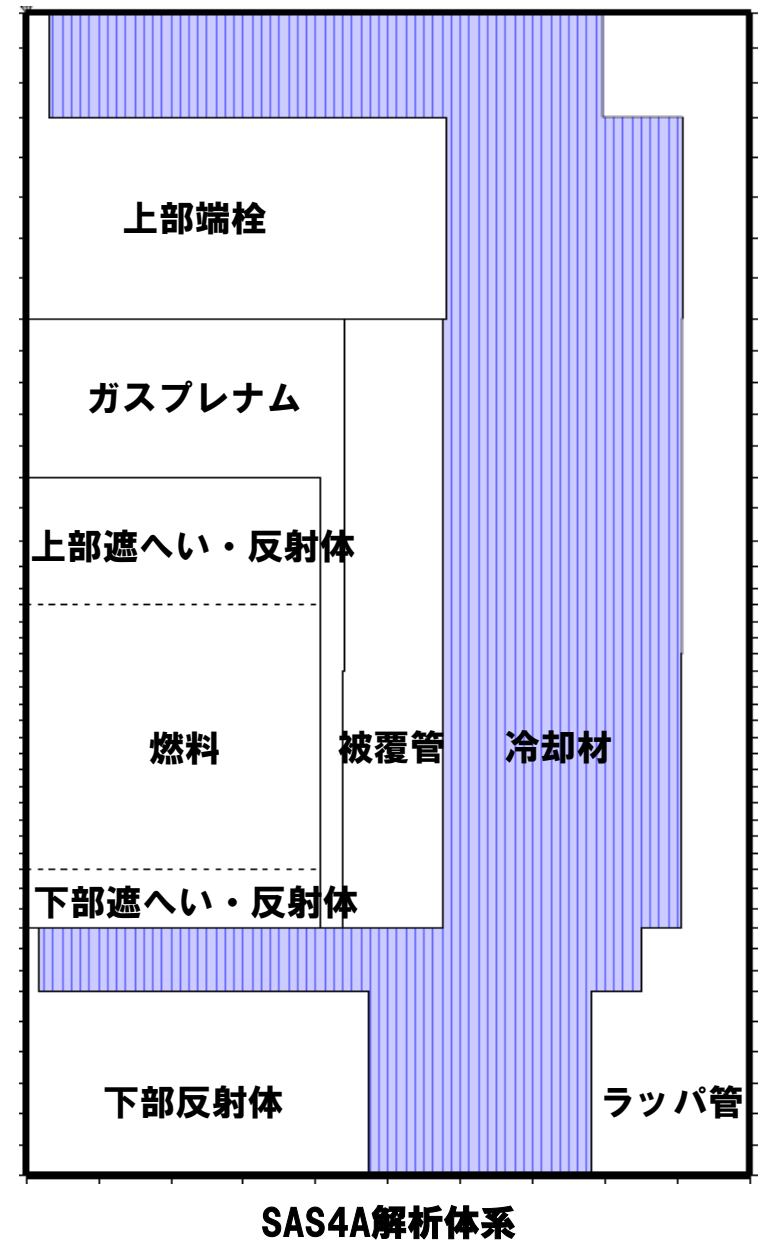
UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の解析手法及び解析体系

1. 解析コード SAS4A

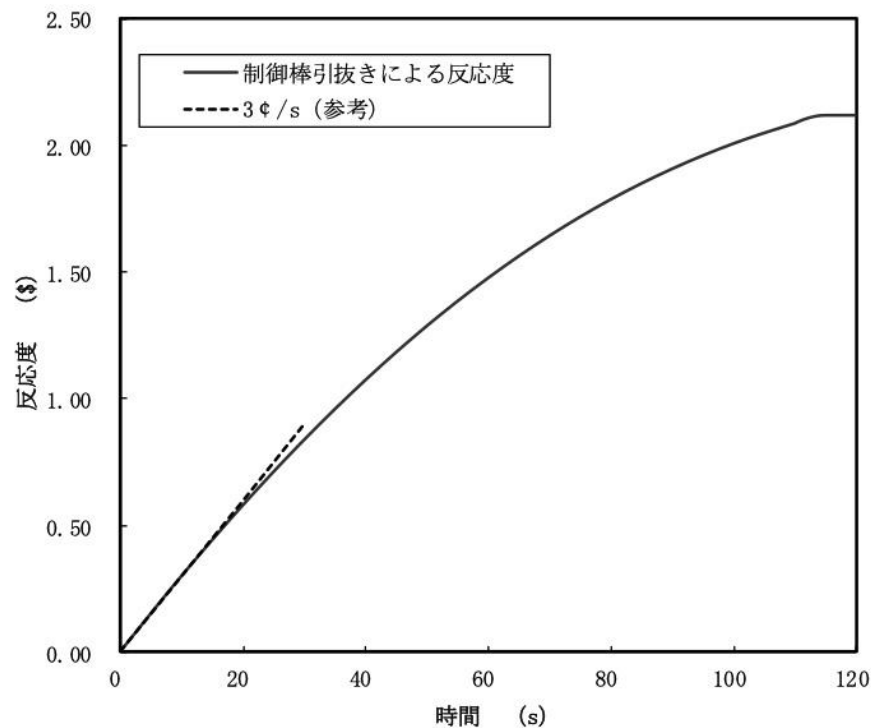
2. 解析体系の概要



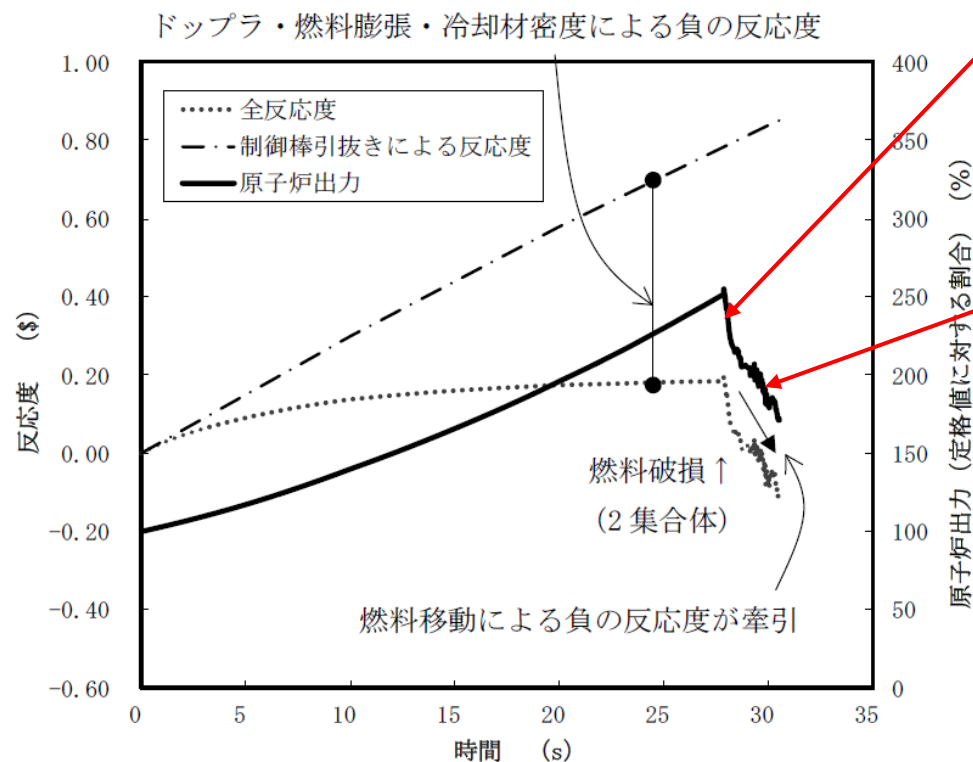
集合体毎に出力や冷却材流量を設定



UTOP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



制御棒の引抜きにより投入される反応度



出力及び反応度の推移

3. 主な解析条件

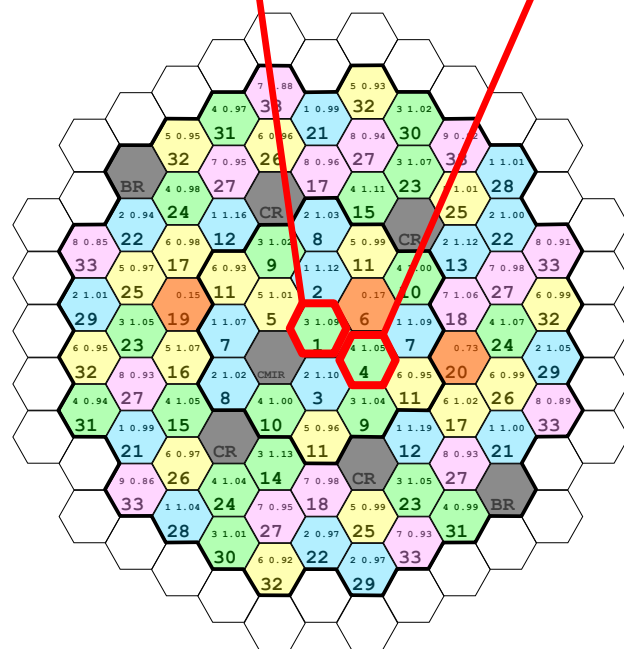
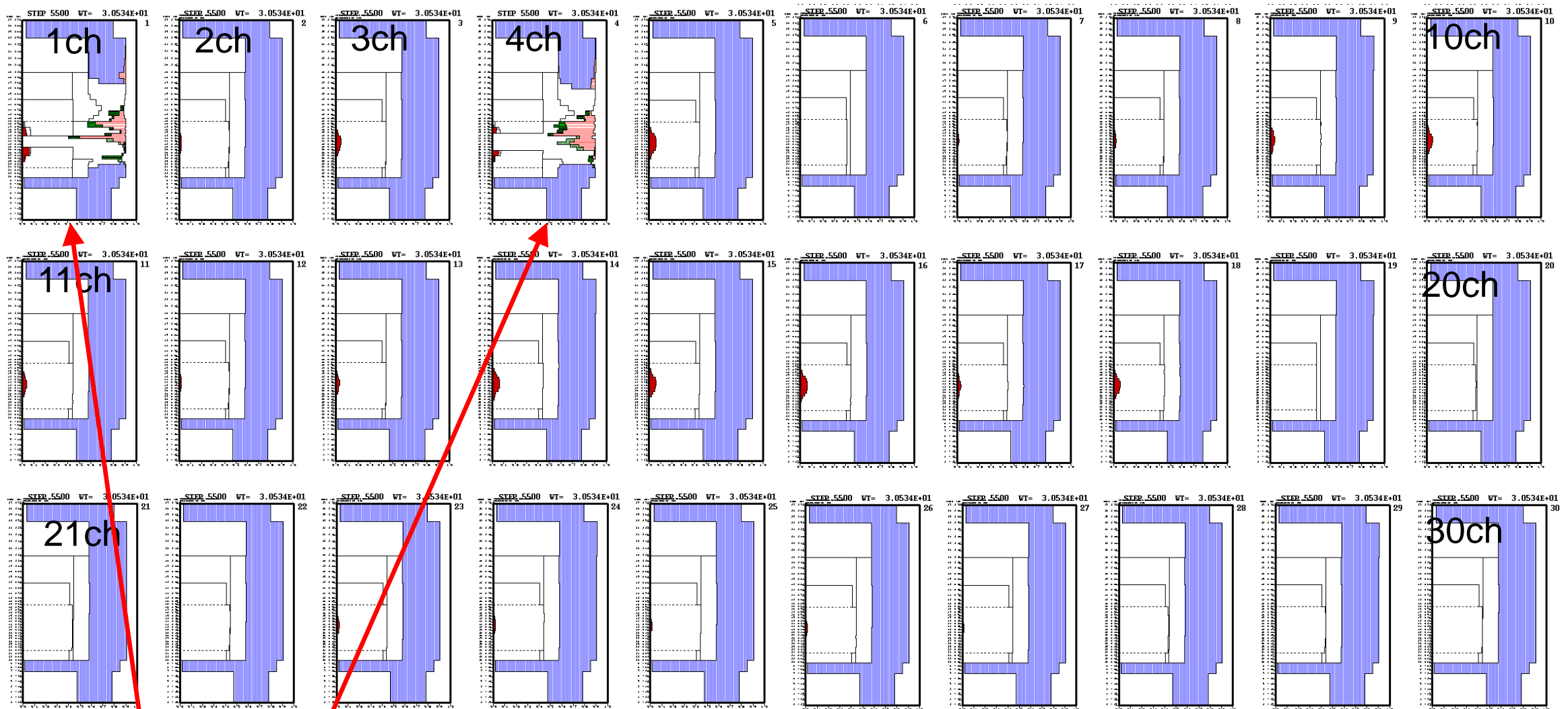
- 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 解析対象は起因過程（事故の開始からラツパ管内で炉心燃料が溶融する過程）で、ラツパ管の溶融貫通までを解析する。

4. 主な解析結果

- 燃料の中心部は溶融し、出力と燃焼度が共に高いチャンネルで冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。
- 被覆管の昇温に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。

UTOP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30秒で接続。
- 燃料破損が発生するのは出力と燃焼度が共に高い炉心中心部の1chと4chのみで、その他の集合体は未沸騰。

UTOP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
制御棒引抜き反応度	反応度挿入曲線の傾きが最大 ($4.2 \text{ } \phi / \text{s}$) で一定
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 $\times 1.3$ 、負値領域は $\times 0.7$
ドップラ反応度	UTOPでは燃料温度が上昇し、負値となるため $\times 0.7$
燃料の軸伸び	UTOPでは燃料温度が上昇して膨張し、負値となるため $\times 0.7$
燃料破損条件	破損燃料の移動を抑制するため、燃料溶融開始直後に破損 燃料分散による負の反応度投入を遅らせるため、50%断面溶融割合の条件で破損

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即発臨界 (1.0β) 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、起因過程は反応度及び出力の上昇は緩慢であり、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

UTOP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

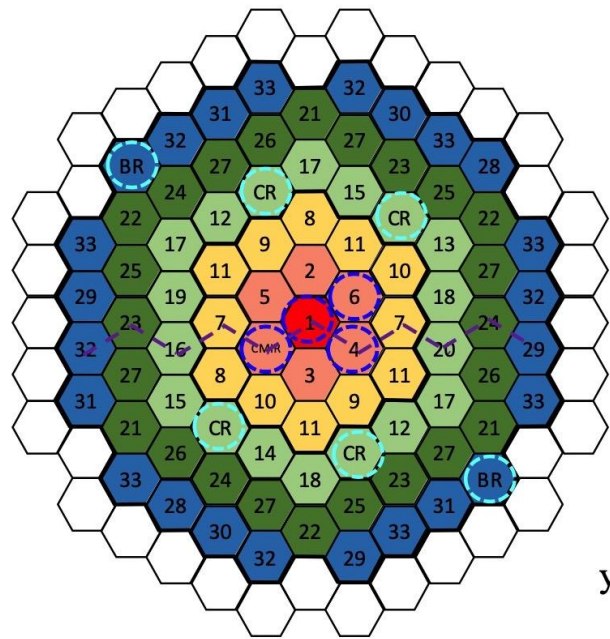
3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）で全炉心の崩壊挙動を解析する。

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。

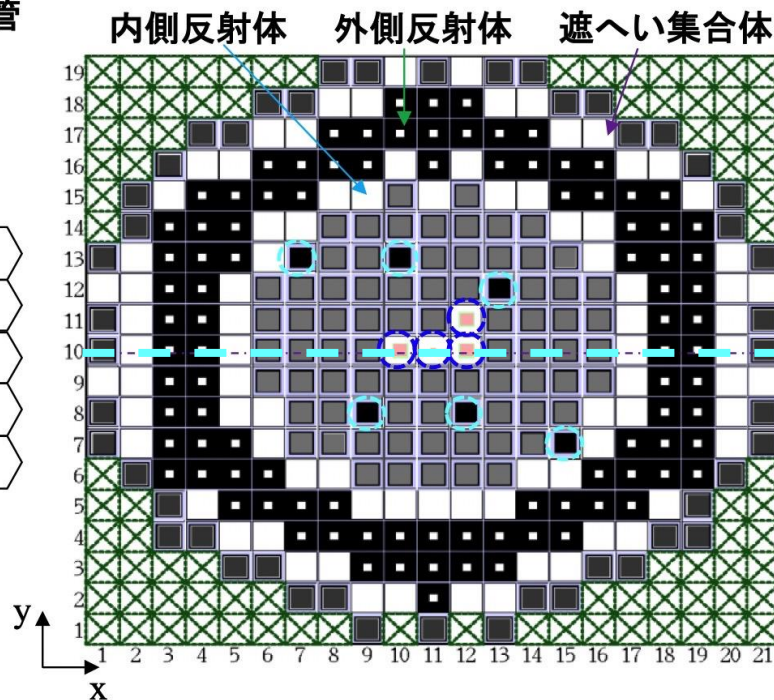
j																						
66, 67	カバーガス						[黒色領域]									カバーガス						
54, 55	[茶色領域]						ハンドリングヘッド									[茶色領域]						
39~53	ガスプレナム		ガスプレナム		ガスプレナム		[灰色領域]		[灰色領域]		[灰色領域]		[灰色領域]		[灰色領域]		[灰色領域]		[灰色領域]		[灰色領域]	
23~38	遮へい集合体		外側反射体		内側反射体		外側炉心		内側炉心		外側炉心		内側反射体		外側反射体		遮へい集合体		[灰色領域]		[灰色領域]	
14~22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

○: 制御棒下部案内管及び
後備炉停止制御棒下部案内管

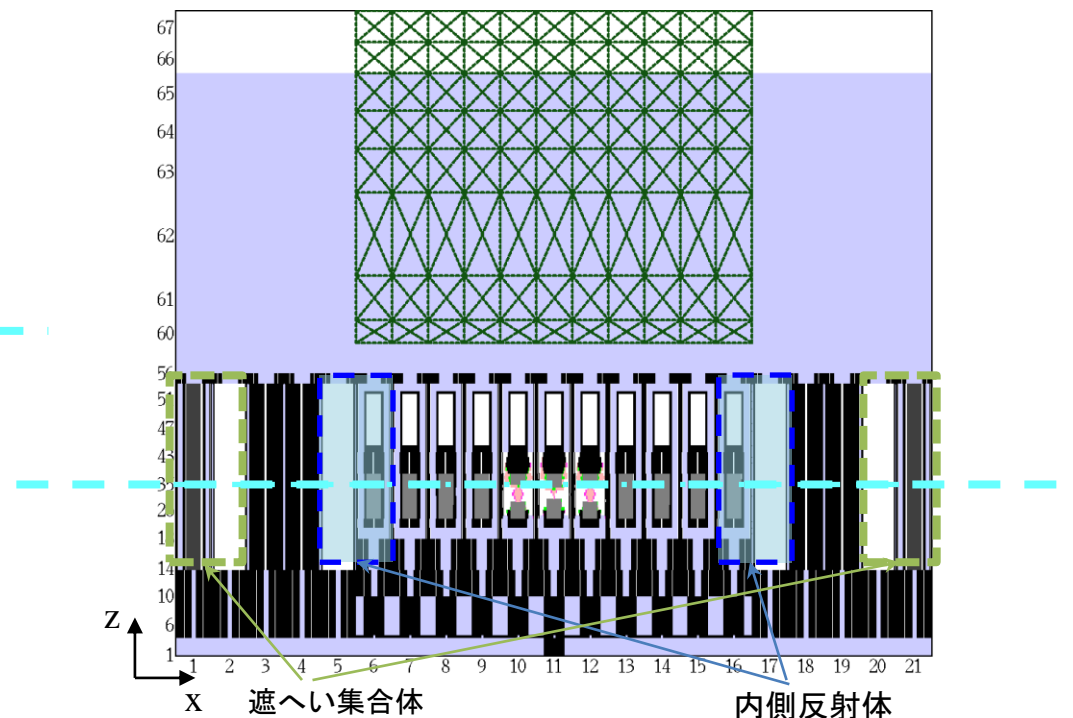
⊗: 計算除外セル



「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

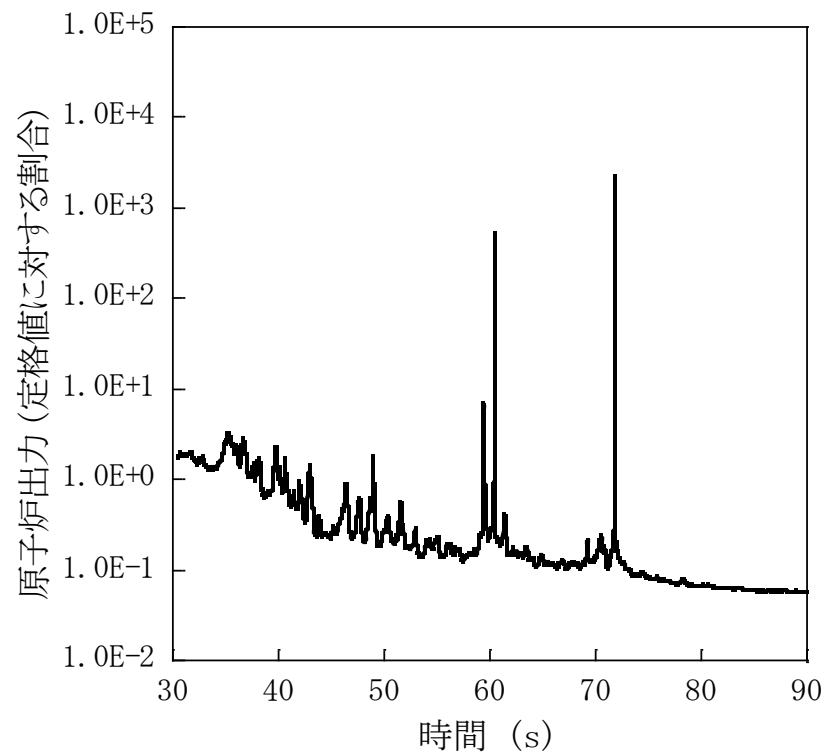
UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析条件及び解析結果

3. 主な解析条件

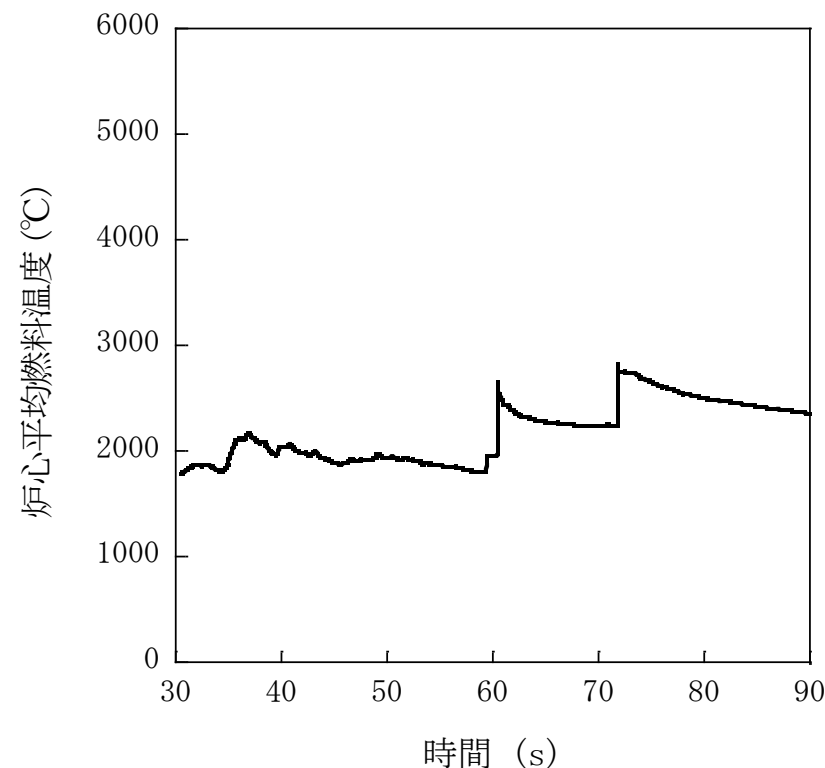
- 起因過程と同様に最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 健全状態で定格時冷却材流量を再現するように出入り口の圧力境界条件を設定する。その他の解析条件はULOFと同一の条件を用いる。

4. 基本ケースの主な解析結果

- UTOP開始から約50秒までに炉心燃料集合体の約40%が破損する。
- 1次主循環ポンプが運転を継続しているため、炉心下部の固化燃料とスチールによる閉塞が不完全な部分から流入するナトリウムとのFCIによって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。このため、反応度と原子炉出力は増減を繰り返しつつも全体として低下する。
- 炉心下部への損傷燃料の堆積によって、事象開始後約60秒及び約72秒に反応度が即発臨界を超過するが、その場合でも大きなエネルギー放出に至ることはない。
- 約72秒での即発臨界超過後、ナトリウムとスチール蒸気圧によって炉心燃料の約30%が流出し、未臨界（ $-30\text{ \$}$ 以下）となって核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約 $2,820^{\circ}\text{C}$ である。
- UTOP遷移過程の事象推移はULOFに比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。炉心冷却材流量が残っているために炉心損傷の進展が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられることにある。

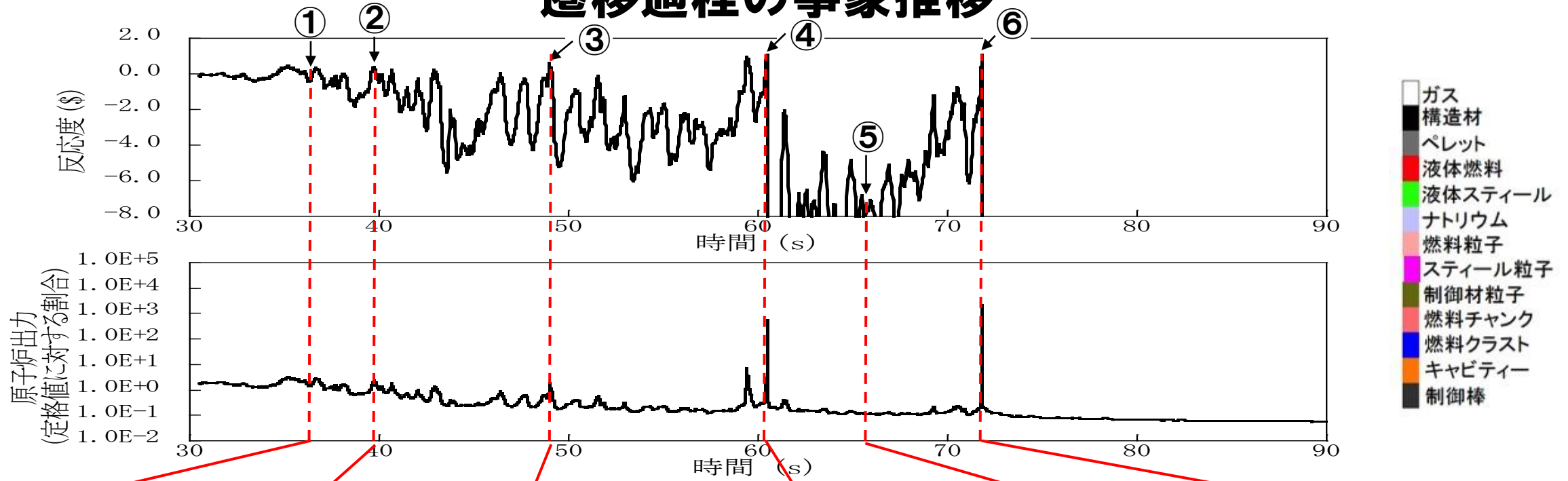


原子炉出力の推移

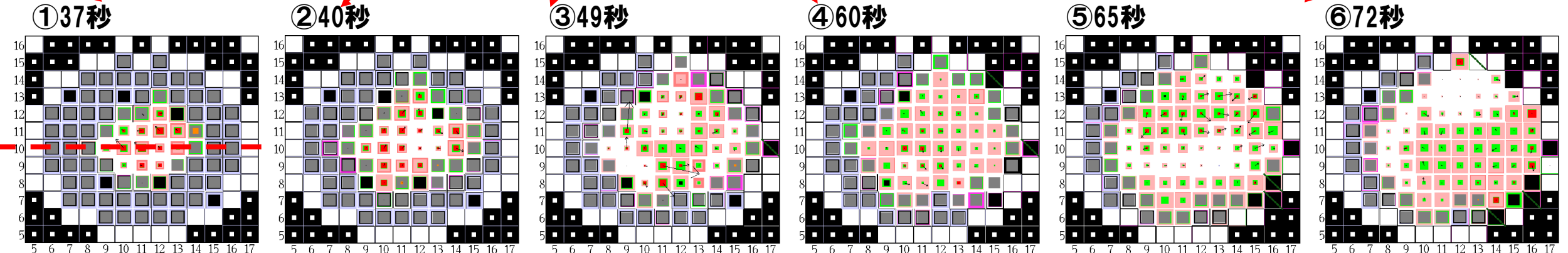


炉心平均燃料温度の推移

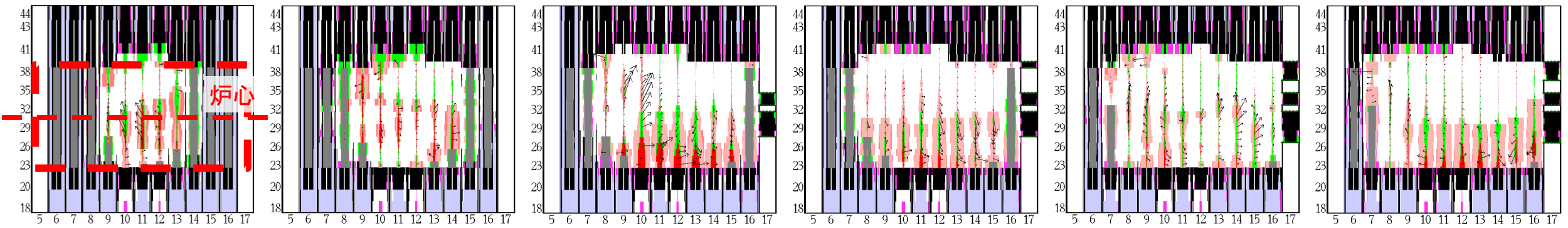
UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の事象推移



水平断面物質分布



縦断面物質分布



①～③ 損傷燃料は下部に堆積しようとするが、1次主循環ポンプの運転が継続しているため、炉心下部のFCIによって燃料が分散することで反応度は増減を繰り返す。約50秒までに炉心の約40%の燃料が損傷する。

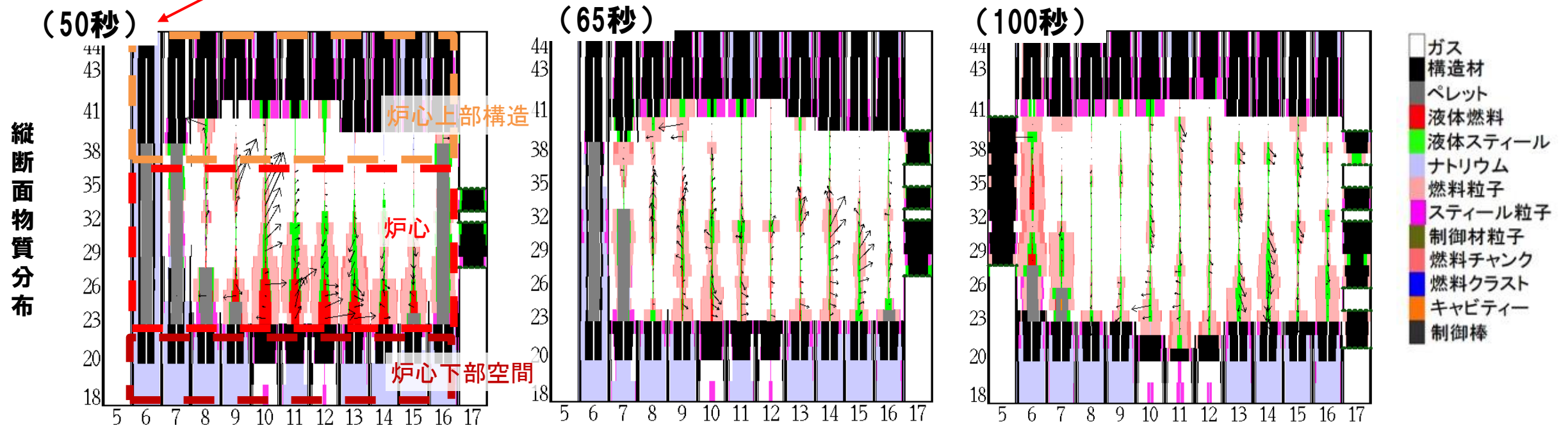
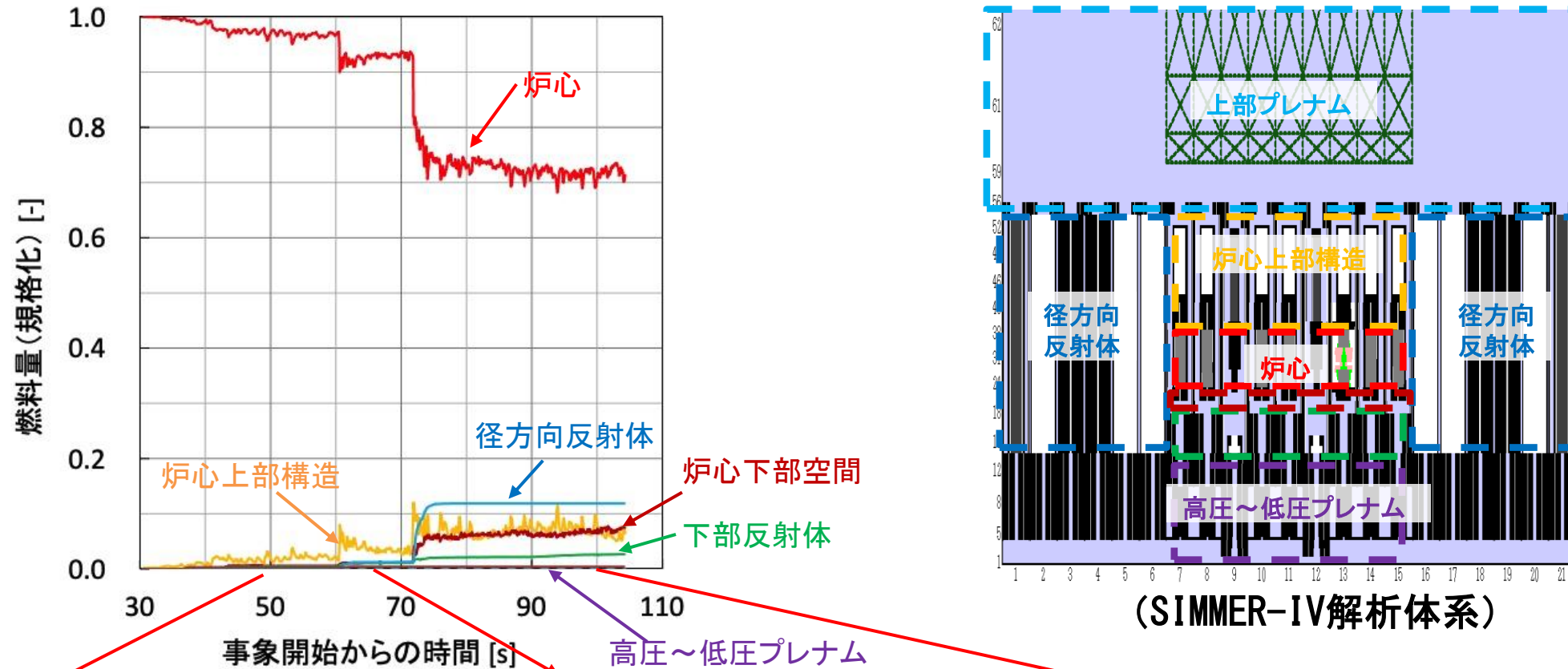
④ 損傷して堆積する燃料の増加により初めて即発臨界を超過する。

⑤ 分散する燃料の増加によって反応度は-8\$程度まで低下する。

⑥ ⑤で分散していた燃料のほとんどが炉心下部に堆積することで即発臨界を超過。

UTOP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60秒の即発臨界超過によって炉心上部構造へ約10%の燃料が流出する。
- 約72秒の即発臨界超過後、径方向反射体の集合体間ギャップに約12%、炉心上部構造に約7%、炉心下部空間に約7% 流出する。反応度は約74秒で約 -30% 以下となって事象推移は静定する。

UTOP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

ULOFと同様に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。

ULOFの解析では大規模な燃料移動を駆動する要因としてFCIによる圧力発生を考慮したが、UTOPにおいては、1次主循環ポンプによって炉心下部から流入する冷却材によるFCIが頻繁に発生しているため、ULOFと同様に仮想的なFCIの発生を重畳させてもその明確な影響は現れない。

このため、UTOPの遷移過程解析における不確かさ影響評価では、2次元円筒座標系を用いた解析によって炉心中心への溶融燃料の凝集移動を仮想的に発生させる解析のみを実施した。

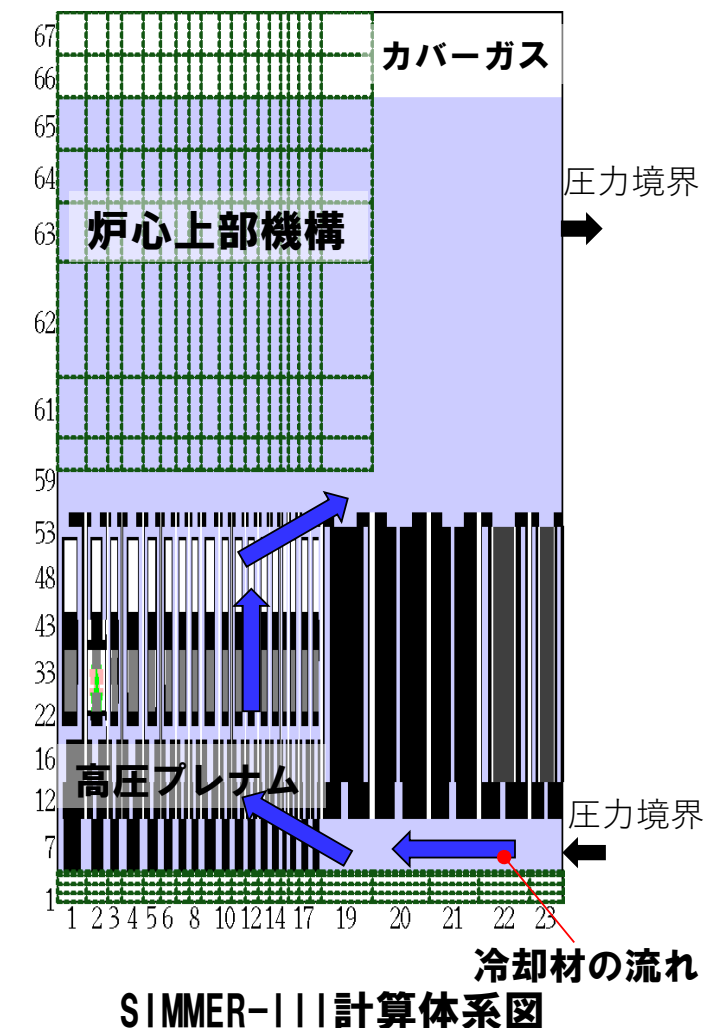
6. 解析コード

SIMMER-III

7. 解析体系の概要

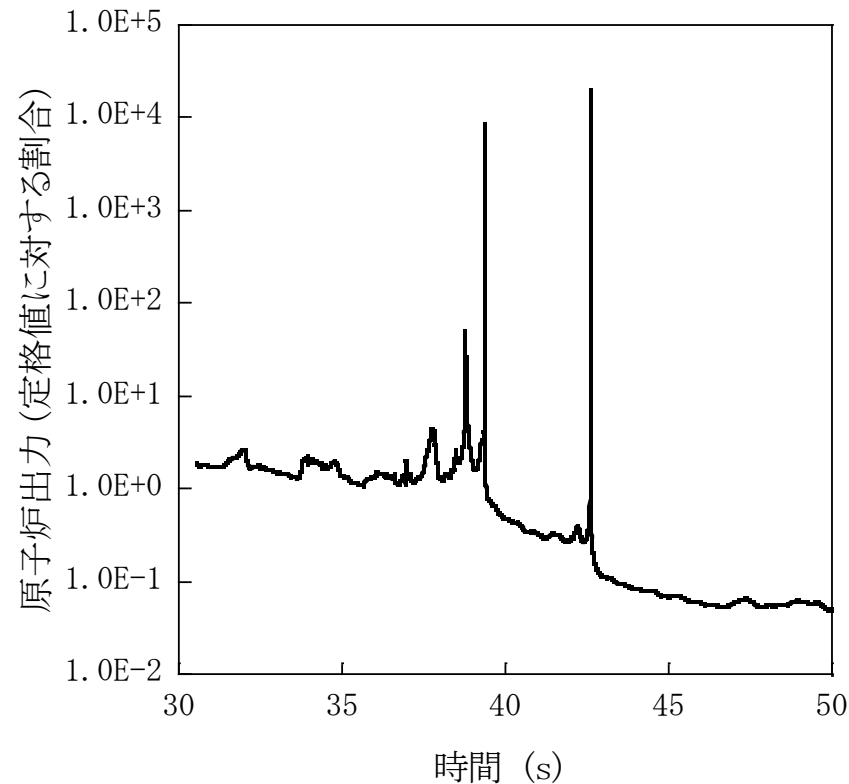
燃料移動に影響を与える物理現象の不確かさの影響を包絡的に評価することを目的として、2次元円筒座標で炉心中心への軸対称な燃料集中を許容する解析を実施した。

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。

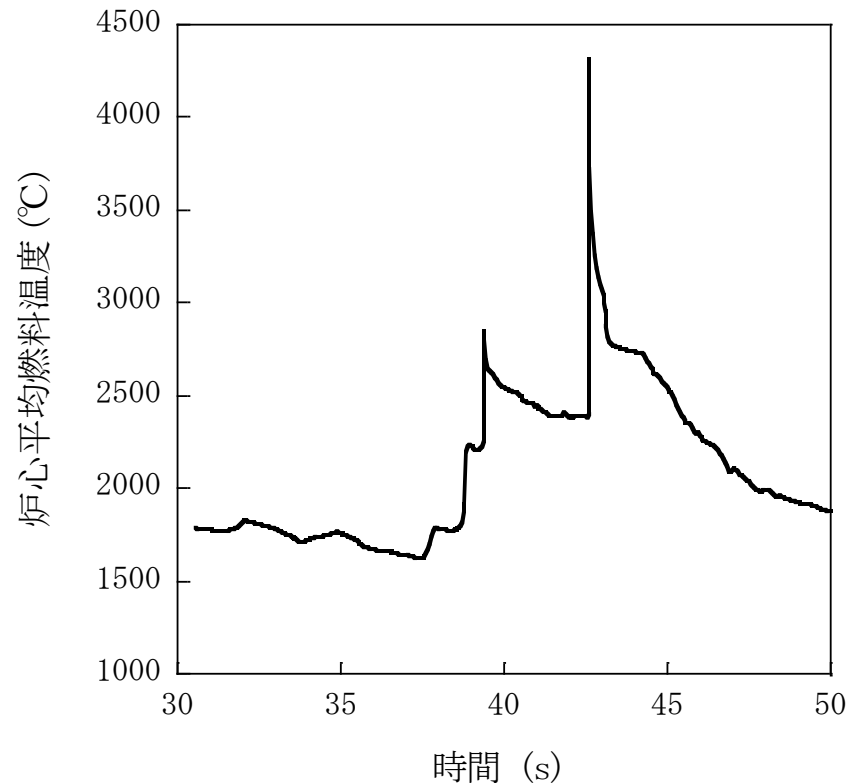


UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価

遷移過程の不確かさ影響評価の解析条件及び解析結果



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

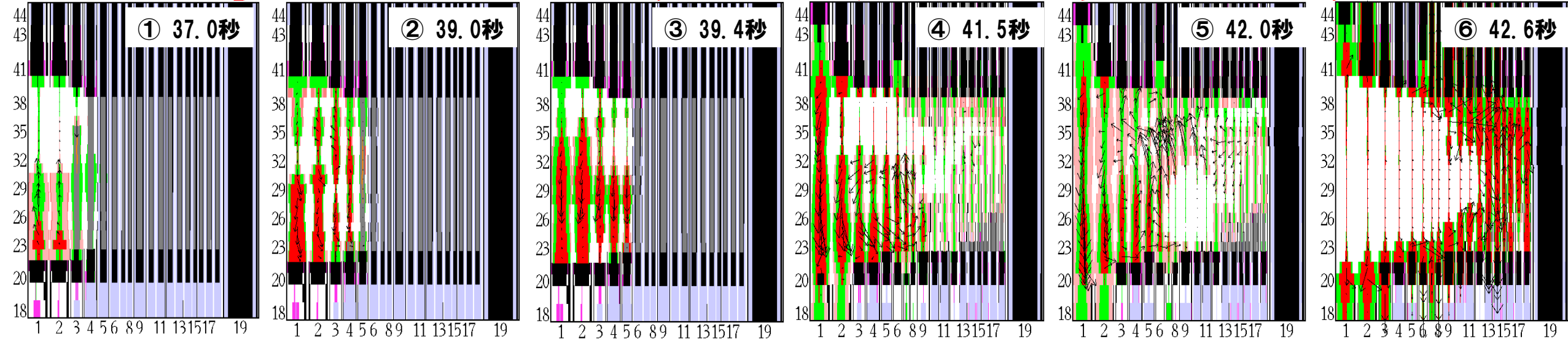
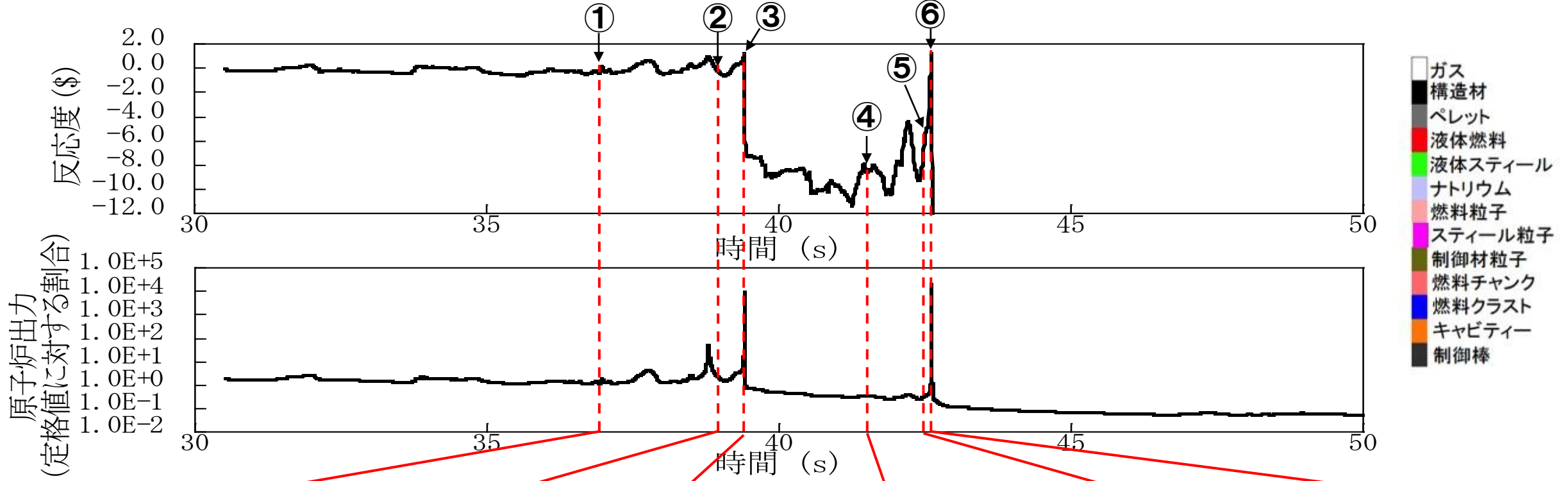
8. 主な解析条件

- 起因過程と同じく制御棒の誤引抜きによる反応度投入を想定する。
- 健全状態で定格時冷却材流量を再現するように出入り口の圧力境界条件を設定する。
- その他の解析条件はULOFと同一の条件を用いる。

9. 主な解析結果

- 炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300°Cであった。
- UTOPでは1次主循環ポンプの運転が継続され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域がULOFに比べて小さくなること、また、炉心下部で発生するFCIによって炉心下部への燃料凝集が抑制されることから、ULOFに比べて即発臨界超過に伴うエネルギー放出は小さくなる。

UTOP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 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 出力上昇によって損傷領域の拡大と燃料の溶融に至る。

③ 溶融領域に接する健全集合体のラツパ管破損に伴うFCIにより溶融燃料が炉心下部に凝集して最初の即発臨界超過が発生。

④ ③の即発臨界超過による燃料分散により反応度は-10\$程度まで低下する。

⑤ 炉心下部で発生したFCIによって炉心中心への燃料凝集が加速される。

⑥ ⑤の燃料凝集によって厳しい即発臨界超過となり、炉心上下への燃料流出によって反応度は-200\$以下に低下する。

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 まとめ

- 「常陽」のUTOP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。
- 起因過程及び遷移過程の評価から、即発臨界超過時のエネルギー放出は不確かさを考慮してもULOFよりもはるかに小さい（炉心平均燃料温度の最大値は約4,300℃）。このため発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、遮へいプラグの応答及びナトリウム噴出量はULOFの解析結果に包絡される。すなわち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、ナトリウムの漏えいや格納容器（床上）への噴出は生じず、ナトリウム燃焼等に対して格納容器の健全性は維持される。
- UTOPではULOFよりも大きな1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した燃料及び炉心残留燃料の冷却もULOFに比べて容易である。したがって、本事象においても原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。
- 以上より、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を想定しても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。

ULOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価

1. 対象事象

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

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. 解析コード

Super-COPD

4. 主な解析条件

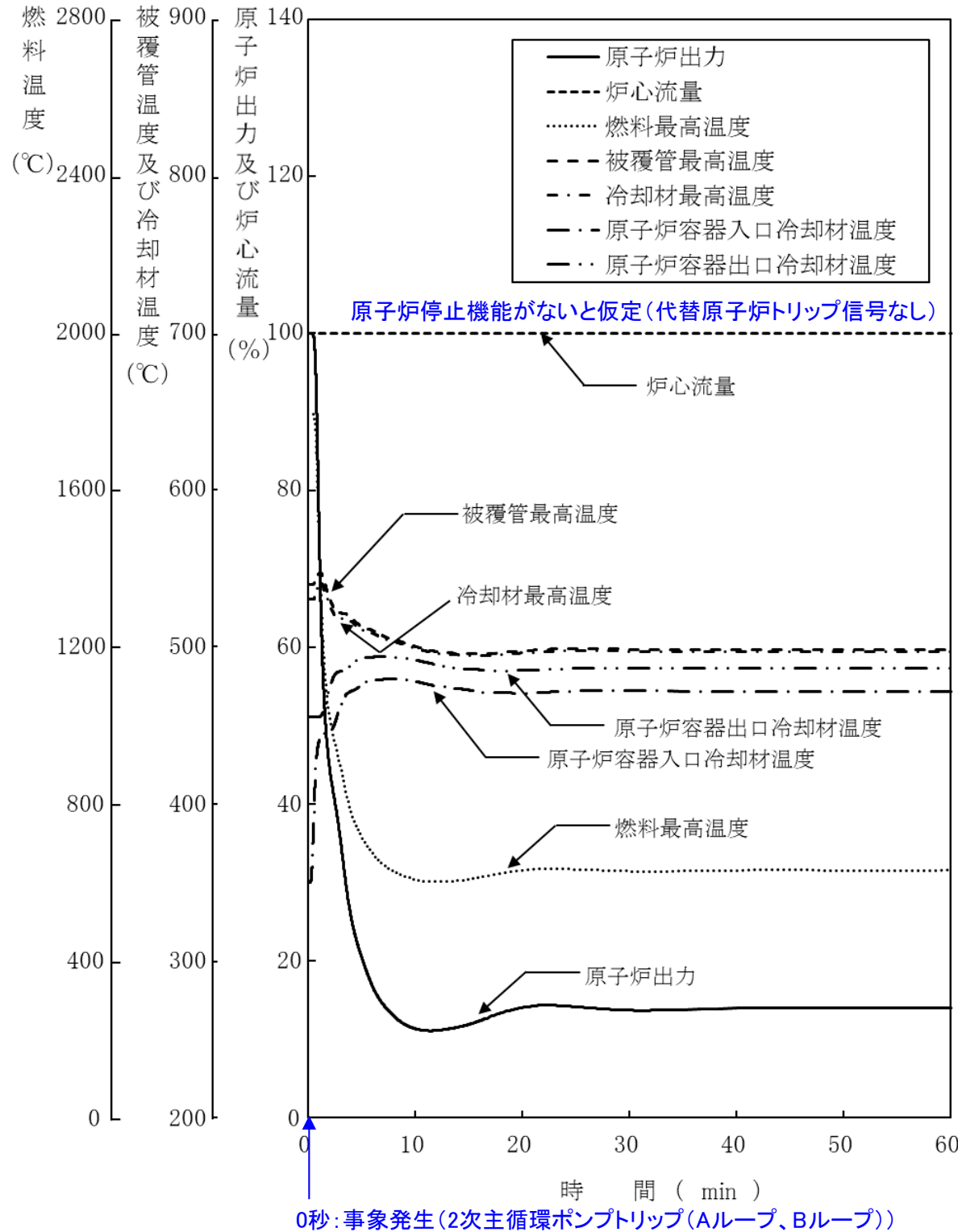
(1) 反応度係数等の条件は最適評価値を使用。また、主冷却器は自然通風による除熱を考慮。

(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	2次主循環系ポンプトリップ（2ループ） →「2次冷却材流量低」信号の発信失敗
121	代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」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の格納容器破損防止措置の有効性評価 まとめ

- 「常陽」のULOHS事象における炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した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。
- 炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止が機能しないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性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は防止される。解析条件の不確かさを考慮しても、同様の結論である。
- なお、本評価シーケンスの収束は評価項目との比較により合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、何らかの原因で運転員の手動操作による制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

LFの格納容器破損防止措置の有効性評価

LFの格納容器破損防止措置の有効性評価

- 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において閉塞の発生した燃料集合体における燃料の損傷を仮定し、さらに、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- 炉心の著しい損傷に至るには、閉塞が生じた燃料集合体で冷却材の沸騰、被覆管及び燃料の溶融が発生し、さらに、ラッパ管が溶融破損することで隣接する燃料集合体へ燃料の損傷が伝播する必要がある。
- このような伝播が発生する場合でも、LFは単一の燃料集合体の異常に起因する炉心局所の事故であり、その伝播は極めて緩慢である。
- この燃料集合体の損傷の伝播挙動は、1次主循環ポンプの運転が継続した状態で燃料集合体の損傷が伝播するUTOPと類似の挙動となるが、制御棒の誤引抜きによる反応度印加と原子炉出力上昇がないため、UTOPよりも緩慢な挙動となり、原子炉容器及び格納容器に対する影響はUTOP、さらにはUTOPの事故影響を包絡するULOFに包絡されると考えられる。
- 以上より、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても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。

炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞は、炉心燃料集合体冷却材入口部において流路が瞬時に完全に閉塞すると仮想した事象である。これは、DBAで想定している冷却材流路閉塞（1サブチャンネル閉塞）、bdbaで想定している流路閉塞事象（千鳥閉塞）を上回る閉塞規模を仮想したものである。

炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞は、事故の起因を仮想しているため、その発生頻度を評価できない事象である。

「常陽」では、炉心燃料集合体のエントランスノズル部の多孔化等の防止対策により、炉心燃料集合体は瞬時に完全閉塞しない構造である。防止対策を以下に示す。

- (i) 高圧プレナム内には90φ以下のものしか入らない。
- (ii) 高圧プレナムの燃料領域（0～5列）まで進入するには、6～10列の連結管（φ65mm（集合体ピッチ81.5mm））を通過する必要がある、その隙間は約8mmである。
- (iii) 炉心燃料集合体の連結管（エントランスノズル）には周方向6カ所の冷却材流入孔が設置されており、8mm以下の異物により6方向全てが同時に閉塞することはない。

