



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

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置（機械的エネルギー発生時の ナトリウム噴出量評価を除く）の有効性評価に係る計算コード説明

2021年9月21日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所
高速実験炉部

有効性評価に適用する計算コードの説明の流れ

■ 原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがある事故に対して講じる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適用する計算コードに関して説明を行う。以下に説明の流れを示す。

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使用する計算コードについて

1. はじめに
2. 有効性評価における物理現象の抽出
3. 抽出された物理現象の確認
4. 有効性評価に適用する計算コードの概要
5. 計算コードの有効性評価への適用性

① 有効性評価において考慮すべき物理現象の抽出
 事象グループ等ごとに事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定し、解析モデルとして備えるべき物理現象を抽出する。また、階層構造分析の手法を参考に、分解したプロセスと抽出した物理現象との対応を確認する。

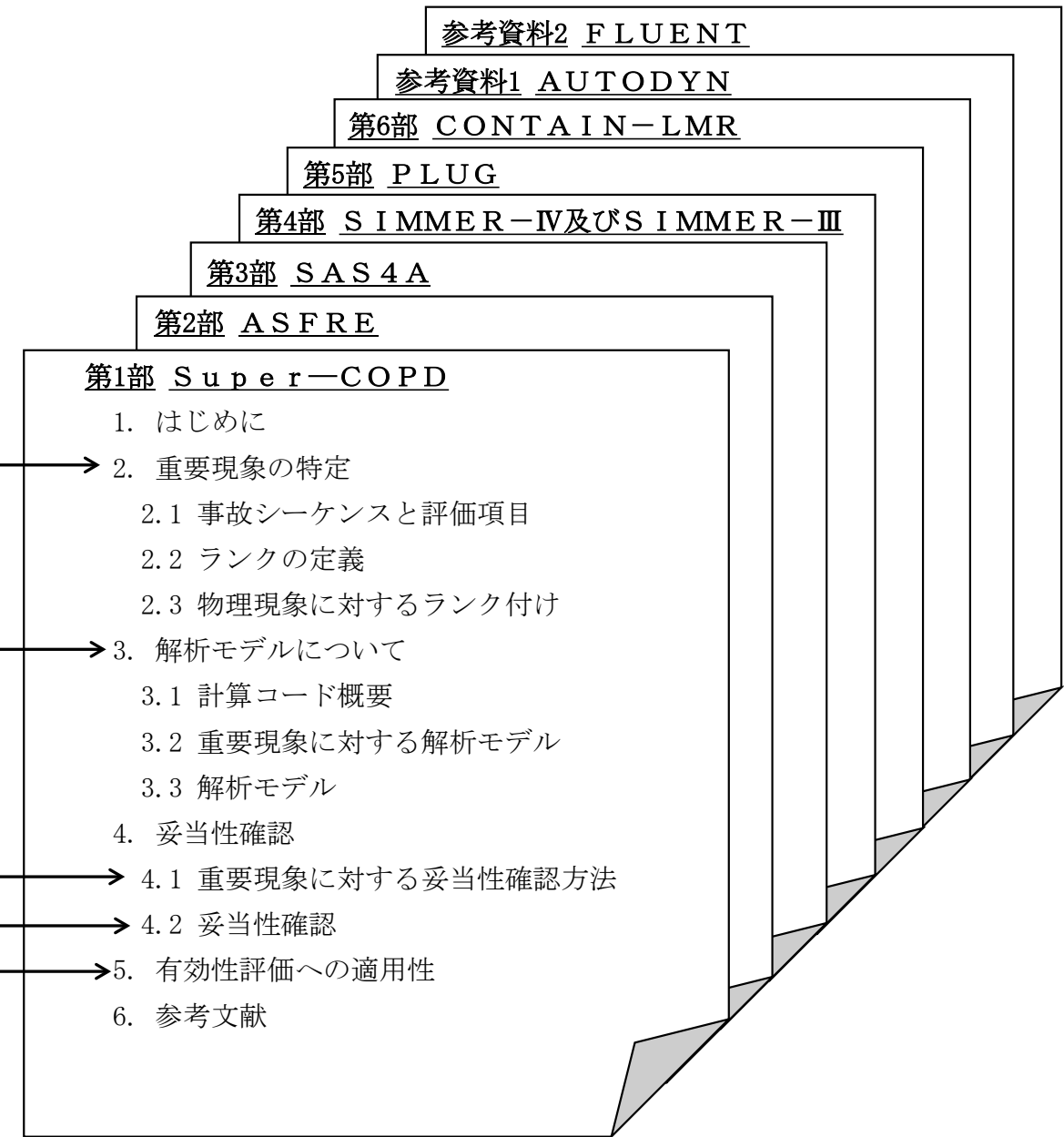
② 重要現象の特定 (各計算コード)
 ①で抽出した物理現象について、有効性評価における評価指標への影響の観点でランク付けを行い、重要現象を特定する。

③ 重要現象に対する解析モデル (各計算コード)
 重要現象に対する解析モデルの取り扱いを説明する。

④ 重要現象に対する妥当性確認方法 (各計算コード)
 ②で特定された重要現象に対する解析モデルの妥当性確認について、具体的な確認方法を記載する。

⑤ 各種試験・実機解析への適用性 (各計算コード)
 試験解析等によって重要現象に対する解析モデルの妥当性、実機への適用性及び不確かさを確認する。

⑥ 有効性評価への適用性 (各計算コード)
 評価項目の観点で、重要現象に対する計算コードの不確かさが有効性評価に及ぼす影響を考察し、その適用性を確認する。



有効性評価における物理現象の抽出（1/2）

- 有効性評価において、解析モデルとして具備する必要がある物理現象の抽出を行う。
- 以下の事象グループに対す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を対象（機械的エネルギー発生時のナトリウム噴出量評価を除く）
 - ✓ 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF: Unprotected Loss of Flow）
 - ✓ 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP: Unprotected Transient Over-Power）
 - ✓ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS: Unprotected Loss Of Heat Sink）
 - ✓ 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: Loss of Reactor Level）
 - ✓ 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: Protected Loss Of Heat Sink）
 - ✓ 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO: Station Blackout）
 - ✓ 局所的燃料破損（LF: Local Fault）
- 炉心損傷防止措置の有効性評価に係る物理現象の抽出に当たって、対象とする評価指標は、「第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その2：炉心損傷防止措置）」に示す評価項目に対応したものである。

炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目	評価指標	判断基準	有効性評価で適用する事象Gr	備考
炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであることを基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。 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。	燃料温度	2,650℃	全事象Gr	熱設計基準値
	被覆管温度	840℃		熱設計基準値
	炉心冷却材温度	910℃		熱設計基準値
	被覆管累積損傷和	1.0		設計上の制限値
	原子炉冷却材バウンダリ温度	550℃		設計上の制限値

有効性評価における物理現象の抽出（2/2）

- 格納容器破損防止措置の有効性評価に係る物理現象の抽出に当たって、対象とする評価指標は、「第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その3：格納容器破損防止措置）」に示す評価項目に対応したものである。

格納容器破損防止措置の有効性評価の評価項目	評価指標	判断基準	有効性評価で適用する事象Gr	備考	
(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、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的な評価項目は、炉心損傷防止措置の有効性評価において設定した評価項目を適用する。	燃料温度	2,650℃	ULOHS LORL PLOHS SBO	熱設計基準値	
	被覆管温度	840℃		熱設計基準値	
	炉心冷却材温度	910℃		熱設計基準値	
	被覆管累積損傷和	1.0		設計上の制限値	
	原子炉冷却材ハウンドリ温度	550℃		設計上の制限値	
(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材ハウンドリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。 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 原子炉冷却材ハウンドリの健全性が維持できること。	炉心平均燃料温度	事象推移の結果として評価項目に影響を及ぼす物理量であり、遷移過程等の先行過程の計算コードの重要現象抽出に用いた指標であるため、判断基準は不要である。	ULOF UTOP		
	燃料流出量				
	損傷炉心物質温度、冷却材温度	損傷炉心物質を適切に冷却できること。			
	原子炉容器温度	損傷炉心物質による熱的負荷によって原子炉冷却材ハウンドリが破損しないこと。			
(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。 ① 原子炉冷却材ハウンド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。	炉心平均燃料温度	事象推移の結果として評価項目に影響を及ぼす物理量であり、遷移過程等の先行過程の計算コードの重要現象抽出に用いた指標であるため、判断基準は不要である。	ULOF UTOP		
	燃料流出量				
	機械的エネルギー				
	原子炉容器の歪み	10%			仮想事故における判断基準及び「常陽」サーベイランス試験に基づいて設定した。
	格納容器内圧力	1.35kg/cm ² [gage]			設計値
	格納容器鋼壁温度	150℃			設計値
	水素濃度	爆轟に至らないこと。			蓄積、燃焼の影響は圧力・温度の評価に含む。
	エアロゾル濃度（Cs-137総放出量）	100TBq（ただし、100TBqを十分に下回ることを目標とする。）			実用発電炉の審査ガイド記載値
(4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。 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 安全容器ハウンドリの健全性が維持できること。	損傷炉心物質温度	損傷炉心物質を適切に冷却できること。	LORL		
	安全容器ハウンドリの健全性	損傷炉心物質による熱的・機械的負荷によって安全容器ハウンドリが破損しないこと。			
(5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材ハウンドリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材ハウンドリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。	原子炉冷却材ハウンドリ（1次・2次境界）の圧力、温度	原子炉冷却材の昇温による熱的・機械的負荷によって原子炉冷却材ハウンドリ（1次・2次境界）が破損しないこと。	PLOHS		
(6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。 ① 格納容器床下に流出するナトリウムの熱的影響に対して、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。	格納容器内圧力	1.35kg/cm ² [gage]	LORL PLOHS	設計値	
	格納容器鋼壁温度	150℃		設計値	
	水素濃度	爆轟に至らないこと。		蓄積、燃焼の影響は圧力・温度の評価に含む。	
	エアロゾル濃度（Cs-137総放出量）	100TBq（ただし、100TBqを十分に下回ることを目標とする。）		実用発電炉の審査ガイド記載値	

■ 炉心損傷防止措置に係る有効性評価

- ✓ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS、SBOでは、有効性評価の評価項目である①燃料最高温度、②被覆管最高温度（肉厚中心）、③冷却材最高温度、⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応させて、**燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度、及び原子炉冷却材バウンダリ温度**を評価指標とする。
- ✓ LFでは、有効性評価の評価項目のうち②被覆管最高温度（肉厚中心）及び③冷却材最高温度に対応した、**被覆管温度及び冷却材温度**を評価指標とする。
- ✓ 評価項目④の被覆管の累積損傷和は被覆管温度の高温維持時間に応じて、必要な場合に評価を実施する。

■ 格納容器破損防止措置に係る有効性評価

- ✓ ULOF及びUTOPのうち、「再配置・冷却過程」では、評価項目（2）の炉心の著しい損傷に至った場合における**損傷炉心物質温度、冷却材温度、及び原子炉容器温度**を評価指標とする。
- ✓ ULOHSでは、評価項目（1）の負の反応度フィードバック関わる項目に対して、**燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度、及び原子炉冷却材バウンダリ温度**を評価指標とする。
- ✓ LORLでは、評価項目（4）の安全容器内での保持・冷却に対して、**損傷炉心物質温度及び安全容器バウンダリ健全性**を評価指標とする。
- ✓ ULOF、PLOHS及びLORLのうち、「格納容器応答過程」では、評価項目（3）及び評価項目（6）に関わる、**格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度、エアロゾル濃度**を評価指標とする。

有効性評価に適用する計算コード

- 各評価事故シーケンスにおいて、抽出された物理現象をモデル化した計算コードを用いて、事象進展を解析する。

注：赤字の計算コードが本資料に含まれる範囲

事象グループ*1	炉心損傷防止措置の有効性評価	
	計算コード	評価指標
ULOF	Super-COPD	燃料温度、 被覆管温度、 炉心冷却材温度、 原子炉冷却材バウンダリ温度
UTOP		
ULOHS*2		
LORL		
PLOHS		
LF*3	ASFRE	被覆管温度、冷却材温度

*1：SBOの有効性評価はPLOHSと同じ

*2：ULOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価も同じ

*3：LFの格納容器破損防止措置の有効性評価はULOFに包絡

事象グループ	格納容器破損防止措置の有効性評価	
	計算コード	評価指標
ULOF	(起因・遷移過程) SAS/SIMMER	炉心平均燃料温度、燃料流出量
	(機械的応答過程) SIMMER/AUTODYN/PLUG	機械的エネルギー、原子炉容器の歪み
	(再配置・冷却過程) FLUENT/Super-COPD	損傷炉心物質温度、冷却材温度、原子炉容器温度
	(格納容器応答過程) CONTAIN-LMR	格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度、エアロゾル濃度
UTOP	(起因・遷移過程) SAS/SIMMER	炉心平均燃料温度、燃料流出量
LORL	(炉外事象過程) FLUENT	損傷炉心物質温度、安全容器バウンダリの健全性
	(原子炉容器外面冷却) FLUENT	燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度、原子炉冷却材バウンダリ温度
	(格納容器応答過程) CONTAIN-LMR	格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度、エアロゾル濃度
PLOHS	(格納容器応答過程) CONTAIN-LMR	格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度、エアロゾル濃度

Super-COPD：安全審査で使用された「HARHO-IN」（常陽、もんじゅ）及びCOPD（もんじゅ）を組合せたプラント動特性解析コード

ASFRE：ナトリウム冷却高速炉の燃料集合体熱流動解析コード（単相サブチャンネル解析コード）

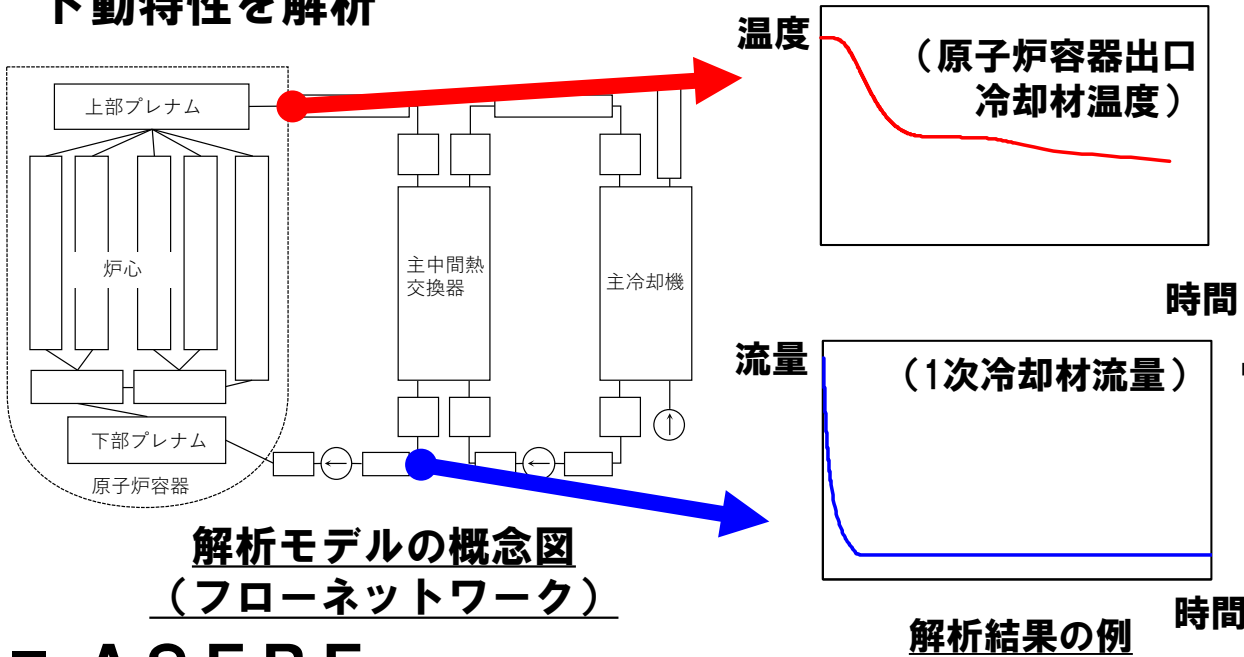
FLUENT：ナトリウム冷却高速炉の他、広く用いられる汎用計算流体力学（CFD）コード

CONTAIN-LMR：ナトリウム冷却高速炉の格納容器内事象解析コード

有効性評価の解析方法

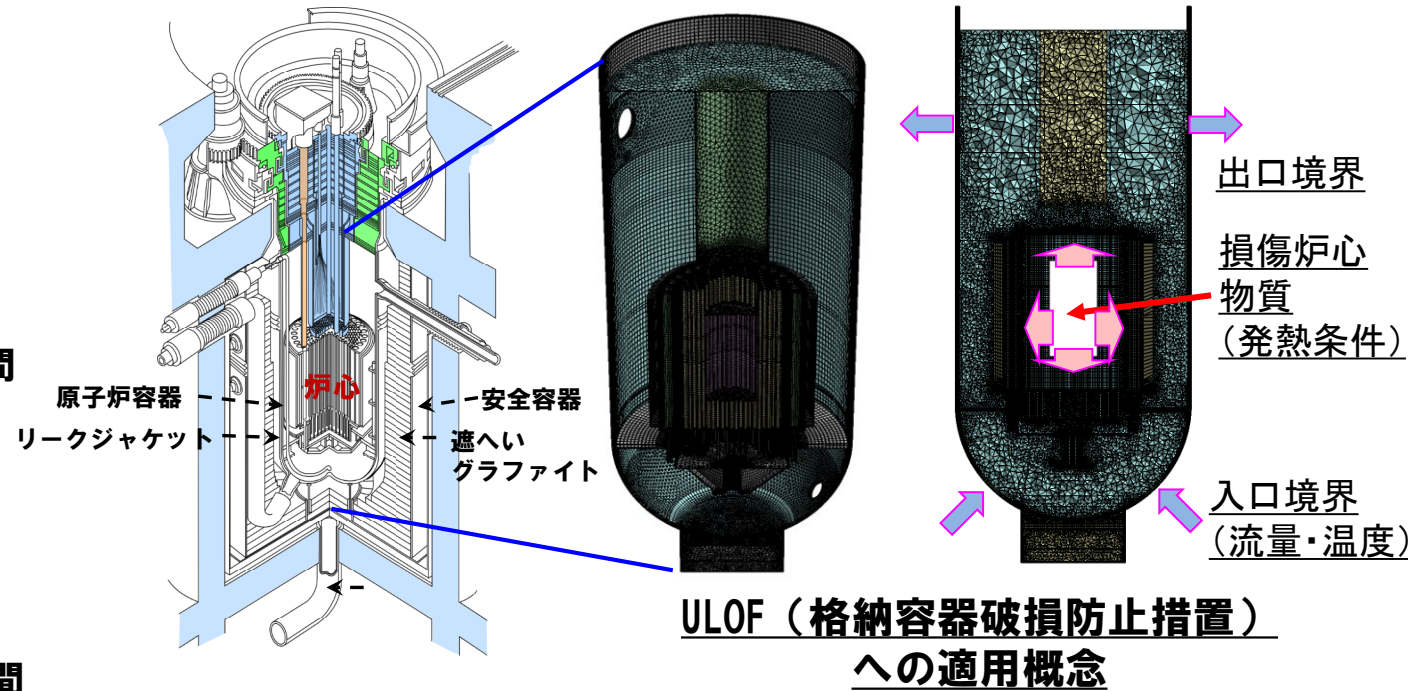
■ Super-COPD

- 炉心核計算の他、炉心及び原子炉容器、冷却系及び熱交換器の熱流動計算と、動的機器（弁、ポンプ等）の動作、並びに原子炉保護系の動作を考慮してプラント動特性を解析



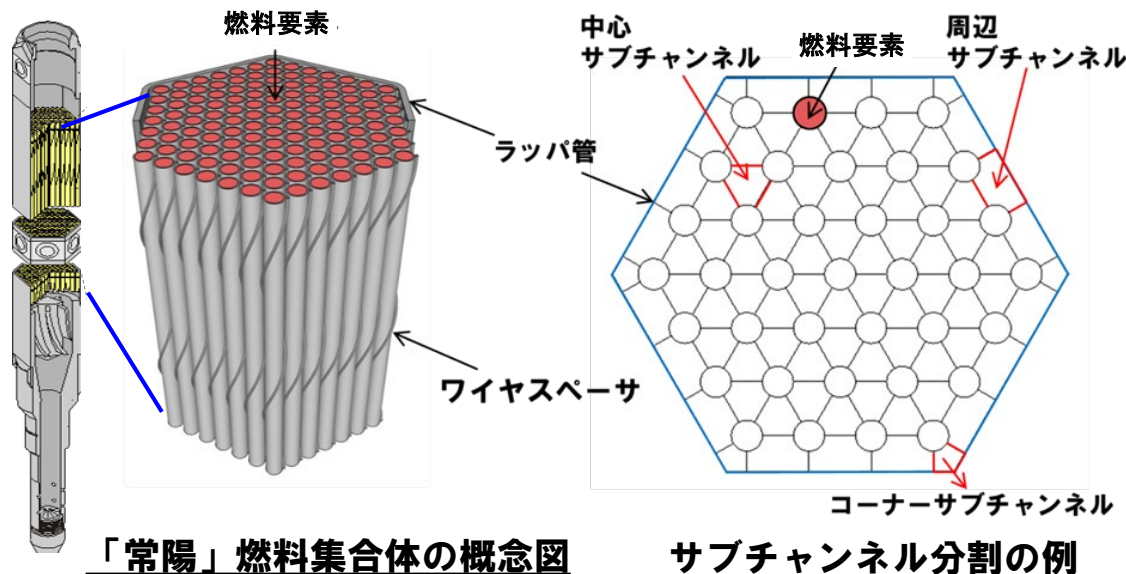
■ FLUENT

- 対象とする計算領域を詳細な解析メッシュでモデル化し、多次元的な熱流動挙動、流体と構造との伝熱等を解析



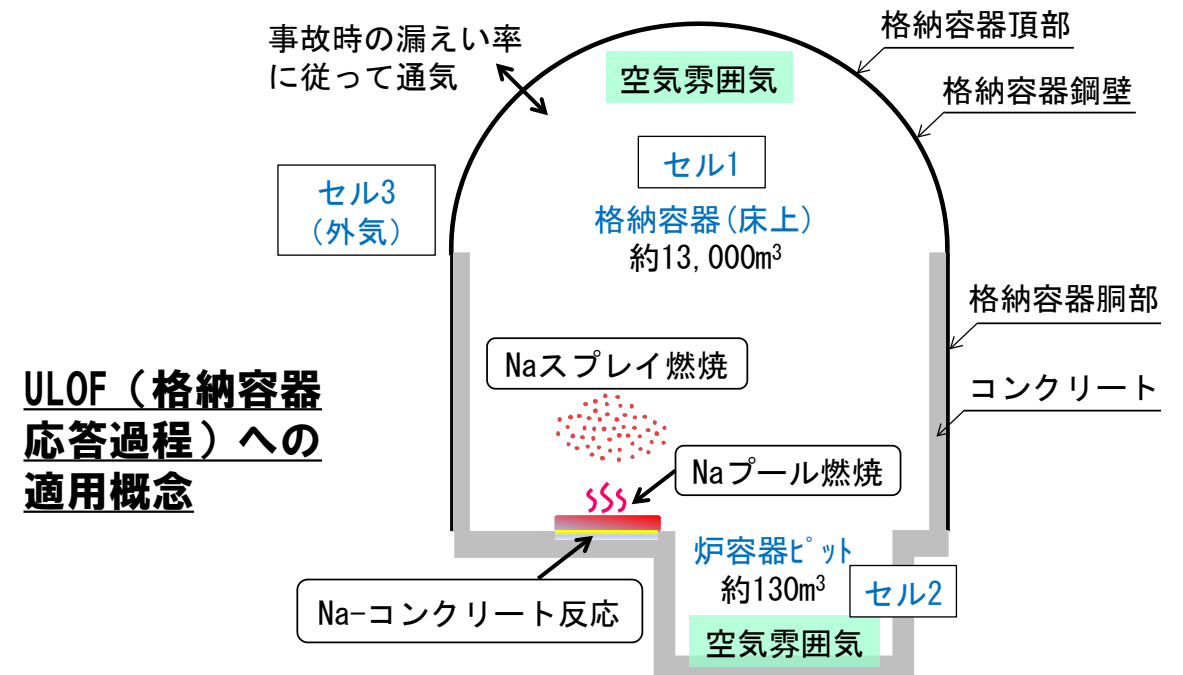
■ ASFRE

- ナトリウム冷却高速炉の燃料集合体内の三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラツパ管で囲まれる流路 (サブチャンネル) を単位として熱流動現象を解析



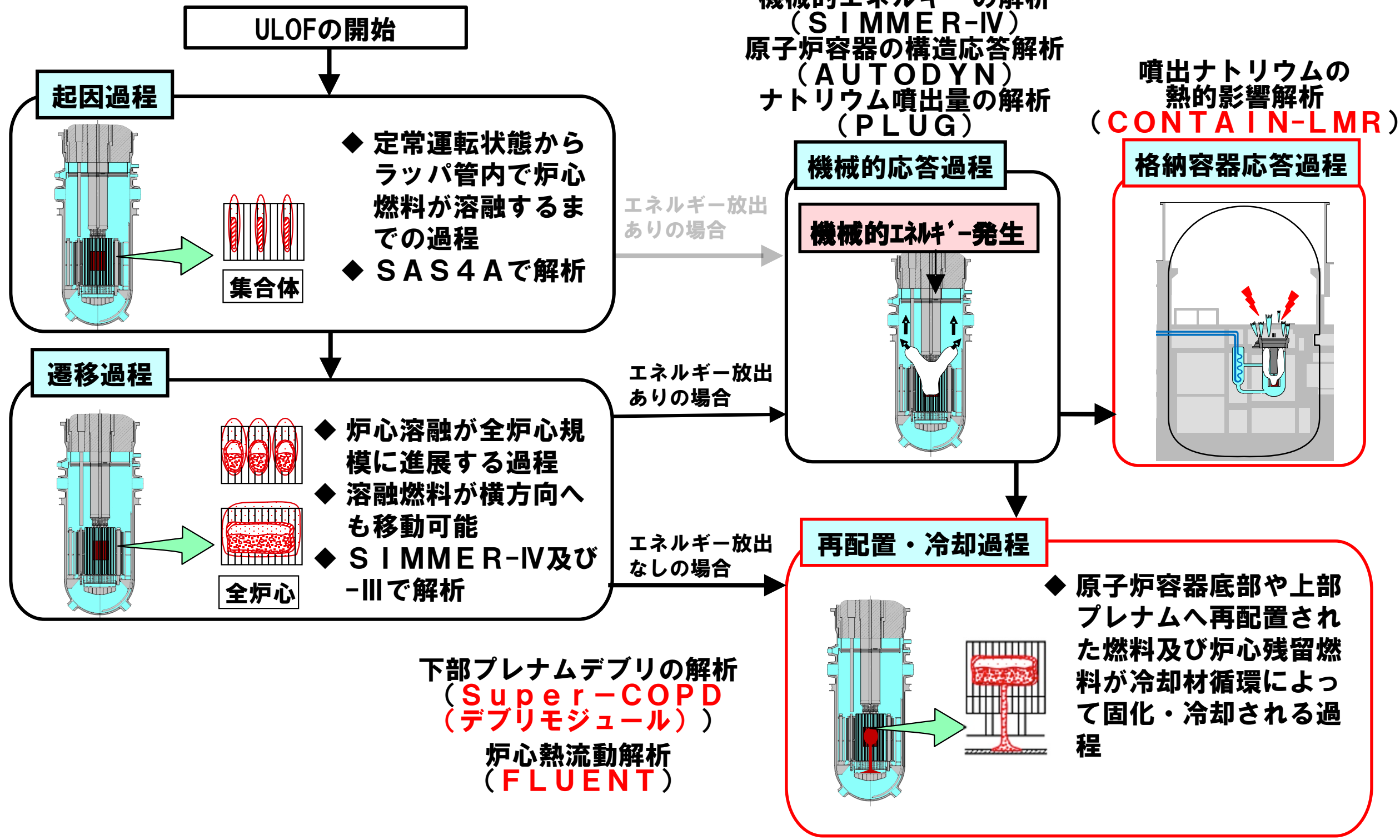
■ CONTAIN-LMR

- 解析体系 (格納容器) を複数のセルに分割し、各セル内の物理量 (雰囲気気圧力・温度、ガス濃度等) を計算



ULOF及びUTOP（格納容器破損防止措置）の有効性評価に適用する計算コード

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

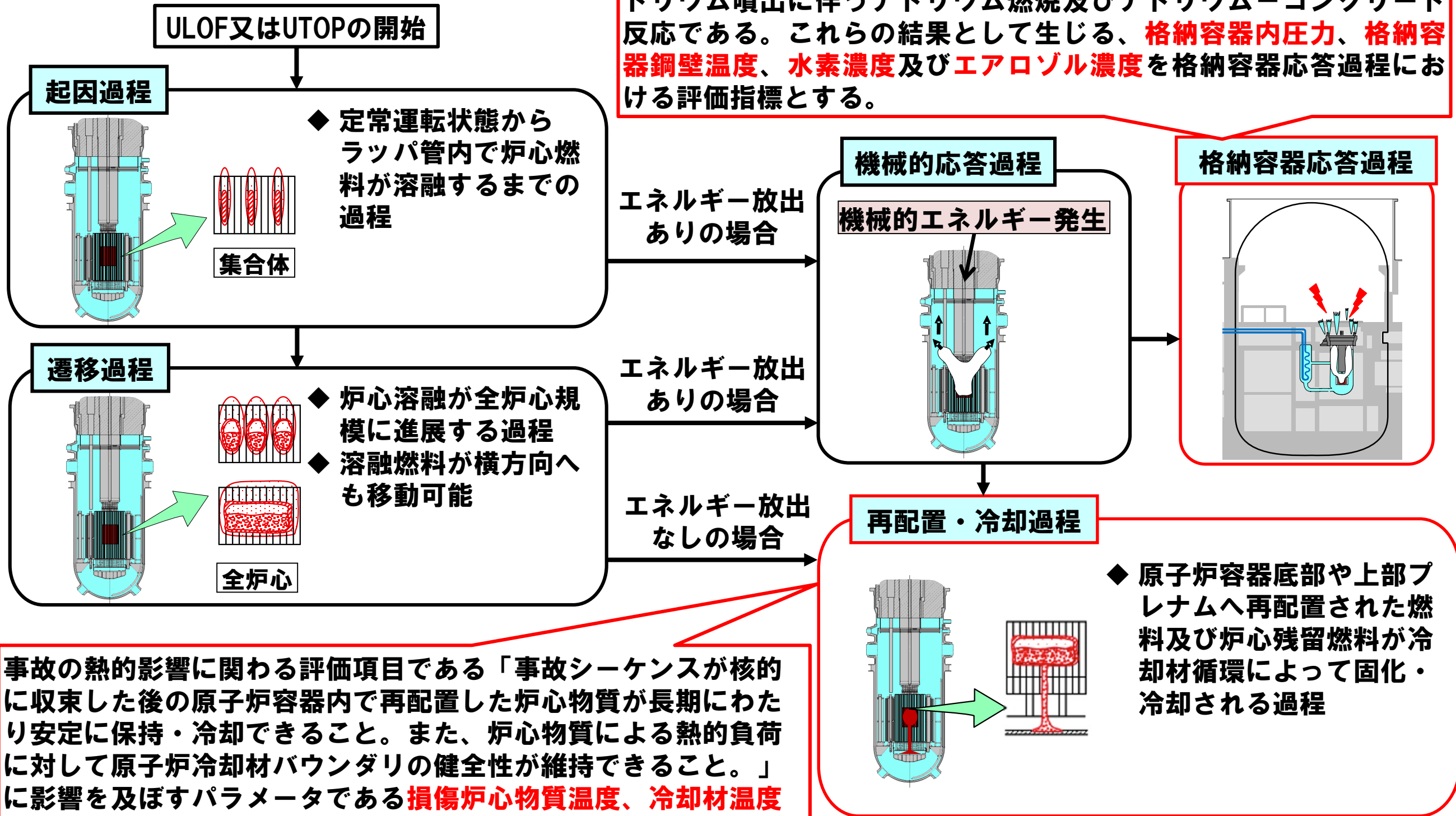


注：赤枠内及び赤字の計算コードが本資料に含まれる範囲

ULOF及びUTOP（格納容器破損防止措置）での事象推移と評価指標

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

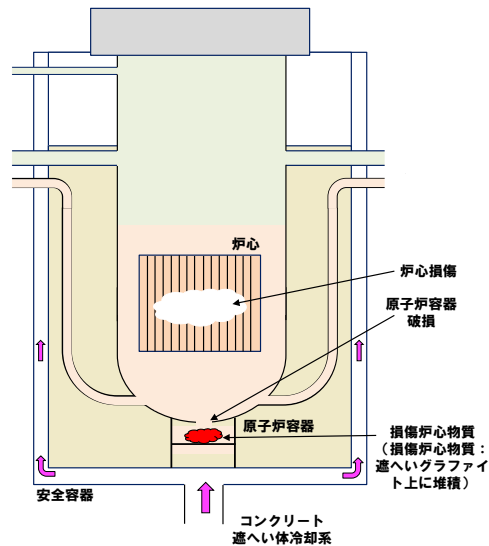
格納容器の健全性等に影響を与える現象は格納容器（床上）へのナトリウム噴出に伴うナトリウム燃焼及びナトリウム-コンクリート反応である。これらの結果として生じる、**格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度及びエアロゾル濃度**を格納容器応答過程における評価指標とする。



事故の熱的影響に関わる評価項目である「事故シーケンスが核的に収束した後の原子炉容器内で再配置した炉心物質が長期にわたり安定に保持・冷却できること。また、炉心物質による熱的負荷に対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼすパラメータである**損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度**を評価指標とする。

注：赤枠内が本資料に含まれる範囲

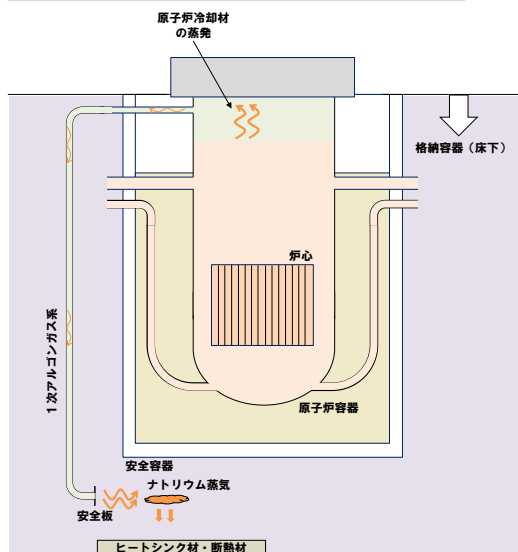
炉外事象過程



- 原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程
- ◆ 原子炉冷却材の昇温・液位の低下が継続し、炉心が損傷、さらに、原子炉容器が破損して安全容器内に冷却材や損傷炉心物質が流出
- ◆ 安全容器内での冷却材の熱流動挙動や損傷炉心物質からの熱移行挙動を **FLUENT** で評価

「損傷炉心物質が長期にわたり安定に保持・冷却できること。また、損傷炉心物質による熱的・機械的負荷に対して安全容器バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼすパラメータである **損傷炉心物質温度** 及び **安全容器バウンダリの健全性** を評価指標とする。

格納容器応答過程



- 安全板等から原子炉冷却材バウンダリ外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程
- ◆ 原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材が安全板等を介して格納容器（床下）へ流出
- ◆ 格納容器（床下）に流出したナトリウムによる熱的影響を **CONTAIN-LMR** で評価

格納容器の健全性等に影響を与える現象は格納容器（床下）へのナトリウム流出に伴うナトリウム燃焼である。これらの結果として生じる、**格納容器内圧力**、**格納容器鋼壁温度**、**水素濃度**、**エアロゾル濃度** を格納容器応答過程における評価指標とする。

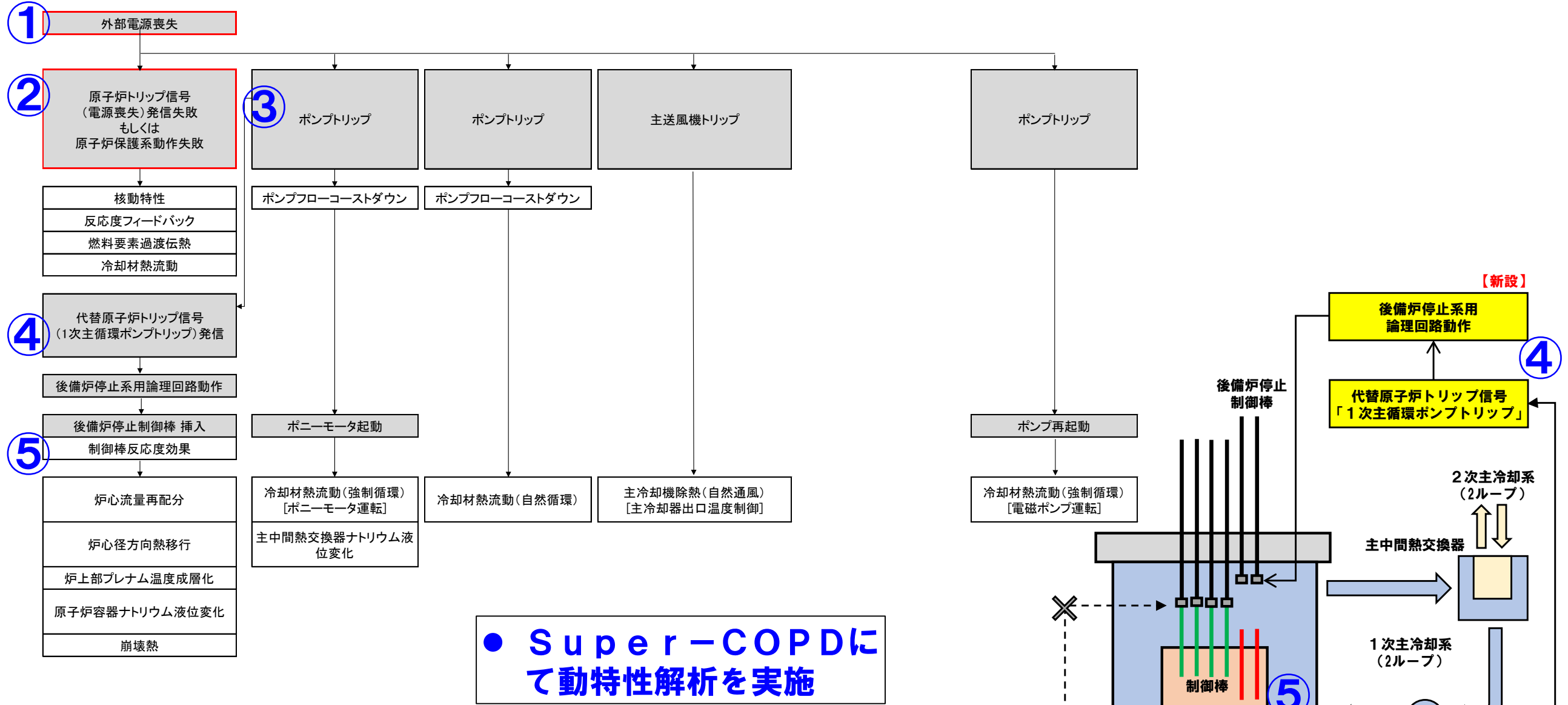
事象グループにおける評価事故シーケンス

- **炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）**
 - ✓ 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」
 - ✓ ULOF (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」
 - ✓ ULOF (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」
- **過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）**
 - ✓ 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」
 - ✓ UTOP (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」
- **除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）**
 - ✓ 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」
 - ✓ ULOHS (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」
 - ✓ ULOHS (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」
- **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）**
 - ✓ 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」
 - ✓ LORL (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」
 - ✓ LORL (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」
- **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）**
 - ✓ PLOHS (i) 「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」
 - ✓ PLOHS (ii) 「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」
- **全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）**
- **局所的燃料破損（LF）**

注：以下で例示する項目

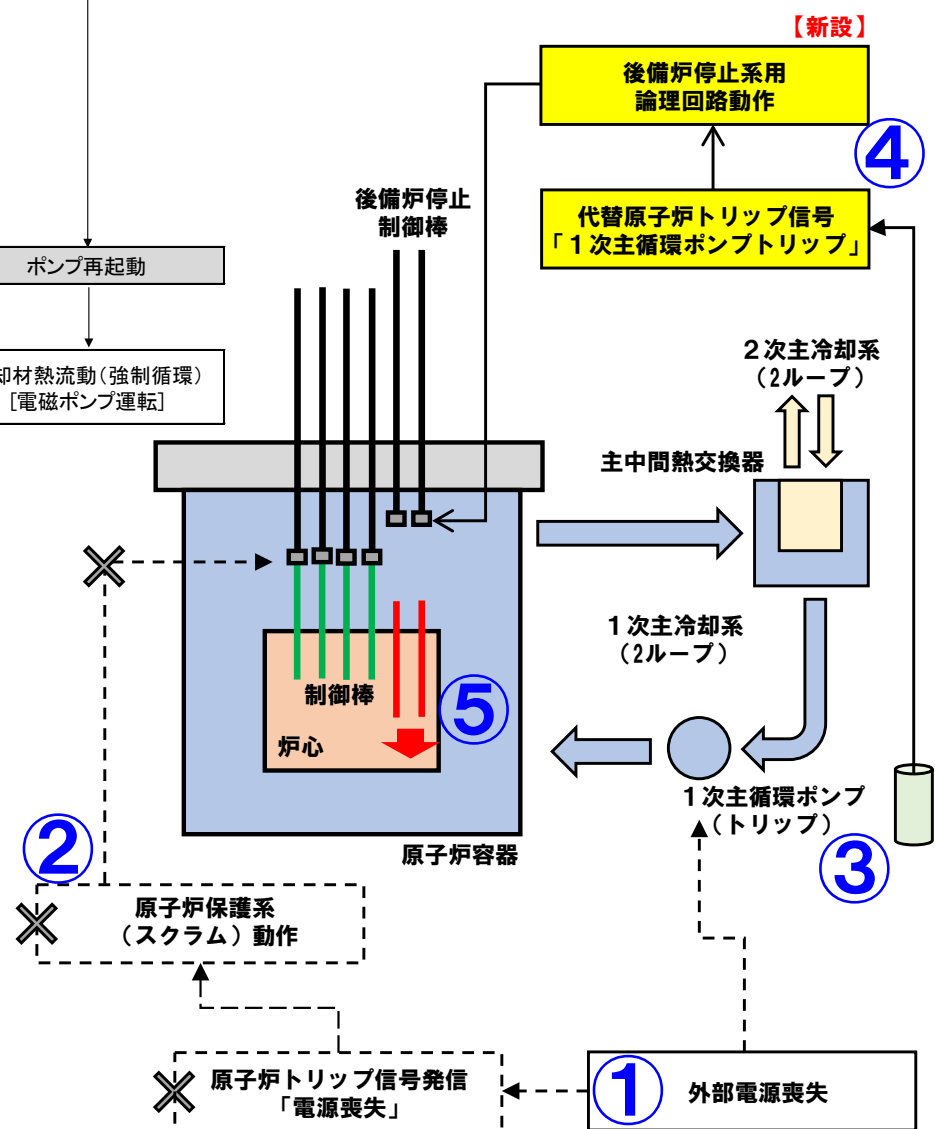
炉心損傷防止措置（ULOF※）の事象推移と物理現象

炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系		1次補助冷却系	2次補助冷却系	
【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	【電磁ポンプ停止】	【電磁ポンプ運転】	【送風機停止、補助冷却器出口温度制御】
核分裂(核動特性)	冷却材熱流動(強制循環) [主電動機運転] 主中間熱交換器熱交換	冷却材熱流動(強制循環) [電動機運転]	主冷却機除熱(強制通風) [主送風機運転、主冷却器出口温度制御]	冷却材熱流動 補助中間熱交換器熱交換	冷却材熱流動(強制循環) [電磁ポンプ運転]	補助冷却機除熱(自然通風) [補助冷却器出口温度制御(入口ベーン全閉)]



凡例

- 【 】 プラント初期状態
- 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等
- 機器動作
- 物理現象([] 内はプラント状態)

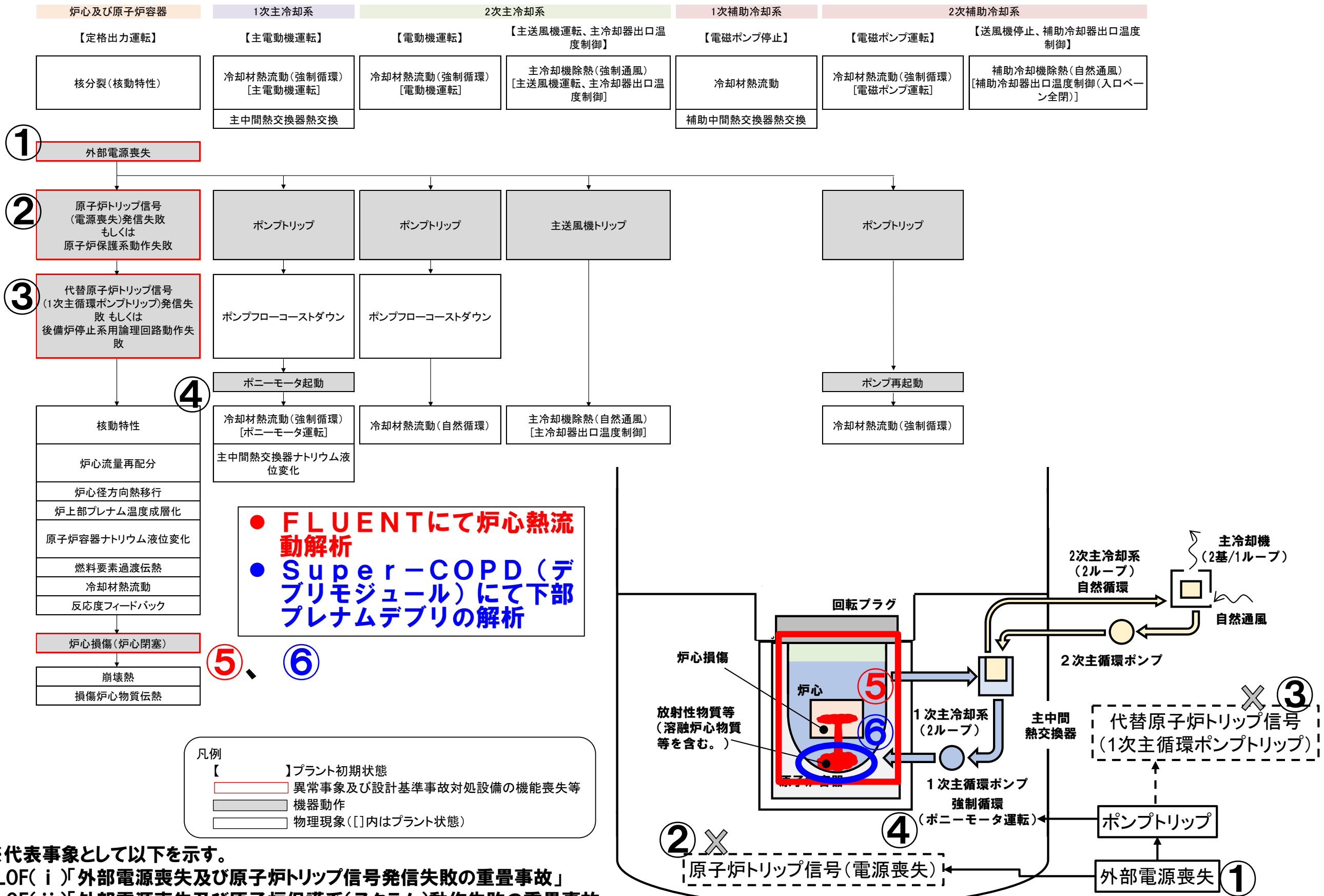


※代表事象として以下を示す。

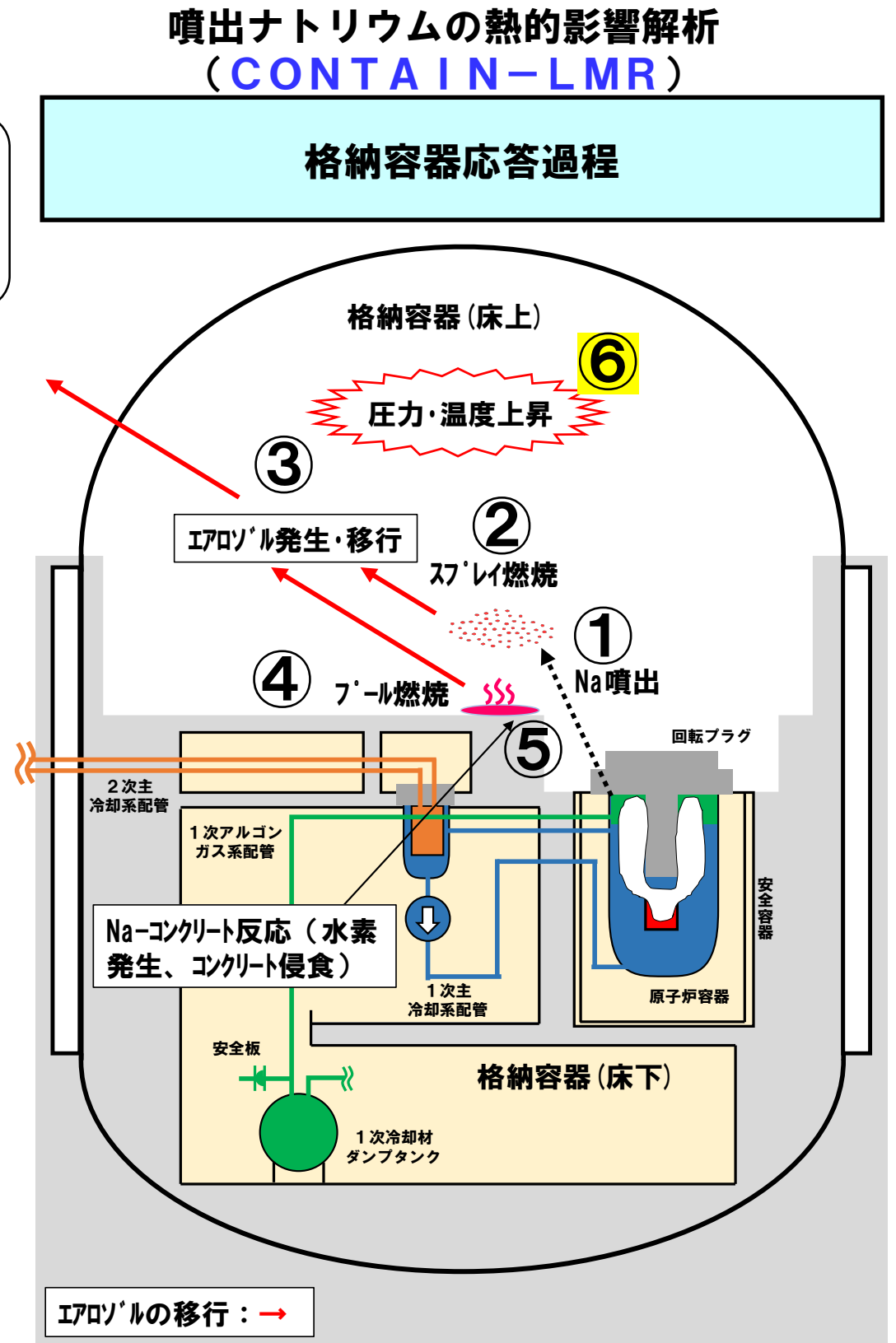
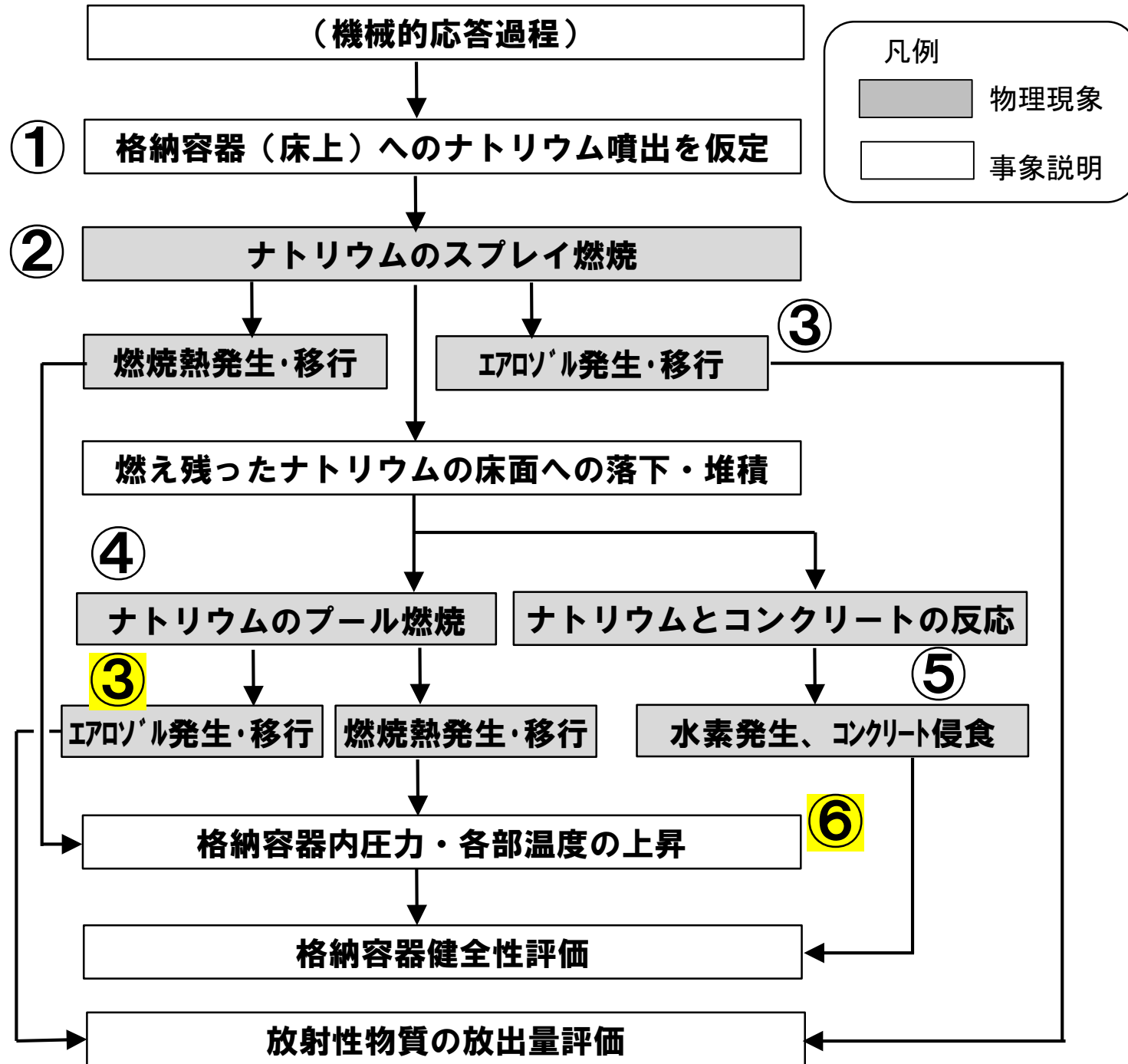
ULOF(i)「外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

ULOF(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」

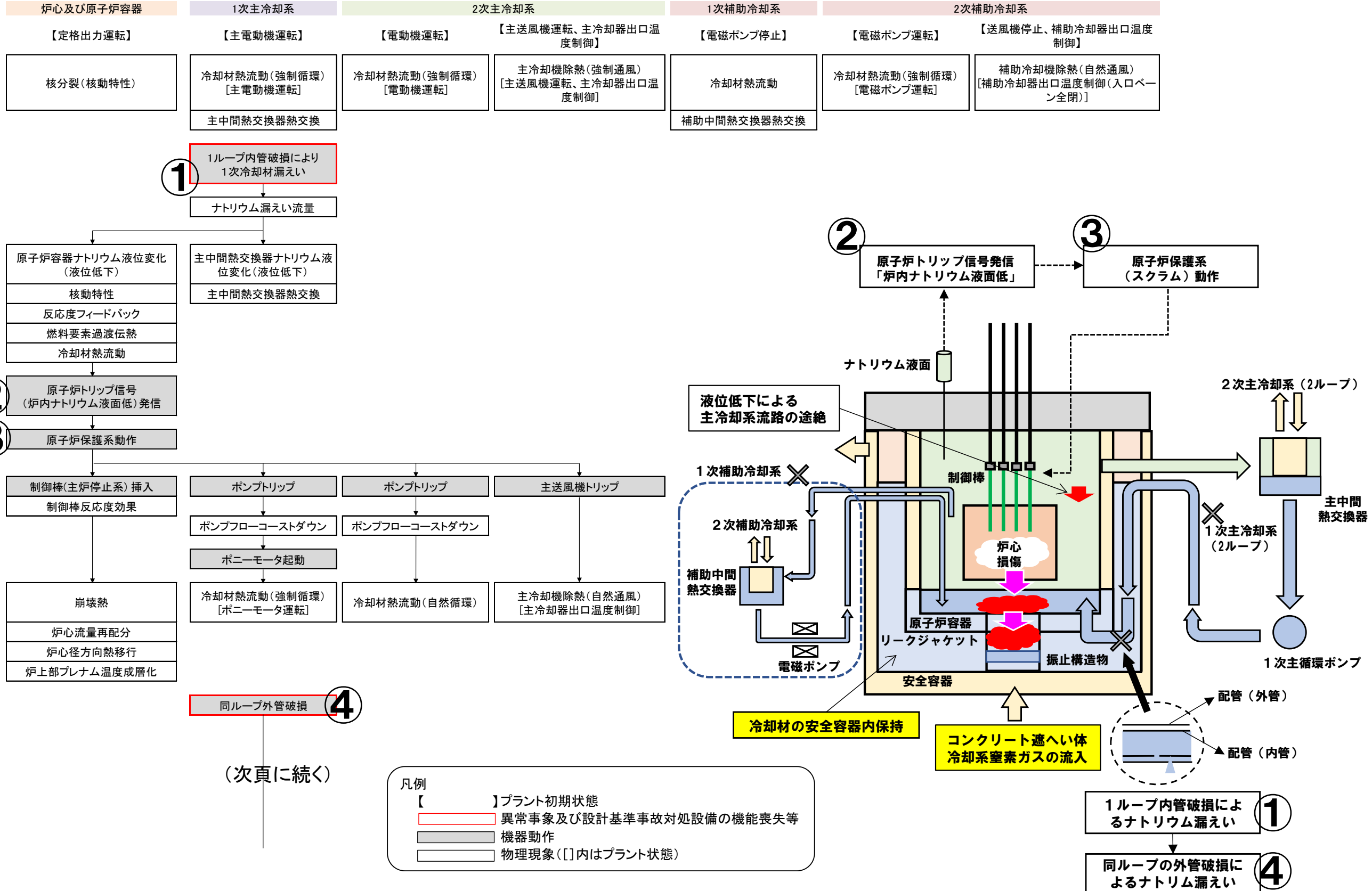
格納容器破損防止措置（ULOF※：再配置・冷却過程）の事象推移と物理現象



格納容器破損防止措置（ULOF：格納容器応答過程） の事象推移と物理現象



格納容器破損防止措置 (LORL (i) : 炉外事象) の事象推移と物理現象 (1/2)

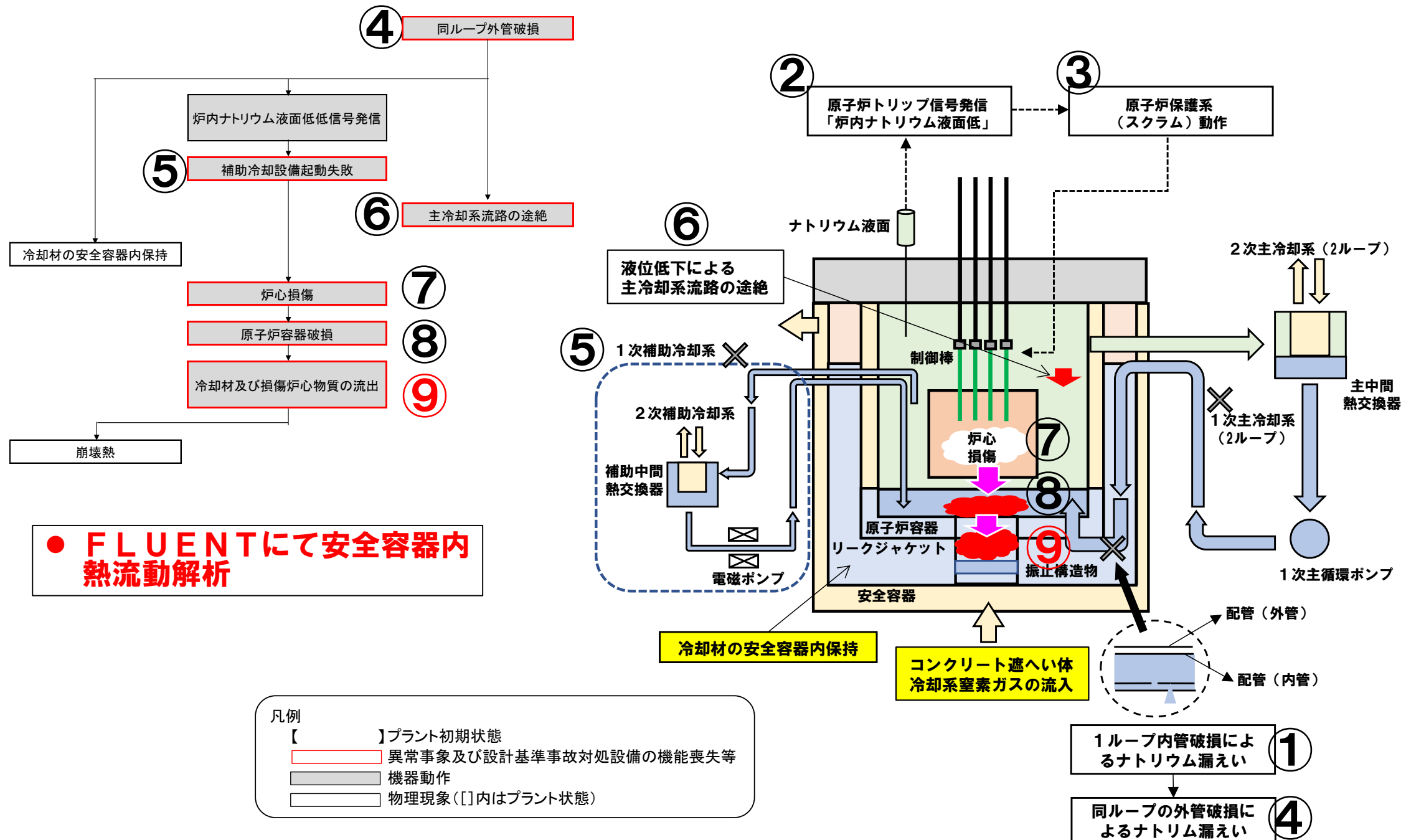


LORL(i)「1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故」

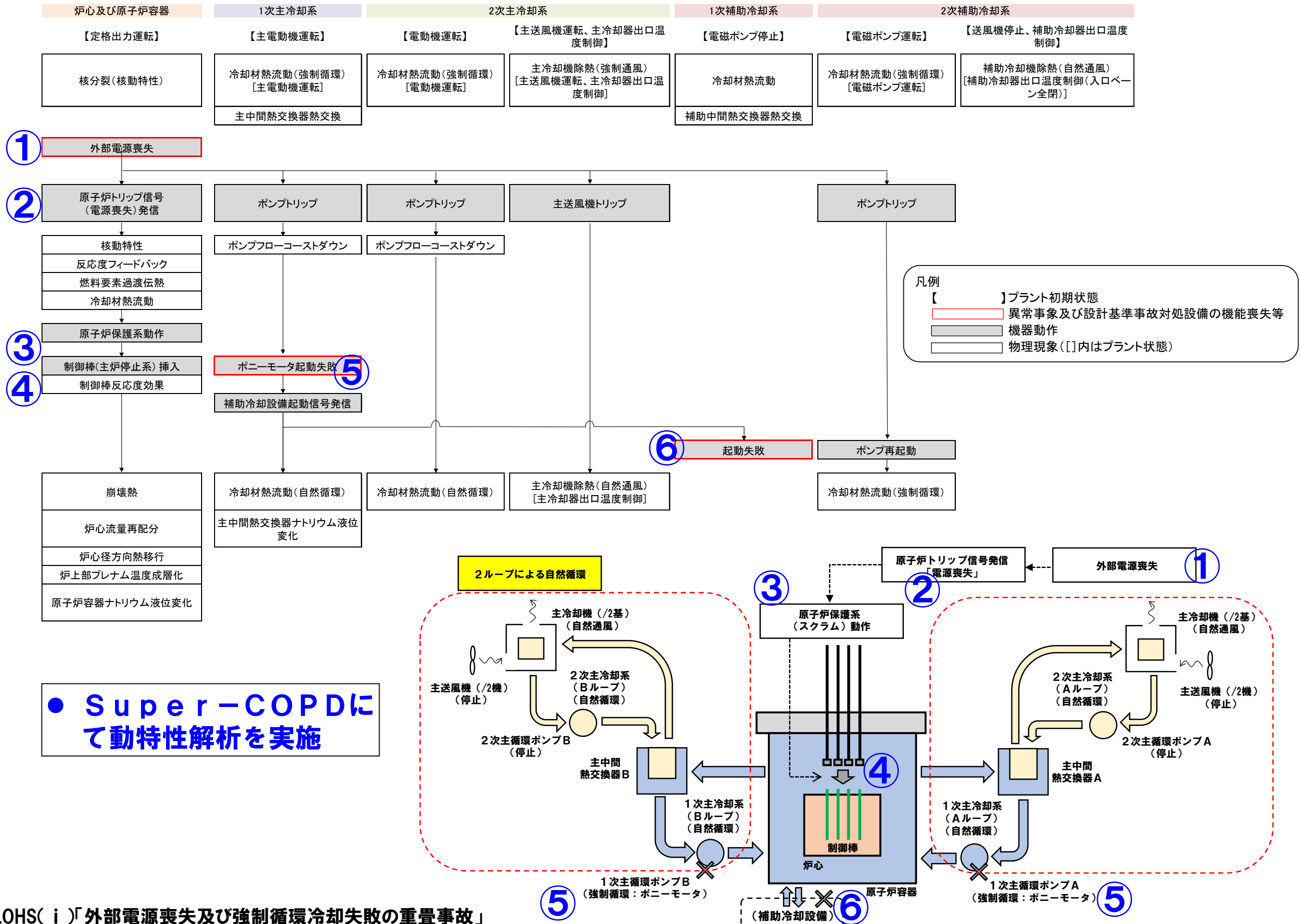
格納容器破損防止措置 (LORL (i) : 炉外事象) の事象推移と物理現象 (1/2)

コンクリート遮へい体冷却系	安全容器	炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系	
【冷却系運転】	【-】	【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】
窒素ガス熱流動(強制循環)	安全容器内熱移行	核分裂(核動特性)	冷却材熱流動(強制循環) [主電動機運転] 主中間熱交換器熱交換	冷却材熱流動(強制循環) [電動機運転]	主冷却機除熱(強制通風) [主送風機運転、主冷却器出口温度制御]

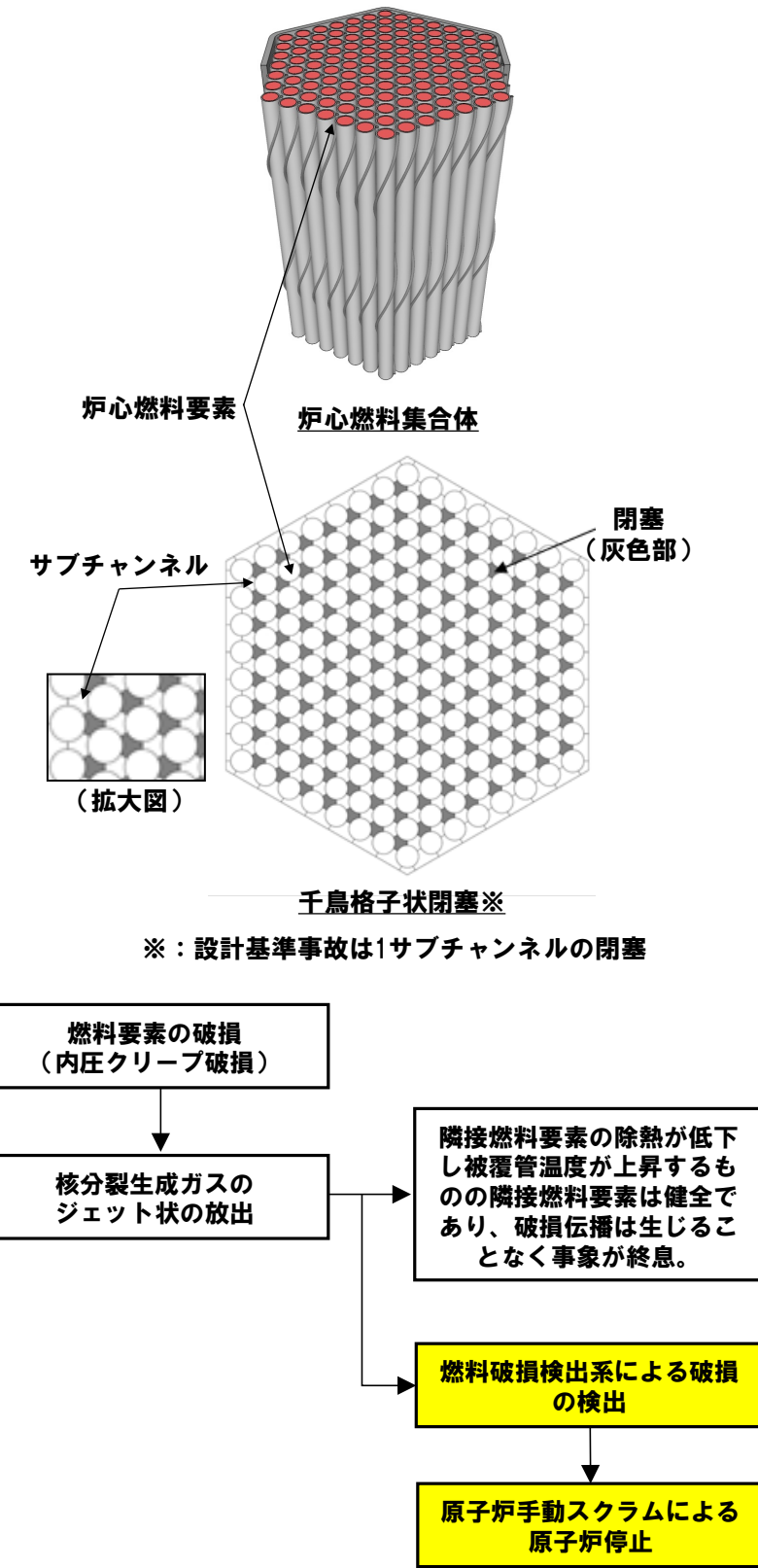
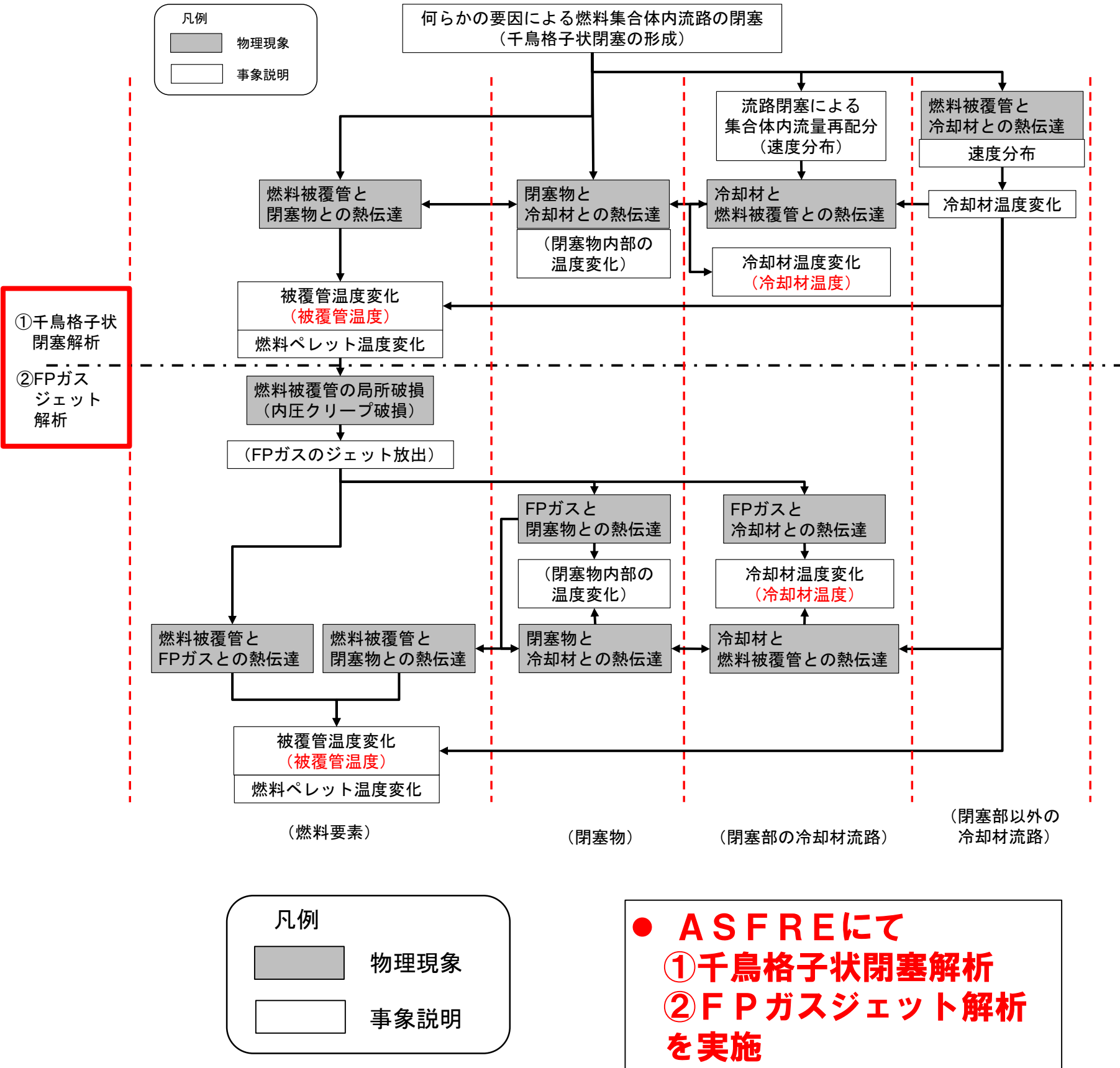
(前頁から続く)



炉心損傷防止措置（PLOHS（i））の事象推移と物理現象



炉心損傷防止措置（LF）の事象推移と物理現象



● **ASFREにて**
①千鳥格子状閉塞解析
②FPガスジェット解析
を実施

抽出された物理現象の確認

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

階層構造分析の考え方

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

抽出された物理現象の確認

■ 有効性評価においてモデル化の必要な物理領域

- ✓ システム： 「常陽」
- ✓ サブシステム(*)： 原子炉容器、安全容器、格納容器、ペDESTアル部、1次／2次主冷却系、1次／2次補助冷却系、コンクリート遮へい体冷却系、遮へいコンクリート冷却材、炉心、上部／中間胴／下部プレナム、ペDESTアル冷却系、炉心構造物、炉内燃料貯蔵ラック、高圧／低圧プレナム、下部構造物、リークジャケット、回転プラグ、振止構造物、ポンプ、配管、逆止弁、主／補助中間熱交換器、主／補助冷却機（空気冷却器、送風機、ダクト）、格納容器（床上／床下）
- ✓ モジュール(*)：

(*) 対象とする事象により組合せは異なる

- 各物理領域に含まれる解析対象とする成分(物質)については、同種の場の方程式(関連する物理量(質量、エネルギー、運動量)の輸送を解くための方程式)で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量(力)の輸送を輸送プロセスとした。ただし、さらに細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととして、それらの間の輸送プロセスは表現していない。
- 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おいて計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

■ Super-COPD

- Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードであり、炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算、並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。

■ A S F R E

- **A S F R Eは高速炉燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラツパ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化される单相サブチャンネル解析コードである。**
- **各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル及びサブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。**
- **燃料集合体内冷却材流路閉塞事故の評価を行うため、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができる。**

■ FLUENT

- FLUENTは、様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の計算コードの一つである。
- 適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程及びクリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、原子炉プラントにおける熱流動解析にも適用例は多い。
- 同計算コードは、ナトリウム冷却高速炉プラントについてもこれまでに種々の熱流動課題の評価に使用してきた実績を有している。

■ CONTAIN-LMR

- **CONTAIN-LMRは、シビアアクシデント時に格納容器内で生じる様々な現象（ナトリウム燃焼、水素燃焼及びナトリウム-コンクリート反応等）を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量（ソースターム）を解析するための計算コードである。同計算コードは米国サンディア国立研究所で開発を開始され、原子力機構では1980年代に導入し、独自のモデル改良及び検証を行ってきた。**
- **CONTAIN-LMRでは、解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルの物理量（圧力、ガス温度・成分及びエアロゾル濃度等）は平均値で記述される。また、セル内には、複数の構造物（床、壁、天井及び内部構造物）を設定することができる。構造物内部の温度変化は、1次元の熱伝導で扱われ、セルの雰囲気との間での自然対流熱伝達、水やナトリウム蒸気の凝縮及びエアロゾルの沈着等を考慮できる。**
- **CONTAIN-LMRは、ナトリウム燃焼、デブリー-コンクリート相互作用、ナトリウム-コンクリート反応及び水素燃焼等の個別現象解析コードを統合したモジュラー型のコードシステムであり、格納容器内の広範の事故解析に適用可能である。**

S u p e r - C O P D

事象推移における重要現象 評価指標とランクの定義

- 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る評価事故シーケンスにおいて、評価指標に対して「H」又は「M」となる現象を重要現象としてSuper-COPDの検証と「常陽」解析への適用性を確認する。
- 評価の結果、評価事故シーケンス毎に重要度のランクは異なるが、「H」又は「M」となる重要現象として、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を合わせて、以下の21項目が抽出された。

（炉心及び原子炉容器）

- (1) 反応度フィードバックと核動特性
- (2) 燃料要素過渡伝熱
- (3) 冷却材熱流動
- (4) 炉心流量再配分
（自然循環状態での炉心流量再配分）
- (5) 炉心径方向熱移行
- (6) 炉上部プレナム温度成層化
- (7) 原子炉容器ナトリウム液位変化
- (8) 崩壊熱

（1次主冷却系）

- (9) 1次主冷却系の冷却材熱流動
（強制／自然循環）
- (10) ポンプフローコストダウン
- (11) 1次主冷却系のナトリウム漏えい流量
- (12) 主中間熱交換器熱交換
- (13) 主中間熱交換器ナトリウム液位変化

（2次主冷却系）

- (14) 2次主冷却系の冷却材熱流動
（強制／自然循環）
- (15) 2次主冷却系のナトリウム漏えい流量
- (16) 主冷却機除熱（強制／自然通風）

（1次補助冷却系）

- (17) 1次補助冷却系の冷却材熱流動
（強制循環）
- (18) 補助中間熱交換器熱交換

（2次補助冷却系）

- (19) 2次補助冷却系の冷却材熱流動
（強制循環）
- (20) 補助冷却機除熱（強制通風）

（その他）

- (21) デブリベッド伝熱（※）

（※）格納容器破損防止措置に関わる
評価事故シーケンスのみ

炉心損傷防止措置に係る事象推移における重要現象 (炉心及び原子炉容器)

評価事故シーケンス		ULOF	UTOP		ULOHS			LORL		PLOHS		SBO		
評価に係るパラメータ		被覆管温度及び 炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度 (1次冷却材温度)	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出入口冷却材温度 (1次補助冷却系)	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度	
分類	重要現象													
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性 (制御棒反応度効果を含む)	H	H	H	H	H	H	L	L	L	L	L	L	
	燃料要素過渡伝熱	H	H	H	H	H	L	L	L	L	L	L	L	
	冷却材熱流動	H	H	H	H	H	L	M	L	H	L	H	L	
	炉心流量再配分	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	L	
	炉心径方向熱移行	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	H	
	炉上部プレナム温度成層化	L	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	
	原子炉容器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-	-	M	L	-	-	-	-
	崩壊熱	L	L	L	L	L	L	L	H	H	H	H	H	H

炉心損傷防止措置に係る事象推移における重要現象 (1次/2次主冷却系)

評価事故シーケンス		ULOF	UTOP		ULOHS			LORL		PLOHS		SBO	
評価に係るパラメータ		被覆管温度及び 炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度 (1次冷却材温度)	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出入口冷却材温度 (1次補助冷却系)	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度
分類	重要現象												
1次主冷却系	冷却材熱流動(強制/自然循環)	L	L	L	L	H	H	L	L	H	H	H	H
	ポンプフローコストダウン	H	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	L
	ナトリウム漏えい流量	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-	-	-
	主中間熱交換器熱交換	L	L	L	L	H	H	M	M	H	H	H	H
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-	-	-
2次主冷却系	冷却材熱流動(強制/自然循環)	L	L	L	L	H	H	L	L	L	L	L	L
	ナトリウム漏えい流量	-	-	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-
	主冷却機除熱(強制/自然通風)	L	L	L	L	H	H	L	L	L	L	L	L

炉心損傷防止措置に係る事象推移における重要現象 (1次/2次補助冷却系)

評価事故シーケンス		ULOF	UTOP		ULOHS			LORL		PLOHS		SBO	
評価に係るパラメータ		被覆管温度及び 炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度 (1次冷却材温度)	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出入口冷却材温度 (1次補助冷却系)	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度
分類	重要現象												
1次補助冷却系	冷却材熱流動	-	-	-	-	-	-	L	H	-	-	-	-
	補助中間熱交換器熱交換	L	L	L	L	L	L	L	H	L	L	L	L
2次補助冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	L	L	L	L	L	L	L	H	L	L	L	L
	補助冷却機除熱(強制通風)	-	-	-	-	-	-	L	H	-	-	-	-

格納容器破損防止措置に係る事象推移における重要現象 (炉心及び原子炉容器、1次主冷却系)

評価事故シーケンス		ULOF			ULOHS		
評価に係るパラメータ		被覆管温度及び 炉心冷却材温度	燃料温度	デブリベッド温度	燃料温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材 温度(1次冷却材 温度)
分類	重要現象						
炉心及び 原子炉容 器	反応度フィードバック と核動特性	L	L	-	H	H	H
	燃料要素過渡伝熱	L	L	-	H	H	L
	冷却材熱流動	H	H	-	H	H	L
	炉心流量再配分	L	L	-	-	-	-
	炉心径方向熱移行	L	L	-	-	-	-
	炉上部プレナム温度成 層化	L	L	-	-	-	-
	原子炉容器ナトリウム 液位変化	-	-	-	-	-	-
	崩壊熱	L	H	-	-	-	-
1次主冷 却系	冷却材熱流動(強制/ 自然循環)	H	H	-	L	H	H
	ポンプフローコスト ダウン	L	L	-	-	-	-
	ナトリウム漏えい流量	-	-	-	-	-	-
	主中間熱交換器熱交換	L	H	-	L	H	H
	主中間熱交換器ナトリ ウム液位変化	-	-	-	-	-	-

格納容器破損防止措置に係る事象推移における重要現象 (2次主冷却系、1次/2次補助冷却系、その他)

評価事故シーケンス		ULOF			ULOHS		
評価に係るパラメータ		被覆管温度及び 炉心冷却材温度	燃料温度	デブリベッド温度	燃料温度	被覆管温度及び 炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材 温度(1次冷却材 温度)
分類	重要現象						
2次主冷却系	冷却材熱流動(強制/自然循環)	L	L	-	L	H	H
	ナトリウム漏えい流量	-	-	-	-	-	-
	主冷却機除熱(強制/自然通風)	L	L	-	H	H	L
1次補助冷却系	冷却材熱流動	-	-	-	-	-	-
	補助中間熱交換器熱交換	L	L	-	L	L	L
2次補助冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	L	L	-	L	L	L
	補助冷却機除熱(強制通風)	-	-	-	-	-	-
その他	デブリベッド伝熱	-	-	H	-	-	-

- Super-COPDは、日本原子力研究開発機構にて開発を進めてきたナトリウム冷却高速炉を対象としたプラント動特性解析コードであり、「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」^{(*)1},^{(*)2}を、「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」^{(*)2}の炉心計算部に組み込み、構成機器や配管要素等の流動計算及び熱計算、また制御系のモデルを、モジュール構造として汎用化が図られたプラント動特性解析コードである。
- Super-COPDを適用する物理現象の範囲は、これまでの「もんじゅ」や「常陽」の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全解析で適用された範囲とほぼ同様、加えて1次主冷却系の自然循環による炉心冷却が含まれる。
- Super-COPDの妥当性確認は、以下の方法で確認、整理する。
 - ✓ 高速炉プラント等での試験解析による総合的な妥当性確認
 - ✓ 基本問題等により個別に確認
 - ✓ 境界条件（入力）として設定（妥当性確認は不要）
- ULOF事象の格納容器破損防止措置の有効性評価において実施したデブリベッドの冷却性の評価に用いた解析モデルは、プラント動特性に係る解析モデルとは別に、単独で使用する。

(*)1 独立行政法人日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター（南地区） 原子炉設置変更許可申請書、平成24年3月30日（23受文科科第5939号）。

(*)2 独立行政法人日本原子力研究開発機構 高速増殖炉研究開発センター 原子炉設置許可申請書（高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設）、平成20年2月19日（平成18・10・13原第4号）。

Super-COPDにおける重要現象に対する妥当性確認方法

- (*) 1 : 境界条件（入力）として設定するもの
- 2 : 基本問題等により個別に確認するもの
- 3 : 試験解析により妥当性確認を行うもの

部位	重要現象	対応する解析モデル	確認方法(*)
炉心及び 原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性 (制御棒反応度効果を含む)	原子炉核計算モデル	2
	燃料要素過渡伝熱	原子炉炉心熱計算モデル	2
	冷却材熱流動	原子炉炉心熱・流動計算モデル	3
	炉心流量再配分	原子炉炉心熱・流動計算モデル	3
	炉心径方向熱移行	原子炉炉心熱計算モデル	3
	炉上部プレナム温度成層化	炉上部プレナム熱計算モデル	3
	原子炉容器ナトリウム液位変化 崩壊熱	1次主冷却系流動計算モデル 原子炉炉心熱計算モデル	2 1
1次主冷却 系	冷却材熱流動(強制/自然循環)	1次主冷却系熱・流動計算モデル	3
	ポンプフローコーストダウン	1次主冷却系流動計算モデル	3
	ナトリウム漏えい流量	1次主冷却系流動計算モデル	2
	主中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル	3
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	1次主冷却系流動計算モデル	2
2次主冷却 系	冷却材熱流動(強制/自然循環)	2次主冷却系熱・流動計算モデル	3
	ナトリウム漏えい流量	—	1
	主冷却機除熱(強制/自然通風)	空気冷却器熱・流動計算モデル	3
1次補助 冷却系	冷却材熱流動	1次補助冷却系熱・流動計算モデル	3
	補助中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル	3
2次補助 冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	2次補助冷却系熱・流動計算モデル	3
	補助冷却機除熱(強制通風)	空気冷却器熱・流動計算モデル	3
その他	デブリベッド伝熱	デブリベッド計算モデル	3

Super-COPDにおける重要現象に対する妥当性確認方法

試験解析による妥当性確認（黄色：主要例題）

表中の記号 ●：妥当性確認の対象、○：解析で使用するが確認の対象外、□：境界条件（入力値）、－：使用なし
 △：補助冷却系の解析モデルは、主冷却系の解析モデルと同様であるため主冷却系の妥当性確認を参照

分類	重要現象	物理モデル	「常陽」MK-II自然循環試験	もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験	もんじゅ1次主冷却系自然循環予備試験	もんじゅ冷却系自然循環試験	もんじゅAC自然循環通風測定試験	EBR-II自然循環環試験	ACRR Dシリーズ試験
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性（制御棒反応度効果を含む）	原子炉核計算モデル	○	○	－	－	－	－	－
	燃料要素過渡伝熱	原子炉炉心熱計算モデル	○	○	○	○	－	○	－
	冷却材熱流動	原子炉炉心熱・流動計算モデル	●	○	○	○	－	●	－
	炉心流量再配分	原子炉炉心熱・流動計算モデル	●	○	○	○	－	●	－
	炉心径方向熱移行	原子炉炉心熱計算モデル	●	－	－	－	－	●	－
	炉上部プレナム温度成層化	炉上部プレナム熱計算モデル	○	●	○	○	－	○	－
	原子炉容器ナトリウム液位変化	1次主冷却系流動計算モデル	○	○	○	○	－	－	－
	崩壊熱	原子炉炉心熱計算モデル	□	□	－	－	－	□	－
1次主冷却系	冷却材熱流動（強制／自然循環）	1次主冷却系熱・流動計算モデル	●	●	●	○	－	●	－
	ポンプフローコストダウン	1次主冷却系流動計算モデル	●	●	●	○	－	●	－
	ナトリウム漏えい流量	1次主冷却系流動計算モデル	－	－	－	－	－	－	－
	主中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル	●	●	●	●	－	●	－
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	1次主冷却系流動計算モデル	○	○	○	○	－	－	－
2次主冷却系	冷却材熱流動（強制／自然循環）	2次主冷却系熱・流動計算モデル	●	●	○	●	－	－	－
	ナトリウム漏えい流量	－	－	－	－	－	－	－	－
	主冷却機除熱（強制／自然通風）	空気冷却器熱・流動計算モデル	●	●	○	●	●	－	－
1次補助冷却系	冷却材熱流動	1次補助冷却系熱・流動計算モデル	△	△	△	－	－	△	－
	補助中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル	△	△	△	△	－	△	－
2次補助冷却系	冷却材熱流動（強制循環）	2次補助冷却系熱・流動計算モデル	△	△	－	△	－	－	－
	補助冷却機除熱（強制通風）	空気冷却器熱・流動計算モデル	△	△	－	△	△	－	－
その他	デブリベッド伝熱	デブリベッド計算モデル	－	－	－	－	－	－	●

Super-COPDにおける重要現象に対する妥当性確認方法

基本問題等による個別確認

(1) 『原子炉核計算モデル』（一部）

- 「反応度フィードバック」と「核動特性」（制御棒反応度効果を含む）を計算するを計算する本計算モデルでは、一般的に使用されている1点炉近似動特性方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。

(2) 『原子炉炉心熱計算モデル』（一部）

- 「燃料要素過渡伝熱」を計算する本計算モデルでは、一般的に使用されている1次元熱伝導方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。

(3) 『1次主冷却系流動計算モデル』（一部）

- 「原子炉容器ナトリウム液位変化」及び「主中間熱交換機ナトリウム液位変化」の計算については、漏えいした冷却材容量分を、予め設定したプレナム内の冷却材容量から減じる単純な計算をしており、理論値との比較等の検証を行っている。
- 「1次主冷却系のナトリウム漏えい流量」の計算については、弁モデルに破損口の圧力損失係数を設定して漏えい流量を計算しており、理論値との比較等の検証を行っている。

Super-COPDにおける重要現象に対する妥当性確認方法

境界条件（入力）として設定

- (1) 『原子炉炉心熱計算モデル』（一部）
 - ・ 「崩壊熱」を計算する本計算モデルにおいて、崩壊熱の計算は行わずに、炉心設計にて評価された崩壊熱を入力として与える。

- (2) 「2次主冷却系のナトリウム漏えい流量」
 - ・ 2次主冷却系のナトリウム漏えいにより生じる主中間熱交換器での除熱量の変化については、2次主冷却系を断熱に切り替えることで模擬するため、2次主冷却系漏えいのモデル化を行っていない。漏えい流量については、入力として与える。

妥当性確認（主要例題）（1/2）

「常陽」MK-II自然循環試験（1/4）

■ 試験の概要

- ✓ 自然循環による崩壊熱除去能力の実証及びデータ取得、自然循環解析手法の確立を目的
- ✓ 100MW出力運転状態から、原子炉をスクラムし、1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプは同時停止、冷却機(DHX)は自然通風状態で除熱、1次主冷却系及び2次主冷却系は自然循環状態

■ 妥当性確認の対象モデルと確認方法

各構成機器の出入口温度及び流量を試験データと比較し、以下の解析モデルの妥当性を確認

- 『原子炉炉心熱計算モデル』及び『原子炉炉心流動計算モデル』
- 『1次主冷却系流動計算モデル』、『1次主冷却系熱計算モデル』及び『中間熱交換器熱計算モデル』
- 『2次主冷却系流動計算モデル』及び『2次主冷却系熱計算モデル』
- 『空気冷却器熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』

妥当性確認（主要例題）（1/2）

「常陽」MK-II自然循環試験（2/4）

■ 解析条件

- ✓ 全313集合体をそれぞれ独立したチャンネルモデルでモデル化
- ✓ 燃料集合体は下部高圧プレナムに接続、内側及び外側反射体、制御棒及びその他の集合体は下部低圧プレナムに接続
- ✓ 全てのチャンネル（集合体）は炉上部プレナムに接続
- ✓ 空気冷却器入口空気温度及び空気風量を設定

■ 解析結果（スクラムから300秒まで）

- ✓ 集合体出口冷却材温度（第0層と第2層）を比較（*）、ボトム及びピークの温度一致

著作権の問題により公開できません。

炉心中心部（第0層）集合体出口ナトリウム温度（*）

第2層集合体出口ナトリウム温度（*）

（*） K. Nabeshima, et al., Proceedings of NURETH-16, Chicago, USA, pp. 1041-1049, Fig. 6(a), (b) (2015).

妥当性確認（主要例題）（1/2）

「常陽」MK-II自然循環試験（3/4）

■ 解析結果（続き）

- ✓ 原子炉容器出口温度及びスクラム後の流量減少は試験結果とほぼ一致（*）
- ✓ 自然循環移行後の流量に若干差が生じるが、炉心冷却材温度の2次ピーク及び原子炉容器出入口温度が再現できており、全体的な流量の挙動を良く再現

著作権の問題により公開できません。

原子炉容器出入口ナトリウム温度（*）

炉心ナトリウム流量（*）

（*） K. Nabeshima, et al., Proceedings of NURETH-16, Chicago, USA, pp.1041-1049, Fig.7,8 (2015).

妥当性確認（主要例題）（1/2）

「常陽」MK-II自然循環試験（4/4）

■ 解析結果（続き）

- ✓ 主中間熱交換器2次側出入口ナトリウム温度及び2次主冷却系ナトリウム流量の全体的な挙動を良く再現（*）

著作権の問題により公開できません。

主中間熱交換器2次側出入口ナトリウム温度（Aループ）（*）

2次主冷却系ナトリウム流量（*）

■ 解析モデルの不確かさ

「炉心の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」、「炉心流量再配分」、「径方向熱移行」、「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」、「主中間熱交換器熱交換」、「2次主冷却系の冷却材熱流動（自然循環）」及び「主冷却機除熱」の計算で使用する解析モデルについて、不確かさは小さいと考える。

（*） K. Nabeshima, et al., Proceedings of NURETH-16, Chicago, USA, pp. 1041-1049, Fig. 9, 10 (2015).

妥当性確認（主要例題）（2/2）

「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験（1/5）

■ 試験の概要

- ✓ 電気出力40%状態においてタービンがトリップした際の原子炉設備、1次主冷却系、2次主冷却系、水/蒸気系、タービン及び発電機設備等のプラント挙動を総合的に把握することが目的
- ✓ 電気出力40%の運転状態からタービンをトリップさせ、所定のインターロックに従い、原子炉トリップ、1次主循環ポンプトリップ、2次主循環ポンプトリップ、主給水ポンプトリップ、発電機トリップするとともに、2次主冷却系の流路が蒸気発生器側から補助冷却設備（崩壊熱除去系：IRACS）側へ切替え、1次主冷却系及び2次主冷却系はポニーモータによる強制循環、IRACSの空気冷却器（AC）は強制通風による崩壊熱除去運転

(1) 炉上部プレナム温度成層化に対する計算モデルの確認

● 妥当性確認の対象モデルと確認方法

原子炉容器出口ナトリウム温度及び炉上部プレナム内の軸方向温度分布とを比較し、「炉上部プレナム温度成層化」を計算する『炉上部プレナム熱計算モデル』の妥当性を確認

● 解析条件

- ✓ 炉上部プレナム内を複数の小領域（7領域）に分割し、各小領域内で温度成層化の発生を考慮して軸方向分割
- ✓ 境界条件は、集合体出口ナトリウム温度及び流量

妥当性確認（主要例題）（2/2）

「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験（2/5）

(1) 炉上部プレナム温度成層化に対する計算モデルの確認

● 解析結果

- ✓ 原子炉容器出口ナトリウム温度は、試験結果と良く一致している
- ✓ 炉上部プレナムの内筒内側の軸方向の温度分布の推移はほぼ一致

著作権の問題により公開できません。

原子炉容器出口ナトリウム温度(*)

炉上部プレナム内の温度分布の推移(*)

妥当性確認（主要例題）（2/2）

「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験（3/5）

(2) 全系統挙動に対する計算モデルの確認

● 妥当性確認の対象モデルと確認方法

各構成機器の出入口温度及び流量を試験データと比較し、以下の解析モデルの妥当性を確認

- 『炉上部プレナム熱計算モデル』
- 『1次主冷却系流動計算モデル』、 『1次主冷却系熱計算モデル』 及び 『中間熱交換器熱計算モデル』
- 『2次主冷却系流動計算モデル』 及び 『2次主冷却系熱計算モデル』
- 『空気冷却器熱計算モデル』 及び 『空気流動計算モデル』

● 解析条件

- ✓ 制御系を含む「もんじゅ」の全系統モデルを使用
- ✓ 境界条件は、給水側エンタルピ及び空気温度

妥当性確認（主要例題）（2/2）

「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験（4/5）

(2) 全系統挙動に対する計算モデルの確認

● 解析結果

- ✓ 1次主冷却系流量、2次主冷却系流量の流量低下挙動は、試験結果と良く一致
- ✓ 原子炉容器入口ナトリウム温度は、一部の時間範囲で解析が高く予測するが、その後は試験と一致
- ✓ 原子炉容器出口ナトリウム温度は、試験結果と良く一致

著作権の問題により公開できません。

1次主冷却系及び2次主冷却系の流量(*)

原子炉容器出入口ナトリウム温度(*)

妥当性確認（主要例題）（2/2）

「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験（5/5）

(2) 全系統挙動に対する計算モデルの確認

- 解析結果（続き）

- ✓ 中間熱交換器（IHX）及び空気冷却器（AC）の出入口温度は、試験結果の挙動と良く一致

著作権の問題により公開できません。

IHX 2次側出入口ナトリウム温度（*）

AC出入口ナトリウム温度（*）

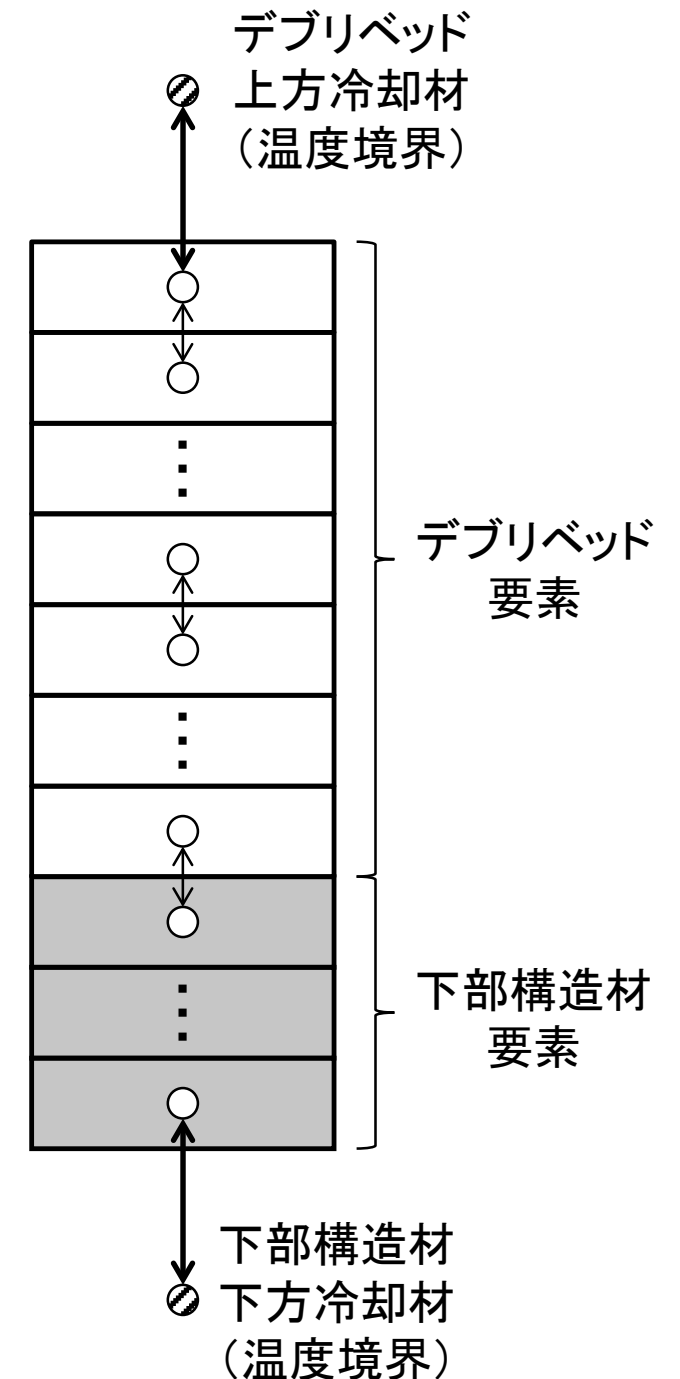
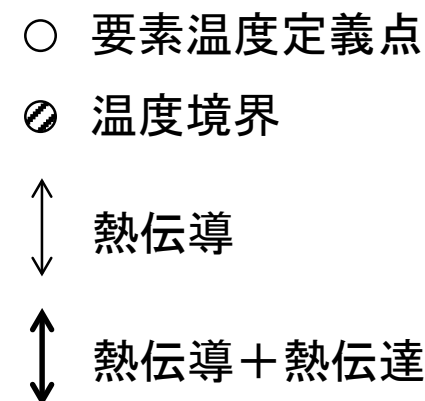
■ 解析モデルの不確かさ

「炉上部プレナム温度成層化」、「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環）」、「ポンプフローコーストダウン」、「主中間熱交換器熱交換」、「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環）」及び「主冷却機除熱（強制通風）」の計算で使用される解析モデルについて、不確かさは小さいと考える。

（*） F. Yamada, H. Ohira, Proc. of FEDSM2010-ICNMM2010, Montreal, Canada, FEDSM-ICNMM2010-30287, Fig. 12, 13 (2010).

下部プレナムにおけるデブリベッド冷却に対する デブリベッド熱計算モジュールの概念

- デブリベッド熱計算モジュールは、デブリベッドの相状態（サブクール状態、又は沸騰状態）に応じて等価的な熱伝導率を計算し、1次元の熱伝導方程式を解いてデブリベッドの温度分布を計算するプログラムである。
- なお、本モジュールは以下に述べる解析モデルをSuper-COPDコードと結合するとともに、それ自体単独で解析可能な1モジュールとして開発したものである。



下部プレナムにおけるデブリベッド冷却に対する解析モデル

■ 1次元熱伝導モデル

- ✓ 本モデルで想定しているデブリベッドは、燃料単独又は燃料とスチールの混合ベッドであり、冷却材ナトリウムに浸されており、燃料が崩壊熱により内部発熱しているものである。
- ✓ 等価的な熱伝導率を用いた1次元の熱伝導方程式を解いている。

■ 等価熱伝導率

- ✓ 冷却材ナトリウムの熱伝導率が大きいかこともあり、デブリベッドからの熱移行は基本的に熱伝導モードで取り扱うことが可能
 - デブリ粒子と冷却材との等価熱伝導率を、デブリベッド模擬炉内試験であるDシリーズ試験（後述）でその適用性が確認されている*Kampf-Karstenモデルで求める。
- ✓ デブリベッド内を流れる冷却材の対流影響による熱伝達の増加も考慮
 - Dシリーズ試験結果から得られている実験相関式（Nu数相関式）#を用いる。

* Gronager, J. E., et al., SAND80-2146, 1981.

Lipinski, R. J., et al., Nuclear Technology, Vol. 58, No. 3, pp. 369-378, 1982.

下部プレナムにおけるデブリベッド冷却における重要現象 評価指標とランクの定義

- ULOFの評価指標にHまたはMのある現象を重要現象としてデブリベッド熱計算モジュールの検証と「常陽」解析への適用性を検討する対象とする。
- 評価の結果、(1) デブリベッドの発熱、(2) デブリベッド内の熱伝導、(3) デブリベッド内冷却材の自然対流、(5) 下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送、が重要現象として抽出された（計4個）。

物理現象	ULOF
(1) デブリベッドの発熱	H
(2) デブリベッド内の熱伝導	H
(3) デブリベッド内冷却材の自然対流	H
(4) デブリベッド内沸騰領域での活発な対流熱輸送	L
(5) 下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送	M

下部プレナムにおけるデブリベッド冷却における 重要現象に対する妥当性確認方法

- 「常陽」原子炉容器底部の炉心中心軸近傍でのデブリベッドは比較的厚みがあることから、深いデブリベッドを対象としたD10試験を試験解析に用いる試験として選定し、妥当性を確認した。
 - ✓ D10試験は、米日独の共同研究として実施された米国サンディア国立研究所のACRR (Annular Core Research Reactor) 炉にて実施されたデブリベッド模擬炉内試験であるDシリーズ試験のうち、底部冷却を伴う深い均一デブリベッドを対象としたもの
 - ✓ デブリベッド厚みは160mm、デブリ粒子は100% UO₂粒子で構成され、液体ナトリウムに浸されている。ACRR炉による核加熱によって、デブリベッドの昇温からナトリウムの沸騰まで実現した試験である。
 - ✓ デブリベッド内部に設置された熱電対によりデブリベッドの温度分布に関する定量的な情報を得ることができる。

重要現象	解析モデル	試験解析
デブリベッドの発熱 *1	入力条件	—
デブリベッド内の熱伝導	1次元熱伝導モデル Kampf-Karstenモデル	○
デブリベッド内冷却材の自然対流	サブクール領域で温度差に起因する冷却材の自然対流Nu数相関式	○
下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送 *2	境界条件	—

*1 デブリベッドの発熱は入力値であることから、妥当性評価は不要とした。

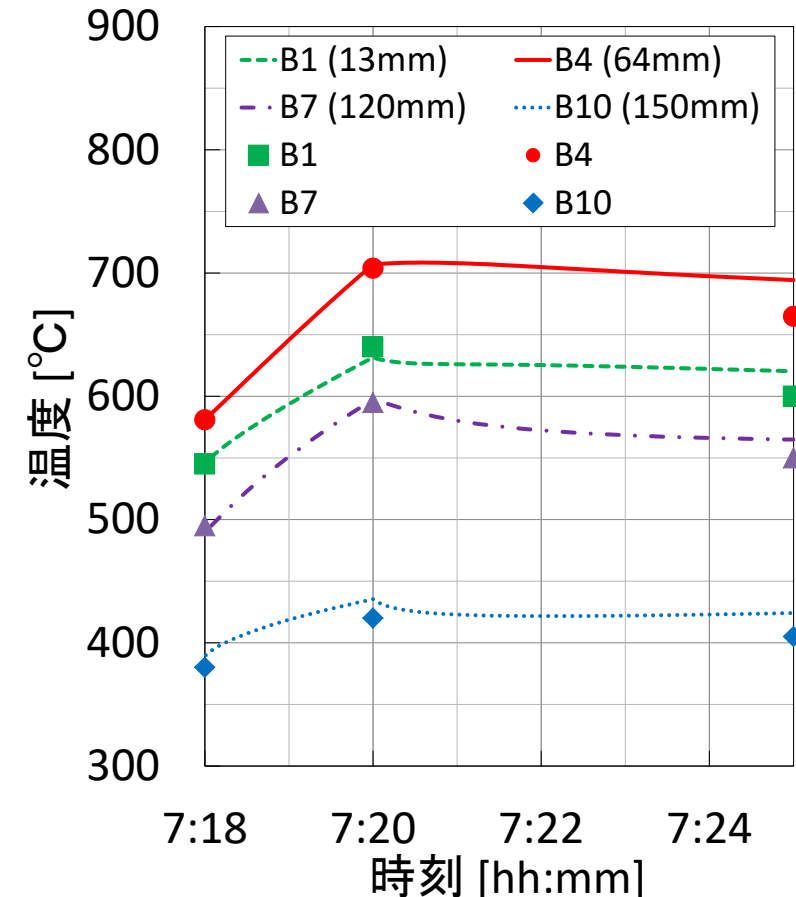
*2 下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送のデブリベッドの冷却性への影響は、デブリベッドの上方の冷却材温度を境界条件として入力値で与えていることから、妥当性評価は不要とした。

下部プレナムにおけるデブリベッド冷却における妥当性確認 (試験解析)

■ 試験と解析結果の概要

- ✓ デブリベッド厚みは160mm、デブリ粒子は100% UO₂粒子で構成され、液体ナトリウムに浸されている。
- ✓ デブリベッド内部に設置された熱電対の測定によりデブリベッドの温度分布に関する定量的な情報を得ることができる。

- ✓ デブリベッドの温度分布は試験結果と概ね一致しており、解析ではデブリベッド内の熱伝導及び冷却材の自然対流を良く再現している。



デブリベッド冷却性炉内試験D10の試験解析結果*
(点：試験結果、線：解析結果)

*曾我部、飛田、小山、「デブリ冷却性評価モデルの検証解析」、日本原子力学会「2013年秋の大会」、2013年9月)、八戸工業大学、H31.

- 「「常陽」MK-II自然循環試験」を対象とした試験解析により、『原子炉炉心熱計算モデル』のチャンネルモデルについて、妥当性が確認されている。本解析モデルは、試験データとの比較による妥当性確認を行っており、「常陽」の有効性評価における「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」の評価に適用できる。
- 「「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験」を対象とした試験解析により、『炉上部プレナム熱計算モデル』の妥当性が確認されている。「常陽」での炉上部プレナム内での温度成層化の挙動は、「もんじゅ」での内筒内側のプレナム部で生じる現象と同様であり、本解析モデルは、常陽の有効性評価における「炉心部プレナム温度成層化」の評価に適用できる。
- 「「常陽」MK-II自然循環試験」、「「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験」、「「もんじゅ」1次主冷却系自然循環予備試験」及び「「EBR-II」自然循環試験」を対象とした試験解析により、『1次主冷却系熱・流動計算モデル』の妥当性が確認されている。また、「「もんじゅ」冷却系自然循環試験」の試験解析を加え、『中間熱交換器熱計算モデル』の妥当性が確認されている。いずれも実機試験データとの比較による妥当性確認を行っており、これらの解析モデルは、「常陽」の有効性評価における「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制／自然循環）」、「フローコーストダウン」及び「主中間熱交換器熱交換」の評価に適用できる。

- 「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験、及び「もんじゅ」冷却系自然循環模擬試験」を対象とした試験解析において、『2次主冷却系熱計算モデル』及び『2次主冷却系流動計算モデル』の妥当性が確認されている。本解析モデルは、実機を含む試験データとの比較による妥当性確認を行っており、「常陽」の有効性評価における「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制／自然循環）」の評価に対して適用できる。
- 「「常陽」MK-II自然循環試験」、「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ」冷却系自然循環模擬試験」及び「もんじゅ」AC自然通風試験」を対象とした試験解析により、『AC熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』の妥当性が確認されている。本解析モデルは、実機を含む試験データとの比較による妥当性確認を行っており、「常陽」の有効性評価における「DHX除熱」の評価に対して適用できる。
- 米国サンディア国立研究所のACRR炉にて実施されたD10試験を対象とした試験解析により、下部プレナムにおけるデブリベッド冷却における解析モデルの妥当性が確認されている。本解析モデルの不確かさは小さく、「常陽」の有効性評価における「デブリベッド伝熱」の評価に対して適用できる。

A S F R E

事象推移における重要現象の抽出

- 評価事故シーケンスのLFにおいて、評価指標である「被覆管温度」及び「冷却材温度」に「H」又は「M」となる現象を重要現象として、ASFREの妥当性確認と「常陽」解析への適用性を検討する。
- 評価の結果、(3)被覆管温度変化、(4)冷却材温度変化、(5)速度分布が重要現象として抽出された。

物理現象	評価指標に対する重要度
(1) 出力変化	L
(2) 燃料ペレット温度変化	L
(3) 被覆管温度変化	H
(4) 冷却材温度変化	H
(5) 速度分布	H

- 各試験に対してASFREによる試験解析を実施し、試験データとの比較から解析結果の妥当性を確認した。

重要現象	解析モデル	「常陽」 燃料集合体試験 (水試験)	「もんじゅ」 燃料集合体試験 (水試験)	PLANDTL-37試験 (ナトリウム試 験)
被覆管温度変化	熱伝導モデル (*)	-	-	-
	熱伝達モデル	-	-	○
冷却材温度変化	熱伝達モデル	-	-	○
	乱流モデル	-	-	○
速度分布	圧力損失モデル	○	○	○
	乱流モデル	○	○	○

(*) 被覆管内の熱伝導モデルは個別に検証済み

「常陽」燃料集合体試験解析

■ 試験と解析結果の概要

- ✓ 燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的に、「常陽」の試作模擬燃料集合体を用いて実施された水流動試験である。
- ✓ 「常陽」燃料集合体試験解析の軸方向圧力分布を試験測定値と比較することにより、速度分布に係る『圧力損失モデル』及び『乱流モデル』の妥当性確認を行った。

著作権の問題により公開できません。

燃料要素バンドル部軸方向圧力損失係数（ λ ）（*）

- ✓ 解析結果の軸方向圧力損失は試験結果と一致している。

（*） N. Kikuchi, et al., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 5, p.021001-6, Fig.4 (2017)

■ 試験と解析結果の概要

- ✓ 燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的に、「もんじゅ」の試作模擬燃料集合体を用いて実施された水流動試験である。
- ✓ 「もんじゅ」燃料集合体試験解析の軸方向圧力分布を試験測定値と比較することにより、速度分布に係る『圧力損失モデル』及び『乱流モデル』の妥当性確認を行った。

著作権の問題により公開できません。

燃料要素バンドル部軸方向圧力損失係数（ λ ）（*）

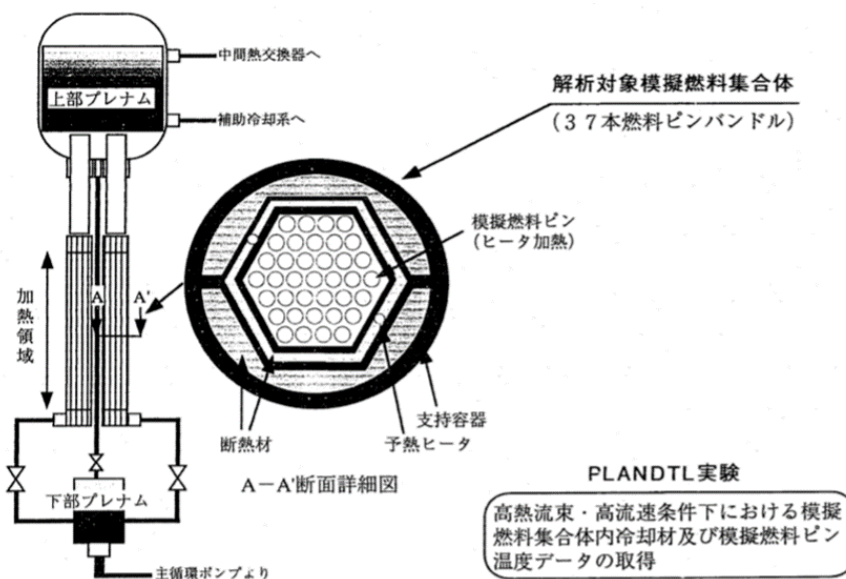
- ✓ 解析結果の軸方向圧力損失は試験結果と一致している。

ナトリウム試験（PLANDTL-37試験）解析

■ 試験と解析結果の概要

- ✓ 高流量時の燃料集合体内熱流動特性を把握することを目的に、37本燃料要素で構成される模擬燃料集合体を用いたナトリウム熱流動試験である。
- ✓ PLANDTL-37試験解析の集合体内温度分布を試験測定値と比較し、被覆管温度変化に関わる熱伝達モデル、冷却材温度変化に関わる『熱伝達モデル』及び『乱流モデル』、並びに速度分布に関わる『圧力損失モデル』及び『乱流モデル』の妥当性確認を行った。

$$T^* = (T - T_{in}) / \Delta T_e \quad \Delta T_e = Q / (m c_p)$$



著作権の問題により公開できません。

PLANDTL-37の発熱部上端断面内の冷却材温度分布 ($Re=25,500$) (*)

- ✓ 解析結果の模擬燃料集合体内の温度分布は試験結果と一致している。

(*) N. Kikuchi, et al., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 5, p. 021001-6, Fig. 8 (2017)

- ASFREの試験解析に関する検討により妥当性確認を行った結果、有効性評価への適用性があるものとする。

- ✓ 被覆管温度変化

被覆管内の『熱伝導モデル』は個別に検証済みである。PLANDTL-37試験解析により、『熱伝達モデル』の妥当性が確認されている。試験装置は「常陽」の燃料集合体の仕様と異なるものの、燃料要素と冷却材間で生じる現象は同様である。よって、「被覆管温度変化」の評価に対して適用できる。

- ✓ 冷却材温度変化

PLANDTL-37試験解析により、『熱伝達モデル』及び『乱流モデル』の妥当性が確認されている。試験装置は「常陽」の燃料集合体の仕様と異なるものの、集合体内部の冷却材に生じる現象は同様である。よって、「冷却材温度変化」の評価に対して適用できる。

- ✓ 速度分布

「常陽」燃料集合体試験解析、「もんじゅ」燃料集合体試験解析及びPLANDTL-37試験解析により、『圧力損失モデル』及び『乱流モデル』の妥当性が確認されている。「もんじゅ」燃料集合体試験及びPLANDTL-37試験装置は、「常陽」の燃料集合体の仕様と異なるものの、集合体内部の冷却材に生じる現象は同様である。よって、「速度分布」の評価に対して適用できる。

F L U E N T

- **格納容器破損防止措置の有効性評価において、以下の解析を行う。**
 - ✓ 「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）」の再配置・冷却過程
 - ✓ 「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）」
- **これら評価項目及び評価に必要なパラメータに影響を及ぼす重要現象についてモデル化し、以下の範囲で解析を行う。**
 - ✓ 冷却材（ナトリウム）が沸騰しない单相流の範囲を取り扱う。
 - ✓ 境界条件である発熱量、流量及び温度等は時間と共に変化するが、固体と液体との相変化や物質の凝固・溶融等の複雑な多成分問題となる物理現象は含まれない。
 - ✓ 解析では、以下のモデルを組み合わせて実施する。
 - プレナム部等での対流拡散熱移行
 - 燃料集合体内及び構造部での摩擦又は形状の変化による圧力損失
 - 発熱体又は境界面からの熱移行
 - 固体内の熱伝導
 - 流体と固体（構造物）との熱伝達
- **ユーザ定義関数（UDF）を用いて、圧力損失係数、熱伝達式等を設定する。**

重要現象のモデル化

- (1) 共通して、原子炉容器、リークジャケット、炉心構成要素及び炉内構造物の複雑な配置や幾何形状、並びに構造内部の伝熱をモデル化し、安全容器内での冷却過程（EVR）においては、この他に安全容器、遮へいグラフィット、ペデスタルコンクリート等をモデル化している。
- (2) 損傷炉心物質からの発熱及び伝熱に関し、
 - ULOFの再配置・冷却過程（IVR）においては、残留炉心物質が占める領域を非計算領域として設定し、非計算領域の表面に別途解析した表面熱流束の時間変化を境界条件として与え、ナトリウム等への伝熱をモデル化
 - EVRにおいては、安全容器に流出した損傷炉心物質の内部発熱を考慮
 - 原子炉容器外面冷却（RVACS）においては、健全炉心を維持し、各燃料集合体内の発熱領域に単位体積当たりの発熱量を与え、崩壊熱をモデル化
- (3) ナトリウムの熱流動に関して、IVR及びRVACSにおいては、原子炉容器内の熱流動、炉心構成要素内及び集合体ラツパ管間ギャップ内の熱流動の他、構造物への伝熱、幾何形状に応じた圧力損失等をモデル化
- (4) EVRにおいては、これらの他、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを安全容器とコンクリート遮へい体ライナとの間に通気することによる安全容器の冷却に関して、窒素ガスと安全容器との間の熱伝達をモデル化
- (5) RVACSにおいては、原子炉容器とリークジャケットとの間の窒素ガスの流動伝熱をモデル化するとともに、原子炉容器とリークジャケット間の輻射伝熱を考慮

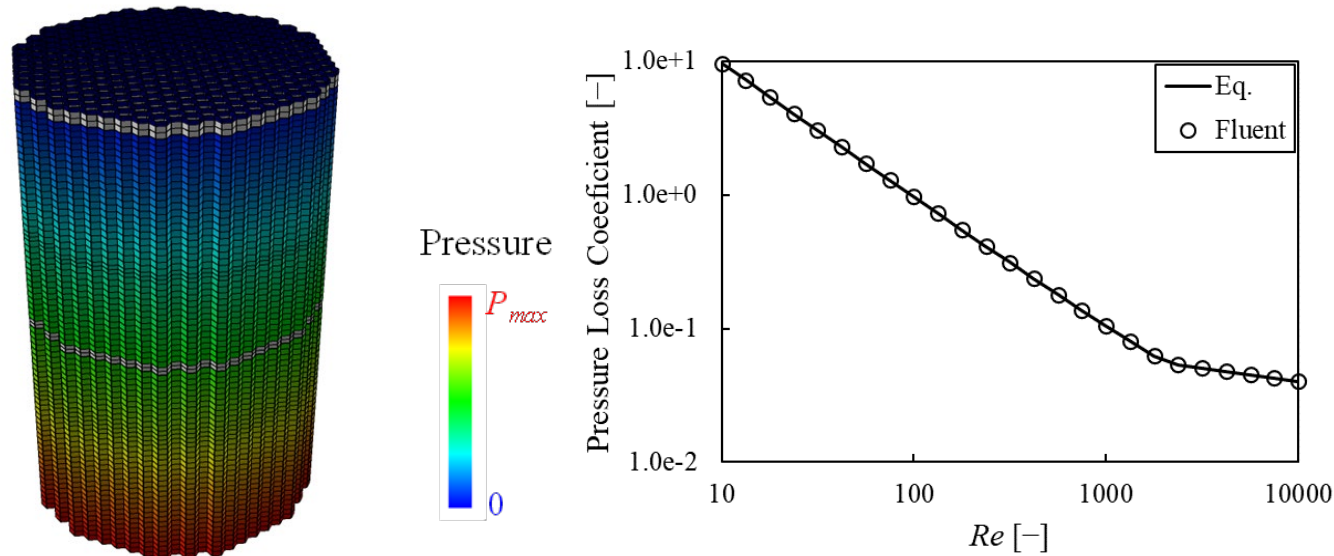
FLUENTの基本機能検証

- ANSYS検証マニュアルでは、FLUENTの解析能力の確認及び解析結果の信頼性の確保を目的として、典型的な問題を対象に実施した検証解析事例がまとめられている。以下に、本解析でのモデル化に関わる検証事例を示す。

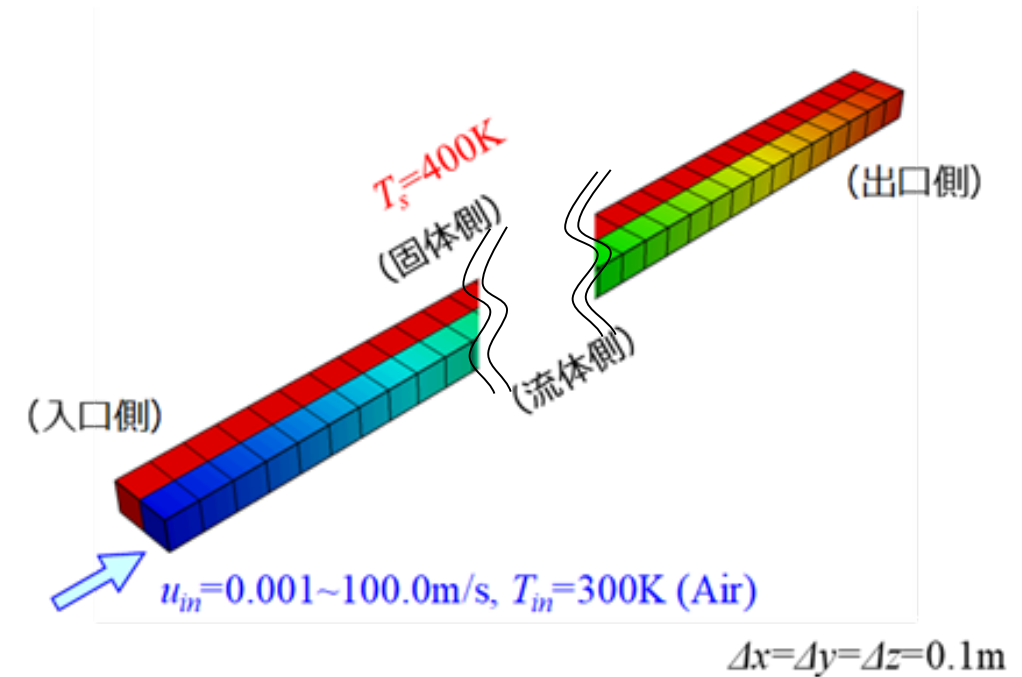
問題	座標系	定常／非定常	流体／固体	等温／非等温	備考
円管内の層流熱伝達問題	軸対称	定常	層流	非等温	壁面熱流束一定 作動流体：水銀
二重円筒内の自然対流問題	2次元	定常	層流	非等温	等温壁 作動流体：非圧縮性理想気体
波状流路内の乱流問題	2次元	定常	乱流 (Realizable k-eモデル)	等温	—
移動壁近傍の非定常流れ問題	2次元	非定常	層流	等温	—
後方ステップ流路内の乱流問題	2次元	定常	乱流 (Realizable k-eモデル)	等温	$Re_H=37,400$ (代表長さはステップ高さ)
急拡大流路内の乱流熱伝達	軸対称	定常	乱流 (SST k-omega)	非等温	壁面熱流束一定 作動流体：空気
加熱壁近傍の非定常熱伝導問題	2次元	非定常	固体熱伝導	非等温	壁面熱流束一定 銅 (2分後の温度変化を比較)
高層キャビティ内の乱流自然対流問題	2次元	定常	乱流 (レイノルズ応力モデル)	非等温	等温壁 ブシネスク近似
複合固体内の熱伝導	2次元	定常	固体熱伝導 (2物質)	非等温	第1物質に発熱密度を設定 熱物性の異なる2物質間の伝熱
二重円筒内の放射伝熱問題	2次元	定常	層流	非等温	等温壁、空気 (作動流体) 輻射伝熱 (S2Sモデル)

基本的な妥当性確認解析

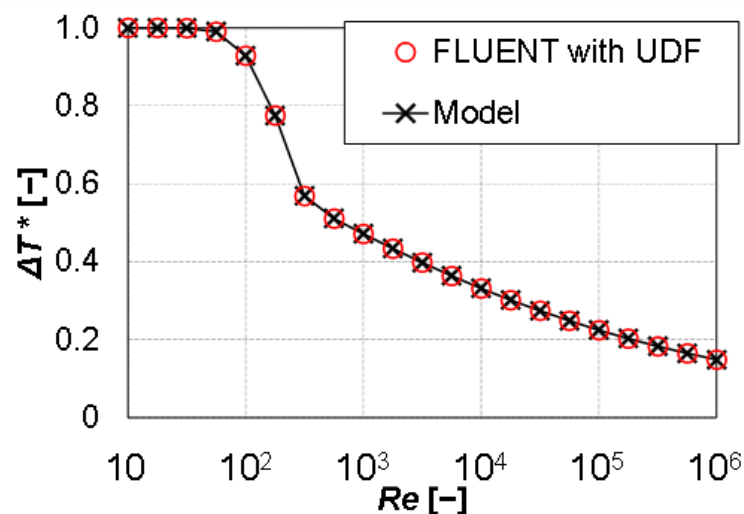
- UDFを用いたFLUENTによる解析結果とモデル式との比較により、UDFによる設定が正しく計算されることを確認



(集合体間ギャップ部+パッド部)
圧力損失係数の比較

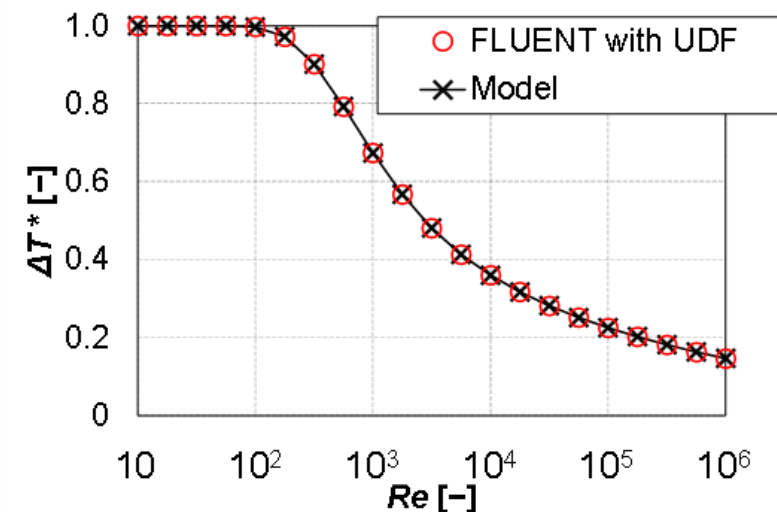


熱伝達相間式の設定に係る二次元熱伝達検証問題



$$Nu = 0.022 Re^{0.8} Pr^{0.5} \quad (0.5 < Pr < 1.0)$$

(a) Kaysの式 (空気)



$$Nu = 5 + 0.025 Pe^{0.8} = 5 + 0.025 (Pr Re)^{0.8} \quad (100 < Pe < 20000)$$

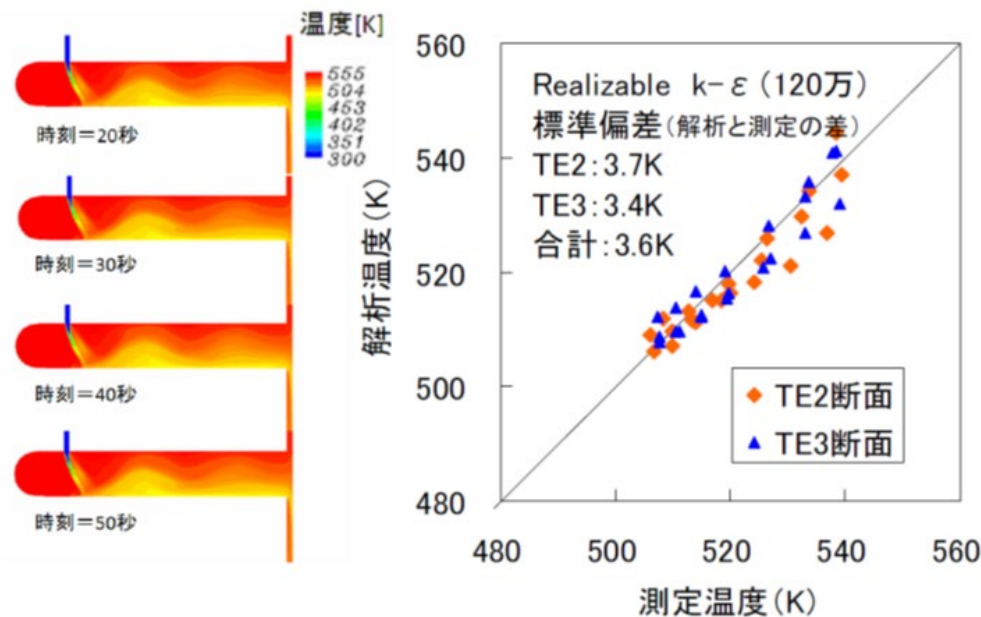
(b) Subbotinの式 (ナトリウム)

温度上昇値の比較 (規格化温度上昇: $\Delta T^* = (T_{out} - T_{in}) / (T_s - T_{in})$)

軽水炉分野での安全解析等への適用事例

(乱流モデルの適用性)

- 大型非定常試験装置LSTFにおけるPTS (加圧熱衝撃) 発生時における ECCS水注入時の低温側配管 (コールドレグ配管) 内での温度成層化試験解析
 - ✓ 解析体系：ECCS配管とコールドレグ配管及びダウンカマの一部
 - ✓ 境界条件：上流側の流速及び温度
- Realizable $k-\epsilon$ モデルは、原子炉容器内の流体混合現象の解析への適用性が高いことを確認



配管温度成層化解析における予測精度の比較 (*)

単位: K

メッシュ数	断面位置	層流	標準 $k-\epsilon$	Realizable	RNG $k-\epsilon$ (非旋回)	RNG $k-\epsilon$ (旋回)
60万	TE2	4.1	4.6	3.7	10.3	12.7
	TE3	4.6	4.9	3.9	9.9	13.0
	小計	4.3	4.8	3.8	10.0	12.7
120万	TE2	10.9	5.3	3.7	11.2	-
	TE3	4.3	3.6	3.4	4.6	-
	小計	8.2	4.5	3.6	8.4	-

ECCS水注入後の配管内の冷却水温度分布の結果 (*)

- 配管下部で低温水が流れ、温度成層化を確認
- Realizable $k-\epsilon$ モデルにおける解析温度と測定温度との比較から、両者はよく一致していることを確認

ナトリウム冷却高速炉分野での適用事例（国外）

- ナトリウム冷却高速炉での熱流動に関連する解析に適用された実績を有し、熱流動現象解析への適用性が高いことを確認
- ✓ 構造物を介する共役熱伝達モデルを用いたプール型ナトリウム冷却高速炉の中間熱交換器内の伝熱流動現象の予測評価 (*1)
- ✓ ワイヤスペーサ付きの燃料要素 (19本) を束ねた燃料集合体内の詳細な熱流動評価 (*2)
- ✓ 熔融燃料を模擬したコリウム (ZrO_2-UO_2) と原子炉容器壁との相互作用を対象とした、原子炉容器下部での温度評価 (*3)

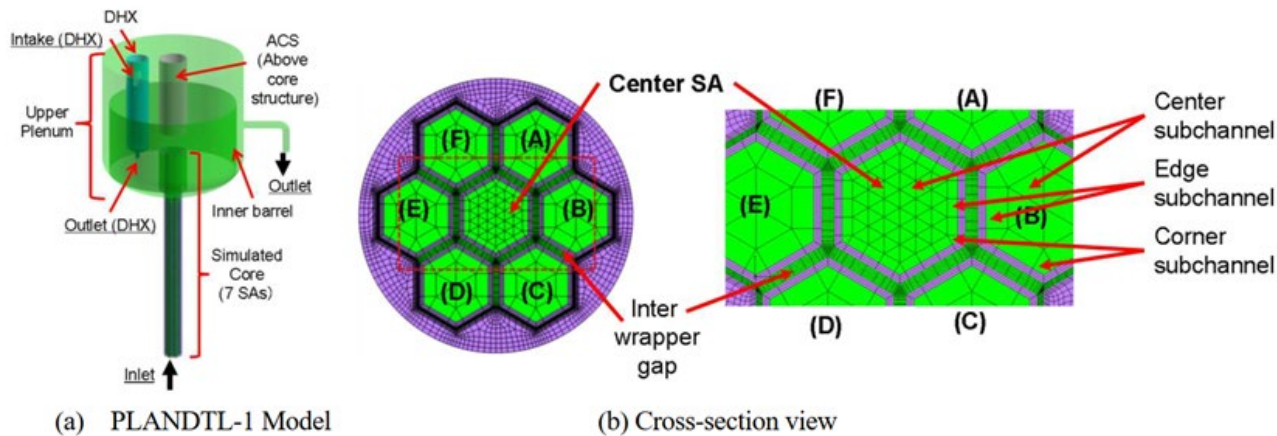
(*1) X. Zhang, P. Tseng, M. Saeed, and J. Yu, *Annals of Nuclear Energy*, 109, (2017), pp. 529-537.

(*2) J. Chen, et al., *Annals of Nuclear Energy*, 113, (2018) pp. 256-269.

(*3) B. Farges and N. Goreaud, FR17, 26-29 June, Yekaterinburg, (2017), IAEA CN245-530.

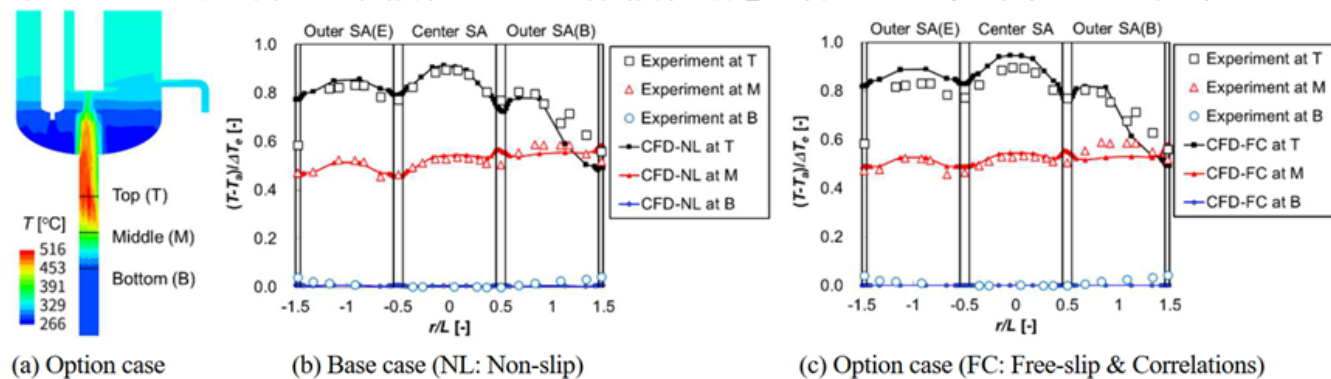
ナトリウム冷却高速炉分野での適用事例（国内）

- 自然循環崩壊熱除去システム運用時の原子炉容器内の熱流動解析手法整備（炉心-プレナム熱的相互作用）
- ナトリウム試験装置 (PLANDTL-1) を対象とした試験解析



PLANDTL-1の解析モデル(*)

- PLANDTL-1: ループ型ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器を含む1次主冷却系、中間熱交換器、2次主冷却系及び崩壊熱除去系を模擬したナトリウム試験装置
- 模擬炉心部: 7体の模擬燃料集合体
中心集合体: 37本の模擬燃料ピン
周辺集合体: 7本の模擬燃料ピン
- 集合体ラッパ管間ギャップ部: 相関式を用いない厳密な手法と、相関式をUDFで設定した解析ケースを実施
- 解析結果は、両ケースで、集合体ラッパ管間ギャップでの温度低下と集合体中心部での温度上昇、炉心内での特徴的な空間分布となる試験結果を概ね再現。相関式ベースの解析モデルの妥当性を確認



発熱部における水平断面 ナトリウム温度分布(*)

- 上部プレナムと炉心部との熱的な相互作用により生じる集合体ラッパ管間ギャップの流れによる炉心冷却特性の把握や、集合体内温度分布予測解析へ適用できることを確認

■ 輻射伝熱を含む熱流動解析へのS2Sモデルの適用性が高いことを確認

✓ 原子力分野での適用例

使用済燃料貯蔵施設内の輻射伝熱解析用コード（S-FOKS）整備の一環として、FLUENTのS2Sモデル及びD0モデルが選定され、解析コード間での輻射モデルの違いによる比較を実施（*1）

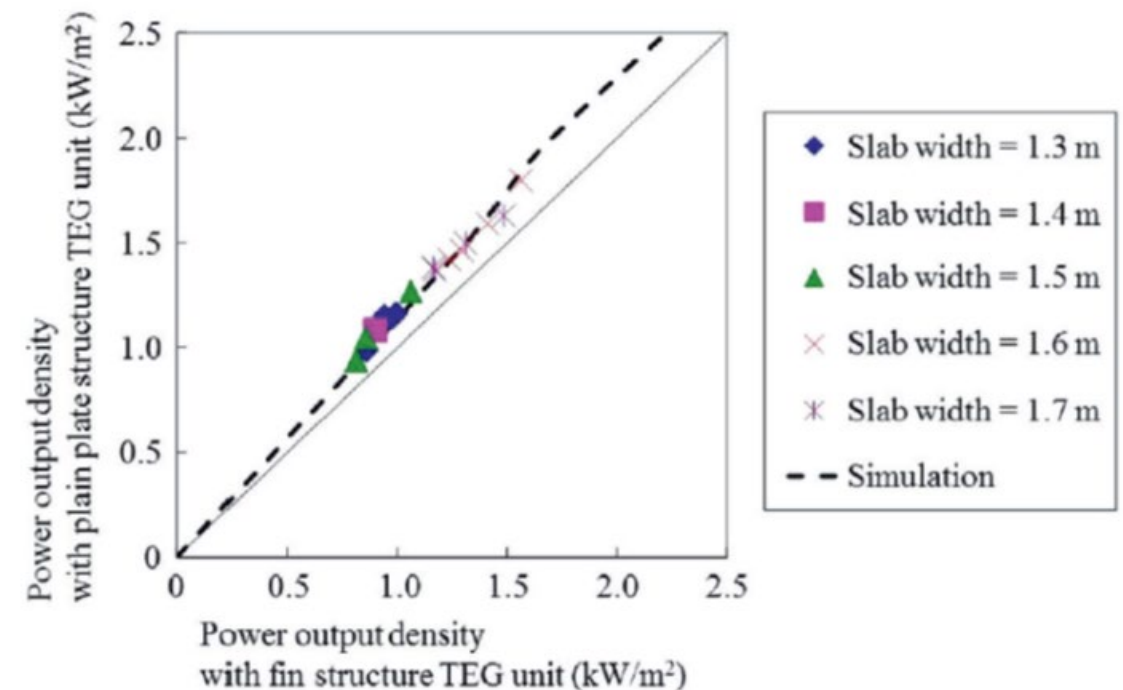
→ それぞれ同等の結果が得られること、計算負荷の観点からS2Sモデルが有用であることを確認

✓ 原子力分野以外の適用性

鋼の連続鋳造時における赤熱したスラブから放射される輻射排熱を活用した熱電発電性能評価に関する解析を、

FLUENTのS2Sモデルを用いて実施（*2）

→ 熱電発電ユニットの出力密度の実験結果（マーカー）と解析結果（破線）が良い一致を示すことを確認



熱電発電ユニットの出力密度（*2）

（*1）片山ら，日本原子力学会2010年秋の大会，北海道大学，（2010），J04.

（*2）黒木ら，鉄と鋼，第104巻第10号，2018年，78-87.

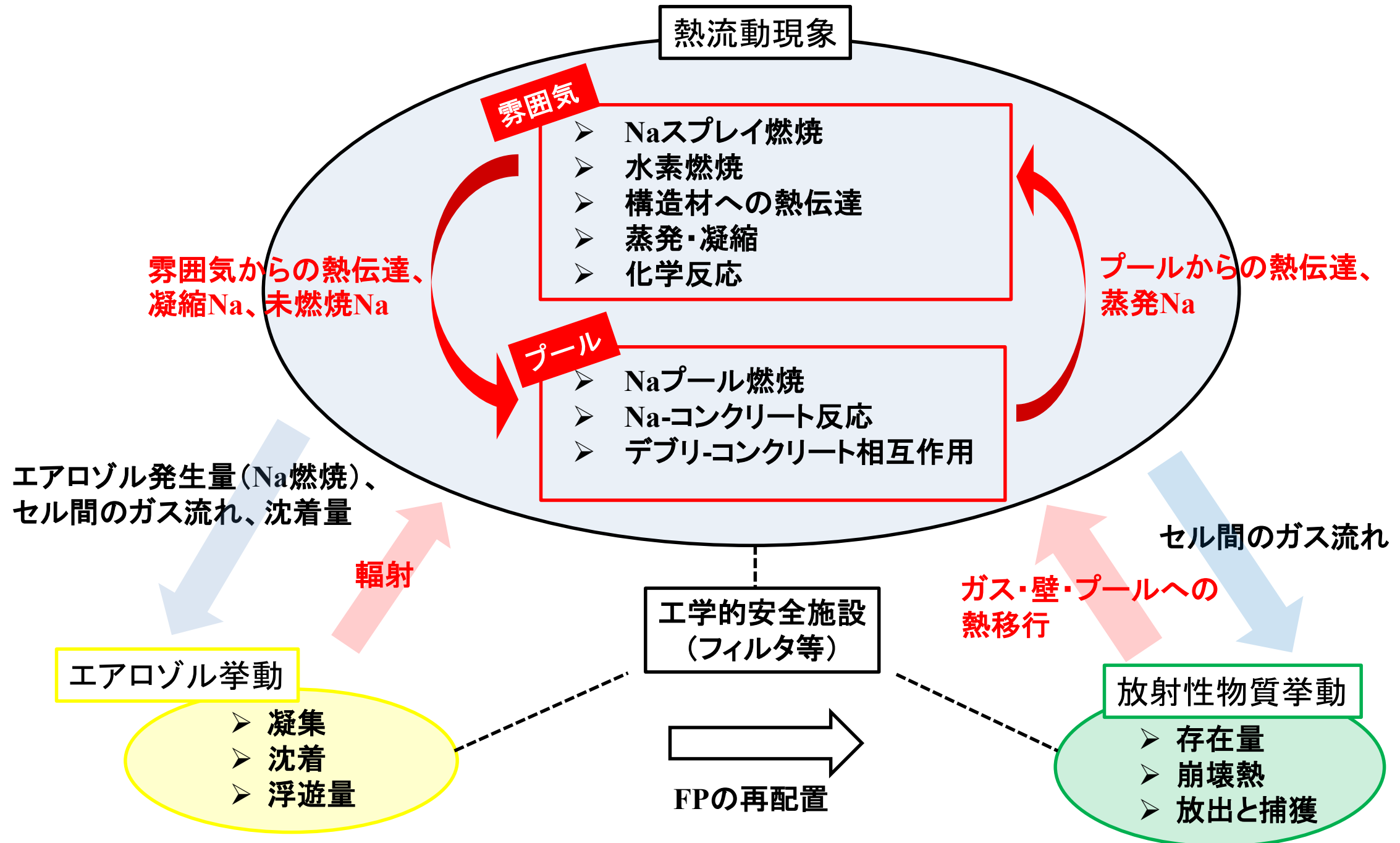
- **考慮すべき物理モデルに関連する各基本モデルが検証されていることを確認**
- **FLUENTは、航空宇宙、自動車、各種工業プラントなどの様々な分野における使用実績を有しており、ナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントの熱流動解析への適用実績等から、その妥当性を確認**
- **有効性評価の解析で必要となる構造と流体間の熱伝達等の基本機能を含めた伝熱流動現象への解析機能を有し、適用性を有するものと判断**

CONTAIN-LMR

有効性評価に適用する計算コードの概要

■ CONTAIN-LMR

- CONTAIN-LMRは、格納容器内で生じる様々な現象（ナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応等）を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量を解析するための計算コードである。
- CONTAIN-LMRでは、解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルの物理量（圧力、ガス温度・成分及びエアロゾル濃度等）は平均値で計算される。



格納容器応答過程の事象推移における重要現象 評価指標とランクの定義

- 評価事故シーケンスのULOF、LORL及びPLOHSにおいて、評価指標である格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度、エアロゾル濃度に対して、「H」又は「M」となる現象を重要現象として、CONTAIN-LMRの検証及び「常陽」解析への適用性を検討する対象とする。
- 評価の結果、下表に示す(1)～(14)を重要現象として抽出した。

物理現象	ULOF	PLOHS	LORL
スプレイ燃焼 (1) 液滴径分布	H	M	-
(2) 燃焼（含水分との反応）	H	M	-
(3) 反応熱移行	H	M	-
プール燃焼 (4) プール広がり面積	M	M	M
(5) 燃焼（含水分との反応）	H	M	M
(6) 反応熱移行	H	M	M
雰囲気・構造物への熱移行 (7) 熱伝導	H	H	H
(8) 対流熱移行	H	H	H
(9) 輻射熱移行	H	H	H

物理現象	ULOF	PLOHS	LORL
雰囲気・構造物へのガス・エアロゾル移行 (10) 質量・運動量移行	H	H	H
(11) ガス成分濃度移行	H	H	H
(12) エアロゾル移行	H	H	H
その他ナトリウム特有の物理現象 (13) ナトリウム-コンクリート反応	H	-	-
(14) ナトリウムの凝縮・蒸発	M	H	M

—：対象外

CONTAIN-LMRにおける重要現象に対する妥当性確認方法

- 重要現象として抽出された物理現象について、スプレイ燃焼実験（Run-E1）、マルチセルプール燃焼実験（Run-D3）及び大規模ナトリウム-コンクリート反応実験（LSC-1）により妥当性を確認した。

分類	重要現象	解析モデル	Run-E1	Run-D3	LSC-1
スプレイ 燃焼	液滴径分布	抜山-棚沢分布モデル (液滴径を入力)	—		
	燃焼(含水分との反応) 反応熱移行	液滴燃焼モデル	○		
プール 燃焼	プール広がり面積	(一定値を入力で指定)		—	
	燃焼(含水分との反応) 反応熱移行	プール燃焼モデル		○	
雰囲気・構造物へ の熱移行	熱伝導	非定常熱伝導方程式	○	○	
	対流熱移行	フローネットワークモデル	○	○	
	輻射熱移行	輻射モデル	○	○	
雰囲気・構造物へ のガス・エアロゾ ル移行	質量・運動量移行 ガス成分濃度移行	フローネットワークモデル		○	
	エアロゾル移行	フローネットワークモデル エアロゾル挙動モデル		○ ○	
	ナトリウム-コンクリート反応	ナトリウム-コンクリート反応モデル			○
その他 ナトリウム特有の 物理現象	ナトリウムの凝縮・蒸発	ナトリウムの飽和蒸気圧を考慮した 凝縮・蒸発	○	○	

—：入力条件のため妥当性確認が不要である重要現象

妥当性確認 (1/3)

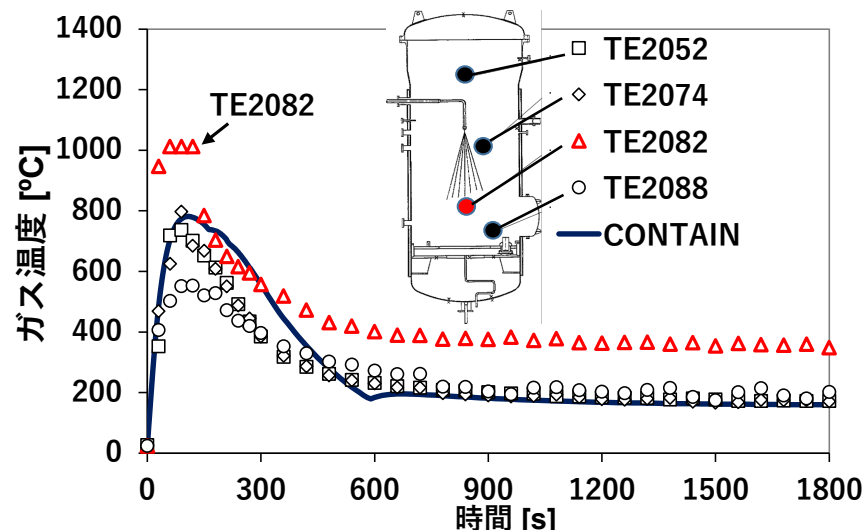
スプレィ燃焼実験 (Run-E1)

■ 試験と解析結果の概要

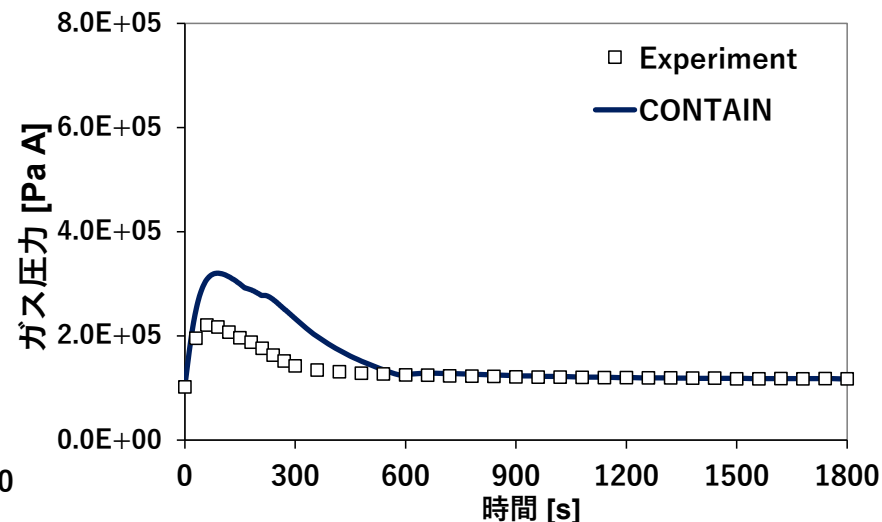
密閉鋼製容器 (約100m³) 内での空気雰囲気における大規模・長時間スプレィ燃焼実験

◇ 実験条件：Na漏えい温度 505°C、Na漏えい量 約900kg、漏えい継続時間 30分、
漏えい高さ 4m、Na平均液滴径 2mm

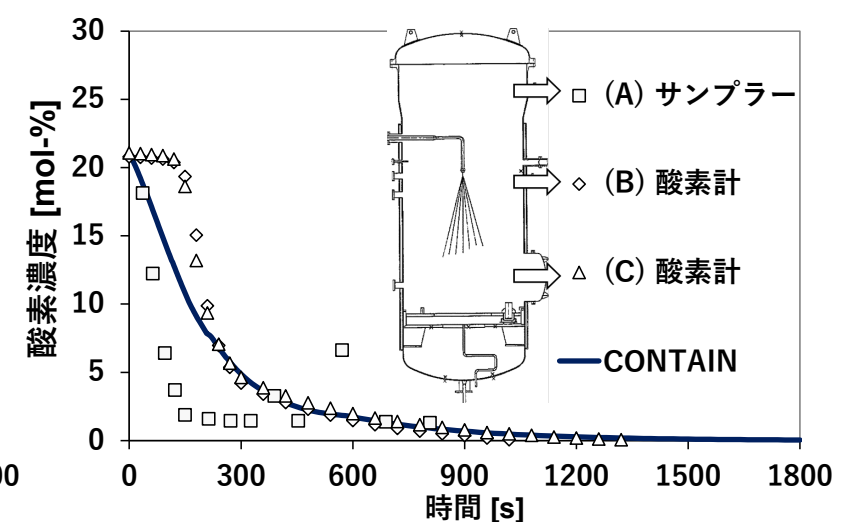
◇ 計測項目：容器内温度・圧力、酸素濃度等



(a) 雰囲気温度の比較



(b) 雰囲気圧力の比較



(c) 酸素濃度の比較

- ✓ 雰囲気温度について、一部の熱電対 (TE2082△：ノズル直下に設置されたため、Na液滴温度を直接測定) を除いて、解析結果は実験結果を概ね再現できている。
- ✓ 雰囲気圧力について、解析結果は実験結果を保守的に評価している。
- ✓ 酸素濃度について、解析ではセル全体での平均酸素濃度を評価しているため、実験でみられた一部の急激な減少は再現できないものの、全体としての減少傾向は実験と整合している。
- ✓ 以上より、CONTAIN-LMRのスプレィ燃焼解析の妥当性を確認。

妥当性確認 (2/3)

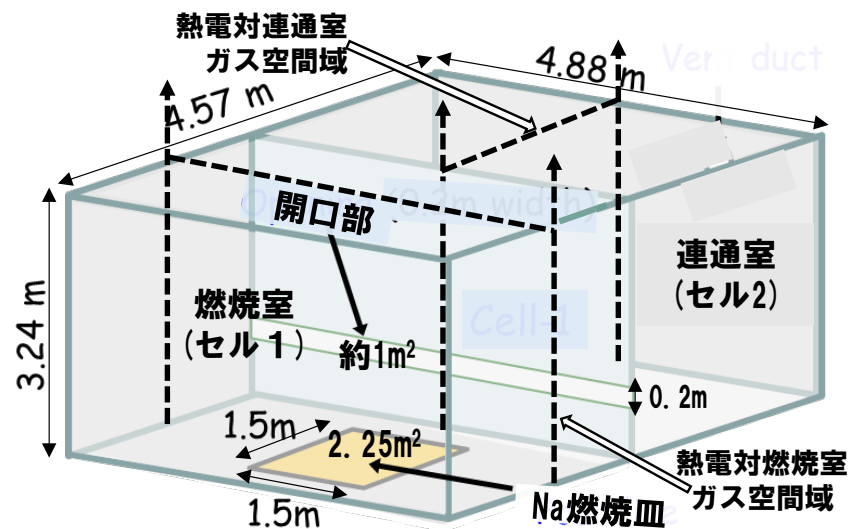
マルチセルプール燃焼実験 (Run-D3)

■ 試験と解析結果の概要

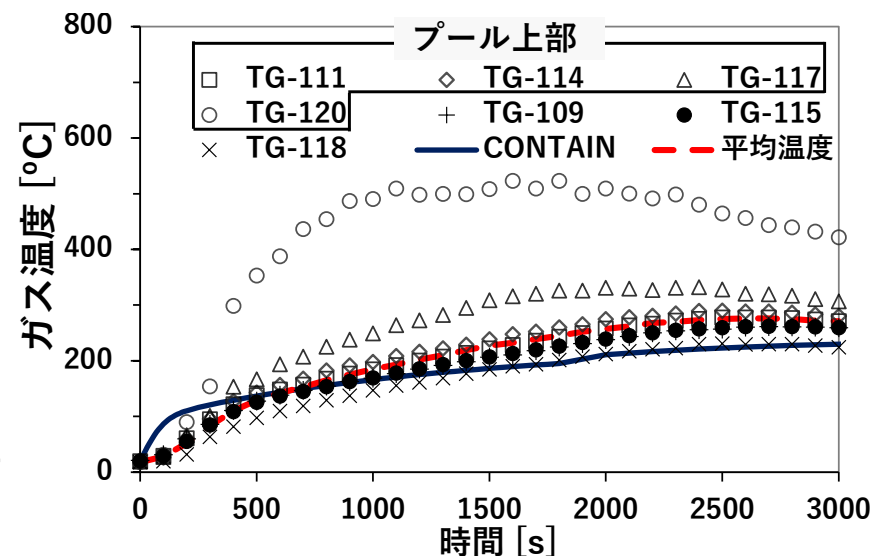
Naプール燃焼の隣接する部屋への影響（熱及び物質の移行挙動）を調べるための実験

◇ 実験条件：Na漏えい温度 500°C、Na漏えい量 約55kg、漏えい継続時間 2分

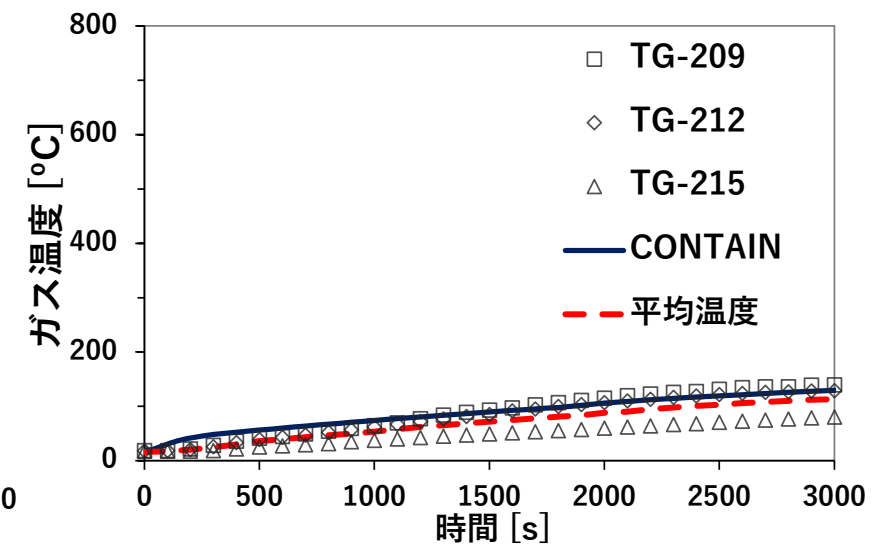
◇ 計測項目：各部温度（ガス、壁ライナ、燃焼皿ライナ）、酸素・エアロゾル濃度



(a) 実験装置及び解析体系



(b) 燃焼室ガス温度の比較



(c) 連通室ガス温度の比較

- ✓ 燃焼室のガス温度について、実験ではNaプールに近い位置（TG-120等）で高温になるが、平均温度（燃焼室のガス空間に設置された全28個の熱電対について、それらの対象領域容積を求めて体積平均した温度結果：図中の赤の点線）と比較すると、解析では約±50°Cの範囲で実験を再現。
- ✓ 連通室のガス温度についても、解析結果は実験の平均温度（同様に全23個の熱電対より算出した平均温度：図中の赤の点線）と概ね一致。
- ✓ その他の燃焼室及び連通室における壁ライナ温度、酸素濃度、エアロゾル濃度についても、概ね実験結果を再現しており、複数部屋間の対流通気を含めたプール燃焼解析の妥当性を確認。

妥当性確認 (3/3)

大規模ナトリウム (Na)-コンクリート反応実験 (LSC-1)

■ 試験と解析結果の概要

米国HEDLにおいて実施した大規模・長時間のNa-コンクリート反応実験

- ◇ 計測項目：各部 (Na、コンクリート) 温度、コンクリート侵食量、水素発生量
- ◇ 主要パラメータであるコンクリート侵食速度係数 (FRACV) について感度解析を実施

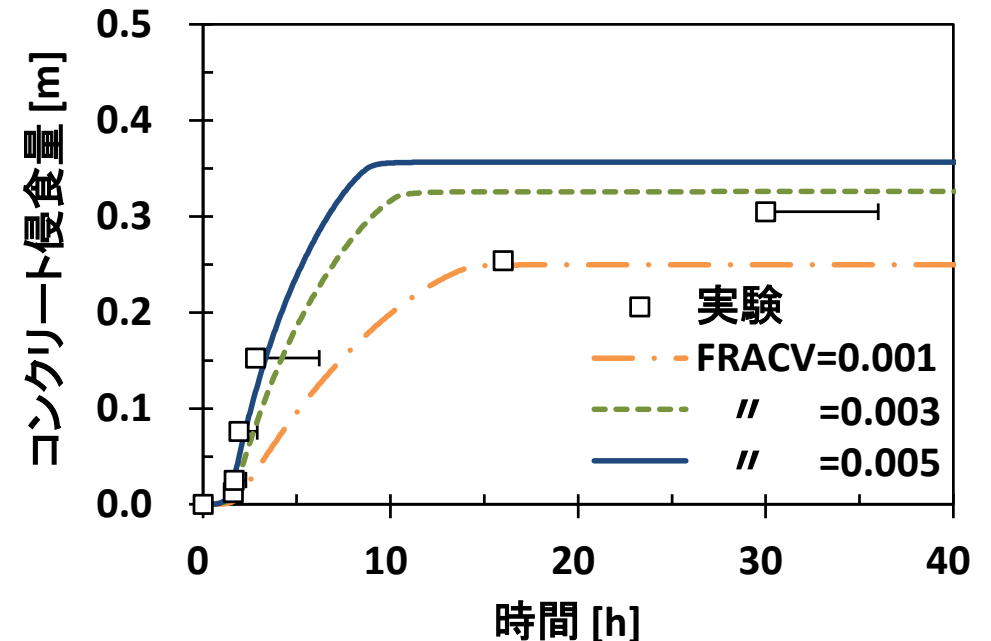
使用したコンクリート

・ 大きさ	・ 約0.9 m \times 0.9 m \times 0.6 mH
・ 重量	・ 約1200 kg
・ 種類	・ 玄武岩 (主成分SiO ₂ : 約54%)
・ 含水率	・ 7.5%

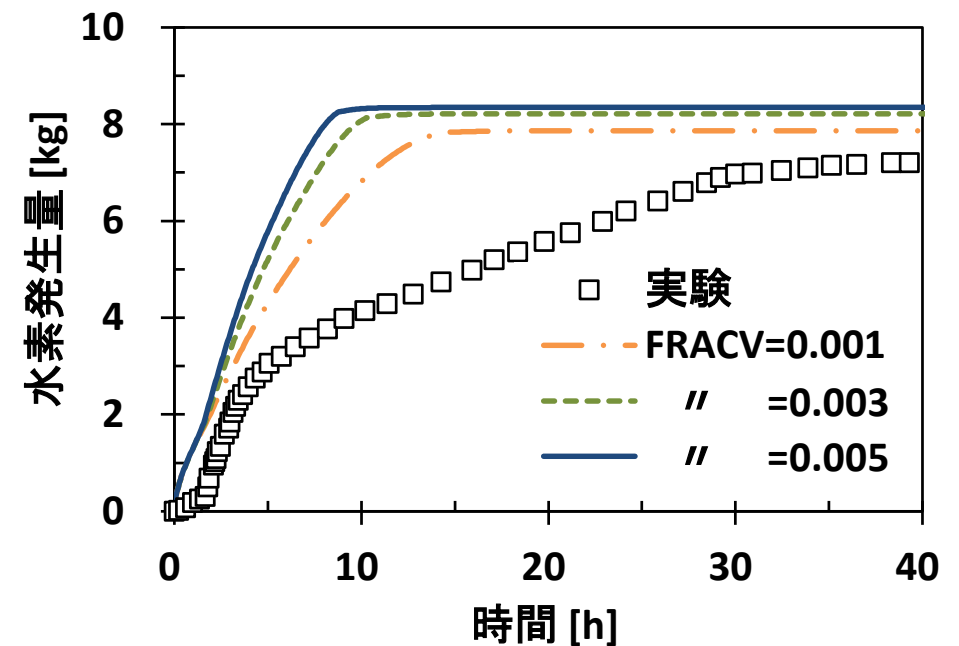
Na供給条件

・ 供給量	・ 454kg (Na液深 : 約60cm)
・ 供給温度	・ 593℃ (供給後ヒータで再加熱し維持)

- ✓ コンクリート侵食速度係数 (FRACV) の最適値は0.003前後となることが分かった。
- ✓ 周囲への放熱がある体系において、水素発生量を保守的に評価する傾向にあるものの、コンクリート侵食量を概ね再現することができた。
- ✓ 以上より、CONTAIN-LMRのナトリウム-コンクリート反応解析の妥当性を確認。



(a) コンクリート侵食量の比較



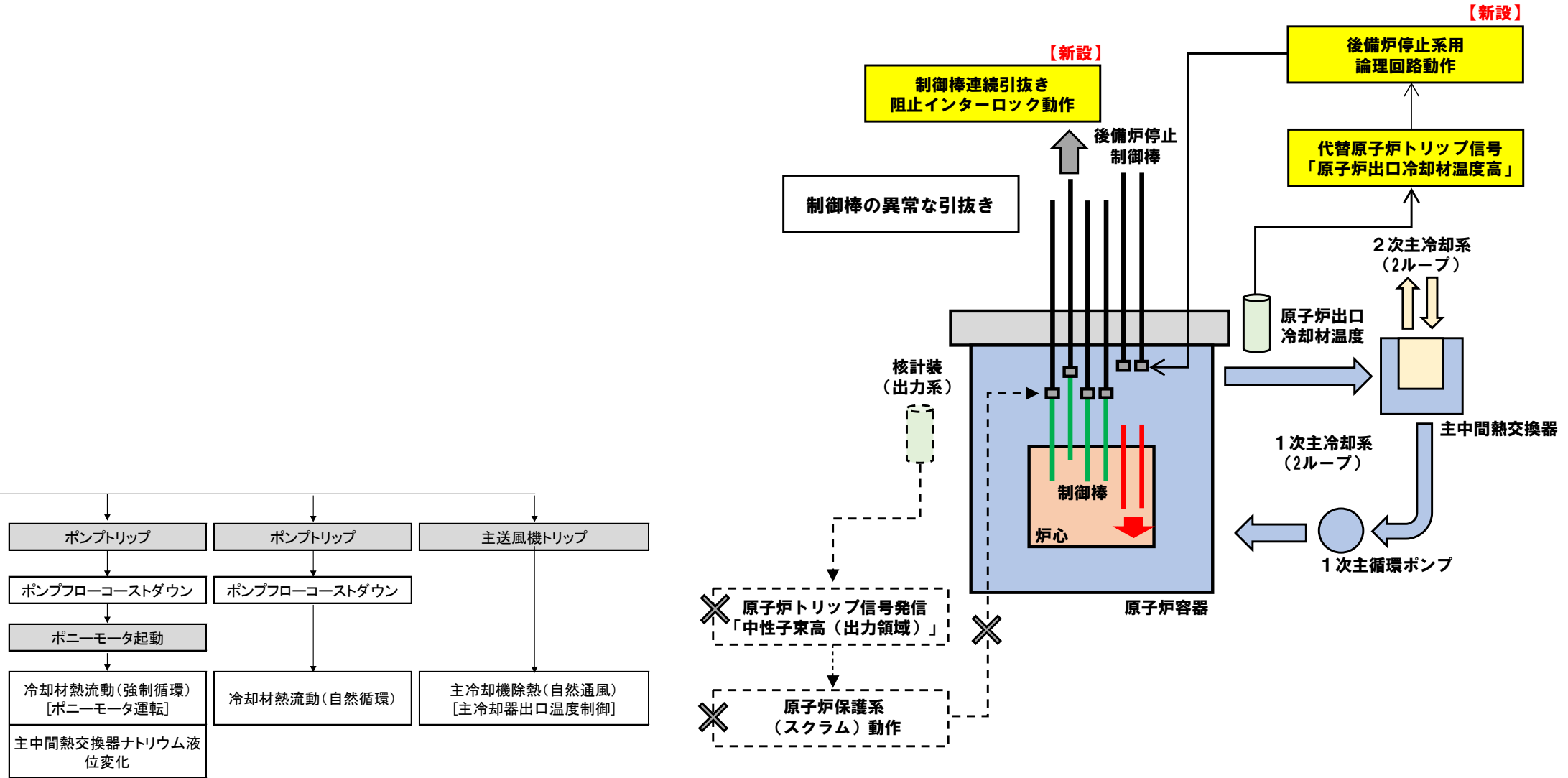
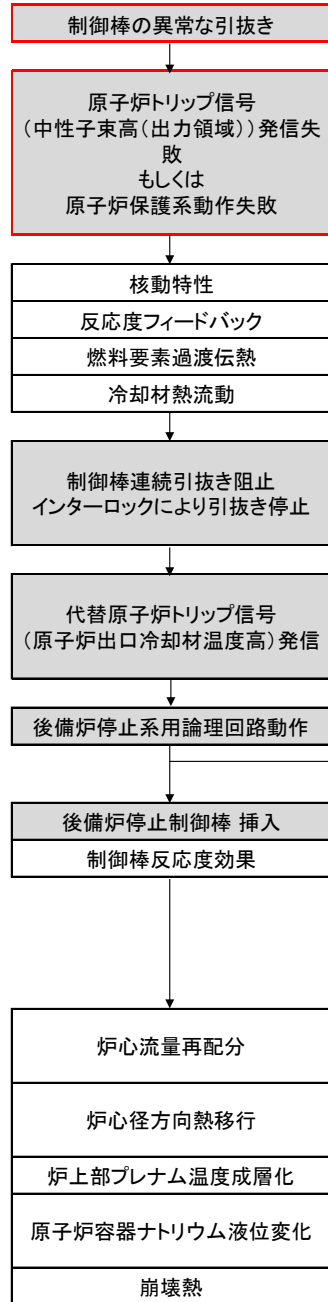
(b) 水素発生量の比較

- CONTAIN-LMRの試験解析に関する検討により妥当性確認を行った結果、有効性評価への適用性があるものとする。
- CONTAIN-LMRの不確かさ
 - ✓ CONTAIN-LMRの妥当性確認の中で、格納容器応答の観点で最重要となるスプレイ燃焼に対して、最も影響のある因子としてスプレイの液滴径を抽出。有効性評価では、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（噴出終了時にほぼ全量のナトリウムが雰囲気中で燃焼し尽くす結果）となるような小さな液滴径（0.1mm）を設定しているため、感度解析は不要とした。
 - ✓ 解析条件に関する不確かさとして、ナトリウムプールの広がり面積及び崩壊熱条件の不確かさを考慮する必要がある。

- 以下の計算コードは、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を行うに当たって、考慮すべき重要な物理現象に関する解析モデルを備え、有効性評価に適用可能であることを確認した。
 - **Super-COPD**
有効性評価における重要現象に対する解析モデルについて、実機スケールでの「常陽」(MK-II)自然循環試験や、もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験を対象とした試験解析により、各試験の結果との比較により妥当であることを確認し、重要現象に対する不確かさは小さいことを確認した。
 - **ASFRE**
LFの評価事故シーケンスである「冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故」の重要現象に対する解析モデルについて、ナトリウム高速炉の燃料集合体を模擬した既往試験を対象とした試験解析を実施し、各試験結果との比較により解析結果は妥当であり、その不確かさは小さいことを確認した。
 - **FLUENT**
損傷炉心物質の冷却性に関わる重要現象に関する解析モデルについて、関連する解析モデルが検証されていること、ナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントの熱流動解析への適用実績等から、その妥当性を確認した。
 - **CONTAIN-LMR**
格納容器応答過程における重要現象に関するCONTAIN-LMRの解析モデルについて、既往試験解析から、各試験結果との比較により解析結果は妥当であり、その不確かさは小さいことを確認した。

炉心損傷防止措置（UTOP）の事象推移と物理現象

炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系		1次補助冷却系	2次補助冷却系	
【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	【電磁ポンプ停止】	【電磁ポンプ運転】	【送風機停止、補助冷却器出口温度制御】
核分裂（核動特性）	冷却材熱流動（強制循環） 【主電動機運転】	冷却材熱流動（強制循環） 【電動機運転】	主冷却機除熱（強制通風） 【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	冷却材熱流動	冷却材熱流動（強制循環） 【電磁ポンプ運転】	補助冷却機除熱（自然通風） 【補助冷却器出口温度制御（入口ベーン全閉）】
	主中間熱交換器熱交換			補助中間熱交換器熱交換		



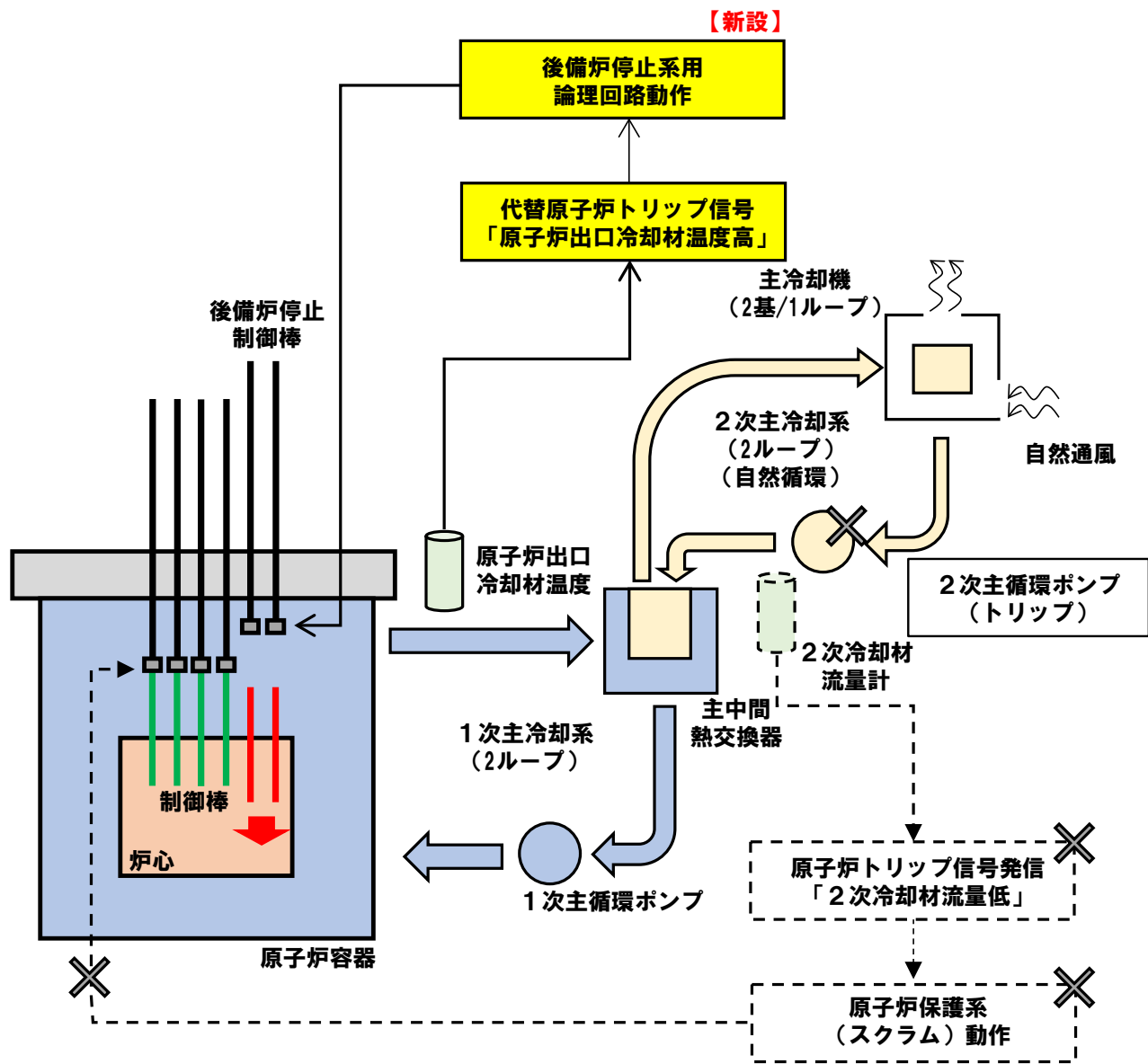
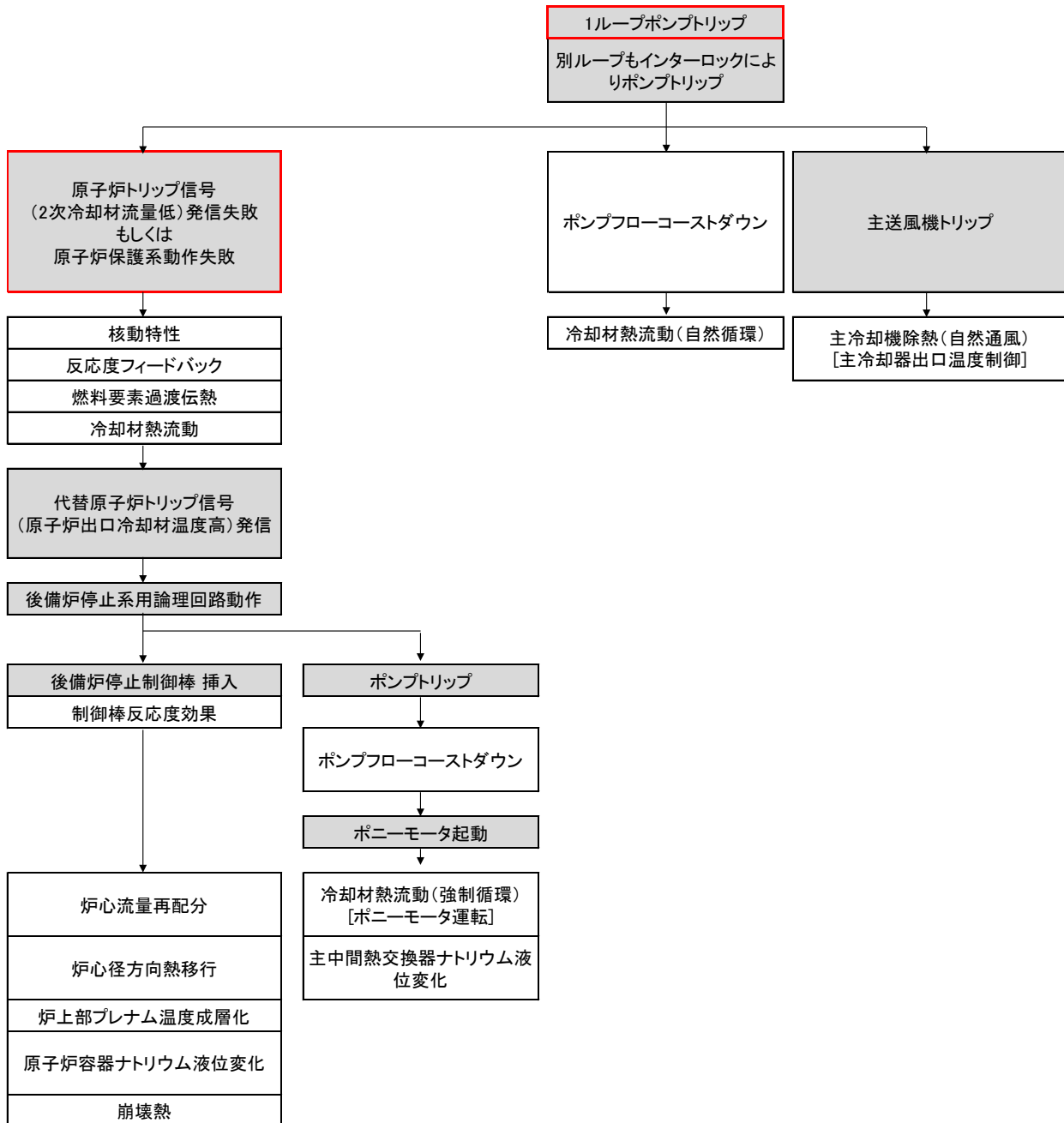
凡例

- 【 】 プラント初期状態
- 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等
- 機器動作
- 物理現象（[]内はプラント状態）

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」
 UTOP(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」

炉心損傷防止措置（ULOHS※）の事象推移と物理現象

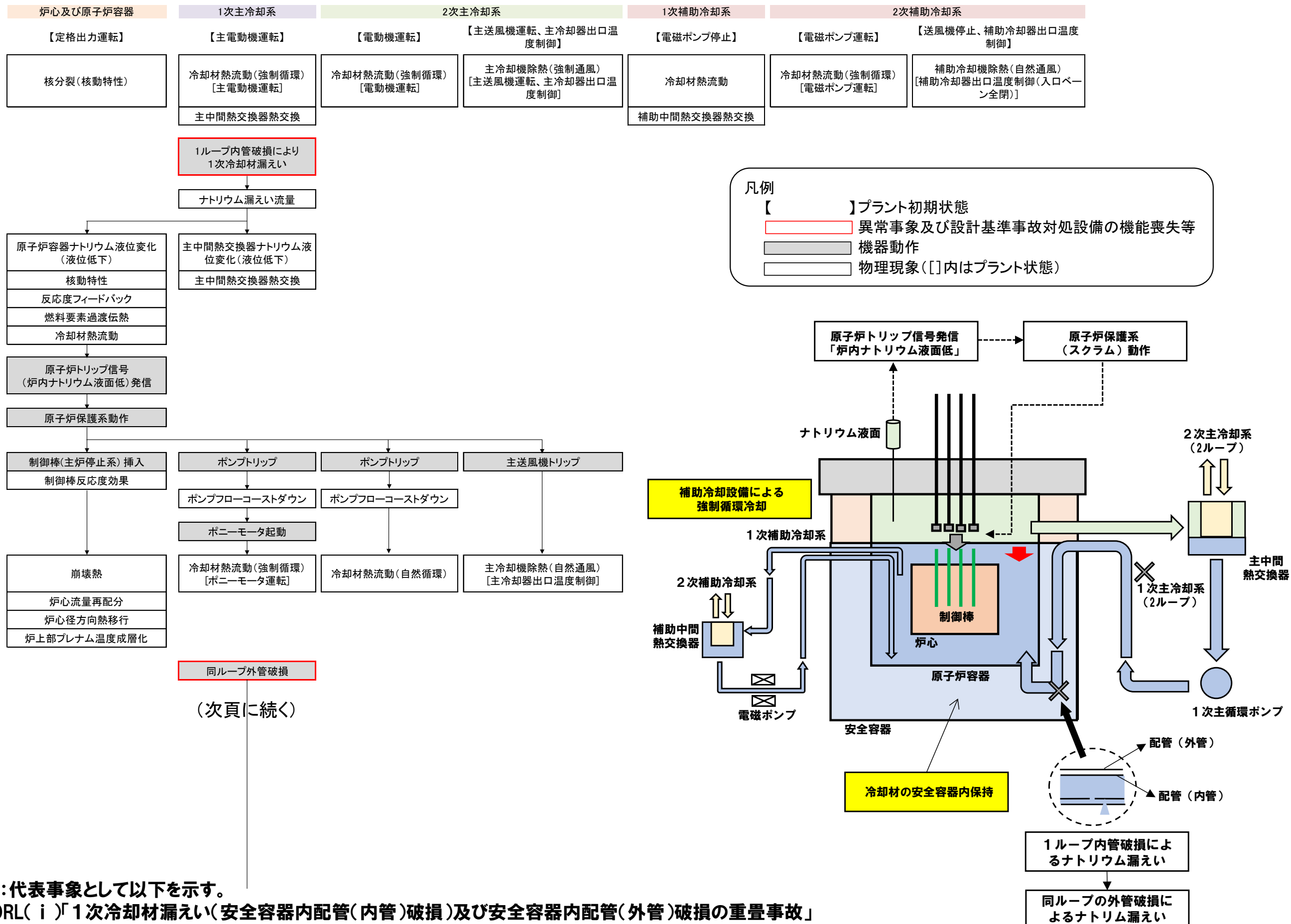
炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系	1次補助冷却系	2次補助冷却系
【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【電磁ポンプ停止】	【送風機停止、補助冷却器出口温度制御】
核分裂（核動特性）	冷却材熱流動（強制循環） 【主電動機運転】	冷却材熱流動（強制循環） 【電動機運転】	冷却材熱流動	補助冷却機除熱（自然通風） 【補助冷却器出口温度制御（入口ベーン全閉）】
	主中間熱交換器熱交換		補助中間熱交換器熱交換	



- 凡例
- 【 】 プラント初期状態
 - 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等
 - 機器動作
 - 物理現象 (□内はプラント状態)

※：代表事象として以下を示す。
 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」
 ULOHS(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」

炉心損傷防止措置（LORL※）の事象推移と物理現象（1/2）

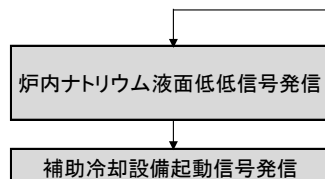


炉心損傷防止措置（LORL※）の事象推移と物理現象（2/2）

炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系	1次補助冷却系	2次補助冷却系
【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	【電磁ポンプ停止】
核分裂(核動特性)	冷却材熱流動(強制循環) [主電動機運転]	冷却材熱流動(強制循環) [電動機運転]	主冷却機除熱(強制通風) [主送風機運転、主冷却器出口温度制御]	冷却材熱流動 [電磁ポンプ停止]
	主中間熱交換器熱交換			補助中間熱交換器熱交換
				冷却材熱流動(強制循環) [電磁ポンプ運転]
				補助冷却機除熱(自然通風) [補助冷却器出口温度制御(入口ベーン全閉)]

(前頁から)

同ループ外管破損



主冷却系流路の途絶

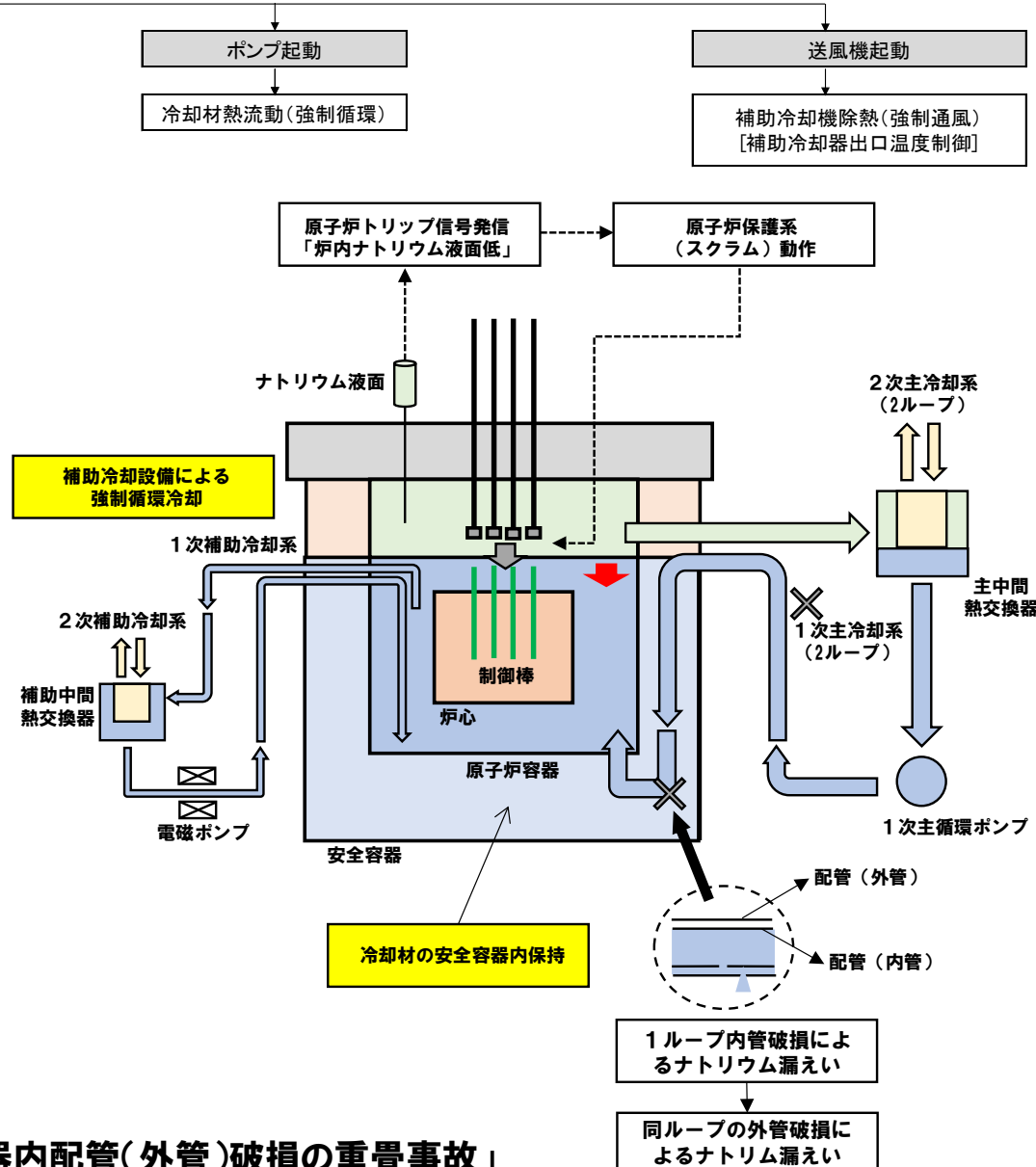
凡例

【 】プラント初期状態

■ 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等

■ 機器動作

□ 物理現象(□内はプラント状態)

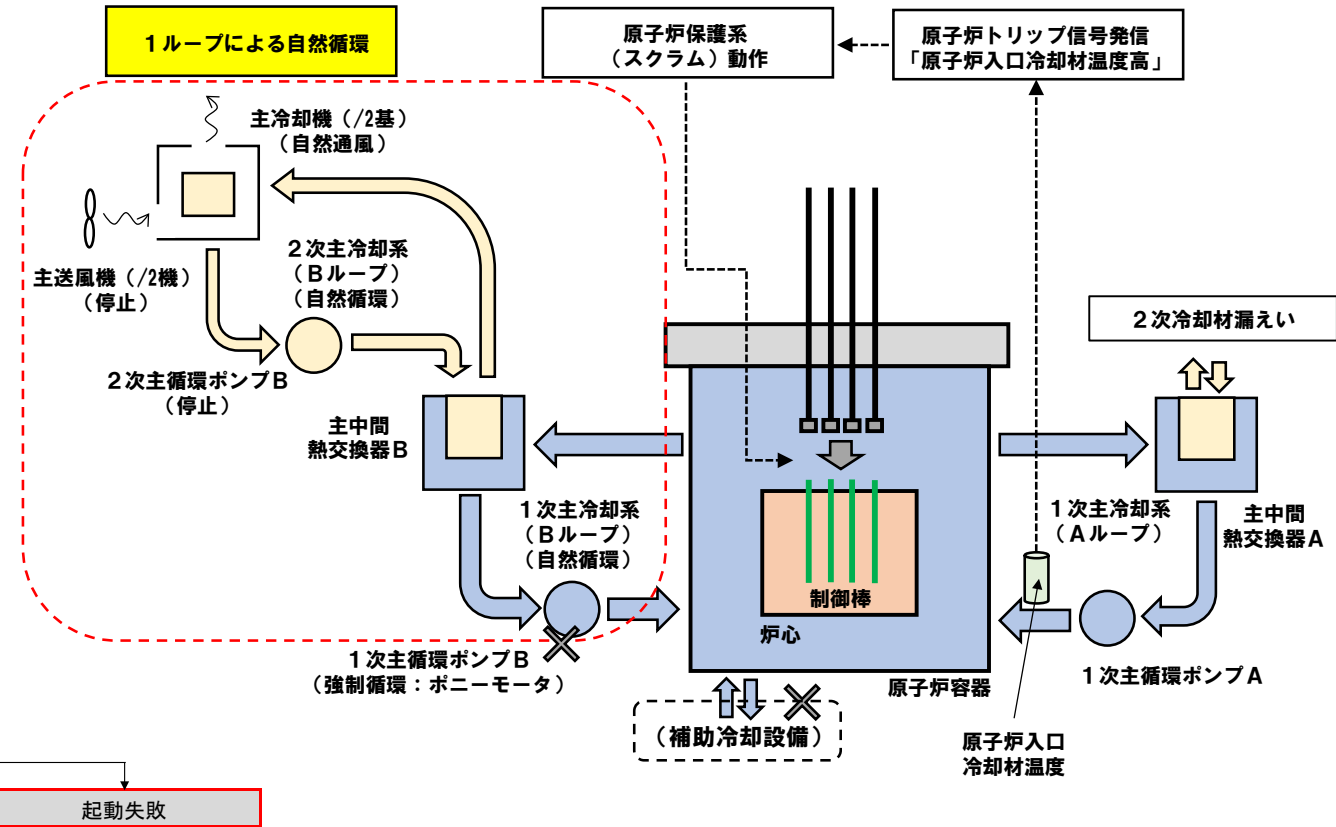
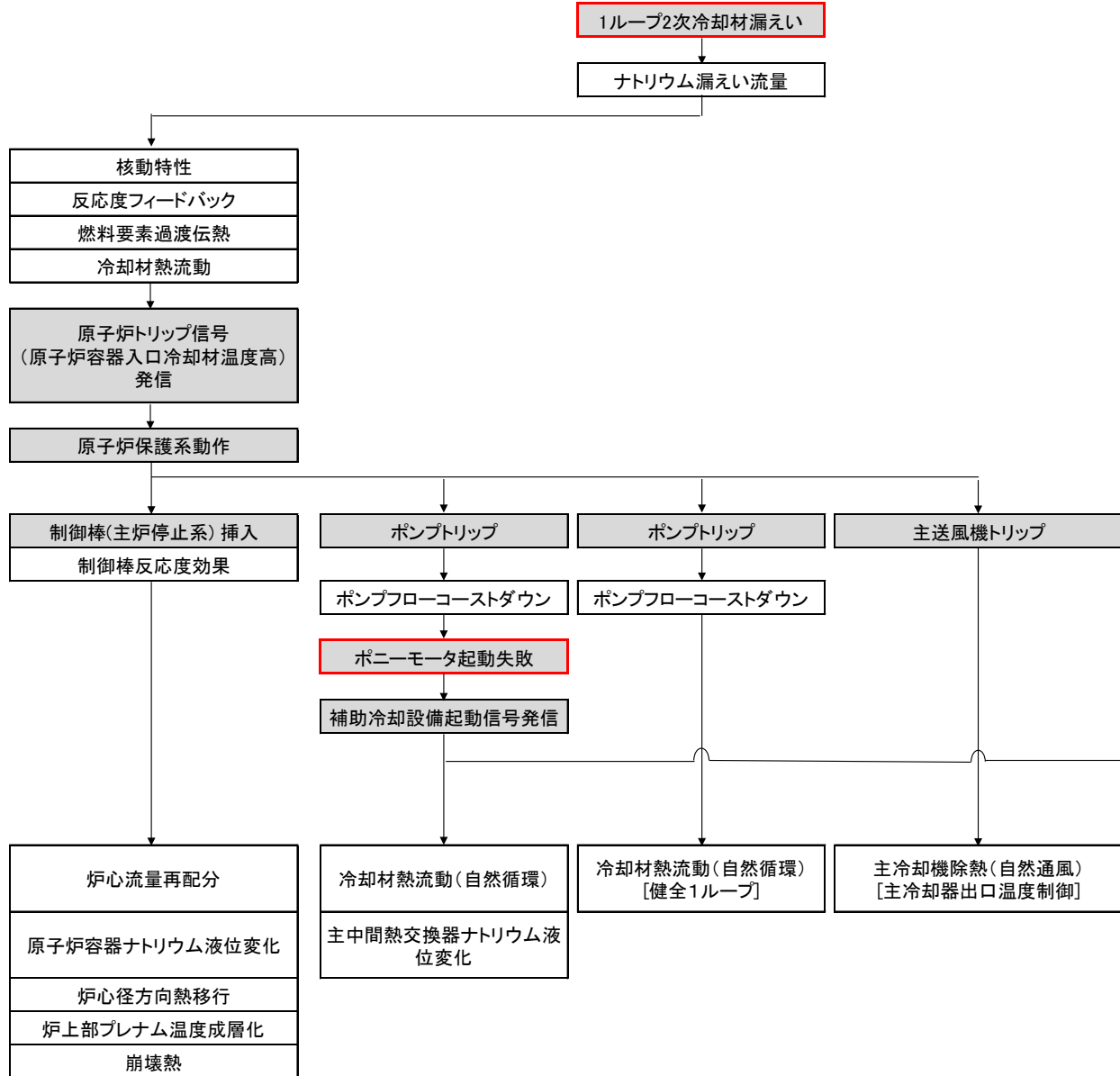


※:代表事象として以下を示す。

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」

炉心損傷防止措置（PLOHS(ii)）の事象推移と物理現象

炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系		1次補助冷却系	2次補助冷却系	
【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	【電磁ポンプ停止】	【電磁ポンプ運転】	【送風機停止、補助冷却器出口温度制御】
核分裂(核動特性)	冷却材熱流動(強制循環) [主電動機運転] 主中間熱交換器熱交換	冷却材熱流動(強制循環) [電動機運転]	主冷却機除熱(強制通風) [主送風機運転、主冷却器出口温度制御]	冷却材熱流動 補助中間熱交換器熱交換	冷却材熱流動(強制循環) [電磁ポンプ運転]	補助冷却機除熱(自然通風) [補助冷却器出口温度制御(入口ベーン全閉)]



凡例

【 】 プラント初期状態

■ 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等

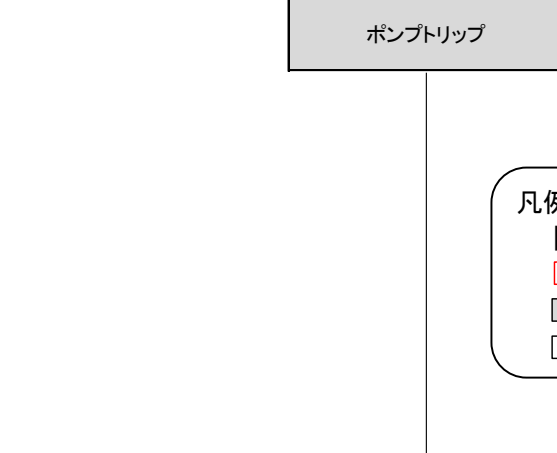
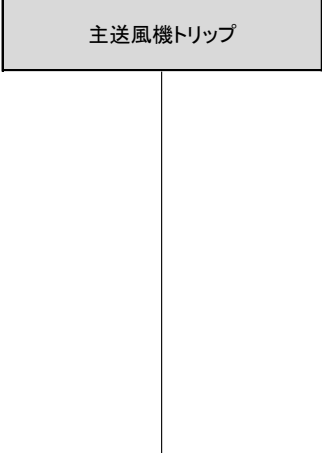
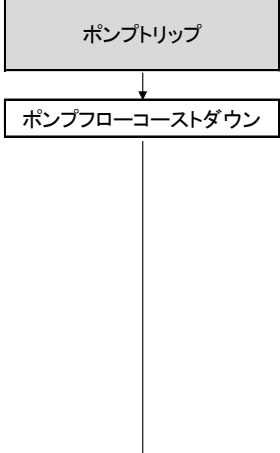
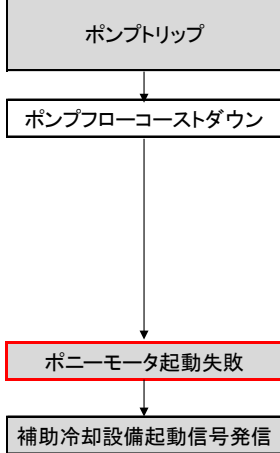
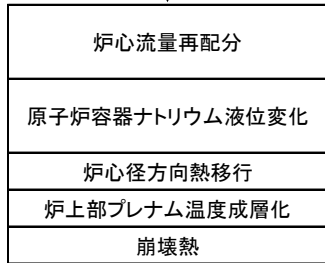
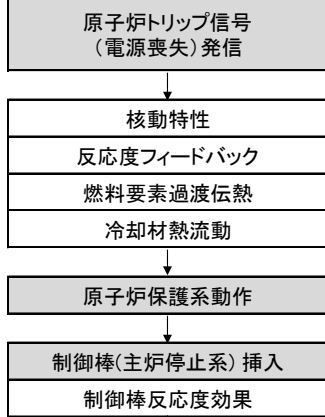
■ 機器動作

□ 物理現象(□内はプラント状態)

炉心損傷防止措置（SBO）の事象推移と物理現象

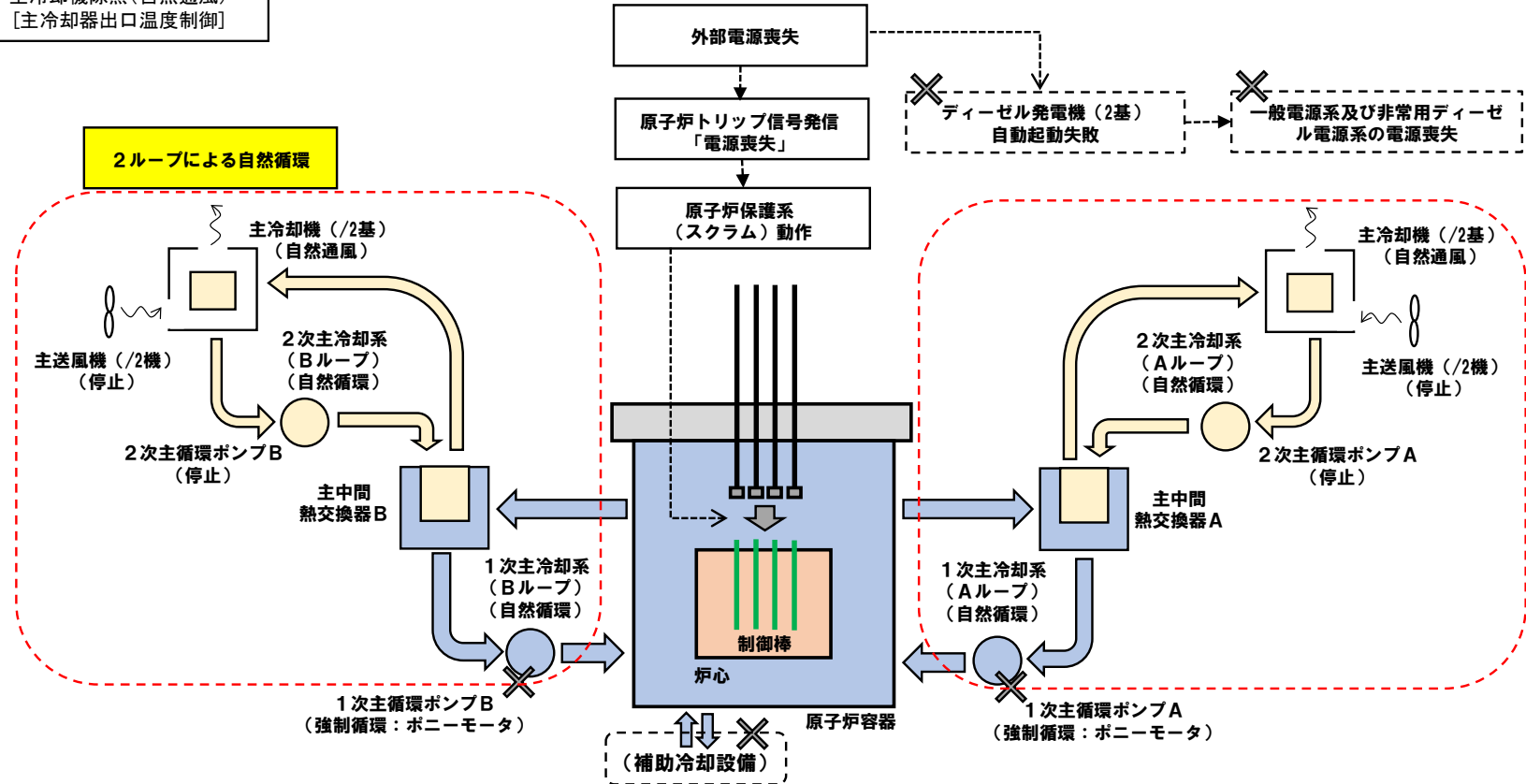
炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系	1次補助冷却系	2次補助冷却系
【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	【電磁ポンプ停止】
核分裂（核動特性）	冷却材熱流動（強制循環） 【主電動機運転】	冷却材熱流動（強制循環） 【電動機運転】	主冷却機除熱（強制通風） 【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	冷却材熱流動（強制循環） 【電磁ポンプ停止】
	主中間熱交換器熱交換			補助中間熱交換器熱交換
				冷却材熱流動（強制循環） 【電磁ポンプ運転】
				補助冷却機除熱（自然通風） 【補助冷却器出口温度制御（入口ベーン全閉）】

外部電源喪失



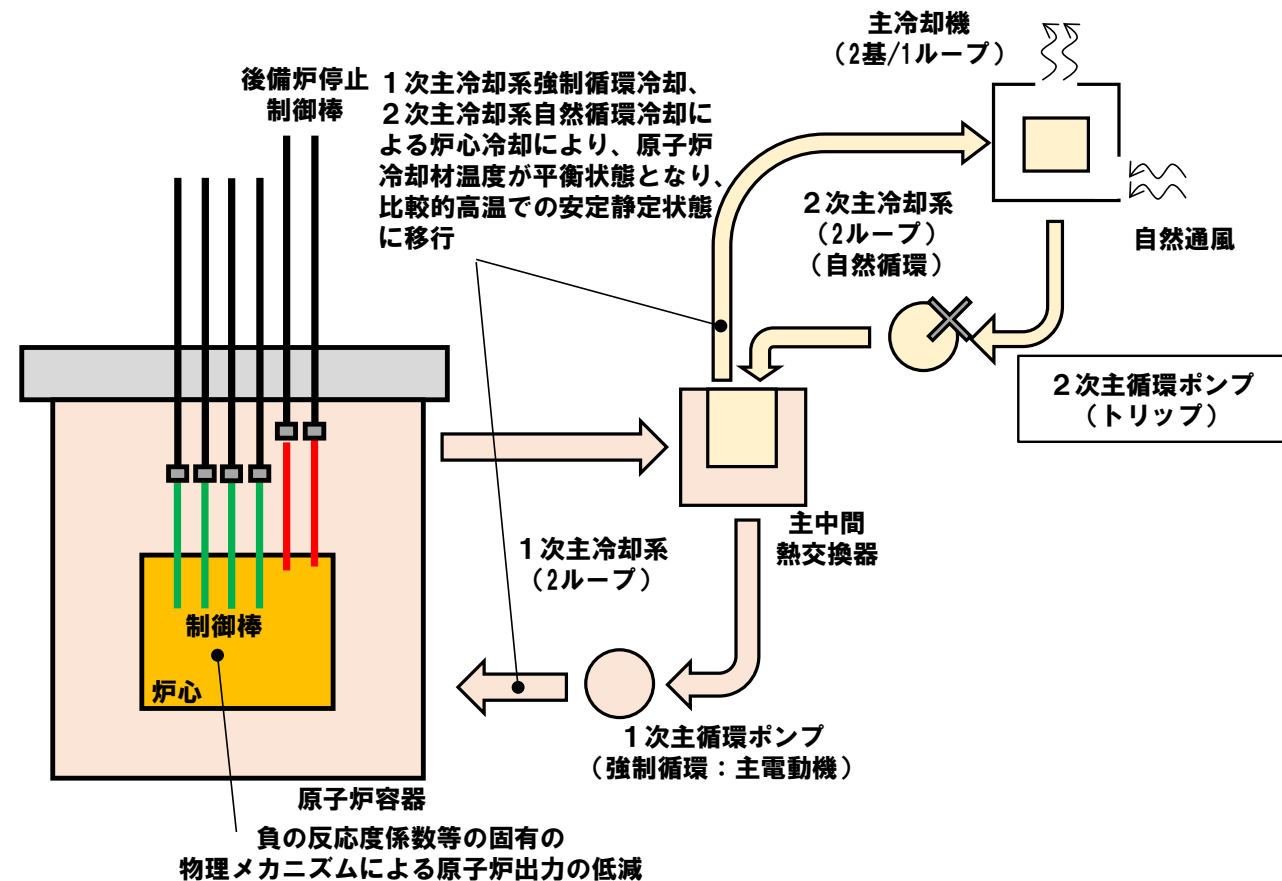
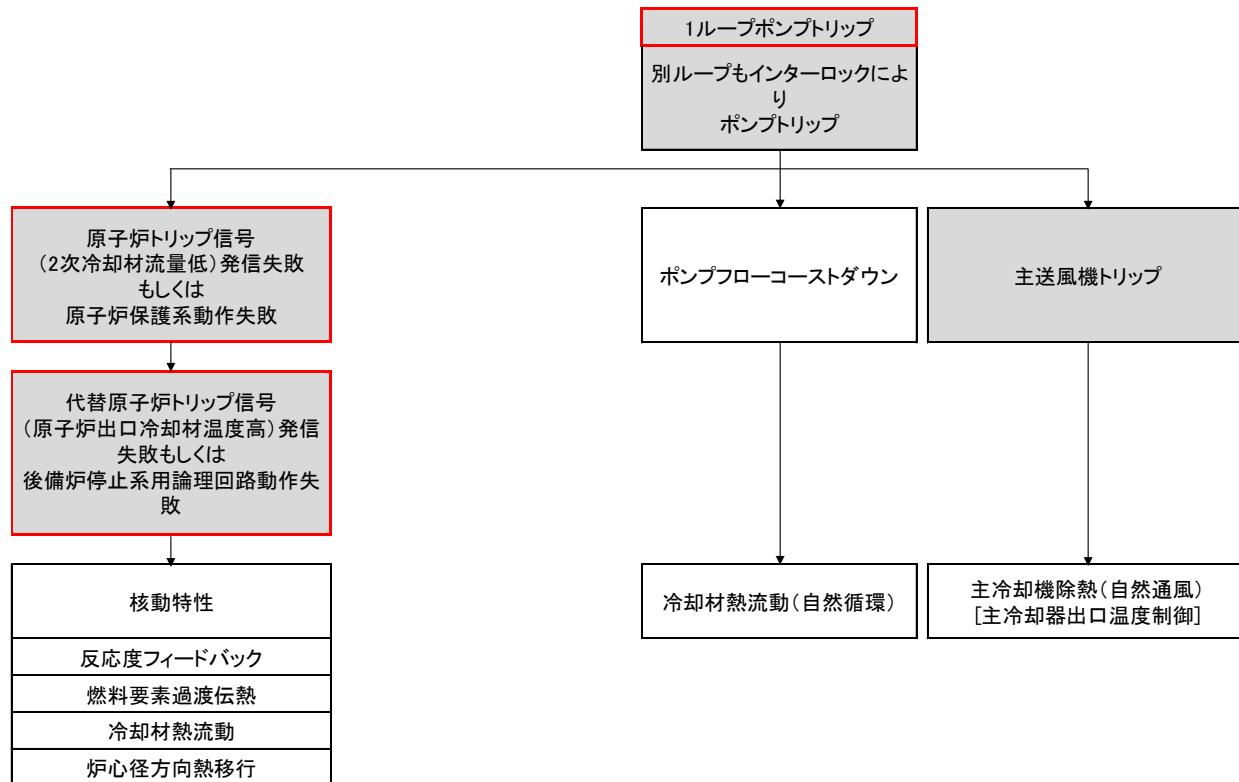
凡例

- 【 】 プラント初期状態
- （ ） 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等
- 機器動作
- 物理現象（[]内はプラント状態）



格納容器破損防止措置（ULOHS※）の事象推移と物理現象

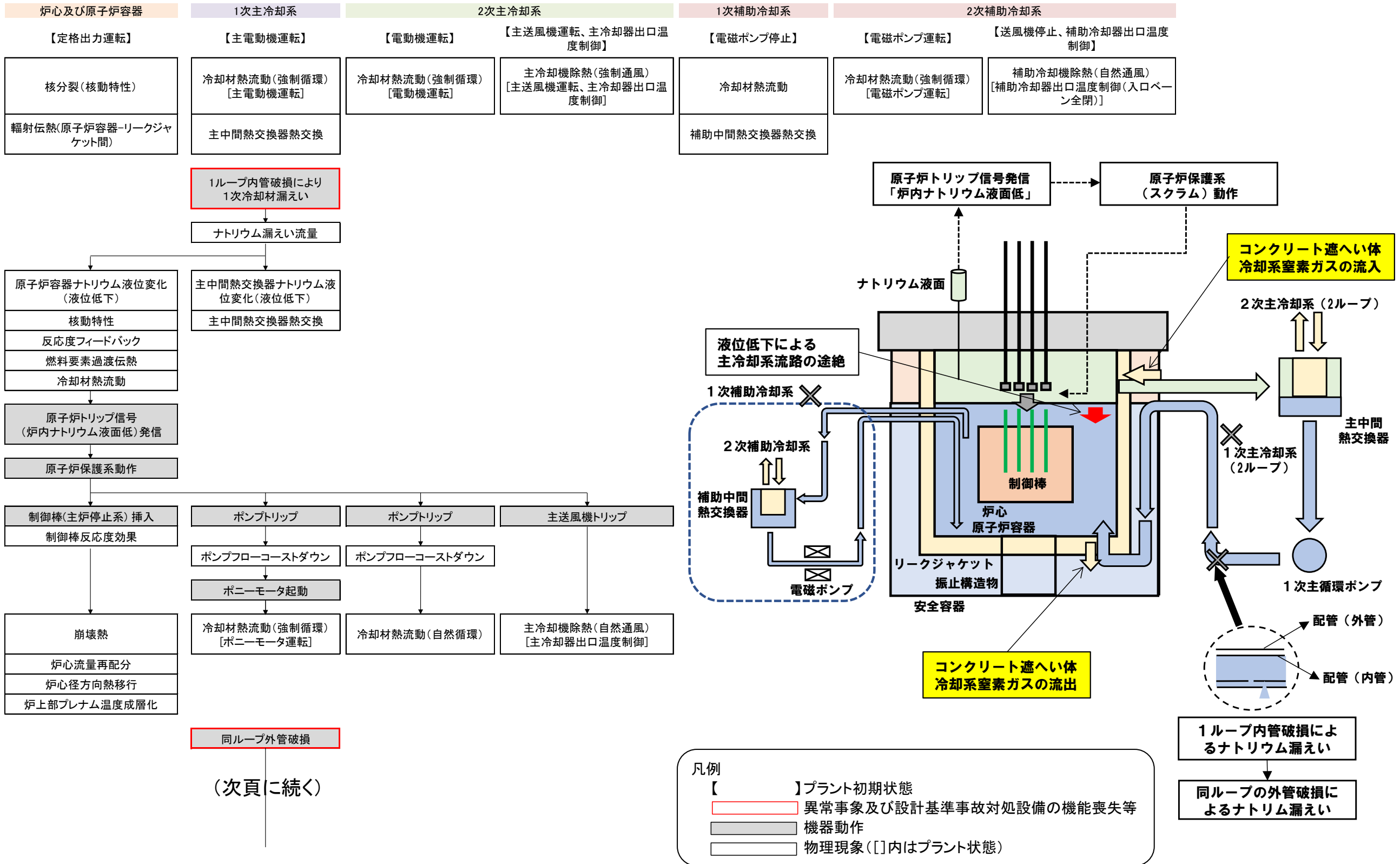
炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系		1次補助冷却系	2次補助冷却系	
【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	【電磁ポンプ停止】	【電磁ポンプ運転】	【送風機停止、補助冷却器出口温度制御】
核分裂(核動特性)	冷却材熱流動(強制循環) 【主電動機運転】 主中間熱交換器熱交換	冷却材熱流動(強制循環) 【電動機運転】	主冷却機除熱(強制通風) 【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	冷却材熱流動 補助中間熱交換器熱交換	冷却材熱流動(強制循環) 【電磁ポンプ運転】	補助冷却機除熱(自然通風) 【補助冷却器出口温度制御(入口ベーン全閉)】



- 凡例
- 【 】 プラント初期状態
 - 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等
 - 機器動作
 - 物理現象(□内はプラント状態)

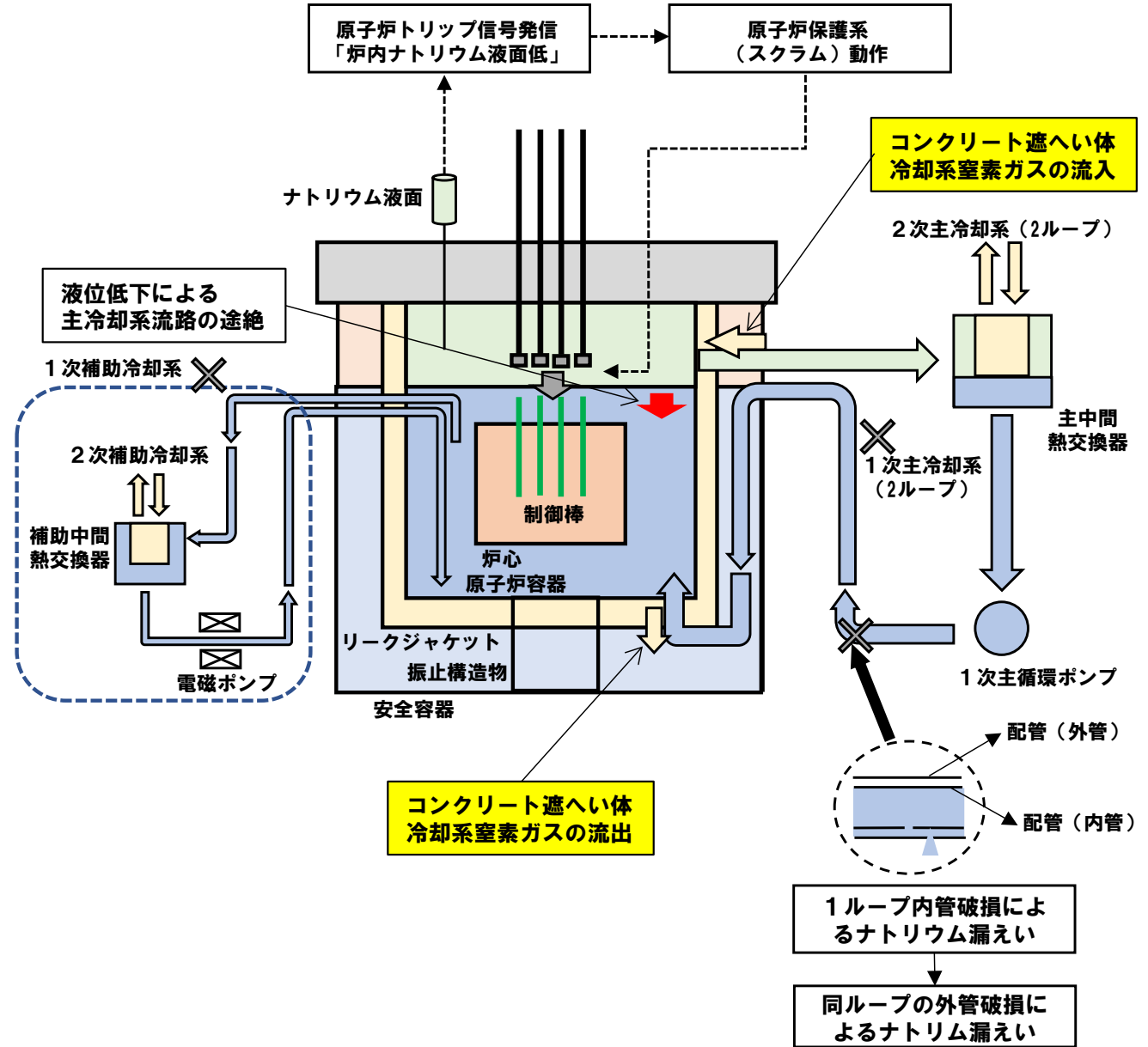
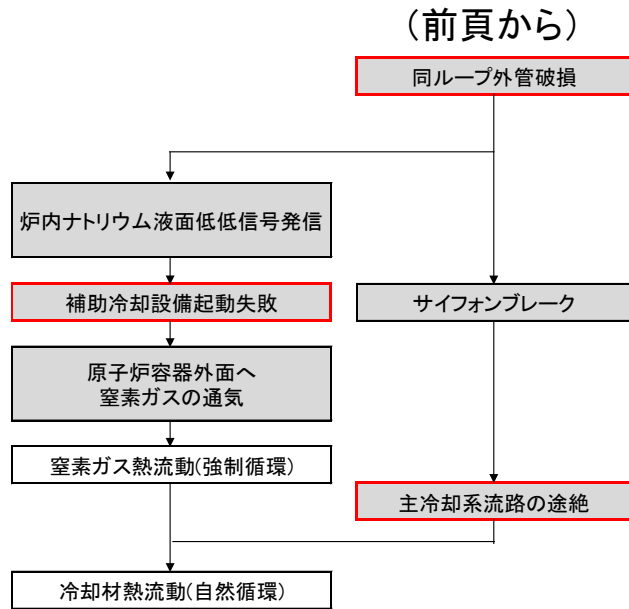
※:代表事象として以下を示す。
 ULOHS(i)「2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」
 ULOHS(ii)「2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故」

格納容器破損防止措置（LORL(ii)：原子炉容器外面冷却） の事象推移と物理現象（1/2）



格納容器破損防止措置（LORL (ii)）：原子炉容器外面冷却） の事象推移と物理現象（2/2）

炉心及び原子炉容器	1次主冷却系	2次主冷却系	1次補助冷却系	2次補助冷却系
【定格出力運転】	【主電動機運転】	【電動機運転】	【主送風機運転、主冷却器出口温度制御】	【電磁ポンプ停止】
核分裂(核動特性)	冷却材熱流動(強制循環) [主電動機運転]	冷却材熱流動(強制循環) [電動機運転]	主冷却機除熱(強制通風) [主送風機運転、主冷却器出口温度制御]	冷却材熱流動
輻射伝熱(原子炉容器-リークジャケット間)	主中間熱交換器熱交換			補助中間熱交換器熱交換
				冷却材熱流動(強制循環) [電磁ポンプ運転]
				補助冷却機除熱(自然通風) [補助冷却器出口温度制御(入口ベーン全閉)]



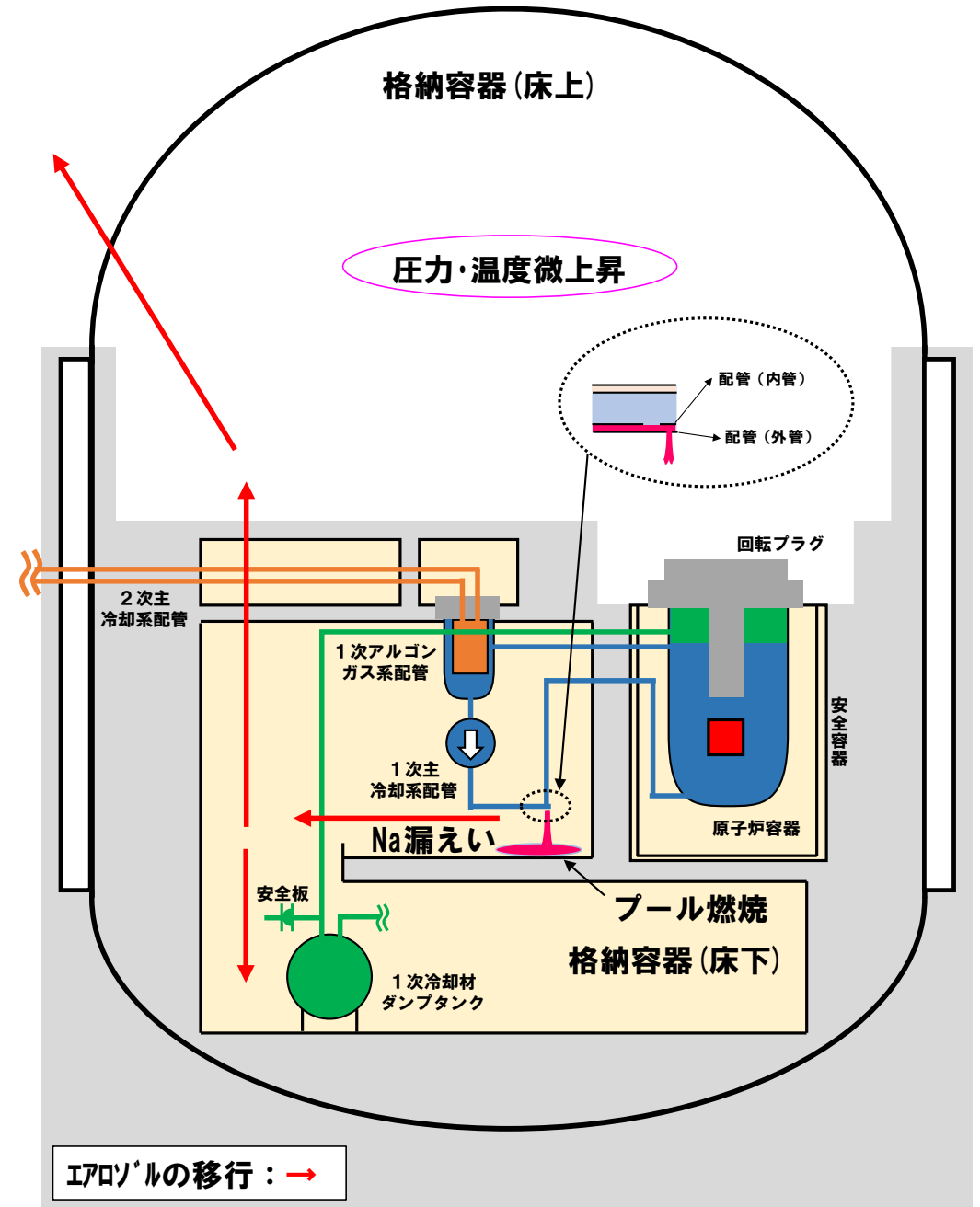
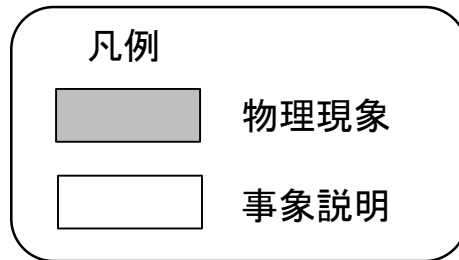
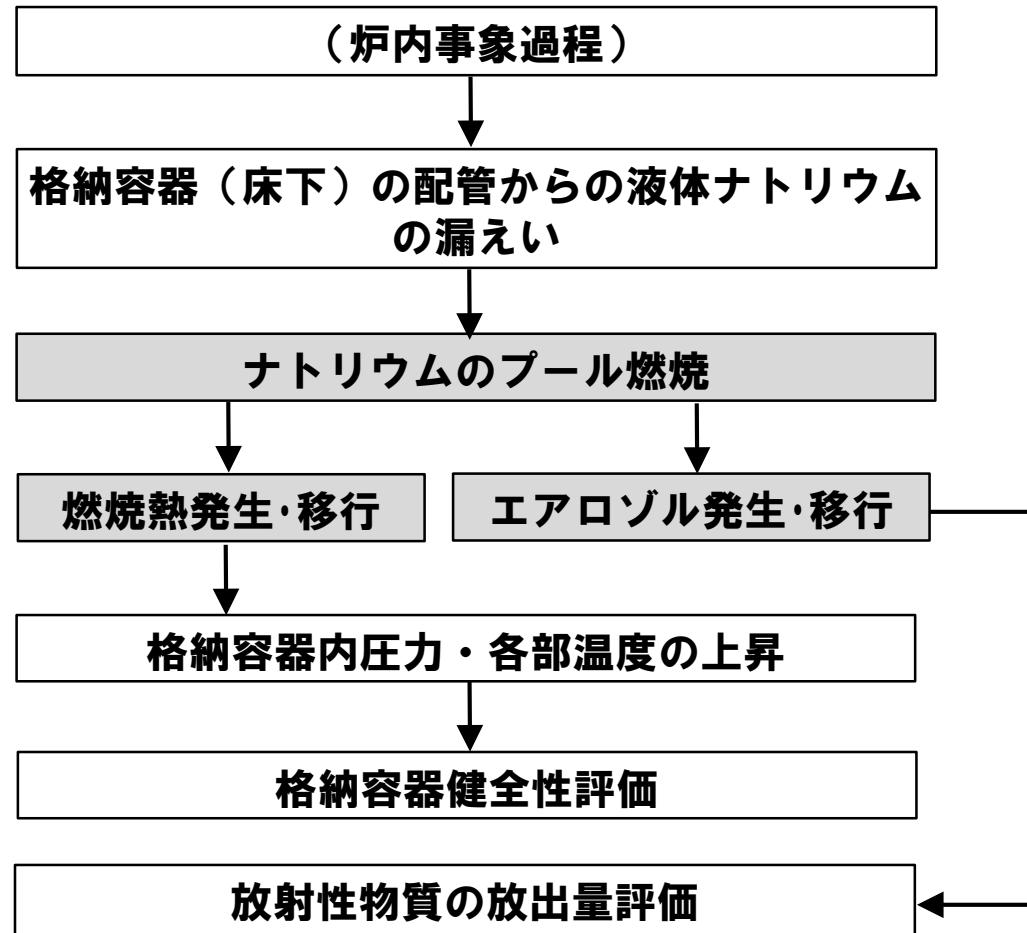
凡例

- 【 】 プラント初期状態
- 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等
- 機器動作
- 物理現象（[]内はプラント状態）

格納容器破損防止措置（LORL(ii)）：格納容器応答過程 の事象推移と物理現象

ナトリウム漏えいの熱的影響解析 (CONTAIN-LMR)

格納容器応答過程

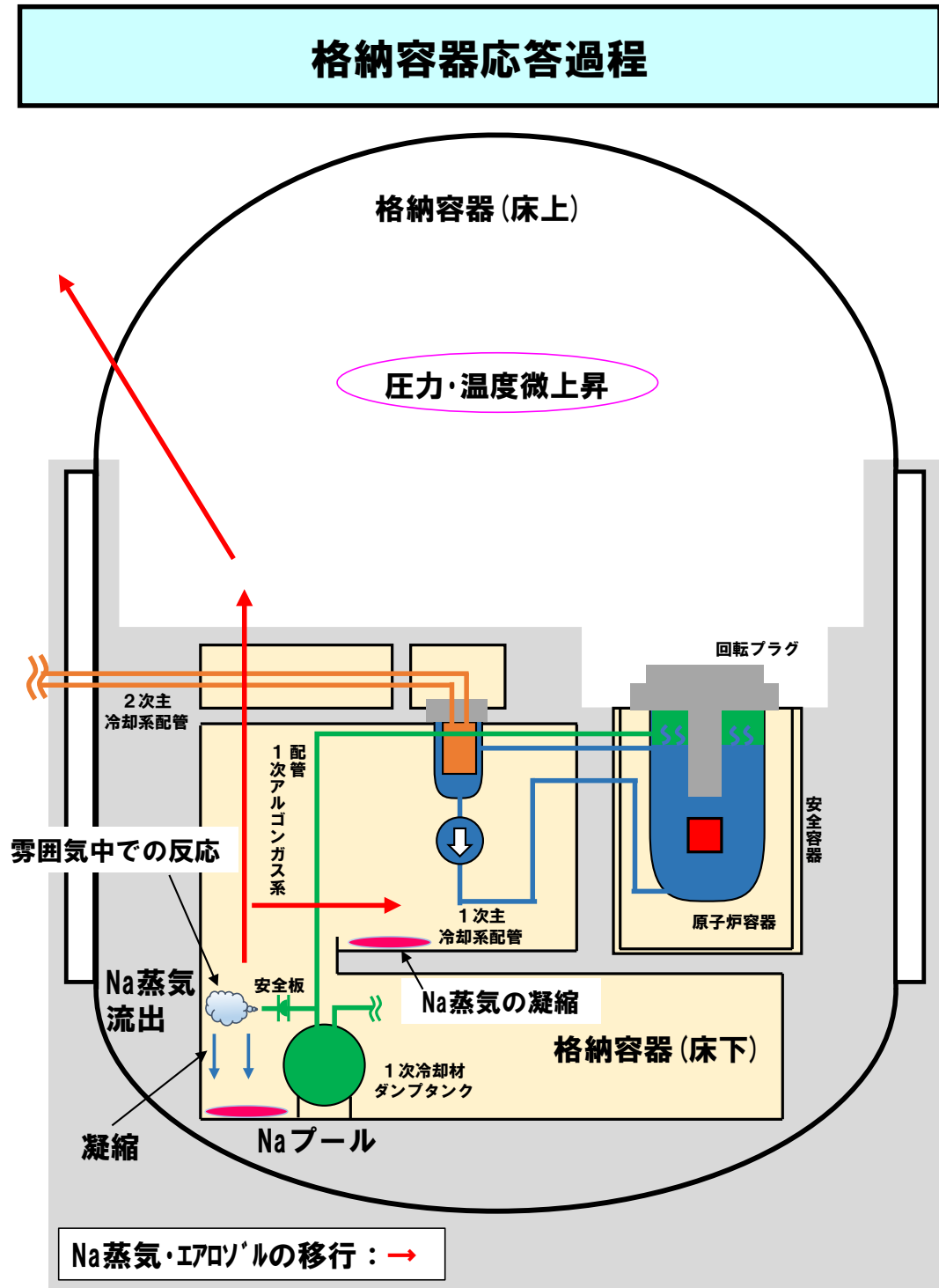
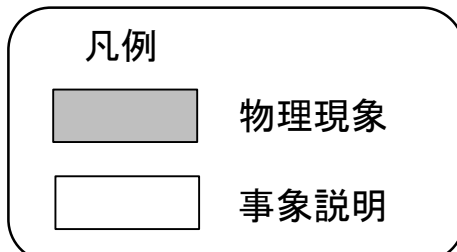
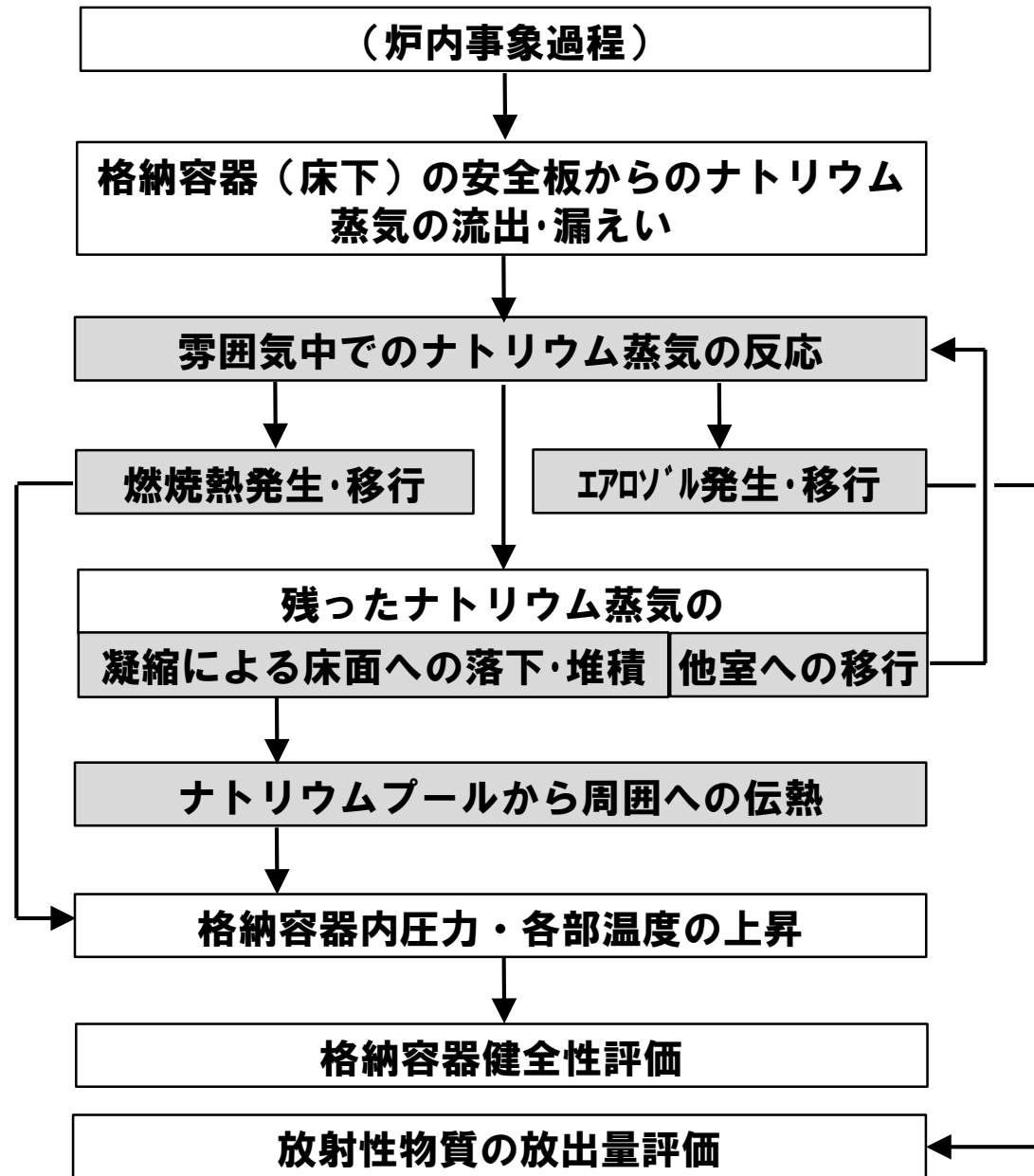


エアロゾルの移行：→

LORL(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」

格納容器破損防止措置（PLOHS (ii) : 格納容器応答過程） の事象推移と物理現象

ナトリウム蒸気放出の熱的影響解析 (CONTAIN-LMR)



PLOHS(ii)「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」