



第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書

（その2：炉心損傷防止措置）、（その3：格納容器破損防止措置）

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

2021年10月19日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所

高速実験炉部

説明概要

- **第53条に係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価について**
 - (1) **炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)**
 - ✓ **1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (iii))**
 - (2) **除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)**
 - ✓ **2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (iii))**
 - (3) **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)**
 - ✓ **1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次主冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故 (LORL (ii))**
 - ✓ **1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次補助冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故 (LORL (iii))**

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

今回説明範囲

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

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

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

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

■ 安全機能の喪失に対する仮定

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

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

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

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

炉心損傷防止措置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（2,650℃）以下であること。
 - ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
 - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
 - ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
 - ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。
- 熱設計基準値を下回る限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力は低く、かつ、変化はほとんど生じないため、原子炉冷却材バウンダリの圧力を評価項目とする必要はない。また、熱設計基準値を下回る限り、炉心から多量の放射性物質が放出されることはないため、放射性物質の放出量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。
- 炉心損傷防止措置の有効性評価に係る評価項目と評価指標の対応を以下に示す。

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

格納容器破損防止措置の有効性評価の評価項目と評価指標の対応

- 格納容器破損防止措置の有効性評価に係る評価項目と評価指標の対応を以下に示す。

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	
<p>(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、静定する事象において、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。</p>	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	
<p>(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。</p> <p>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。</p> <p>② 原子炉冷却材ハウンドリの健全性が維持できること。</p>	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。	
<p>(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。</p> <p>① 原子炉冷却材ハウンドリの健全性が維持できること。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	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を十分に下回ることを目標とする。	
<p>(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。</p> <p>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。</p> <p>② 安全容器ハウンドリの健全性が維持できること。</p>	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 PLOHS		
	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。			
<p>(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。</p>	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。	LORL PLOHS		
<p>(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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	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を十分に下回ることを目標とする。			

評価項目及び評価指標の設定の考え方

「常陽」の評価項目及び評価指標は以下の安全上の特徴等を考慮して設定する。

- ✓ 即発臨界超過に伴う機械的エネルギーの発生の可能性を考慮
- ✓ 発電炉の高圧シーケンスに相当するものがない
- ✓ 低圧システム（原子炉冷却材のナトリウムを加圧する必要はなく、1次主冷却系等のカバーガス圧は約0.98kPa [gage]）
- ✓ 伝熱特性に優れた単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
- ✓ 安全容器バウンダリが放射性物質の保持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

■ 炉心損傷防止措置

- 炉心の許容設計限界（熱設計基準値）は、炉心燃料集合体が、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉冷却系及び計測制御系の機能とあいまって、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように設計限界値として定めている。
- 評価項目は、「運転時の異常な過渡変化」と同様に熱設計基準値としており、解析結果が評価項目を満足しなくても直ちに炉心の著しい損傷に至らないことは明らかであるが、本原子炉施設の安全上の特徴により、発熱と除熱のバランスからの逸脱に対して大きな安全余裕を有していることを確認するために、あえて安全側に厳しく評価項目を設定している（判断基準の設定において大きな安全余裕を確保している）。本評価項目により、炉心燃料集合体の健全性は確保されるため、炉心の著しい損傷^{※1}が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できる。
- なお、「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」を判断基準とする場合には、燃料中心の部分的な熔融、燃料被覆管の破損、冷却材の局所的な沸騰は許容され、判断基準は緩和される方向となる。また、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いため、原子炉冷却材バウンダリの圧力を評価項目とする必要はなく、同様に炉心から多量の放射性物質が放出されることもないため、放射性物質の放出量を評価項目とする必要はない。

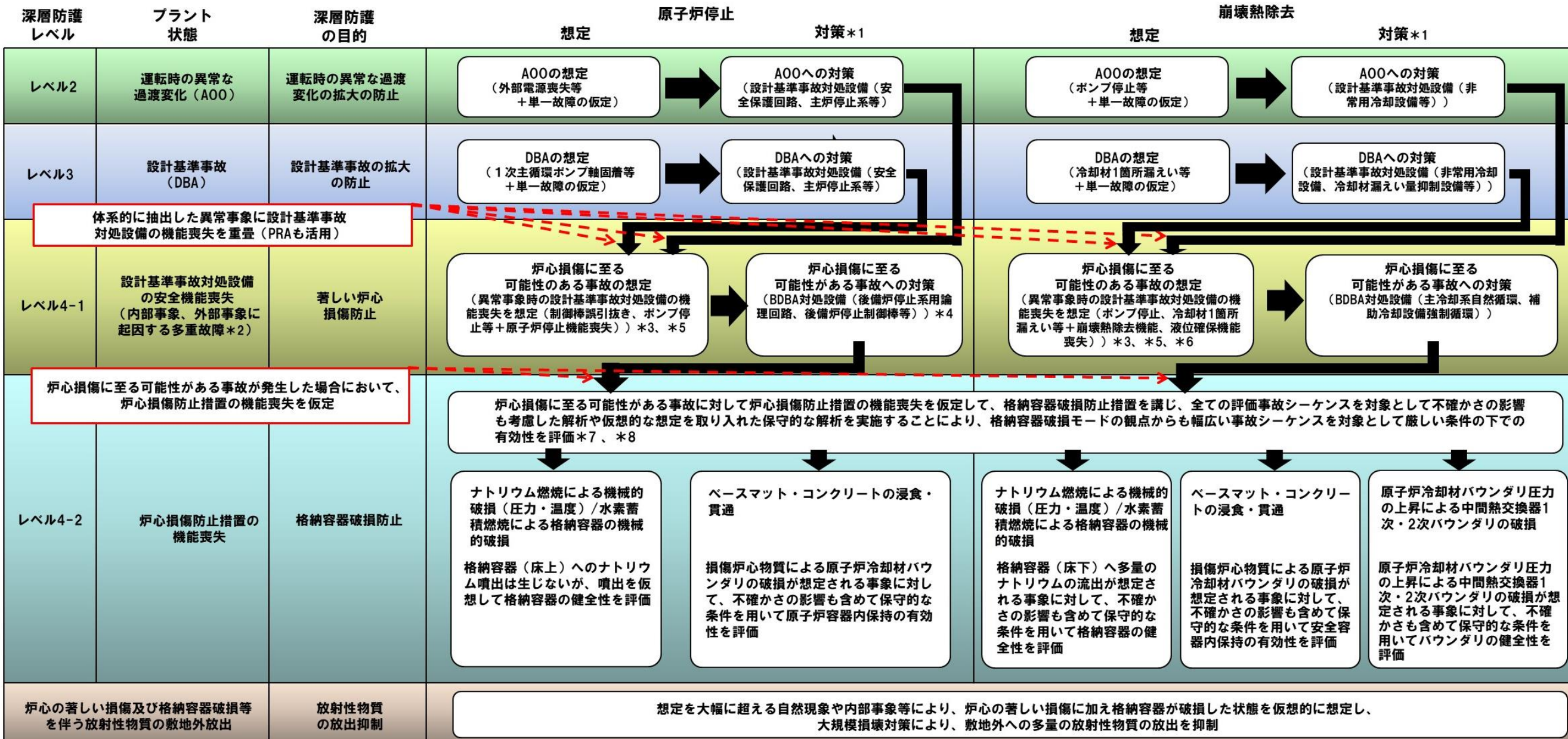
※1：燃料要素の破損、燃料集合体の損傷を超えて事象が進展し、炉心規模に燃料集合体の損傷が拡大する状態

■ 格納容器破損防止措置

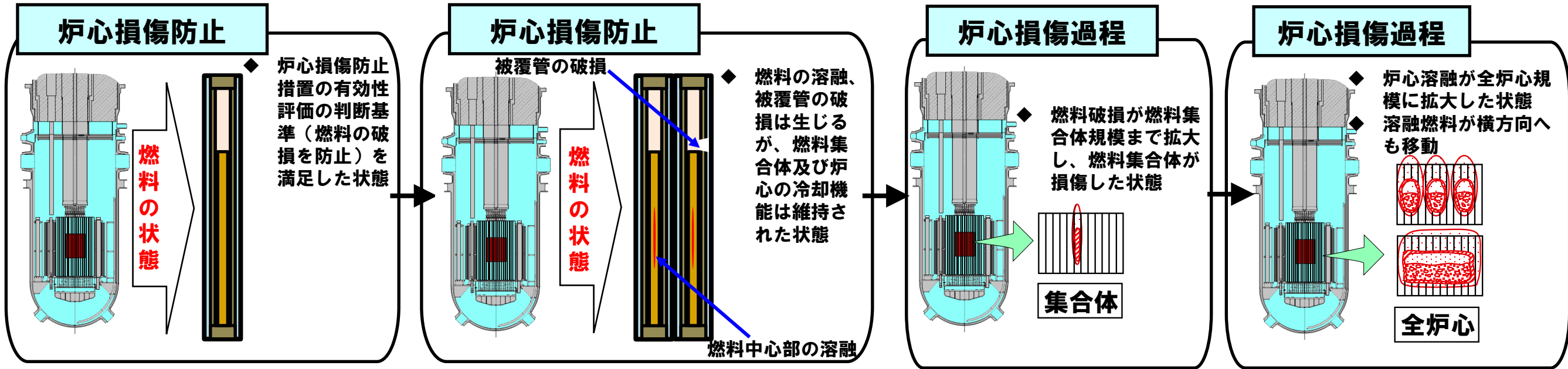
- 炉心損傷防止措置の機能を喪失し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に対して、格納容器の破損を防止するための判断基準は、格納容器の設計圧力及び設計温度としている。これらは設計値であり、解析結果が評価項目を満足しなくても直ちに格納容器の破損に至らないことは明らかであるが、本原子炉施設の安全上の特徴により、格納容器への負荷に対して大きな安全余裕を有していることを確認するために、あえて安全側に厳しく評価項目を設定している（判断基準の設定において大きな安全余裕を確保している）。放射性物質の放出量も同様の考え方にに基づき、100TBqを十分に下回ることを目標としている。
- 水素の蓄積に関しては、炉心において多量の水素が発生することはないが、ナトリウム-コンクリート反応を仮定して、格納容器の健全性を入念に確認するための基準として、爆轟に至らないことを基準としている。
- 熔融炉心の冷却に関しては、本原子炉施設の安全上の特徴により、原子炉冷却材バウンダリ及び安全容器バウンダリにおいて、冷却保持することを評価項目としている。

「常陽」の炉心損傷防止と格納容器破損防止の基本的な考え方

- IAEAのSafety Glossary (Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2018 Edition) では、design extension conditionsを「Postulated accident conditions that are not considered for design basis accidents, but that are considered in the design process of the facility in accordance with best estimate methodology, and for which releases of radioactive material are kept within acceptable limits. For nuclear power plants and research reactors, design extension conditions comprise conditions in events without significant fuel degradation and conditions in events with melting of the reactor core」と定義されている。また、severe accidentを「Accident more severe than a design basis accident and involving significant core degradation.」と定義されている。
- 「常陽」においても、炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故（SAに至る可能性がある事故）に対して、炉心損傷防止措置を第4レベルの1として講じている。また、炉心損傷防止措置の機能を喪失し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に対して、格納容器破損防止措置を第4レベルの2として講じている。
- OECD/NEAのRegulatory Perspectives on Safety Aspects Related to Advanced Sodium Fast Reactors、Part 1. Severe Accident Prevention and Mitigation Measures in Sodium Fast Reactors (SFRs) Technical Report of the CNRA Working Group on the Safety of Advanced Reactorsの9.1 severe accidentの定義において、重大事故の定義に関する各国の共通認識はないことが記載されている。



ULOF又はUTOP

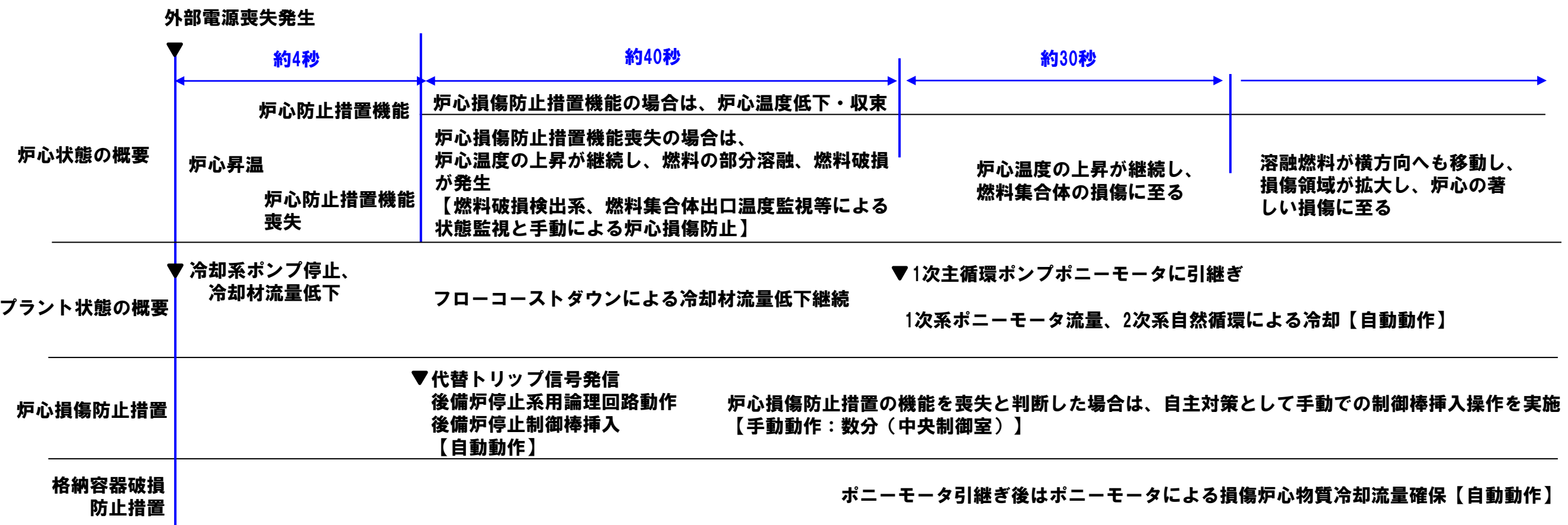


炉心損傷防止措置の判断基準

	固体燃料		被覆管・構造材		ナトリウム
	溶融燃料		ボイド領域		

炉心の著しい損傷

炉心の損傷状態によらず、炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合に、格納容器破損防止措置を実施する設計・手順としている。また、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置は、原則として、並行して措置が機能する設計・手順としている。



評価項目の発電炉との比較

	発電炉設置許可基準規則第37条の解釈の評価項目	「常陽」	適用される事象Gr
炉心損傷防止措置	(a) 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。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。	(a) 運転時の異常な過渡変化と同じ熱設計基準値を適用 (b) 原子炉冷却材圧力は上昇しないため不要 (c) 原子炉格納容器バウンダリに負荷は生じないため不要 (d) 原子炉格納容器バウンダリに負荷は生じないため不要	全事象Gr — — —
格納容器破損防止措置※1	(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。 (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、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。 (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。 (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。 (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。 (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。 (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。 (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。	(a) 格納容器の設計圧力を適用 (b) 格納容器の設計温度を適用 (c) 同左 (d) 高圧シーケンスに相当するものはないため不要 (e) 大規模な炉外FCIが生じるシーケンスはなく、また、原理的に回避できるため不要 (f) 同左 (g) 同左 (h) 安全容器バウンダリで保持 (i) 安全容器バウンダリで保持 (j) 運転時の異常な過渡変化と同じ熱設計基準値を適用	ULOF、UTOP、LORL、PLOHS ULOF、UTOP、LORL、PLOHS ULOF、UTOP、LORL、PLOHS — — ULOF、UTOP、LORL、PLOHS ULOF、UTOP、LORL、PLOHS LORL、PLOHS LORL、PLOHS ULOHS、SBO

※1：炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故が発生した場合において、炉心損傷防止措置の機能が喪失したと判断した場合に、その拡大を防止し、又は、施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置の手順を実施する。

(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

ULOFの評価事故シーケンス (1/2)

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置
● 1	外部電源喪失＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「電源喪失」	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）による原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用冷却設備による放射性物質等（溶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：強制又は自然循環冷却 ・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）
2	1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」		
● 3	1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」		
4	異常事象グループ（1）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」		
● 5	外部電源喪失＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	
6	1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
7	1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
8	異常事象グループ（1）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗		
9	異常事象グループ（2）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		

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

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

【評価事故シーケンスの選定理由】

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

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

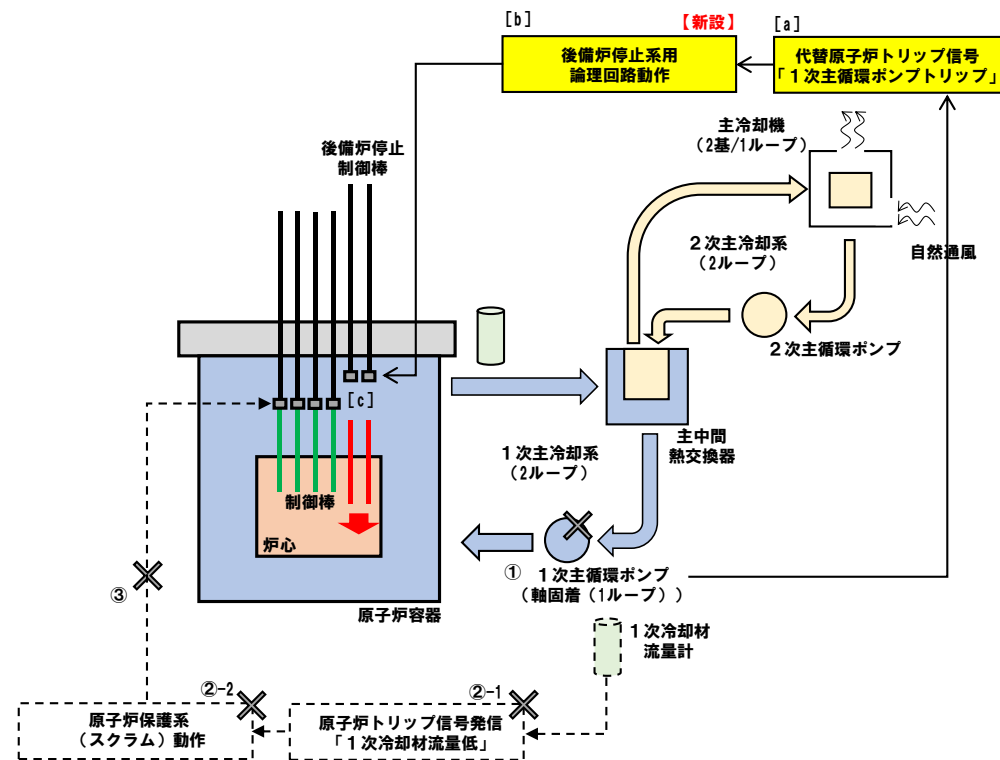
ULOF (iii) の評価事故シーケンスの概要

【評価事故シーケンス】

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (i))

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

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



ULOF (iii) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

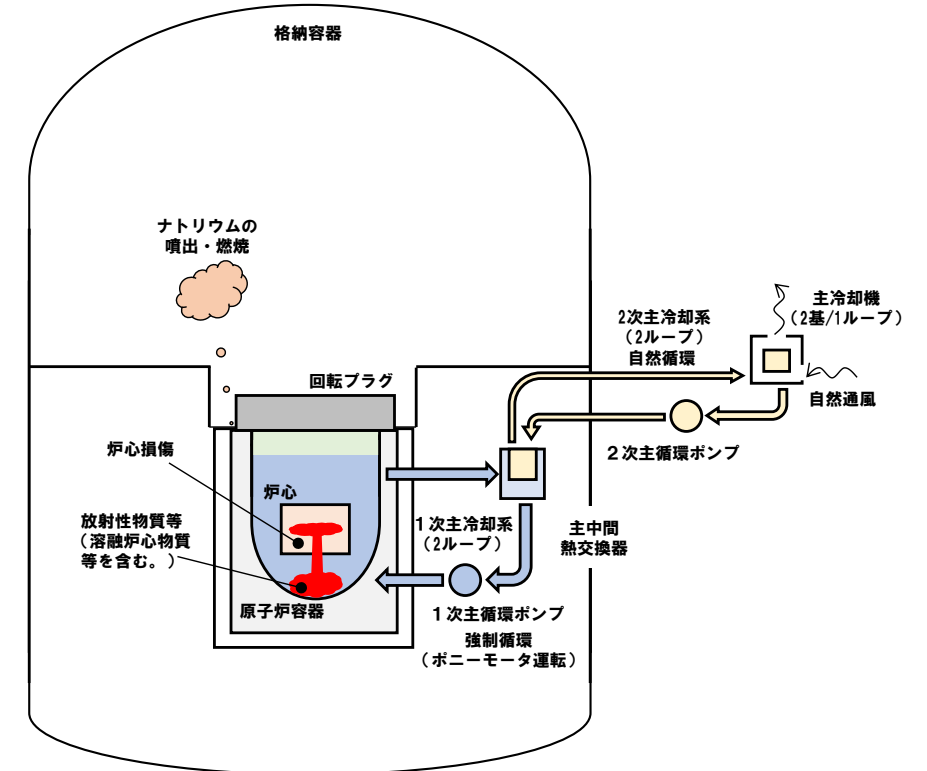
出力運転中に1次主循環ポンプ軸固着 (①) により原子炉の流量が減少 (除熱不足) し、原子炉トリップ信号の発信に失敗 (②-1) (原子炉保護系の動作に失敗 (②-2) した場合も同様) することにより制御棒の急速挿入に失敗 (③) する事象。

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

【炉心損傷防止措置の概要】

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

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



ULOF (iii) の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

- 左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

【格納容器破損防止措置の概要】

- 非常用冷却設備による放射性物質等 (熔融炉心物質等を含む。) の原子炉容器内保持・冷却
 - 1次主冷却系：強制循環冷却 (1ループ)
 - 2次主冷却系：強制循環冷却 (1ループ)
- 回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制
- 原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和 (閉じ込め機能維持)

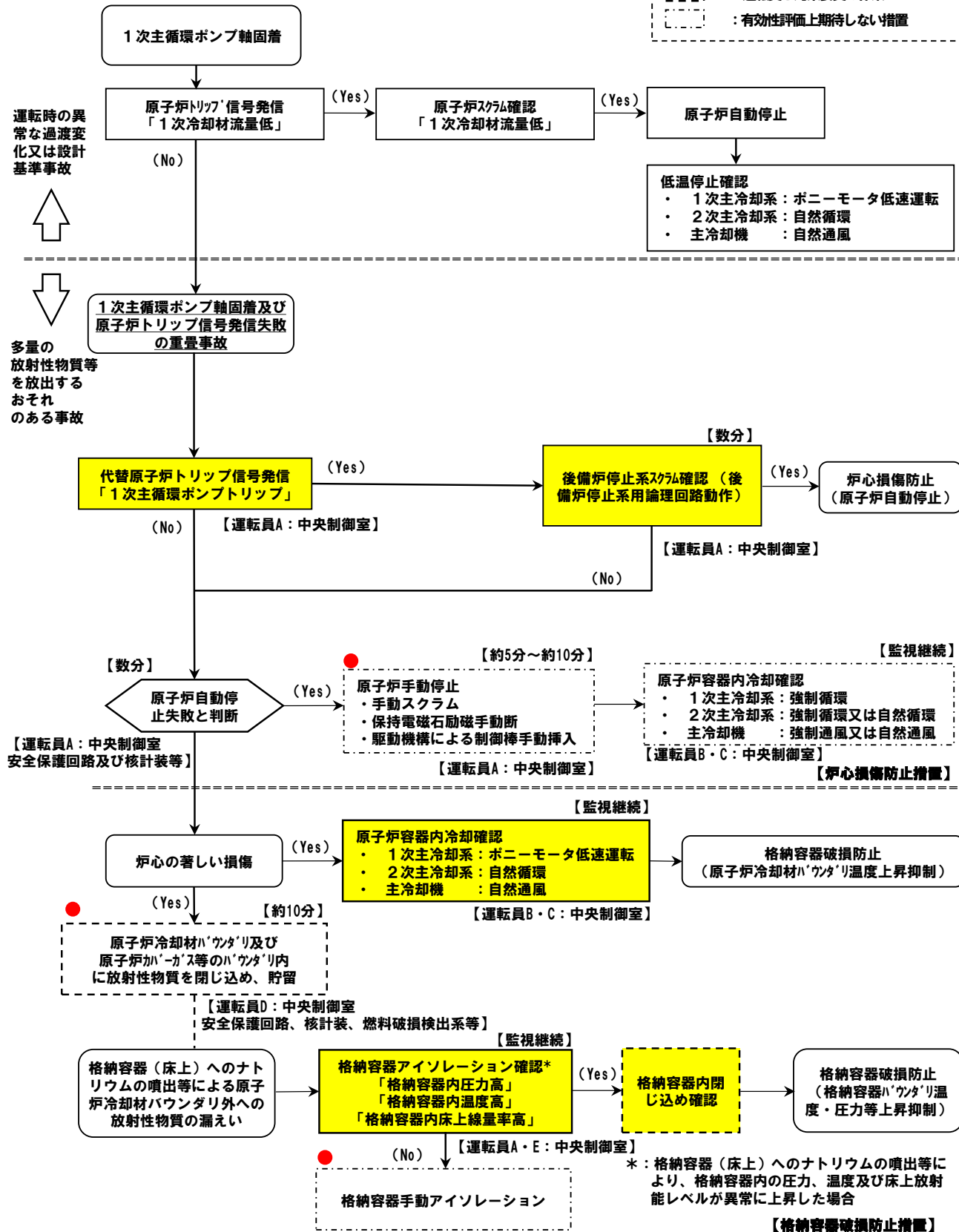
ULOF (iii) の事象進展及び措置の概要 (1/2)

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

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

【評価事故シーケンス】

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



□主な炉心損傷防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

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

□主な格納容器破損防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

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

ULOF (iii) の事象進展及び措置の概要 (2/2)

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

炉心損傷防止措置の有効性評価

(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

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

1. 対象事象

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

2. 主な炉心損傷防止措置

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

3. 計算コード

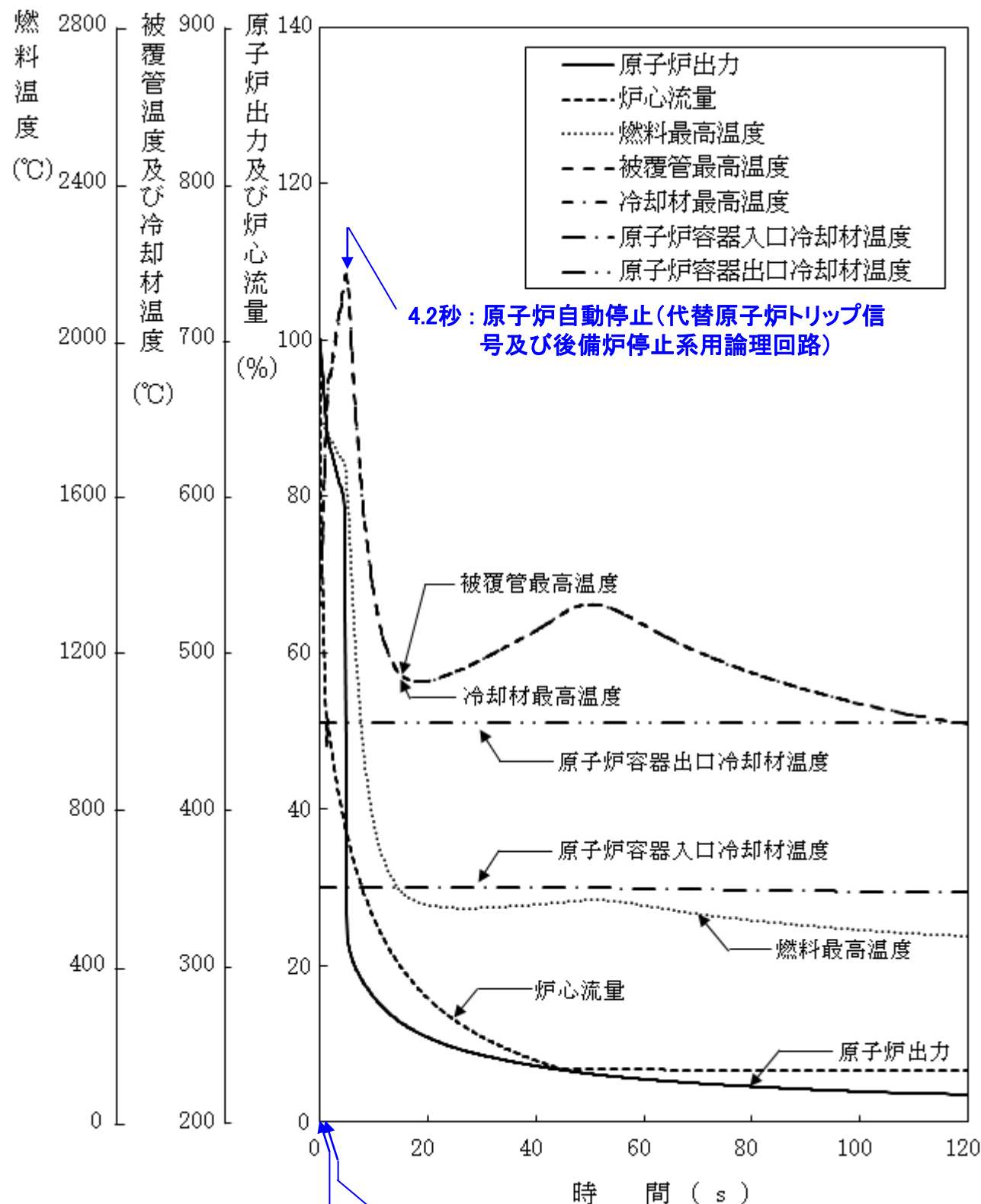
Super-COPD

4. 主な解析条件

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

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

5. 主な解析結果



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

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

6. 不確かさの影響評価

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

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

燃料温度係数 : ドブプラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。

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

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

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

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

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

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

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

格納容器破損防止措置の有効性評価

(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

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

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

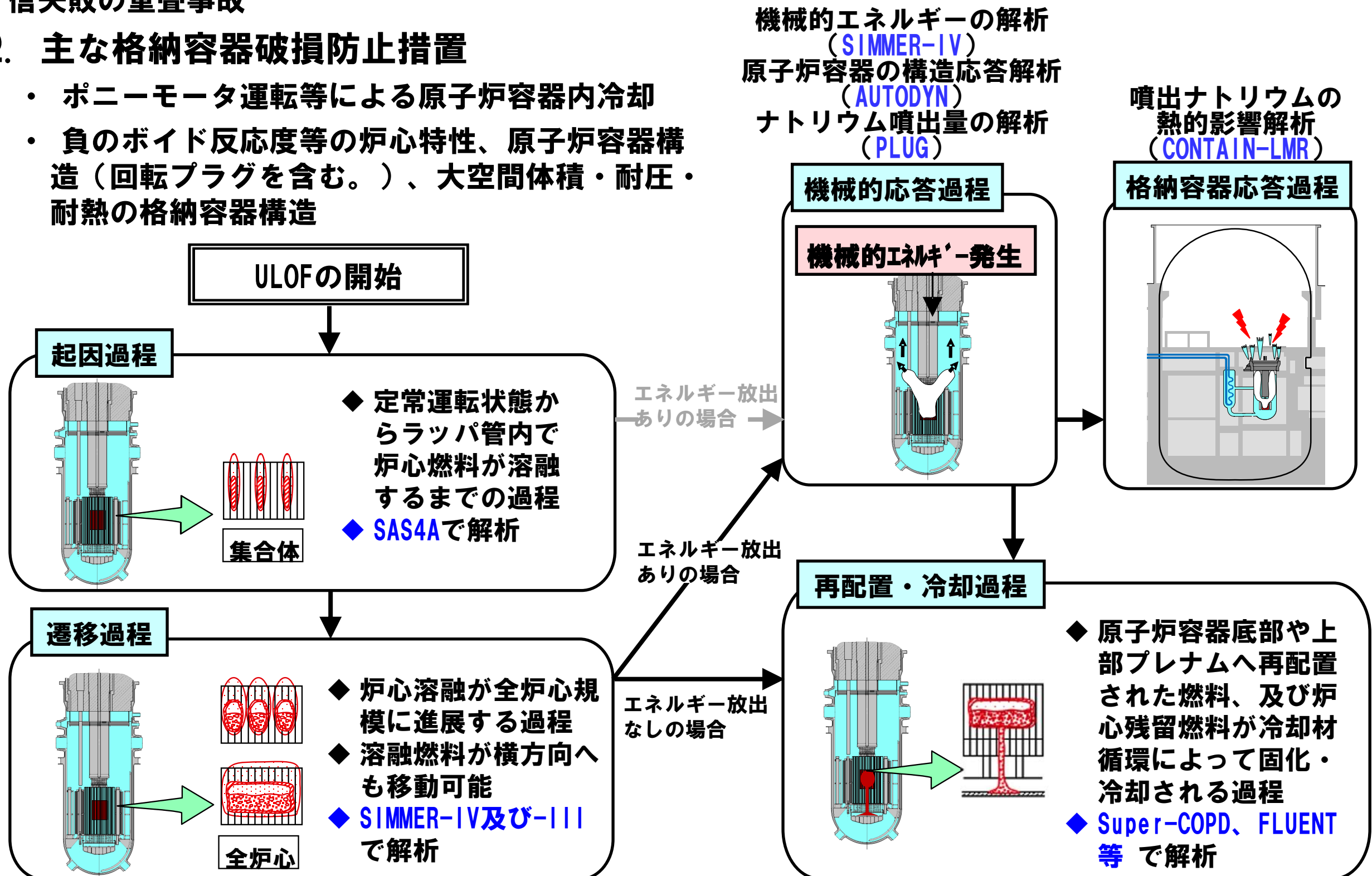
解析評価の流れ

1. 対象事象

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

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



機械的エネルギーの解析
(SIMMER-IV)
原子炉容器の構造応答解析
(AUTODYN)
ナトリウム噴出量の解析
(PLUG)

噴出ナトリウムの
熱的影響解析
(CONTAIN-LMR)

機械的応答過程

格納容器応答過程

機械的エネルギー発生

再配置・冷却過程

ULOFの開始

起因過程

遷移過程

集合体

全炉心

◆ 定常運転状態からラッパ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程
◆ SAS4Aで解析

◆ 炉心溶融が全炉心規模に進展する過程
◆ 溶融燃料が横方向へも移動可能
◆ SIMMER-IV及び-IIIで解析

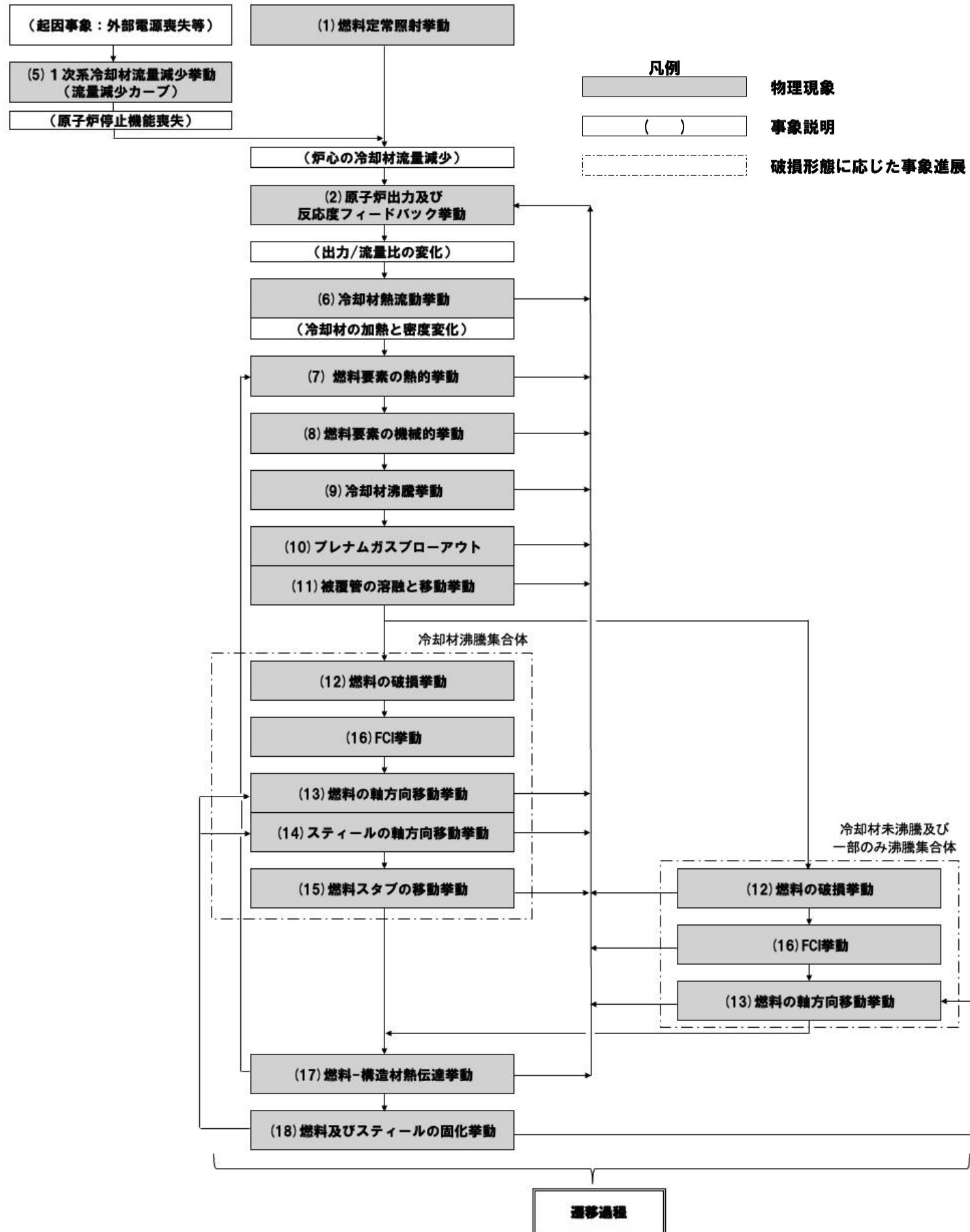
エネルギー放出ありの場合

エネルギー放出ありの場合

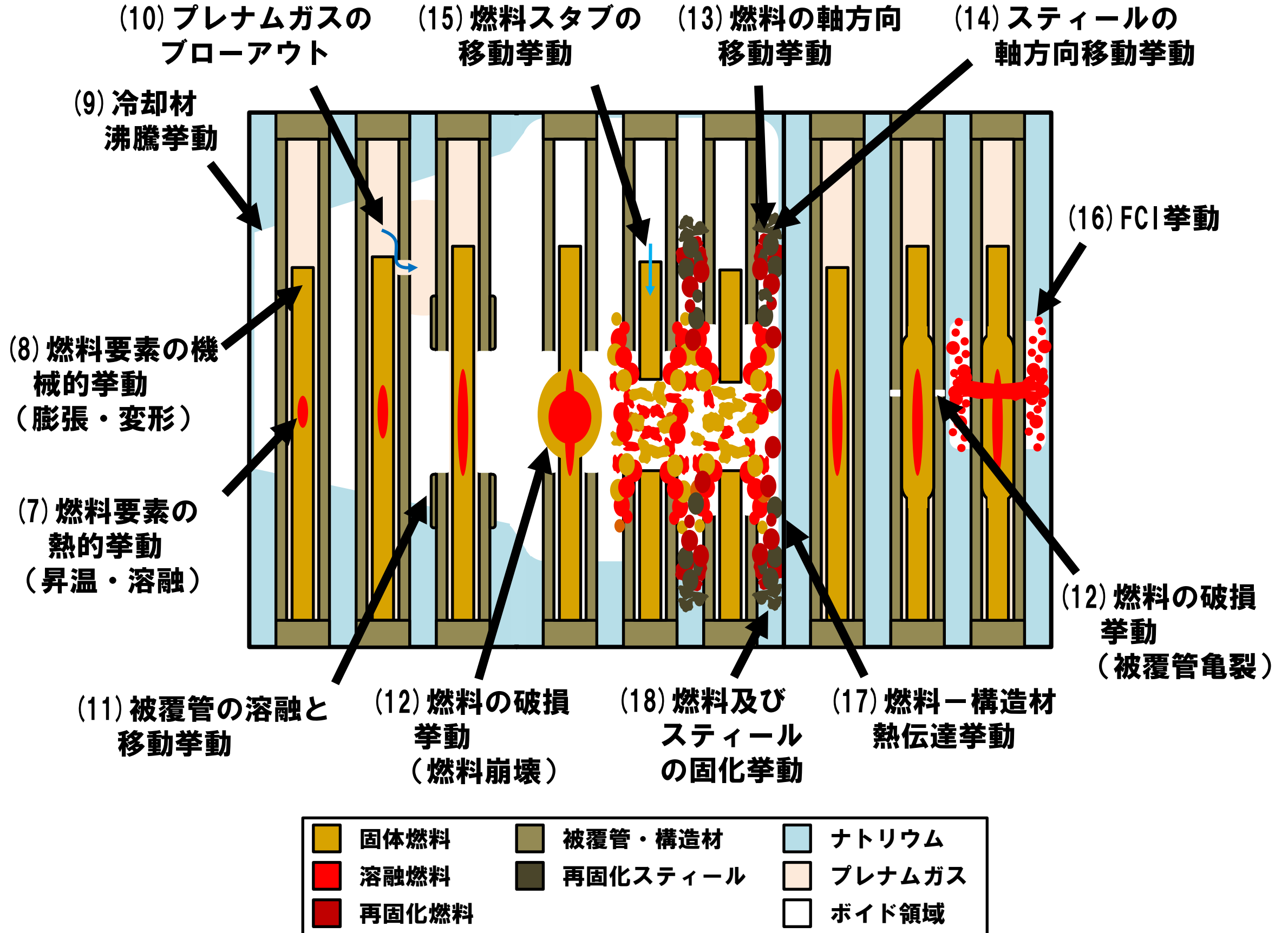
エネルギー放出なしの場合

◆ 原子炉容器底部や上部プレナムへ再配置された燃料、及び炉心残留燃料が冷却材循環によって固化・冷却される過程
◆ Super-COPD、FLUENT等で解析

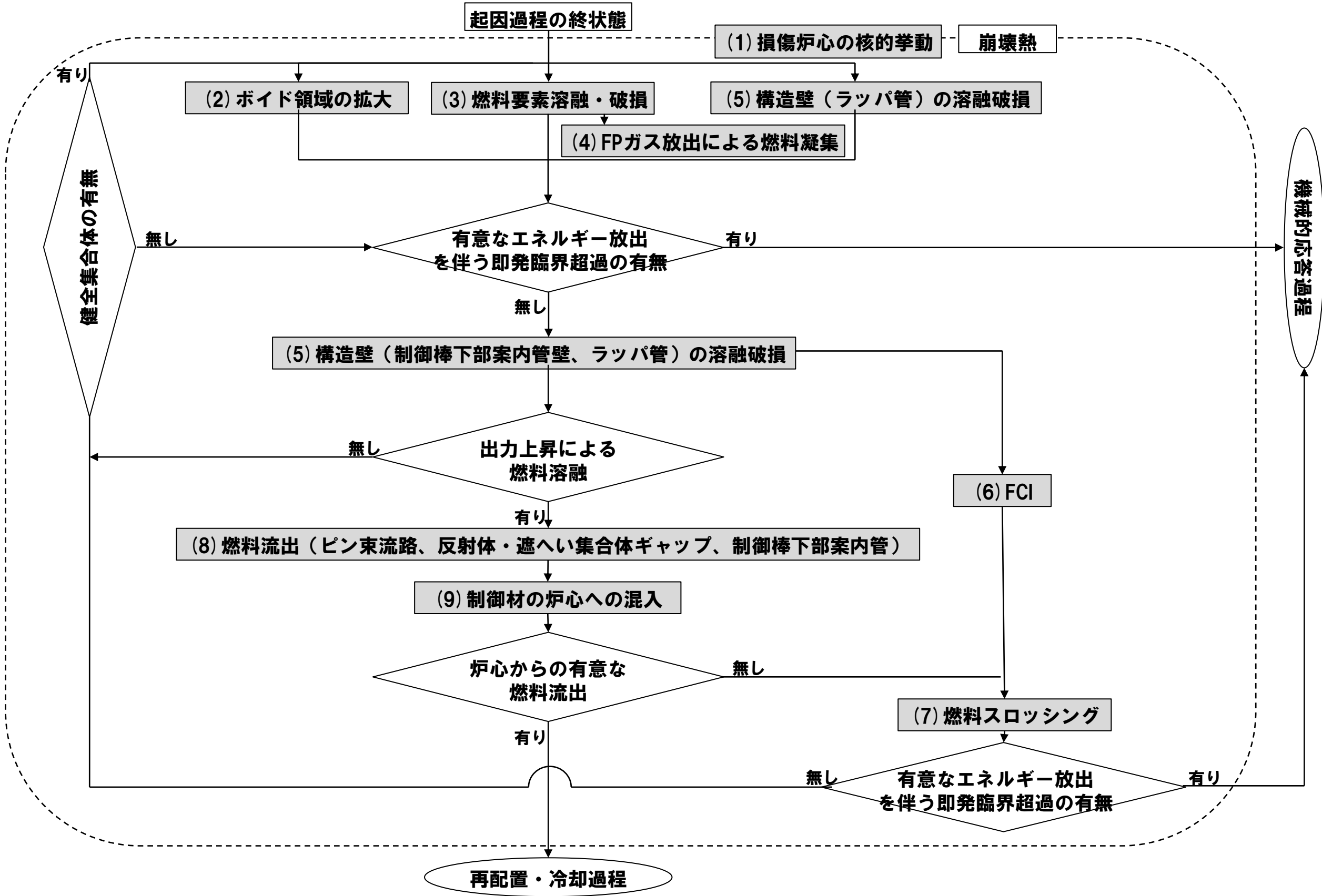
ULOFの起因過程の事象推移と物理現象



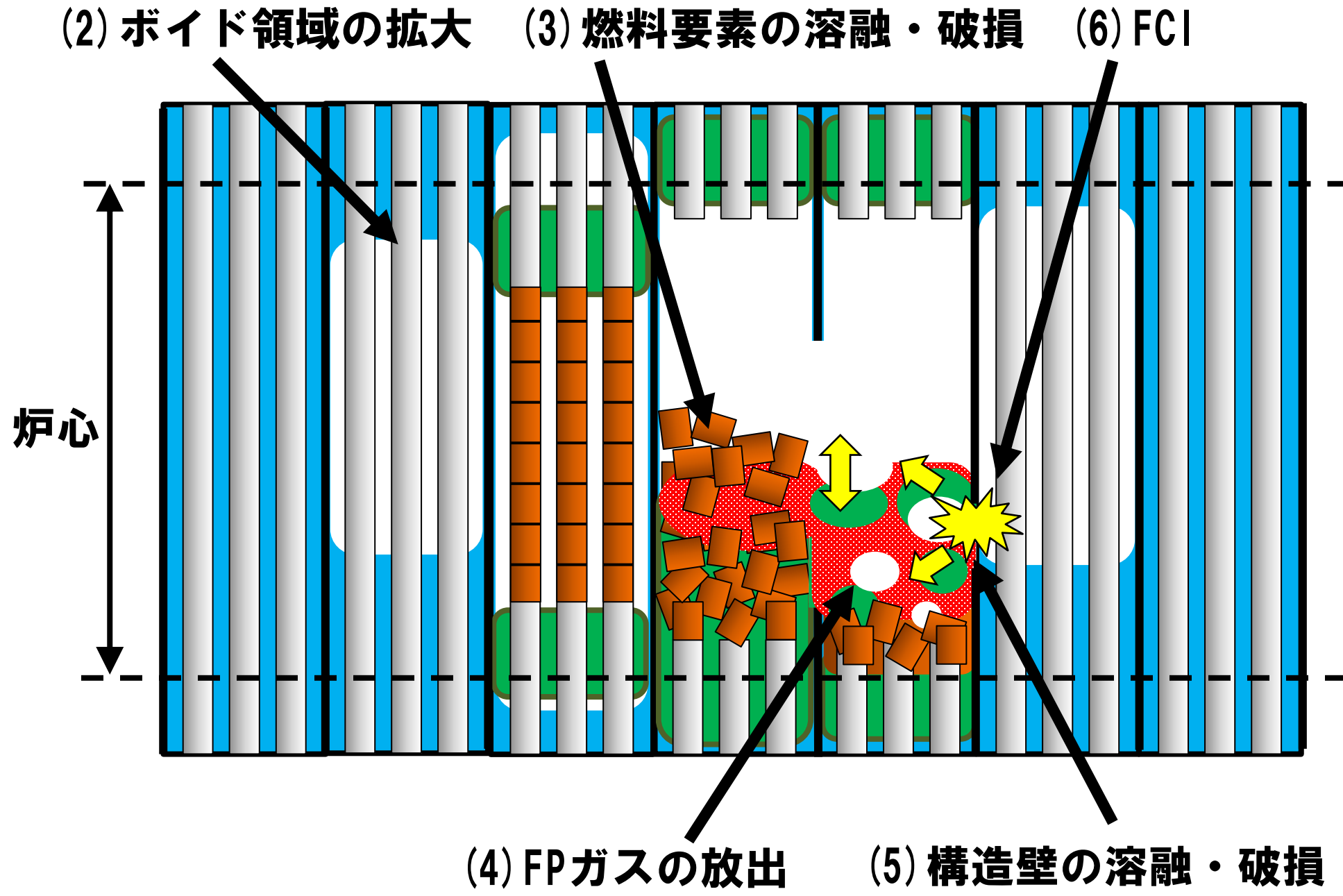
ULOFの起因過程の物理現象











遷移過程の事象推移と物理現象



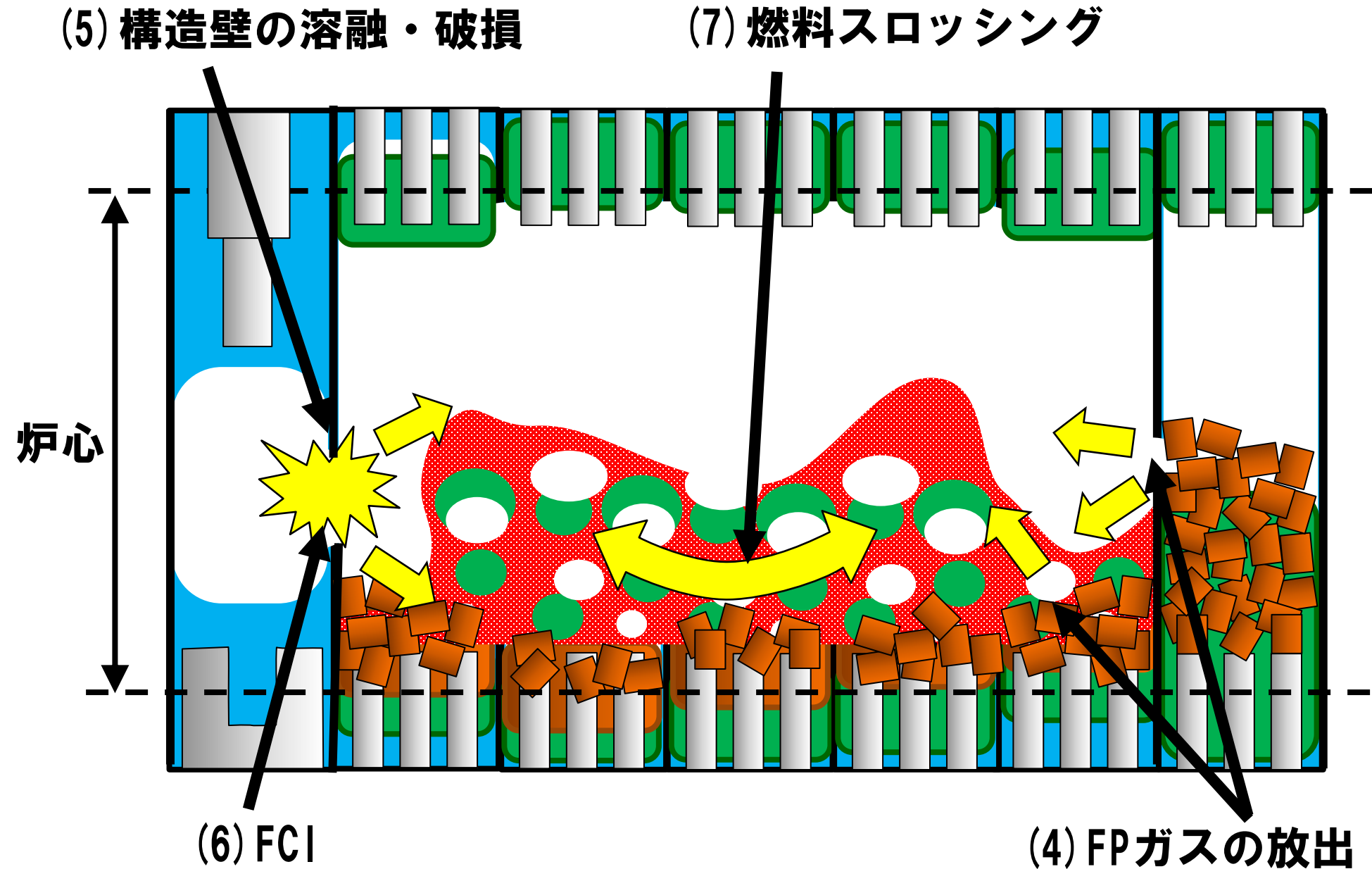
SIMMERによる解析において考慮すべき物理現象 燃料損傷領域の拡大過程











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

SIMMERによる解析において考慮すべき物理現象

全炉心規模での燃料凝集を駆動する物理現象

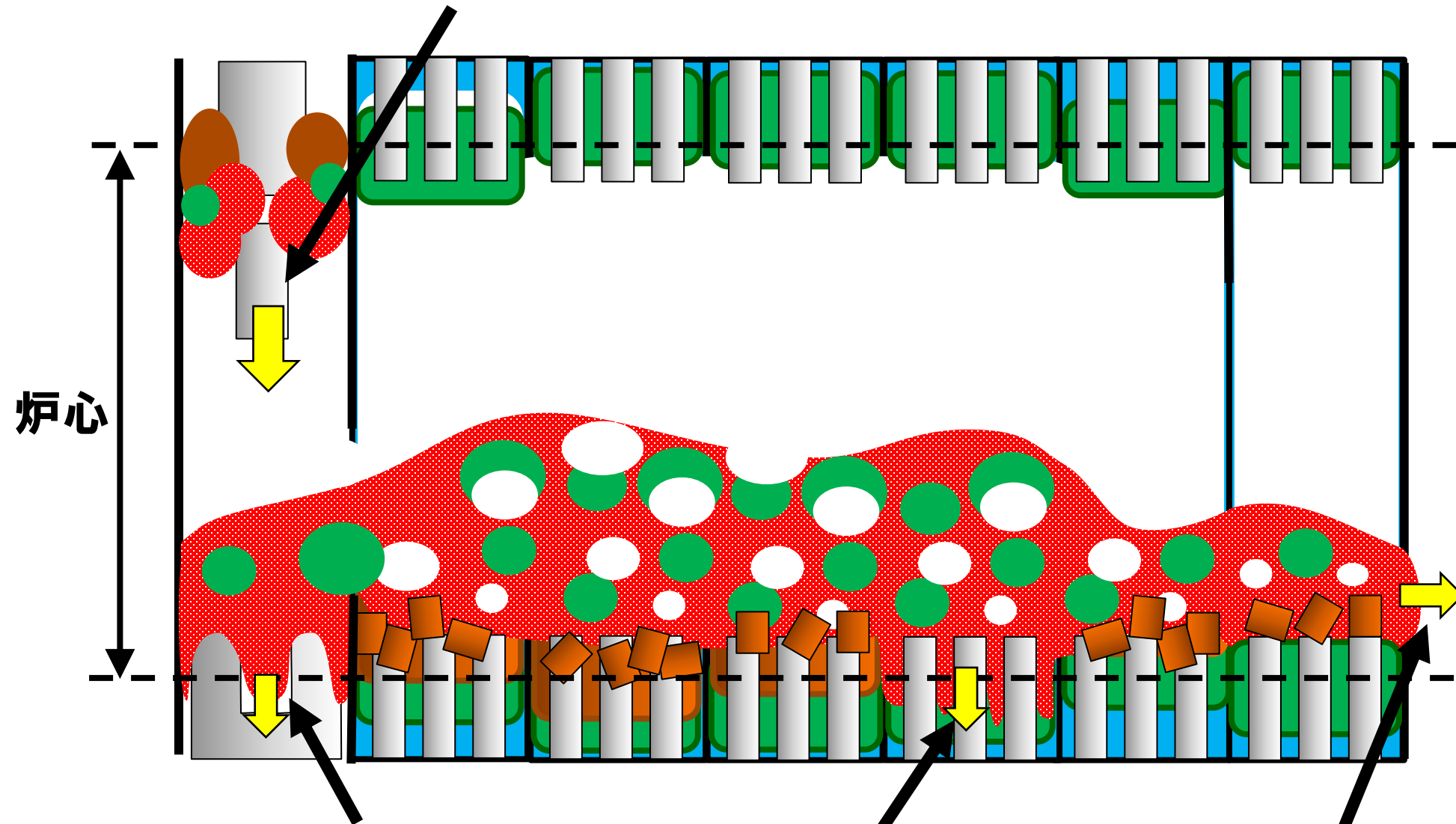


	燃料ペレット		被覆管・構造材		ナトリウム
	融融燃料		融融スチール		気相
	固化燃料		固化スチール		

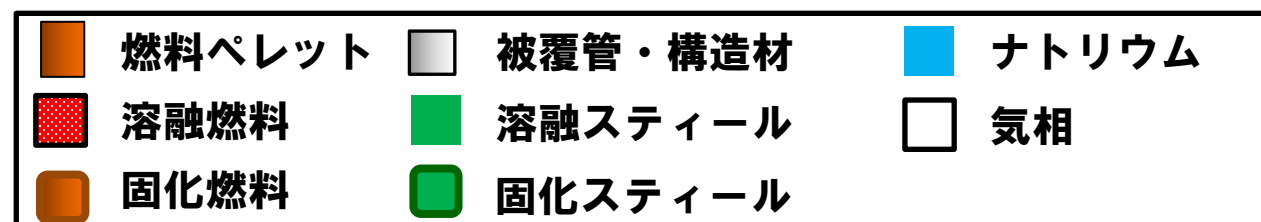
SIMMERによる解析において考慮すべき物理現象

反応度を低減する物理現象

(9) 制御材の炉心への混入



(8) 燃料流出（制御棒下部案内管、ピン束流路、反射体・遮へい集合体ギャップ）

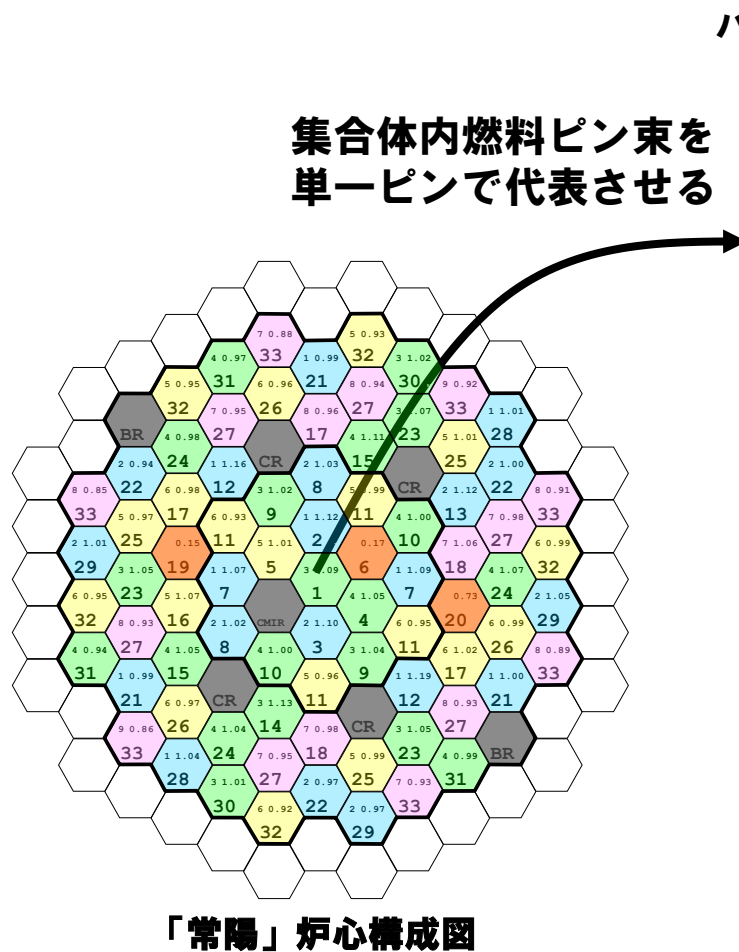


ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の解析手法及び解析体系

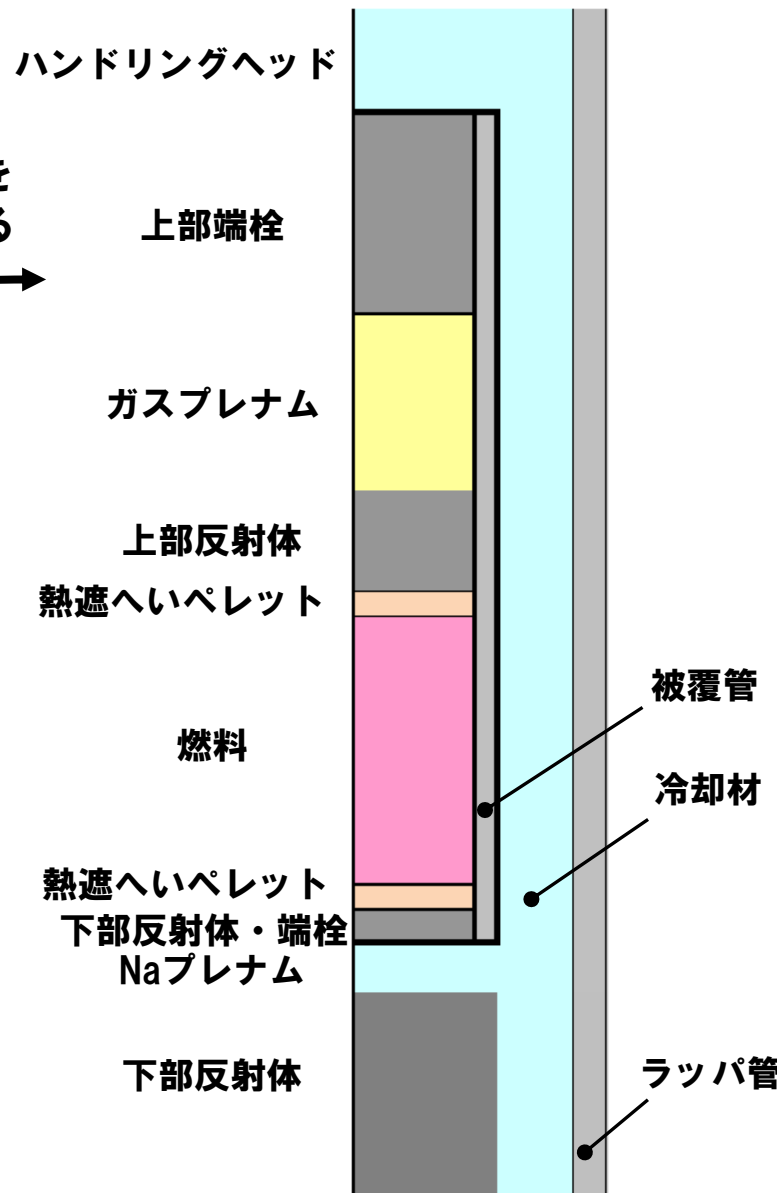
1. 計算コード

SAS4A

2. 解析体系の概要

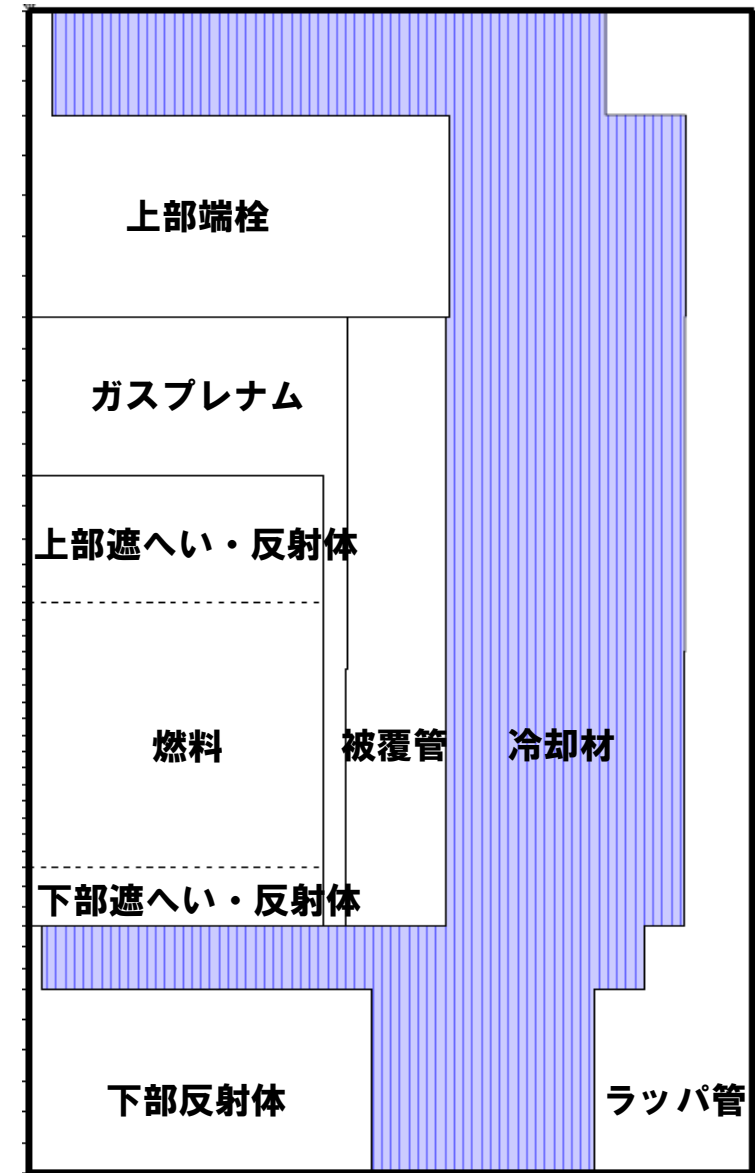


出力、出力流量比、燃焼度などの類似した集合体を一つのチャンネルとして扱い、「常陽」炉心を33のチャンネルでモデル化した。



燃料集合体の模式図

集合体毎に出力や冷却材流量を設定



SAS4A解析体系

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

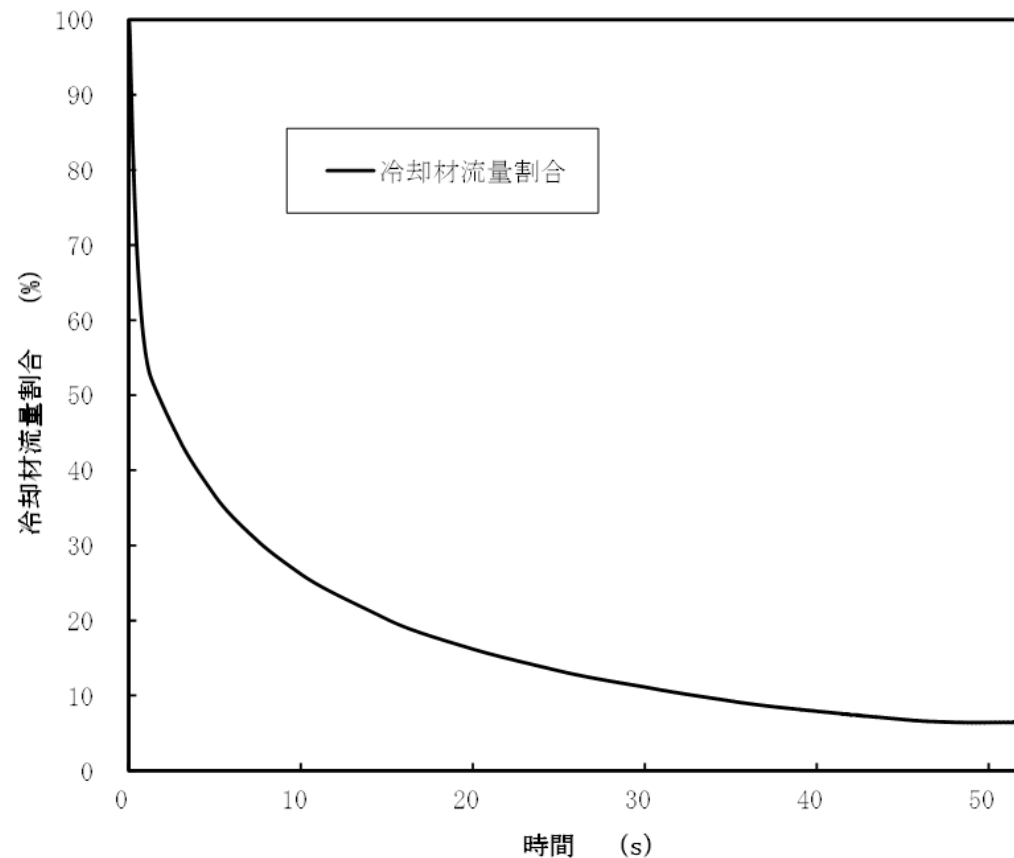
起因過程の解析条件及び解析結果

3. 主な解析条件

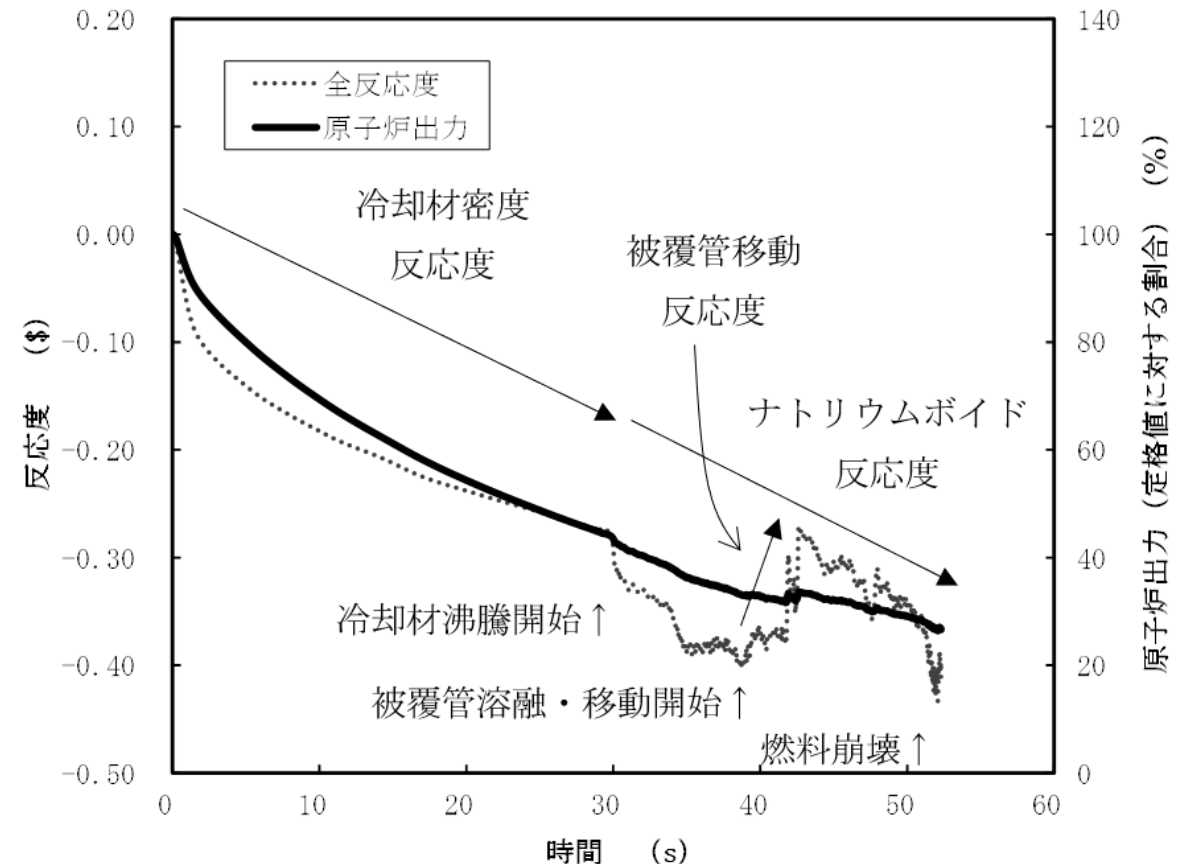
- 何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着するとともに、相互インタロックによりもう1台の1次主循環ポンプが停止し、ポニーモータによる低速運転に引継がれる。
- 解析対象は起因過程（事故の開始からラツパ管内で炉心燃料が溶融する過程）で、ラツパ管の溶融貫通までを解析する。

4. 主な解析結果

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



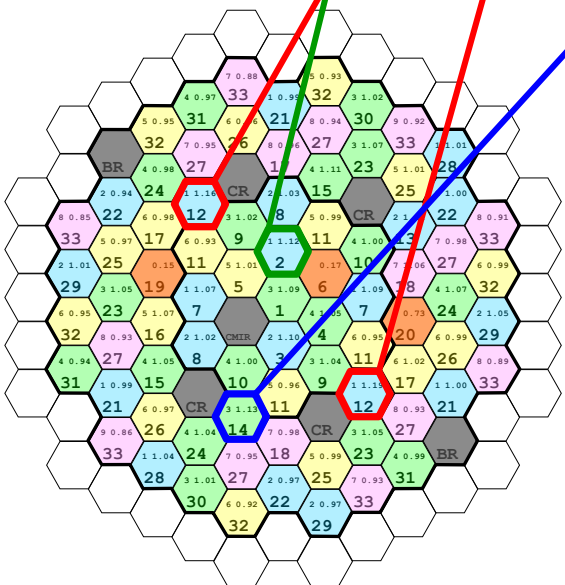
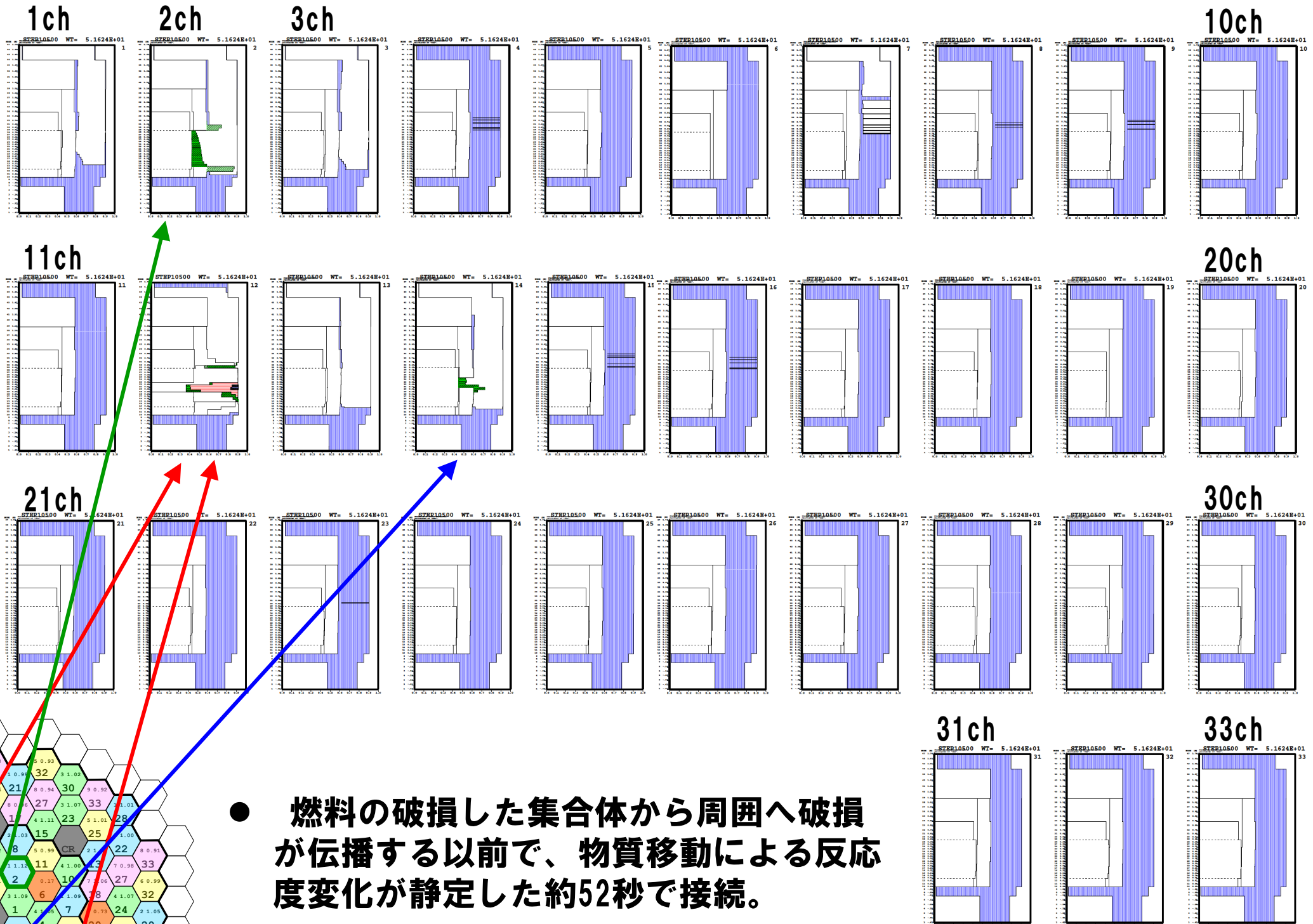
主循環ポンプの軸固着に伴う冷却材流量減少の推移



出力及び反応度の推移

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

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



「常陽」炉心構成図

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

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

5. 不確かさの影響評価

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

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

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

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

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

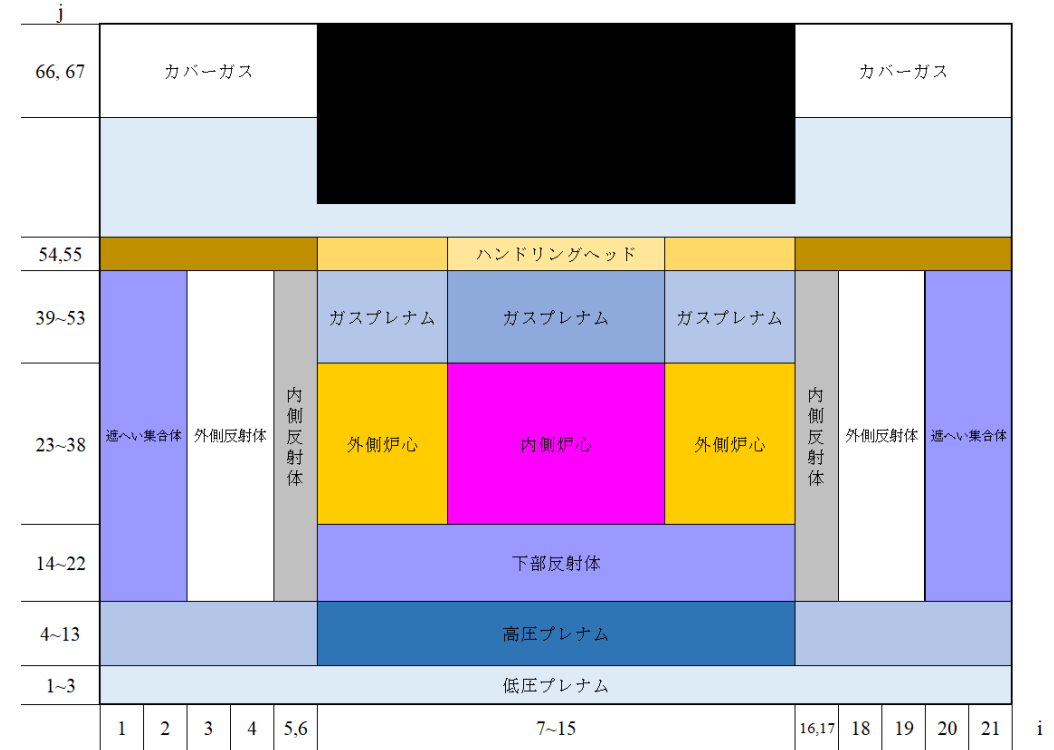
1. 計算コード

SIMMER-IV

2. 基本ケースの解析体系の概要

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

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



○: 制御棒下部案内管及び
後備炉停止制御棒下部案内管

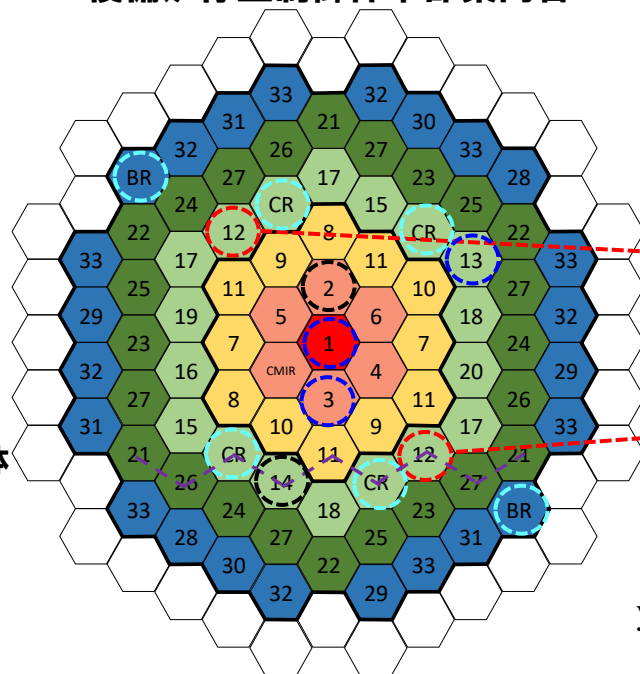
☒: 計算除外セル

遷移過程開始時:

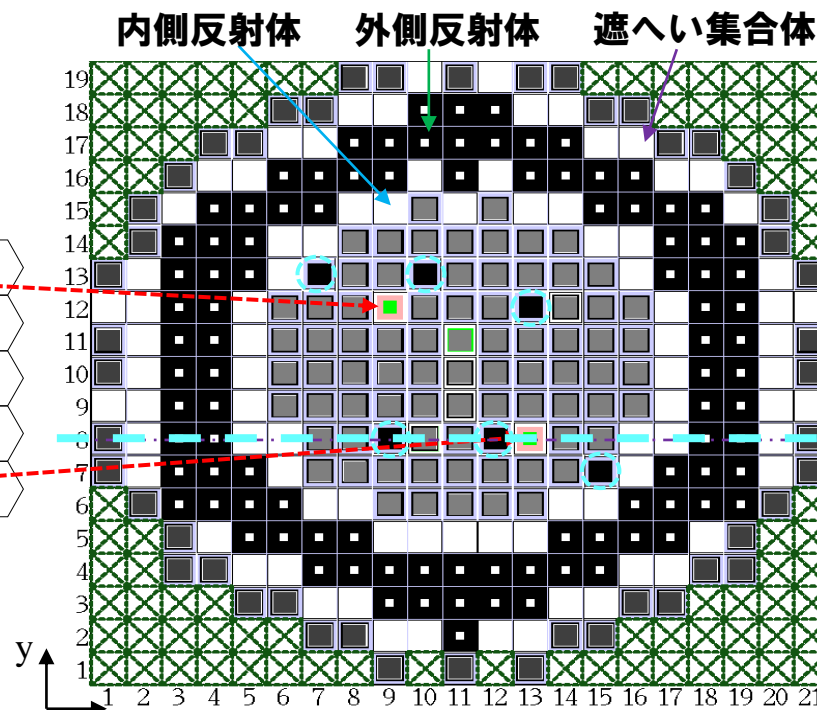
○: 燃料ピン破損

○: 被覆管破損

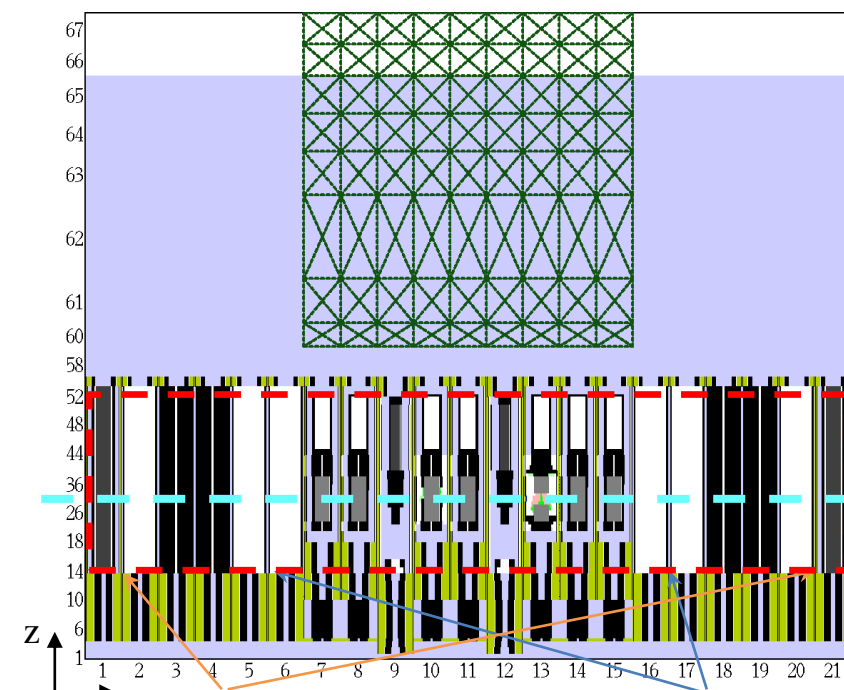
○: 冷却材ボイド化
している燃料集合体



「常陽」炉心構成



SIMMER-IV解析体系：炉心水平断面図



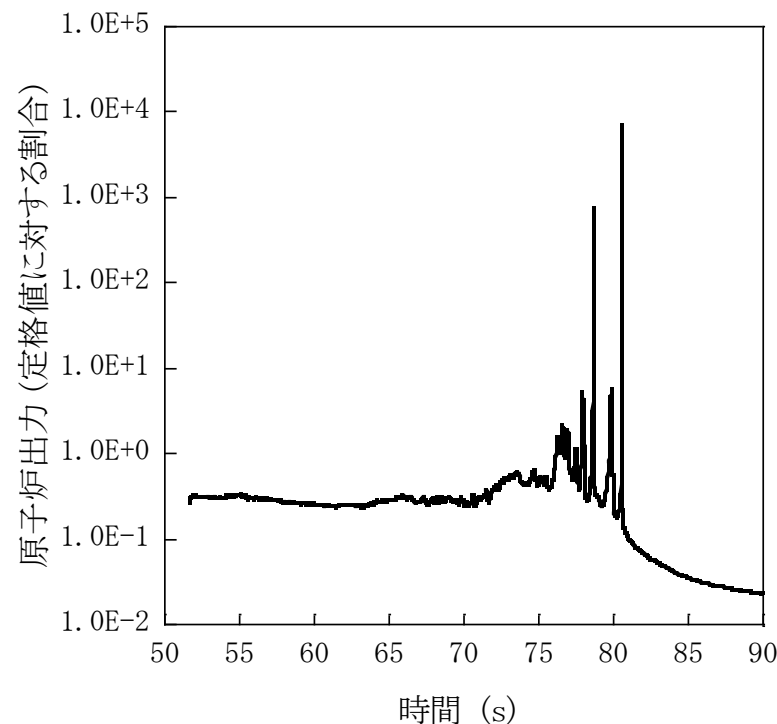
SIMMER-IV解析体系：炉心鉛直断面図

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

遷移過程の解析条件及び解析結果

3. 主な解析条件

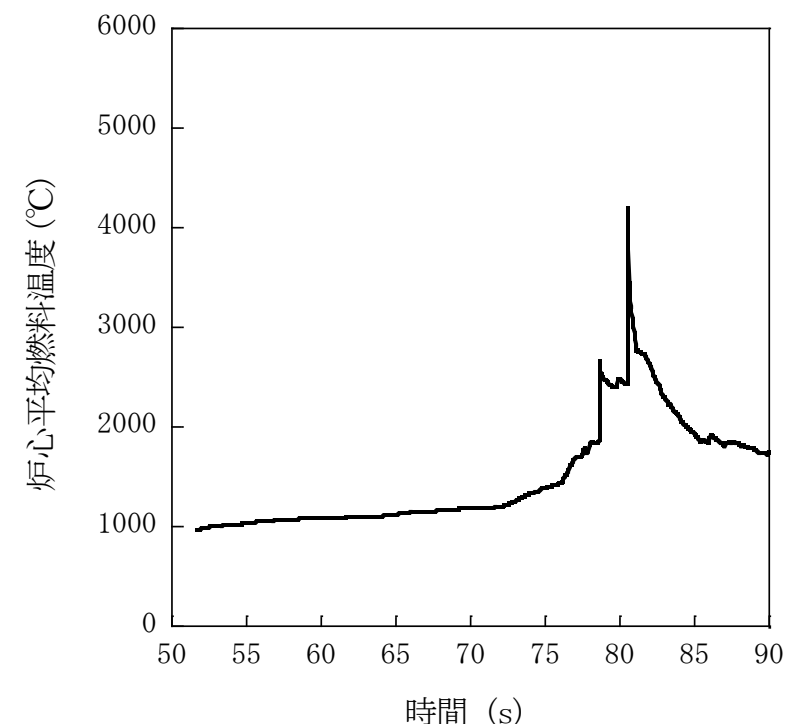
- B型及びC型照射燃料集合体は同一リングに装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 被覆管が溶融した時点もしくは燃料ペレットが solidus 温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 損傷燃料のスエリングは考慮せず100%密度で沈降するものとする。
- これらの条件は燃料インベントリを増加し、燃料凝集を促進する保守的な想定である。



原子炉出力の推移

4. 主な解析結果

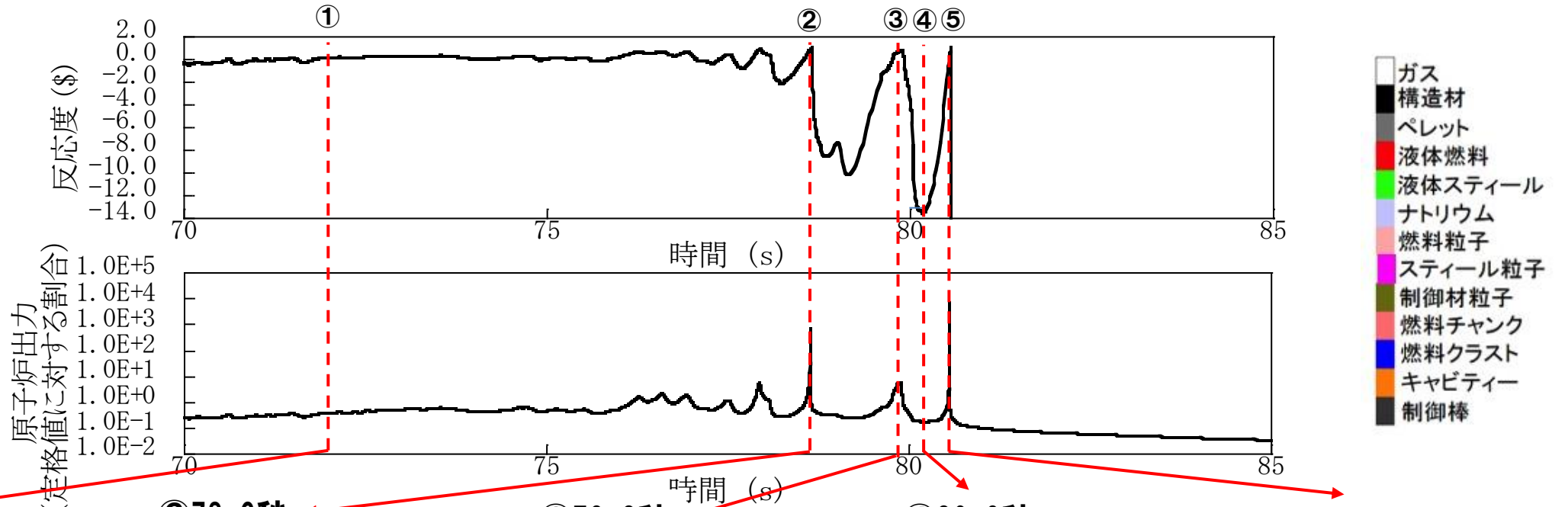
- 冷却材の沸騰と被覆管溶融によって損傷した燃料が沈降すると正の反応度投入が生じ、時刻70秒後に反応度と出力の上昇が見られる。損傷領域が拡大するとともに反応度変化も徐々に大きくなる。
- 時刻75秒から反応度と出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。数回のパルス状の出力変化を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷する。
- 損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻78.6秒と79.8秒に2度にわたって反応度が即発臨界を超過する。2度目の即発臨界超過時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻80.5秒に即発臨界を超過する。この即発臨界超過による炉心平均燃料温度の最大値は約4,200°Cである。
- その後、径方向反射体領域の集合体間ギャップへ炉心燃料の約30%が流出し、深い未臨界 (-600\$以下) となる。その後は再び反応度が正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。



炉心平均燃料温度の推移

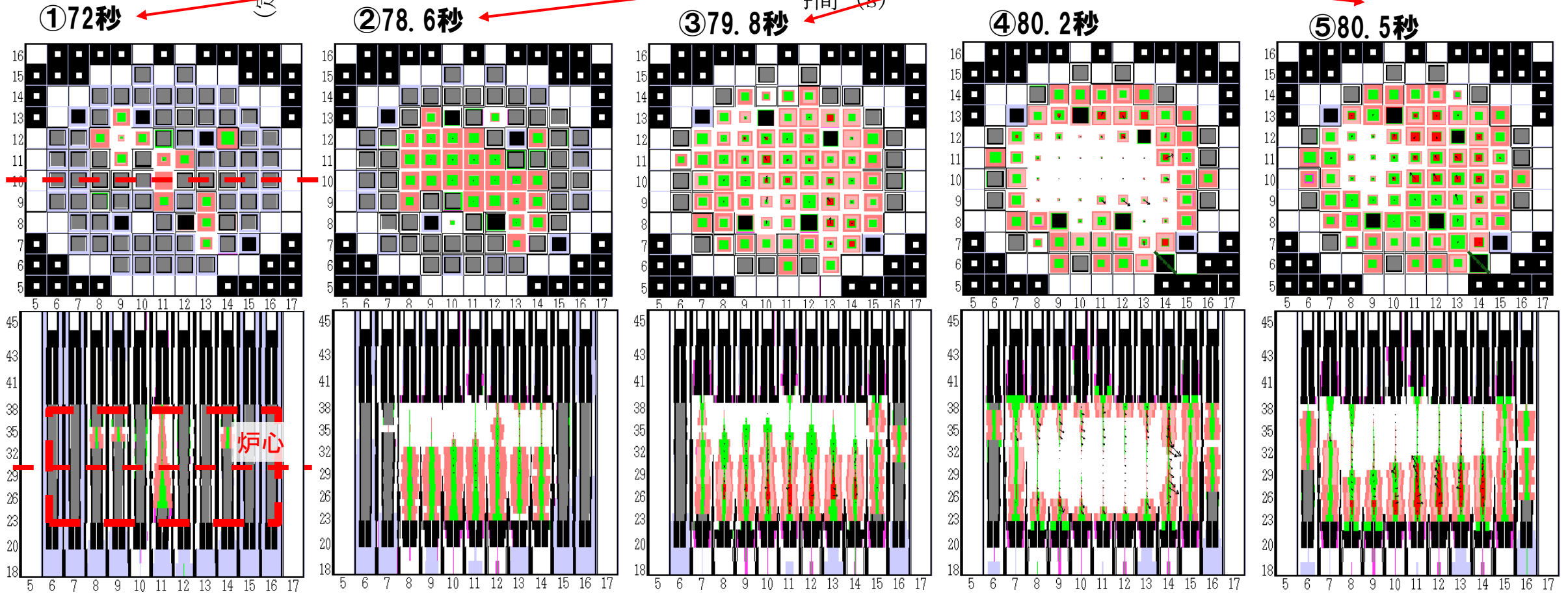
ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

遷移過程の事象推移



水平断面物質分布

縦断面物質分布



① 被覆管の溶融と燃料ペレットの崩壊が順次発生している。

② 炉心の45%が損傷。燃料はすべて未溶融。燃料の炉心下部への沈降によって初めて即発臨界を超過する。

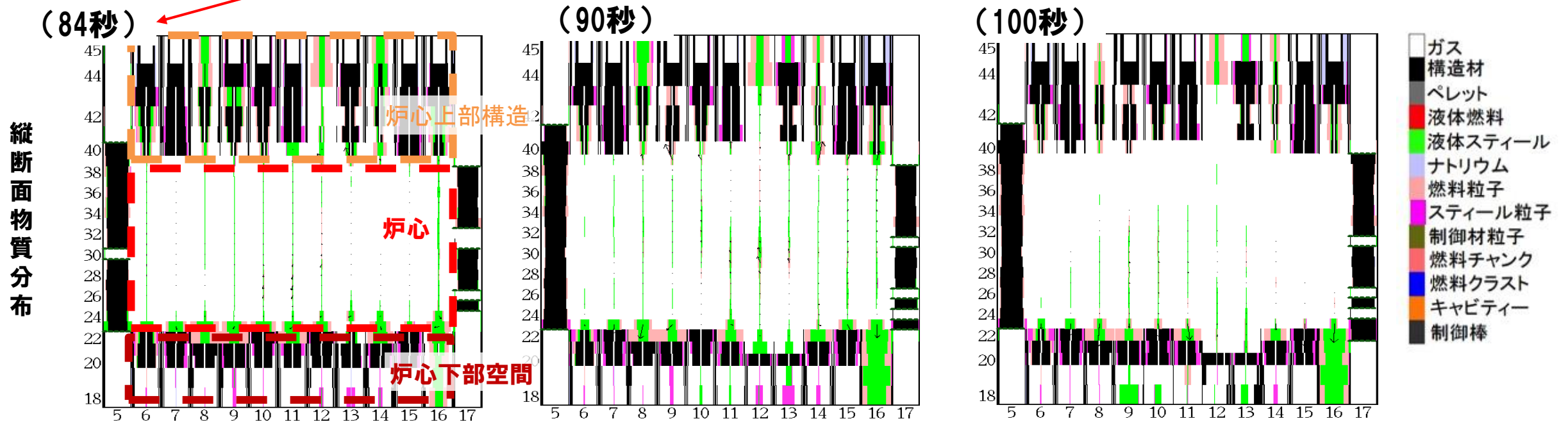
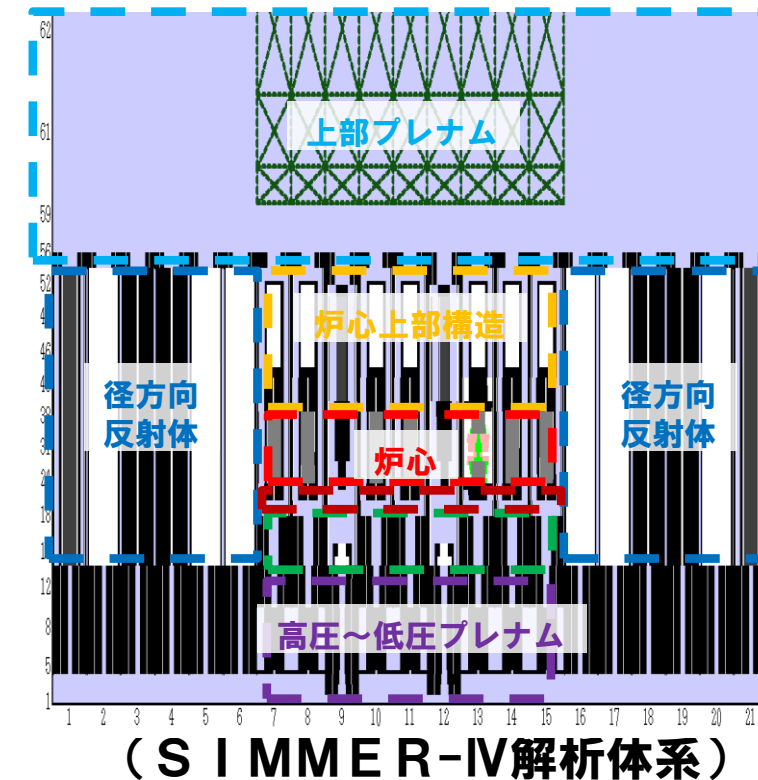
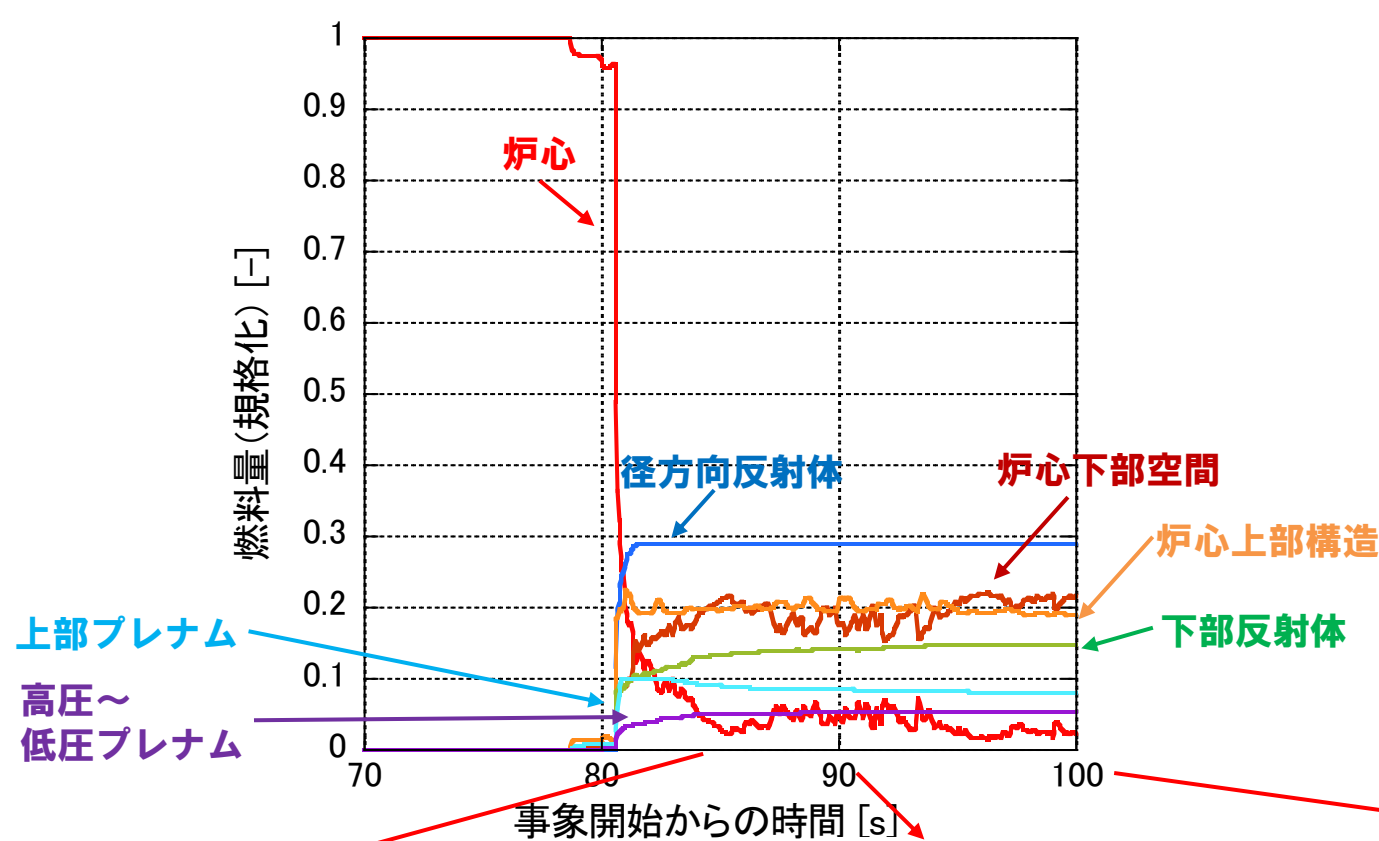
③ 炉心の75%が損傷。燃料の炉心下部への沈降によって再び即発臨界を超過する。

④ ③の即発臨界超過による圧力発生で燃料が分散し、反応度が大きく低下。

⑤ 炉心の80%が損傷。分散した燃料が炉心下部に再凝集して即発臨界を超過。

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

遷移過程及び遷移過程収束後の物質配位



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

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

遷移過程の不確かさ影響評価の解析手法及び解析体系

5. 不確かさの影響評価

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

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

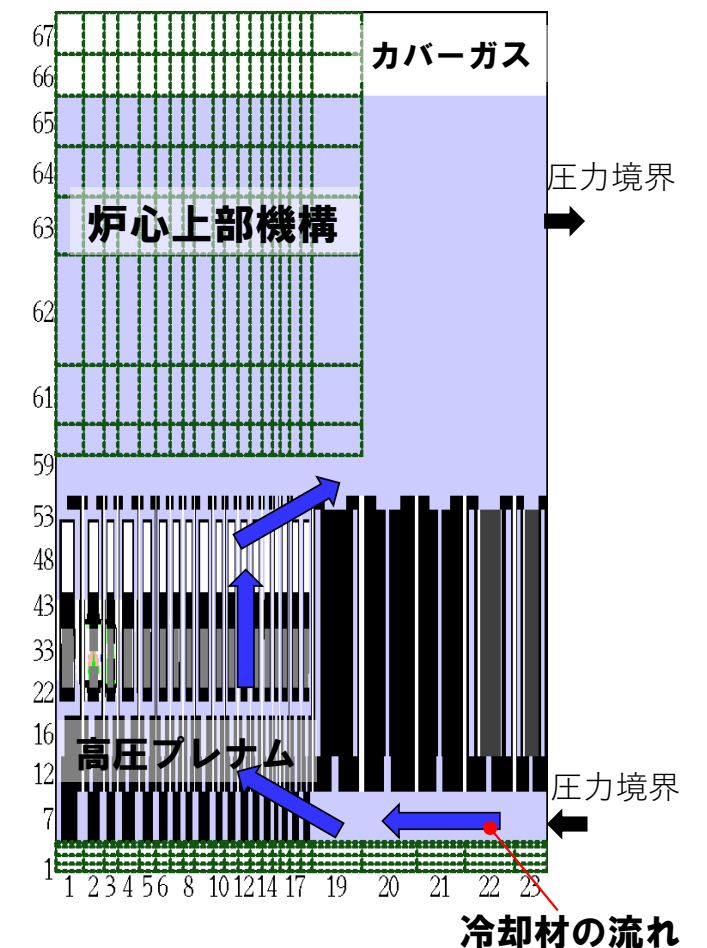
6. 計算コード

SIMMER-III

7. 解析体系の概要

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

基本ケースにおけるB型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換える。



SIMMER-III解析体系図

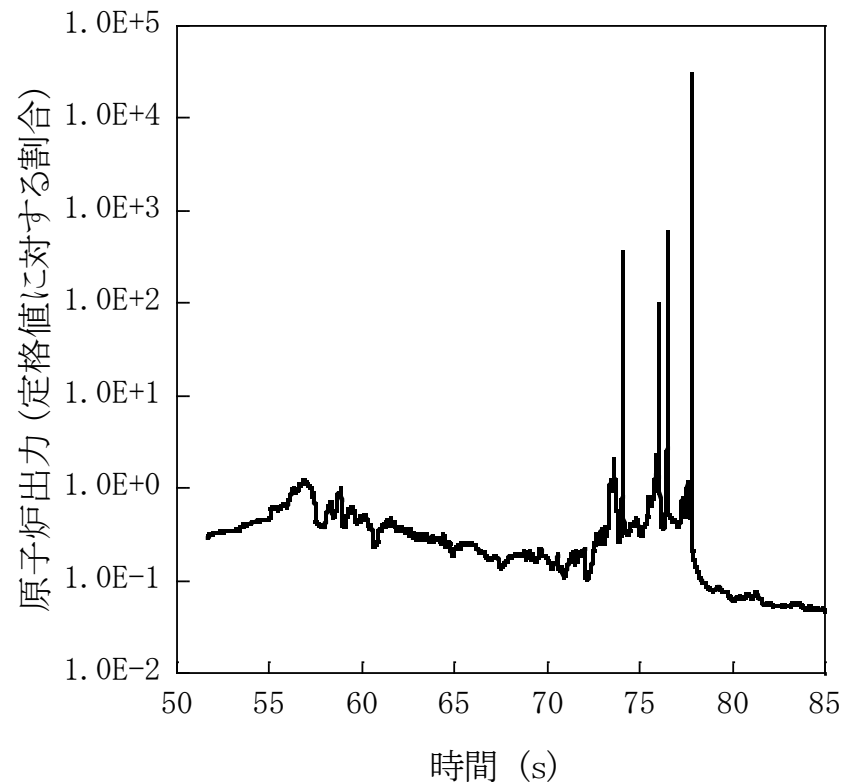
ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

遷移過程の不確かさ影響評価の解析条件及び解析結果

8. 主な解析条件

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

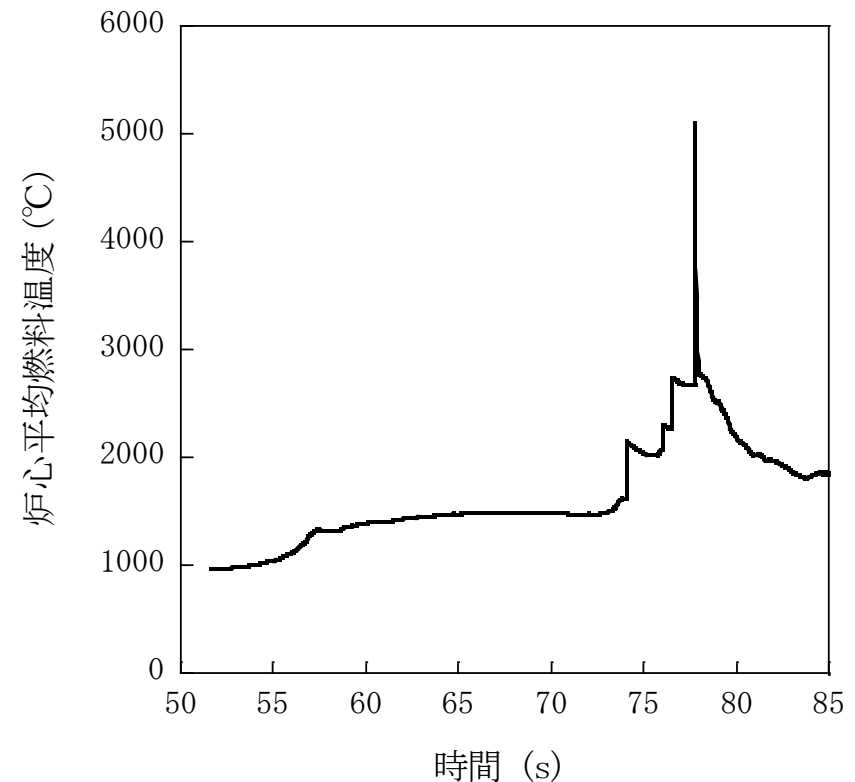
- 制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。
- 径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出を考慮しない。
- B型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換える。



原子炉出力の推移

9. 主な解析結果

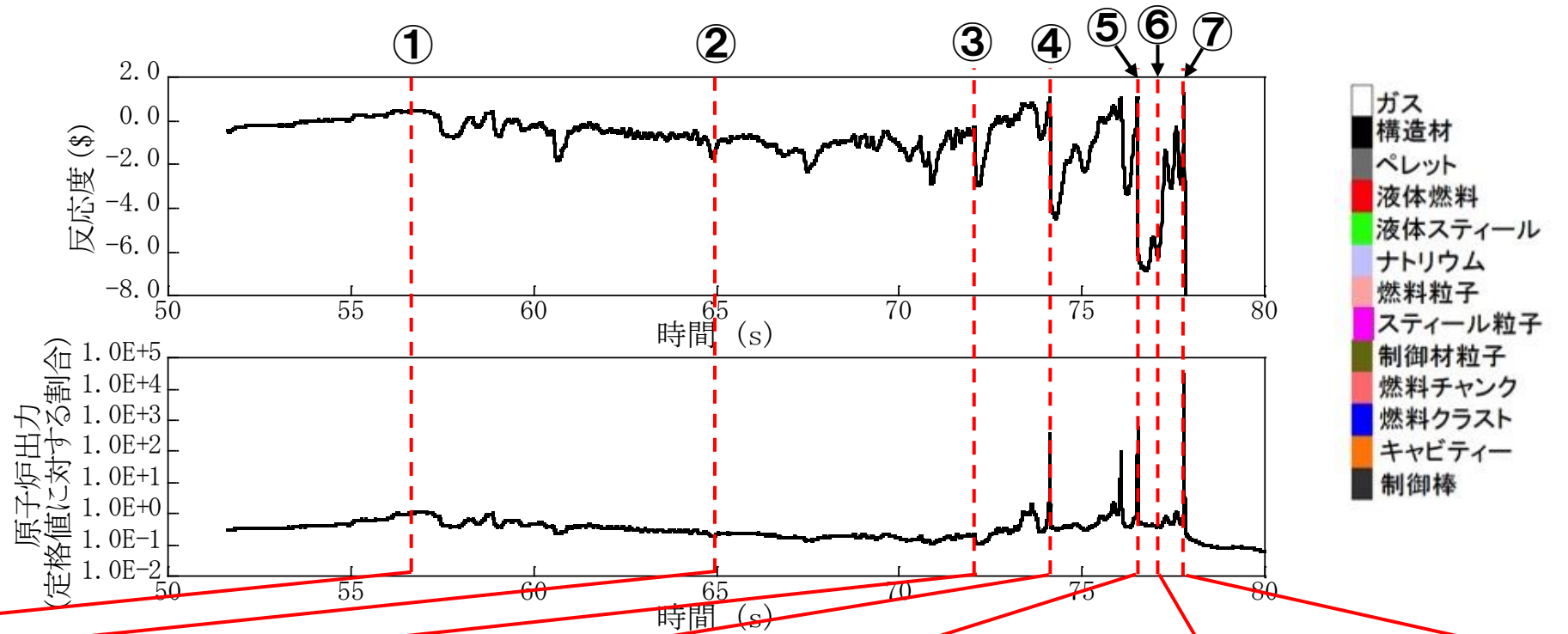
- 事象開始から約65sまでに炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融していく。被覆管を失った未破損燃料が崩壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。
- 反応度と出力が上昇し、全炉心規模で燃料が溶融した後に、炉心中心に集中する燃料移動によって反応度が1\$を超過し出力逸走が発生する。炉心平均燃料最高温度は約5,130°Cである。
- 出力逸走後は溶融燃料が炉心上下に分散し、反応度及び出力が急速に低下し、深い未臨界状態となる。



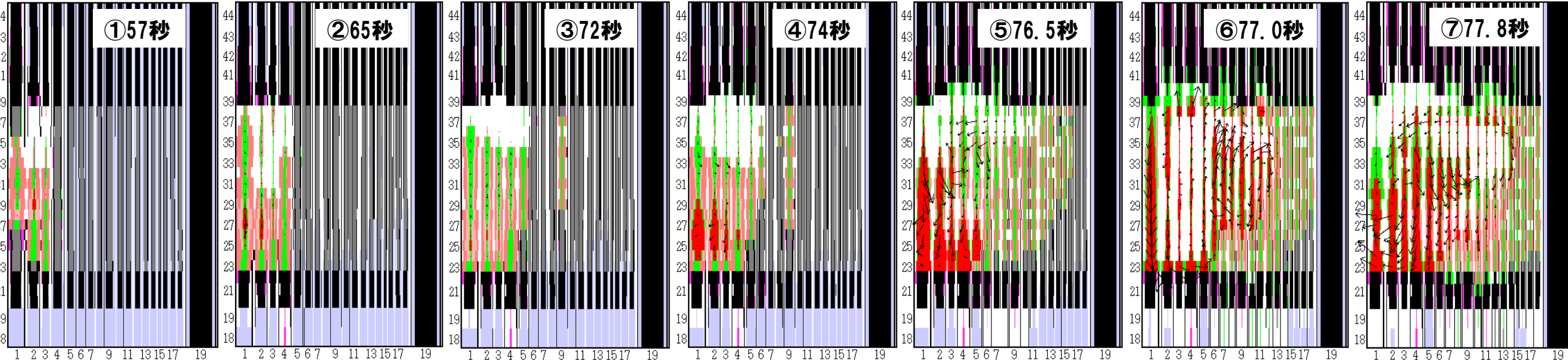
炉心平均燃料温度の推移

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

遷移過程の不確かさ影響評価の事象推移



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



- ① 遷移過程開始時にボイド化していた燃料集合体の損傷と燃料沈降により反応度上昇。
- ② 内側燃料集合体での冷却材ボイド化により緩やかに反応度低下。
- ③ 冷却材がボイド化した集合体で燃料破損が進行。
- ④ 外側炉心にも燃料損傷が広がる。燃料沈降によって初めて即発臨界を超過。
- ⑤ スチール蒸気と燃料溶融時に放出されるFPガスによりスロッシング（炉心物質の径方向揺動）が発生。
- ⑥ ほぼ全ての燃料が溶融し、全炉心規模でのスロッシングが可能。
- ⑦ 外側炉心で駆動された炉心中心軸に向かう燃料集中により、激しい即発臨界と大きなエネルギー発生。

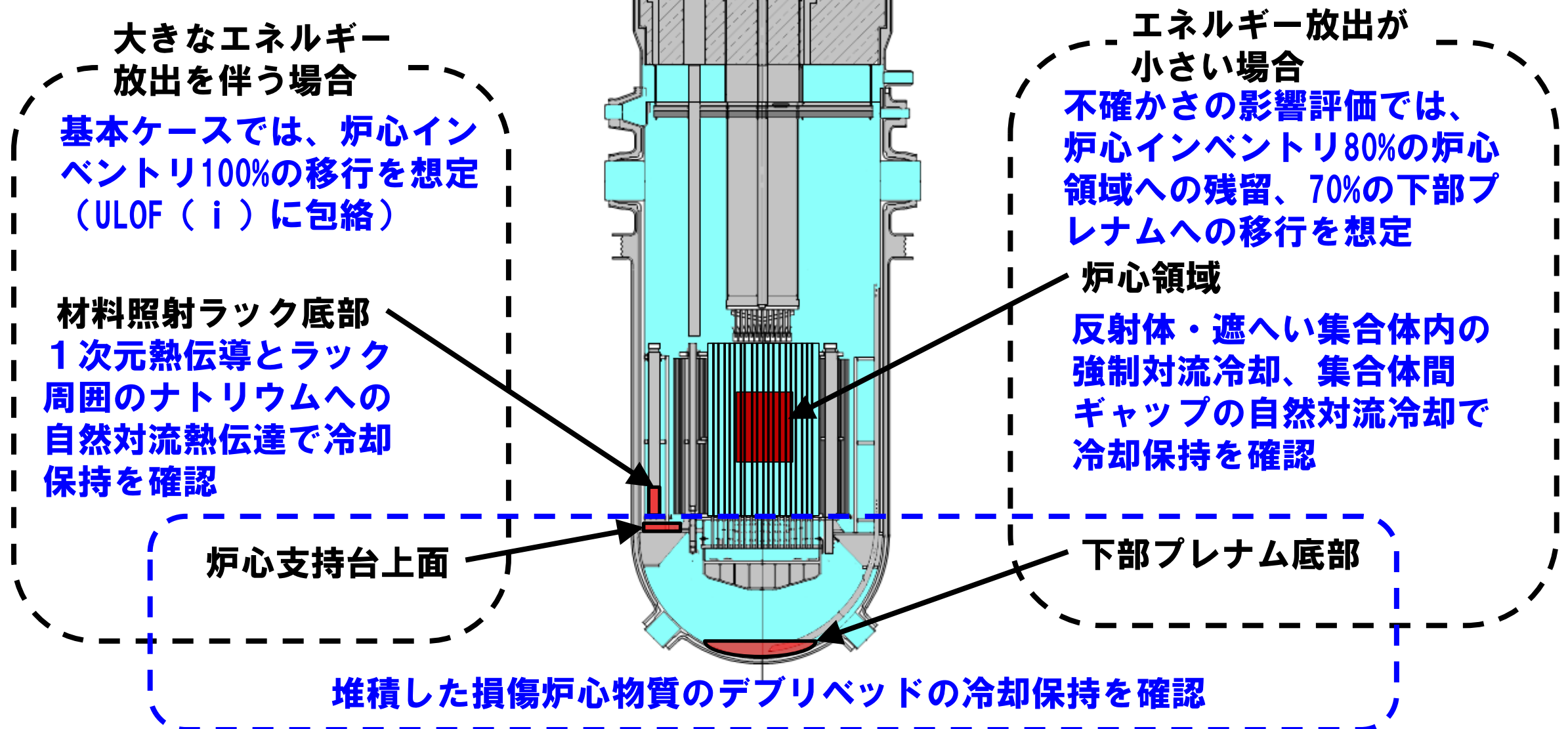
ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

再配置・冷却過程評価の概要

1. 再配置・冷却過程の解析方針

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

2. 損傷炉心物質の再配置場所



ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

エネルギー放出が小さい場合の再配置量

3. 遷移過程においてエネルギー放出が小さい場合の再配置量

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

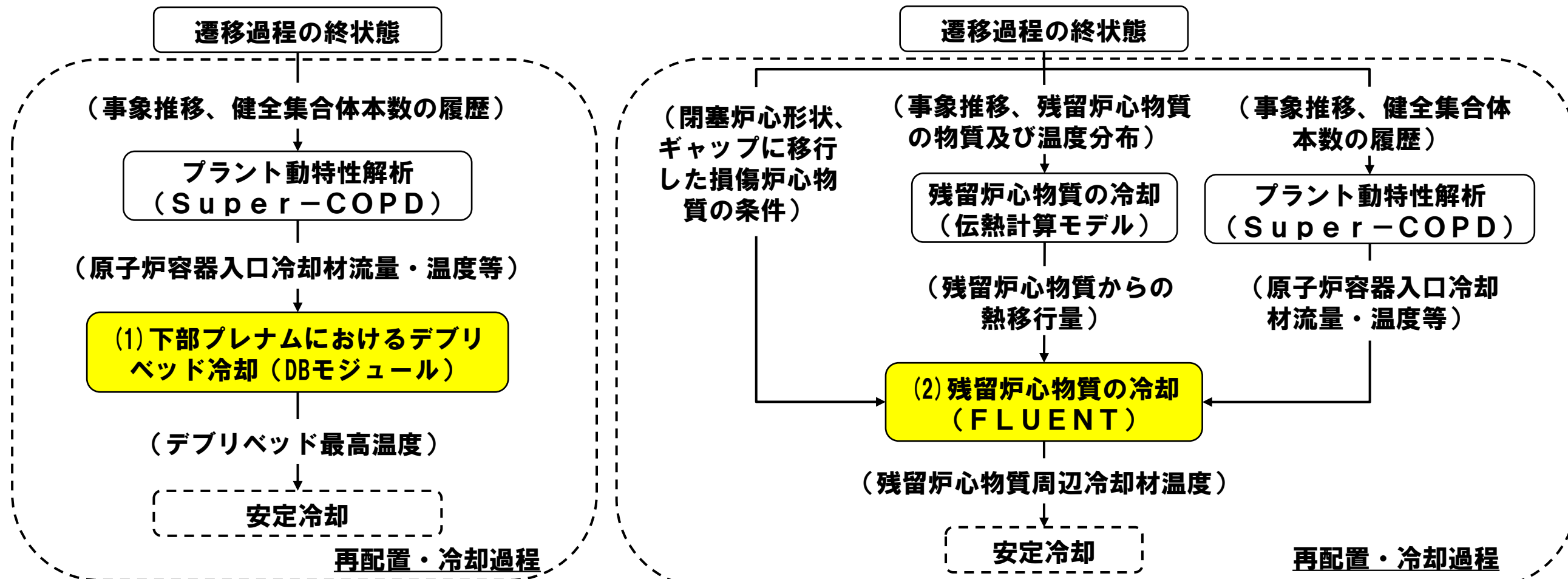
- ① 遷移過程解析結果に基づき、残留炉心物質冷却の観点から保守的な想定として、損傷炉心物質が炉心領域に80%、径方向反射体領域の集合体間ギャップ内に20%の状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- ② 固化していた残留炉心物質は、崩壊熱によって溶融するとともに、下方向の構造を溶融浸食する。その過程で溶融炉心物質が制御棒下部案内管を通じて下部プレナムへ流出する。その結果、残留炉心物質が減少し、炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスして残留炉心物質がそれ以上溶融しなくなった状態を基本ケースとする。
- ③ 制御棒下部案内管を通した損傷炉心物質の流出の不確かさの影響を最大限に評価するため、流出が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

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

再配置・冷却過程評価における計算コード間のデータ引継ぎ

4. 計算コード間のデータの引継ぎ

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



ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

原子炉容器底部に堆積したデブリベットの冷却性評価の解析手法及び解析体系

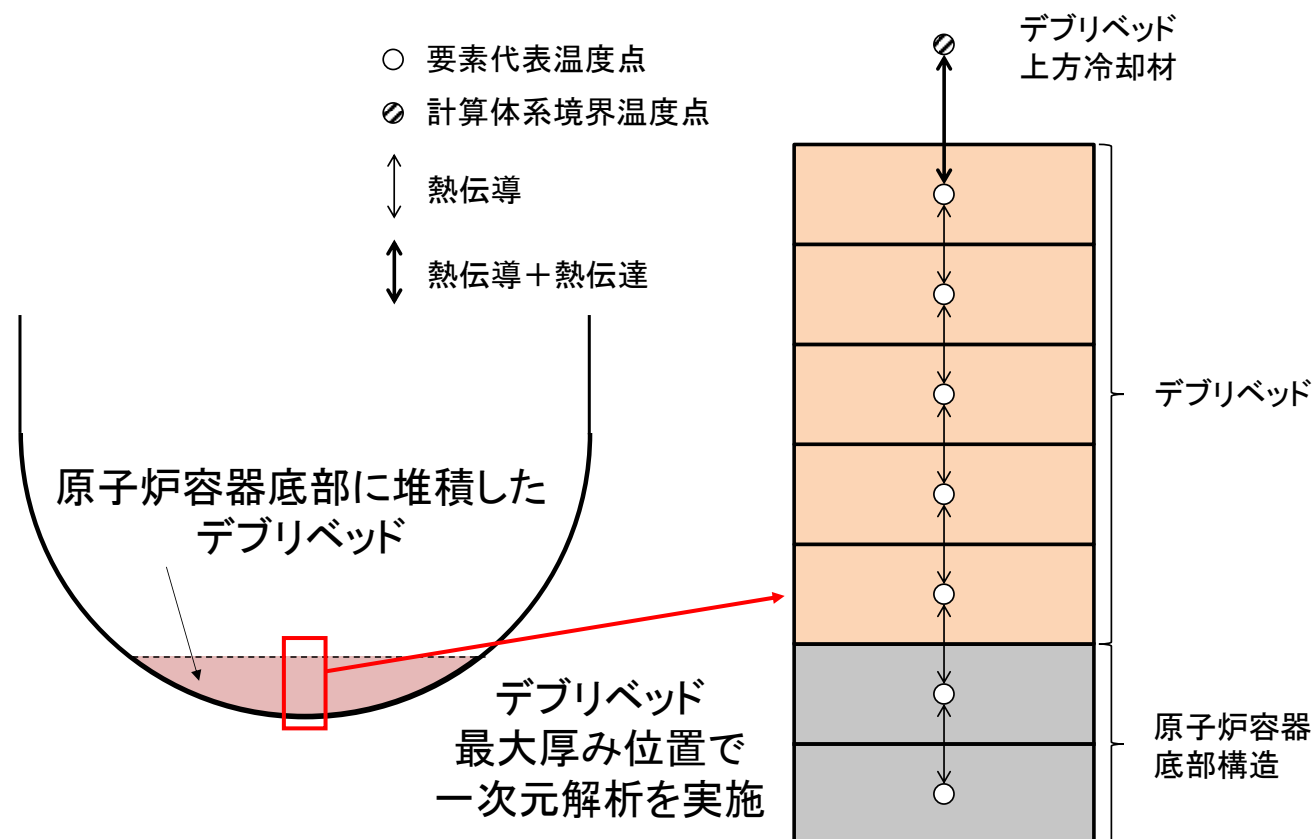
5. 原子炉容器底部に堆積したデブリベットの冷却性評価

5.1 計算コード

Super-COPDデブリベット熱計算モジュール

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

5.2 解析体系及び解析条件



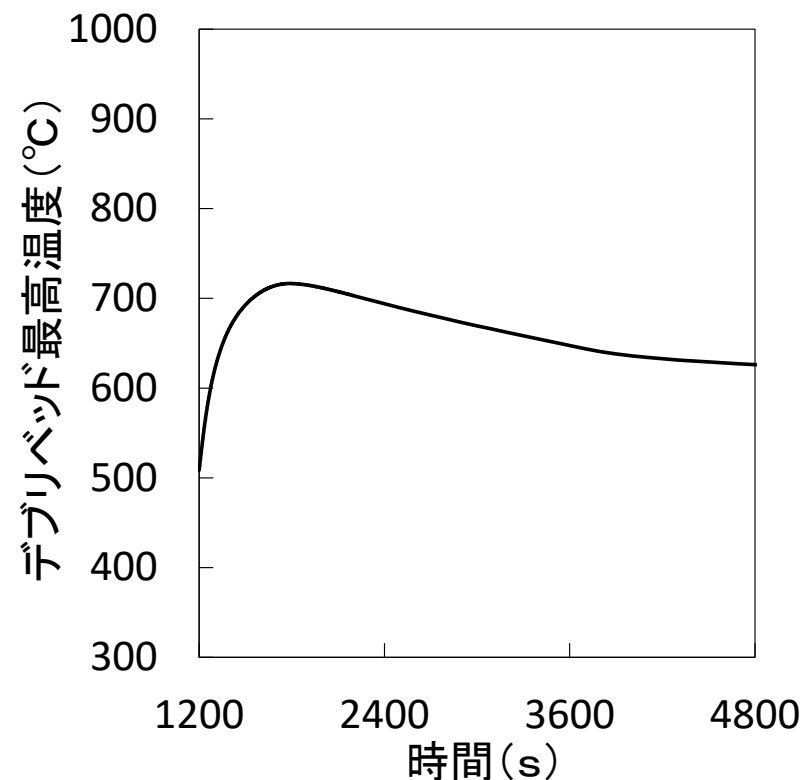
- 制御棒下部案内管等を通じて炉心から下部プレナムに移行した損傷炉心物質は、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部にデブリベットとして堆積するものとする。
- デブリベットの性状について炉心物質を用いた試験結果等に基づいて、デブリ粒子径 $400\mu\text{m}$ 、空隙率 0.6 とする。
- 崩壊熱は、遷移過程までの過程において燃料の損傷・溶融と高温状態が継続したことを考慮して希ガス及び揮発性FPからの崩壊熱を除いた値を用いる。
- デブリベット上方冷却材温度（境界条件）は、デブリベットからの熱移行や原子炉容器入口配管からの冷却材の流入により時間と共に変化する。本評価では、デブリベ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

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

原子炉容器底部に堆積したデブリベットの冷却性評価の解析条件及び解析結果

5.3 主な解析条件

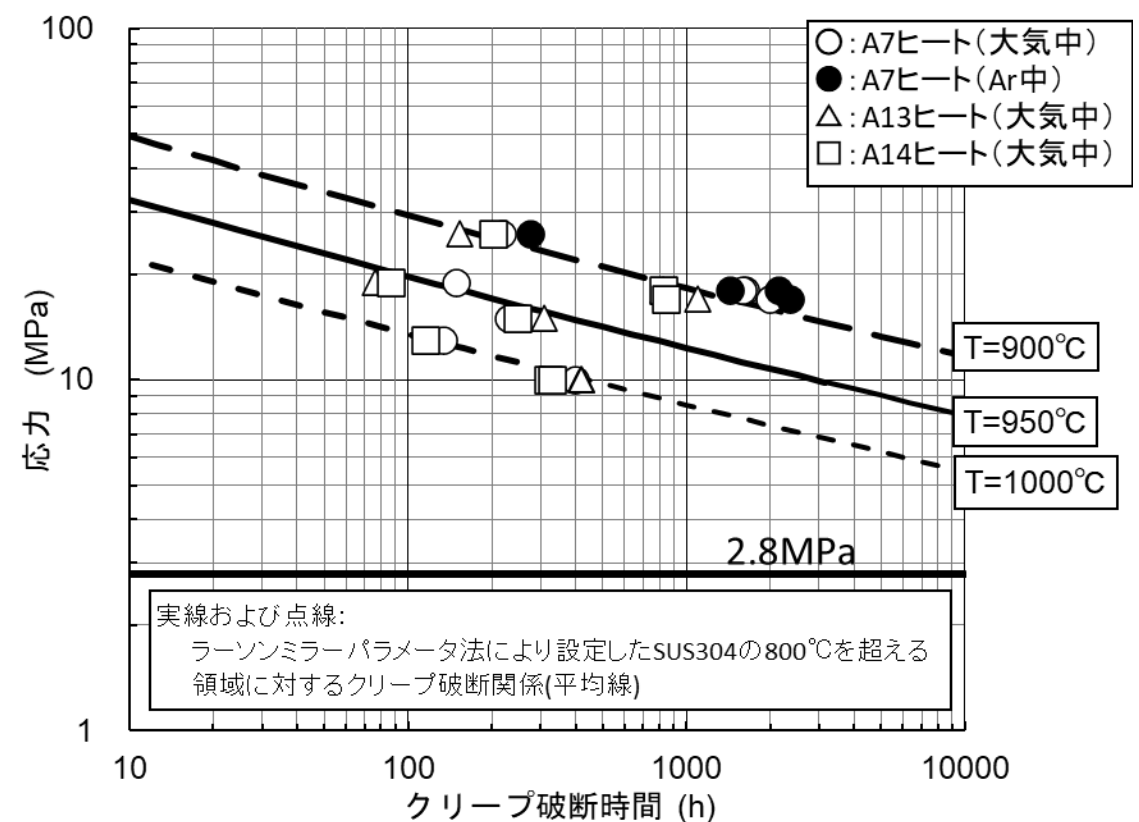
- 1次主冷却系の片側ループの循環パスは確保されており、1次主循環ポンプ1台のポニーモータ運転と2次主冷却系の強制循環により冷却パスは確保
- 炉心から下部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は再配置過程の不確かさを考慮して、炉心インベントリの70%



デブリベット最高温度の履歴

5.4 主な解析結果

- デブリベット最高温度（損傷炉心物質、冷却材、原子炉容器温度）は約1,800秒後に約720°Cまで上昇し、その後は崩壊熱の減衰と共に低下する。
- デブリベット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、及びデブリベット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

6. 残留炉心物質の冷却性評価

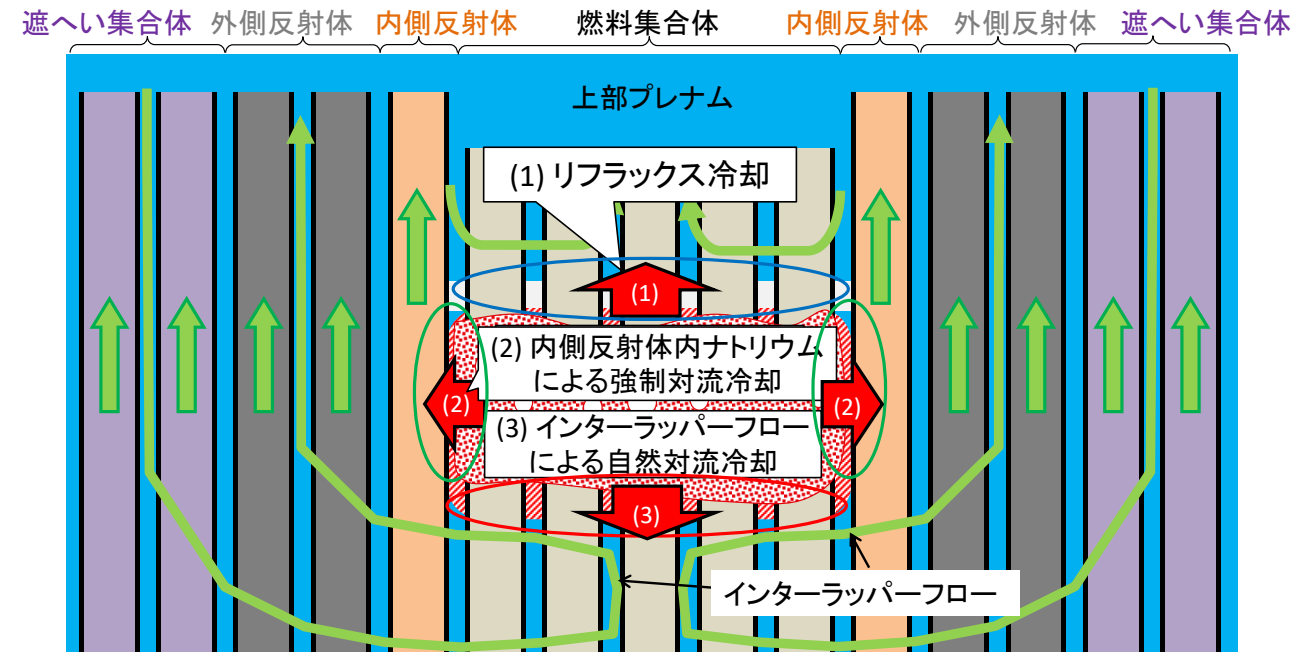
- 「③不確かさ影響評価ケース（炉心残留）」の残留炉心物質が下部プレナムへ流出せずに炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスした状態（炉心部に80%、ラツパ管間ギャップ部に20%）での炉心冷却解析を行う。

- 残留炉心物質からの熱移行をモデル化

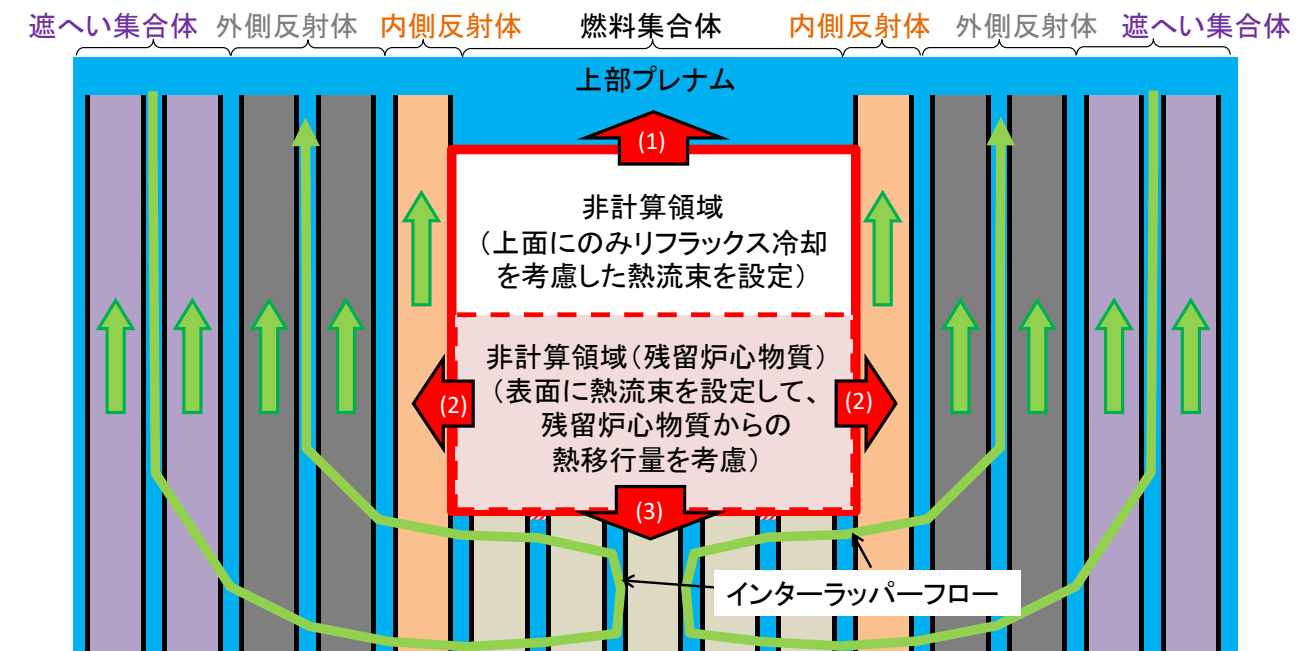
- (1) 上方向への熱移行：集合体ピン束内のナトリウム蒸気と液膜の環流により評価する（除熱量評価にCCFL相関式を使用）。
- (2) 径方向への熱移行：内側反射体内のナトリウム流れによる冷却と集合体間ギャップ内のナトリウムの自然対流（インターラッパフロー（※））による冷却を評価する。
- (3) 下方向への熱移行：インターラッパフローによる冷却を解析する。

- 残留炉心物質及び集合体上部の領域は非計算領域として設定する。非計算領域の上面、下面及び側面（一部）に「伝熱計算モデル」によって別途解析された熱移行量の時間変化を設定

(※) インターラッパフロー：ラツパ管間ギャップ部の隙間に存在する冷却材に生じる流れで炉心冷却効果がある。炉心内での温度変化に伴う浮力と隙間部の圧力損失とのバランスにより流れの様子が決まる。



残留炉心物質周辺の熱移行現象の概念図



FLUENTによる残留炉心物質周辺の熱移行現象のモデル化概念図

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 FLUENTによる炉心熱流動解析における不確かさの影響

7. 不確かさの影響

評価指標（冷却材温度及び原子炉容器温度）に影響を及ぼす不確かさの要因を整理し、解析モデル及び解析条件を保守側に設定することで、不確かさの影響を考慮する。

評価指標	評価指標に影響を及ぼす要因	モデル化の方法	不確かさの考慮
冷却材温度（炉心部）	炉心残留量及び範囲	非計算領域として設定	不確かさ影響評価ケースとして多量の炉心残留条件を設定（損傷炉心物質が炉心領域に80%、径方向反射体領域の集合体間ギャップ内に20%）
	ギャップ閉塞部の範囲	非計算領域として設定	インターラッパフローによる冷却が困難となる範囲を広く設定（インターラッパフローが生じる範囲を抑制）
	残留炉心物質の熱移行量の時間変化	熱移行量の時間変化を境界面に設定	炉心残留量（多量の炉心残留条件）に基づき、時々刻々と変化する熱移行量の時間変化を考慮
	原子炉容器入口流量	一定値を設定	保守側の流量を設定（評価時間内で最も低い流量を設定）
	原子炉容器入口温度	一定値を設定	保守側の温度を設定（事象進展に伴う温度低下の考慮なし）
	炉心下端部からラッパ管間ギャップ部への漏れ流量	不透過の固体平板としてモデル化	高圧プレナムからラッパ管間ギャップ部への低温冷却材の供給を考慮しない
原子炉容器温度	リークジャケット外面熱移行	断熱条件を設定	遮へいグラファイト及び安全容器を介した熱移行なし
	炉上部プレナム冷却材上面熱移行	断熱条件を設定	上部の構造物（回転プラグ等）を介した熱移行なし
	振止構造物下端熱移行	一定値（350℃）を設定	コンクリート遮へい体冷却系による冷却効果を考慮しない

なお、FLUENT解析におけるインターラッパフローによる炉心部の冷却性への影響を把握するため、ULOF(i)の条件を対象に、ギャップ部への損傷炉心物質の侵入量を30%に増加させ、炉心残留量を70%とした感度解析を実施した。解析の結果、ULOF(i)の不確かさ影響評価ケース(炉心残留:80%、ギャップ部:20%)での冷却材最高温度約850℃に対し、感度解析での冷却材最高温度は約840℃となり、双方ともに判断基準を満足する結果を得た。また、ギャップ部表面での最高温度は不確かさ影響評価ケースでの約560℃に対し、感度解析では約570℃となり、大きな差は生じていない。

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

残留炉心物質の冷却性評価に係る FLUENT による解析の概要

8. 解析体系の概要

8.1 モデル化の範囲

- ✓ 原子炉容器内のナトリウム液面下から、リークジャケット内側の領域を対象
- ✓ 炉心上部機構、炉心部（残留炉心物質内部と集合体上部の構造物が落下した領域を除く）、炉内燃料貯蔵ラック内ポット、高低圧プレナム、炉心支持構造物、原子炉容器（振止構造物含む）、リークジャケット、原子炉容器との間の窒素ガス領域、原子炉容器振止構造物内部の遮へいグラフィイト（黒鉛ブロック）及び冷却材ナトリウム等を含む

メッシュ配置：流体要素は約500万、構造材要素は約210万

8.2 解析モデル（主な設定）

[原子炉容器]

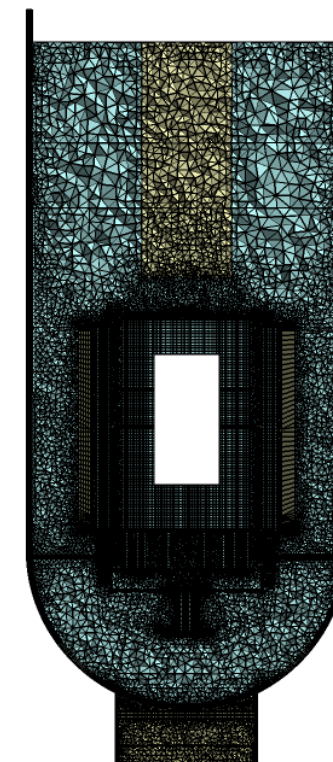
- 構造物の熱容量及び熱伝導、流体との共役熱伝達を考慮
- 炉心上部機構内部の冷却材は静止
- 構造物のないプレナム部に乱流モデル（Realizable k- ϵ ）適用
- 構造物を含む領域（炉心部も同じ）は空隙率（冷却材の体積割合）及び圧力損失係数を考慮
- リークジャケット外面及び冷却材上面は断熱

[炉心部]

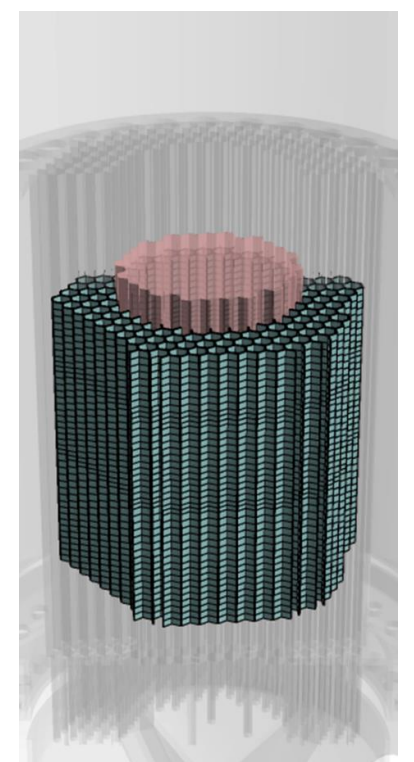
- ラツパ管間ギャップ部の熱伝達含む熱流動を考慮
- 燃料集合体、内側及び外側反射体、遮へい集合体、照射燃料集合体、材料照射用反射体、制御棒、後備炉停止制御棒を模擬（設計条件に基づき、空隙率、圧力損失を設定）

[損傷炉心物質]

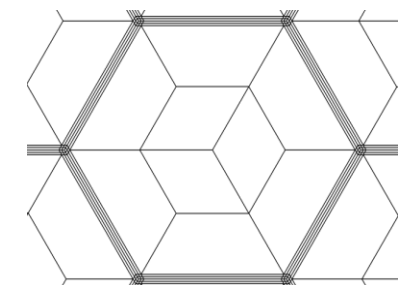
- 残留炉心物質及び集合体上部の領域は非計算領域として設定
- 非計算領域の上下面及び側面に「伝熱計算モデル」によって別途解析された熱移行量の時間変化を設定



解析モデル側面図



ギャップ部の損傷炉心物質の領域（非計算領域）



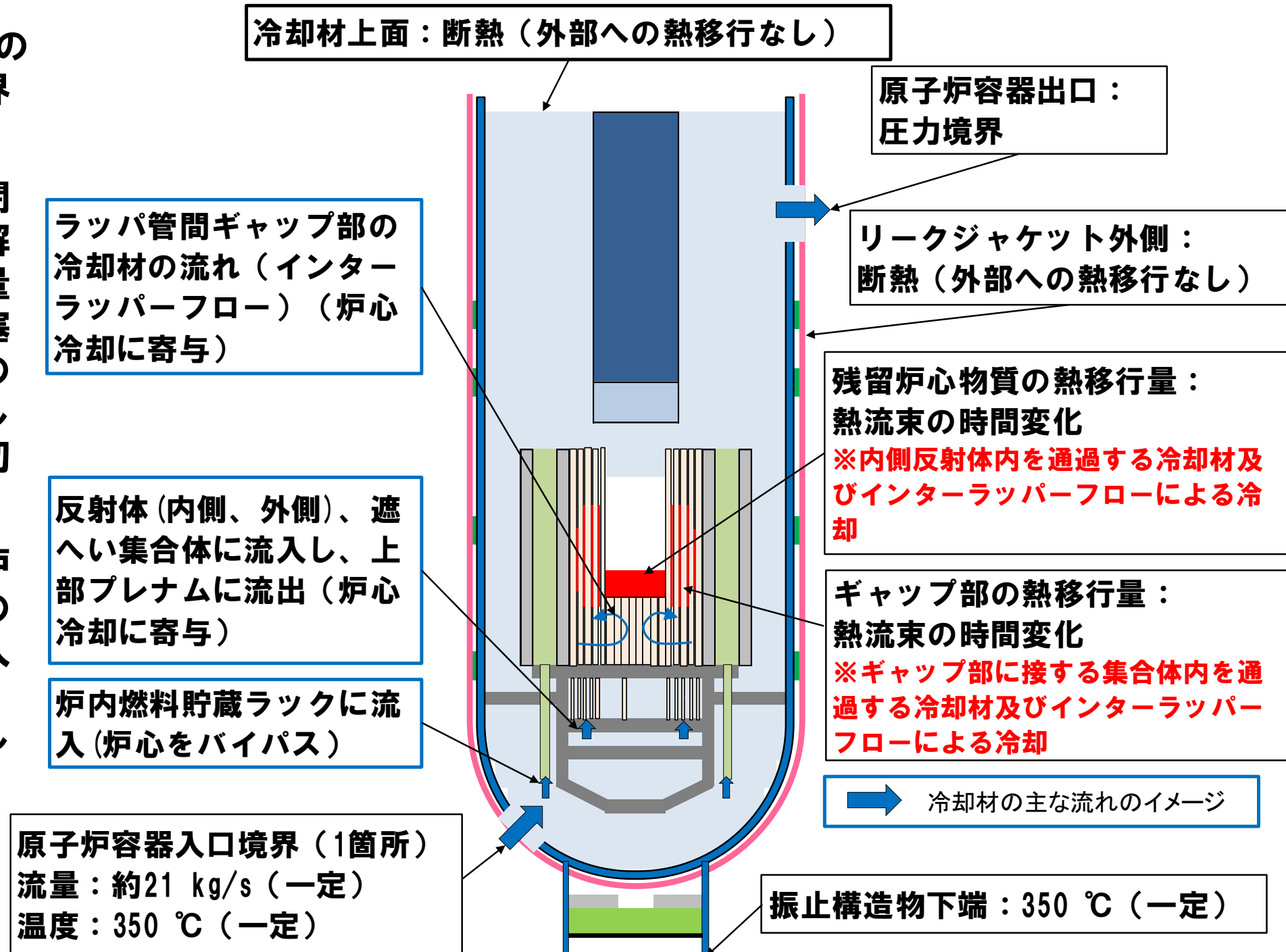
集合体（燃料集合体、反射体、遮へい集合体）及びラツパ管間ギャップ部のメッシュ配置図

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

FLUENTによる残留炉心物質の冷却性評価における境界条件の概要

8.3 境界条件の設定

- 原子炉容器出入口2箇所のうち、1箇所のみを境界面として設定
- 炉心損傷開始時点から閉塞までのSuper-COPDの解析結果（温度、入口流量等）を参照し、炉心閉塞時（再配置過程）までの各領域の流速場を計算した上で、炉心閉塞時の初期温度を保守側に設定
- 事象推移に従った残留炉心物質からの熱移行量の時間変化、原子炉容器入口温度及び流量（一定値）をテーブルで入力して過渡解析（非等温条件）を実施



FLUENT解析での境界条件及び
主な冷却材の流れと熱移行

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

残留炉心物質の溶融挙動及び熱移行量の評価

8.4 残留炉心物質の溶融挙動

- 伝熱計算モデルを用いて残留炉心物質内部の温度変化、溶融・再分布挙動、及び周囲の構造物等への熱移行を1次元体系で解析し、FLUENTによる多次元熱流動解析の境界条件を評価する。

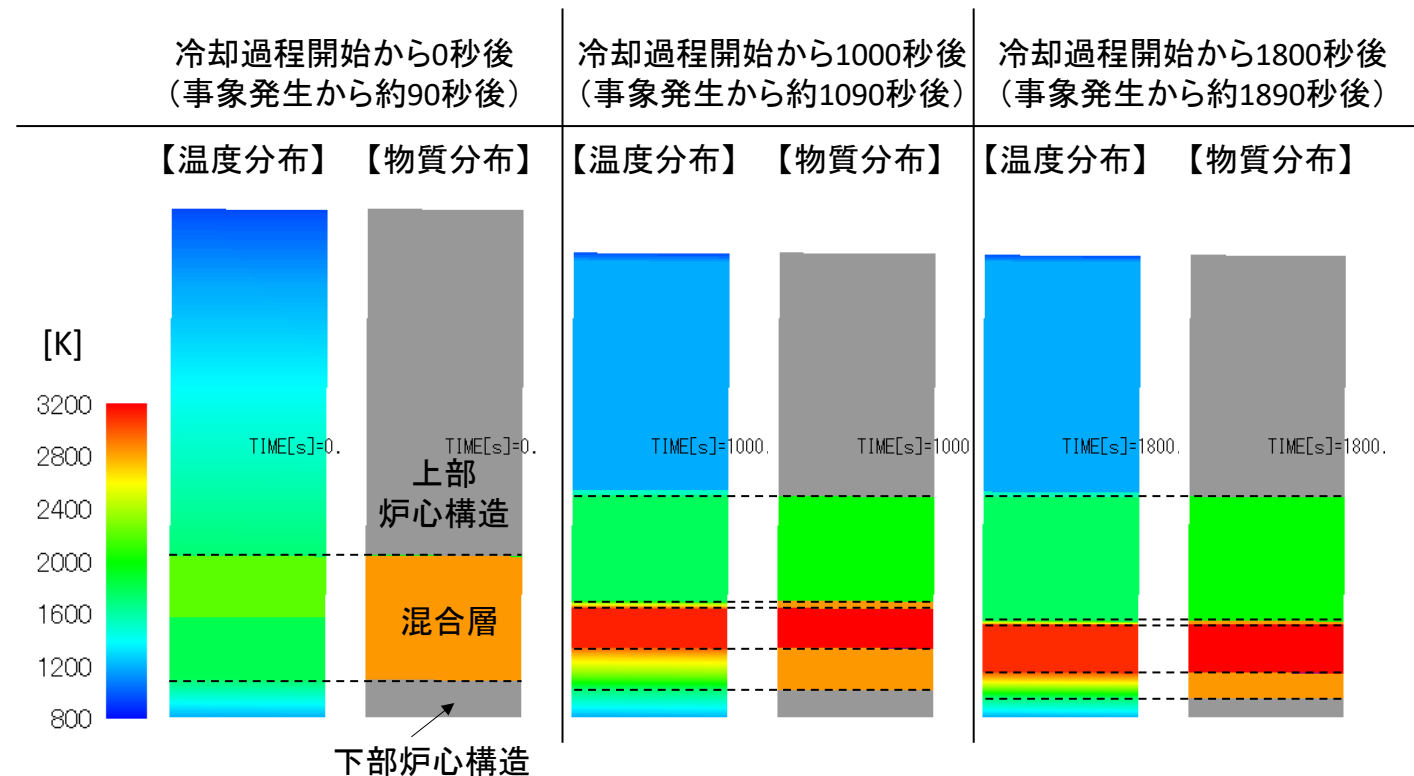
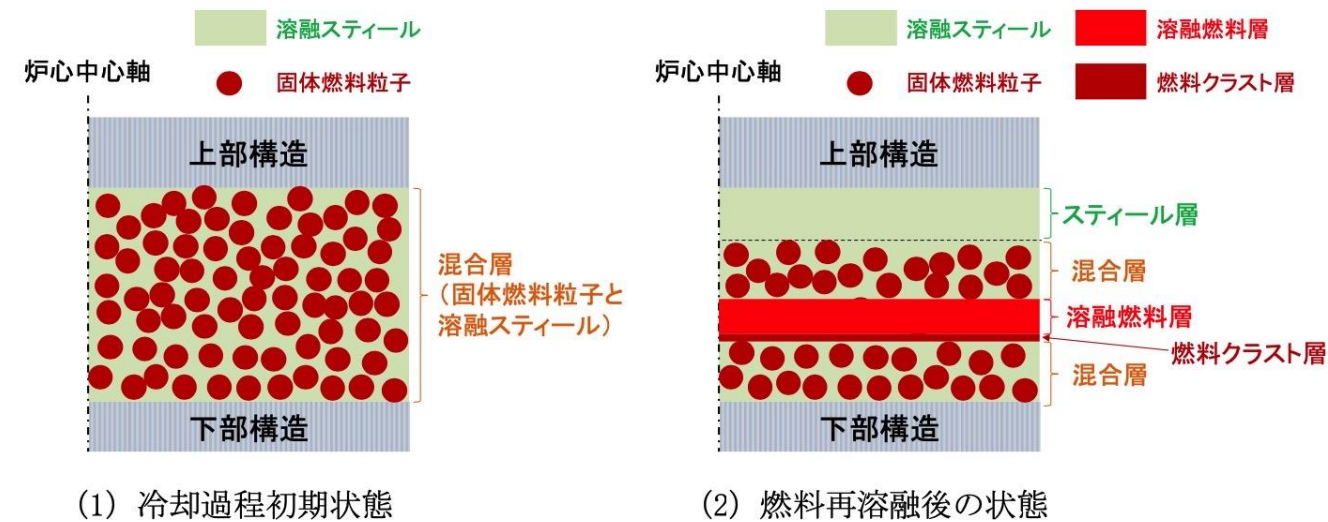
➤ 固体燃料粒子と溶融スチールからなる混合層、燃料クラスト、及び固化スチール層内は熱伝導、溶融層は自然対流熱伝達相関式を用いて周囲への熱移行を解析する。

➤ 事象発生から約580秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質最高温度は約2,890℃まで上昇するが、崩壊熱の減衰とともに低下する。

➤ 炉心周囲への熱流束の最高値は事象発生後約1000~1200sにかけて上方向が約0.26MW/m²、側面が約0.82MW/m²、下方向は事象発生後約3000sで約0.29MW/m²となるが、崩壊熱の減衰とともに低下する。



伝熱計算モデル概念図



ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

残留炉心物質冷却の主な解析条件と解析結果

8.5 主な解析条件と解析結果

■ 主な解析条件

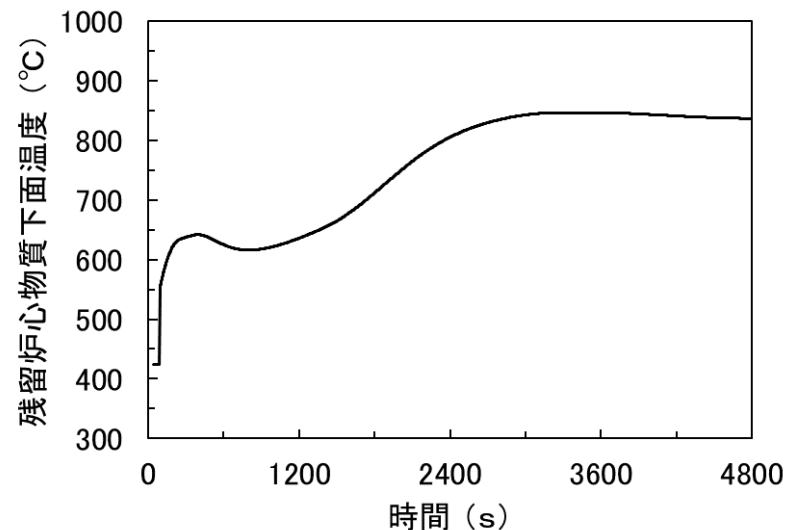
●炉心損傷開始時点から閉塞までのSuper-COPDの解析結果（温度、入口流量等）を参照し、炉心閉塞時（再配置過程）までの各領域の流速場を計算した上で、炉心閉塞時の初期温度を保守側に設定（*1）して冷却過程の過渡解析（非等温条件）を実施。

項目	初期温度(*1)
支持板上方領域	約472 °C
支持板下方領域	約350 °C
炉心周辺領域	約500 °C

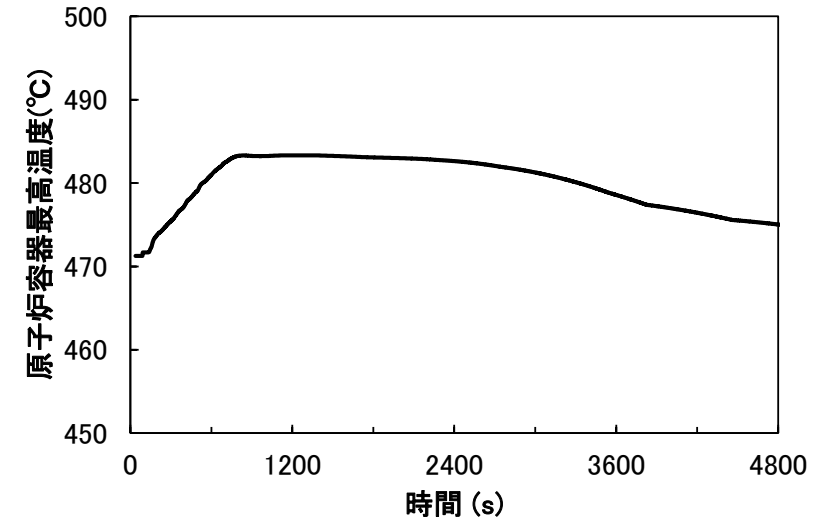
項目	再配置過程（事象発生から約91秒まで） （等温条件）	冷却過程 （事象発生から約91秒以降） （非等温条件）
熱移行量	-	残留炉心物質及びギャップ閉塞部からの熱移行量の時間変化を考慮
Na流量	約63 kg/sから 約21 kg/sに変化	約21 kg/s（一定）
Na入口温度	350 °C（一定）	

■ 主な解析結果

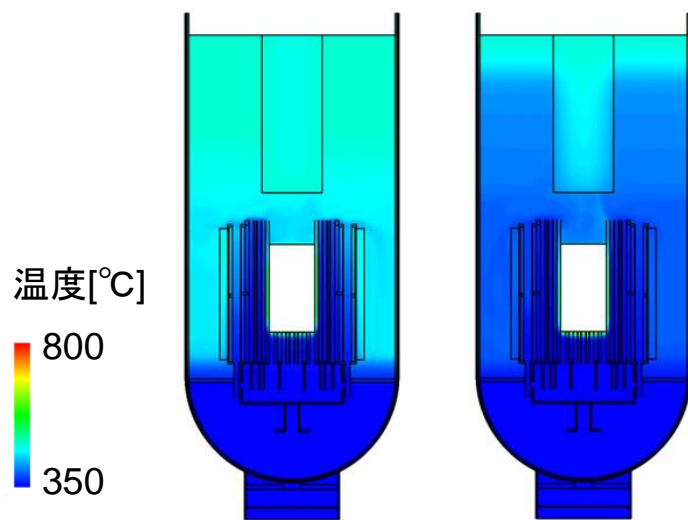
項目	最高温度	事象発生からの時刻
冷却材	約850 °C	約3,400 s
原子炉容器	約490 °C	約1,200 s



残留炉心物質下面の最高温度の履歴



原子炉容器最高温度の履歴



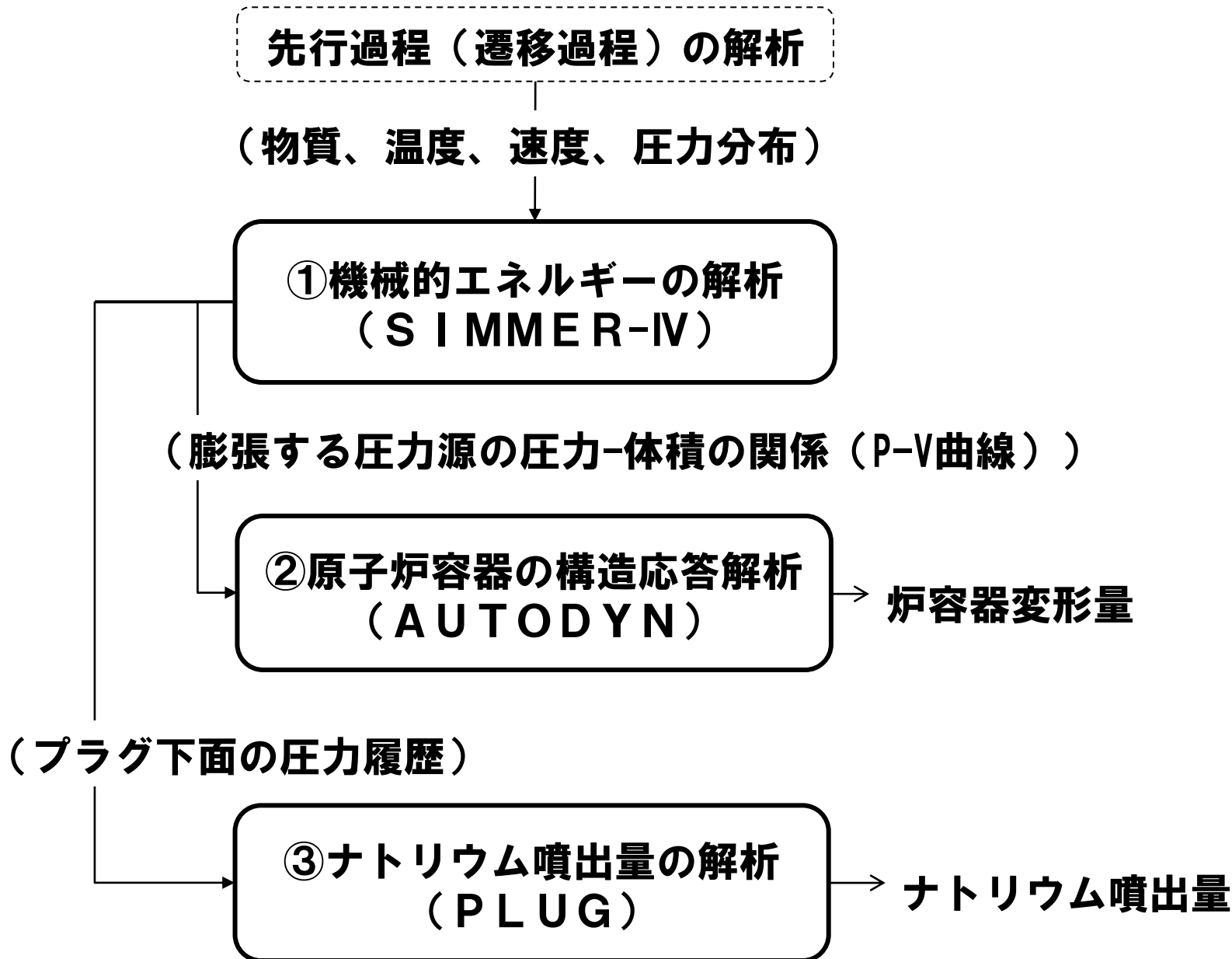
事象発生後 約1,240秒後
事象発生後 約3,640秒後
温度分布の時間変化の例
(代表時間の結果を示す)

集合体ラツパ管間ギャップのナトリウムは、反射体及び遮へい集合体内部を流れる冷却材によってラツパ管を介して冷却され、低温となった炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で、ギャップ部の冷却材に循環流が発生する。この循環流によって低温の冷却材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。

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

機械的応答過程評価の概要

機械的応答過程の解析は下図に示す手順で実施した。



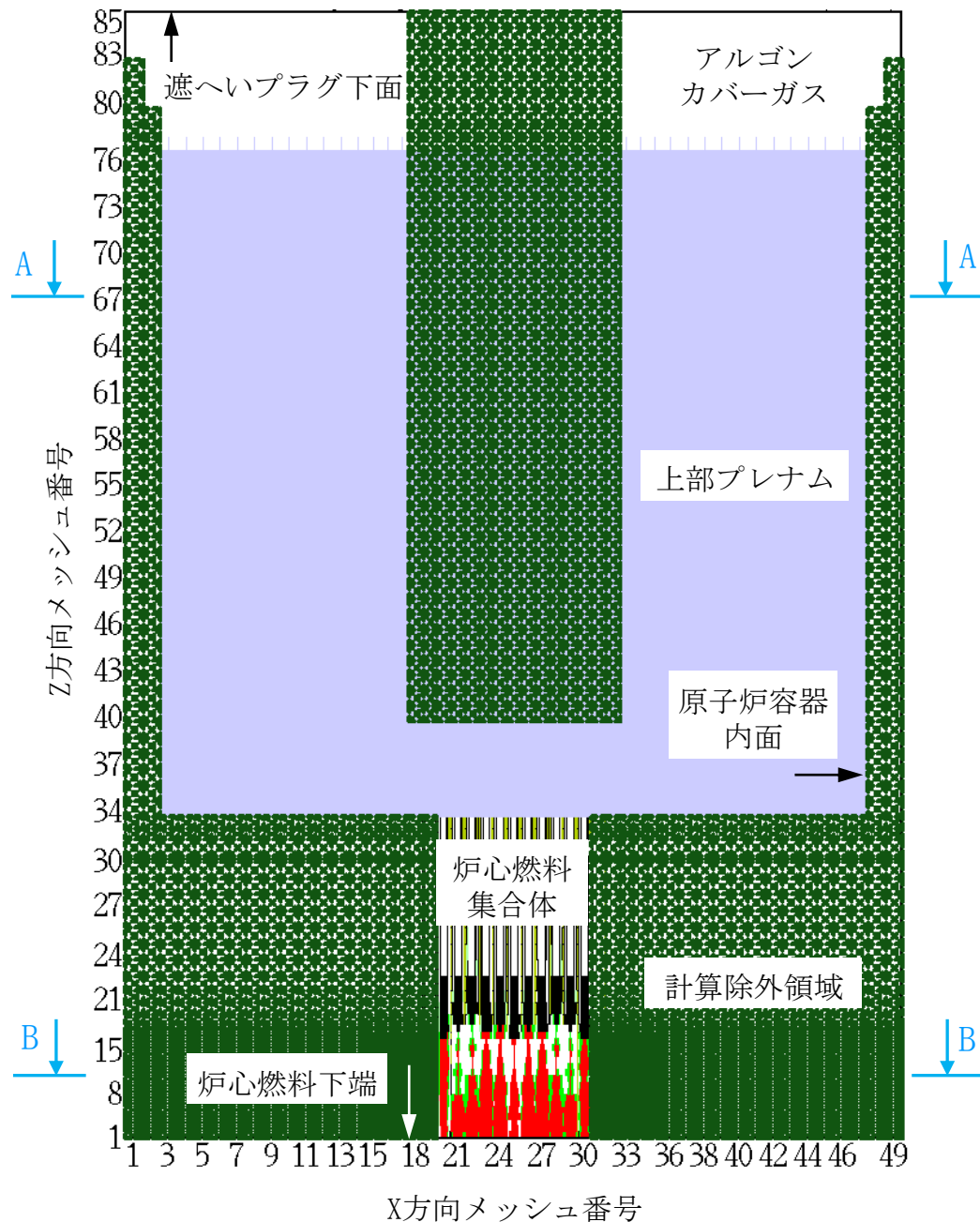
機械的応答過程解析の手順

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

機械的応答過程の解析体系 (1/3)

1. 解析体系

(1) 機械的エネルギーの解析



機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV) の解析体系

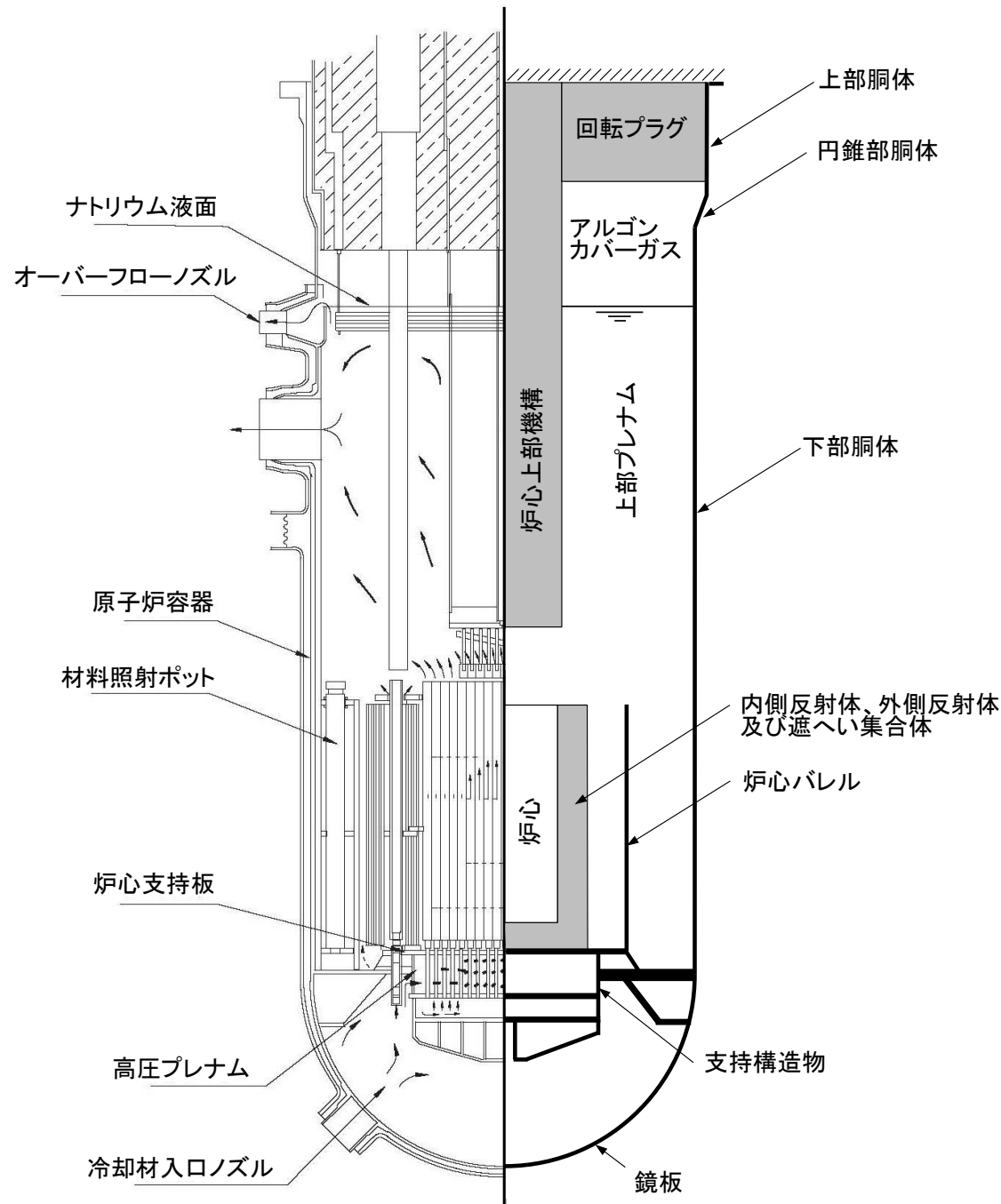
- SIMMER-IVによる機械的エネルギーの解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から遮へいプラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いて行う。
- 炉心及びその周辺の初期状態は遷移過程解析の結果をそのまま接続する。
- 機械的エネルギーの発生が大きくなる以下の条件を用いる。
 - 遷移過程で炉心上部構造部の流路中に侵入した溶融炉心物質の固化によって形成された閉塞を無視。
 - 炉心部から上部プレナムへの溶融炉心物質の噴出を容易にするとともに、原子炉容器内における機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視。
 - 炉心の下端及び径方向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

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

機械的応答過程の解析体系 (2/3)

1. 解析体系

(2) 原子炉容器の構造応答解析



原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN) の解析体系

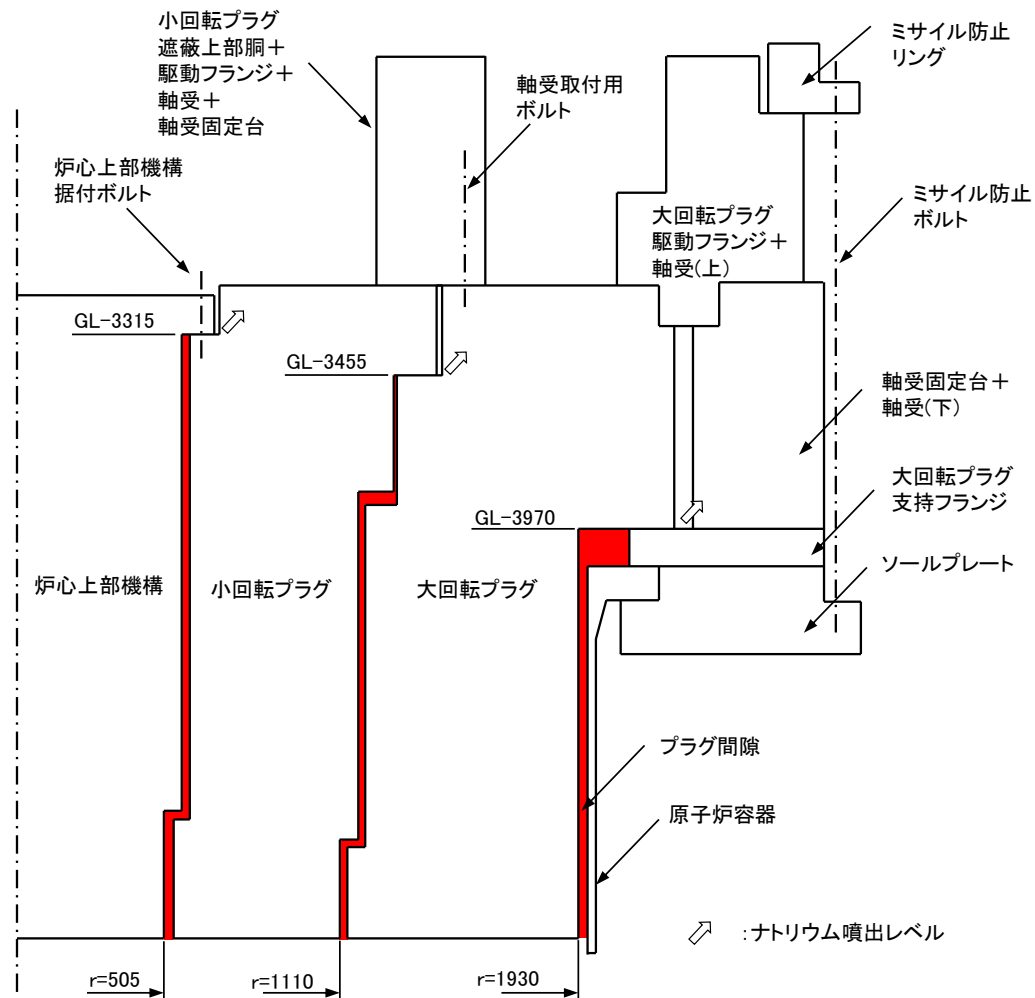
- 原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。
- 炉心の膨張は、圧力源の体積（増分）と圧力の関係（P-V曲線）を入力とするガス膨張挙動モデルで模擬する。
- 本解析では、遮へいプラグ及び炉心上部機構は剛体としてモデル化し、これら構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなる条件を用いている。

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

機械的応答過程の解析体系 (3/3)

1. 解析体系

(3) ナトリウム噴出量の解析



ナトリウム噴出量の解析 (PLUG) の解析体系

- 大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構並びに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、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。
- ナトリウム噴出量の解析では、定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算し、ナトリウム噴出量を多くする条件を用いる。

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

機械的応答過程の解析条件

2. 解析条件

- 本解析の基本ケースでは、遷移過程まで標準的な条件を用いて事象推移を解析し、炉心部での熱エネルギーの発生を解析したケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- ULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において考慮すべき不確かさ
 - 遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ
 - 機械的エネルギー発生過程における上部プレナムでのFCI
 - 炉心上部構造によるエネルギー低減効果
 - 遮へいプラグ反発係数の不確かさ
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさである。
- 以後、熱エネルギー発生の不確かさ影響評価解析ケースの解析結果について示す。

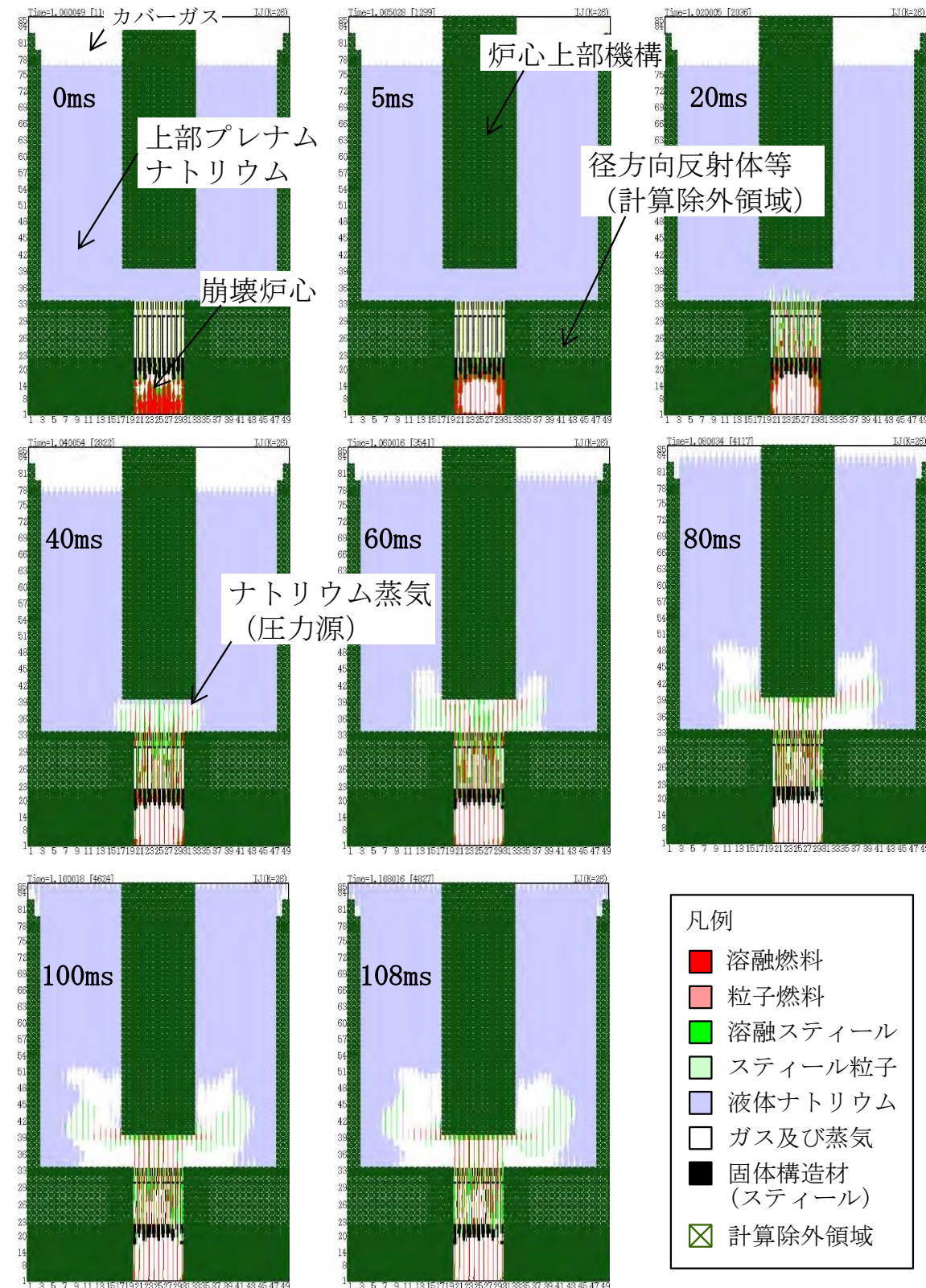
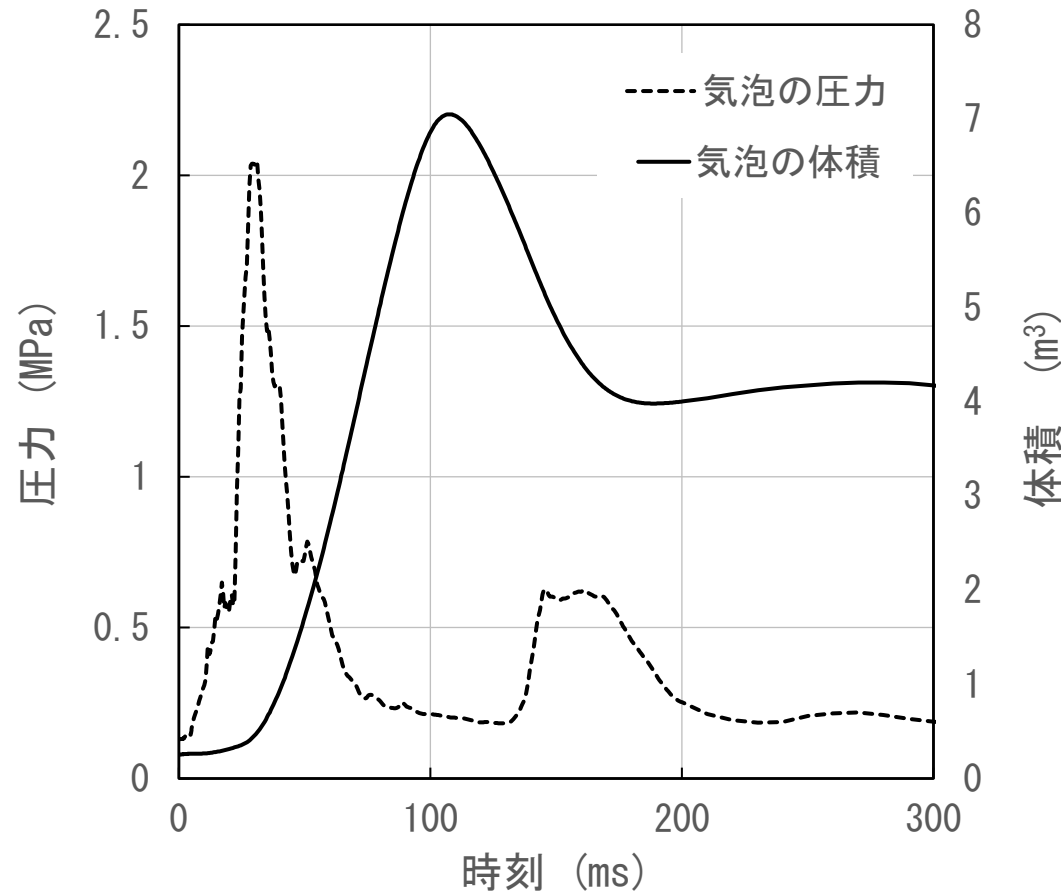
	基本解析ケース	不確かさ影響評価解析ケース
炉心部の物質及び温度配置	遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置	遷移過程の解析においてエネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置
炉心平均燃料温度	接続時：4, 203℃	接続時：5, 130℃
炉心平均スチール温度	接続時：1, 700℃	接続時：2, 307℃
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa

機械的応答過程の解析結果

3. 機械的応答過程不確かさの影響評価の解析結果

3.1 機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV)

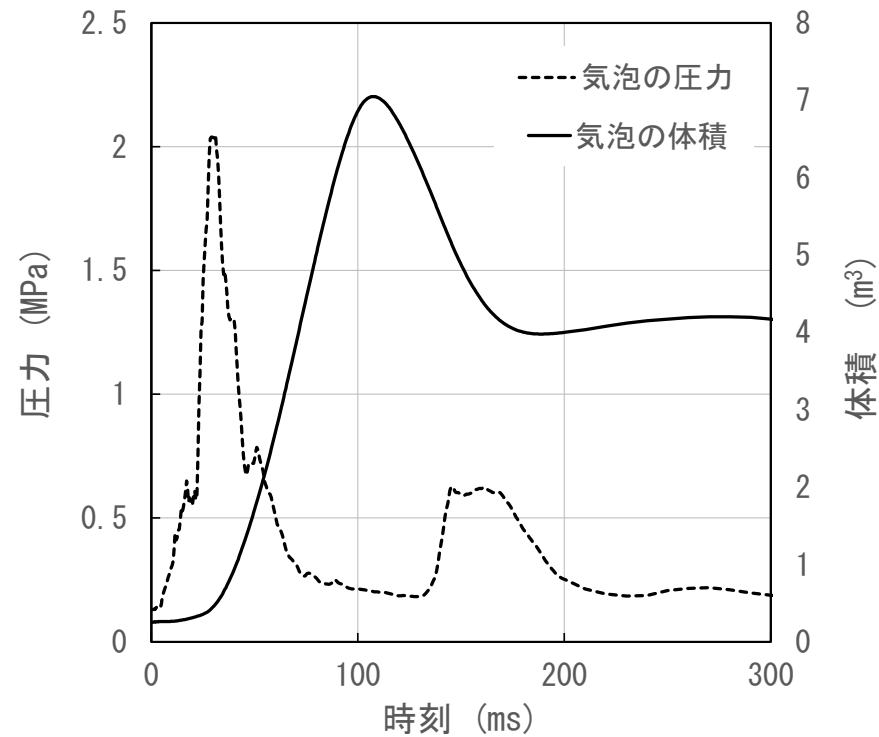
炉心損傷後の膨張過程において崩壊炉心部から上部プレナムに放出された溶融燃料と溶融スチールの混合物は、冷却材との熱的相互作用によりナトリウム蒸気 (CDA気泡) を生成させ、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速するとともに、原子炉構造に機械的負荷を与える。この際、発生する機械的エネルギーは約3.4MJと評価された。なお、基本ケースで発生した機械的エネルギーは約2.6MJである。



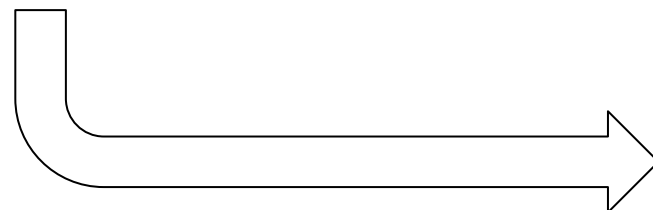
ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

機械的エネルギー解析から原子炉容器の構造応答解析への受渡し

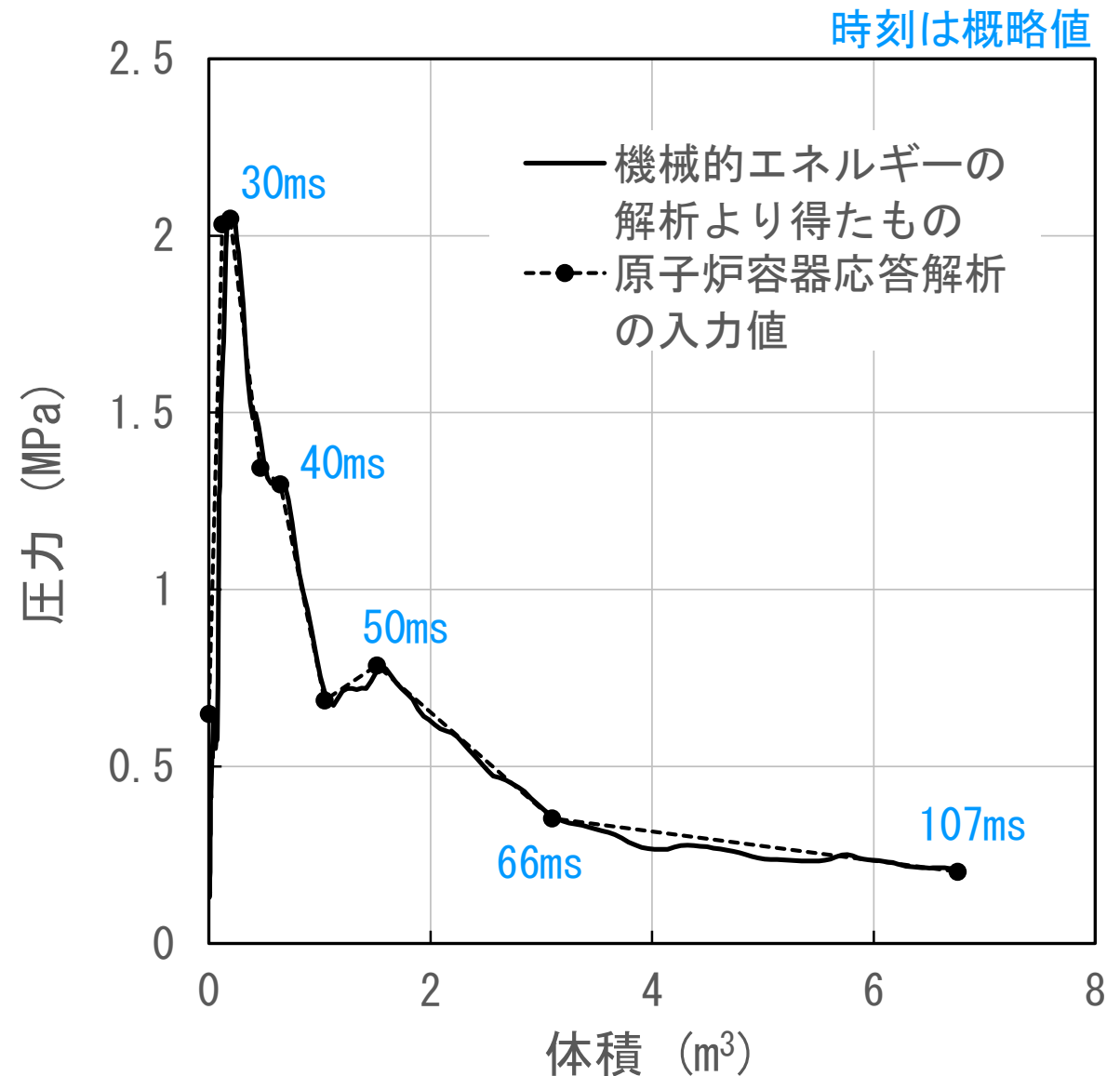
3.2 原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN)



機械的エネルギーの解析結果 (SIMMER-IV)



同一時刻の体積と圧力の関係をP-V曲線としてプロット

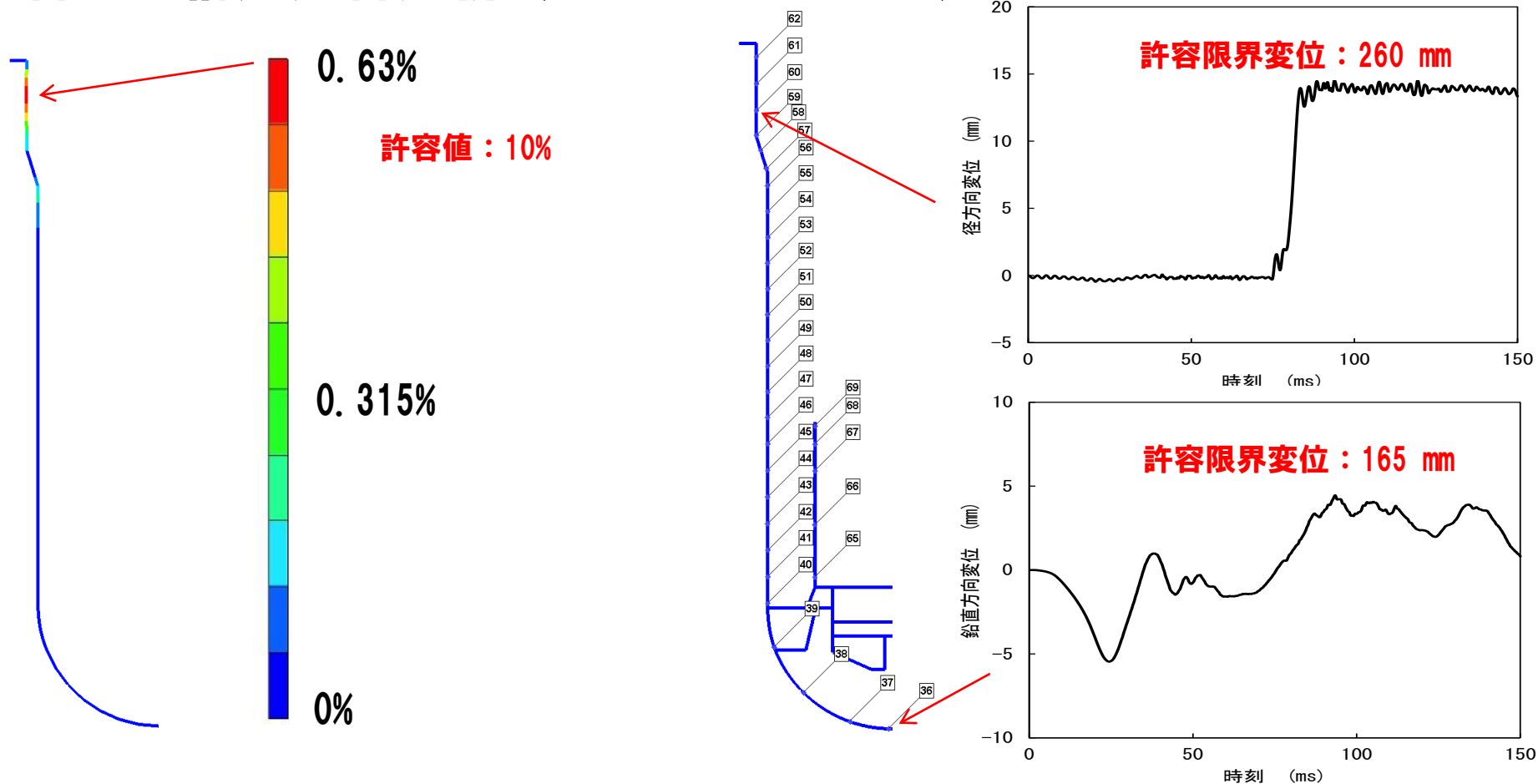


原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN) への入力値を体積で積分すると約3.7MJとなり、SIMMER-IVで得られた機械的エネルギー約3.4MJを包絡する保守的な条件を用いている。

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

機械的応答過程の解析結果

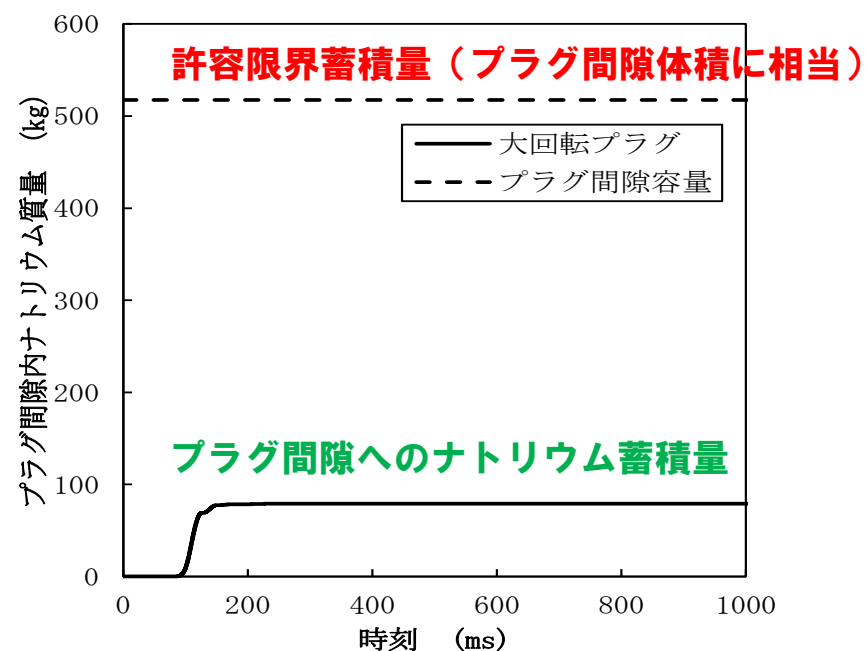
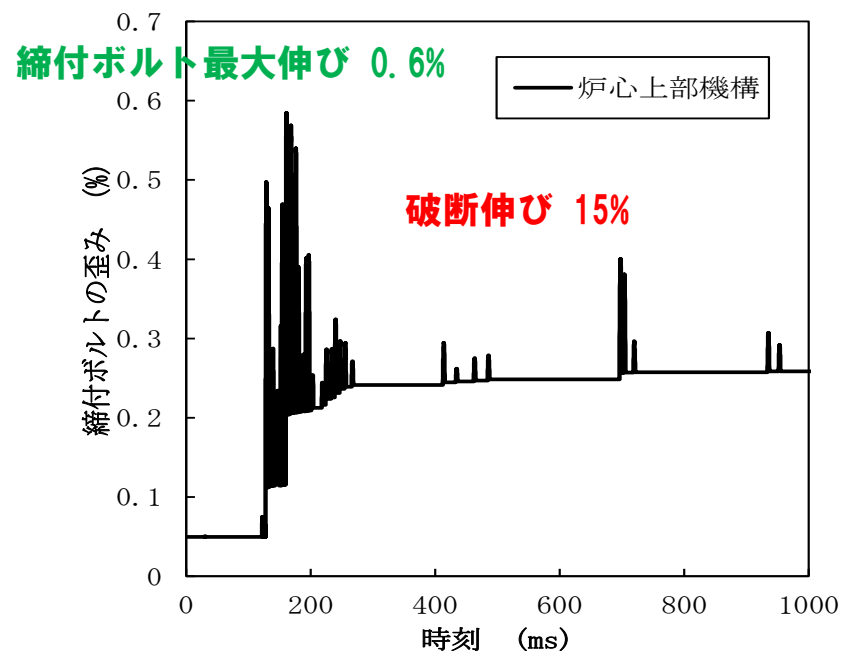
3.3 原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN)



原子炉容器歪みの分布

原子炉容器変位の時間変化

3.4 ナトリウム噴出量の解析 (PLUG)



ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

格納容器応答過程

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

※1：第326回及び第403回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合における指摘（事故時の中央制御室の居住性、ナトリウム中の保持率に係る炉外試験データの「常陽」への適用性）への回答を別紙2に示す。

※2：第395回及び第417回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合における指摘（放熱等の計算条件の設定、セシウムエアロゾル挙動の評価の考え方）への回答を別紙3に示す。

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

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

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

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

(2) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

ULOHSの評価事故シーケンス

●：選定した評価事故シーケンス

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

【評価事故シーケンスの選定理由】

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

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

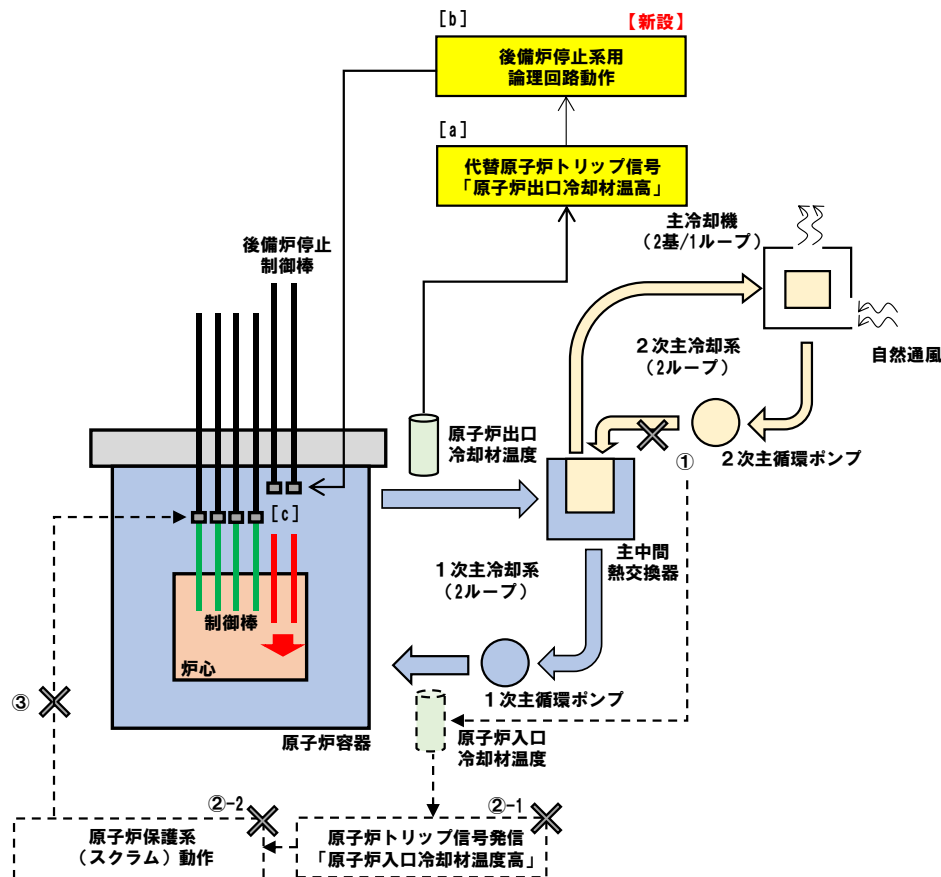
ULOHS (iii) の評価事故シーケンスの概要

【評価事故シーケンス】

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (i))

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故 (ULOHS (ii))

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



ULOHS (iii) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

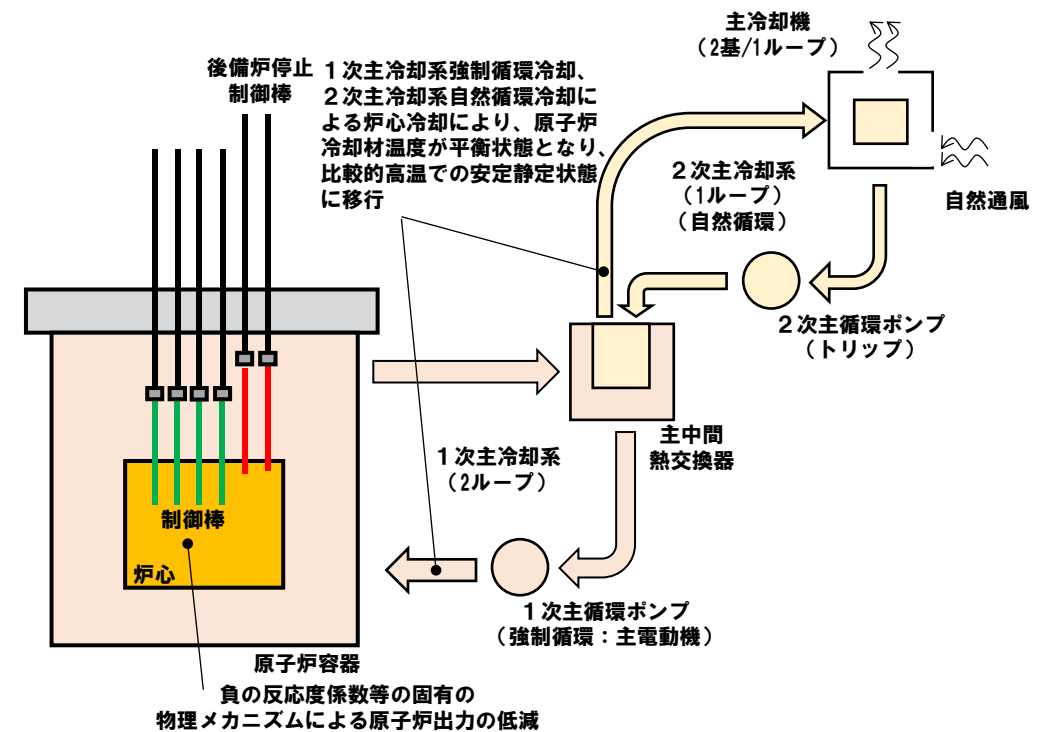
【評価事故シーケンスの概要】

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

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

【炉心損傷防止措置の概要】

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



ULOHS (iii) の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

・左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

【格納容器破損防止措置の概要】

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

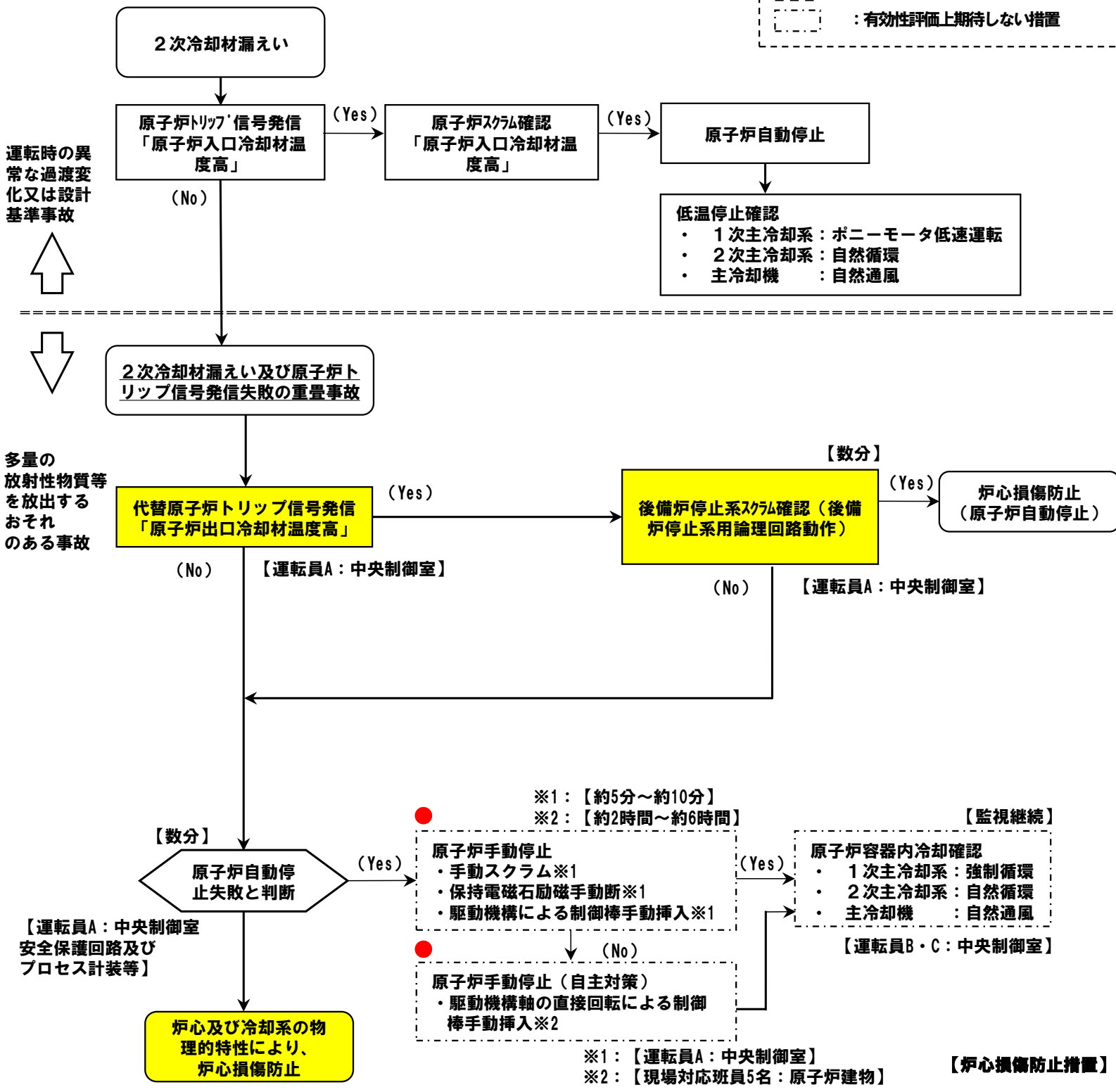
ULOHS (iii) の事象進展及び措置の概要 (1/2)

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

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

【評価事故シーケンス】

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



□主な炉心損傷防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

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

□主な格納容器破損防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

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

炉心損傷防止措置の有効性評価

(2) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

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

ULOHS (iii) の炉心損傷防止措置の有効性評価 (1/3)

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

2. 主な炉心損傷防止措置

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

3. 計算コード

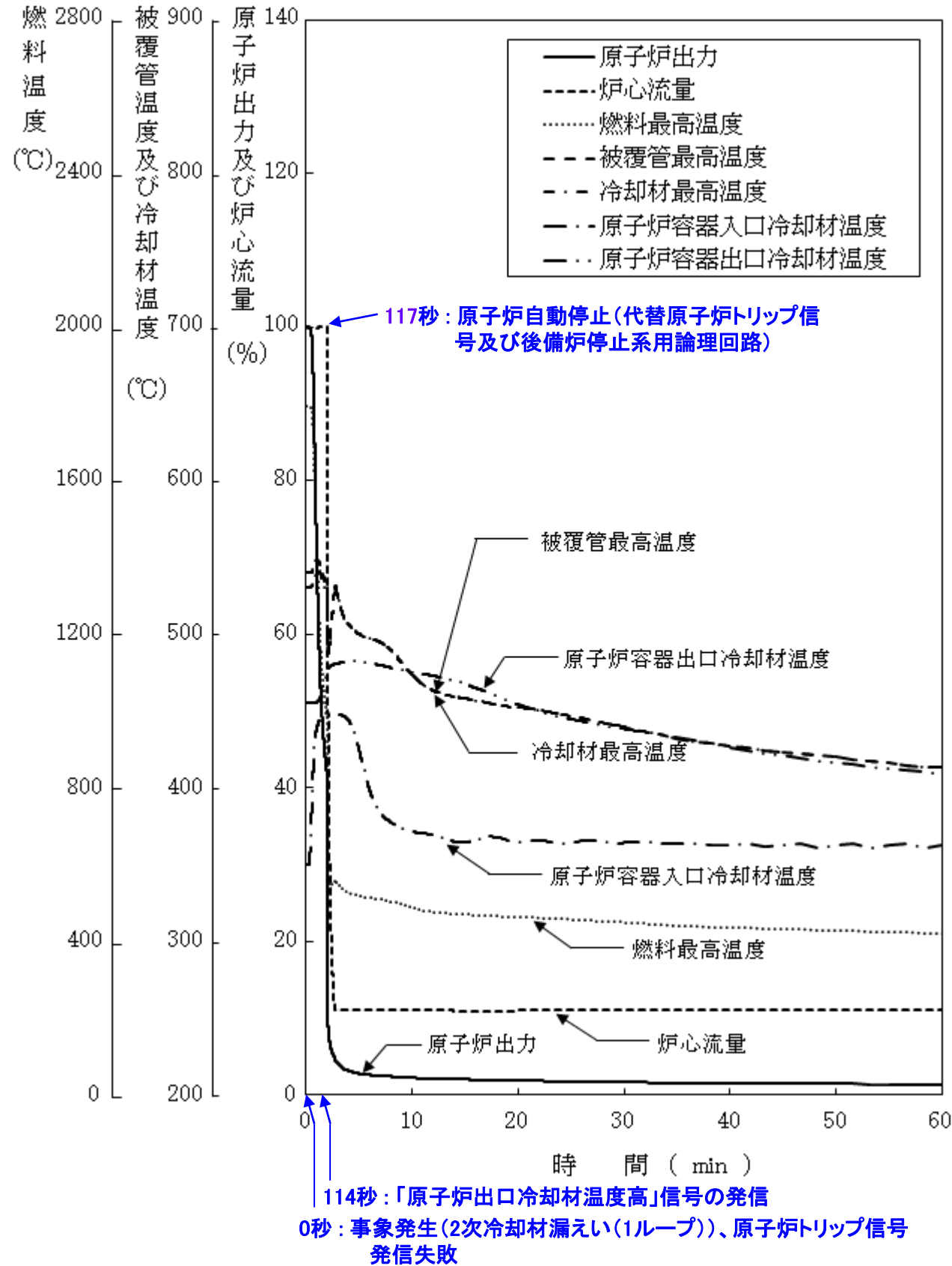
Super-COPD

4. 主な解析条件

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

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

5. 主な解析結果



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

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

6. 不確かさの影響評価

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

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

燃料温度係数 : ドブプラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。

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

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

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

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

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

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

格納容器破損防止措置の有効性評価

(2) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

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

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減、1次主冷却系強制循環、2次主冷却系自然循環による炉心冷却

3. 計算コード

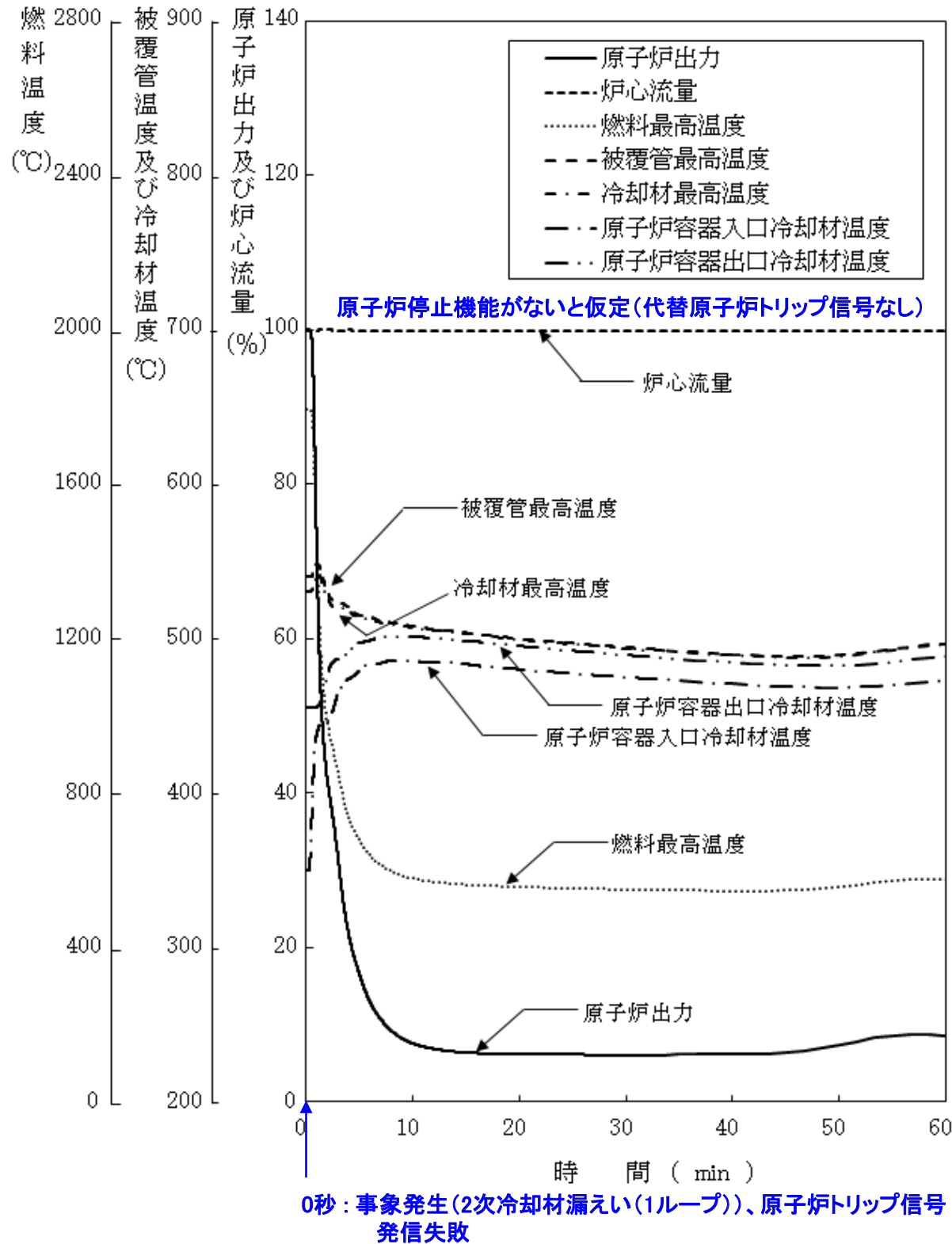
Super-COPD

4. 主な解析条件

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

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

5. 主な解析結果



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

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

6. 不確かさの影響評価

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

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

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

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

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

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

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

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

炉心損傷防止措置の有効性評価

(1) 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)

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故（LORL（ii））

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故（LORL（iii））

LORLの評価事故シーケンス

●：選定した評価事故シーケンス

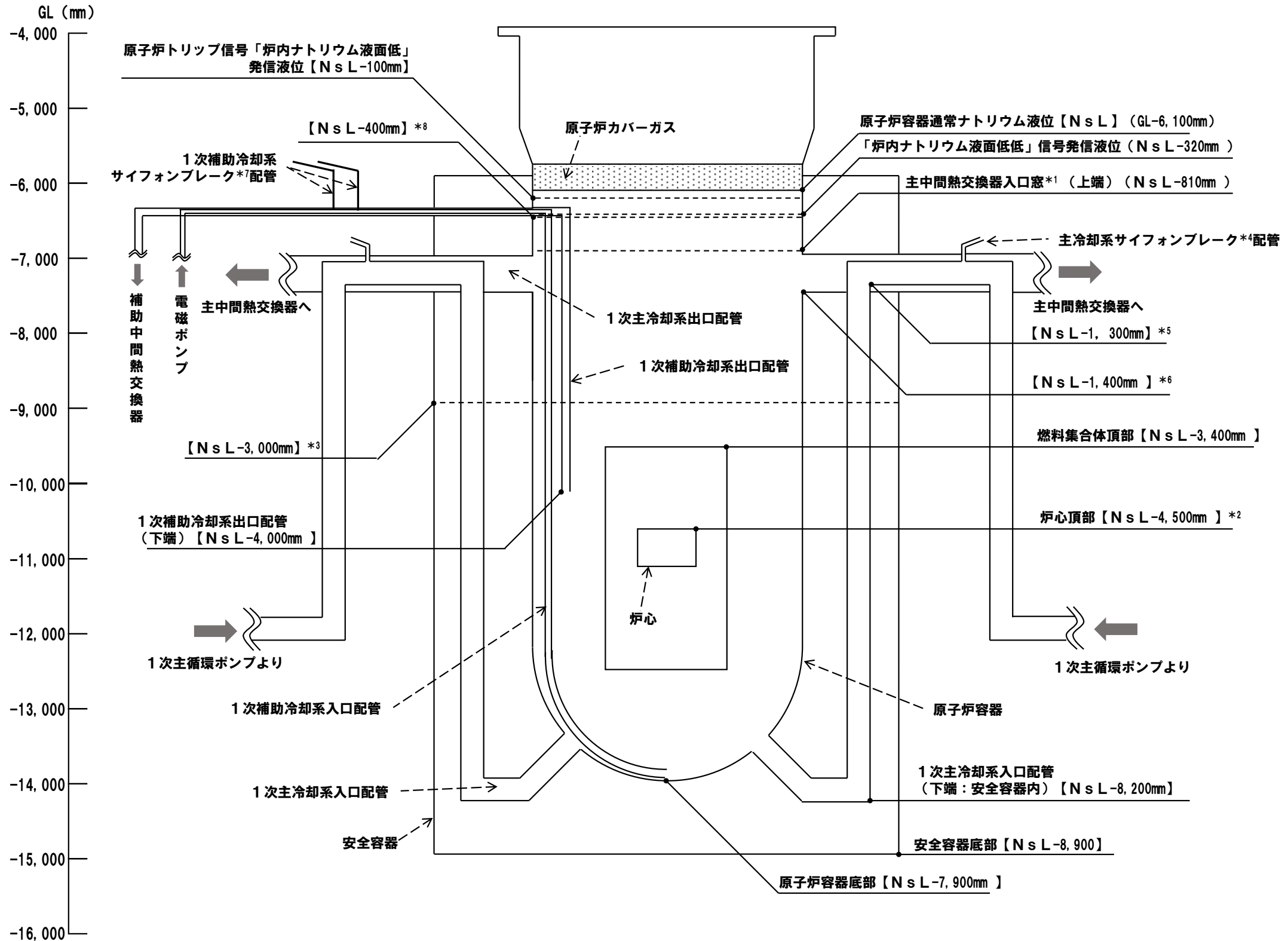
	No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置		格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
			液位確保	炉心冷却		
●	1	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	主冷却系サイフォンブレイク	①補助冷却設備による強制循環冷却又は ②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却（補助冷却設備による強制循環冷却が機能しないことを仮定）	<p>・本事象グループには、異常事象（1次冷却材漏えい）と措置との従属性や異常事象によるプラント応答が異なる事故シーケンスが含まれているが、原子炉冷却材液位確保に炉心損傷防止措置が必要な事故シーケンスに対して、炉心冷却の措置毎に有効性評価結果を示す観点から、『No.1』、『No.4』及び『No.5』を評価事故シーケンスに選定した。</p> <p>・なお、炉心損傷防止措置の炉心冷却の評価において、抽出された事故シーケンスによって、炉心冷却時の原子炉冷却材液位等の解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスは液位低下が大きくなる条件であることから、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスは液位低下が大きくなる条件であることから、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。</p>
	2	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で発生を想定したループと異なるループ	不要		<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質等の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材ハウンドラの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置（安全板設置位置：格納容器（床下））における熱的影響緩和措置としてヒートシンク材・断熱材を敷設 	
	3	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（内管）破損	不要	補助冷却設備による強制循環冷却		
●	4	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（外管）破損	安全容器内での冷却材保持			
●	5	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 1次補助冷却系配管（外管）破損	補助冷却系サイフォンブレイク	①自然循環冷却（2ループ）又は ②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	主冷却系（1ループ）による自然循環冷却	

【評価事故シーケンスの選定理由】

本事象グループには、異常事象（1次冷却材漏えい）と措置との従属性や異常事象によるプラント応答が異なる事故シーケンスが含まれているが、原子炉冷却材液位確保に炉心損傷防止措置が必要な事故シーケンスに対して、炉心冷却の措置毎に有効性評価結果を示す観点から、『No.1』、『No.4』及び『No.5』を評価事故シーケンスに選定した。本資料では『No.1』及び『No.5』の評価事故シーケンスに対する有効性評価結果を提示する。

炉心損傷防止措置の炉心冷却の評価において、抽出された事故シーケンスによって、炉心冷却時の原子炉冷却材液位等の解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスは液位低下が大きくなる条件であることから、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスは液位低下が大きくなる条件であることから、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。なお、『No.5』の自然循環冷却の有効性評価結果はPLOHSで示したものと同様となる。

1次冷却材液位の概念図



*1：主中間熱交換器内に流入した1次冷却材の伝熱管部への入口（有効性評価では、1次冷却材の液位が入口窓（上端）を下回った時点で、1次冷却材の流路を喪失すると仮定）

*2：LORL及びPLOHSにおける炉外事象過程の評価において、炉心の著しい損傷及び原子炉容器の破損を仮定する液位

*3：安全容器内の配管（内管及び外管）が破損し、安全容器内に1次冷却材が流出した場合に、原子炉容器冷却材液位と安全容器内に流出した冷却材の液位がバランスし、1次冷却材の漏えいが停止する液位

*4：1次主循環ポンプの出口から原子炉容器の入口（安全容器内を除く。）の低所に位置する配管（内管及び外管）が破損した場合に、サイフォン現象による原子炉容器冷却材液位の低下を防止するため、1次アルゴンガスが流入することによりサイフォン現象をブレイク（オーバーフローカラムの液位がNsL-950mmを下回ることにより受動的に1次アルゴンガスが流入し作動）

*5：主冷却系サイフォンブレイクが作動した場合に1次冷却材の漏えいが静定する液位

*6：原子炉容器の出口から1次主循環ポンプの入口の配管（内管及び外管）が破損した場合に1次冷却材の漏えいが停止する液位

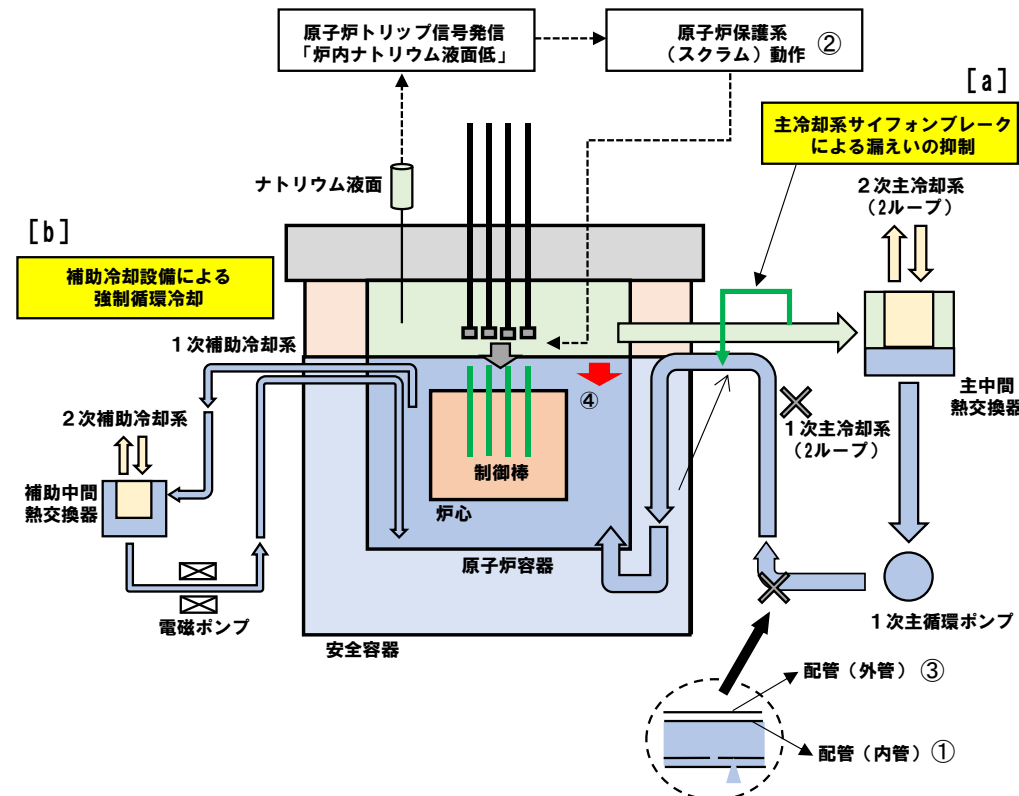
*7：1次補助冷却系の低所に位置する配管（内管及び外管）が破損し、サイフォン現象による原子炉容器冷却材液位の低下を防止するため、サイフォンブレイク弁が開となり1次アルゴンガスが流入することによりサイフォン現象をブレイク（「炉内ナトリウム液面低低」信号により自動でサイフォンブレイク弁が作動）

*8：1次補助冷却系サイフォンブレイクが作動した場合に1次冷却材の漏えいが停止する液位

LORL (ii) の評価事故シーケンスの概要

【評価事故シーケンス】

- (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



(ii) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

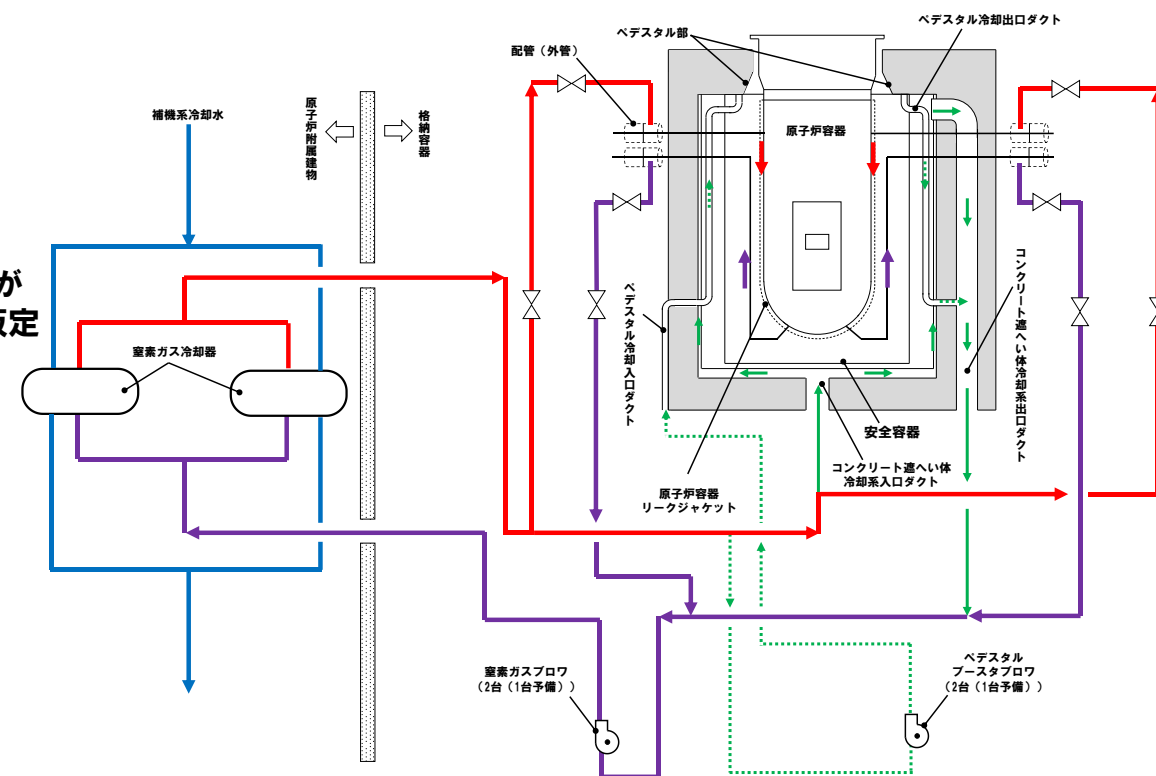
【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に1次主冷却系配管（内管）が破損（①）し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止（②）した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損（③）し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下（④）する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

主冷却系サイフォンブレイクにより、1次冷却材の漏えい量を抑制（[a]）し、炉心冷却に必要な液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去（[b]）することにより炉心の著しい損傷を防止。

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



(ii) の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

- 左記の事故時に炉心損傷防止措置（補助冷却設備による強制循環冷却）が機能しないことを仮定

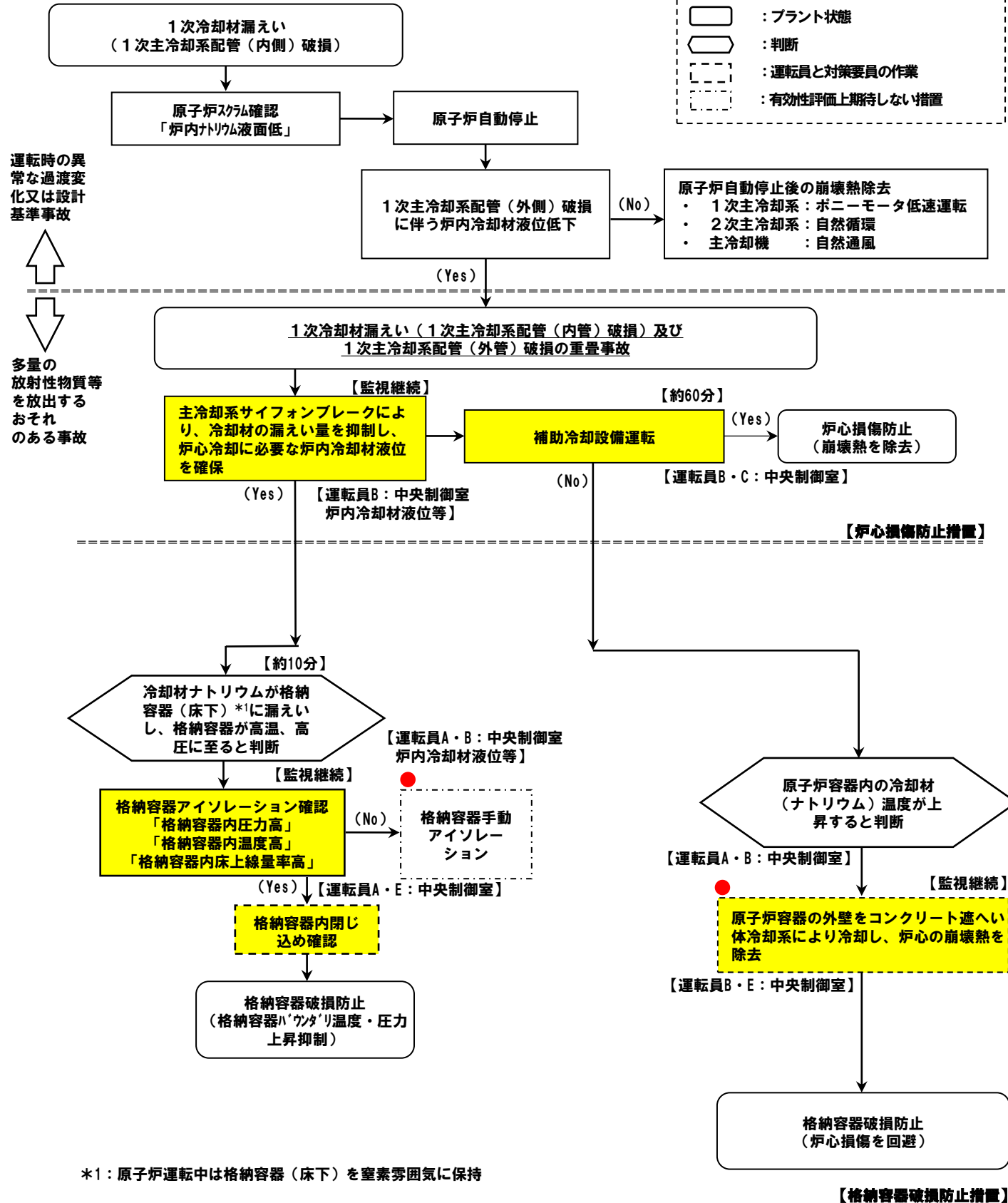
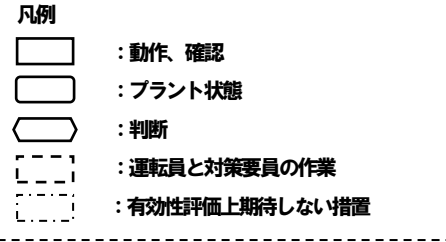
【格納容器破損防止措置の概要】

- コンクリート遮へい体冷却系を用いた原子炉容器外面冷却による炉心損傷の回避

黄色ハッチング：有効性評価の対象としている措置

●：運転員等による操作が必要な措置

【】内時間：事象発生からの経過時間



□主な炉心損傷防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 主冷却系サイフォンブレイク
- 補助冷却設備【非常用電源系】

□主な格納容器破損防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- コンクリート遮へい体冷却系【非常用電源系】
- 格納容器アイソレーション【非常用電源系】

*1：原子炉運転中は格納容器 (床下) を窒素雰囲気中に保持

【格納容器破損防止措置】

LORL (ii) の評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要 (2/2)

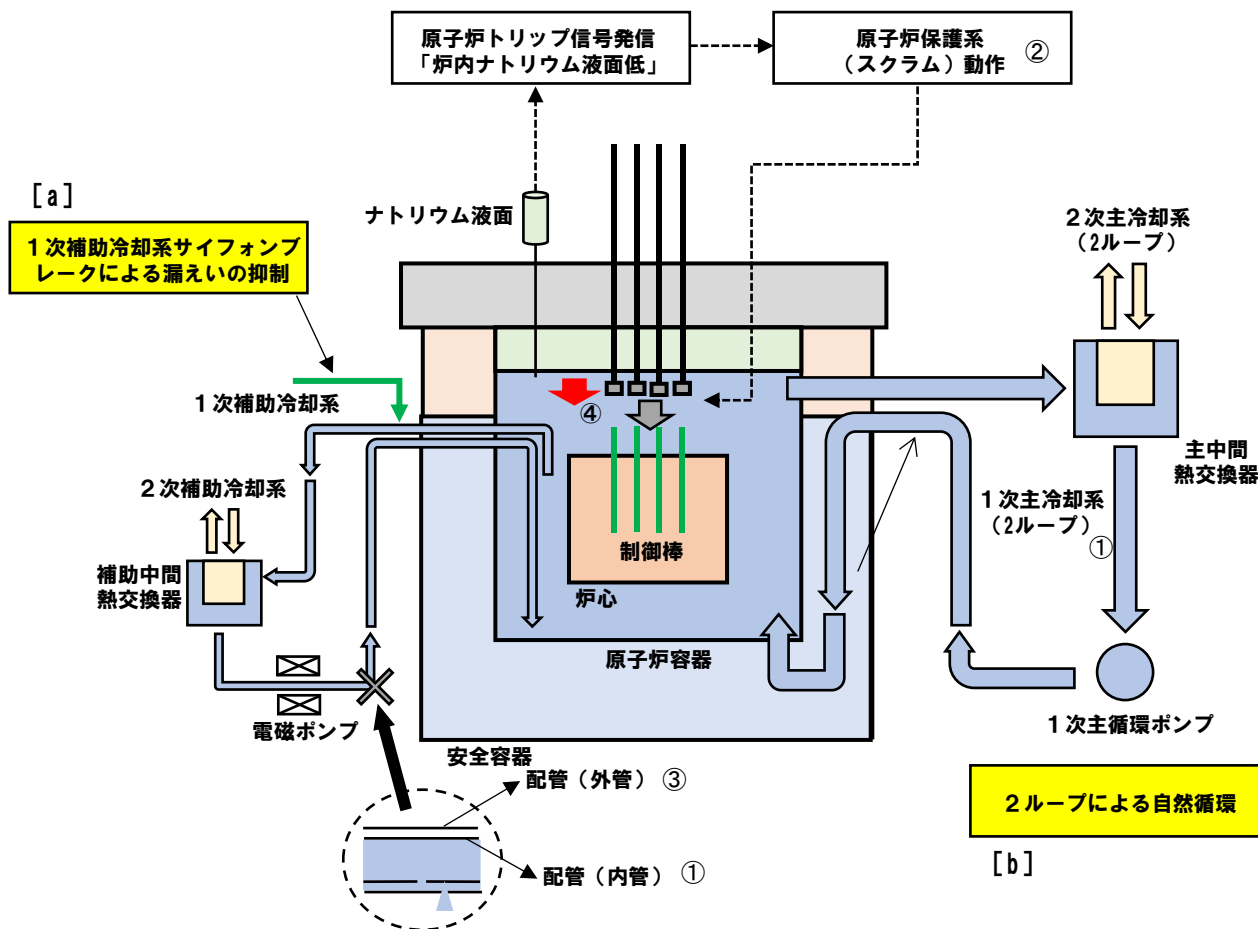
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日		
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断												
	当直長	・ 運転操作指揮	[Shaded bar from 0 to 180 min]												
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉スクラム確認	[Shaded bar from 0 to 30 min]												・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。
	運転員A、B、D	3 ・ 事故発生の判断	[Shaded bar from 0 to 180 min]												・ 安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・ 主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・ 補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Shaded bar from 0 to 180 min]												・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。
	運転員B、C	2 ・ 補助冷却設備運転	[Shaded bar from 60 to 180 min]												・ 補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。
状況判断	運転員A、B	2 ・ 原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Shaded bar from 180 to 240 min]												・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・ コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	[Shaded bar from 180 to 240 min]												・ コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。
状況判断	運転員A、E	2 ・ 格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Shaded bar from 0 to 180 min]												・ 冷却材の格納容器 (床下) への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認	[Shaded bar from 0 to 180 min]												・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。

LORL (iii) の評価事故シーケンスの概要

【評価事故シーケンス】

- (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

事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図



【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に1次補助冷却系配管（内管）が破損（①）し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止（②）した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損（③）し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし、原子炉容器等の冷却材液位が低下（④）する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

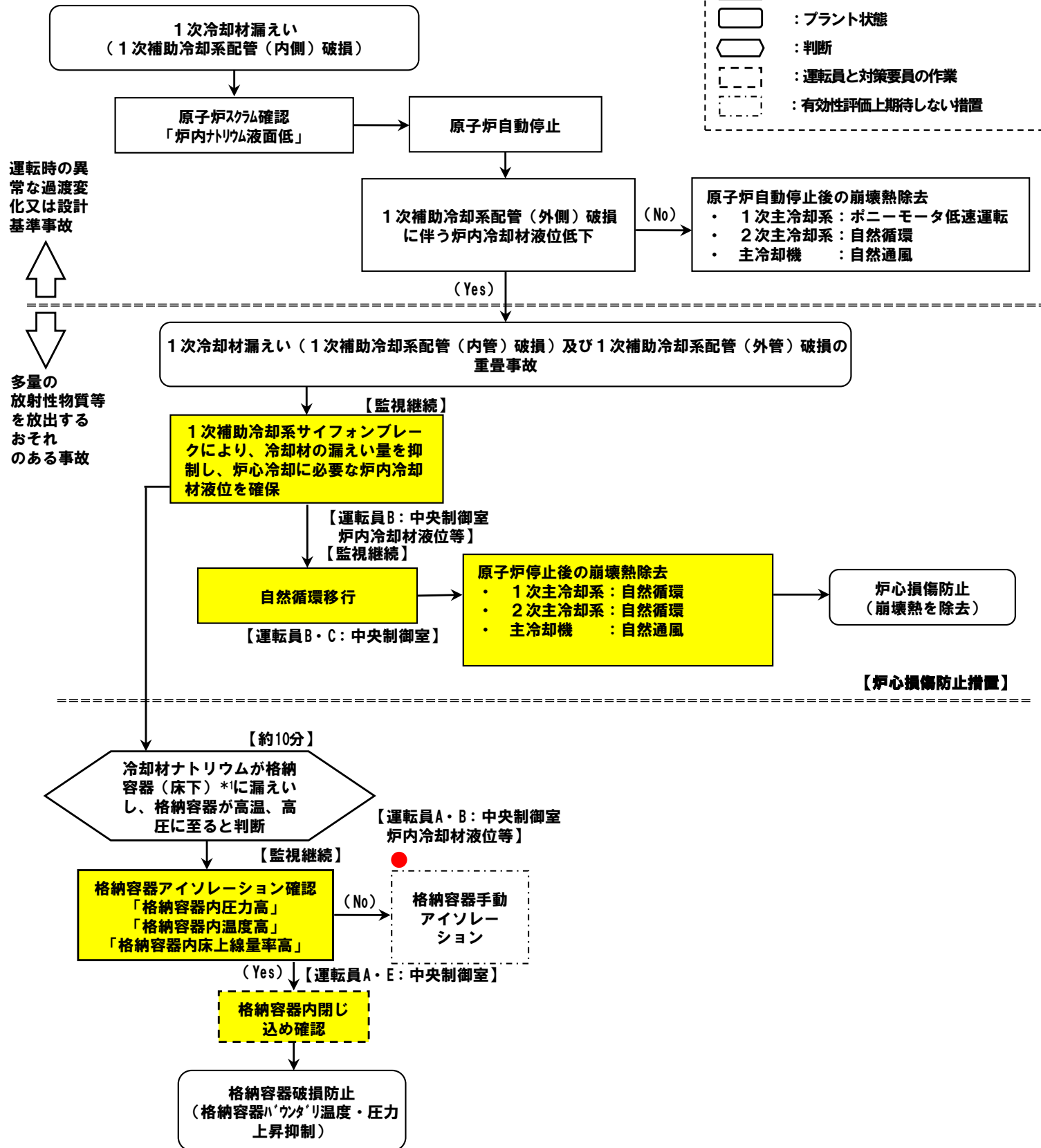
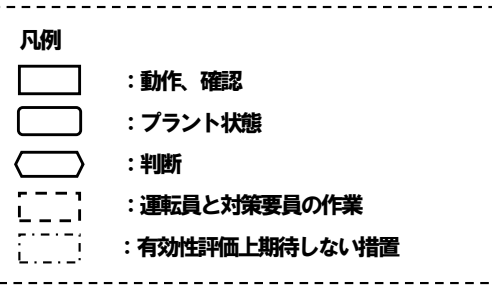
補助冷却系サイフォンブレイクにより、1次冷却材の漏えい量を抑制（[a]）し、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機其自然通風（[b]）により原子炉停止後の崩壊熱を除去することにより炉心の著しい損傷を防止。

【格納容器破損防止措置の概要】

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を有する措置と比べて極めて信頼性が高い。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、2次冷却材漏えいを異常事象としたPLOHSの評価事故シーケンス（ii）に示したとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機其自然通風により炉心の著しい損傷は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

LORL (iii) の評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要 (1/2)

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



□主な炉心損傷防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 補助冷却系サイフォンブレイク (非常用電源)
- 1次主冷却系 (自然循環)
- 2次主冷却系 (自然循環)
- 主冷却機 (自然通風)

□主な格納容器破損防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 格納容器アイソレーション 【非常用電源系】

*1: 原子炉運転中は格納容器 (床下) を窒素雰囲気中に保持

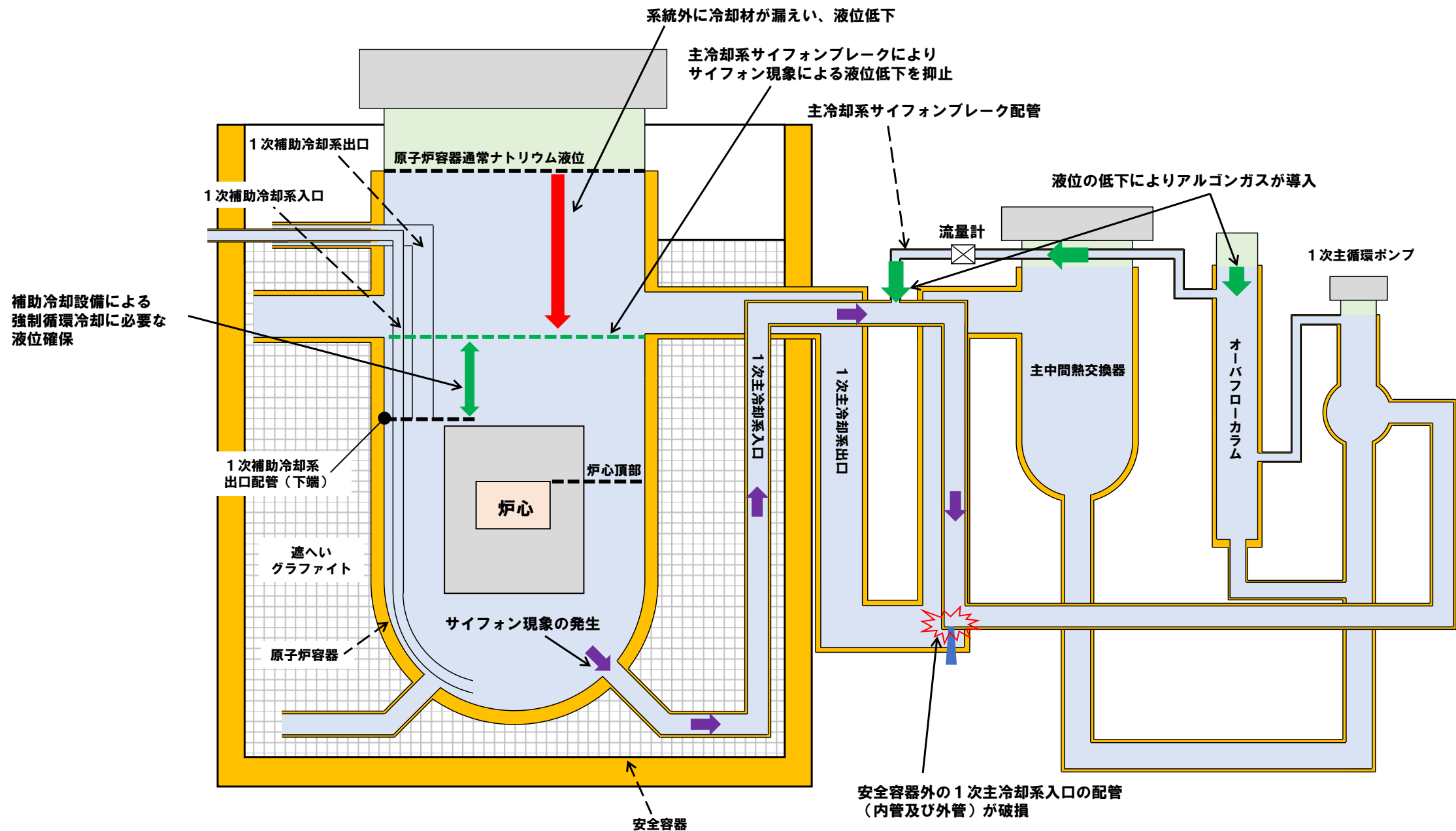
LORL (iii) の評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要 (2/2)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日		
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)												
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar from 0 to 180 min]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar from 0 to 30 min]												・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Shaded bar from 0 to 60 min]												
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・主冷却系の循環に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Shaded bar from 0 to 180 min]												・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。 ・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。
	運転員B、C	2 ・主冷却系の循環による冷却(自然循環)	[Shaded bar from 0 to 180 min]												
状況判断	運転員A、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Shaded bar from 0 to 180 min]												・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Shaded bar from 0 to 180 min]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。

炉心損傷防止措置の有効性評価
-LORL(ii)-

原子炉冷却材液位確保機能 – 主冷却系サイフォンブレーク –

- 安全容器より外側の1次主冷却系入口の低所配管（内管及び外管）が破損した際に、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を、主冷却系サイフォンブレーク配管からアルゴンガスが導入されることにより抑止し、補助冷却設備の強制循環冷却に必要な液位を確保
- 配管等の適切な配置によりアルゴンガスは、オーバフローカラムの液位低下に伴い、受動的に導入（電源及び運転員操作不要）
- 主冷却系サイフォンブレーク配管には、通常運転時に配管内のナトリウムの流れを確認できるよう電磁流量計を設置
- 主冷却系サイフォンブレーク配管等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備



主冷却系サイフォンブレークの概念図

1. 対象事象

1 次冷却材漏えい（主冷却系配管（内管）破損）及び主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

2. 主な炉心損傷防止措置

- ・ 主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材を保持し、炉心冷却に必要な液位の確保
- ・ 補助冷却設備の強制循環冷却による崩壊熱除去

3. 評価

本評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置の有効性評価は、原子炉容器の液位の低下速度に僅かな差が生じるが、評価項目との比較において、有効性評価の結果は、LORL (i) の炉心損傷防止措置の有効性評価と概ね同じである。

格納容器破損防止措置の有効性評価

-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（ii））-

LORL (ii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

原子炉容器外面冷却におけるFLUENTの解析体系の概要

1. 対象事象

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

2. 主な格納容器破損防止措置

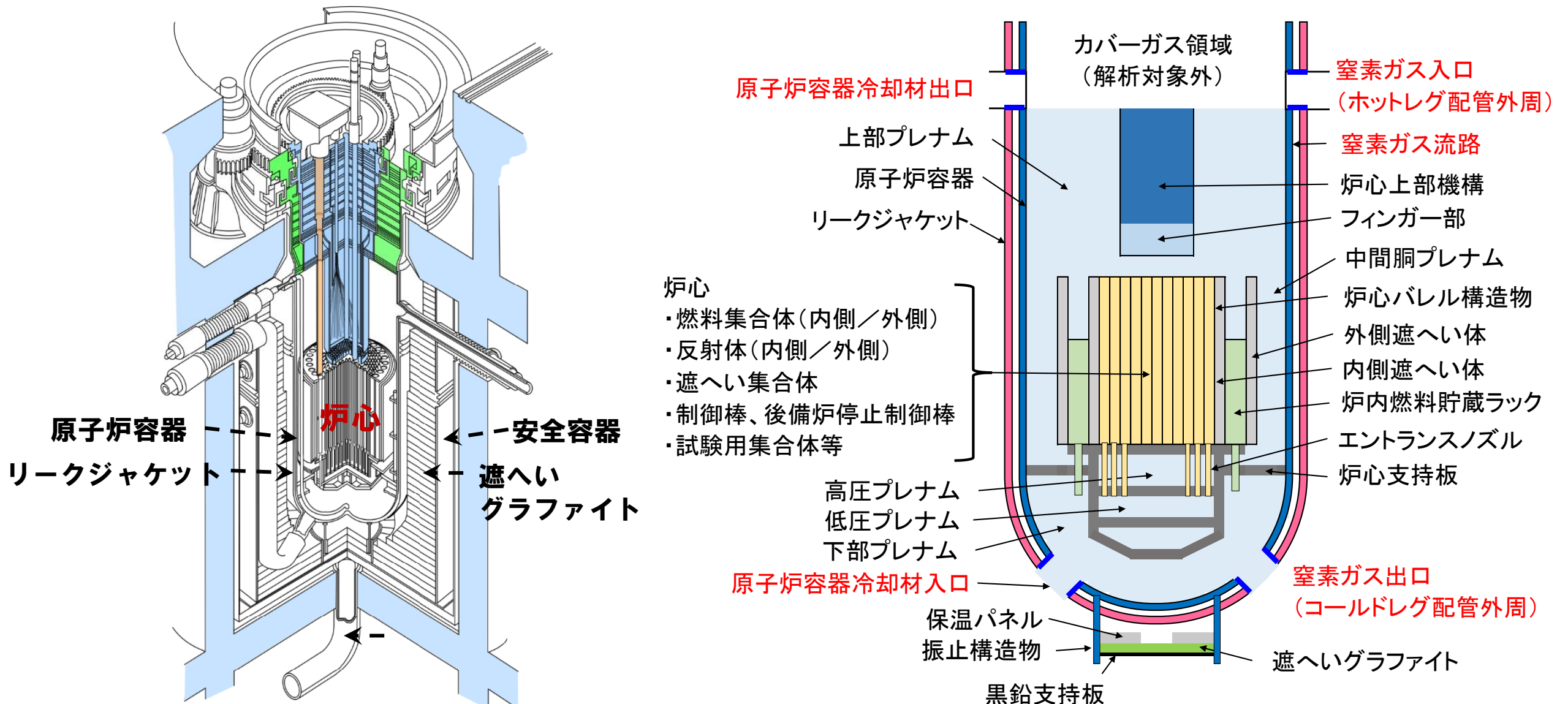
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却

3. 主な事象推移

1次冷却材の漏えいにより主冷却系の循環に必要な液位を喪失した後、補助冷却設備による冷却機能を喪失

4. 解析体系

ナトリウム液面、リークジャケット側面は、保守側の設定として、除熱に寄与しない断熱条件とする。



FLUENT解析体系の概要

LORL (ii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

原子炉容器外面冷却の主な解析条件と解析結果

5. 主な解析条件と解析結果

■ 主な解析条件

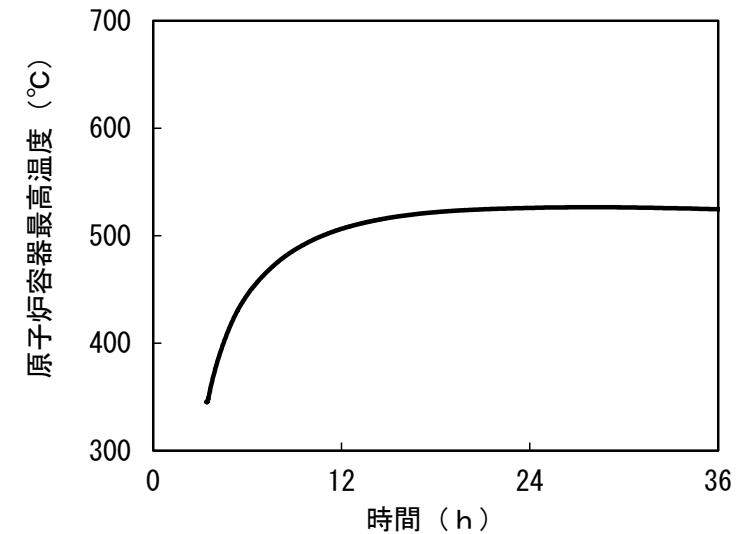
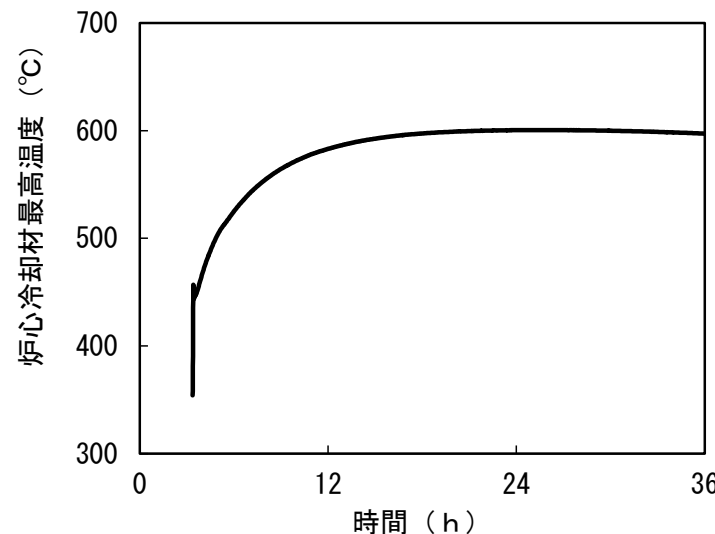
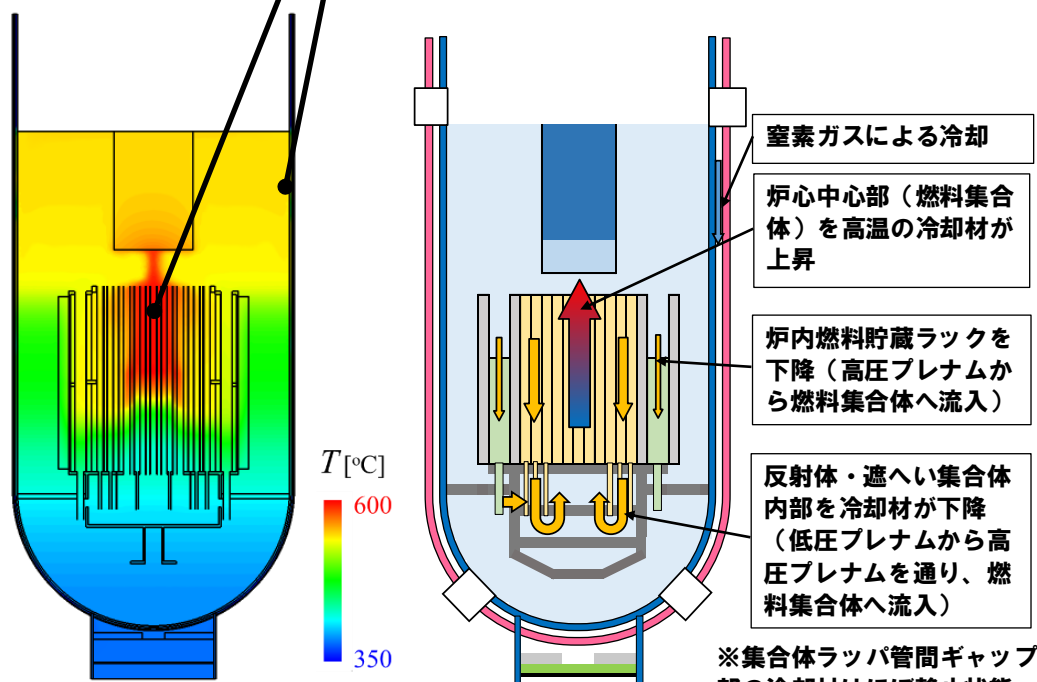
- 1次主冷却系流路の途絶直前のSuper-COPDの解析結果(*1)を参照し、各領域の温度と流量条件(ナトリウム、窒素ガス)を設定して初期状態を計算(初期定常計算)した後、過渡解析(非等温条件)を実施。
- 1次主冷却系の途絶により、入口流量が瞬時にゼロとなるよう保守側に設定。

項目	初期温度(*1)
支持板上方領域	約350 °C
支持板下方領域	約340 °C
炉心領域	約340 °C

項目	初期定常計算 (等温条件)	過渡解析 (非等温条件)
炉出力	-	崩壊熱の時間変化
Na流量	約81 kg/s (*1)	流路途絶後の1次主冷却系の流量は考慮せず、原子炉容器内で自然循環
Na入口温度	約340 °C	
窒素流量	6,000 kg/h	
窒素入口温度	40 °C (コンクリート遮へい体冷却系の定格温度)	

■ 主な解析結果

項目	最高温度 [°C]	時刻 [時間]
冷却材	約600	約26
原子炉容器	約530	約28



→原子炉容器とリークジャケットとの間にコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを循環させることで原子炉容器外面から炉心部を冷却し、炉心の著しい損傷が回避され、本措置が有効と評価

温度分布 (事象発生後約28時間) と流動の様子

LORL (ii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 ー格納容器応答過程ー (1/2)

1. 対象事象

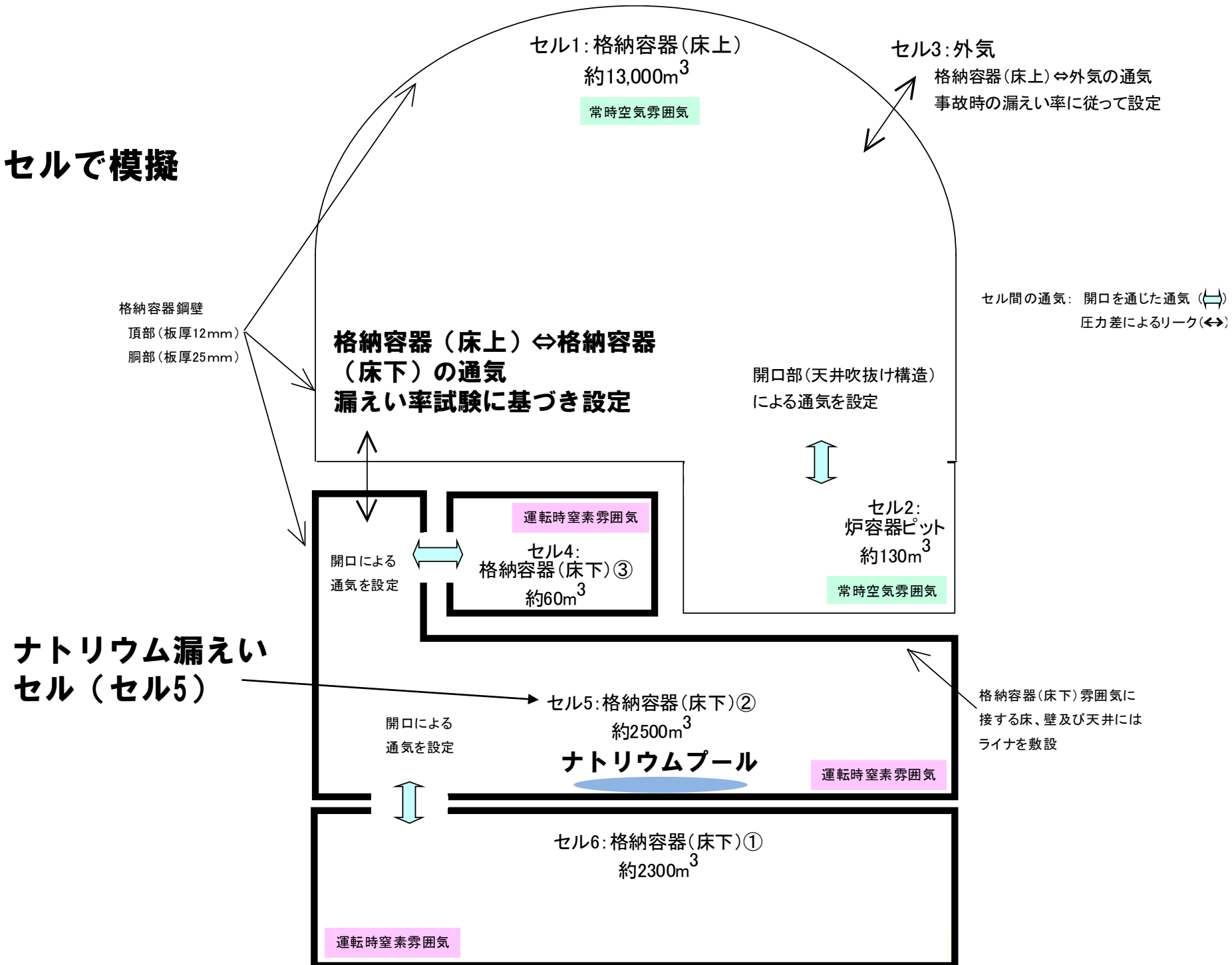
- 1次冷却材漏えい（主冷却系配管（内管）破損）及び主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

2. 解析コード

CONTAIN-LMR

3. 解析体系の概要

外気領域を含め格納容器内を6セルで模擬



LORL (ii) の格納容器破損防止措置の有効性評価

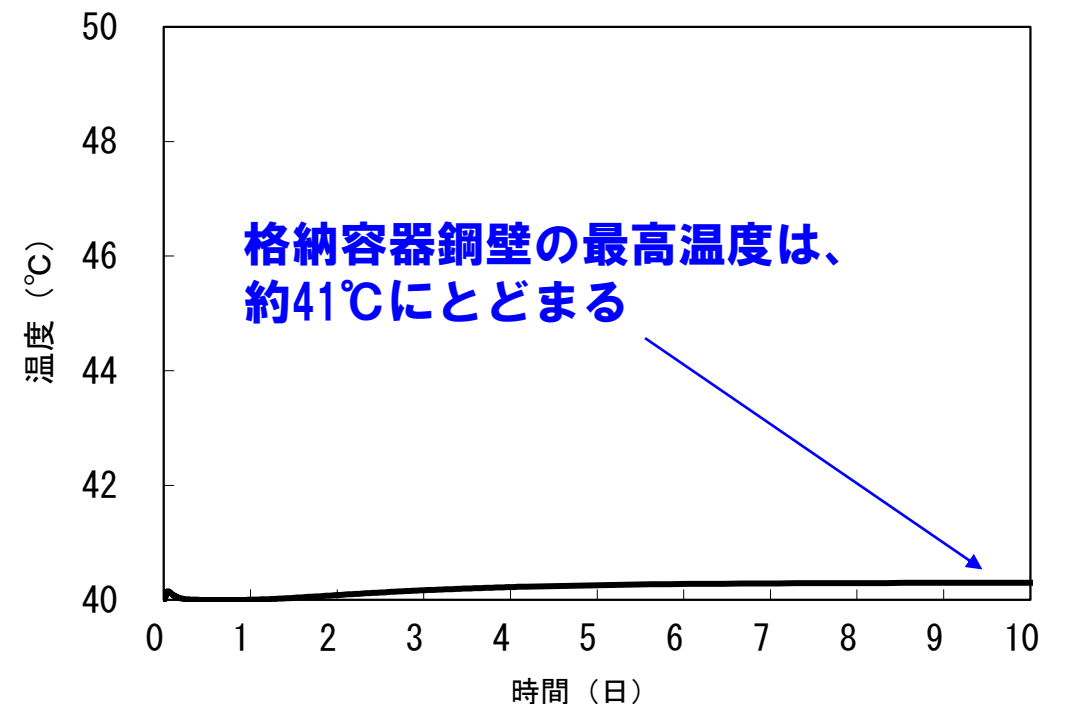
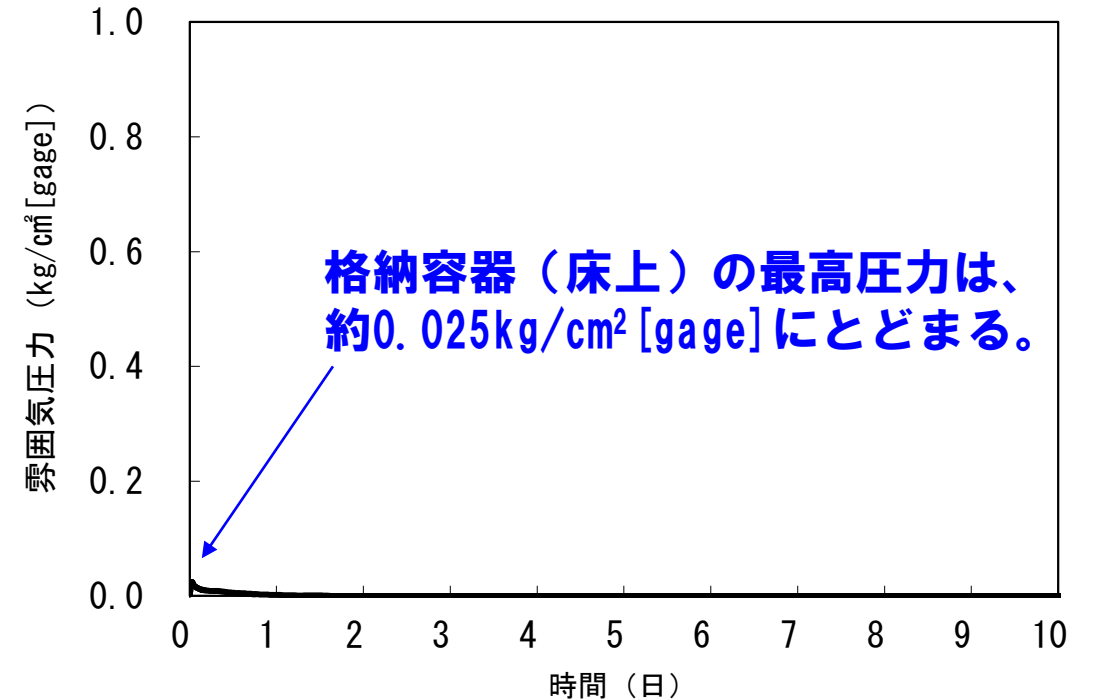
—格納容器応答過程— (2/2)

4. 主な解析条件

項目	条件
漏えいナトリウム温度、漏えい率	1次主冷却系のホットレグからの漏えいを想定し、事象の進展を踏まえ設定
格納容器内初期雰囲気組成	酸素:0.21、水蒸気:0.029 (モル比、格納容器(床上)) 酸素:0.035、水蒸気:0.012 (モル比、格納容器(床下))
格納容器床上と格納容器床下の通気	考慮
反応形態	漏えいナトリウムのプール燃焼
熱輸送形態	熱輻射、自然対流熱伝達
コンクリートからの水分放出	考慮

→格納容器(床上)の設計圧力(1.35kg/cm²[gage])及び格納容器鋼壁の設計温度(150℃)を下回ることから、格納容器の破損は防止されることから、格納容器破損防止措置は有効と評価

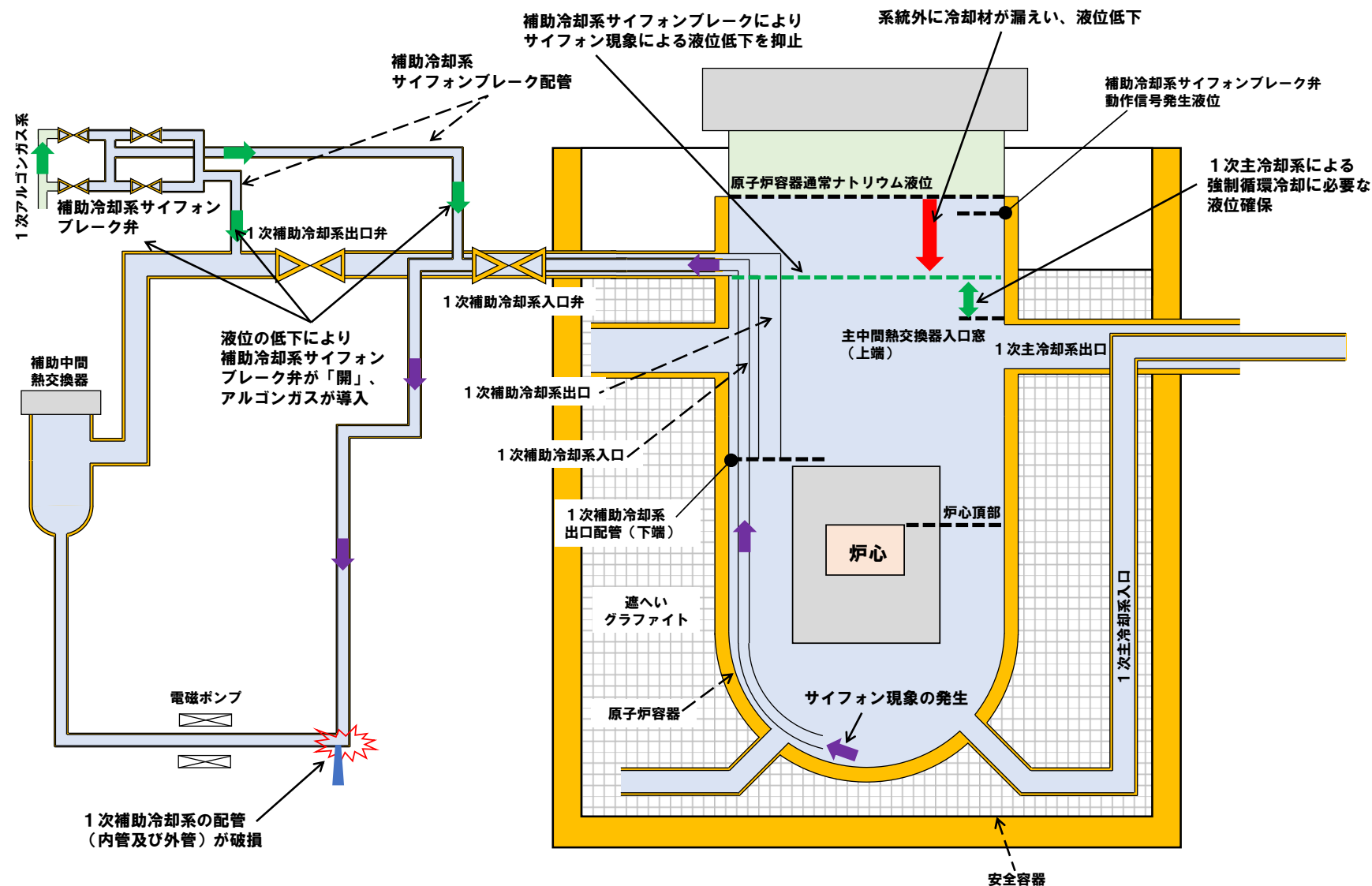
5. 主な解析結果



炉心損傷防止措置の有効性評価
-LORL (iii) -

原子炉冷却材液位確保機能 — 補助冷却系サイフォンブレーク —

- 1次補助冷却系の低所配管（内管及び外管）が破損した際に、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を、補助冷却系サイフォンブレーク配管からアルゴンガスを導入することにより抑止し、1次主冷却系の循環に必要な液位を確保
- アルゴンガスは、原子炉容器の冷却材液位が所定の液位まで低下した時点で、自動で補助冷却系サイフォンブレーク止弁が「開」となり導入
- 補助冷却系サイフォンブレーク弁は、中央制御室での操作、及び現場での直接操作が可能
- 使用する機器等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備、また、電源を必要とするものは、非常用電源設備より給電
- 補助冷却系サイフォンブレーク失敗を仮想した場合であっても、1次補助冷却系の出入口弁（電源：直流無停電電源系）を「閉」とすることにより、1次主冷却系の循環に必要な液位の確保が可能



補助冷却系サイフォンブレークの概念図

1. 対象事象

1 次冷却材漏えい（補助冷却系配管（内管）破損）及び補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

2. 主な炉心損傷防止措置

- ・ 補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材を保持し、炉心冷却に必要な液位の確保
- ・ 主冷却系2ループの自然循環冷却による崩壊熱除去

3. 評価

本評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置の有効性評価は、主冷却系2ループの自然循環を措置とする外部電源喪失を異常事象としたPLOHSの炉心損傷防止措置の有効性評価と概ね同じである。

格納容器破損防止措置の有効性評価

-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（iii））-

1. 対象事象

1 次冷却材漏えい（補助冷却系配管（内管）破損）及び補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

- 補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材を保持し、炉心冷却に必要な液位の確保
- 主冷却系1ループの自然循環冷却による崩壊熱除去

3. 評価

本評価事故シーケンスの格納容器破損防止措置の有効性評価は、主冷却系1ループの自然循環を措置とする2次冷却材漏えいを異常事象としたPLOHSの炉心損傷防止措置の有効性評価と概ね同じである。

制御棒の挿入時間が長くなっても炉心損傷に至らないことの説明

－ 制御棒の落下速度による影響の評価 －

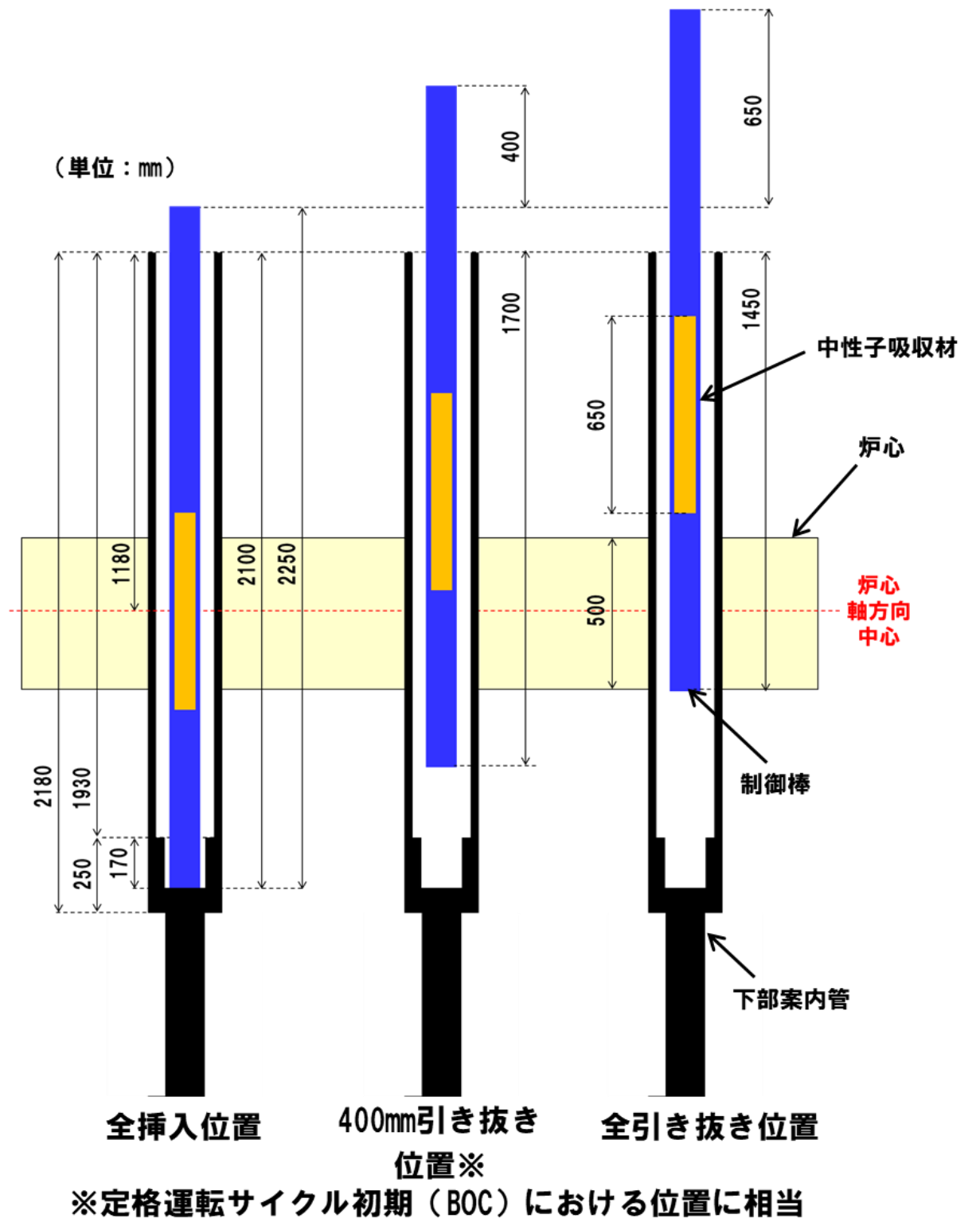
【原子炉停止システムの構造概要】

制御棒（後備炉停止制御棒含む。）
が全引き抜き位置にあっても、
60%以上が下部案内管内部に位置



- 制御棒の下方に、制御棒の下降を阻害するものは存在しない。
- 制御棒下部案内管は、他の集合体とは独立して設置され、制御棒の落下・挿入をガイドする役割を果たす。

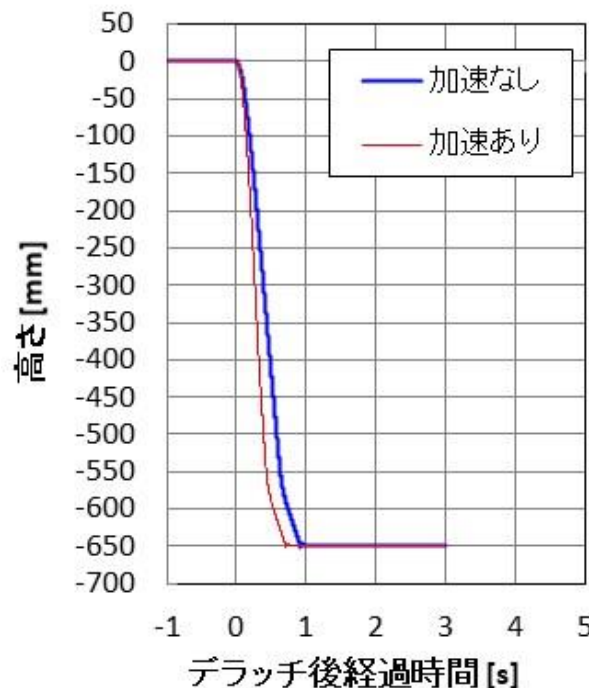
駆動ストローク：約65cm



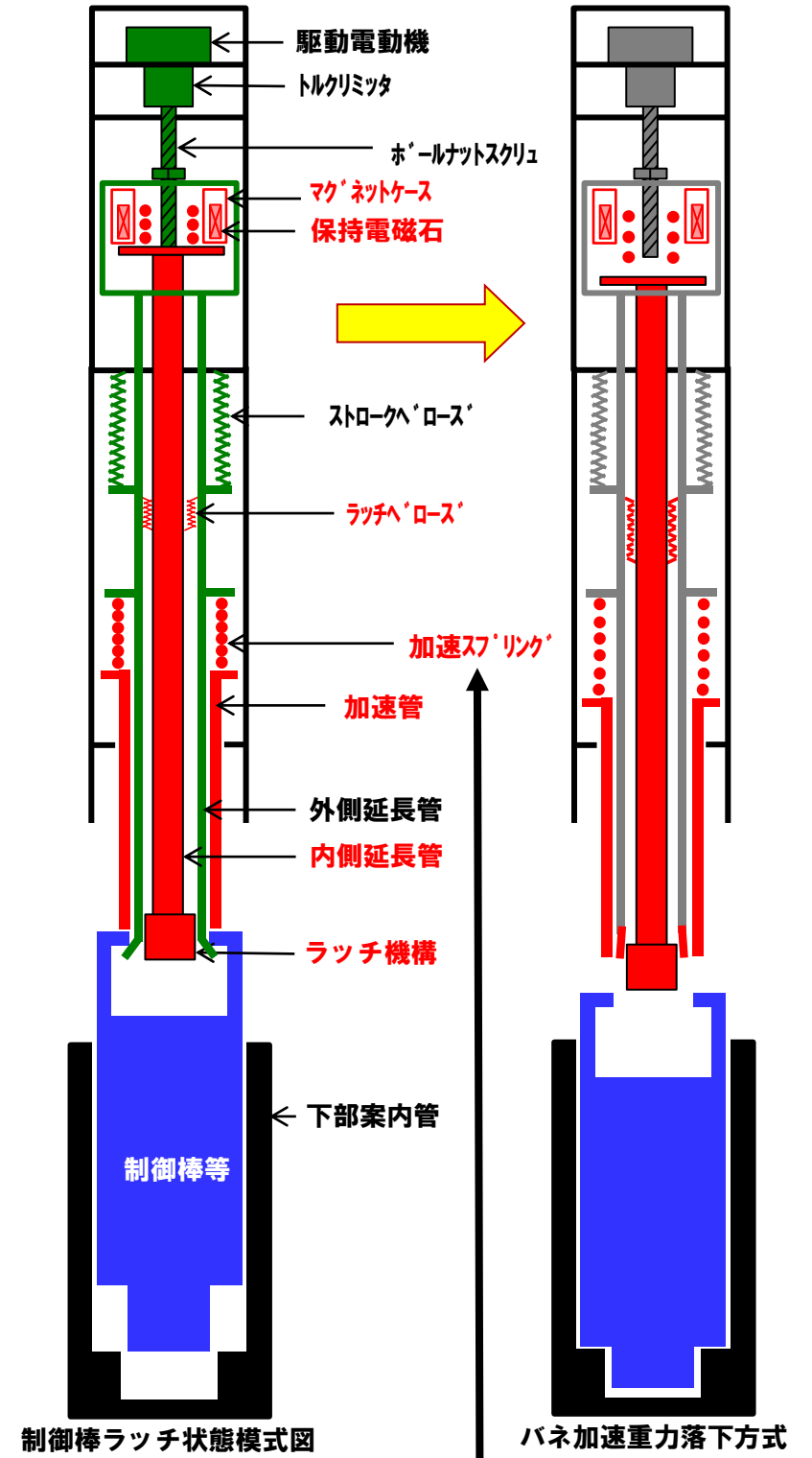
制御棒と制御棒下部案内管の相対位置関係

スプリング加速がない場合の制御棒及び後備炉停止制御棒の落下速度

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

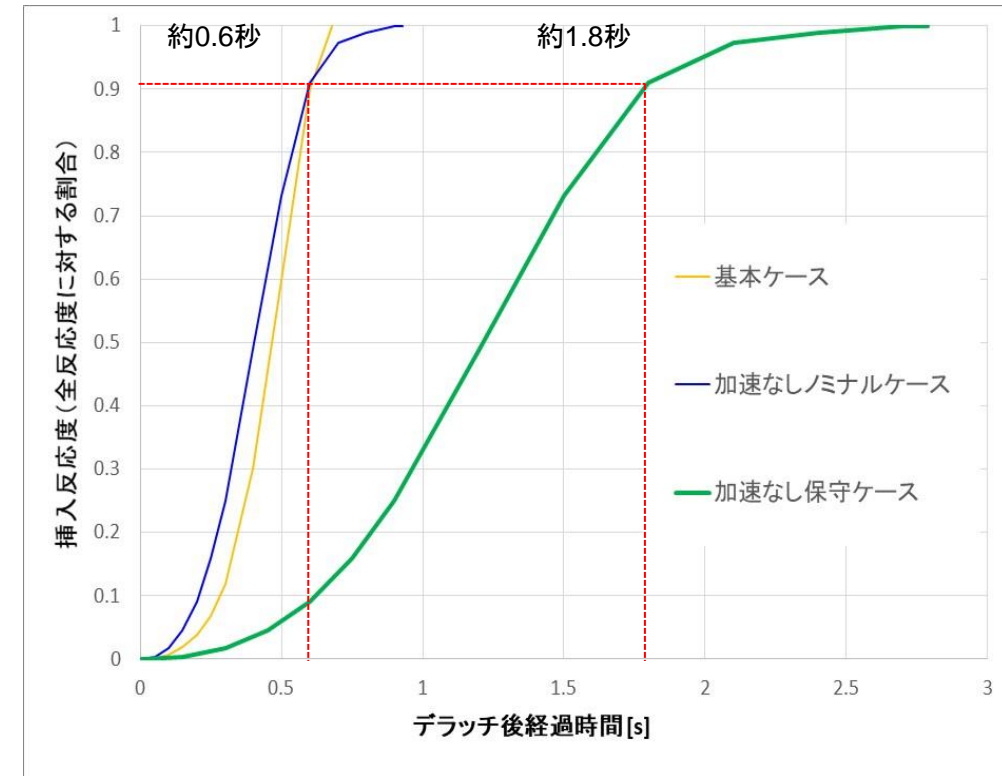


スプリング加速の有無による
制御棒等の落下速度への影響

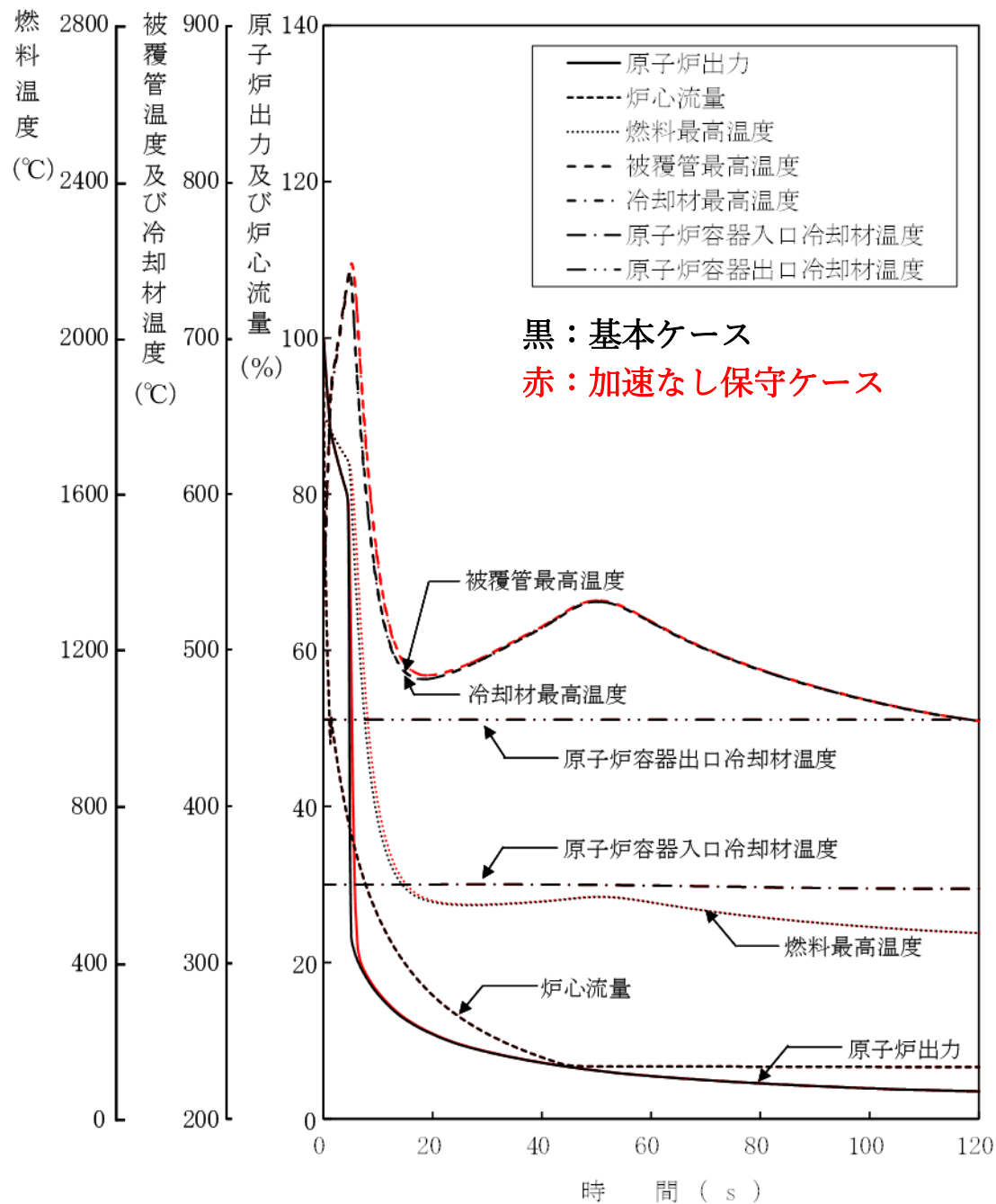


原子炉スクラム時には、保持電磁石の励磁断により、制御棒等は、自重で落下するとともにスプリングにより加速されて炉心に落下・挿入（バネ加速重力落下方式）

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



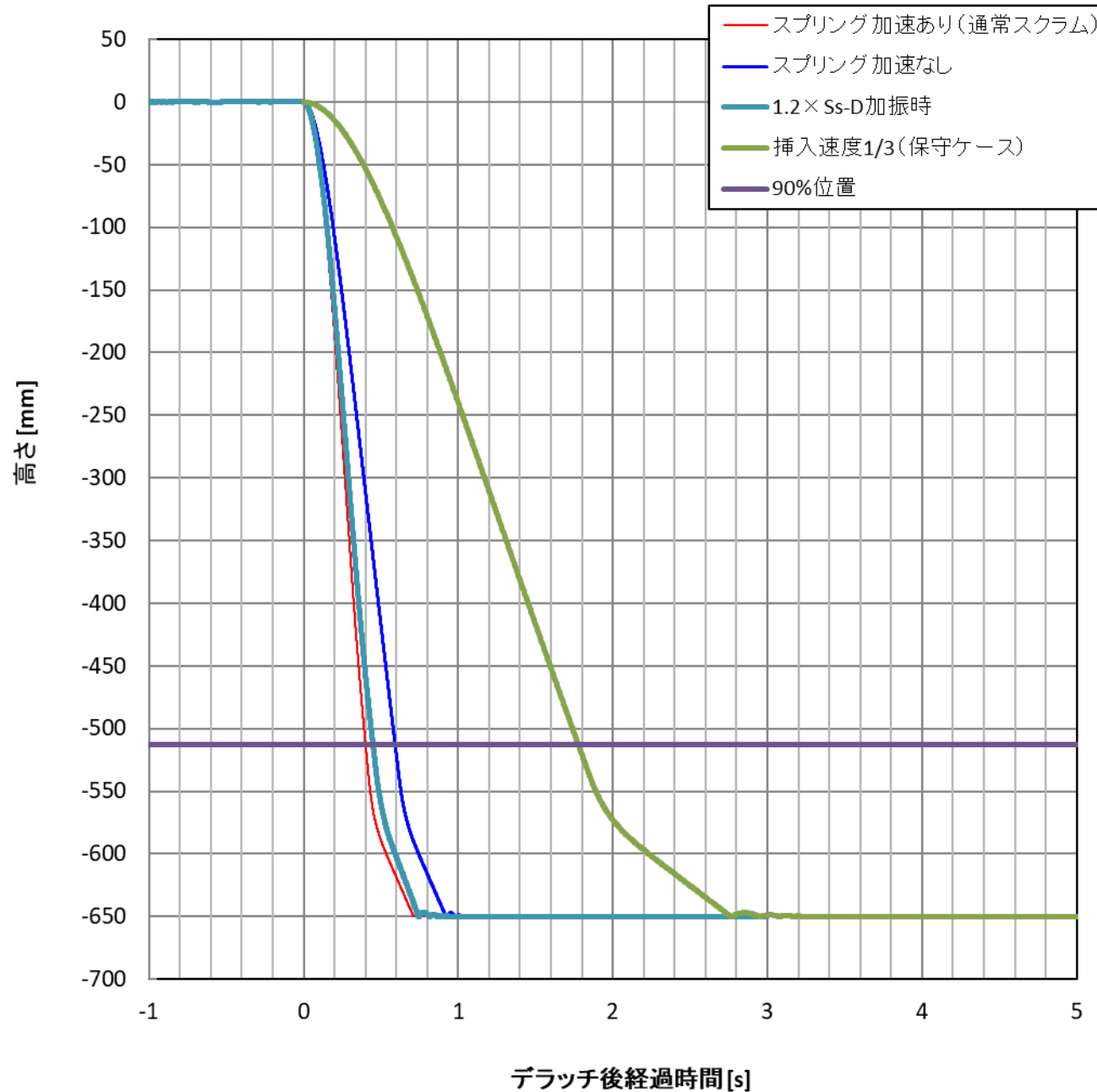
影響評価用スクラム反応度曲線



項目	基本ケース	加速なし保守ケース
燃料最高温度	約1,800℃	約1,800℃
被覆管最高温度	約743℃	約748℃
冷却材最高温度	約741℃	約746℃

→後備炉停止制御棒の落下速度を遅くした結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は共に約5℃高くなるが、落下速度による影響は小さいことを確認

加速なし保守ケースの設定について

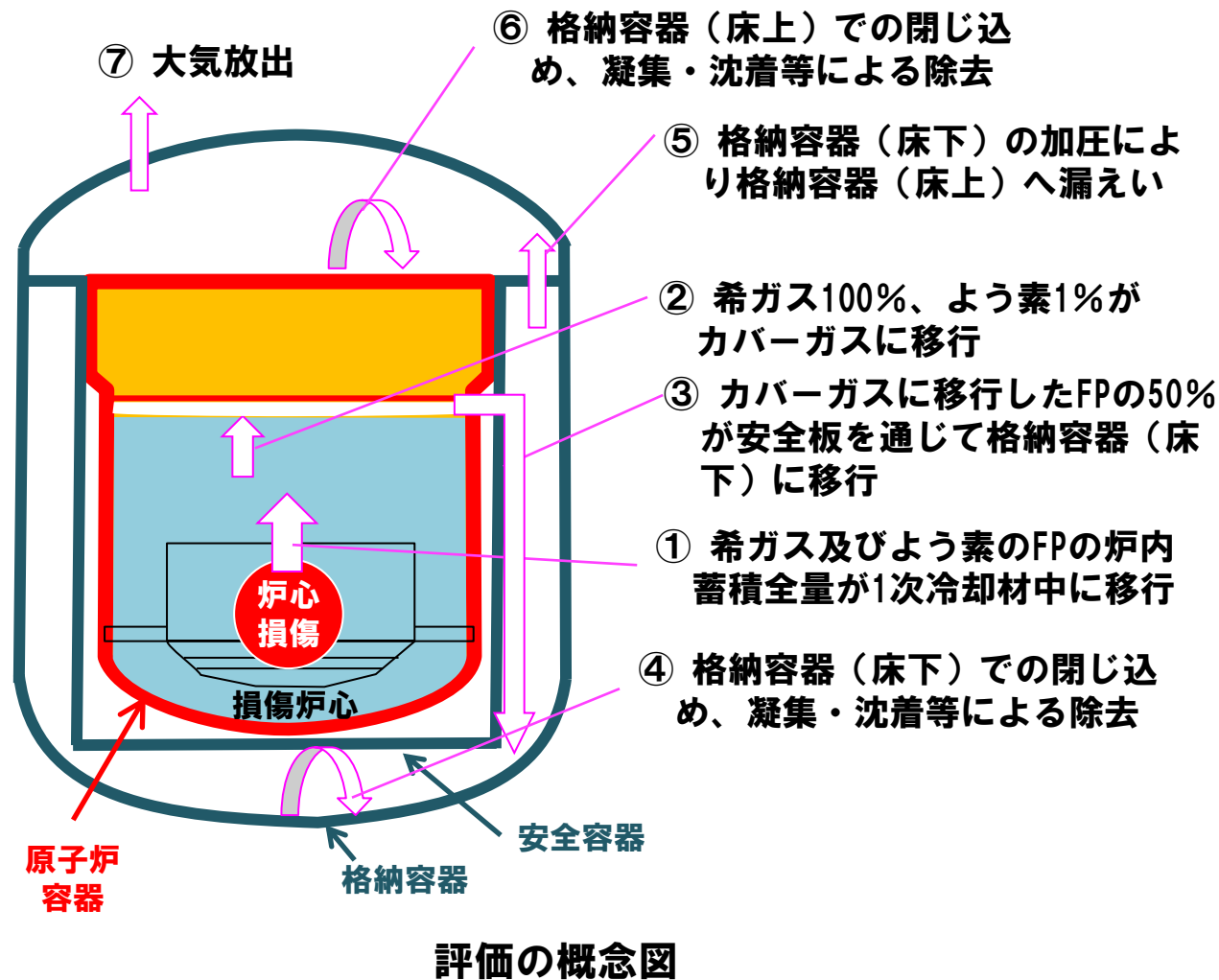


- **加速なし保守ケース（挿入速度1/3）では、設計基準地震動を超える地震を裕度をもって包絡するように挿入曲線を設定する。**
- **基準地震動 S_s を超える地震（ S_s 超過地震）に対する評価では、 S_s -D波による応答の1.2倍を想定している。**
- **S_s -D波による原子炉容器応答の1.2倍の加振時における制御棒挿入は、ADAMS解析では通常スクラム時（スプリング加速あり、加振なし）より挿入時間が遅れるものの、スプリング加速を考慮しないケースよりも挿入は早く（左図）、スプリング加速を考慮しないケースが保守的となる。**
- **安全余裕として、スプリング加速を考慮しないケースに一定の上乗せをしたケースを仮定し、解析における挿入曲線とする。ここでは、工学的判断として落下速度を1/3に設定する。**

ULOF時の中央制御室における実効線量の評価

事象推移及び移行割合の概要

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



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

主な評価条件の設定値等

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

注) []内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

主な評価条件及び評価結果

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

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

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

格納容器外への放出量及び中央制御室における実効線量

	炉内蓄積量（Bq）	格納容器移行割合（%）	大気移行割合（%）	大気放出量（Bq）	実効線量（mSv）
希ガス	1.3×10^{18}	50	- （格納容器漏えい率に基づき移行）	1.7×10^{15}	2.5 ガンマ線による全身への実効線量
よう素 （I-131換算・成人）	1.8×10^{17}	0.5	0.02 [1×10^{-4}]	1.8×10^{11}	1.5

注）[]内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

ULOF時の中央制御室の実効線量の評価（3/3）

冷却材ナトリウムからカバーガスへの放射性物質移行割合

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

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

以上より、炉外試験の知見は「常陽」に適用できると判断している。

【よう素に関する「常陽」条件と炉外試験条件の比較】

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

【セシウムに関する「常陽」条件と炉外試験条件の比較】

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

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

ULOFの格納容器破損防止措置の格納容器応答過程の解析手法等

ULOFの格納容器破損防止措置の格納容器応答過程 解析手法及び解析体系

1. 解析コード

CONTAIN-LMR

2. 解析体系の概要

外気領域を含め格納容器（床上）を3セルで模擬

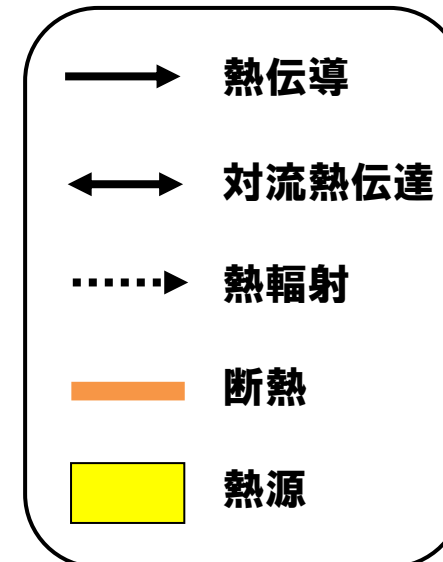
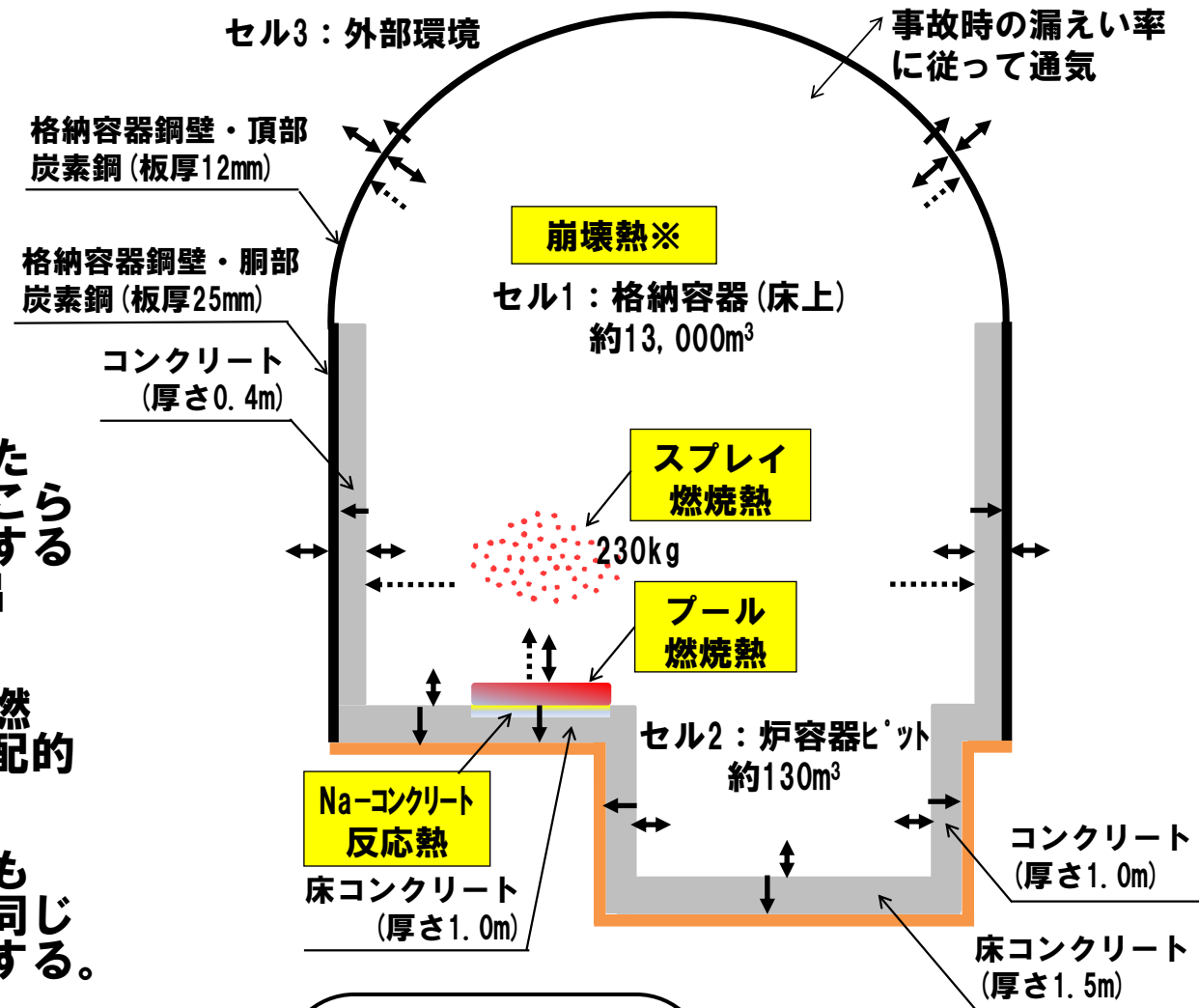
3. 解析条件

(1) ナトリウム燃焼の想定

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

(2) 主な解析条件

- ① 液滴径：0.1mm（スプレイ燃焼時）、
5mm（プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応時）
- ② プール面積：約30m²
- ③ 格納容器内初期雰囲気組成（モル比）：酸素0.21、水蒸気0.029
- ④ 格納容器（床上）と外気の通気：考慮
- ⑤ 熱輸送形態：熱輻射、自然対流熱伝達、熱伝導
- ⑥ 放熱の設定：格納容器鋼壁と外気の間は対流熱伝達（同熱伝達率は約6W/m²/K）、格納容器（床上）と（床下）の境界は断熱と設定



※格納容器（床上）へ
放出された核分裂生
成物の崩壊熱を格納
容器内雰囲気に加

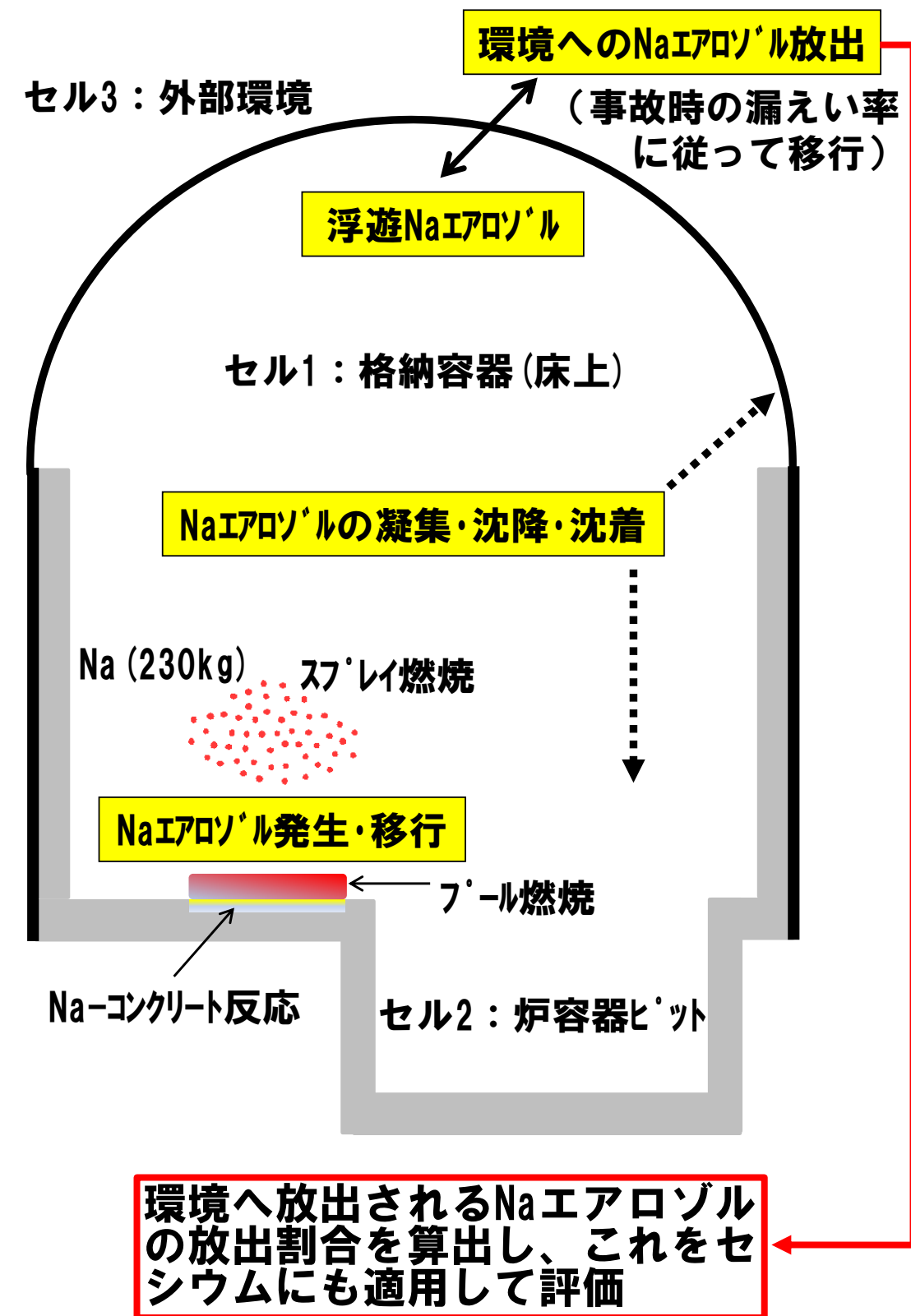
ULOFの格納容器破損防止措置の格納容器応答過程 セシウム挙動評価

(1) 環境へ放出されるセシウムの評価方法

- ① セシウム (Cs) 等の放射性物質を含むナトリウム (Na) は、空気雰囲気である格納容器 (床上) へ噴出するとスプレイ燃焼及びプール燃焼し、Naエアロゾル (Na_2O 、 Na_2O_2 、 NaOH) を発生する。Cs等はこれらのNaエアロゾルに付随して移動すると仮定し、放射性物質自体の計算は行わない。即ち、Naエアロゾルのみを考慮して、その後の凝集・沈降・沈着・移行を計算する。
- ② 雰囲気中に浮遊しているNaエアロゾルの一部は、圧力差に起因する漏れにより環境へ放出される。同エアロゾルを積算し (Na換算)、環境への放出割合 (分母は230kg-Na) を求める。
- ③ ②で求めたNaエアロゾルの放出割合がCsにも適用できるとして環境への放出量を求める。この際のCsのソースは、炉内インベントリ ($\text{Cs-137} : 3.9 \times 10^3 \text{TBq}$) に対して、崩壊熱除去機能喪失事象の場合には全量を対象とし、ULOFの場合にはNaによる保持効果 (1/10に低減) を考慮する。

(2) 本評価における保守性

- ① 共存する放射性物質のエアロゾルを考慮していないため、凝集や沈降を過少評価、即ち浮遊エアロゾル量を過大評価している。
- ② CONTAIN-LMRではエアロゾルの密度を1つしか入力できないため、Naエアロゾルの中でも小さめの 300kg/m^3 を設定している。なお、Csは金属単体での密度がNaより大きい (室温で約2倍)、Csエアロゾルの密度はより大きくなる。密度は重力沈降に影響するため、結果として浮遊エアロゾル量を過大評価している。
- ③ 格納容器 (床上) 内に存在する内部構造物への沈着や環境へ放出する際の間隙部における付着による減衰を考慮していない。



環境へ放出されるNaエアロゾルの放出割合を算出し、これをセシウムにも適用して評価

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

4. 解析結果

格納容器（床上）の雰囲気圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約 0.93kg/cm^2 [gage] まで上昇するが、格納容器の設計圧力 1.35kg/cm^2 [gage] を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約 68°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 $0.76\text{vol}\%$ まで上昇するが、可燃限界濃度の $4\text{vol}\%$ を下回る。

