



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）

－ 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5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) **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**
 - 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、評価事故シーケンスの選定に当たり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（ $2,650^{\circ}\text{C}$ ）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°C ）以下であること。
 - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（ 910°C ）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°C ）以下であること。
- 熱設計基準値を下回る限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力は低く、かつ、変化はほとんど生じないため、冷却材圧力を評価項目とする必要はない。
- なお、これらの評価項目は「運転時の異常な過渡変化」の判断基準と同様であり、炉心損傷に対して大きな余裕がある。

■ 「常陽」の以下の安全上の特徴を考慮して格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目を設定する。

- ✓ 低圧システム（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]）
- ✓ 伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用
- ✓ 燃料装荷量の少ない（約1 ton）小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有している（冷却材温度反応度係数及びボイド反応度係数がほぼ全炉心で負）
- ✓ 原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成
- ✓ 格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在

1. 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象では「炉心損傷防止措置の有効性評価」で設定した項目を適用する。
 - ① 燃料最高温度、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度が熱設計基準値（それぞれ2,650、840、910℃）以下であること。
 - ② 被覆管の累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
 - ③ 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。
2. 炉心の著しい損傷に至った場合の放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）の原子炉容器内閉じ込め
 - 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 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
3. 原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合（即発臨界超過によるエネルギー放出）
 - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
 - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - 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。

4. 「炉心の著しい損傷に至った場合の損傷炉心物質の原子炉容器内閉じ込め」が達成出来ない場合の損傷炉心物質等の安全容器内閉じ込め
 - 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 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
5. 主中間熱交換器や補助中間熱交換器の過温・過圧破損の防止
 - ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
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
 - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響等に対して、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。

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))

●：選定した評価事故シーケンス

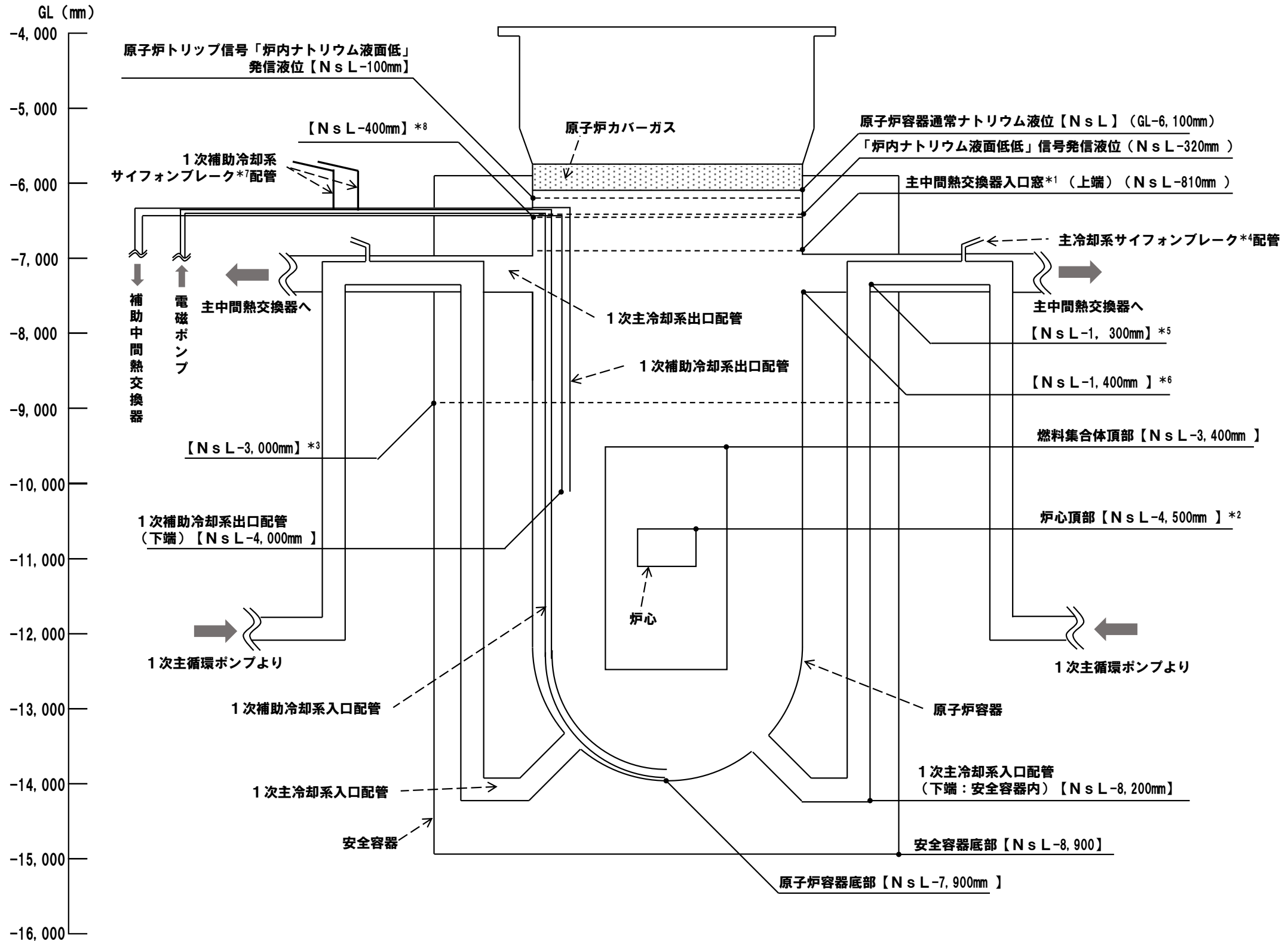
No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置		格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
		液位確保	炉心冷却		
● 1	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	主冷却系サイフォンブレイク	①補助冷却設備による強制循環冷却又は ②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却（補助冷却設備による強制循環冷却が機能しないことを仮定）	<p>・本事象グループには、異常事象（1次冷却材漏えい）と措置との従属性や異常事象によるプラント応答が異なる事故シーケンスが含まれているが、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.4』の評価事故シーケンスに対する有効性評価結果を提示しており、『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は別途提示する。

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

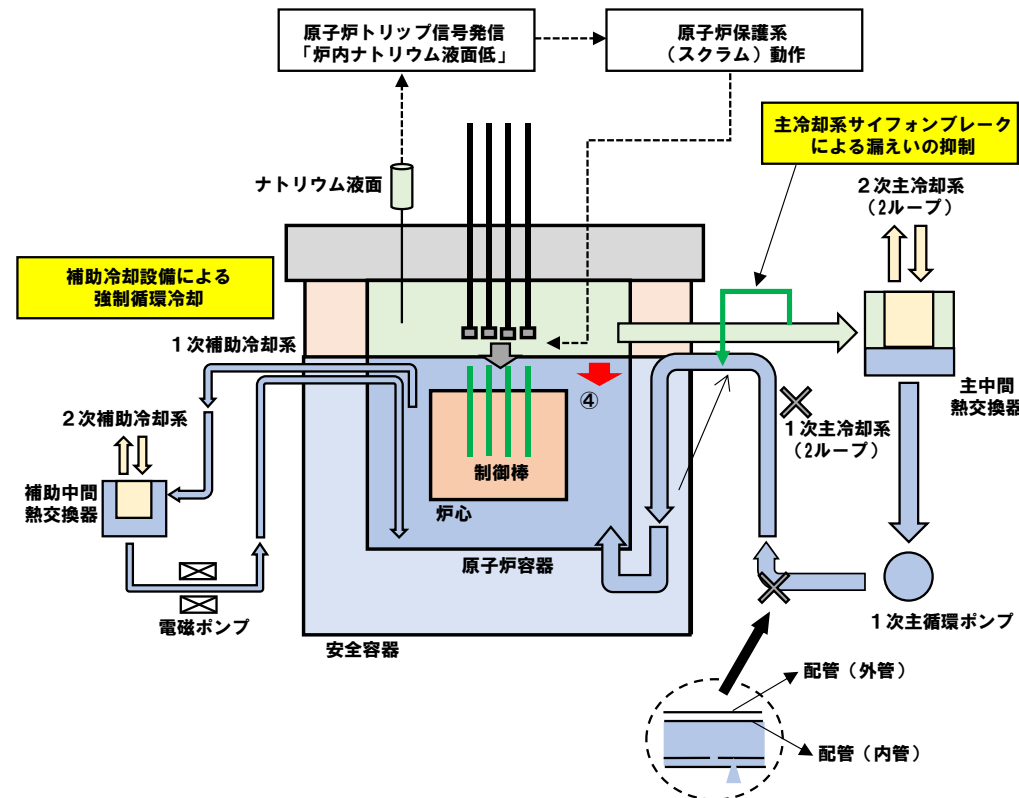
*7：1次補助冷却系の低所に位置する配管（内管及び外管）が破損し、サイフォン現象による原子炉容器冷却材液位の低下を防止するため、サイフォンブレイク弁が開となり1次アルゴンガスが流入することによりサイフォン現象をブレイク（「炉内ナトリウム液面低低」信号により自動でサイフォンブレイク弁が作動）

*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

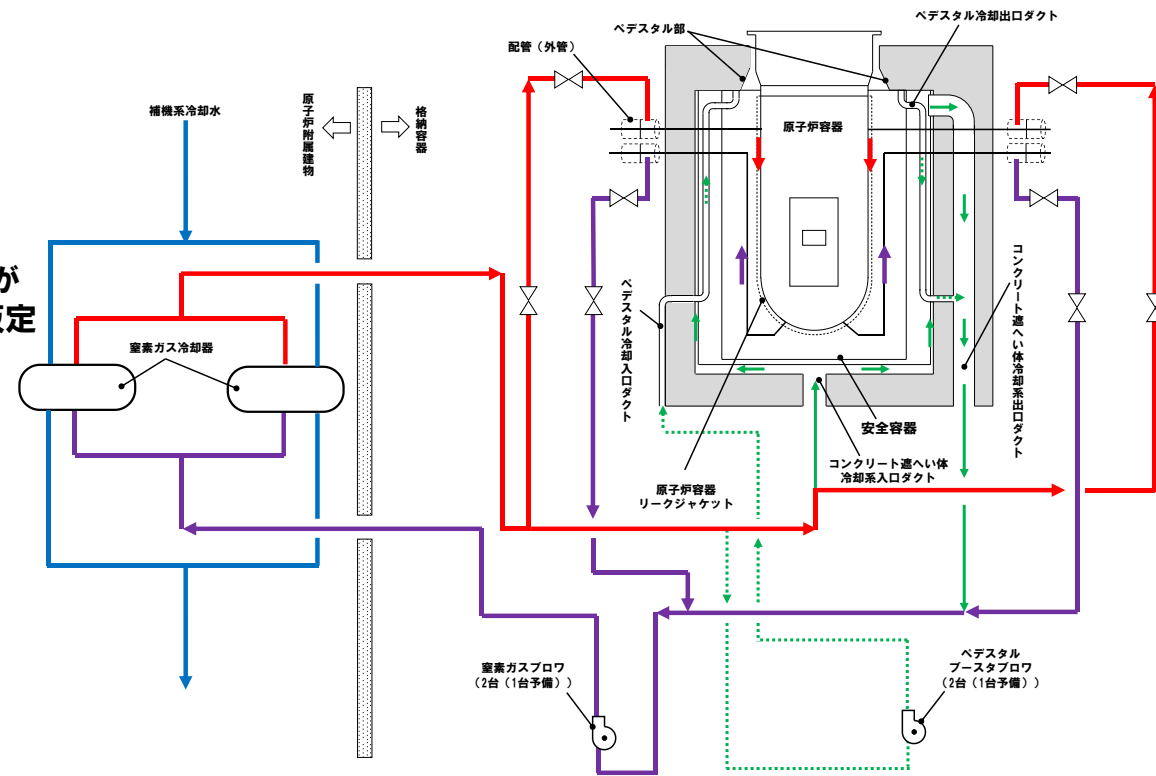
LORL (ii) の評価事故シーケンスの概要

【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



炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



(ii) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

(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】

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。

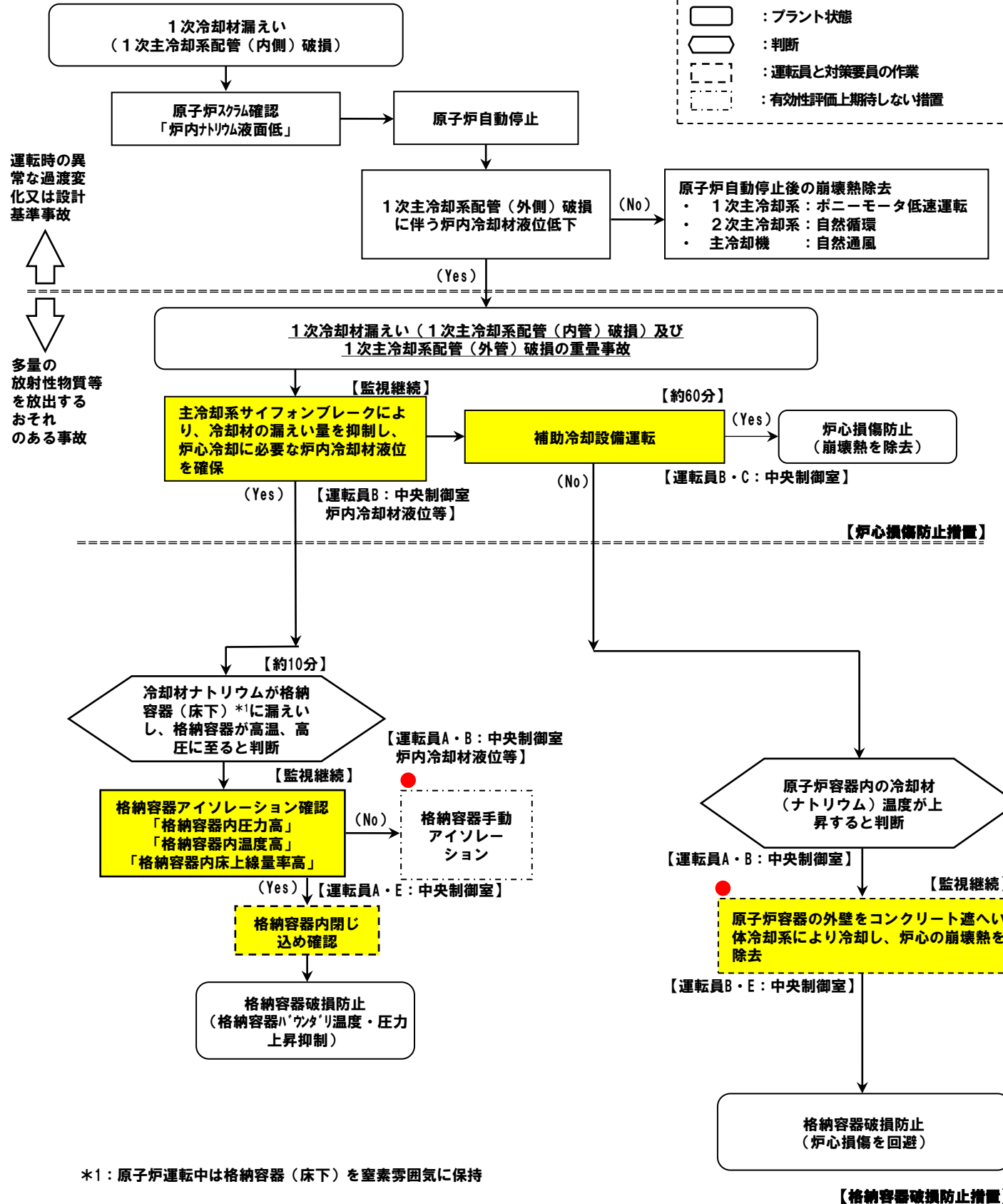
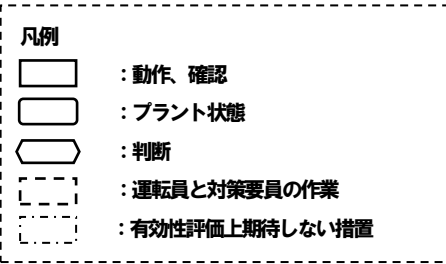
【評価事故シーケンスの概要】

- ・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)

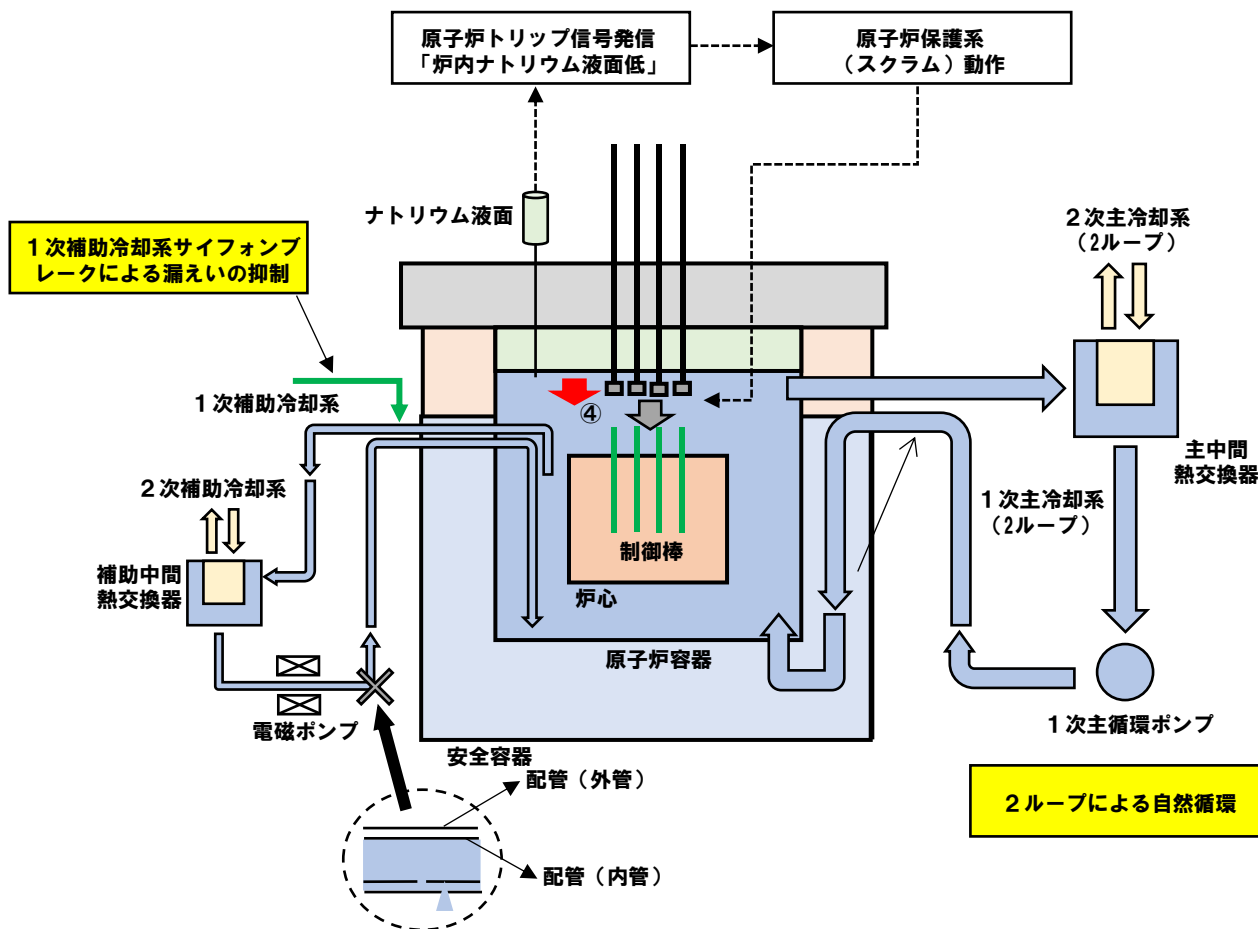
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
			5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日																
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(1次主冷却系配管(内側)破損) ▼事故発生の判断(1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・ 運転操作指揮	[Shaded]																										
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉スクラム確認	[Shaded]																・ 「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]																・ 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]																・ 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]																・ 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]																・ 冷却材の著しい昇温が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。										
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壁外面冷却	[Shaded]																・ コンクリート遮へい体冷却系の運転により、原子炉容器壁外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。										
格納容器破損防止措置	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]																・ 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。										
	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認	[Shaded]																・ 「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】

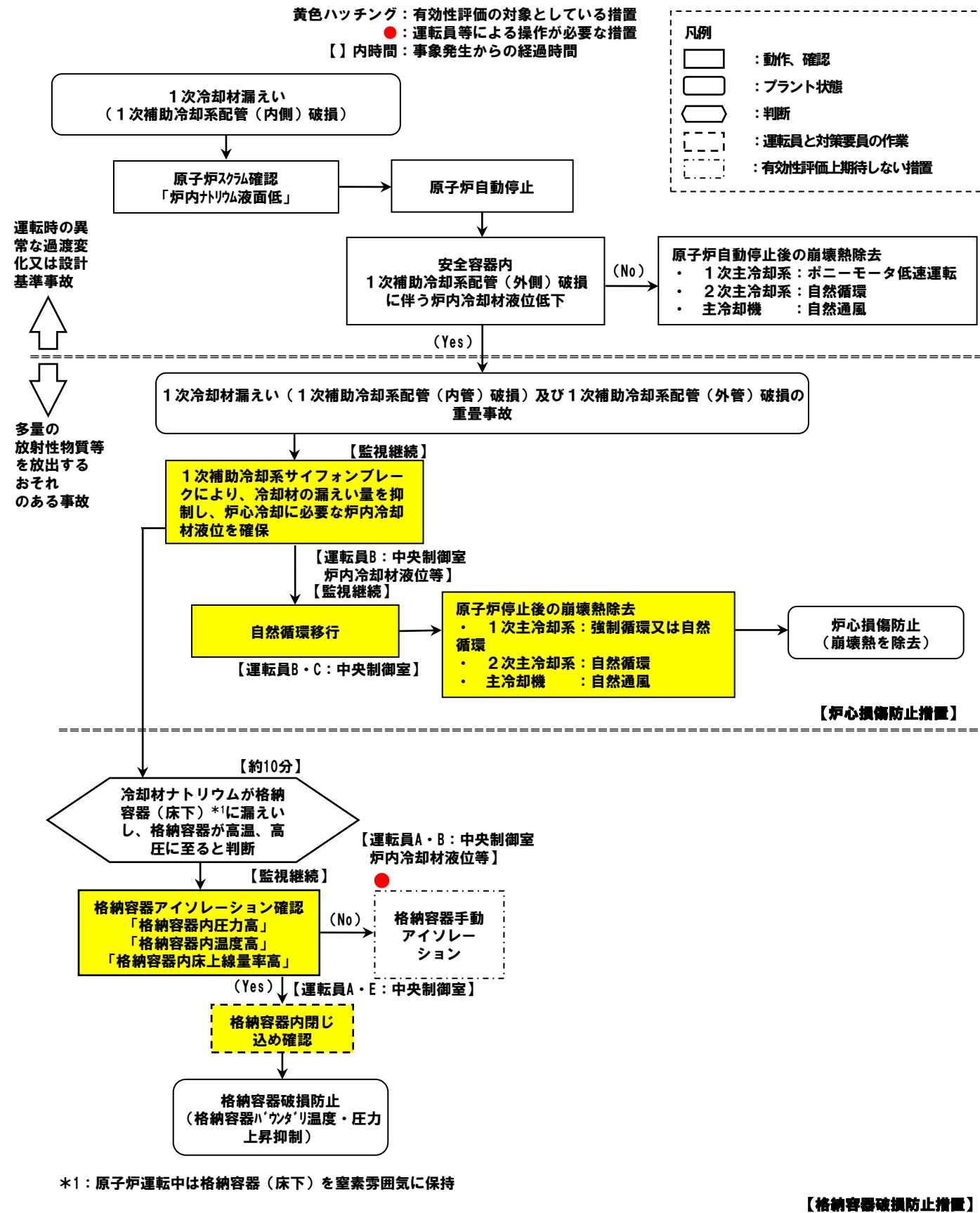
出力運転中に1次補助冷却系配管（内管）が破損（①）し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止（②）した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損（③）し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし、原子炉容器等の冷却材液位が低下（④）する事象。

【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、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。



□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】

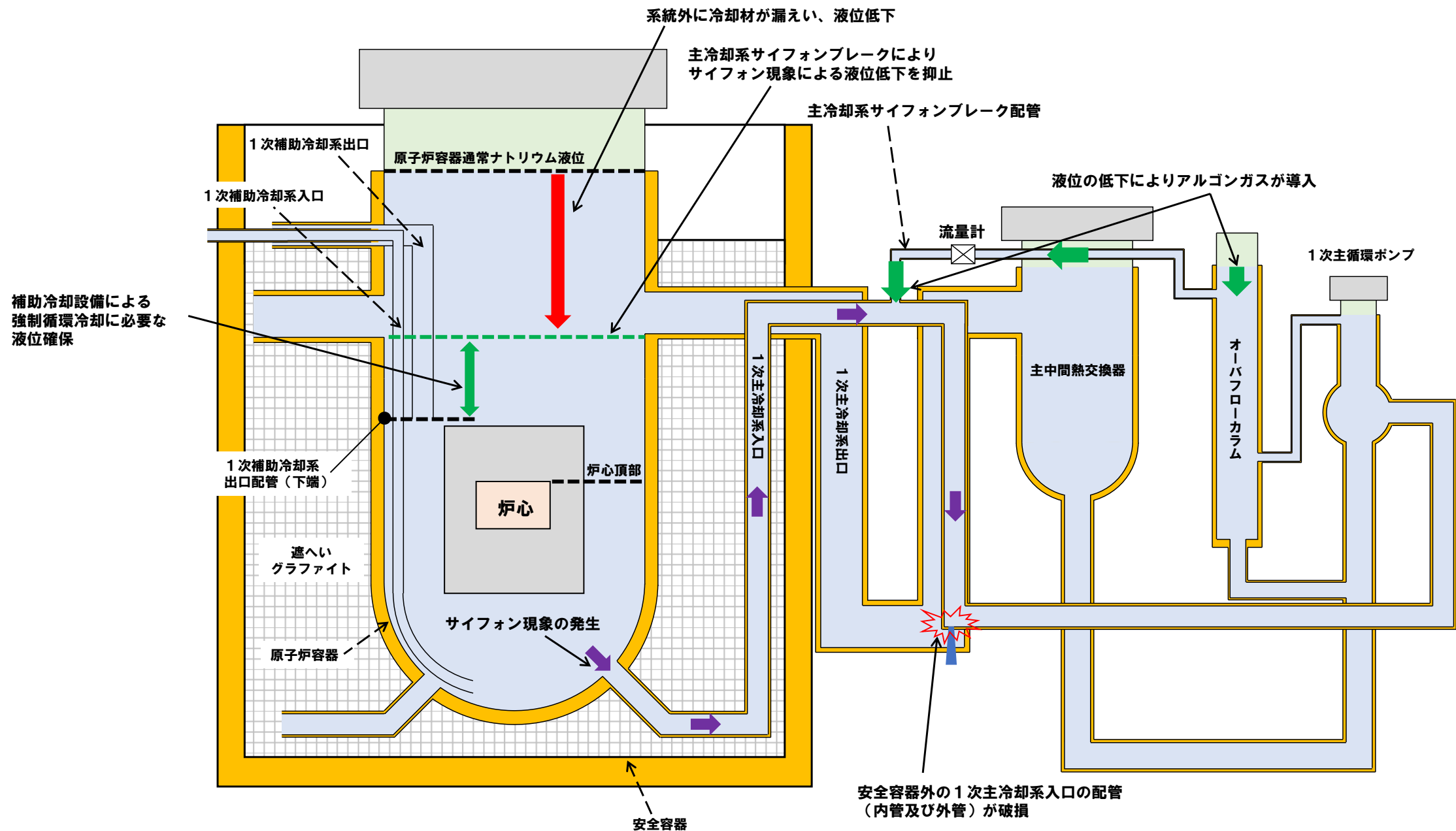
LORL (iii) の評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要 (2/2)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
			5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10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 5 to 60]																										
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉スクラム確認	[Shaded bar from 5 to 20]																・ 「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 5 to 30]																・ 安全容器内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 ・ 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 5 to 60]																・ 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。										
	運転員B、C	2 ・ 主冷却系の循環による冷却(強制循環又は自然循環)	[Shaded bar from 60 to 90]																・ 1次主冷却系(強制循環又は自然循環)、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。										
格納容器破損防止措置	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 5 to 60]																・ 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。										
	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認	[Shaded bar from 60 to 90]																・ 「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

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

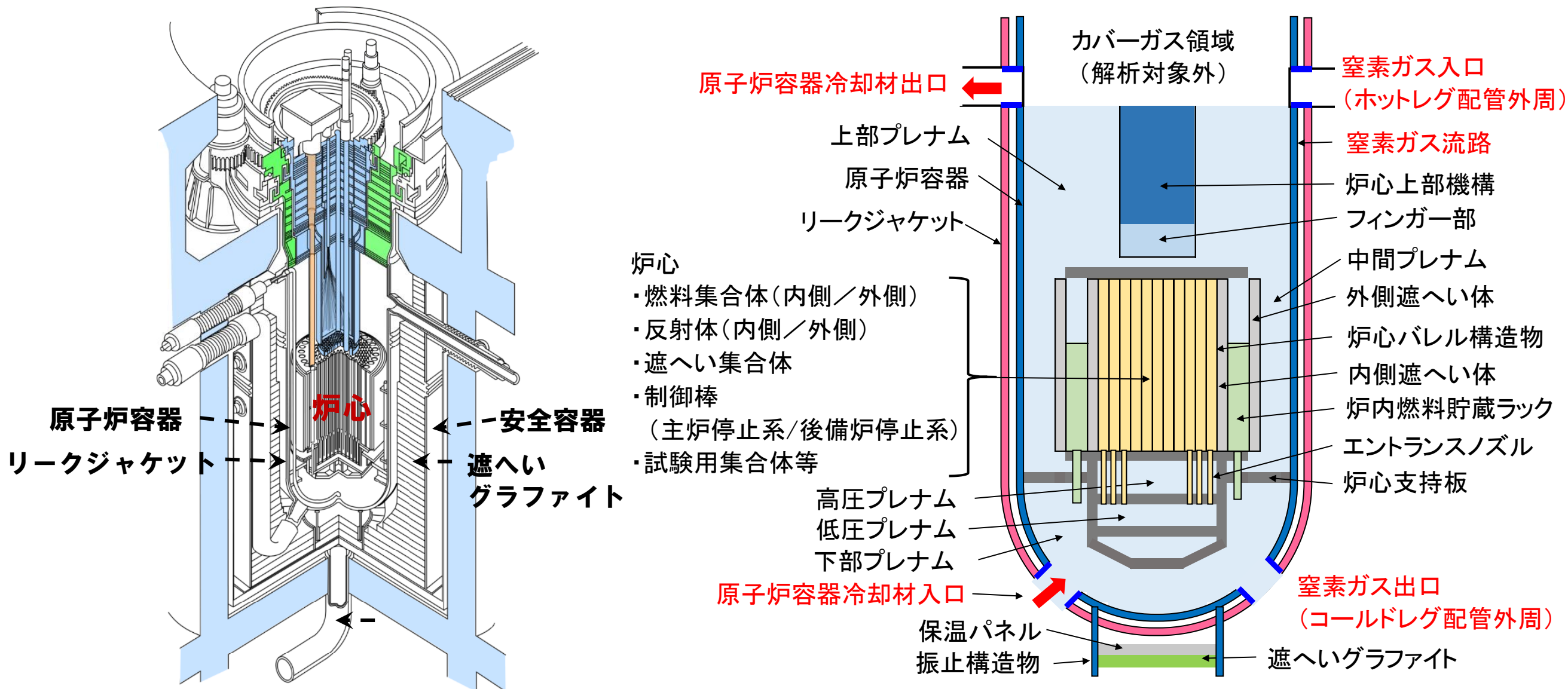
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却

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

5. 主な解析条件と解析結果

■ 主な解析条件

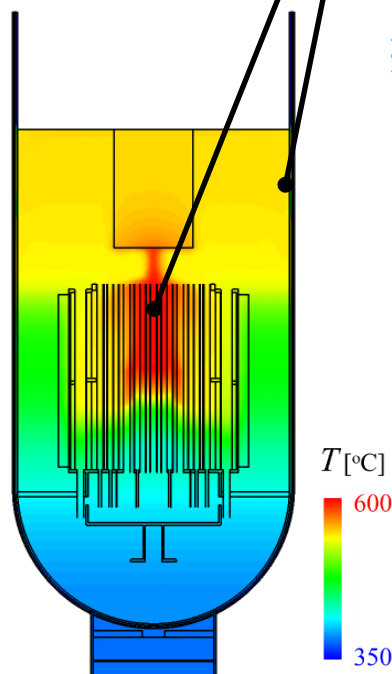
●ポニーモータ手動停止直前のSuper-COPDの解析結果(*1)を参照し、各領域の温度と流量条件(ナトリウム、窒素ガス)を設定して定常解析(等温条件)を実施し、速度分布を計算した後、過渡解析(非等温条件)を実施。

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

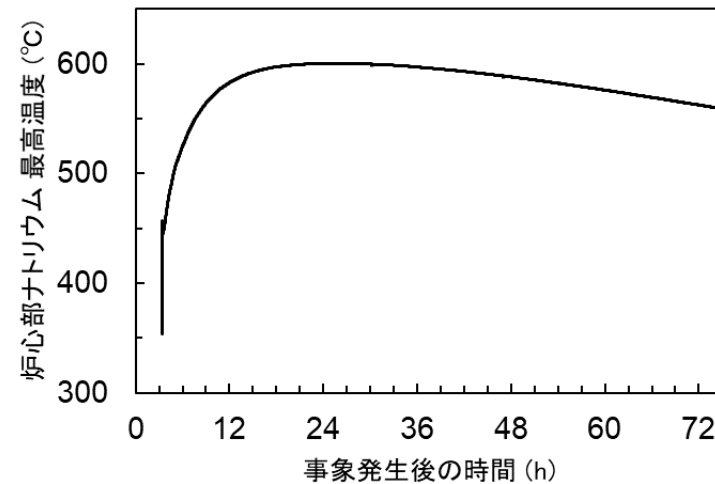
項目	初期定常解析 (等温条件)	過渡解析 (非等温条件)
炉出力	-	崩壊熱の時間変化
Na流量	約81 kg/s (*1)	ポニーモータ手動停止後の流量減少 (フローコストダウン)を考慮
Na入口温度	約340 °C	
窒素流量	6,000 kg/h	
窒素入口温度	40 °C	(コンクリート遮へい体冷却系の定格温度)

■ 主な解析結果

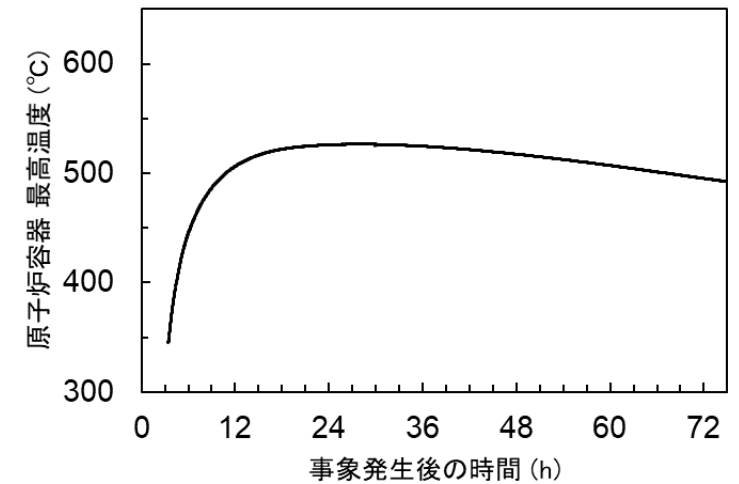
項目	最高温度 [°C]	時刻 [時間]
冷却材	約600	約26
原子炉容器	約530	約28



※評価項目
冷却材：910°C
原子炉容器：550°C



冷却材最高温度の時間変化



原子炉容器最高温度の時間変化

→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側から炉心部を冷却し、炉心損傷を回避する措置が有効と評価

温度分布(事象発生後約28時間)

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— (1/2)

1. 対象事象

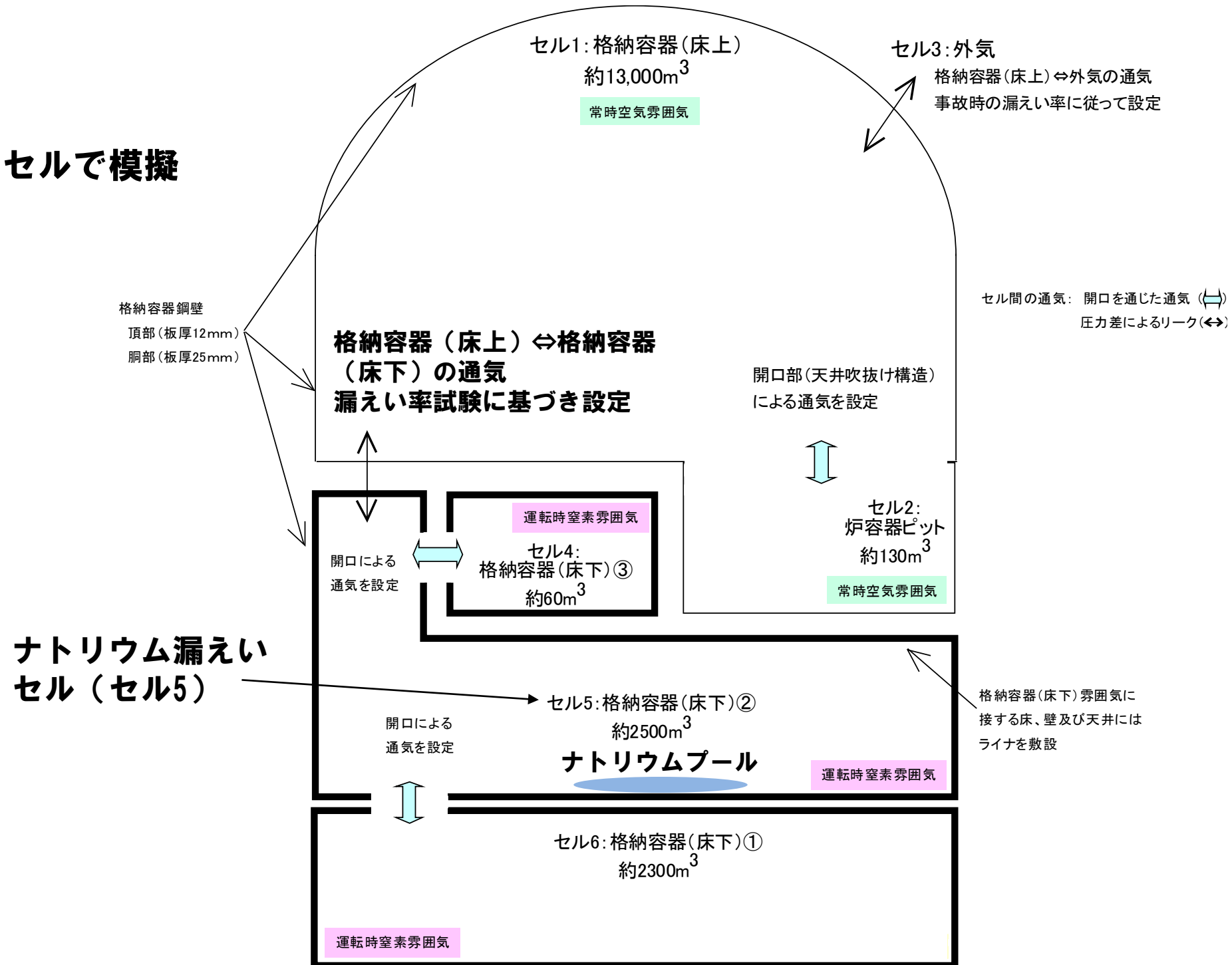
- 1次冷却材漏えい（主冷却系配管（内管）破損）及び主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

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

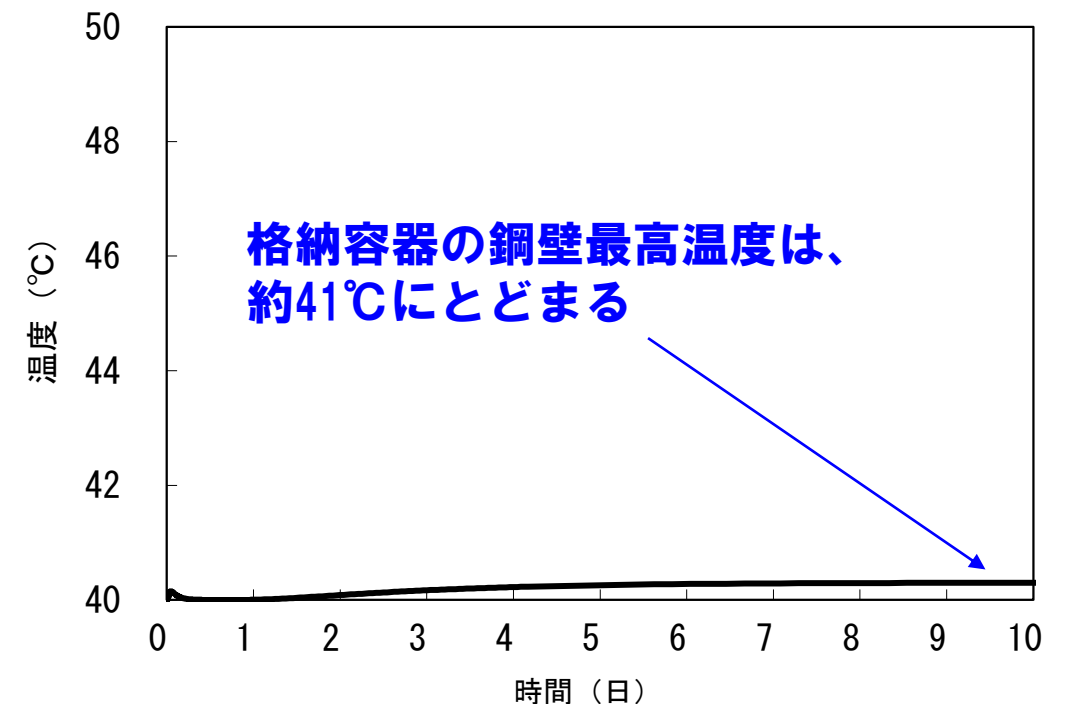
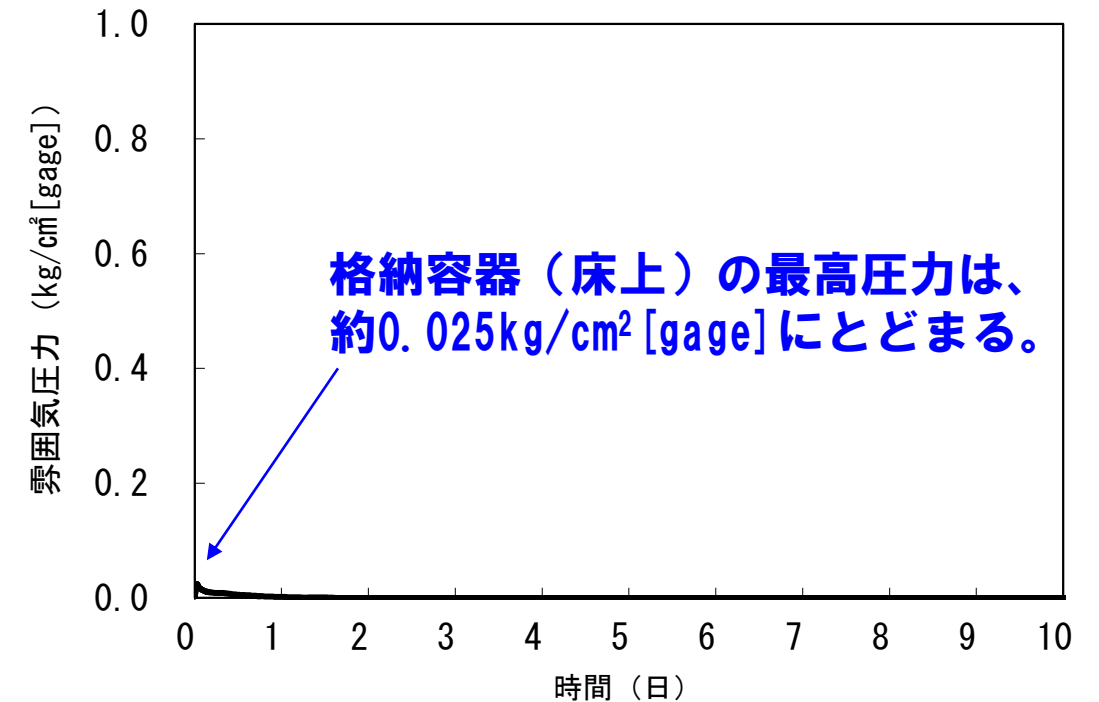
—格納容器応答過程— (2/2)

5. 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、また、Cs-137の総放出量は、約 8.0×10^{-4} TBqであり、100TBqを大きく下回ることから、格納容器破損防止措置は有効と評価

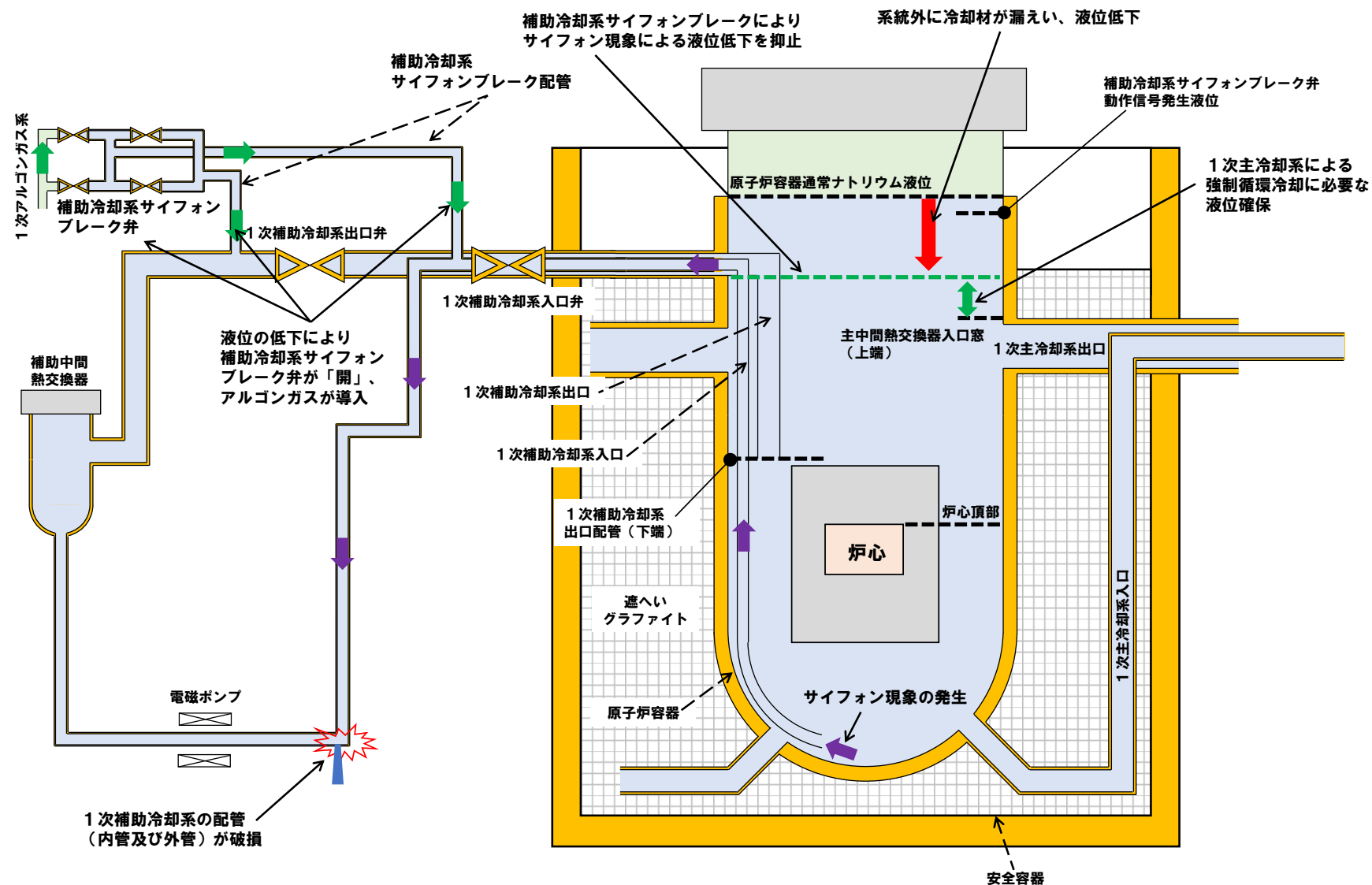
6. 主な解析結果



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
- 万一、補助冷却系サイフォンブレークに失敗した場合には、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ループの強制循環又は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の格納容器破損防止措置の有効性評価と概ね同じである。