



**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）**
- **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）**
- **全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）**

第28条（保安電源設備）に係る説明書

第42条（外部電源を喪失した場合の対策設備等）に係る説明書

2021年2月16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（LORL）**
 - (2) **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）**
 - (3) **全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）**
(第28条に係る保安電源設備及び第42条に係る外部電源を喪失した場合の対策設備等に係る説明を含む。)

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※	事象グループの概要
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。
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。
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。
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)	原子炉冷却材バウン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。
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。
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。
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。

※：事故シーケンスの様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。

■ 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且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、被覆管、冷却材最高温度が熱設計基準値（それぞれ2,650、840、910℃）以下
 - ② 被覆管の累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下
 - ③ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下
2. 炉心の著しい損傷に至った場合の放射性物質等（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。

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。

**(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)**

LORLの評価事故シーケンス

●：選定した評価事故シーケンス

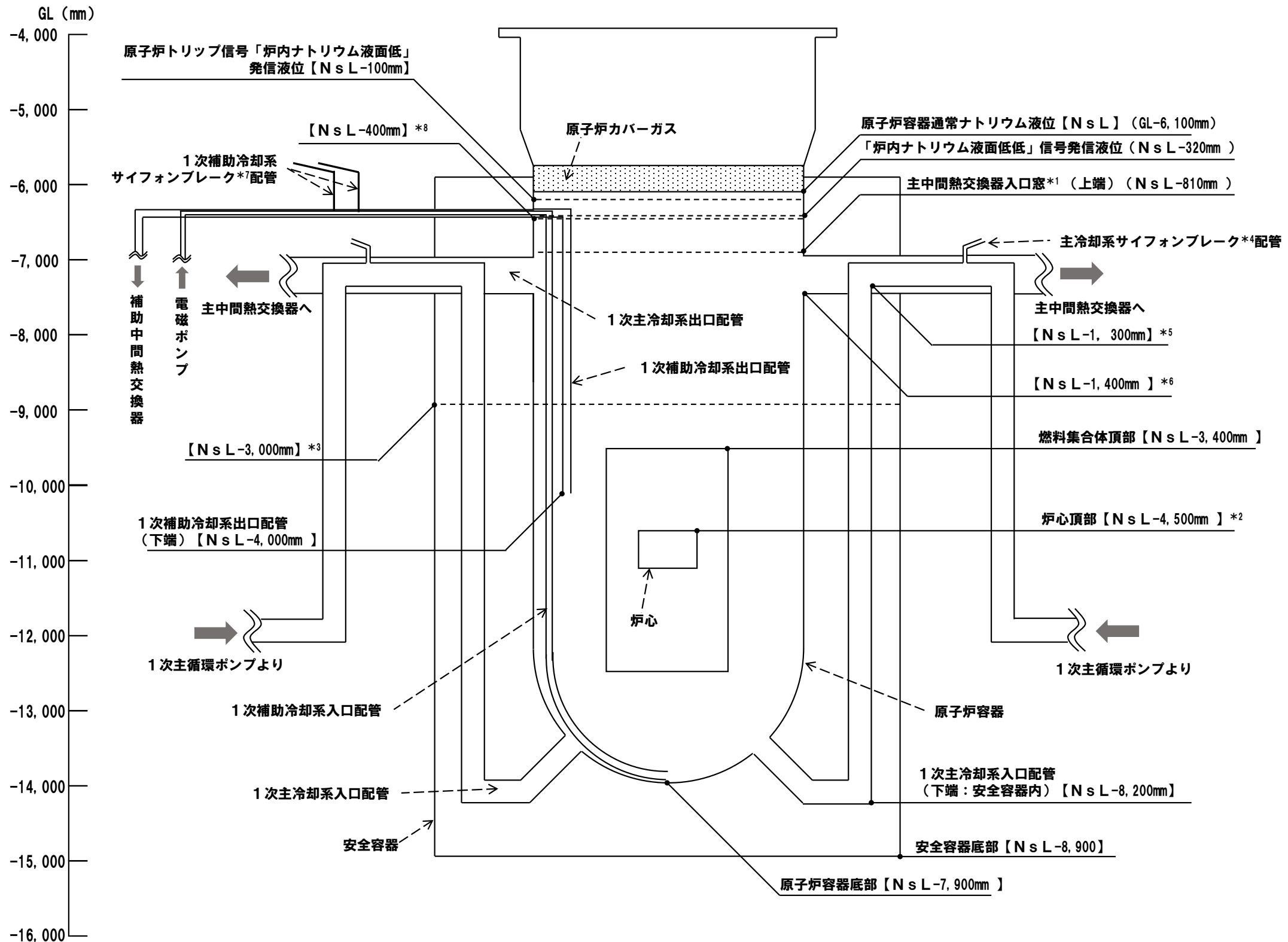
	No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置		格納容器破損防止措置
			液位確保	炉心冷却	
●	1	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	主冷却系サイフォンブレーク	①補助冷却設備による強制循環冷却 又は ②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質等の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置（安全板設置位置：格納容器（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
	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		
	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		
●	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	補助冷却設備による強制循環冷却	
●	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ーク	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	

【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

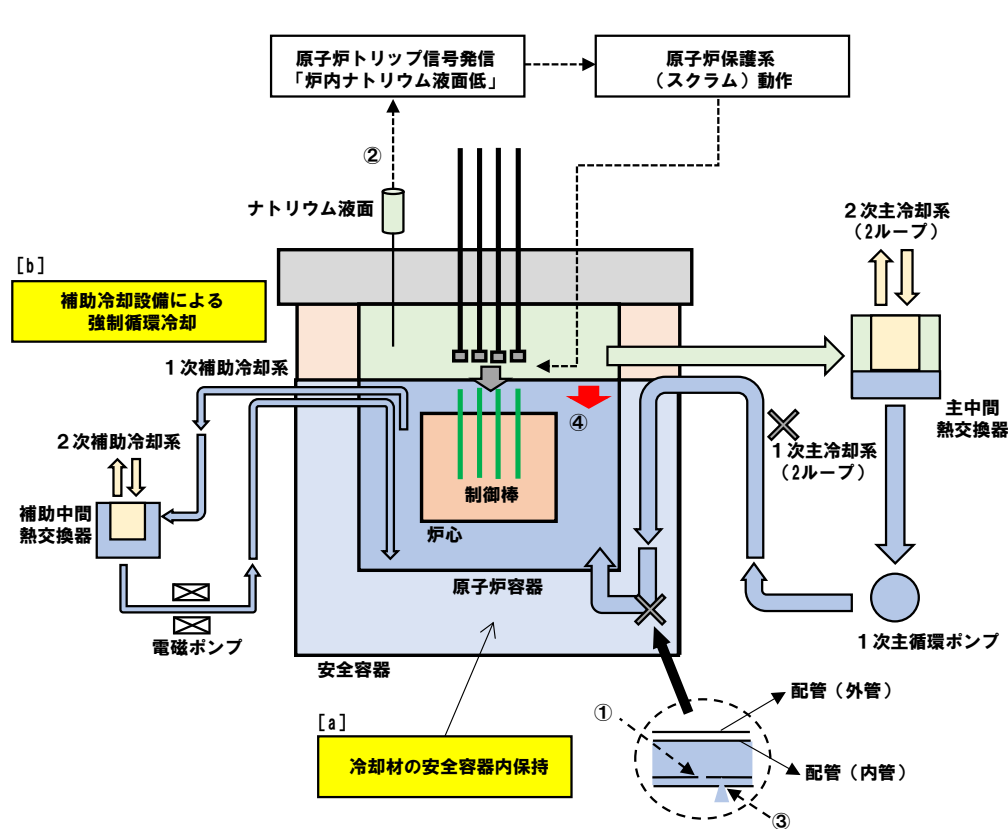
*6：原子炉容器の出口から1次主循環ポンプの入口の配管（内管及び外管）が破損した場合に1次冷却材の漏えいが停止する液位

*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）

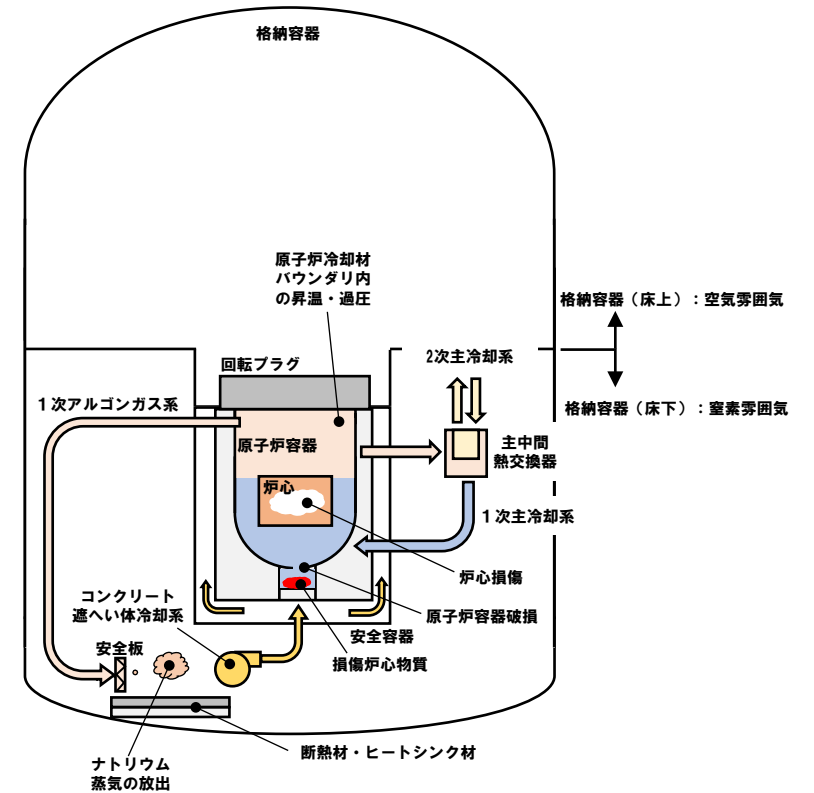
*8：1次補助冷却系サイフォンブレイクが作動した場合に1次冷却材の漏えいが停止する液位

【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



(i) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

(i) 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次主冷却系の安全容器内配管（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】

二重壁外に漏えいした1次冷却材を安全容器にて保持（[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。

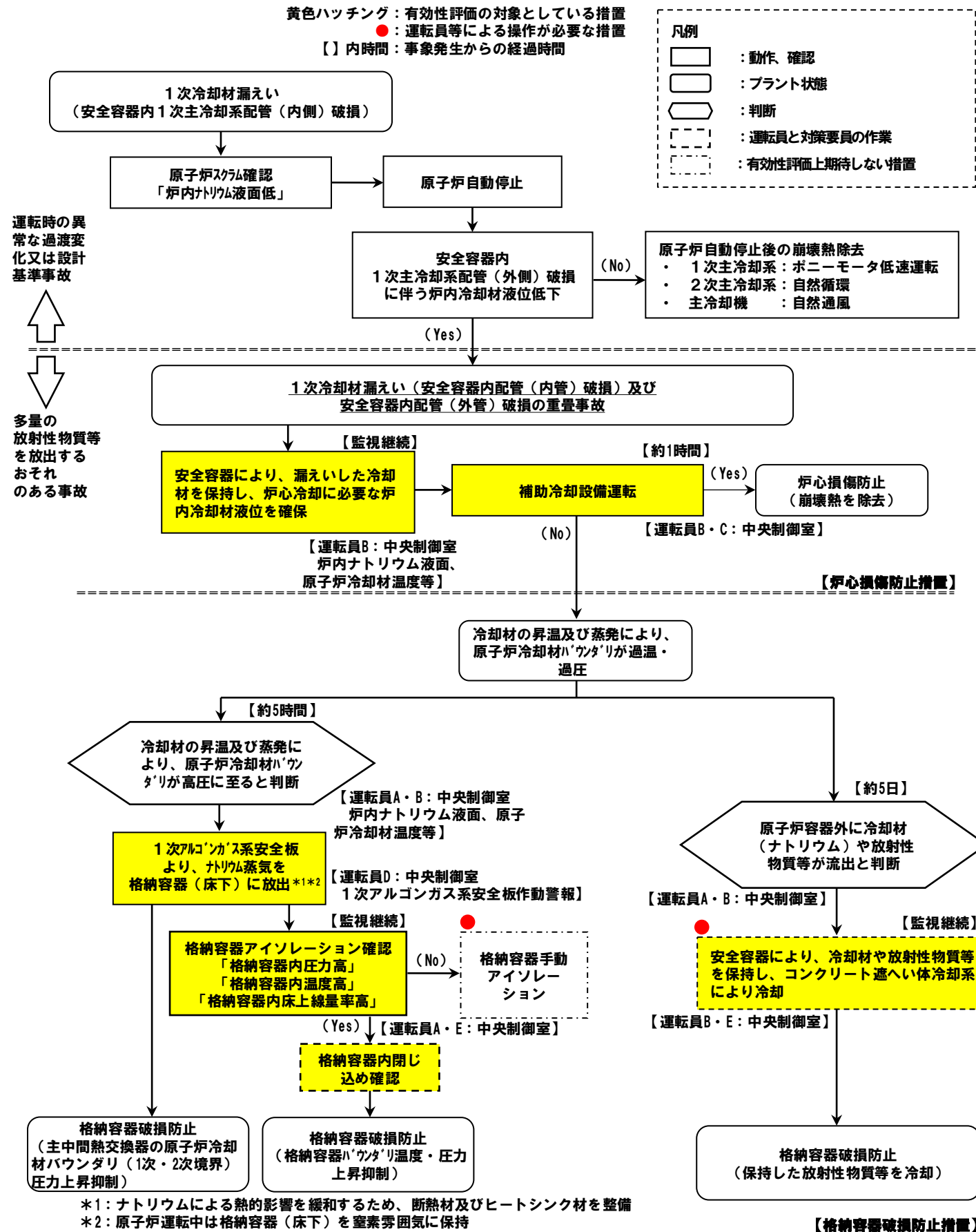
【評価事故シーケンスの概要】

- ・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バウンダリの過圧の防止
- ・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

LORLの評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要 (1/2)



□主な炉心損傷防止措置

- 【】内は動作に必要な関連設備
- 安全容器内での冷却材の保持
 - 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
- 1次アルゴンガス系の安全板
 - 安全容器内での損傷炉心物質等の保持
 - コンクリート遮へい体冷却系【非常用電源系】
 - 格納容器構造 (隔離弁【非常用電源系】)

LORL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(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▼事故発生の判断(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) ▼冷却材の昇温及び蒸発により、 原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▼原子炉容器外に放射性物質等 が流出と判断														
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar from 0 to 60 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 60 min]														・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 ・安全容器による漏えいした冷却材の保持 ・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 60 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 30 to 60 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 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	[Shaded bar from 60 to 90 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压に至ると判断する。
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	[Shaded bar from 60 to 90 min]														・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。
	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 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。
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断	[Shaded bar from 90 to 120 min]														・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に放射性物質等が流出したと判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、E	2 ・安全容器による冷却材や放射性物質等の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Shaded bar from 90 to 120 min]														・安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。

炉心損傷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）-

1. 対象事象

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

2. 主な炉心損傷防止措置

- ・安全容器内で冷却材を保持し、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. 解析コード

Super-COPD

4. 主な解析条件

- (1) 解析では、1次主冷却系の安全容器内配管（内管及び外管）が同時に破損すると仮定し、漏えいナトリウムは全て二重壁外に漏えいするものとする。
- (2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のNsL※-約8,200mmにある安全容器内の原子炉容器入口低所配管（内管及び外管）とし、漏えい口の大きさは t^2 （tは配管厚さ）を想定して42mm²とする。
- (3) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数、崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

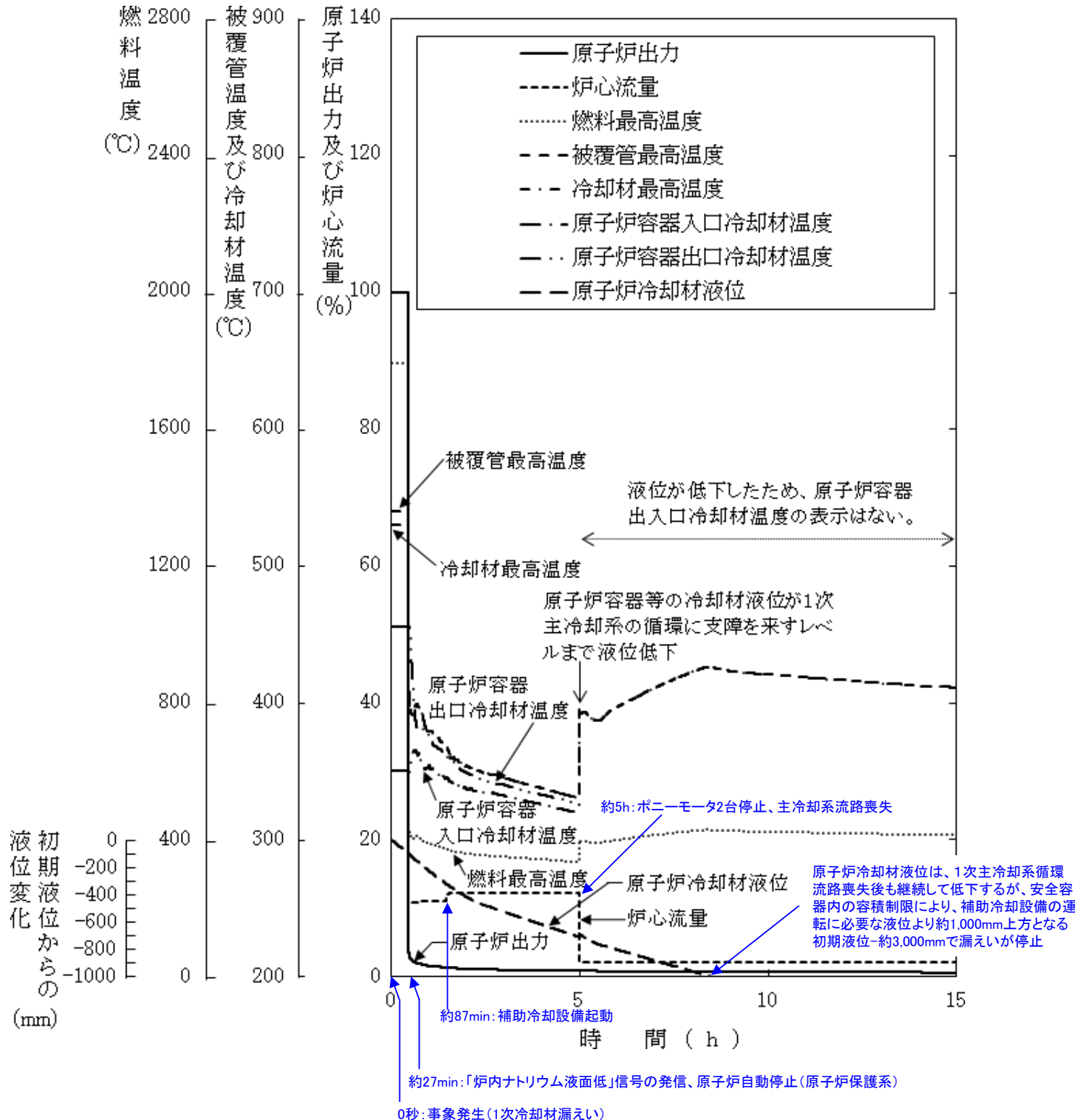
※ NsL：原子炉容器通常ナトリウム液位

(4) 事象推移

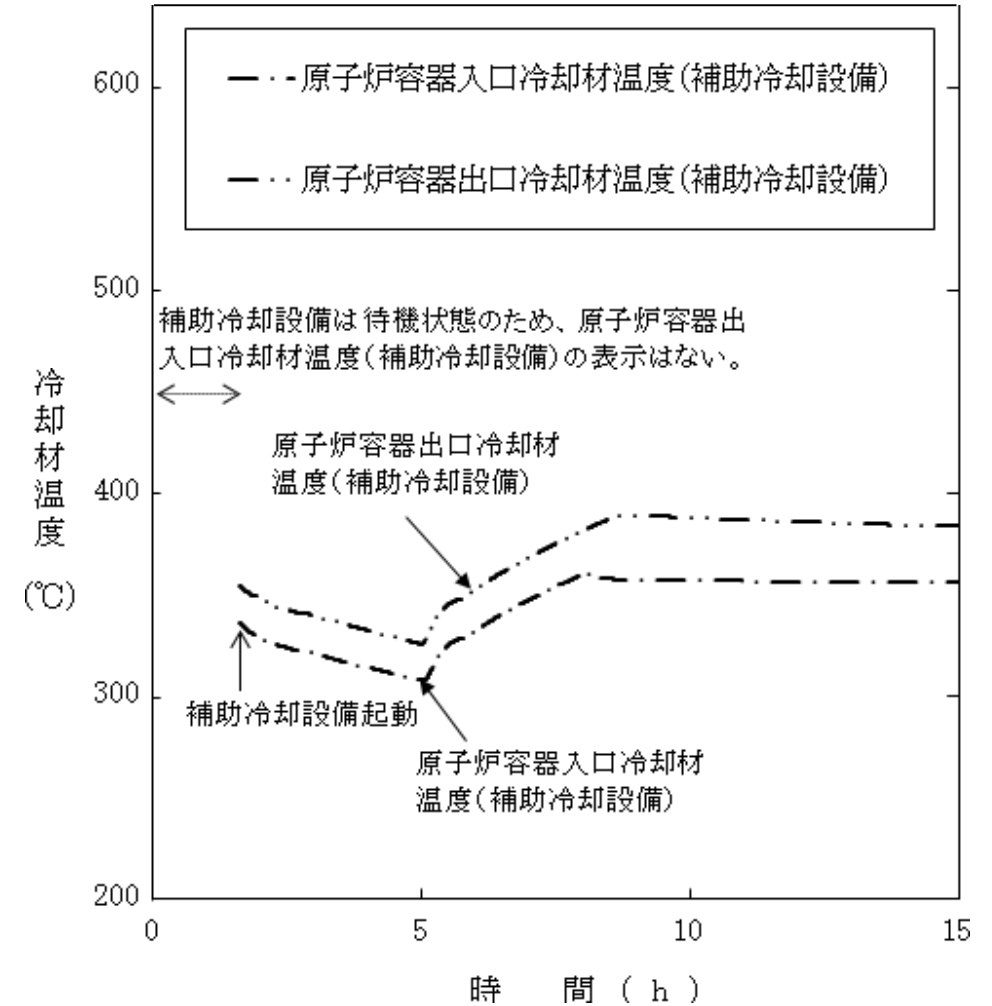
主な事象推移を下表に示す。

時間	事象推移
0	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
約27分	「炉内ナトリウム液面低」信号の発信（NsL-100mm） → 原子炉スクラム（原子炉保護系動作）
約87分	「炉内ナトリウム液面低低」信号の発信（NsL-320mm） → 補助冷却設備の自動起動
約5時間	冷却材液位低下による1次主冷却系循環流路喪失（NsL-710mm）

5. 主な解析結果



(炉心部及び原子炉容器出入口冷却材温度)



(補助冷却設備の原子炉容器出入口冷却材温度)

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540	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「崩壊熱」及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施した。
- なお、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価することとした。
- 崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用する。
- 原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対して、誤差-40mmを考慮し、NsL-140mmとする。
- 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540	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
-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. 対象事象

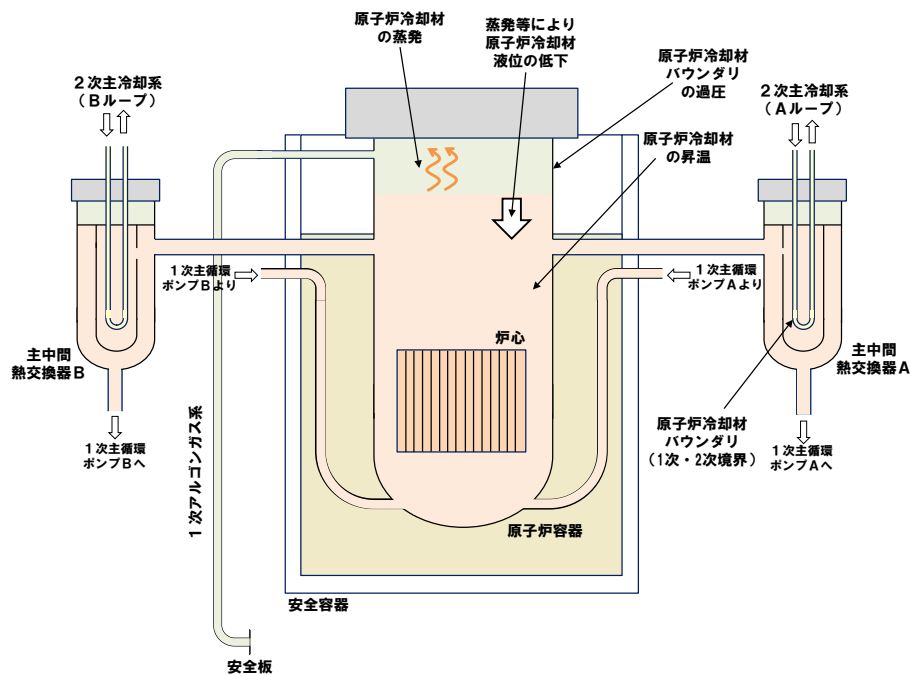
- ・ 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材による流出ナトリウムに対する熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の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

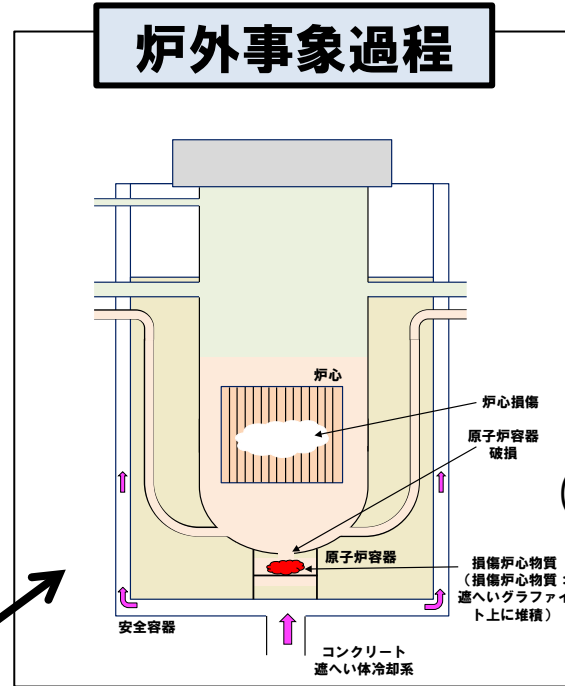
炉内事象過程

- 事故の開始から炉心が損傷し、原子炉容器が破損するまでの過程



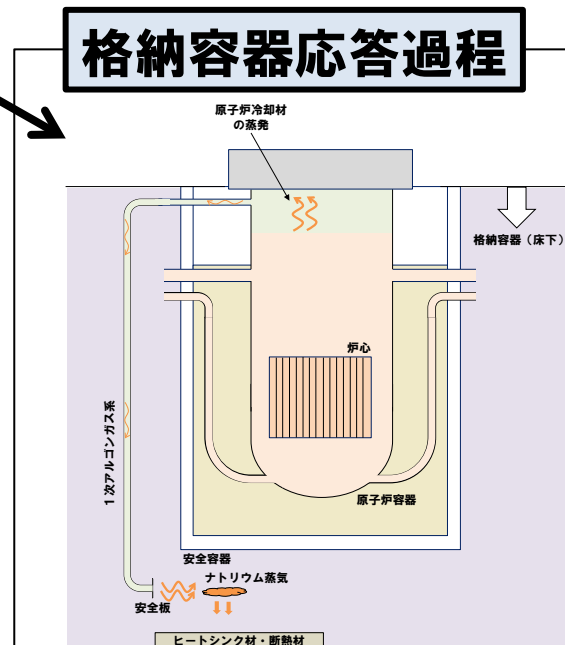
- ◆ 原子炉停止後の崩壊熱により、原子炉冷却材バウンダリ等の昇温・昇圧、原子炉冷却材の蒸発等により原子炉冷却材の液位が低下
- ◆ 原子炉容器破損までの原子炉冷却材の温度や液位を計算するとともに、構造力学に基づき中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性を評価

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や損傷炉心物質の熱流動挙動をFLUENTで評価
- （*）安全容器バウンダリは原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持する機能を有している。放射性物質の閉じ込め機能は有しておらず、放射性物質は格納容器バウンダリで閉じ込める。

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

1. 対象事象

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

2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材によるナトリウム蒸気の熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の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

3. 炉内事象過程における事象推移

- (1) 原子炉容器の冷却材液位が炉心頂部に達した後、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成する。
- (2) 液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物は炉心からの熱負荷で溶融又はクリープ破損し、最終的に損傷炉心物質は下部プレナム内の冷却材のナトリウム中へ落下する。
- (3) ナトリウム中に沈降した損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって原子炉容器底部がクリープ破損し、損傷炉心物質は安全容器内の原子炉容器振れ止め構造物内の遮へいグラフィット上に落下する。

※：なお、(3)の原子炉容器底部の破損までには長期間を要するが、本評価ではこれらの事象推移の不確かさを包絡する保守的な条件として、(1)のナトリウム液位が炉心頂部に達した時点で損傷炉心物質の全量が遮へいグラフィット上に落下すると仮想して炉外事象推移の解析を行う。

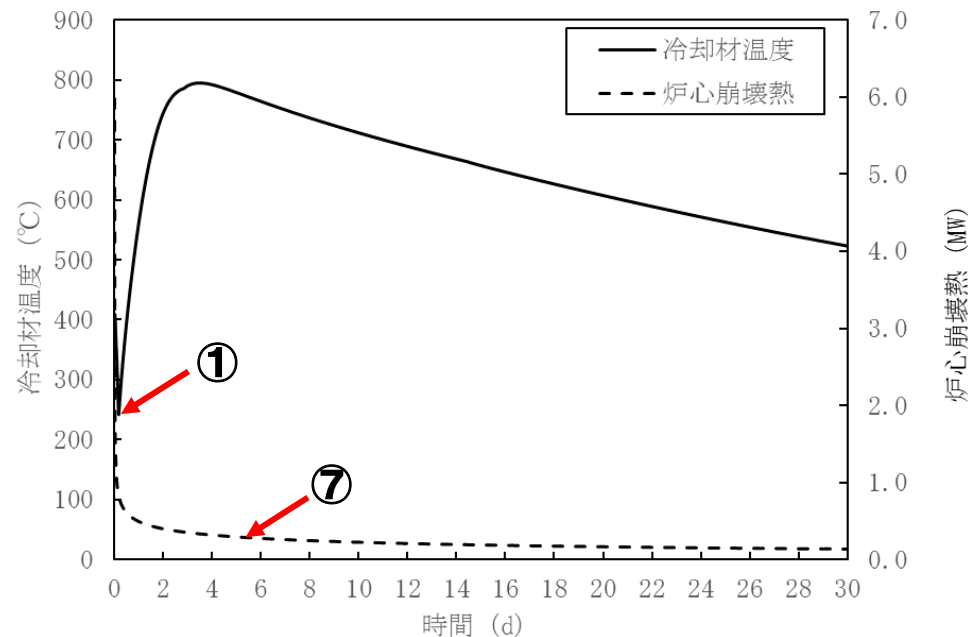
4. 解析手法

原子炉冷却材ナトリウム容量と炉心崩壊熱に基づき、原子炉冷却材の昇温、蒸発挙動を計算し、蒸発による液位低下を計算する。

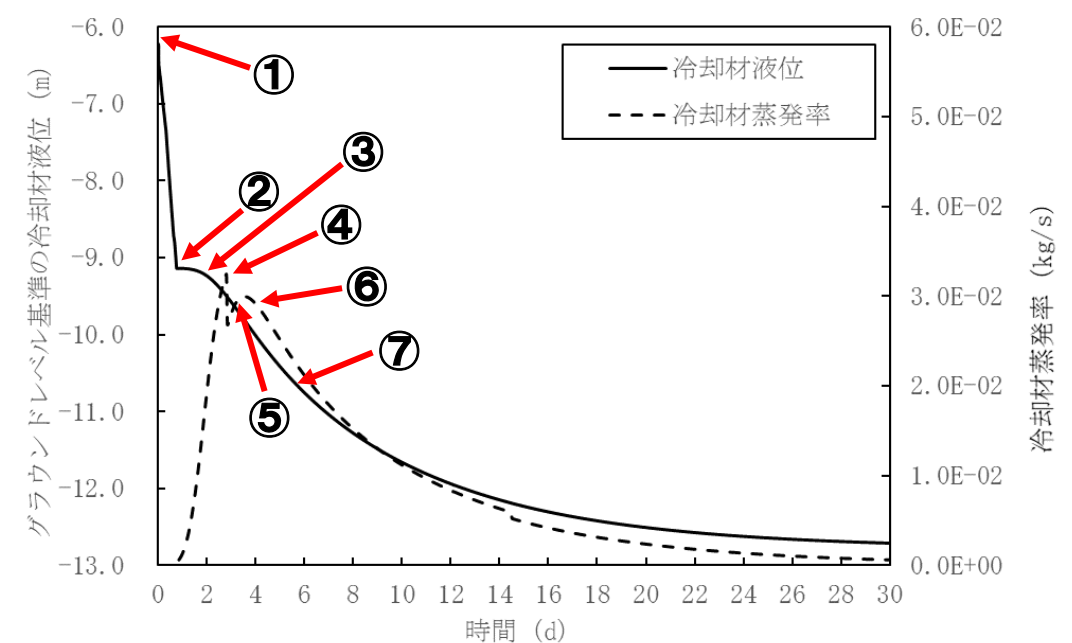
5. 主な解析条件

- 漏えいしたナトリウムは、安全容器内にて保持され、それにより補助冷却設備の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。
- 原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。
- 冷却材液位が主中間熱交換器入口窓上端を下回る（主冷却系の循環流路喪失）までは1次主冷却系ナトリウムを含め、下回った後は原子炉容器内ナトリウムのみを昇温範囲とする。
- 沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も計算する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（9.8kPa）を超過すると、安全板が開放され、格納容器応答過程では蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気下の格納容器（床下）に流出するものとする。
- 炉心頂部露出時点で原子炉容器が破損してその時点の崩壊熱を有する損傷炉心物質全量が安全容器に移行すると仮定する。

6. 主な解析結果



冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移



冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移

- ① 1次主冷却系の流路喪失（液位が主中間熱交換器入口窓上端を下回った時点）
- ② 原子炉冷却材の安全容器への漏えい停止
- ③ 1次冷却材の蒸発により、原子炉容器内の液位が低下
- ④ 炉心構造物等の頂部までの液位低下による1次冷却材の断面積の低下により、冷却材蒸発率が低下
- ⑤ 1次冷却材の昇温により、冷却材蒸発率が上昇
- ⑥ 崩壊熱がコンクリート遮へい体冷却系による除熱量を下回ることにより、冷却材蒸発率が低下
- ⑦ 炉心頂部露出：事象発生約5.5日後 ⇒ 当該時刻までの冷却材最高温度：約800℃
⇒ 当該時刻の崩壊熱：約240kW※

※：希ガス及び揮発性核分裂生成物の崩壊熱を除く（参考：希ガス及び揮発性核分裂生成物を含む崩壊熱：約290kW）。

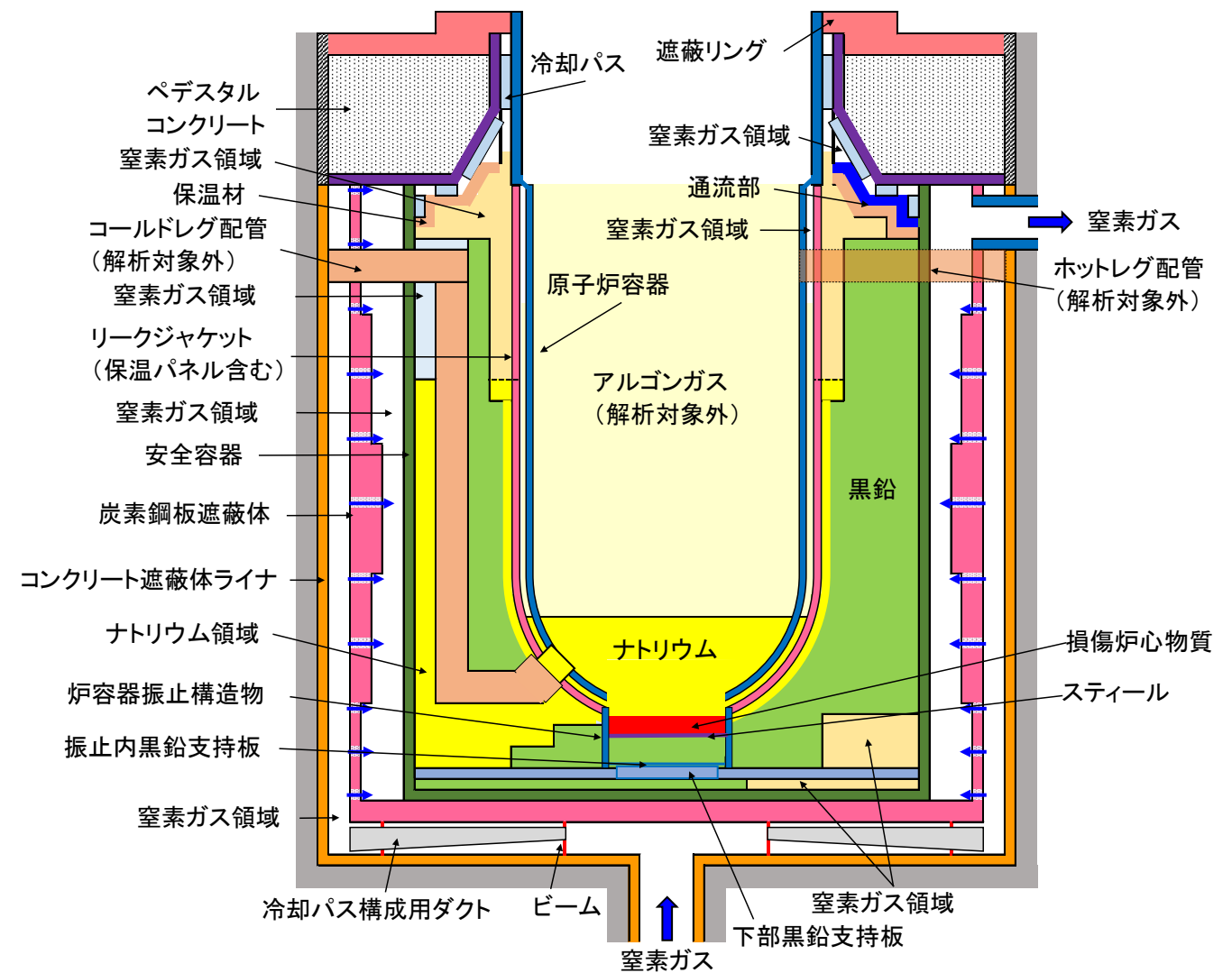
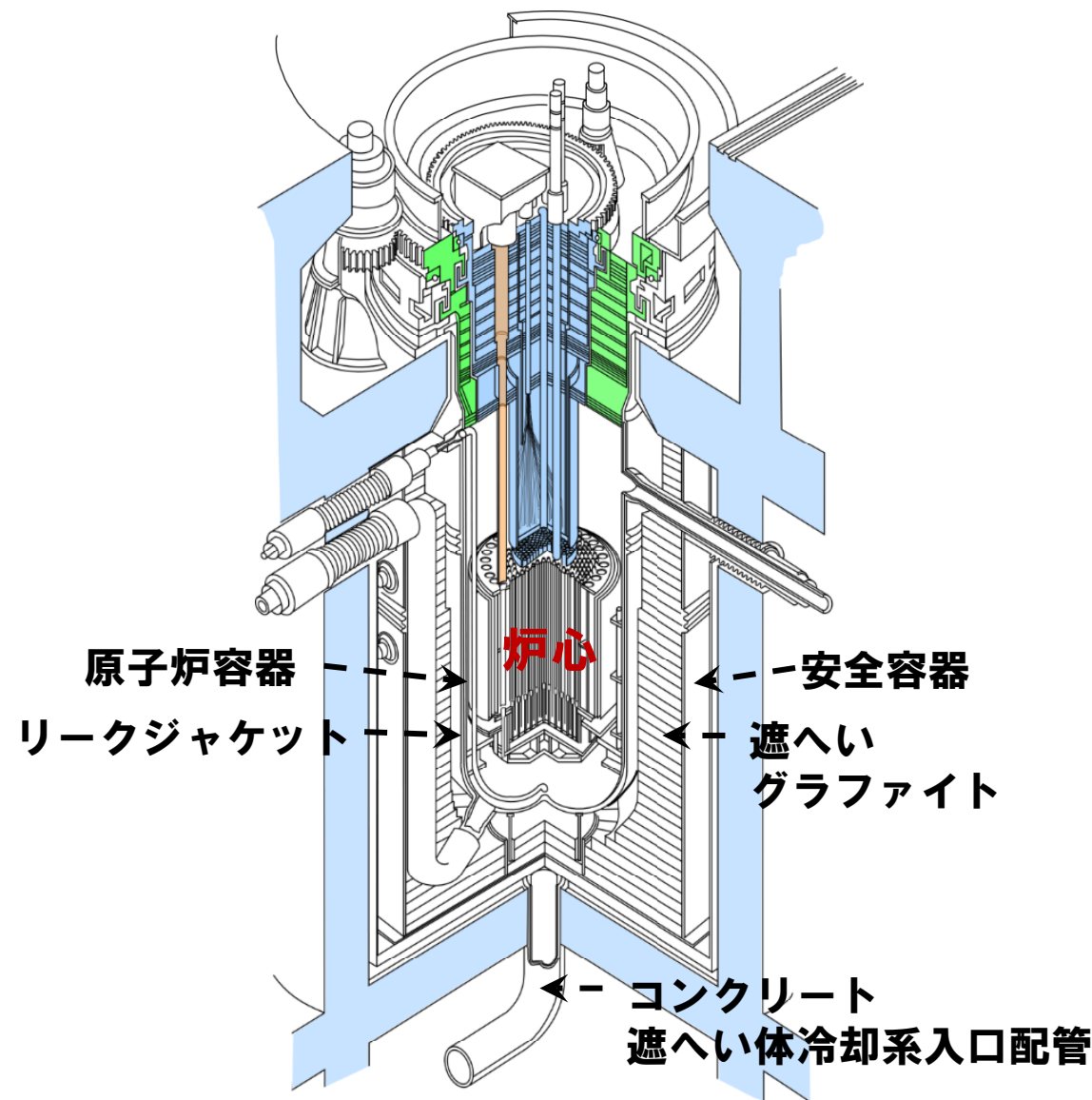
- ・ 炉心頂部露出時点で原子炉容器が破損してその時点の崩壊熱240kWを有する損傷炉心物質全量が安全容器に移行すると仮定し、炉外事象過程において、安全容器内冷却・保持のための措置の有効性を評価。
- ・ なお、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時よりも低い状態で、1次主冷却系の循環に必要な液位を下回ること、また、補助冷却設備の機能を喪失した場合には、1次補助冷却系の弁を閉止するため、1次冷却材を介して主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を過温・過圧することはない。

7. 不確かさの影響評価

- ・ 炉外事象過程移行時の発熱条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉内事象過程における崩壊熱等の不確かさの影響を包絡した条件設定としている。このため、炉内事象過程での解析結果に対する不確かさの影響評価は不要である。

1. 事象想定と解析体系

- 炉心が損傷し原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質による原子炉容器底部のクリーブ破損を想定する。
- 原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに損傷炉心物質の全量が円筒形の塊状で原子炉容器外の安全容器内に移行したものとし、これを解析の初期状態とする。



FLUENT解析体系の概要

LORLの格納容器破損防止措置の有効性評価 —炉外事象過程— (2/2) 24

2. 主な解析条件と解析結果

■ 主な解析条件

項目	基本ケース		不確かさの影響評価
	初期定常解析	過渡解析	初期定常解析
崩壊熱	240 kW	崩壊熱の減衰を考慮	300 kW (*1)
窒素ガス入口温度	40 °C (コンクリート遮へい体冷却系(*2)の定格温度)		
窒素ガス流量	20,500 m ³ /h (コンクリート遮へい体冷却系(*2)の定格流量)		

(*1) 不確かさの影響評価では、崩壊熱そのものの不確かさ(10%)に加えて、炉内事象の推移の不確かさも考慮して崩壊熱(240kW)を25%増加させて300kWとした。
 (*2) 事故時の除熱容量1MW(コンクリート遮へい体冷却系の設計及び工事の方法の認可申請書記載値)

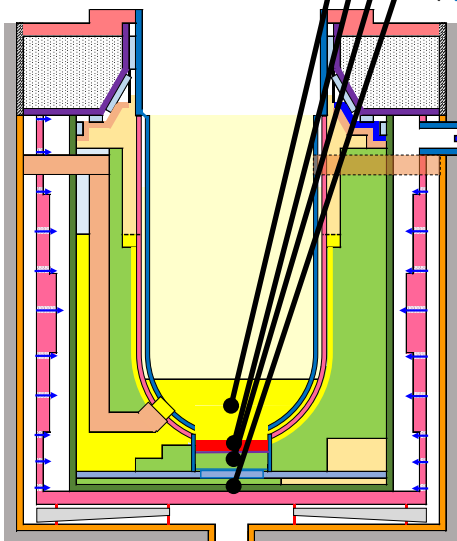
■ 主な解析結果

初期定常解析結果
 (基本ケース、不確かさの影響評価)

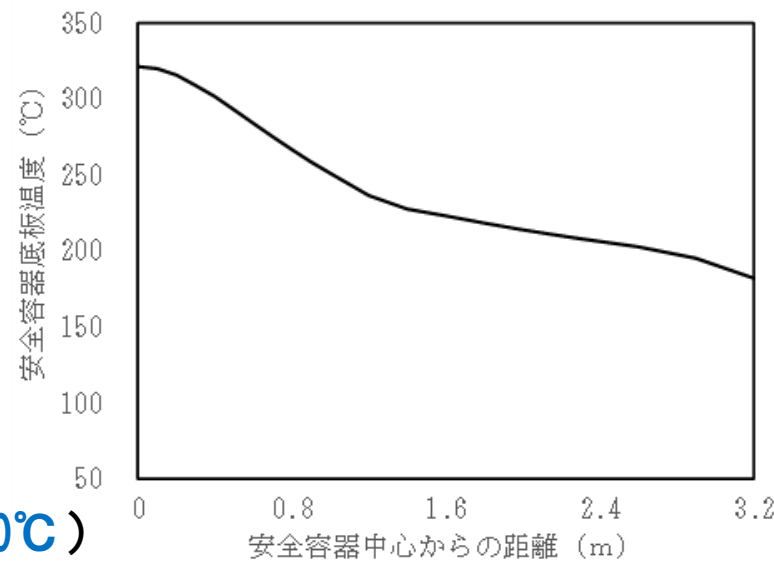
領域	最高温度 [°C]	
	基本	不確かさ
ナトリウム	約350	約430
損傷炉心物質	約860	約1,090
遮へいグラファイト	約530	約680
安全容器	約330	約400

(安全容器設計温度：450°C)

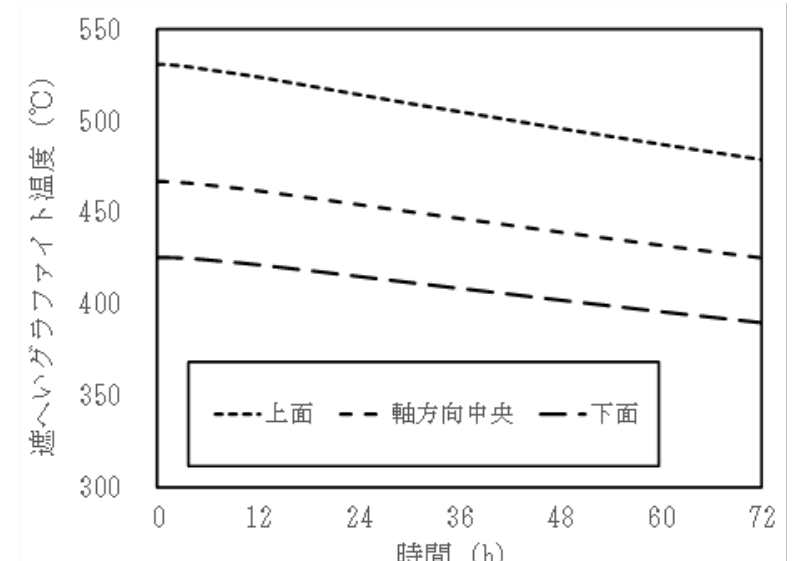
窒素ガス出口温度(*)
 基本ケース定常：約75°C
 不確かさの影響評価定常：約84°C
 (*)安全容器からの除熱が約94%
 (他にペDESTAL部からの除熱が約6%)



窒素ガス



安全容器底板の径方向
 温度分布
 (基本ケース、初期定常解析)



遮へいグラファイト温度の時間変化
 (基本ケース、過渡解析)

→崩壊熱が最も高い時刻0秒での定常解析において最高温度を示し、その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。

→コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却により、損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却されており、格納容器破損防止措置は有効と評価。

1次主冷却系の安全容器内配管（内管及び外管）が破損すると、漏えいナトリウムは二重壁外に漏えいし、ナトリウムと安全容器内の遮へいグラファイト（黒鉛ブロック）が接触する。

安全容器による漏えいナトリウムの保持機能は既許可で確認されているが、BDBAの資機材としての機能を再確認する観点で、ナトリウムと遮へいグラファイトの接触により、有害な反応が生じないことを文献調査、熱力学的平衡計算及び試験により確認した。

文献調査

・調査範囲

- ① BINARY ALLOY PHASE DIAGRAMS (ASM INTERNATIONAL, 1996年)
- ② Liquid Metal Hand Book (ATOMIC ENERGY COMMISSION・DEPARTMENT OF THE NAVY, 1952年)
- ③ Applied Chemistry of the Alkali Metals (Plenum Press, New York, 1987年)
- ④ ナトリウム技術読本 (JNC TN9410 2005-011, 核燃料サイクル開発機構, 2005年9月)
- ⑤ ナトリウム中の不純物溶解度 (TN951 75-03, 動力炉・核燃料開発事業団, 1975年9月)
- ⑥ 金属ナトリウムの処理剤の開発 (PNC TJ299 83-02, 動力炉・核燃料開発事業団, 1983年2月)

・調査結果

- ① ナトリウム-炭素の平衡状態図はなく、有害な反応は生じない。
- ② 600℃以下ではナトリウムとグラファイトの共存性は良好。（安全容器内のナトリウム最高温度：約430℃）
- ③ 炭素、黒鉛（グラファイト）はナトリウムとほとんど反応しない。溶解もごくわずかであり、数百℃以下のナトリウム中の炭素溶解度はppmオーダーである。条件によっては、ナトリウムアセチライド Na_2C_2 やナトリウム層間化合物 C_{64}Na が形成されることが確認されている。

熱力学的平衡計算

熱力学的平衡計算コードにより、化学的反応性を評価し、ナトリウムと炭素が反応しないことを確認した。

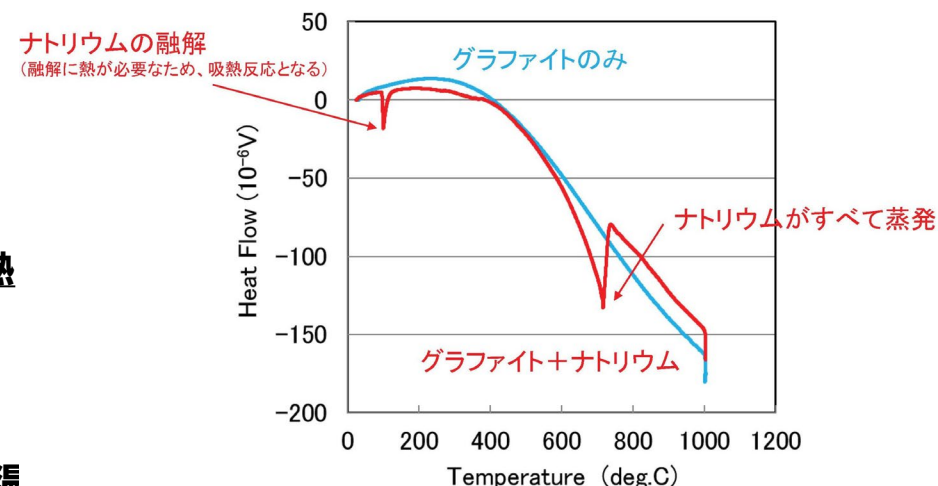
黒鉛のナトリウム中への浸漬試験及び黒鉛とナトリウムの熱分析試験

・黒鉛とナトリウムの熱分析

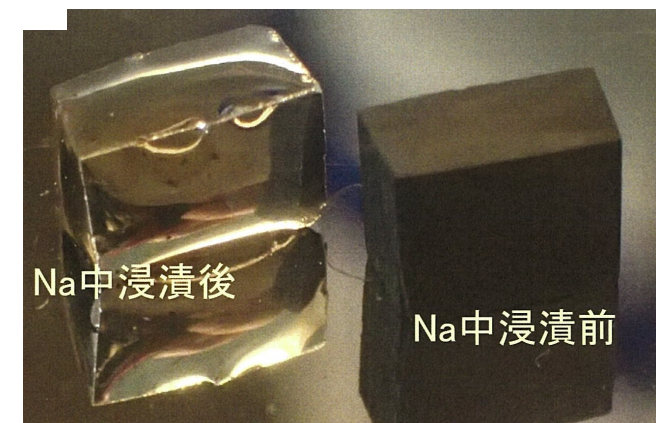
TG-DTA装置で、黒鉛とナトリウムの共存下において、約700℃まで昇温（その後グラファイト単独で1000℃まで昇温）し、熱分析を実施した。その結果、グラファイトとナトリウムの急速な反応が生じないことを確認した。

・黒鉛とナトリウムの共存性確認試験

約500℃のナトリウム中に黒鉛を浸漬させ、急速な反応が生じないことを確認した。



ナトリウムがすべて蒸発する約700℃までの範囲において、融解、蒸発以外のピークが見られないことから、急速な反応は生じていないと評価される。



安全容器による損傷炉心物質等の保持機能は既許可の仮想事故で確認されているが、BDBAの資機材としての機能を再確認する観点で、安全容器内の遮へいグラファイト（黒鉛ブロック）と損傷炉心物質の接触により、有害な反応が生じないことを以下の評価及び試験により確認

- ・ 熱力学的平衡計算コードによる化学的反応性評価
- ・ 損傷炉心物質等の模擬試料と黒鉛板による熱分析試験

熱力学的平衡計算コードによる化学的反応性評価

【概要】

界面に生成する可能性のある相・化学物質を調べるため、熱力学的平衡計算を実施

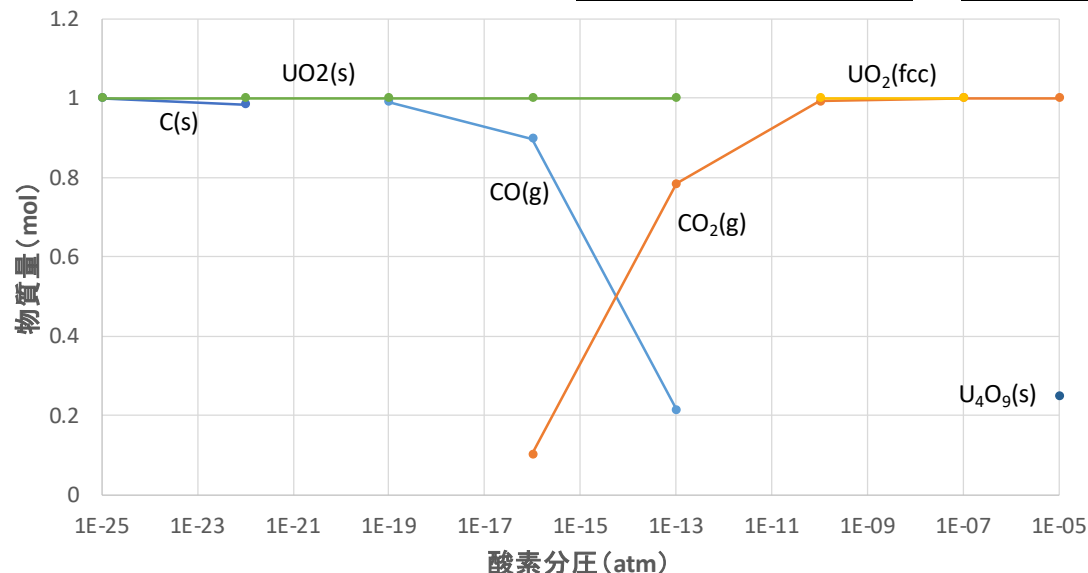
【主な計算条件】

全ての相の存在を想定し、温度、酸素分圧をパラメータとして、以下の組成の組合せについて評価

項目	計算条件	備考
組成	①U-C-O ②U-Fe-Na-C-O ③Pu-U-C-O ④Pu-U-Fe-Na-C-O	① 燃料 (U) +黒鉛接触条件 ② 燃料 (U) +構造材 (鉄で代表)+冷却材+黒鉛混在条件 ③ ①+Pu ④ ②+Pu
温度	800℃～2800℃	炉外事象過程の基本ケースの解析値約530℃より高めに設定し、影響を確認
酸素分圧	10 ⁻⁵ atm～10 ⁻²⁵ atm	安全容器内は窒素雰囲気であるが、幅広い条件で影響を確認

【計算結果】

黒鉛ブロックの侵食、減肉に影響を与えるのは、黒鉛の酸化反応、炭化物燃料生成反応



組成①、1,000℃における計算結果例

損傷炉心物質等の模擬試料と黒鉛板による熱分析試験

【概要】

- TG-DSC (熱重量示差走査熱量分析) により反応に由来する吸熱・発熱ピークの有無を確認
- 熱分析後に金相観察を行い、黒鉛と二酸化ウランの界面で反応が起きていないかを確認
- EPMA (電子線マイクロアナライザ) 分析で化合物が生成されていないか確認

【主な試験条件】

- 二酸化ウラン試料 (二酸化ウラン、二酸化ウランに金属粉混合) と黒鉛板を接触させ、アルゴン雰囲気又はアルゴン+酸素 (10ppm) 雰囲気中で1,200℃及び1,500℃までの熱分析試験を実施 (最高温度で1時間保持)

	最高温度	酸素濃度	金属粉混合	備考
①	1,200	<0.1	無し	(基本ケース)
②	1,200	10	無し	10ppm酸素雰囲気条件
③	1,500	<0.1	無し	高温条件
④	1,200	<0.1	鉄粉	鉄粉混合条件
⑤	1,200	<0.1	SUS粉	SUS粉混合条件

【熱分析結果】

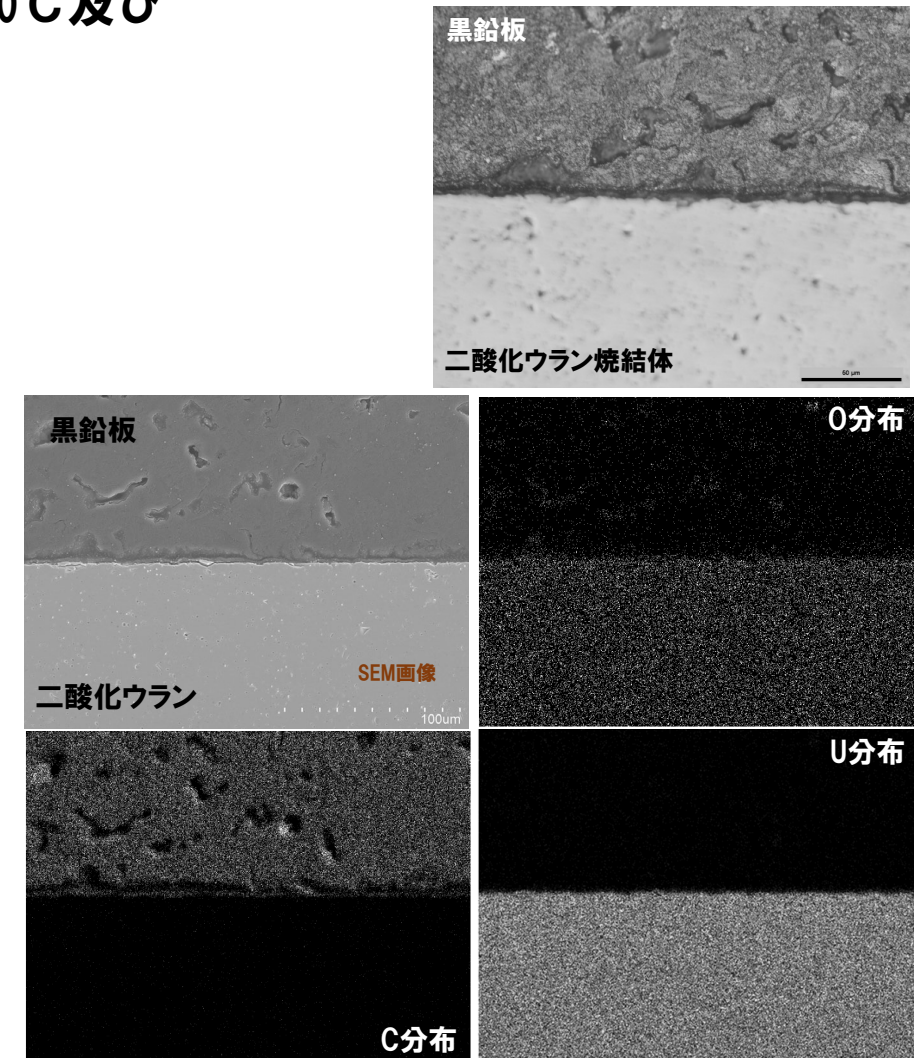
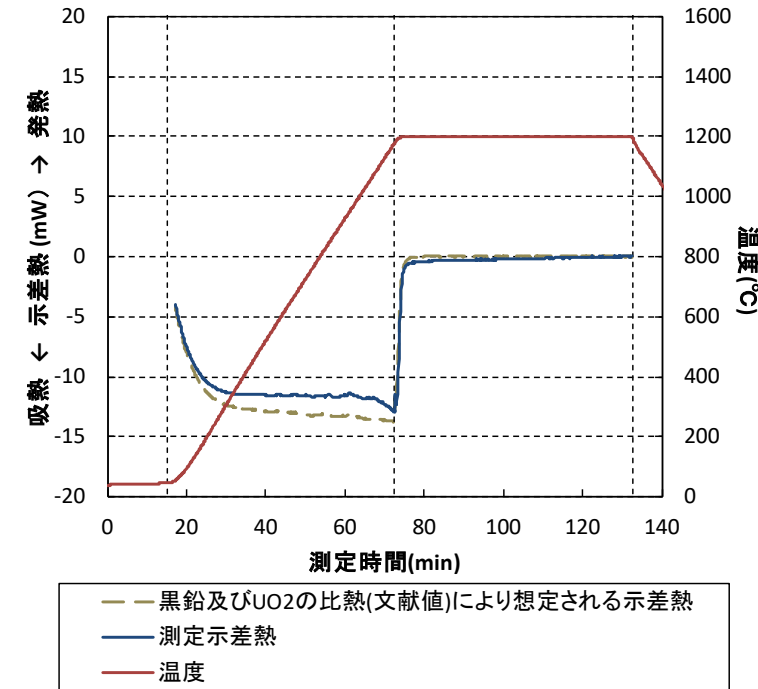
いずれも

- 二酸化ウラン試料と黒鉛試料による明確な反応は確認されず
- 黒鉛板の明確な重量変化も確認されず

【金相・EPMA分析結果】

いずれも

- 界面付近でもウランと炭素の化合物の形成は確認されず
- 「常陽」の安全容器内条件では
燃料と黒鉛の反応による黒鉛ブロックの有意な減肉は生じない



試料①の試験結果
(上：示差熱、中：金相、下：EPMA)

(2) 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＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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	受動的な安全特性を活用した主冷却系（1ループ）による自然循環冷却
2	異常事象グループ（1）＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗		
3	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（内管）破損＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗		
4	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗		
5	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（内管）破損＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗		
6	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗		
● 7	2次冷却材漏えい＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（1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	<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バウンダリの過圧の防止 ・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
8	異常事象グループ（2）＋ 2次主冷却系による除熱失敗		
9	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 2次主冷却系による除熱失敗	補助冷却設備による強制循環冷却	
10	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 2次主冷却系による除熱失敗	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	

異常事象グループ（1）： 「1次主循環ポンプ軸固着」、「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」、「2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）」、「主冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「2次主循環ポンプ軸固着」、「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）」

異常事象グループ（2）： 異常事象グループ（1）＋「外部電源喪失」、「2次冷却材漏えい」

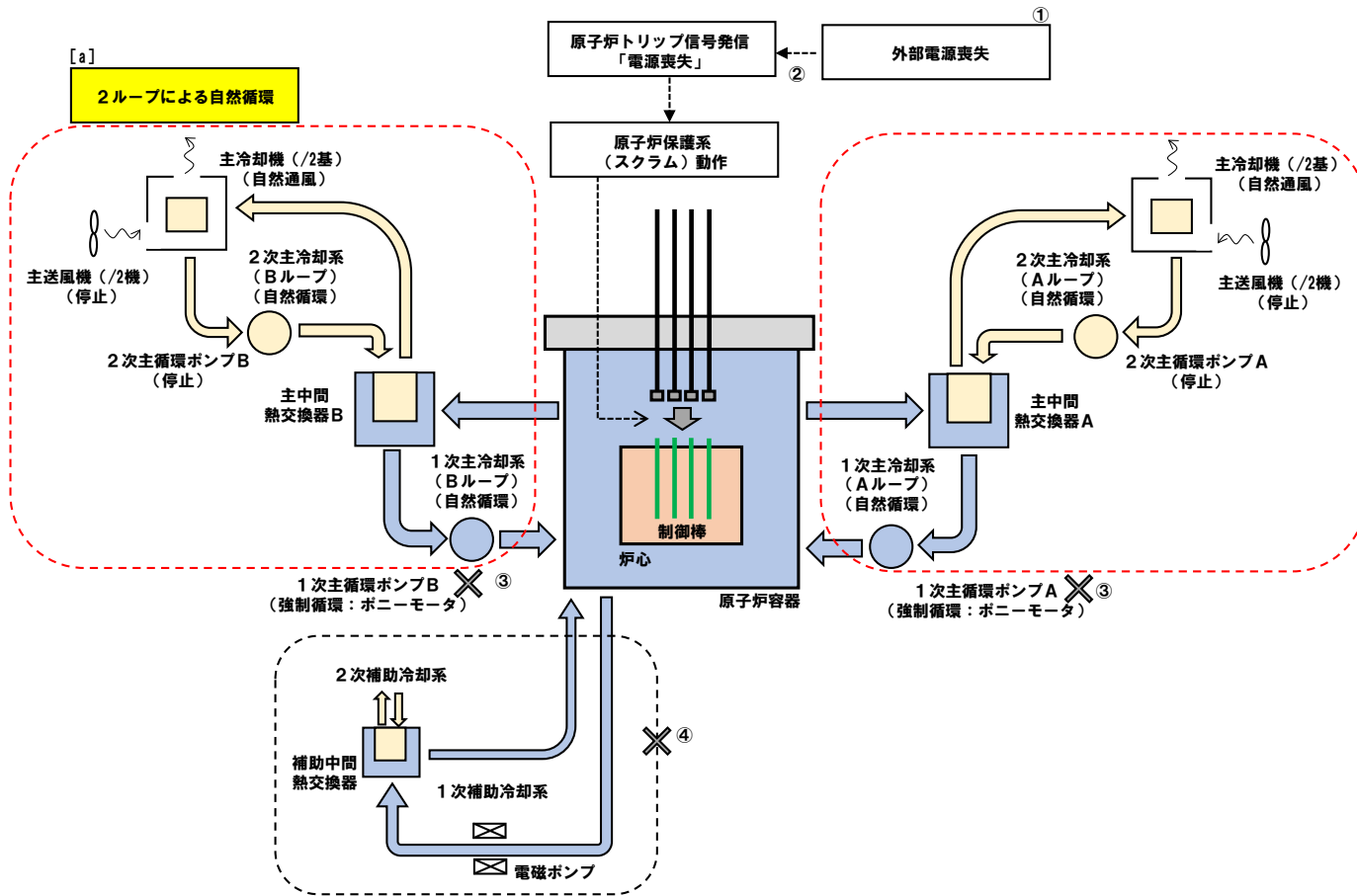
【評価事故シーケンスの選定理由】

本事象グループには、原子炉の停止に至る複数の異常事象と設計基準事故対処設備の機能喪失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、主冷却系の自然循環により炉心を冷却する観点では、常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で外部電源喪失が起因の事故シーケンスが高い代表性を有する。また、冷却材漏えい時の強制循環冷却失敗として冷却材漏えいが含まれる事故シーケンスの中から、炉心冷却の措置毎に有効性評価結果を示す観点から1ループの自然循環が措置となる事故シーケンスも選定し、『No. 1』及び『No. 7』を評価事故シーケンスに選定した。

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、原子炉停止後の冷却材流量等の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。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、2次冷却材漏えいが起因の評価事故シーケンスは2次主冷却系の除熱機能を喪失す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。

【評価事故シーケンス】

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



(i) の事象進展及び炉心損傷/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】

出力運転中に外部電源が喪失(①)し、原子炉が「電源喪失」により自動停止(②)した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転(1次主循環ポンプのポニーモータを使用)に失敗(③)するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗(④)する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

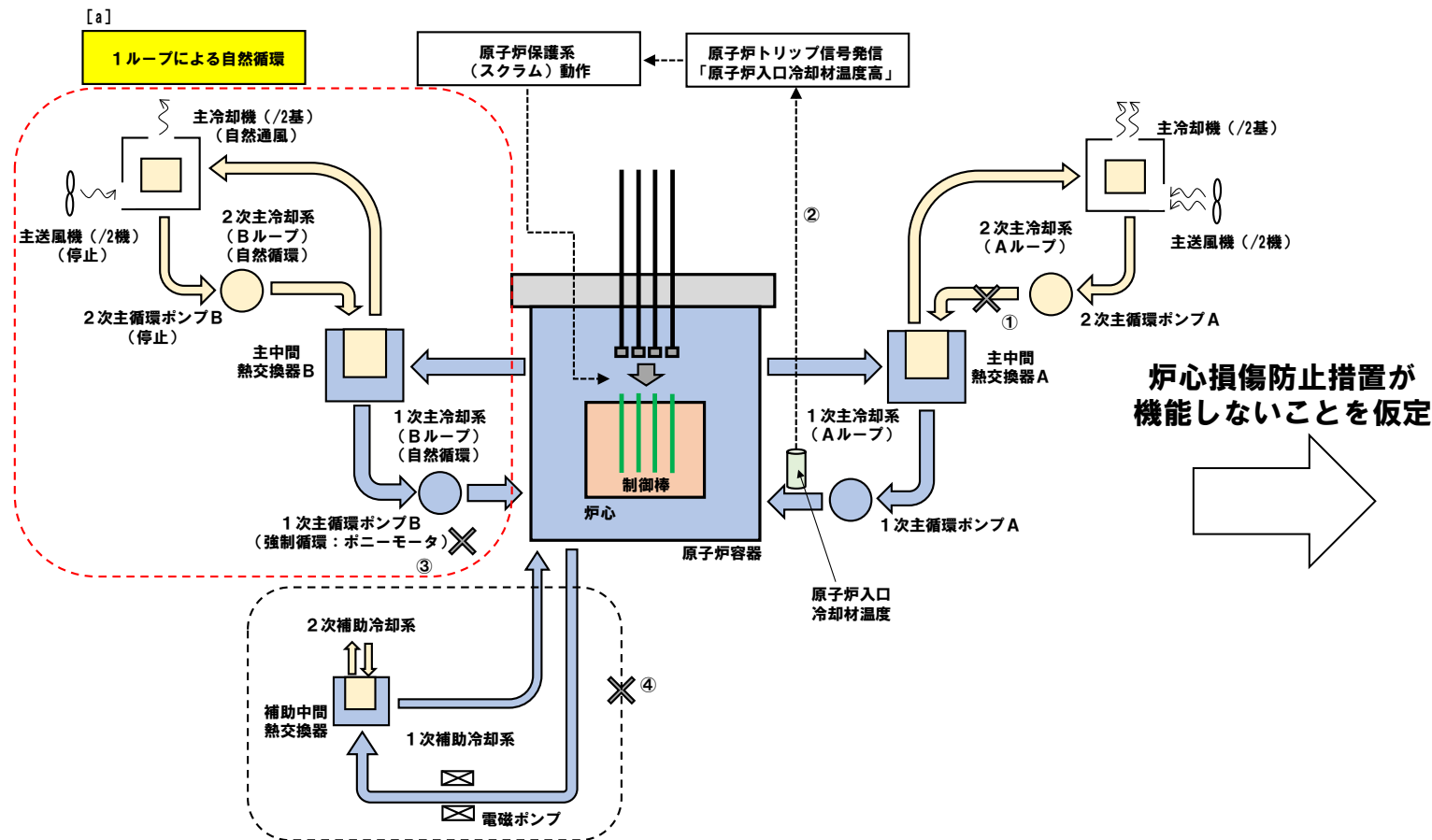
独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機其自然通風([a])により原子炉停止後の崩壊熱を除去することにより炉心の著しい損傷を防止。

【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、PLOHSの評価事故シーケンス(ii)に示すとおり、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。

【評価事故シーケンス】

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



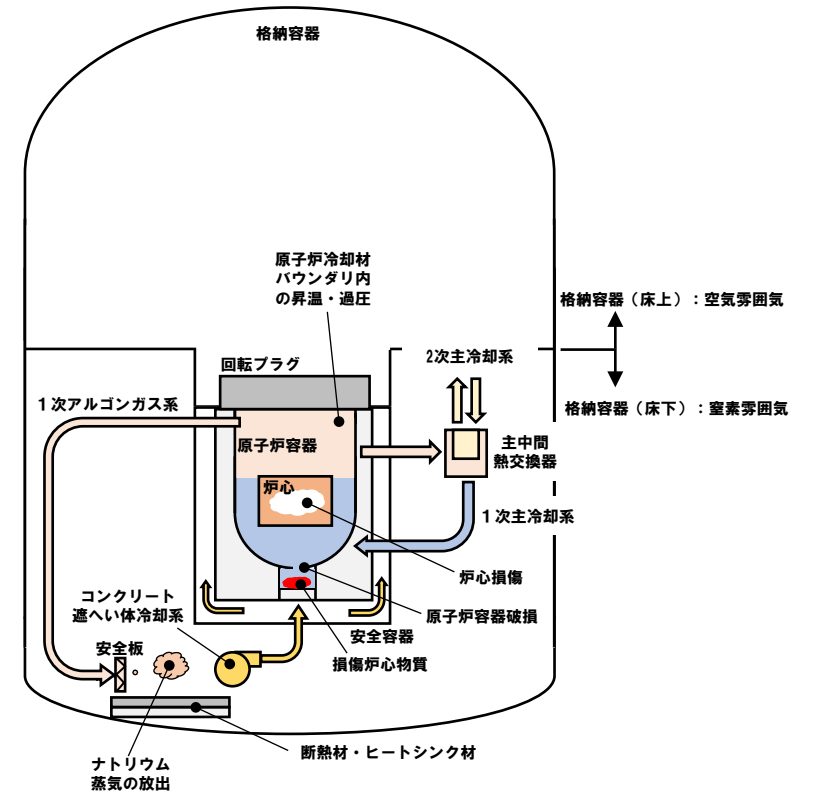
(ii) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に2次冷却材の漏えいが生じ(①)、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止(②)した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系の低速運転(1次主循環ポンプのポニーモータを使用)による強制循環冷却に失敗(③)するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗(④)する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

健全なループの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の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去([a])することにより炉心の著しい損傷を防止。



(ii) の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

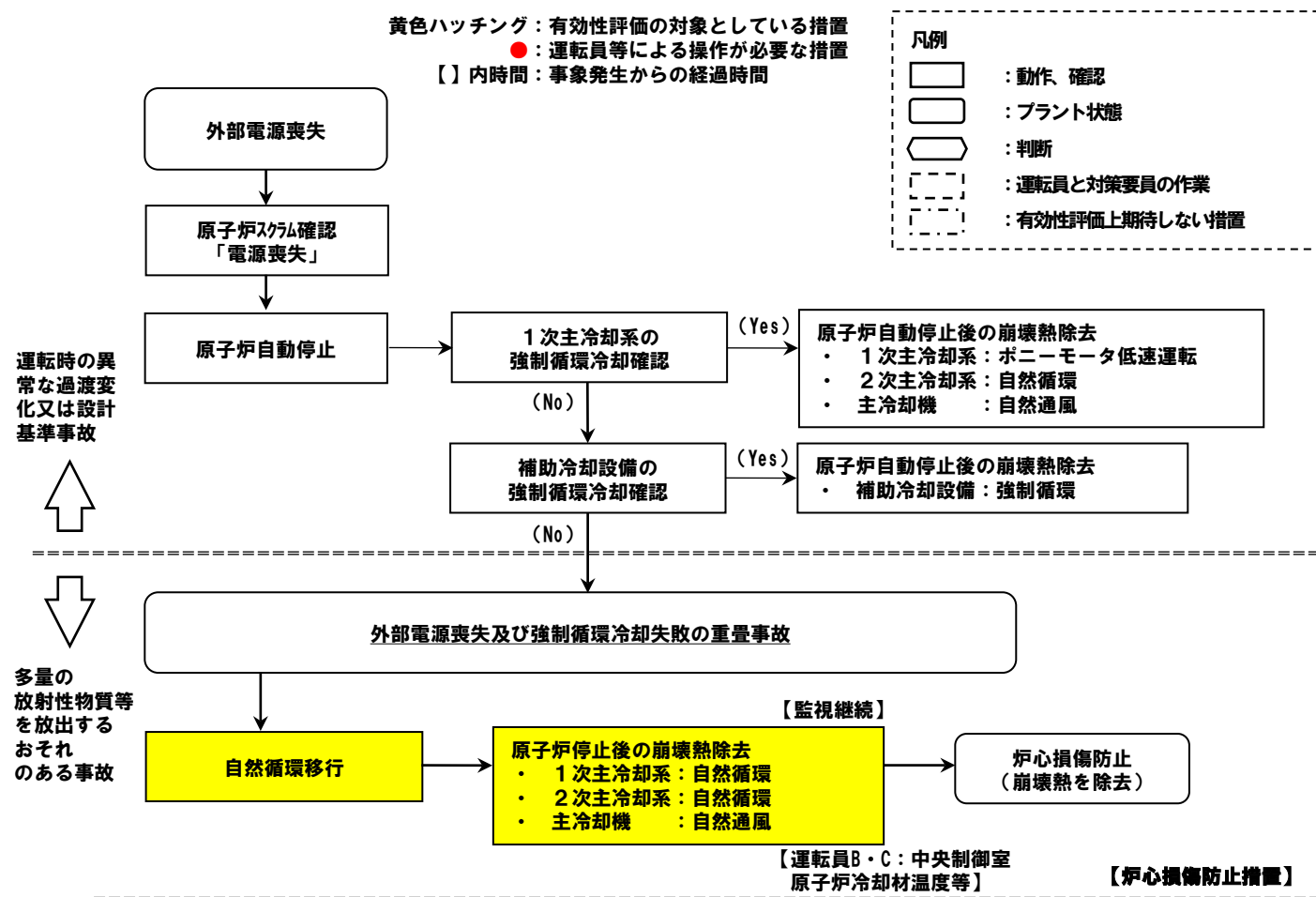
【評価事故シーケンスの概要】

- ・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バウンダリの過圧の防止
- ・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

（i） 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

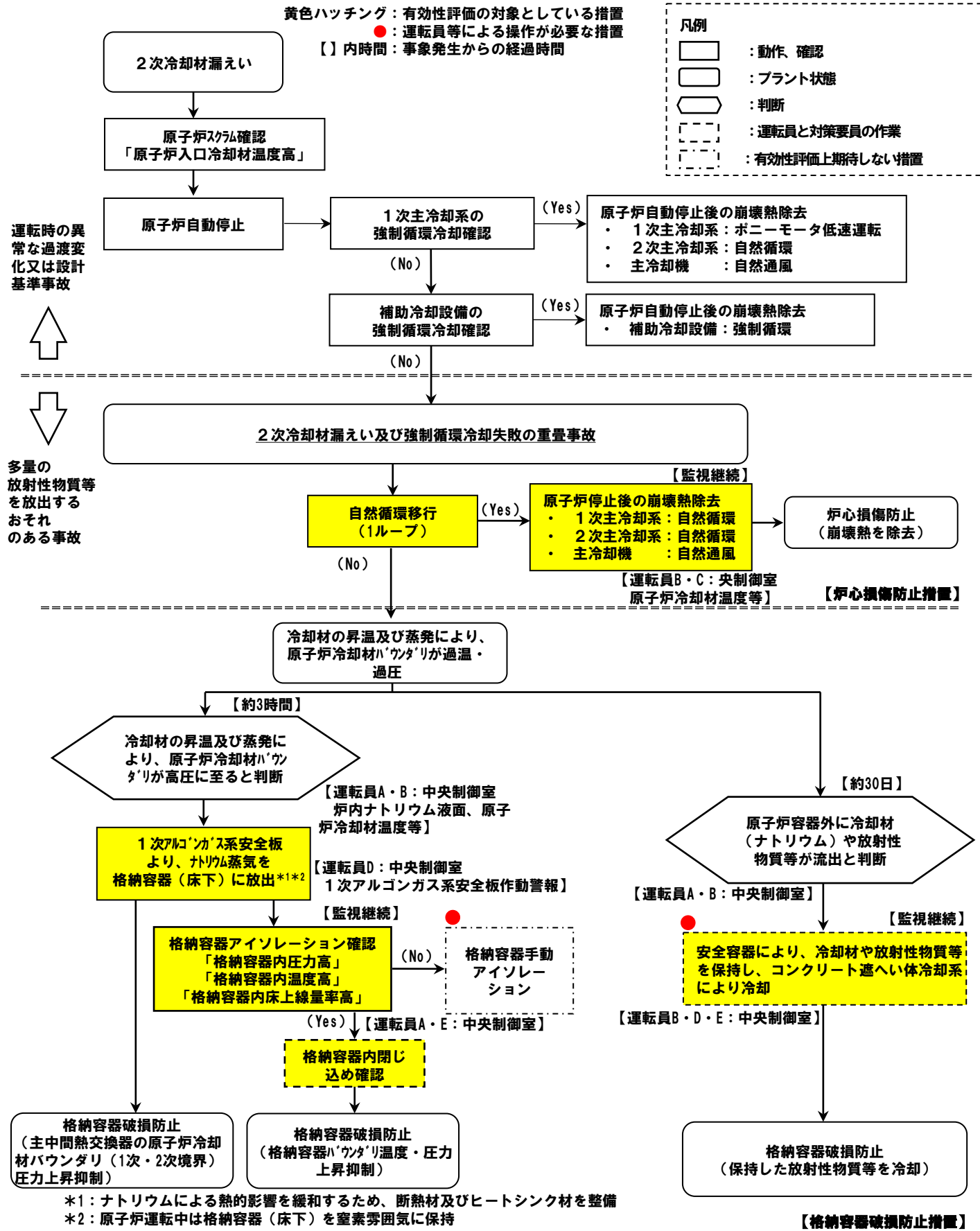


- 主な炉心損傷防止措置
- ・ 1次主冷却系（自然循環）
 - ・ 2次主冷却系（自然循環）
 - ・ 主冷却機（自然通風）

（i） 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

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(外部電源喪失) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認																<ul style="list-style-type: none"> ・「電源喪失」による原子炉保護系（スクラム）動作を確認する。 ・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断																
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行														<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努める。 		
	運転員D、E	2 ・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧																

(ii) 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故



□主な炉心損傷防止措置

- ・ 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
- ・ 1次アルゴンガス系の安全板
 - ・ 安全容器内での損傷炉心物質等の保持
 - ・ コンクリート遮へい体冷却系【非常用電源系】
 - ・ 格納容器構造（隔離弁【非常用電源系】）

PLOHSの評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要（4/4）

（ii） 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

必要な要員と作業項目			経過時間（分）												備考									
			5	10	20	30	60	3時間	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（2次冷却材漏えい） ▽事故発生の判断 （1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗） ▽冷却材の昇温及び蒸発により、 原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断 ▽原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や 放射性物質等が流出と判断																					
	当直長	・ 運転操作指揮	[Shaded bar from 0 to 60 min]																					
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉スクラム確認	[Shaded bar from 0 to 5 min]															・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系（スクラム）動作を確認する。 ・ 1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・ 補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。						
	運転員A、B	2 ・ 事故発生の判断	[Shaded bar from 0 to 10 min]																					
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・ 自然循環移行（1ループ）	[Shaded bar from 0 to 60 min]												・ 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。									
状況判断	運転員A、B	2 ・ 原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ることの判断																・ 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D	1 ・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器（床下）に放出																・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器（床下）に放出されることを確認する。						
	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認																・ 「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。						
状況判断	運転員A、B	2 ・ 原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断																・ 安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したと判断する。						
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3 ・ 安全容器による冷却材や放射性物質等の保持 ・ コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Shaded bar from 0 to 60 min]												・ 安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。									

炉心損傷防止措置の有効性評価

-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の評価事故シーケンスは、「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」がある。
- 炉心損傷防止措置はそれぞれ主冷却系の1ループ自然循環冷却と主冷却系の2ループ自然循環冷却である。
- 以下、炉心損傷防止措置の有効性について、より厳しい結果を与える「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」について説明する。

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

2. 主な炉心損傷防止措置

- ・主冷却系（1ループ）による自然循環冷却

3. 解析コード

Super-COPD

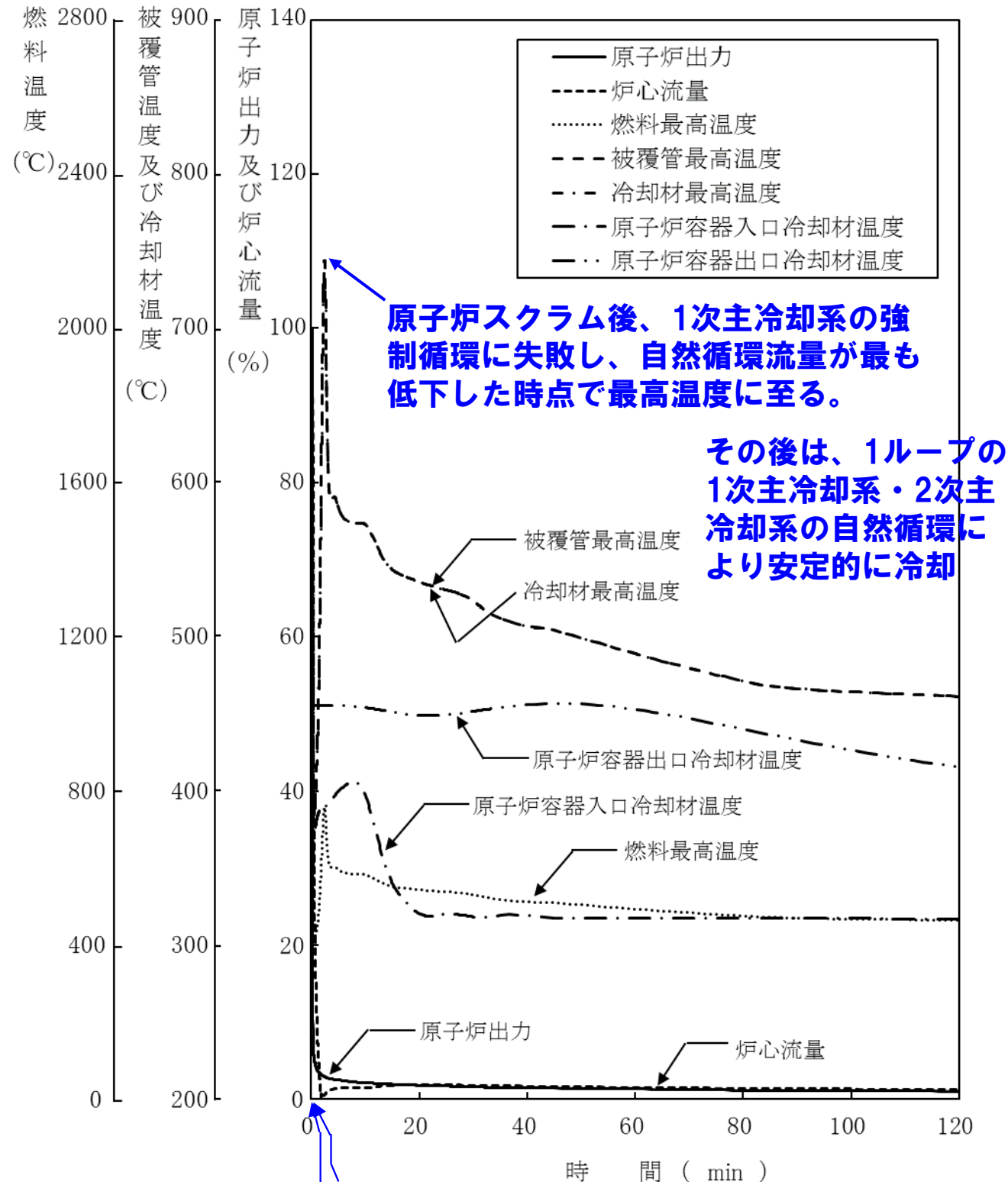
4. 主な解析条件

- (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。原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」（設定値365℃）によるものとする。原子炉の停止後、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するものとする
- (3) ドブブラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数、炉心支持板温度係数及び崩壊熱にはノミナル値（最適評価値）を用いる
- (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
18	「原子炉入口冷却材温度高」信号の発信 → 原子炉スクラム（原子炉保護系動作） → 1次主冷却系は2ループ両方のポニーモータでの低速運転引継ぎに失敗するとともに、補助冷却設備の運転に失敗 → 1ループによる自然循環除熱に移行

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、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「崩壊熱」及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施した。
- なお、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価することとした。
- 崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用する。
- 原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+8°Cを考慮し373°Cとする。
- 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770	840
冷却材最高温度	約530	約770	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
-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の格納容器破損防止措置の有効性評価の流れ

1. 対象事象

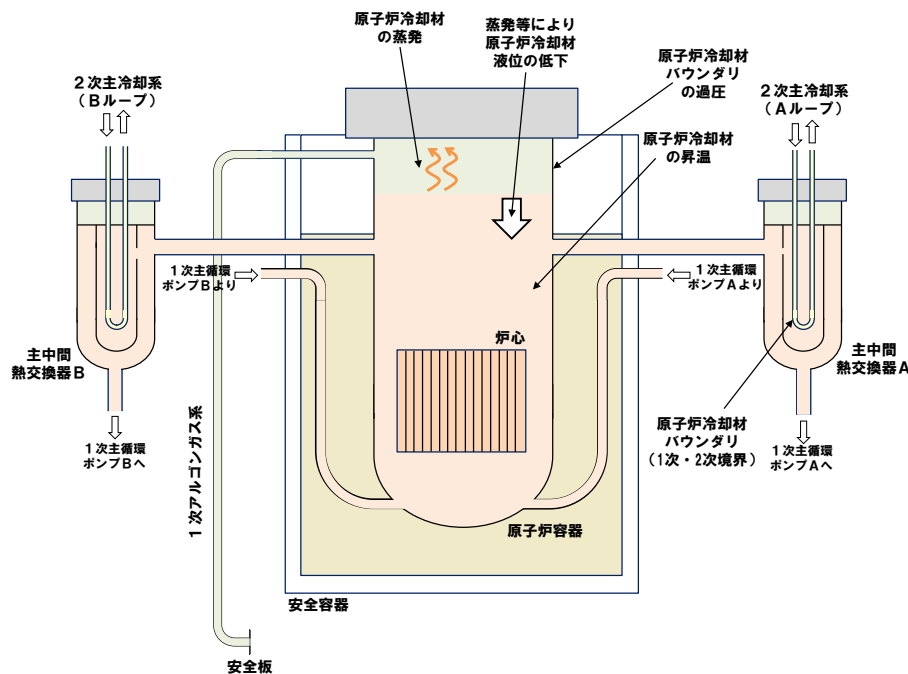
- ・ 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材による流出ナトリウムに対する熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の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

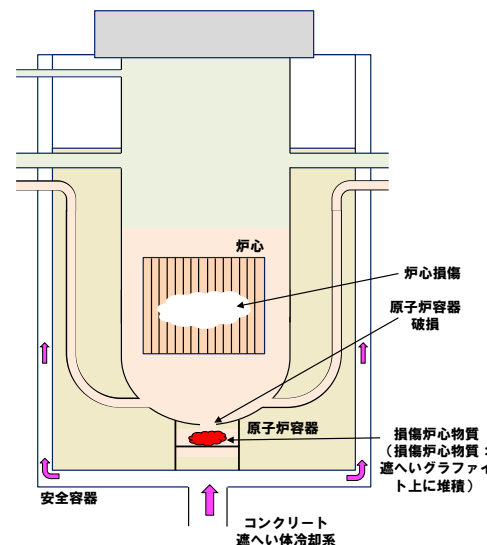
炉内事象過程

- 事故の開始から炉心が損傷し、原子炉容器が破損するまでの過程



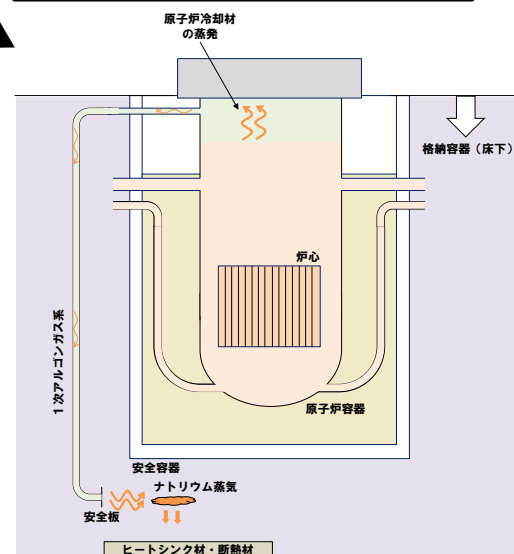
- ◆ 原子炉停止後の崩壊熱により、原子炉冷却材バウンダリ等の昇温・昇圧、原子炉冷却材の蒸発等により原子炉冷却材の液位が低下
- ◆ 原子炉容器破損までの原子炉冷却材の温度や液位を計算するとともに、構造力学に基づき中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性を評価

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や損傷炉心物質の熱流動挙動をFLUENTで評価

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

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材によるナトリウム蒸気の熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の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

3. 炉内事象過程における事象推移

- (1) 原子炉容器の冷却材液位が炉心頂部に達した後、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成する。
- (2) 液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物は炉心からの熱負荷で溶融又はクリープ破損し、最終的に損傷炉心物質は下部プレナム内の冷却材のナトリウム中へ落下する。
- (3) ナトリウム中に沈降した損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって原子炉容器底部がクリープ破損し、損傷炉心物質は安全容器内の原子炉容器振れ止め構造物内の遮へいグラフィット上に落下する。

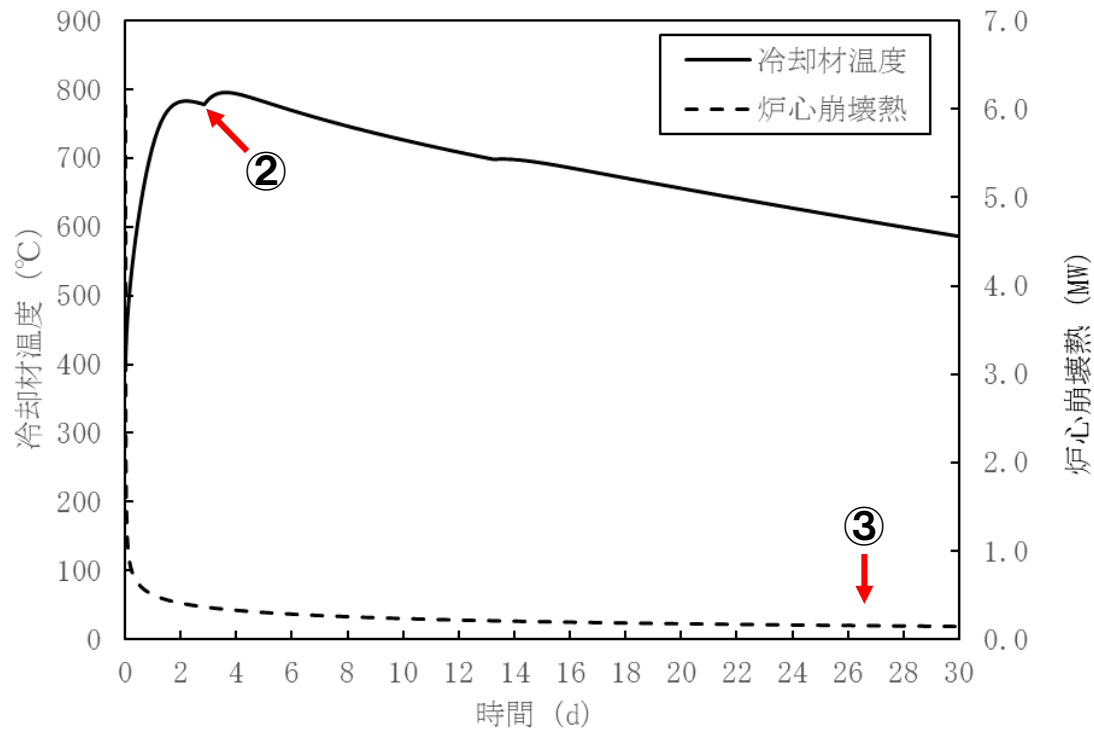
4. 解析手法

原子炉冷却材ナトリウム容量と炉心崩壊熱に基づき、原子炉冷却材の昇温、蒸発挙動を計算し、蒸発による液位低下を計算する。

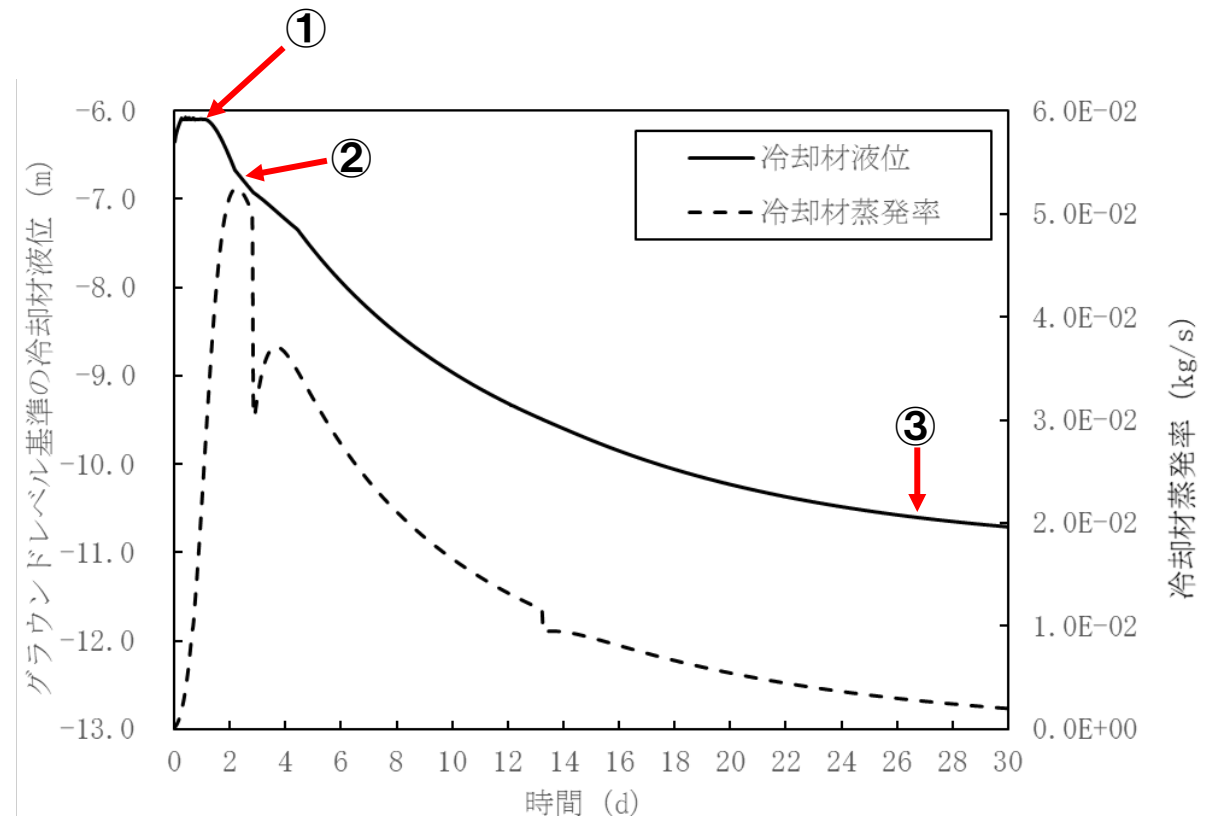
5. 主な解析条件

- 炉心の著しい損傷に至る条件を仮想するため、主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。
- 冷却材液位が主中間熱交換器入口窓上端を下回る（主冷却系の循環流路喪失）までは1次主冷却系ナトリウムを含め、下回った後は原子炉容器内ナトリウムのみを昇温範囲とする。
- 沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も計算する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（9.8kPa）を超過すると、安全板が開放され、格納容器応答過程では蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気中の格納容器（床下）に流出するものとする。

4. 主な解析結果



冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移



冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移

- ① 熱膨張した原子炉冷却材のオーバフロータンクへの流出
- ② 1次主冷却系の循環液位喪失（液位が主中間熱交換器の入口窓上端を下回った時点）
⇒ 当該時刻までの冷却材最高温度：約790℃
- ③ 炉心頂部露出：事象発生約27日後
⇒ 当該時刻までの冷却材最高温度：約800℃
⇒ 当該時刻における炉心崩壊熱：約140kW※

※：希ガス及び揮発性核分裂生成物の崩壊熱を除く（参考：希ガス及び揮発性核分裂生成物を含む崩壊熱：約150kW）。

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

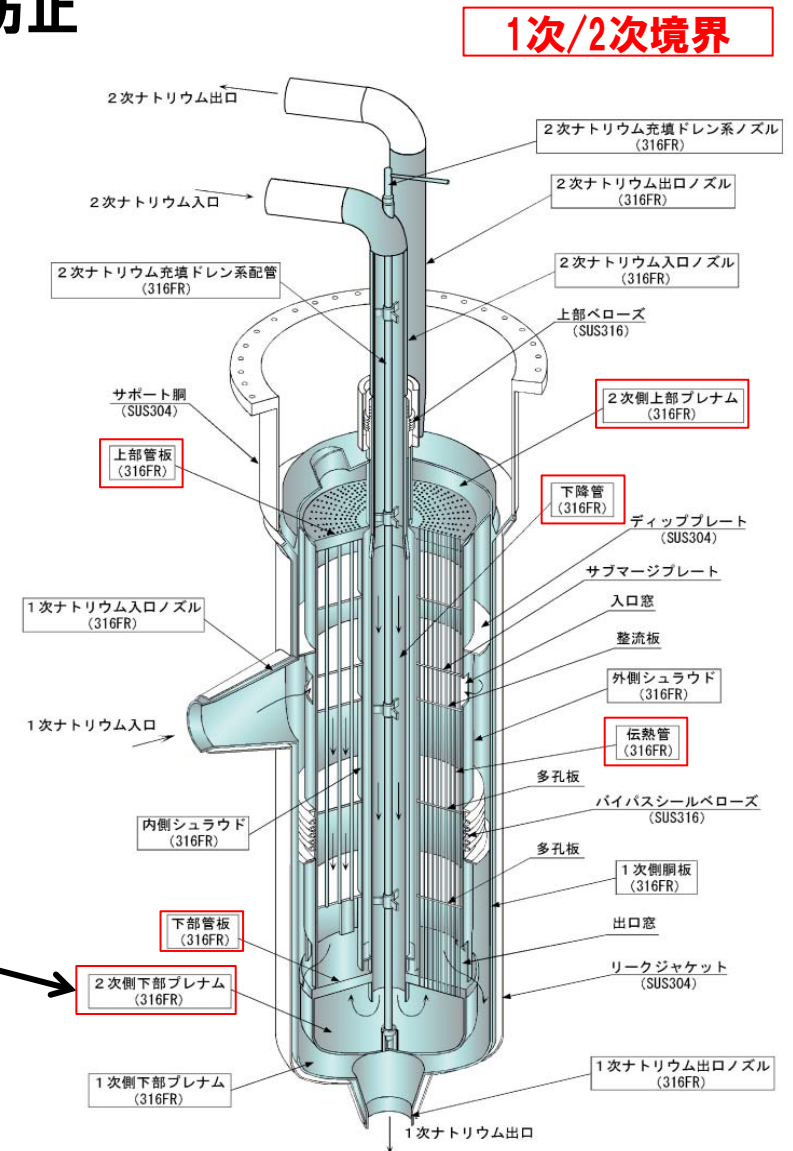
2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材によるナトリウム蒸気の熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の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

3. 評価部位の選定

- ・ 管板及び管は鏡板と比較して強度が高い。
- ・ 主な1次応力は自重及びヘッド圧
(上部プレナムの鏡板に係る圧力は下部と比較して低い)

以上より、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次/2次境界) の最も条件が厳しい箇所は、2次側下部プレナム鏡板



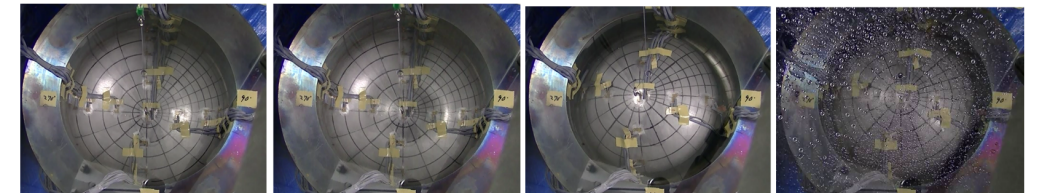
主中間熱交換器の構造

4. 評価手法

- 原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の破損の発生には、2次側下部プレナム鏡板のバウンダリ機能が維持できない状態（（クリープ）延性破断）となる必要がある。
- 外圧を受ける鏡板の（クリープ）延性破断は、鏡板が頂部の反転を伴う座屈を経て、中高面が完全に反転し、円筒部にまで変形が至る場合に発生することが実験で示されている^[1]。
⇒ 破損様式を座屈として評価すれば、バウンダリ機能の喪失に対して保守的な評価が可能（座屈の評価は、発電炉の設計規格^[2]に準拠し評価）

[1] : PVP2016-63147、PVP2017-65227

[2] : 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
第1編 軽水炉規格（2016） PVB-3220、PVB-3230



試験前 座屈発生時点(約6.3MPa) 非対称変形(約9.8MPa) 漏えい発生後(試験終了)

外圧破損試験のための試験体および治具を設計・制作の上、加圧試験により座屈を経てバウンダリ機能が喪失するまでの挙動を確認するとともに、バウンダリ機能を喪失する限界圧力や破損様式等を明らかとした。

5. 評価結果

鏡板の外圧によるバウンダリ機能喪失確認試験

- 不確かさの影響を含めた原子炉容器内の事象推移の計算温度を包絡する815°Cにおける「常陽」の主中間熱交換器の2次側下部プレナム鏡板の許容圧力 : 0.6MPa
- PLOHS時の1次側の最大圧力 : 0.1MPa以下（2次側圧力を0とした場合）
⇒ 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次/2次境界）の機能は維持されると評価
→ 主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

6. 不確かさの影響評価

- 原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用して解析を実施する。
- 原子炉冷却材の最高温度は815°Cを下回り、その許容圧力は0.6MPaとなる。また、1次側の最大圧力は0.1MPa以下となり、許容圧力を超えない。

PLOHS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— (1/3)

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

- 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ヒートシンク材、断熱材によるナトリウム蒸気の熱的影響の緩和
- コンクリート遮へい体冷却系の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

3. 解析コード

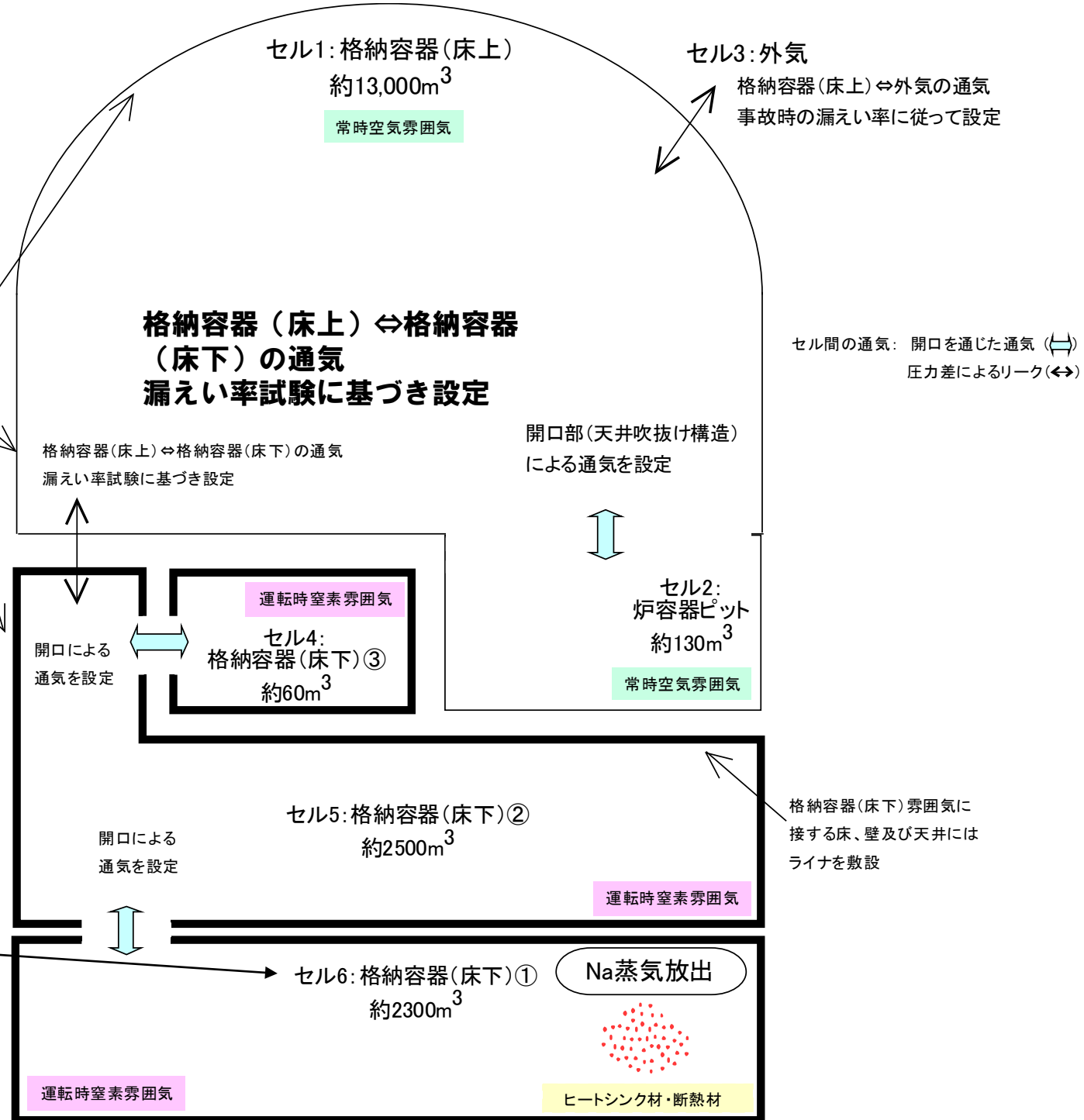
CONTAIN-LMR

4. 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

ナトリウム蒸気
放出セル (セル6)

格納容器鋼壁
頂部 (板厚12mm)
胴部 (板厚25mm)

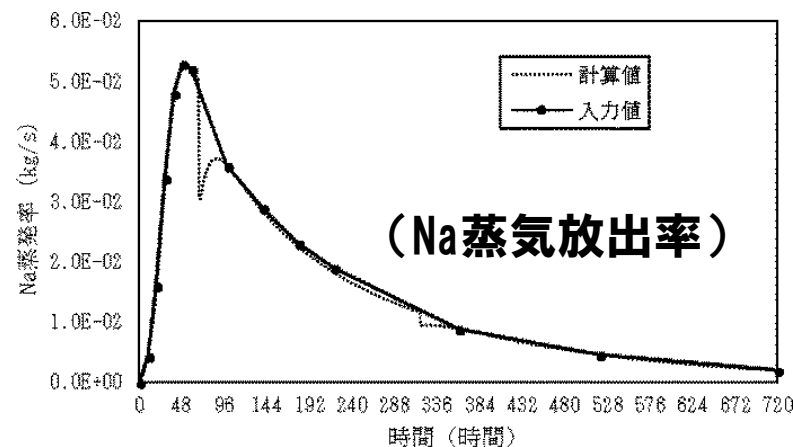


PLOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価

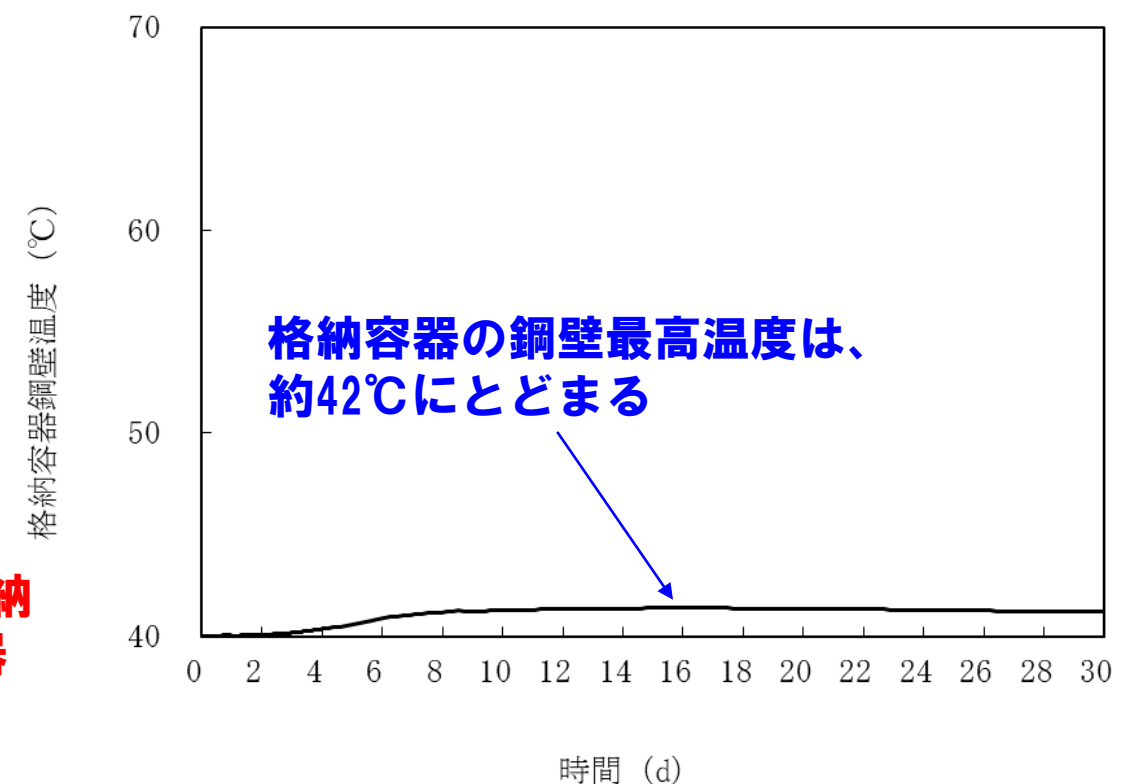
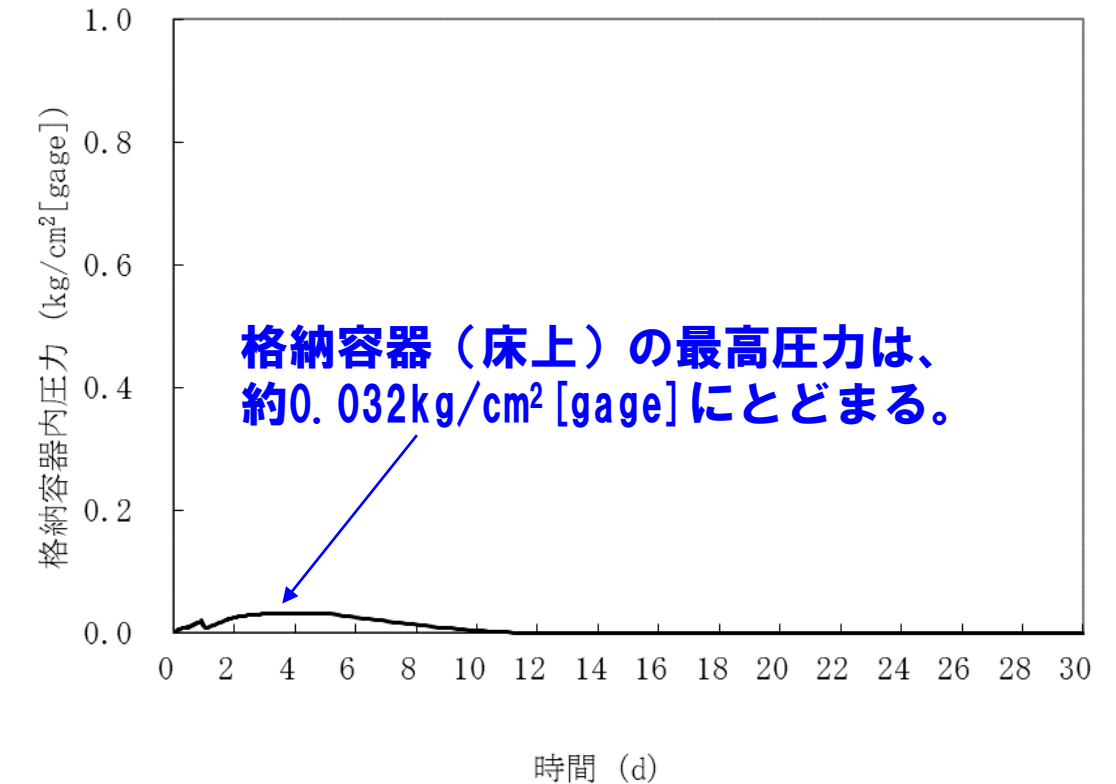
—格納容器応答過程— (2/3)

5. 主な解析条件

項目	条件
放出ナトリウム蒸気量、蒸気温度	炉内事象推移の解析結果から設定
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	ナトリウム蒸気との反応
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



6. 主な解析結果



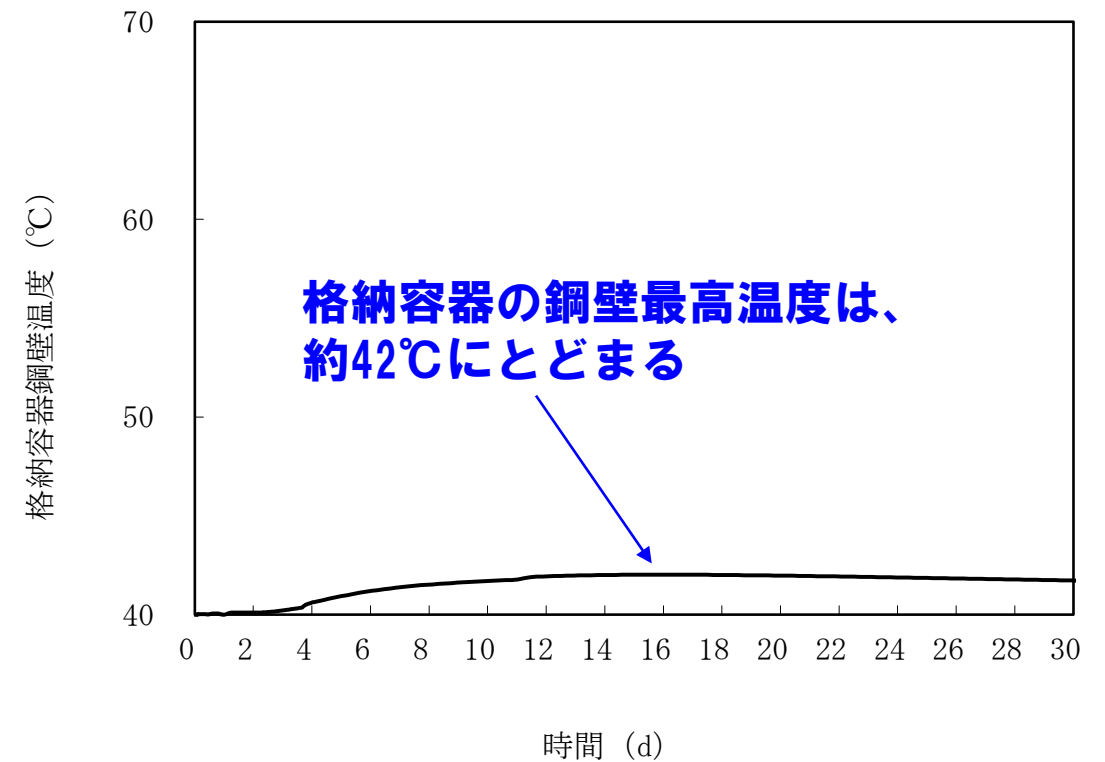
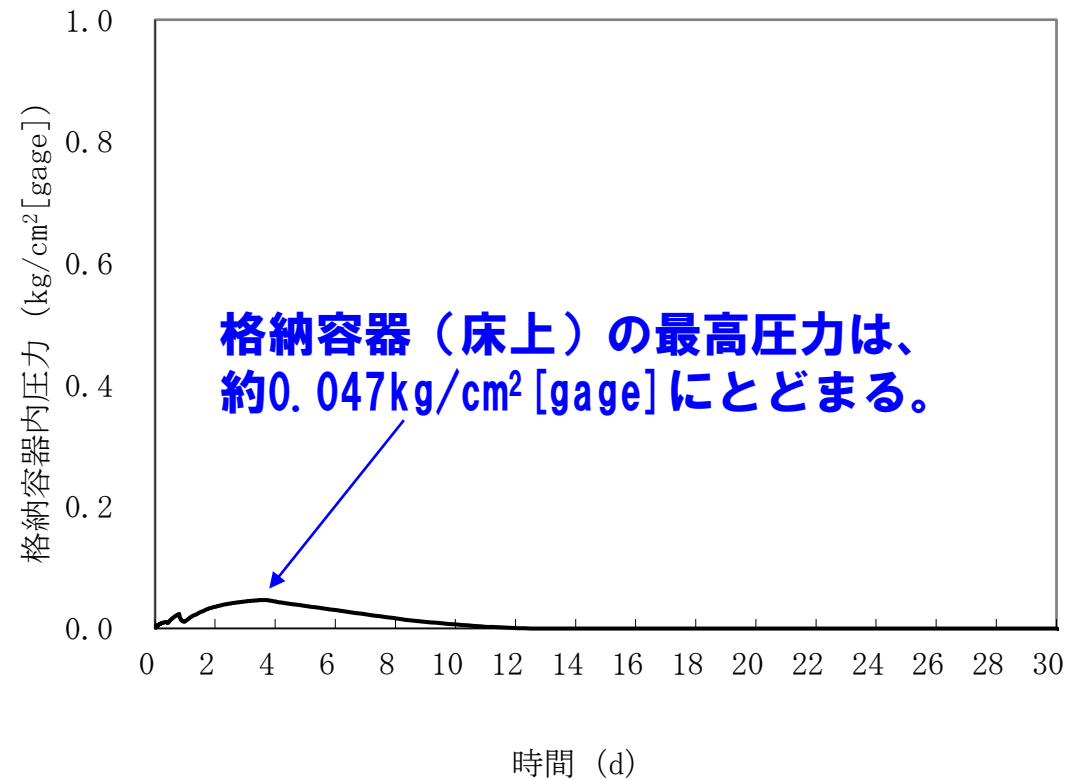
→格納容器（床上）の設計圧力（1.35kg/cm² [gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度（150°C）を下回ることから、格納容器の破損は防止され、格納容器破損防止措置は有効と評価

PLOHS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— (3/3)

7. 不確かさの影響評価

- 原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用して解析を実施する。



→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°C）を下回ることから、格納容器の破損は防止され、格納容器破損防止措置は有効と評価

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故（PLOHS）、及び全交流動力電源喪失（SBO）時の格納容器防止措置について

- 炉心損傷防止措置として、受動的な安全機能である2ループの自然循環冷却によって炉心損傷が防止される。
- 流体の密度差という固有の物理特性を駆動力として炉心が冷却されるため、自然循環冷却という現象に本来失敗はない。
- 自然循環冷却失敗に至る主な要因は、冷却材ナトリウムの循環経路の破損（静的故障）による循環液位喪失、主冷却機における空気流路の開度制御の失敗（動的故障）による過冷却である。
- これらの要因は、偶発的に生じるものであり、これらの偶発要因によって独立したシステムである2ループが同時期に自然循環冷却に失敗することは考え難い。したがって、炉心損傷防止措置が機能しない場合においても、格納容器防止措置としては1ループの自然循環冷却に期待できる。

LORL及びPLOHS事象の炉心損傷防止措置の有効性評価 まとめ

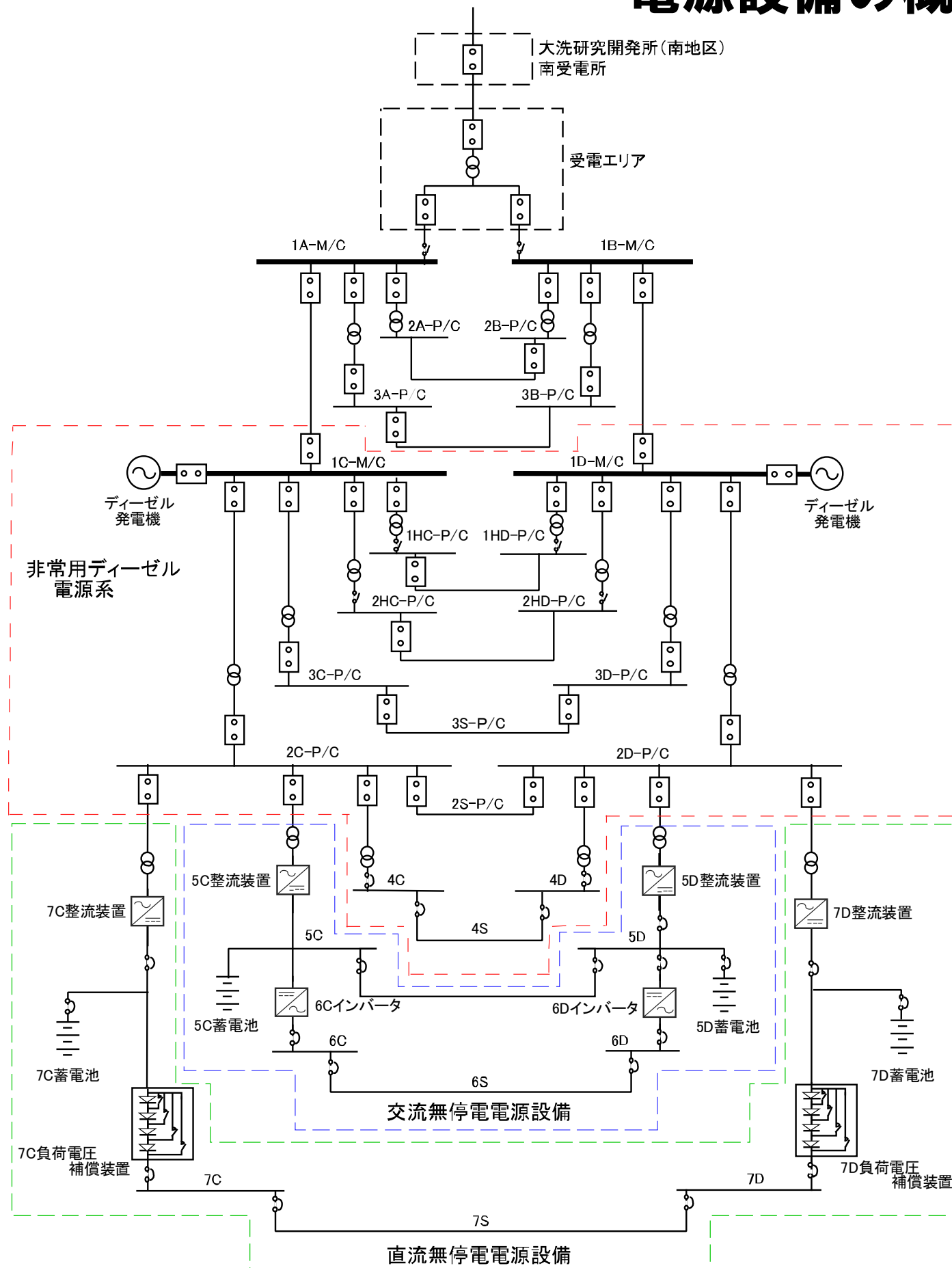
- LORL及びPLOHS事象における炉心損傷防止措置の有効性評価を行った。
- LORL事象の炉心損傷防止措置である補助冷却設備による崩壊熱の除去、PLOHS事象の炉心損傷防止措置である自然循環冷却により、不確かさの影響を考慮しても燃料最高温度、被覆管最高温度、冷却材最高温度は評価項目以下となり、これらの炉心損傷防止措置が有効であることを確認した。

LORL及びPLOHS事象の格納容器破損防止措置の有効性評価 まとめ

- LORL及びPLOHS事象における炉心損傷防止措置が機能しないものと仮定した事象推移解析を実施し、格納容器破損防止措置の有効性評価を行った。
- LORL事象の炉心損傷防止措置である補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものと仮定した場合、あるいはPLOHS事象の炉心損傷防止措置である自然循環冷却に期待できない場合を仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る。
- 損傷炉心物質による原子炉容器底部のクリープ破損を想定した場合においても、コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却により、損傷炉心物質等は安全容器内で安定的に保持・冷却され、不確かさの影響を考慮しても格納容器破損防止措置は有効と判断される。
- 崩壊熱による一次系の温度と圧力は、不確かさを考慮してもそれぞれ815℃以下、0.1MPa以下にとどまり、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次/2次境界）の最も条件が厳しい2次側下部プレナム鏡板は破損しない。
- 1次アルゴンガス系安全板の開放によって放出されるナトリウム蒸気の熱的影響は、放出先に設置するヒートシンク材と断熱材によって緩和され、不確かさの影響を考慮しても格納容器（床上）の最高圧力は約0.047kg/cm² [gage]、格納容器の鋼壁最高温度は約42℃にとどまり、格納容器の健全性は確保される。

(3) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)

電源設備の概要



「常陽」の電源系統

- 大洗研究所（南地区）南受電所から66kV配電線1回線で商用電源（外部電源）を受電する。
- 非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。
- 非常用電源設備は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとする。
- 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に使用する機能に必要な電源は、交流無停電電源系又は直流無停電電源系から供給され、これらの蓄電池については、全交流動力電源喪失時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。

分類	機能	重要安全施設	電源供給元
MS -1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管	非常用ディーゼル電源系
	1次冷却材漏えい量 の低減機能	① 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁	非常用ディーゼル電源系 又は直流無停電電源系
		② 1次予熱室素ガス系 1) 仕切弁	非常用ディーゼル電源系 (関連系：交流無停電電源系)
	原子炉停止後 の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ	直流無停電電源系
	放射性物質 の閉じ込め機能	① 格納容器バウンダリに属する弁	交流無停電電源系 又は直流無停電電源系
	工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	① 原子炉保護系（スクラム） ② 原子炉保護系（アイソレーション）	交流無停電電源系
MS -2	放射線の遮蔽 及び放出低減機能	① アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系（アニュラス部常 用排気フィルタを除く。） ② 非常用ガス処理装置	非常用ディーゼル電源系
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	交流無停電電源系

非常用電源設備から重要安全施設への電源供給（2/3）

【ディーゼル発電機の概要】

- ディーゼル発電機は、必要容量2,368kVAを上回る約2,500kVAを定格容量とし、外部電源の喪失に対処するための設備がその機能を確保するために必要な負荷（以下「非常用負荷」という。）に対して100%の容量を有するものを2系統の非常用ディーゼル電源系に各1基（合計：2基）設置。
- 非常用負荷は、2基のディーゼル発電機のうち1基が停止した場合にあっても、他の1基により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成。

ディーゼル発電機の主な負荷	・ 1次補助冷却系及び2次補助冷却系
	・ 1次純化系及びオーバフロー系
	・ 1次冷却系予熱設備（一部）、2次冷却系予熱設備
	・ 格納容器雰囲気調整系、アニュラス部排気設備、非常用換気設備
	・ コンクリート遮へい体冷却系
	・ 気体廃棄物処理設備
	・ 放射線監視設備（一部）、空調換気設備（一部）、補機冷却設備
	・ 圧縮空気供給設備
	・ 非常用照明設備

非常用電源設備から重要安全施設への電源供給（3/3）

【蓄電池（交流無停電電源系及び直流無停電電源系）の概要】

- 交流無停電電源系の蓄電池は、必要容量650Ahを上回る800Ahを定格容量とし、交流無停電電源系に接続される非常用負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の交流無停電電源系に各1組（合計：2組）設置。
- 直流無停電電源系の蓄電池は、必要容量1,700Ahを上回る1,800Ahを定格容量とし、直流無停電電源系に接続される非常用負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の直流無停電電源系に各1組（合計：2組）設置。

交流無停電電源系の主な負荷	・ 原子炉保護系（関連する核計装、プロセス計装及び放射線管理設備を含む。）
	・ 格納容器（隔離弁（制御用電源））
	・ 中央制御室制御盤等（一部現場盤を含む。）
直流無停電電源系の主な負荷	・ 1次主冷却系（1次主循環ポンプポニーモータ）
	・ 1次補助冷却系（サイフォンブレイク弁）
	・ 格納容器（隔離弁（駆動用電源））
	・ 中央制御室制御盤等（一部現場盤を含む。）
	・ 非常灯

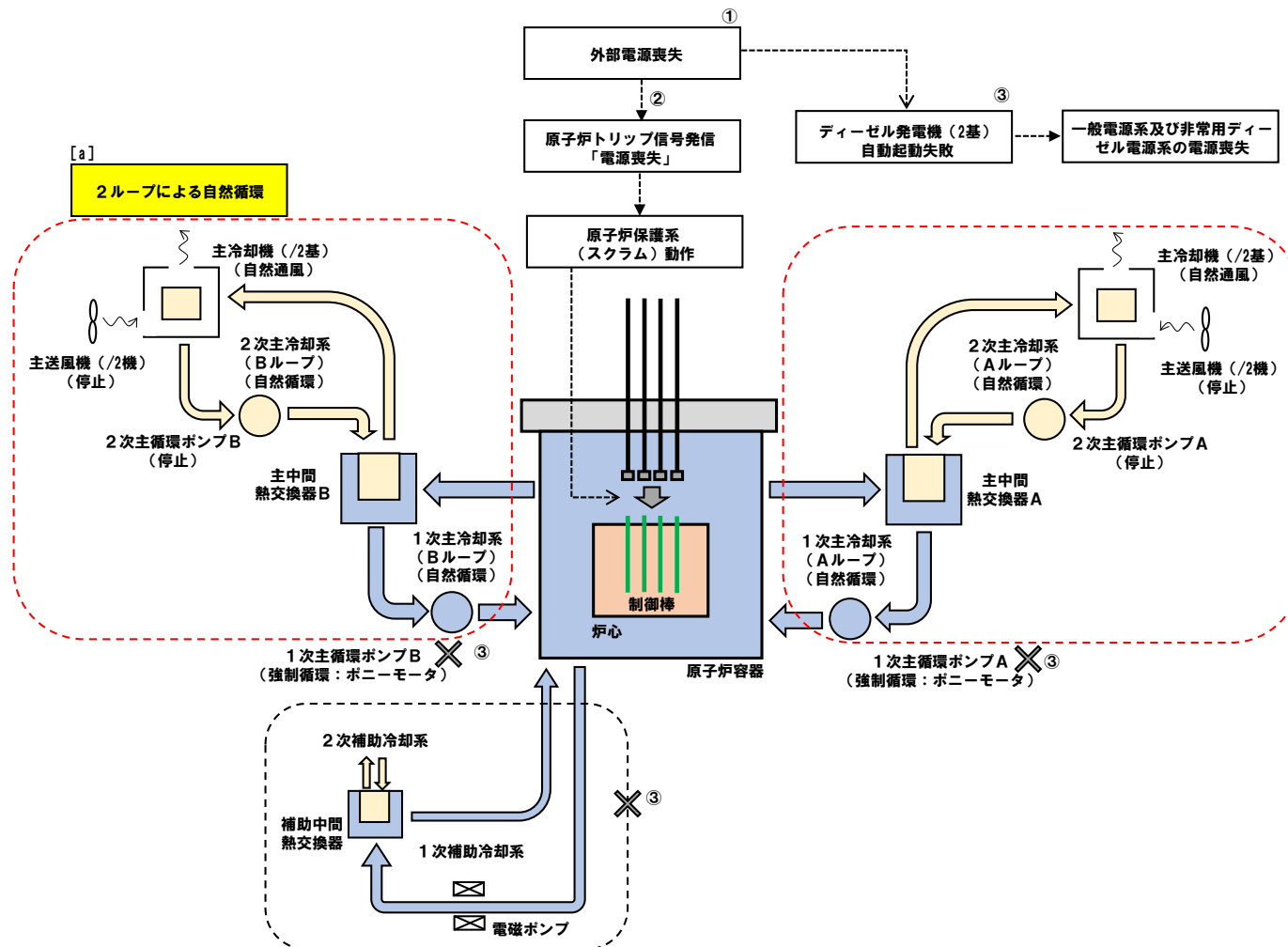
- 蓄電池は、全交流動力電源喪失時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を確保
 - 全交流動力電源喪失時には、外部電源喪失が発生した時点で、原子炉保護系が動作、制御棒が炉心に挿入され原子炉は停止。
 - 原子炉停止後の崩壊熱は、1次主冷却系及び2次主冷却系の冷却材の自然循環並びに主冷却機による自然通風により除去（自然通風除熱は、手動操作によりインレットベーン及び出入口ダンパを操作することにより可能（電源不要））。
 - 全交流動力電源喪失時に監視するパラメータは、原子炉出力（線形出力系）及び原子炉出入口冷却材温度（中央制御室の制御盤で確認）。
 - 交流無停電電源系が枯渇した場合には、仮設電源設備（可搬型発電機等）及び仮設計器により、パラメータの監視を行う。なお、仮設電源設備からの給電は、2時間以内に行うことが可能。

●：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＋ ディーゼル発電機（2台）起動失敗	自然循環冷却（2ループ）	受動的安全特性を活用した主冷却（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】

本事象グループに係る事故シーケンスは、『No. 1』のみである。



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】

出力運転中に外部電源が喪失（①）し、原子炉が「電源喪失」により自動停止（②）した後、非常用ディーゼル発電機（2台）の自動起動に失敗（③）し、一般系電源及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる事象。

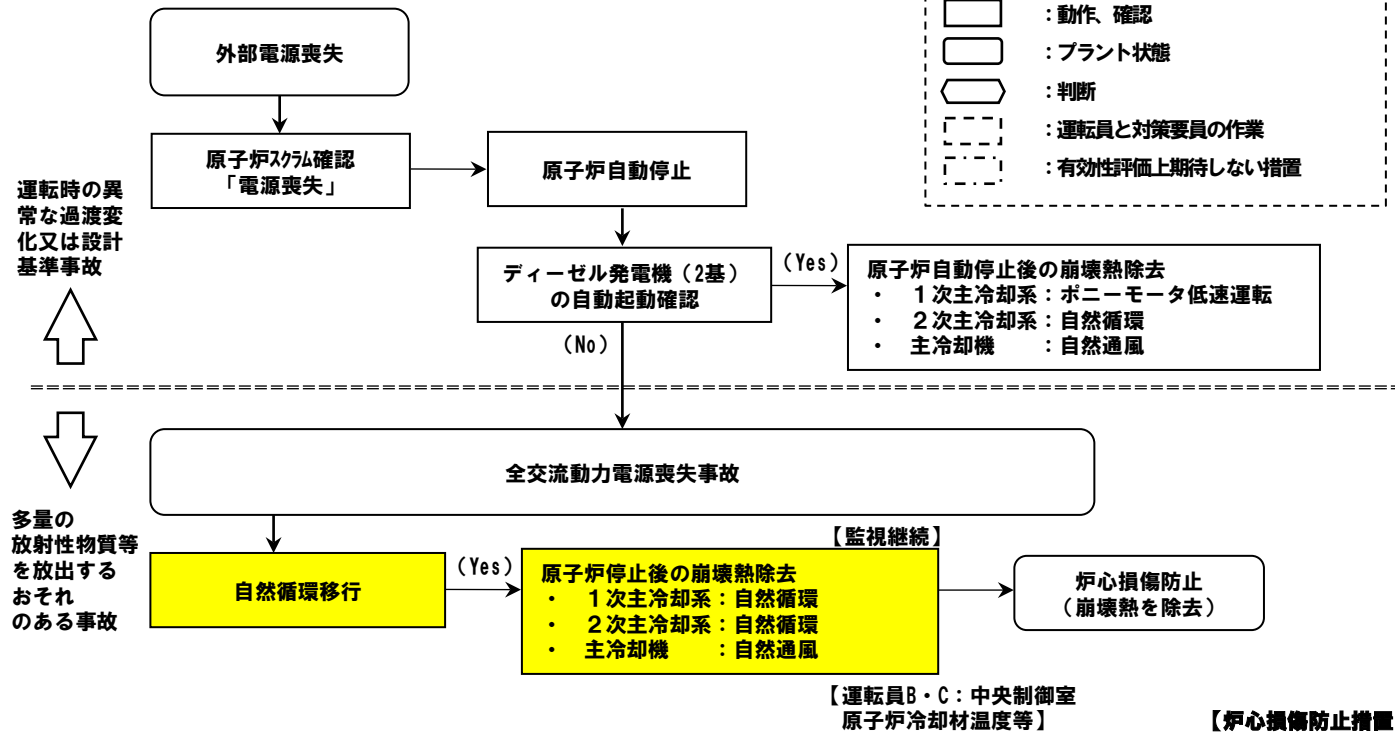
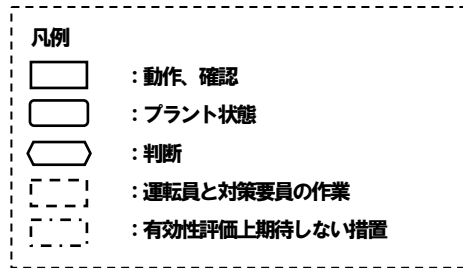
【炉心損傷防止措置の概要】

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（2基）の自然通風（[a]）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、PLOHSの評価事故シーケンス（ii）に示すとおり、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（2基）の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。

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

- ・ 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）

SBO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(外部電源喪失) ▼事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)													
	当直長		・ 運転操作指揮														
状況判断	運転員A	1	・ 原子炉スクラム確認														・ 「電源喪失」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。 ・ ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗を確認する。
	運転員A、D	2	・ 事故発生の判断														
炉心損傷防止措置	運転員A、B、C、D	4	・ 自然循環移行														・ 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。 ・ 仮設計器等により温度監視等を行う。 ・ ディーゼル発電機の起動失敗の原因を調査し、その復旧に努める。
	運転員E	1	・ ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧														

炉心損傷防止措置の有効性評価

-全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）-

- SBOの評価事故シーケンスの事象推移及び措置は、電源の状態を除いて、PLOHSにおける「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性評価はPLOHSにおける「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じとなる。

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時の配管破損の想定

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) では、異常事象で配管 (内管) の破損を想定した箇所と同一の漏えい区画の配管 (外管) の破損を想定している。同一の漏えい区画での 2 箇所破損が重畳する事故シーケンスにおける配管の漏えい口の大きさの想定を以下に示す。

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有効性評価では、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、現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本としており、設計基準事故を超える 2 箇所の破損を想定する LORL の事故シーケンスでは、漏えい口の大きさは、既往知見に基づき t^2 (t は配管厚さ) としている (別添 1 参照)。

同一の漏えい区画の配管 (内管) 及び配管 (外管) の破損が重畳する事故シーケンスにおいて、冷却材の漏えい速度は、配管 (内管) 又は配管 (外管) のうち、漏えい口の小さい方の条件で決定される。これを踏まえ、解析では、配管 (内管) 及び配管 (外管) の仕様 (第 1 表参照) から、冷却材の漏えい速度が大きくなるように、配管 (内管) に対して t^2 に基づく漏えい口の大きさを設定した。

なお、同一の漏えい区画で配管 (外管) 破損が重畳する想定は、別の漏えい区画の配管 (内管) 破損が重畳する想定^[1]より漏えい量が多くなることから、LORL の事象想定としては、同一の漏えい区画で配管 (外管) 破損が重畳する想定の方が厳しくなる。

第 1 表 主な配管 (内管) 及び配管 (外管) の配管厚さ並びに漏えい口の大きさ

区画	外径 (mm) / 配管厚さ (mm) / 漏えい口の大きさ*1 (mm ²)	
	配管 (内管)	配管 (外管)
原子炉容器出口～ 主中間熱交換器入口	508.0/9.5/約 90	558.8/3.0/9.0
主中間熱交換器出口～ 1 次主循環ポンプ入口	457.2/7.9/約 62	508.0/3.0/9.0
1 次主循環ポンプ出口～ 原子炉容器入口	318.5/6.5/約 42	406.4/3.0/9.0

*1: 漏えい口の大きさ t^2 を想定

[1] Yuya IMAIZUMI et al. “Development of LORL evaluation method and its application to a loop-type sodium-cooled fast reactor”, Mechanical Engineering Journal Vol.5, No.4, 2018

配管の漏えい口の大きさについて

配管の漏えい口の大きさについては、既往知見^[1]に基づき t^2 (t は配管厚さ)とする。なお、既往知見^[1]では、JIS 規格では呼び径 3B 以上であって、Sch10S 以下または呼び径が 4B 以上で Sch20S 以下のステンレス鋼管では、 $D/t \geq 24$ (D は配管外径)となることに基づき、貫通時の想定亀裂長さ $12t$ を $D/2$ に置き換え、加えて JIS 規格ではステンレス鋼管は $D/t \leq 127$ であることに基づき想定する漏えい亀裂を長さ $D/2$ 、幅 $t/2$ のスリット状と算定したことから、配管の漏えい口の大きさを配管の外径を用いた $Dt/4$ として設定しているが、本件ではこのような置き換えを行わないで板厚により配管の漏えい口の大きさを設定する。具体的には既往知見^[1]に基づき式を展開することで以下のとおり配管の漏えい口の大きさとして t^2 を設定した。

1) 貫通時の亀裂長さ (ℓ)^[1]

$$\ell = 12t \quad (1)$$

2) 貫通時の亀裂中央の開口幅 (δ)^[1]

$$\delta = \frac{4\ell M}{E} \sigma_{\theta}^m = \frac{2\ell MDp}{Et} \quad (2)$$

ここで、 E : 縦弾性係数

$$\sigma_{\theta}^m: \text{周方向膜応力}, \quad \sigma_{\theta}^m = \frac{pD}{2t}$$

$$M: \text{形状係数}, \quad M = 1.6 + 0.29\lambda$$

$$\lambda = \sqrt[4]{12(1-\nu^2)} \times \frac{\ell}{2} / \sqrt{\frac{Dt}{2}}$$

D : 配管外径

ν : ポアソン比

(3) 貫通時の亀裂開口面積 (S)

貫通時の亀裂開口面積 (S) を長さ (ℓ) で幅 (δ) である楕円形とすると、上記の (1) 及び (2) より貫通時の亀裂開口面積 (S) は次式で与えられる。

$$S = \pi \times \frac{\ell}{2} \times \frac{\delta}{2} \quad (3)$$

(4) 「常陽」の設計想定外事象における配管の漏えい口の大きさ (S_A)

設計想定外事象における配管の漏えい口の大きさとして、ナトリウム漏えい速度を大きく見積もるために式(2)について、既往知見で条件とされたのと同等^[1]に低エネルギー配管^{注)}の最高運転圧力 1.9MPa とした上で、運転温度を 650°C (式(2)における縦弾性係数を 144157MPa とする)とし、さらには既往知見^[1]と同じく JIS におけるステンレス鋼鋼管では、 $D/t \leq 127$ となることを踏まえて式(2)を展開すると次式となる。

$$\delta \leq 8.02 \times 10^{-2} t \quad (4)$$

したがって、式(1)により想定亀裂長さ $12t$ とすると、式(3)より開口面積として次式が導かれる。

$$S \leq \pi \times \frac{12t}{2} \times \frac{8.06 \times 10^{-2} t}{2} = 0.76t^2 \quad (5)$$

ここで、さらにナトリウム漏えい速度を大きく見積もるために係数を丸めると次式となる。

$$S \leq 0.76t^2 \leq S_A = t^2 \quad (6)$$

注) 既往知見^[1]では「moderate energy fluid system」について中エネルギー流体系配管と邦訳して表現しているが、本件では[原子力規制庁，“原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド”，原規技発第 1408064 号，2014”]に合わせて低エネルギー配管と表現した。

参考文献

[1] 動力炉・核燃料開発事業団，“配管破損の形態と大きさについて”，PNC TN243 81-06，1981