

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材及び手順

## 目 次

1. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材に対する設計方針
2. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材
  - 2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に係る資機材
  - 2.2 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に係る資機材
  - 2.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に係る資機材
  - 2.4 局所的燃料破損（LF）に係る資機材
  - 2.5 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）に係る資機材
  - 2.6 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）に係る資機材
  - 2.7 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）に係る資機材
3. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順
  - 3.1 各事象に共通の手順
  - 3.2 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に対する手順
  - 3.3 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に対する手順
  - 3.4 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に対する手順
  - 3.5 局所的燃料破損（LF）に対する手順
  - 3.6 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）に対する手順
  - 3.7 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）に対する手順
  - 3.8 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）に対する手順

## 1. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材に対する設計方針

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材（以下「資機材」という。）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するとともに、火災の発生防止並びに早期に火災の感知及び消火を行うことができるように必要な火災防護対策を講じることにより、地震や火災による損傷を防止することを基本とする。また、電源を必要とする資機材は、非常用電源設備より給電する。

なお、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、資機材のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故の想定において、故障を想定した資機材を除き、資機材の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び液位等）が確認できた場合には、その機能に期待できるものとする。【別添 6-1：設計基準事故対処設備等を BDBA に対する措置として使用する場合の信頼性について】

## 2. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材

第 2.1 図に炉心損傷防止措置に係る主な資機材及び手順を、第 2.2 図に格納容器破損防止措置に係る主な資機材及び手順を示す。【別添 6-2：炉心損傷の推移、監視、措置の判断について】

事象グループ	評価事故シナケンス	炉心損傷防止措置	主な資機材 ( )内：主な関連系	手順 下線：自主対策
炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOF)	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))	代替原子炉トリップ信号※ 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	代替原子炉トリップ信号※検出器、計測装置 後備炉停止系用論理回路 後備炉停止制御棒 後備炉検出器、計測装置 関連するプロセス計装検出器、計測装置 (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備)	後備炉停止系による原子炉自動停止時手順 原子炉自動停止手順 (1~3) *1 ① 手動スクラムによる停止 ② 手動操作による制御棒、後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁断 ③ 手動操作による制御棒、後備炉停止制御棒の駆動機構による挿入 上記の自主対策は、炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合に、炉心の状態によらず、①~③の順に実施する。
	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次主循環ポンプトリップ	※ 1次主循環ポンプトリップ	
過出力時 原子炉停止機能喪失 (UTOP)	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (UTOP (i))	代替原子炉トリップ信号※ 制御棒連続引抜き阻止インターロック 上記以外は、ULOFに同じ	代替原子炉トリップ信号※検出器、計測装置 制御棒連続引抜き阻止インターロック 上記以外は、ULOFに同じ	同上
	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))	※ 原子炉出口冷却材温度高	※ 原子炉出口冷却材温度高	
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS (i))	代替原子炉トリップ信号※ 上記以外は、ULOFに同じ	代替原子炉トリップ信号※検出器、計測装置 上記以外は、ULOFに同じ	同上
	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))	※ 原子炉出口冷却材温度高	※ 原子炉出口冷却材温度高	上記に加え、2次冷却材ナトリウム漏えい時の手順
局所的燃料破損 (LF)	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))	燃料破損検出系による異常検知及び手動スクラムによる原子炉停止	遅発中性子法燃料破損検出設備 (一式)	燃料破損検知時原子炉手動スクラム手順 原子炉自動停止手順 (1~2) *2 ① 手動操作による制御棒又は後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁断 ② 手動操作による制御棒、後備炉停止制御棒の駆動機構による挿入 ① 2次アルゴンガス系の排気側の隔離手順 *3
	冷却材管路閉塞 (千鳥格子状) 事故			

以下の自主対策は、炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために、自主的に講じる措置である。  
\*1：本操作は運転員が中央制御室で数分以内に実施できるため、炉心の著しい損傷を防止できる可能性があるが、操作に時間を要する可能性を考慮し、自主対策としていない。なお、炉心損傷の防止に合わない場合でも、炉心の出力を低下させ、影響を緩和する手段となり得る。  
\*2：原子炉手動スクラムにより炉心の著しい損傷は防止されるが、安全性向上のために、原子炉の出力を低下させる手順を整備する。  
\*3：炉心の著しい損傷は防止されるため、多量の放射性物質の放出は防止されるが、安全性向上のために、放射性物質の放出経路を閉止する手順を整備する。

第 2.1 図 炉心損傷防止措置に係る主な資機材及び手順 (1/3)



事象グループ	評価事故シナケンス	炉心損傷防止措置	主な資機材 ( ) 内：主な関連系	手順 下線：自主対策
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(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重量事故(LORL(i))	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材の安全容器内保持</li> <li>補助冷却設備による強制循環冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全容器</li> <li>補助冷却設備※ (原子炉容器器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (補機冷却設備)</li> </ul> ※原子炉容器器液面低信号により、自動起動する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全容器内の1次主冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順</li> <li>補助冷却設備の起動起動手順※1</li> </ul> 上記の自主対策は、炉心損傷防止措置(補助冷却設備による強制循環冷却)の機能を喪失したと判断した場合に実施する(LORL(ii)も同じ)。
	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)破損の重量事故(LORL(ii))	<ul style="list-style-type: none"> <li>主冷却系サイフォンブ레이크による冷却材の保持</li> <li>補助冷却設備による強制循環冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主冷却系サイフォンブ레이크</li> <li>補助冷却設備※ (原子炉容器器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (補機冷却設備)</li> </ul> ※原子炉容器器液面低信号により、自動起動する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全容器外の1次主冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順</li> <li>補助冷却設備の起動起動手順※1</li> </ul>
	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)破損の重量事故(LORL(iii))	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次補助冷却系サイフォンブ레이크による冷却材の保持</li> <li>主冷却系(2ループ)による自然循環冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次補助冷却系サイフォンブ레이크※</li> <li>1次主冷却系、2次主冷却系</li> <li>関連するプロセス計装検出器、計測装置</li> <li>(原子炉容器器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備)</li> </ul> ※原子炉容器器液面低及び1次補助冷却系ナトリウム漏えい信号等により、1次補助冷却系サイフォンブ레이크が自動動作する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次補助冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の自然循環による崩壊熱除去手順</li> <li>①1次主冷却系の強制循環機能の復旧手順※1</li> <li>②1次補助冷却系の手動サイフォンブ레이크及び原子炉容器出入口弁閉止手順※2</li> </ul> ②の自主対策は、1次補助冷却系サイフォンブ레이크に異常が認められた場合に実施する。

以下の自主対策は、炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために、自主的に講じる措置である。

※1：強制循環機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、自主対策として実施する。

※2：本操作を実施すれば液位を確保できるため、1次補助冷却系(自動)サイフォンブ레이크による液位確保機能に加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けて整備する。

第2.1 図 炉心損傷防止措置に係る主な資機材及び手順 (2/3)

事象グループ	評価事故シーケンス	炉心損傷防止措置	主な資機材 ( ) 内：主な関連系	手順 下線：自主対策
交流動力電源が存在し、炉内原子炉容器液位が確保された状態で、崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (i))	・主冷却系 (2ループ) による自然循環冷却	・1次主冷却系、2次主冷却系 ・関連するプロセス計装検出器、計測装置 (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備)	・外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環 (2ループ) による崩壊熱除去手順 ・①強制循環機能の復旧手順*1 ・②原子炉容器外面冷却手順*2 ②の自主対策は、炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合に実施する。 ・2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環 (1ループ) による崩壊熱除去手順 ・2次冷却材ナトリウム漏えい時手順 ・①強制循環機能の復旧手順*1 ・②原子炉容器外面冷却手順*2 ②の自主対策は、炉心損傷防止措置の機能を喪失したと判断した場合に実施する。
	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))	・主冷却系 (1ループ) による自然循環冷却		
交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)	交流動力電源喪失及び外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗事故	・主冷却系 (2ループ) による自然循環冷却	・1次主冷却系、2次主冷却系 ・関連するプロセス計装検出器、計測装置 ・仮設発電機 ・仮設計器 (燃料油運搬設備) (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備)	・交流動力電源喪失時の自然循環 (2ループ) による崩壊熱除去手順 ・手動による崩壊熱除去手順 (仮設発電機又は仮設計器による監視を含む。) *3 ・ディーゼル発電機機能の復旧手順*4

以下の自主対策は、炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために、自主的に講じる措置である。

\*1：強制循環機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、自主対策として実施する。

\*2：本操作を実施すれば炉心損傷を防止できるため、主冷却系による炉心損傷防止措置に加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けで整備する。

\*3：全交流動力電源喪失時にあっても崩壊熱の除去に必要な機能は喪失しない設計とするが、全交流動力電源喪失が長期化し、駆動源や監視系の電源が枯渇した場合の対応の信頼性向上のために、主冷却機ベーン等の手動操作、仮設発電機等を用いた監視等の手順を整備する。

\*4：ディーゼル発電機機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、自主対策として実施する。

第 2.1 図 炉心損傷防止措置に係る主な資機材及び手順 (3/3)

事象グループ	評価事故シナケンス	格納容器破損防止措置	主な資機材 ( )内：主な関連系	手順 下線：自主対策
炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)	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))	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用冷却設備による原子炉容器内強制循環冷却</li> <li>1次主冷却系：強制循環冷却</li> <li>2次主冷却系：自然循環冷却</li> <li>回転ブラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時の抑制</li> <li>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)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系強制循環設備</li> <li>2次主冷却系自然循環</li> <li>原子炉容器、回転ブラグ</li> <li>(非常用電源設備)</li> <li>(圧縮空気供給設備)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順</li> <li>格納容器自動アイソレーション手順</li> <li>1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順*1</li> <li>格納容器手動アイソレーション手順*2</li> </ul>
	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 (ULOF (iii))			
過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)	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))	<ul style="list-style-type: none"> <li>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と冷却系による冷却</li> <li>1次主冷却系：強制循環冷却</li> <li>2次主冷却系：自然循環冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系強制循環設備</li> <li>2次主冷却系自然循環</li> <li>(非常用電源設備)</li> <li>(圧縮空気供給設備)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①原子炉停止失敗時手順 (除熱源喪失時)</li> <li>②制御棒駆動機構の軸の直接回転手順*3</li> <li>②の自主対策は、原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかつた場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。</li> </ul>
	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))			
除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	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))	ULOF及びUTOPに同じ	同左	同左
局所的燃料破損 (LF)	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))	同左	同左	同左

以下の自主対策は、格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために、自主的に講じる措置である。  
\*1：格納容器アイソレーションにより、多量の放射性物質の放出は防止されるが、安全性向上のために、放射性物質の放出経路を閉止する手順である。  
\*2：格納容器アイソレーションは自動で動作するが、自動アイソレーションに加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けて整備する。  
\*3：本操作は現場対応班員が原子炉格納容器内で実施する手順であり、操作に時間を要する可能性を考慮し、自主対策として講じている。なお、炉心損傷防止措置の機能を喪失しても高温での安定状態に移行するため、操作を実施するための時間は確保される。

第 2.2 図 格納容器破損防止措置に係る主な資機材及び手順 (1/3)

事象グループ	評価事故シナシエンス	格納容器破損防止措置	主な資機材 ( ) 内：主な関連系	手順 下線：自主対策
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(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重量事故(LORL(i))	<ul style="list-style-type: none"> <li>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の安全容器内保持・冷却</li> <li>安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止</li> <li>ナトリウム流出位置(安全板設置位置：格納容器内(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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>コンクリート遮へい体冷却系</li> <li>安全容器</li> <li>1次アルゴンガス系安全板</li> <li>ヒートシンク材・断熱材(非常用電源設備)(補機冷却設備)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全容器内の1次主冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順</li> <li>格納容器自動アイソレーション手順</li> <li>1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順*1</li> <li>格納容器手動アイソレーション手順*2</li> </ul>
	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)破損の重量事故(LORL(ii))	<ul style="list-style-type: none"> <li>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防止</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>コンクリート遮へい体冷却系</li> <li>予熱窒素ガス系(非常用電源設備)(補機冷却設備)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全容器外の1次主冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順</li> <li>格納容器自動アイソレーション手順</li> <li>格納容器手動アイソレーション手順*2</li> </ul>
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)破損の重量事故(LORL(iii))	<ul style="list-style-type: none"> <li>受動的安全性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系、2次主冷却系</li> <li>関連するプロセス計装検出器、計測装置(非常用電源設備)(圧縮空気供給設備)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次補助冷却系の配管(内管及び外管)の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順</li> <li>格納容器自動アイソレーション手順</li> <li>①格納容器手動アイソレーション手順*2</li> <li>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手順*3</li> <li>②の自主対策は、主冷却系(1ループ)による自然循環冷却機能を喪失したと判断した場合に実施する。</li> </ul>	

以下の自主対策は、格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

\*1：格納容器アイソレーションにより、多量の放射性物質の放出は防止されるが、安全性向上のために、放射性物質の放出経路を閉止する手順である。

\*2：格納容器アイソレーションは自動で動作するが、自動アイソレーションに加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けで整備する。

\*3：本操作を実施すれば炉心損傷を防止できるため、主冷却系による措置に加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けで整備する。

第 2.2 図 格納容器破損防止措置に係る主な資機材及び手順 (2/3)

事象グループ	評価事故シナケンス	格納容器破損防止措置	主な資機材 ( )内：主な関連系	手順 下線：自主対策
<p>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廃熱除去機能喪失 (PLOHS)</p>	<p>外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重量事故 (PLOHS (i))</p> <p>2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重量事故 (PLOHS (ii))</p>	<p>・受動的安特性を活用した主冷却系 (1ループ) による自然循環冷却</p> <p>・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の安全容器内保持・冷却</p> <p>・安全板による原子炉冷却材ハウジングの過圧の防止</p> <p>・ナトリウム流出位置 (安全板設置位置：原子炉格納容器内 (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</p>	<p>・1次主冷却系、2次主冷却系 ・関連するプロセス計装検出器、計測装置 (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備)</p> <p>・コンクリート遮へい体冷却系 ・安全容器 ・1次アルゴンガス系安全板 ・ヒートシンク材・断熱材 (非常用電源設備) (補機冷却設備)</p>	<p>・外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順</p> <p>・2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順</p> <p>・格納容器自動アイソレーション手順</p> <p>・1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順*1</p> <p>・格納容器手動アイソレーション手順*2</p>
<p>交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SB0)</p>	<p>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</p>	<p>・受動的安特性を活用した主冷却系 (1ループ) による自然循環冷却</p>	<p>・1次主冷却系、2次主冷却系 ・関連するプロセス計装検出器、計測装置 ・仮発電機 ・仮設計器 (燃料油運搬設備) (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備)</p>	<p>・交流動力電源喪失時の自然循環 (1ループ) による崩壊熱除去手順</p> <p>・手動による崩壊熱除去手順 (仮発電機又は仮設計器による監視を含む。)*3</p> <p>・ディーゼル発電機機能の復旧手順*4</p>

以下の自主対策は、格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

\*1：格納容器アイソレーションにより、多量の放射性物質の放出は防止されるが、放射性物質の放出経路を閉止する手順である。

\*2：格納容器アイソレーションは自動で動作するが、自動アイソレーションに加えて、信頼性向上のためのバックアップの位置付けで整備する。

\*3：交流動力電源喪失が長期化し、駆動源や監視系の電源が枯渇した場合に備え、主冷却機のインレットベーン等の手動操作、仮発電電機等を用いた監視等の手順を整備する。

\*4：ディーゼル発電機機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、自主対策として実施する。

第 2.2 図 格納容器破損防止措置に係る主な資機材及び手順 (3/3)

## 2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に係る資機材

ULOF は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系の流量が喪失した後、原子炉の停止に失敗することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある事象である。

ULOF に対する炉心損傷防止措置は、代替原子炉トリップ信号、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。【別添 6-3：原子炉停止機能の信頼性について】、【別添 6-4：後備炉停止系の設計について】

- a. 代替原子炉トリップ信号を整備することにより、原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。【別添 6-5: 冷却材の沸騰回避対策について】なお、本措置は上記 b. ～ d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

ULOF に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系による原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却・閉じ込め、回転プラグを含む原子炉容器構造による格納容器内へのナトリウムの噴出の防止、格納容器構造によるナトリウム燃焼の影響緩和であり、以下の措置により格納容器の破損を防止する。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、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）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、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格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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、貯留する。【別添 6-6：1次アルゴンガス系の隔離弁の閉止の効果及び位置付けについて】
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。

ULOF の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.1.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.1.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.1.2 表に示す。

第 2.1.1 表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の停止機能	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）	検出器、計測装置	—	後備炉停止系による原子炉自動停止手順（3.2.1節参照）
	後備炉停止系用論理回路	論理回路	非常用電源設備【②】	
	後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	—	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止後の除熱機能（MS-1）の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部（1次主冷却系及び原子炉容器）	—	
		1次主循環ポンプボニーモータ	ボニーモータ動力電源【③】 ボニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の停止機能	手動スクラム	手動スクラムボタン	—	原子炉手動停止手順（3.2.2節参照）
	制御棒、後備炉停止制御棒	保持電磁石励磁スイッチ	—	
	制御棒、後備炉停止制御棒（駆動機構による挿入）	制御棒駆動機構操作スイッチ	非常用電源設備【②】	
		制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管		
核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキュムレータタンクより下流側が対象



第 2.1.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【1】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却機能	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部 (1次主冷却系及び原子炉容器)	—	損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順 (3.2.3 節参照)
		1次主循環ポンプポニーモータ	ポニーモータ動力電源【③】 ポニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
格納容器 (床上) へのナトリウムの噴出防止機能	原子炉カバーガスのバウンダリ	回転プラグ	—	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能	原子炉カバーガスのバウンダリ	<u>1次アルゴンガス系隔離弁 (排気側)</u>	非常用電源設備【①/③】	格納容器自動アイソレーション手順 (3.2.4 節参照)
	原子炉格納施設	格納容器、格納容器バウンダリに属する配管・弁	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備設備	格納容器手動アイソレーション手順 (3.2.5 節参照)
		<u>手動アイソレーションボタン</u>	—	<u>1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順</u> (3.2.6 節参照)
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキュムレータタンクより下流側が対象





## 2.2 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP) に係る資機材

UTOP は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で過出力となった後、原子炉の停止に失敗することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある事象である。

UTOP に対する炉心損傷防止措置は、制御棒連続引抜き阻止インターロック（異常事象が制御棒の誤引抜きである場合）、代替原子炉トリップ信号、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック（異常事象が制御棒の誤引抜きである場合）及び代替原子炉トリップ信号を整備することにより、原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。【別添 6-7：制御棒連続引抜き阻止インターロックの設計について】
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

UTOP に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系による原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却・閉じ込め、回転プラグを含む原子炉容器構造による格納容器内へのナトリウムの噴出の防止、格納容器構造によるナトリウム燃焼の影響緩和であり、以下の措置により格納容器の破損を防止する。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、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格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。

UTOP の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.2.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.2.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.2.2 表に示す。

第 2.2.1 表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の停止機能	代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」）	検出器、計測装置	非常用電源設備【②】	後備炉停止系による原子炉自動停止手順（3.2.1 節参照）
	制御棒連続引抜き阻止インターロック	タイマリレー	非常用電源設備【②】	
	後備炉停止系用論理回路	論理回路	非常用電源設備【②】	
	後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	—	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止後の除熱機能（MS-1）の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部（1次主冷却系及び原子炉容器）	—	—
		1次主循環ポンプボニーモータ	ボニーモータ動力電源【③】 ボニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の停止機能	手動スクラム	手動スクラムボタン	—	原子炉手動停止手順（3.2.2 節参照）
	制御棒、後備炉停止制御棒	保持電磁石励磁スイッチ	—	
	制御棒、後備炉停止制御棒（駆動機構による挿入）	制御棒駆動機構操作スイッチ	非常用電源設備【②】	
		制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管		
核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

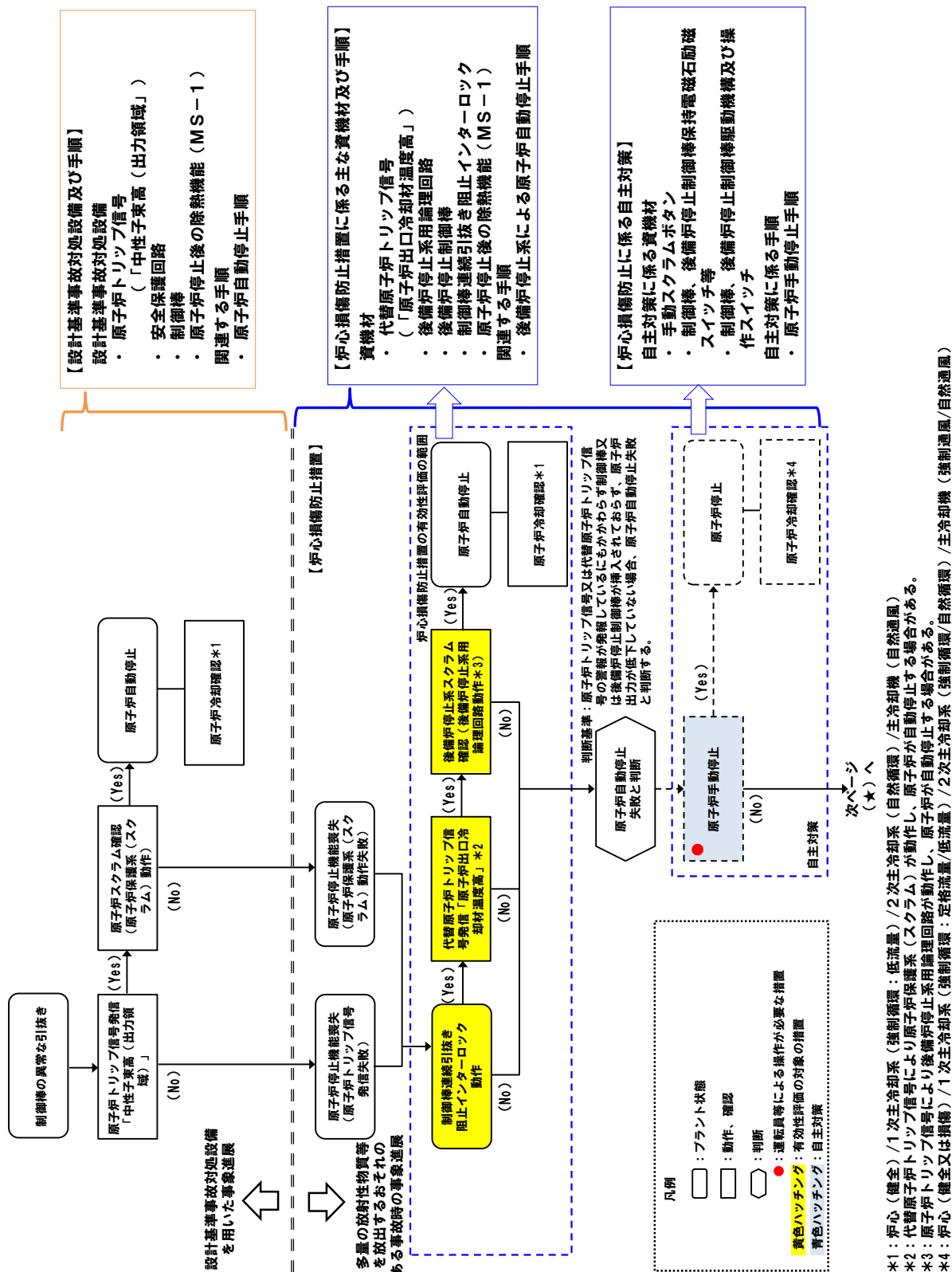
\*2：アキュムレータタンクより下流側が対象

第 2.2.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

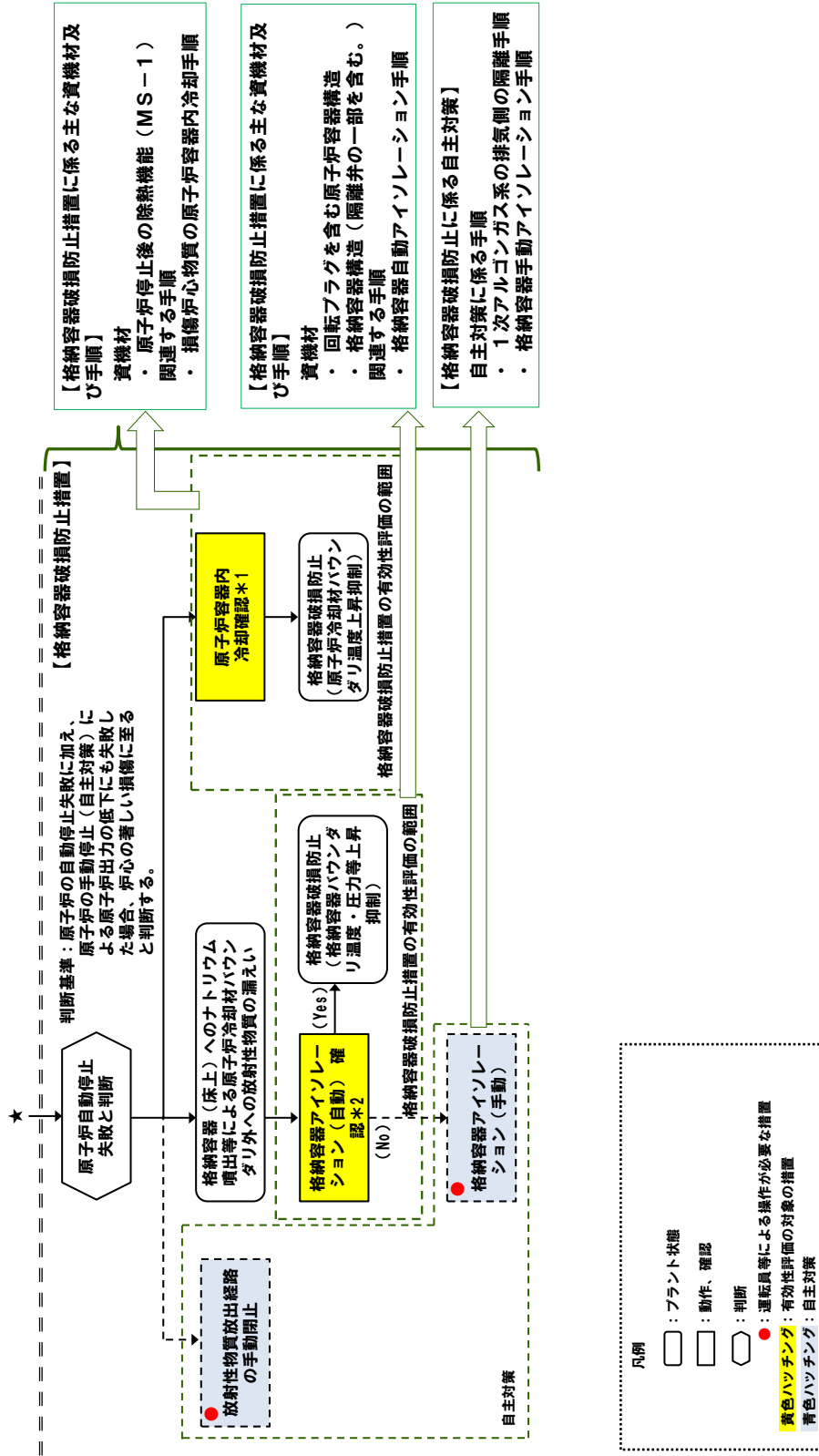
要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却機能	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部 (1次主冷却系及び原子炉容器)	—	損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順 (3.2.3 節参照)
		1次主循環ポンプポニーモータ	ポニーモータ動力電源【③】 ポニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
格納容器 (床上) へのナトリウムの噴出防止機能	原子炉カバーガスのバウンダリ	回転プラグ	—	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能	原子炉カバーガスのバウンダリ	<u>1次アルゴンガス系隔離弁 (排気側)</u>	非常用電源設備【①/③】	格納容器自動アイソレーション手順 (3.2.4 節参照)
	原子炉格納施設	格納容器、格納容器バウンダリに属する配管・弁	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備設備	格納容器手動アイソレーション手順 (3.2.5 節参照)
		<u>手動アイソレーションボタン</u>	—	<u>1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順</u> (3.2.6 節参照)
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキュムレータタンクより下流側が対象



第 2.2.1 図 UTOP の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



\*1：炉心（著しい損傷）/1次主冷却系（強制循環/自然循環）/2次主冷却系（強制循環/自然循環）/主冷却機（強制通風/自然通風）  
 \*2：炉心の著しい損傷、格納容器（床下）へのナトリウム噴出等により、格納容器内の圧力、温度又は床上線量が異常に上昇した場合

第 2.2.1 図 UTOP の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要（2/2）



## 2.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に係る資機材

ULOHS は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で除熱源が喪失した後、原子炉の停止に失敗することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある事象である。

ULOHS に対する炉心損傷防止措置は、代替原子炉トリップ信号、後備炉停止系用論理回路及び後備炉停止制御棒による原子炉の停止であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 代替原子炉トリップ信号を整備することにより、原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

ULOHS に対する格納容器破損防止措置は、負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力低減、主冷却系による原子炉容器内冷却であり、以下の措置により格納容器の破損を防止する。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかつた場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。【別添 6-8：制御棒駆動機構の軸の回転操作の資機材及び手順並びに実現性について】

ULOHS の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.3.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.3.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.3.2 表に示す。

第 2.3.1 表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の停止機能	代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」）	検出器、計測装置	非常用電源設備【②】	後備炉停止系による原子炉自動停止手順（3.2.1 節参照）
	後備炉停止系用論理回路	論理回路	非常用電源設備【②】	
	後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	—	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止後の除熱機能（MS-1）の系統	原子炉冷却材バウンダリの一部（1次主冷却系及び原子炉容器）	—	—
		1次主循環ポンプボニーモータ	ボニーモータ動力電源【③】 ボニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材バウンダリ	—	
	主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	—	
原子炉の停止機能	手動スクラム	手動スクラムボタン	—	原子炉手動停止手順（3.2.2 節参照）
	制御棒、後備炉停止制御棒	保持電磁石励磁スイッチ	—	
	制御棒、後備炉停止制御棒（駆動機構による挿入）	制御棒駆動機構 操作スイッチ 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	非常用電源設備【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキュムレータタンクより下流側が対象

第 2.3.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【1】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の 高温静定状態 への移行	原子炉停止後の除熱 機能 (MS-1) の系 統	原子炉冷却材バ ウンダリの一部 (1次主冷却系 及び原子炉容器)	—	原子炉停止失敗時手 順 (除熱源喪失時) (3.4.1 節参照)
		1次主循環ポン プポニーモータ	ポニーモータ動力電源【③】 ポニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット 動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット 制御電源【②】	
		冷却材バウンダ リ	—	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動 用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御 電源【②】	
	1次主循環ポンプ	1次主循環ポン プ主電動機	主電動機動力電源【常用電源】 主電動機制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット 動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット 制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の 停止機能	制御棒駆動機構の軸 の直接回転に必要な 治具	<u>チェーンブロッ ク等</u>	—	<u>制御棒駆動機構の軸 の直接回転による制 御棒挿入手順</u> (3.4.2 節参照)
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキュムレータタンクより下流側が対象





## 2.4 局所的燃料破損（LF）に係る資機材

LF は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で燃料集合体内の冷却材流路が閉塞する等により、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可能性がある。

LF に対する炉心損傷防止措置は、燃料破損検出系による検出、運転員による原子炉の手動停止であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- b. 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのスパイラルワイヤを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- c. 流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（**遅発中性子法**燃料破損検出設備）を整備する。
- d. 燃料破損検出系の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。
- e. 流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）を整備する。なお、本措置は上記 c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- f. 原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉を停止できるものとする。当該操作手順には、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記 d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

LF に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系による原子炉容器内での損傷炉心物質の冷却・閉じ込め、回転プラグを含む原子炉容器構造による格納容器内へのナトリウムの噴出の防止、格納容器構造によるナトリウム燃焼の緩和であり、以下の措置により格納容器の破損を防止する。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、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）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、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格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、

格納容器から放出される放射性物質を低減する。

LF の炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.4.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.4.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.4.2 表に示す。

第2.4.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉の停止機能	燃料破損検出系	遅発中性子法検出設備 (検出器、計測装置)	非常用電源設備【②】	燃料破損検知時原子炉手動 スクラム手順
	燃料破損検出系	カバ-ガス法検出設備 (検出器、計測装置)	非常用電源設備【②】	
	手動スクラム	手動スクラムボタン	-	
	制御棒、後備炉停止制御棒	保持電磁石励磁スイッチ	-	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)の系統	核計装、プロセス計装	原子炉冷却材ハウジング	-	燃料破損検知時原子炉手動 スクラム手順
		1次主循環ポンプボニー モータ	ボニーモータ動力電源【③】 ボニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	
		冷却材ハウジング	-	
		主冷却機	インレットベ-ン・ダンパ駆動用圧縮空気供 給設備*2 インレットベ-ン・ダンパ制御電源【②】	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉の停止機能	核計装、プロセス計装	制御棒、後備炉停止制御棒	-	原子炉手動停止手順
		制御棒、後備炉停止制御棒 (駆動機構による挿入)	非常用電源設備【②】	
		制御棒駆動系	制御棒駆動機構スイッチ	
		1) 駆動機構		
		2) 上部案内管 3) 下部案内管		
核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキウムレ-クタタンクより下流側が対象

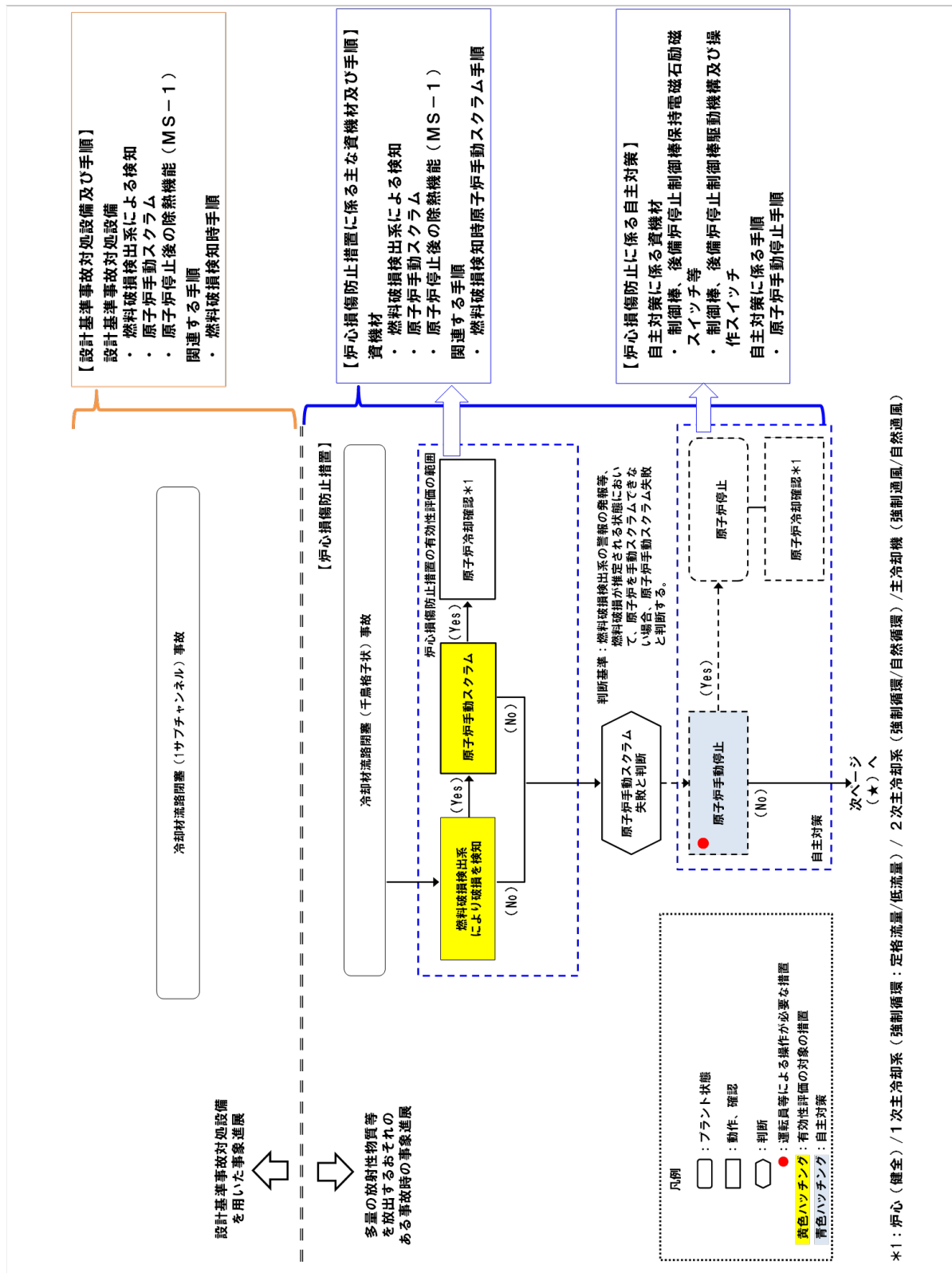


第 2.4.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

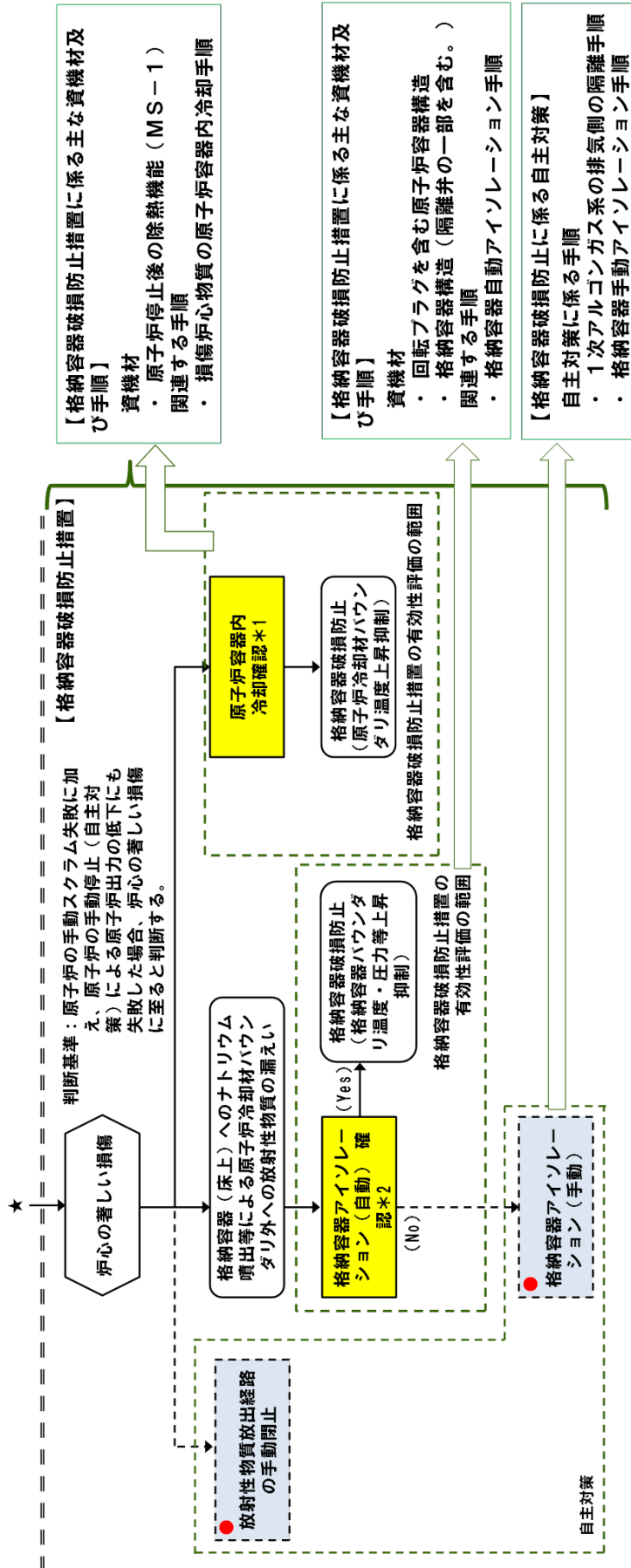
要求機能	資機材		関連設備 【 〓内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉容器内での 損傷炉心物質の冷却機能	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)の系統	原子炉冷却材バウンダリ 1次主循環ポンプポニー モータ	- ポニーモータ動力電源【③】 ポニーモータ制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	損傷炉心物質の原子炉容器 内冷却手順
		冷却材バウンダリ	-	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供 給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
格納容器（床上）への ナトリウムへの噴出防止機能	核計装、プロセス計装 原子炉カバガスのハウ ンダリ	回転プラグ	-	
格納容器外への放射性物質 の移行量の低減機能	原子炉カバガスのハウ ンダリ	1次アルゴンガス系隔離 弁（排気側）	非常用電源設備【①/③】	格納容器自動アイソレ- ション手順 格納容器手動アイソレ- ション手順 1次アルゴンガス系の排気 側の隔離手順
	原子炉格納施設	格納容器、格納容器ハウ ンダリに属する配管・弁	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備	
	プロセス計装	手動アイソレーションボ タン	-	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキチュムレータタンクより下流側が対象



第 2.4.1 図 LF の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



\*1：炉心（著しい損傷）/1次主冷却系（強制循環/自然循環）/2次主冷却系（強制循環/自然循環）/主冷却機（強制通風/自然通風）  
 \*2：炉心の著しい損傷、格納容器（床上）へのナトリウム噴出等により、格納容器内の圧力、温度又は床上線量率が異常に上昇した場合

第 2.4.1 図 LF の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要（2/2）

## 2.5 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) に係る資機材

LORL に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、異常事象の発生箇所 (原子炉冷却材バウンダリの破損箇所) により異なるため、以下の事象進展ごとに示す。

- ・安全容器内の1次主冷却系の配管 (内管及び外管) の破損が重畳した場合
- ・安全容器外の1次主冷却系の配管 (内管及び外管) の破損が重畳した場合
- ・1次補助冷却系の配管 (内管及び外管) の破損が重畳した場合

### 2.5.1 安全容器内の1次主冷却系の配管 (内管及び外管) の破損が重畳した場合

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)) は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系の配管 (内側) が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管 (外側) が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし液位が喪失した後、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

LORL (i) に対する炉心損傷防止措置は、安全容器による漏えいした冷却材の保持、炉心冷却に必要な原子炉容器液位の確保及び補助冷却設備による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 安全容器内の空間容積を制限することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 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した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。【別添6-9：1次補助冷却系出口配管からの吸い込みに必要な液位とLORL時の液位の関係について】補助冷却設備は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行に備え、原子炉容器のナトリウム液位が通常ナトリウム液位-320mmまで低下した時点で自動起動する設計であるため、配管 (外側) からの1次冷却材漏えいの判断に先行して、設計基準事故対処設備 (主冷却系) による崩壊熱除去中に起動する。なお、補助冷却設備の運転が、設計基準事故対処設備 (主冷却系) による崩壊熱除去を阻害することはない (炉心損傷防止措置の有効性評価参照)。

LORL (i) に対する格納容器破損防止措置は、安全容器による流出した冷却材や損傷炉心物質の保持、コンクリート遮へい体冷却系による損傷炉心物質等の冷却、炉心が熔融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板等を設置し、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) の過圧の防止、断熱材及びヒートシンク材により、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響の緩和であり、以下の措置により、格納容器の破損を防止する。

- a. 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ため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質等を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。【別添6-10：BDBAの措置におけるコンクリート遮へい体冷却系の位置付けについて】
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、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)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板等を整備する。【別添 6-11：安全板の動作の信頼性、ヒートシンク材の材料及び設置場所について】

- d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、格納容器(床下)の床面に断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器(床下)の室には鋼製のライナを整備する。【別添 6-12：漏えいナトリウムの影響の拡大を抑制するための区画化等の対策について】
- e. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。

LORL (i) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.5.1.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.5.1.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.5.1.2 表に示す。

第2.5.1.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
補助冷却設備の運転に必要な冷却材液位の確保機能	原子炉格納施設	安全容器	—	安全容器内の1次冷却管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による補熱除去手順
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	補助冷却設備	1次補助冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【②/③】 機器冷却ファン動力電源【①】 機器冷却ファン制御電源【①】	安全容器内の1次冷却管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による補熱除去手順
		2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【①/②/③】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【①/②/③】 補助送風機動力電源【①】 補助送風機制御電源【①/②/③】 インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	補助冷却設備	循環ポンプ・補助送風機起動スイッチ	非常用電源設備【②/③】	
	補助冷却設備	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	補助冷却設備	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	補助冷却設備	循環ポンプ・補助送風機起動スイッチ	非常用電源設備【②/③】	
	補助冷却設備	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	補助冷却設備	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

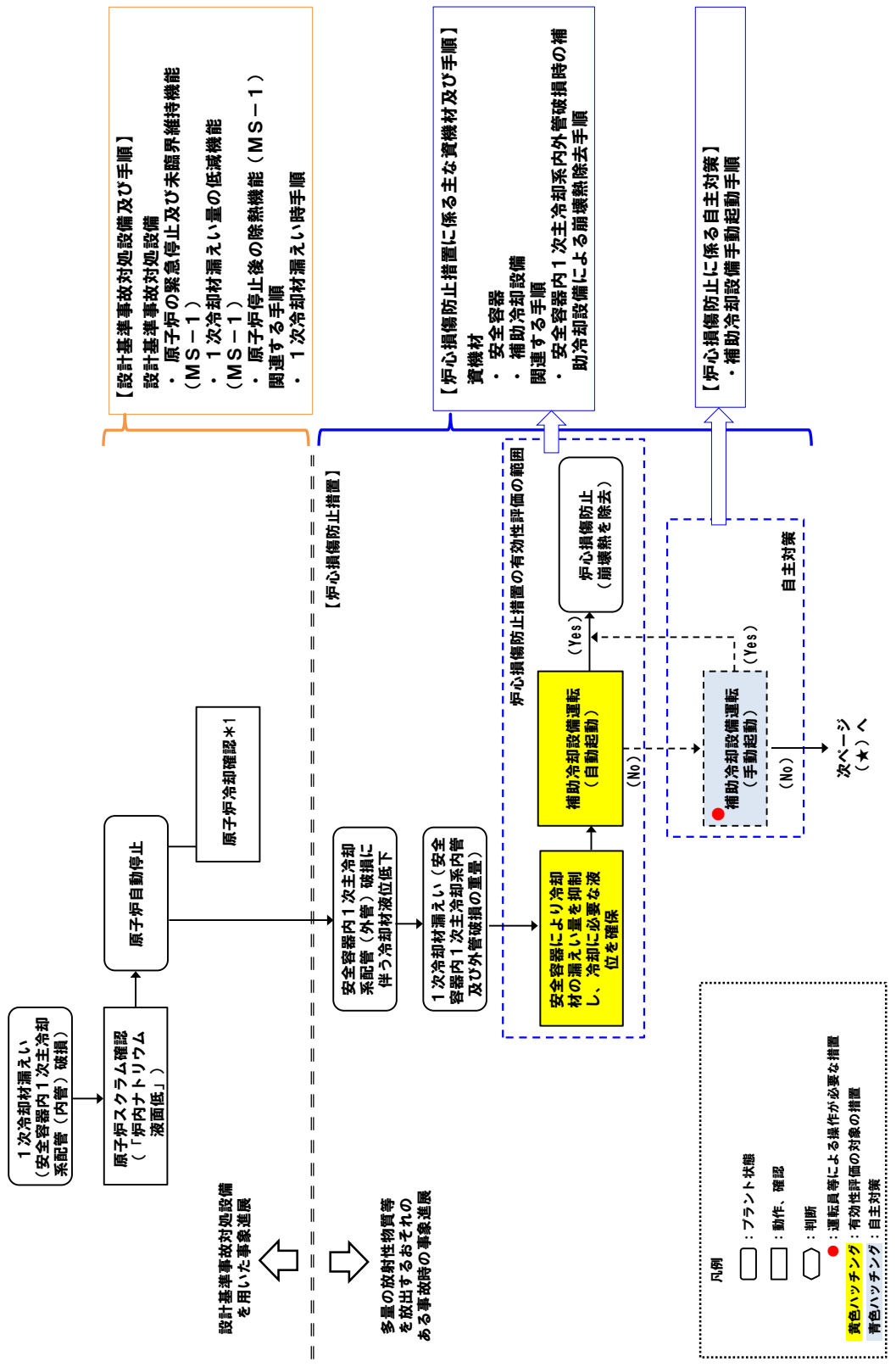
\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキウムレクタックより下流側が対象

第 2.5.1.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
安全容器内での損傷炉心物質の冷却機能	原子炉格納施設	安全容器	—	安全容器内の 1 次主冷却系配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
	コンクリート遮へい体冷却系	窒素ガスブロウ	窒素ガスブロウ動力電源【①】 窒素ガスブロウ制御電源【①】 ピット部風量調節ダンパ動力電源【②】 ピット部風量調節ダンパ制御電源【②】	
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロウ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロウ制御電源【①】	
		ヘテスタルブースタブロウ	ヘテスタルブースタブロウ動力電源【①】 ヘテスタルブースタブロウ制御電源【①】	
		窒素ガスダクト	—	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
		安全板	非常用電源設備（作動検知）【③】	
		断熱材及びヒートシシク材	—	
		1 次アルゴンガス系	非常用電源設備【①/③】	
		断熱材及びヒートシシク材	非常用電源設備【①/②/③】	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能	断熱材及びヒートシシク材	断熱材及びヒートシシク材	—	格納容器自動アイソレーション手順 格納容器自動アイソレーション手順 1 次アルゴンガス系の排気側の隔離手順
	原子炉カバーガス等のハウンダリ	1 次アルゴンガス系隔離弁（排気側）	非常用電源設備【①/③】	
	原子炉格納施設	格納容器、格納容器ハウンダリに属する配管・弁	非常用電源設備【①/②/③】	
	プロセス計装	手動アイソレーションボタン 検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」



第2.5.1.1 図 LORL (i) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)





## 2.5.2 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

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））は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし液位が喪失した後、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

LORL（ii）に対する炉心損傷防止措置は、主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材の漏えい量の抑制及び炉心冷却に必要な原子炉容器液位の確保並びに補助冷却設備による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。【別添6-13：

1次主冷却系サイフォンブレイク及び1次補助冷却系サイフォンブレイクの成立性、並びに1次主冷却系サイフォンブレイクの確認及び1次主冷却系サイフォンブレイク配管の閉塞の防止について】

- b. 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した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。補助冷却設備は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行に備え、原子炉容器のナトリウム液位が通常ナトリウム液位-320mmまで低下した時点で自動起動する設計であるため、配管（外側）からの1次冷却材漏えいの判断に先行して、設計基準事故対処設備（主冷却系）による崩壊熱除去中に起動する。なお、補助冷却設備の運転が、設計基準事故対処設備（主冷却系）による崩壊熱除去を阻害することはない（炉心損傷防止措置の有効性評価参照）。

LORL（ii）に対する格納容器破損防止措置は、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器の外表面冷却による原子炉停止後の崩壊熱除去、格納容器構造による格納容器（床下）に漏えいした冷却材の熱的影響の緩和であり、以下の措置により、格納容器の破損を防止する。

- a. 原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。【別添6-14：原子炉容器外面冷却とナトリウム漏えい箇所との関係について】、【別添6-15：原子炉容器外面冷却に係る窒素ガス流路の切り替え及び冷却水の増大等の手順等について】
- b. 原子炉冷却材バウンダリから漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- c. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- d. ナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇し

た場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

LORL (ii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.5.2.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.5.2.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.5.2.2 表に示す。

第2.5.2.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順	
	系統又は機器	機器			
補助冷却設備の運転に必要な冷却材液位の確保機能	原子炉冷却系統施設	主冷却系サイフォンブレーク配管	—		
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
原子炉停止後の除熱機能	補助冷却設備	1次補助冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【②/③】 機器冷却ファン動力電源【①】 機器冷却ファン制御電源【①】	安全容器外の1次主冷却系及び外管（内管）の破損が重畳した冷却設備による崩壊熱除去手順	
		2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【①/②/③】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【①/②/③】 補助送風機動力電源【①】 補助送風機制御電源【①/②/③】 インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	補助冷却設備	循環ポンプ・補助送風機起動スイッチ			非常用電源設備【②/③】
					非常用電源設備【②/③】

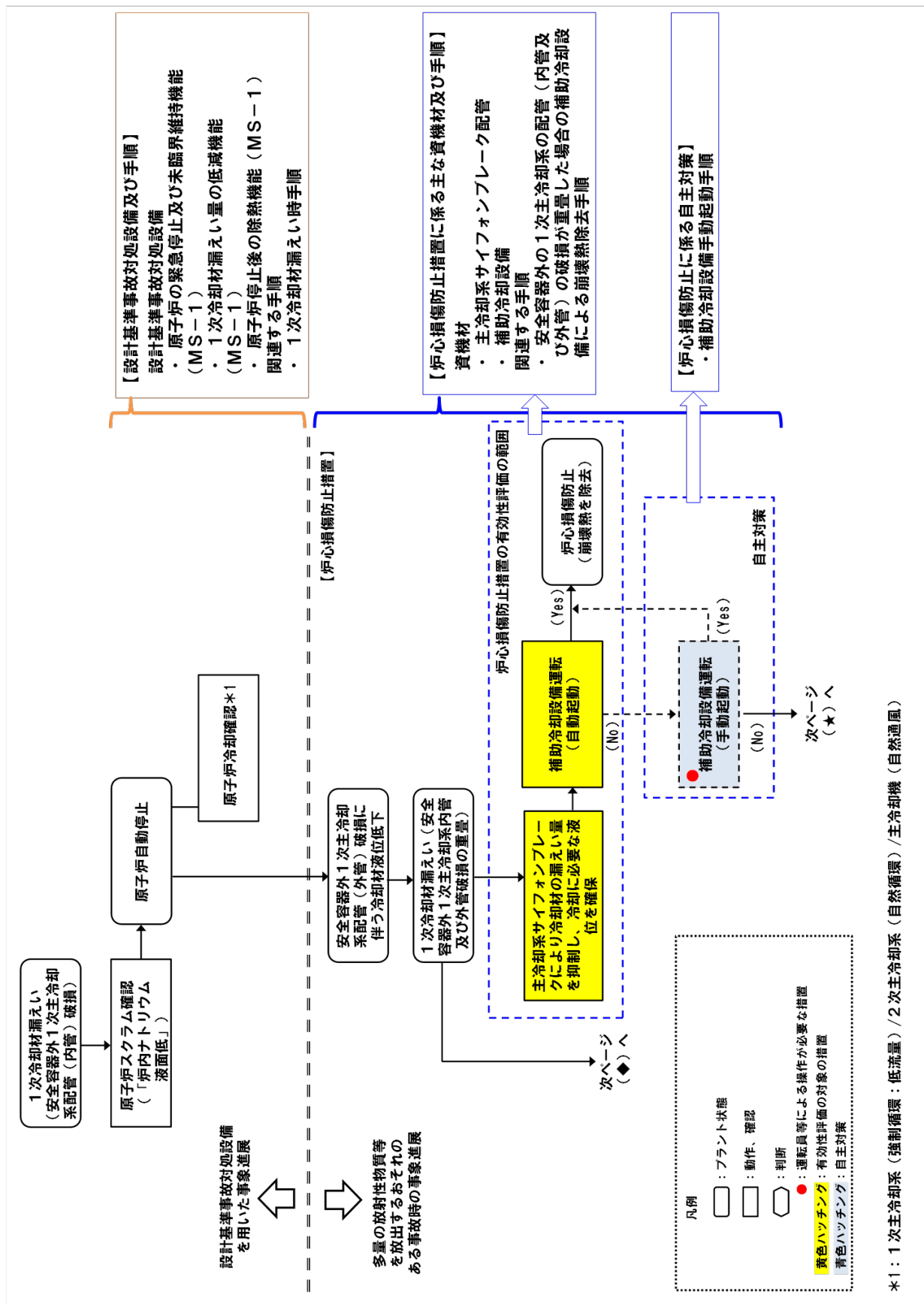
\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキウムレクタータンクより下流側が対象

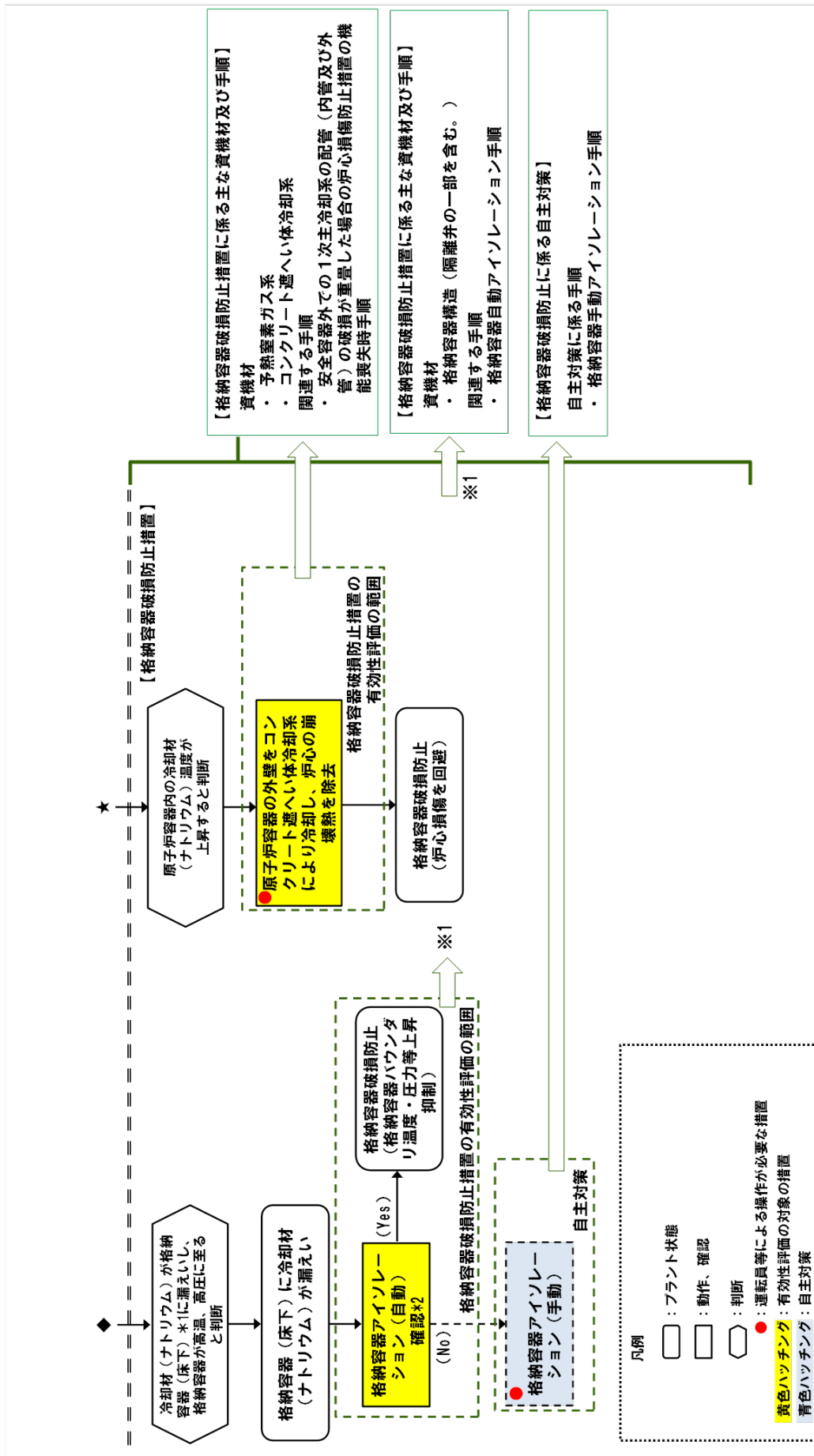
第 2.5.2.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却材ハウタリ	原子炉容器	-	安全容器外の1次主管冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
	コンクリート遮へい体冷却系	窒素ガスブロワ	窒素ガスブロワ動力電源【①】 窒素ガスブロワ制御電源【①】 ピット部風量調節タンバ動力電源【②】 ピット部風量調節タンバ制御電源【②】	
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロワ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロワ制御電源【①】	
		ペデスタルブースタブロワ	ペデスタルブースタブロワ動力電源【①】 ペデスタルブースタブロワ制御電源【①】	
		窒素ガスダクト	-	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
		予熱窒素ガス系	非常用電源設備【②/③】	
		原子炉格納施設	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備	
		プロセス計装	-	
			非常用電源設備【②/③】	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能		検出器、計測装置		格納容器自動アイソレーション手順 格納容器手動アイソレーション手順

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」



第 2.5.2.1 図 LORL (ii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



※1：原子炉運転中は、格納容器(床下)を窒素雰囲気中に保持  
 ※2：格納容器(床下)へのナトリウムの漏えい等により、格納容器内の圧力、温度又は床上線量率が異常に上昇した場合

第 2.5.2.1 図 LORL (ii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (2/2)

### 2.5.3 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

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））は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、1次補助冷却系の配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし液位が喪失した後、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

LORL（iii）に対する炉心損傷防止措置は、1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材の漏えい量の抑制、炉心冷却に必要な原子炉容器液位の確保及び主冷却系（2ループ）による原子炉停止後の崩壊熱除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 1次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。【別添 6-16：1次補助冷却系サイフォンブレイク弁の誤開の防止対策及び誤開の影響について】以上に加えて、原子炉の1次補助冷却系サイフォンブレイク失敗を検知した場合には、運転員は手動で1次補助冷却系の原子炉容器出入口止弁を閉止し、1次冷却材の漏えいを防止できるものとする。なお、本措置は上記の1次補助冷却系サイフォンブレイクの措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- b. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- c. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

LORL（iii）に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系（1ループ）による原子炉停止後の崩壊熱除去、格納容器構造による格納容器（床下）に漏えいした冷却材の熱的影響の緩和であり、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の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止するとともに、格納容器構造により熱的影響を緩和する。

LORL（iii）の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第2.5.3.1図に、炉心損傷防止措置の資機材を第2.5.3.1表、格納容器破損防止措置の資機材を第2.5.3.2表に示す。



第2.5.3.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
非常用冷却設備（主冷却系自然循環）に必要な冷却材液位の確保機能	原子炉冷却系統施設	1次補助冷却系サイフォンブ レーク配管、止弁	非常用電源設備【②/③】	1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場の自然循環による崩壊熱除去手順
	計測制御系	原子炉容器液面計、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材バウンダリ	—	1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場の自然循環による崩壊熱除去手順
		冷却材バウンダリ	—	
	主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
非常用冷却設備（主冷却系自然循環）に必要な冷却材液位の確保機能	原子炉冷却系統施設	1次補助冷却系サイフォンブ レーク止弁、手動操作スイッチ	非常用電源設備【②/③】	1次補助冷却系の手動サイフォンブ レーク及び原子炉容器出入口弁閉止手順
		1次補助冷却系原子炉容器出入口弁、手動操作スイッチ	非常用電源設備【②/③】	
原子炉停止後の除熱機能	1次主循環ポンプ	1次主循環ポンプ主電動機	主電動機動力電源【常用電源】 主電動機制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】	1次主冷却系の強制循環冷却機能の復旧手順

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

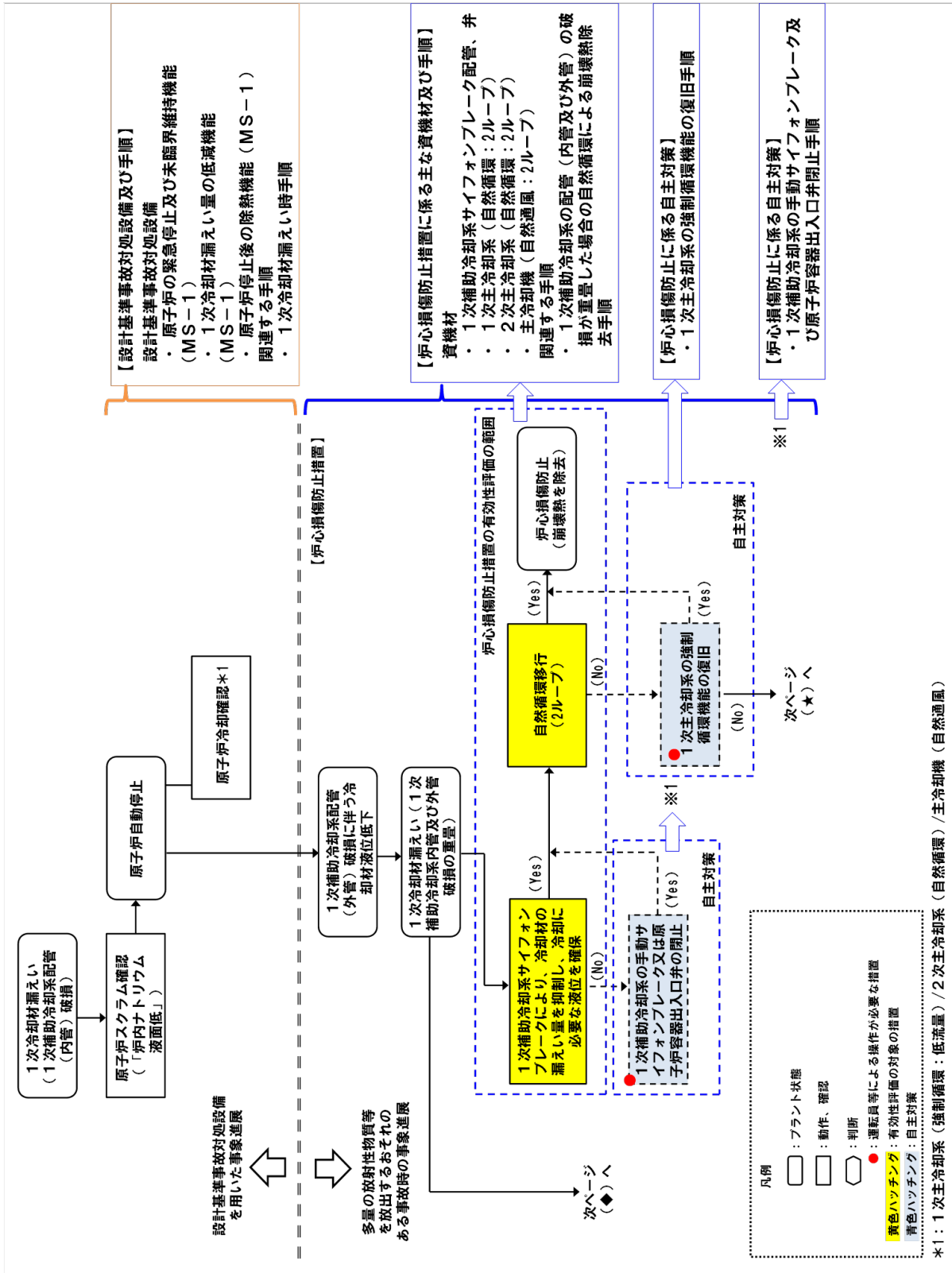
\*2：アキウムレクタックより下流側が対象

第 2.5.3.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順	
	系統又は機器	機器			
原子炉停止後の 除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材ハウンダリ	—	1次補助冷却系の 配管（内管及び外 管）の破損が重畳 した場合の炉心損 傷防止措置の機能 喪失時手順	
		冷却材ハウンダリ 主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】 非常用電源設備【②/③】		
	核計装、プロセス 計装	検出器、計測装置			
	原子炉格納施設	格納容器、格納容器ハウンダリ に属する配管・弁 手動アイソレーションボタン	非常用電源設備【①/②/③】 圧縮空気供給設備	格納容器自動アイ ソレーション手順 格納容器手動アイ ソレーション手順	
格納容器外への移 放射性物質の移行 量の低減機能	プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	原子炉冷却材ハウ ンダリ	原子炉容器	—		
	コンクリート遮へ い体冷却系	窒素ガスブロフ	窒素ガスブロフ動力電源【①】 窒素ガスブロフ制御電源【①】 ピット部風量調節ダンパ動力電源【②】 ピット部風量調節ダンパ制御電源【②】		
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロフ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロフ制御電源【①】		コンクリート遮へ い体冷却系による 原子炉容器外面冷 却手順
		ヘデスタルブースタブロフ	ヘデスタルブースタブロフ動力電源【①】 ヘデスタルブースタブロフ制御電源【①】		
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	予熱窒素系	予熱窒素ガス系仕切弁	非常用電源設備【②/③】		

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキウムレタタンクより下流側が対象



第2.5.3.1 図 LORL (iii) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要 (1/2)



## 2.6 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) に係る資機材

PLOHS に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、異常事象により異なるため、以下の事象進展ごとに示す。

- ・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合
- ・ 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

### 2.6.1 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (i)) は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、原子炉停止後の 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) による強制循環冷却に失敗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し、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

PLOHS (i) に対する炉心損傷防止措置は、主冷却系 (2 ループ) による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。【別添 6-17:「常陽」における自然循環試験の実績について】

- 1 次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- 2 次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

PLOHS (i) に対する格納容器破損防止措置は、主冷却系 (1 ループ) による原子炉停止後の崩壊熱除去であり、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、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の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。

PLOHS (i) の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.6.1.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.6.1.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.6.1.2 表に示す。

第 2.6.1.1 表 炉心損傷防止措置の資機材(1/2) 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材ハウタリ	—	失 環 重 の 合 の 2 の よ よ 去 手 順
		冷却材ハウタリ	—	
	核計装、プロセス計装	主冷却機	インレットベーン・ダンバ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンバ制御電源【②】	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	補冷却設備	1次主循環ポンプ	1次主循環ポンプ主電動機	主電動機動力電源【常用電源】 主電動機制御電源【②/③】 オイルプレッシャーユニット動力電源【②】 オイルプレッシャーユニット制御電源【②】
		原子炉停止後の除熱機能	1次補助冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【②/③】 機器冷却ファン動力電源【①】 機器冷却ファン制御電源【①】
	補冷却設備	2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【①/②/③】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【①】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【①/②/③】
		原子炉停止後の除熱機能	補助送風機動力電源【①】 補助送風機制御電源【①/②/③】 インレットベーン・ダンバ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンバ制御電源【②】	強制循環機能の復旧手順

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキウムレタタンクより下流側が対象

第2.6.1.1表 炉心損傷防止措置の資機材(2/2) 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の 除熱機能	コンクリート遮 へい体冷却系	窒素ガスプロ ワ	窒素ガスプロ ワ動力電源【①】 窒素ガスプロ ワ制御電源【①】 ピット部風 量調節ダン バ動力電 源【②】 ピット部風 量調節ダン バ制御電 源【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 却手順*2
		窒素ガス冷却器	補機系揚水 ポンプ動力 電源【①】 補機系揚水 ポンプ制御 電源【①】 補機系冷却 塔プロ ワ動力電 源【①】 補機系冷却 塔プロ ワ制御電 源【①】	
		ペデスタ ルブ ロ	ペデスタ ルブ ロスター スプロ ワ動力電 源【①】 ペデスタ ルブ ロスター スプロ ワ制御電 源【①】	
		窒素ガスダ クト	窒素ガス プロ ワ動力電 源【①】 窒素ガス プロ ワ制御電 源【①】 ピット部 風 量調節ダン バ動力電 源【②】 ピット部 風 量調節ダン バ制御電 源【②】	
	プロセス計 装	検出器、計 測装置	非常用電 源設備【② /③】	
	予熱窒素系	予熱窒素ガ ス系仕切弁	非常用電 源設備【② /③】	

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」  
\*2：自主対策として、LORL(ii)の格納容器破損防止措置として整備する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手順を適用する。

第 2.6.1.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の 除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材ハウンダリ	—	外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗 が重畳した場合の 炉心損傷防止措置 の機能喪失時手順
		冷却材ハウンダリ	—	
	主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	核計装、プロセス 入計装			

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキユムレータタンクより下流側が対象





## 2.6.2 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

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))は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、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し、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

PLOHS(ii)に対する炉心損傷防止措置は、主冷却系(1ループ)による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、1ループの主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

PLOHS(ii)に対する格納容器破損防止措置は、安全容器による流出した冷却材や損傷炉心物質の保持、コンクリート遮へい体冷却系による損傷炉心物質等の冷却、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置し、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)の過圧の防止、断熱材及びヒートシンク材による安全板等から流出するナトリウムによる熱的影響の緩和であり、以下の措置により、格納容器の破損を防止する。

- a. 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ため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質等を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、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)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板等を整備する。
- d. 安全板等から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、格納容器(床下)の床面に断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器(床下)の室には鋼製のライナを整備する。
- e. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。

PLOHS(ii)の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第2.6.2.1図に、炉心損傷防止措置の資機材を第2.6.2.1表、格納容器破損防止措置の資機材を第2.6.2.2表に示す。

第2.6.2.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順	
	系統又は機器	機器			
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材ハウンダリ	—	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（1ループ）による崩壊熱除去手順 2次冷却材ナトリウム漏えい時手順*3	
		冷却材ハウンダリ	—		
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】		
	核計装、プロセス計装				
	1次主循環ポンプ	1次主循環ポンプ主電動機	主電動機動力電源【常用電源】 主電動機制御電源【②/③】 オイルプレッシャータンクユニット動力電源【②】 オイルプレッシャータンクユニット制御電源【②】		
	補助冷却設備	1次補助冷却系（補助中間熱交換器及び循環ポンプを含む。）	1次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】	1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【②/③】	強制循環機能の復旧手順
			機器冷却ファン動力電源【①】	機器冷却ファン制御電源【①】	
		2次補助冷却系（補助冷却機及び循環ポンプを含む。）	2次補助冷却系電磁ポンプ動力電源【①】	2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【①/②/③】	
			2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【①】	2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【①/②/③】	
補助送風機動力電源【①】			補助送風機制御電源【①/②/③】		
インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2			インレットベーン・ダンパ制御電源【②】		

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」  
 \*2：アキウムレタタンクより下流側が対象  
 \*3：2次冷却材ナトリウム漏えい時手順の詳細は第8条の火災による損傷の防止において説明する。

第 2.6.2.2 表 格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後 の除熱機能	コンクリート遮へい体 冷却系	窒素ガスブロワ	窒素ガスブロワ動力電源【①】 窒素ガスブロワ制御電源【①】 ピット部風量調節ダンパ動力電源【②】 ピット部風量調節ダンパ制御電源【②】	コンクリート遮へい 体冷却系による原子 炉容器外面冷却手順 *2
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロワ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロワ制御電源【①】	
	パデスタルブースタブロ ワ	パデスタルブースタブロワ動力電源【①】 パデスタルブースタブロワ制御電源【①】		
	窒素ガスダクト	窒素ガスブロワ動力電源【①】 窒素ガスブロワ制御電源【①】 ピット部風量調節ダンパ動力電源【②】 ピット部風量調節ダンパ制御電源【②】		
	予熱窒素ガス系仕切弁	非常用電源設備【②/③】		
	予熱窒素系			

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

\*2：自主対策として、LORL (ii) の格納容器破損防止措置として整備する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手順を適用する。





## 2.7 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）に係る資機材

SBOは、原子炉の出力運転中に何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動に失敗、強制循環冷却に失敗し、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

SBOに対する炉心損傷防止措置は、主冷却系（2ループ）による原子炉停止後の崩壊熱の除去であり、以下の措置により炉心の著しい損傷を防止する。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設計器により、監視を実施できるものとする。【別添 6-18：SBO時の崩壊熱除去に係る過冷却の防止及び訓練実績について】

SBOに対する格納容器破損防止措置は、主冷却系（1ループ）による原子炉停止後の崩壊熱除去であり、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、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の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。

SBOの事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第2.7.1図に、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材を第2.7.1表に示す。

第2.7.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材 下線：自主対策に係る資機材

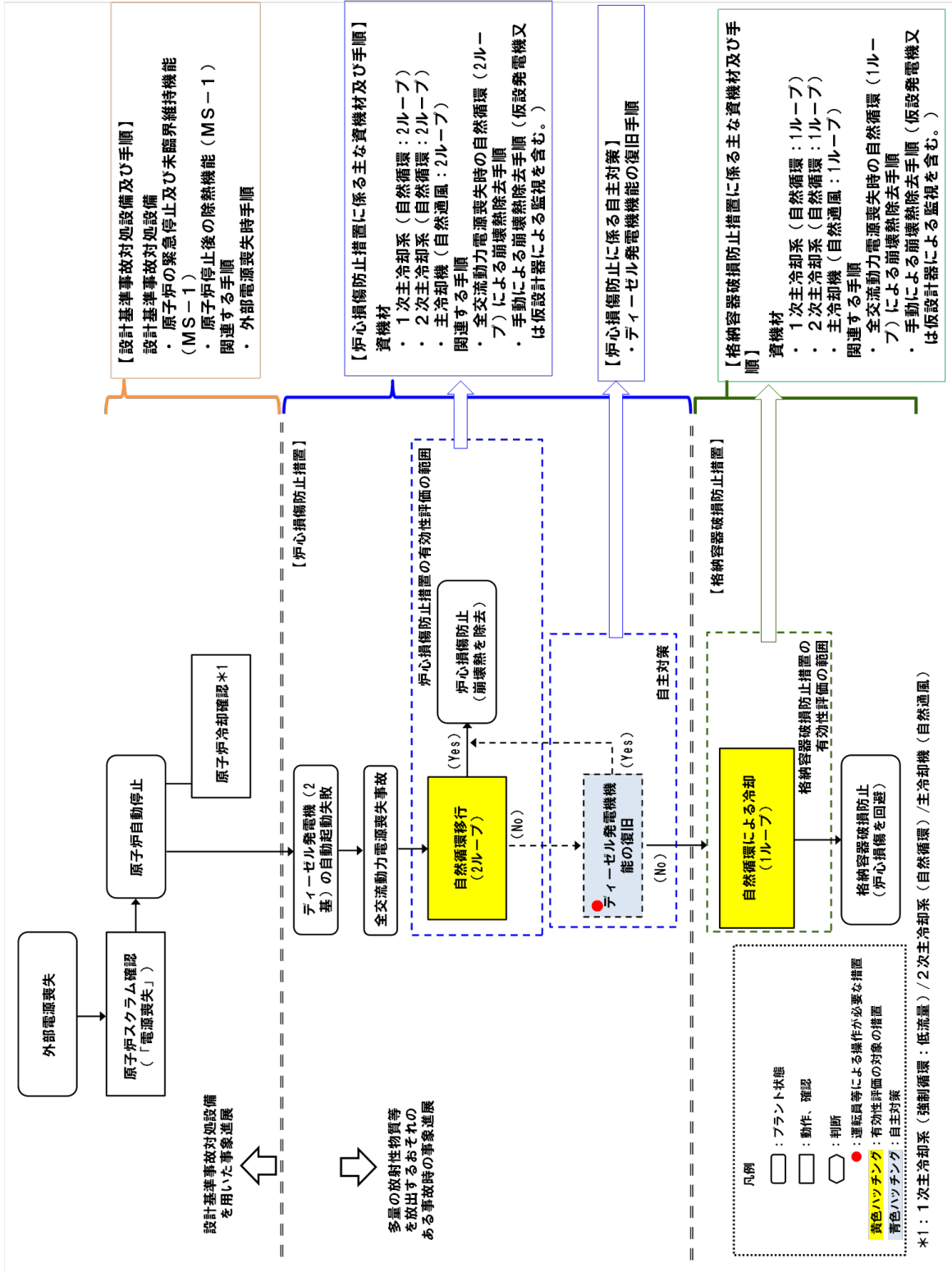
要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却系統	原子炉冷却材バウンダリ	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失時手順（1ループの自然循環による格納容器破損防止措置を含む。）</li> </ul>
		冷却材バウンダリ	-	
		主冷却機	インレットベーン・ダンパ駆動用圧縮空気供給設備*2 インレットベーン・ダンパ制御電源【②】	
	核計装、プロセス計装	検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	仮設発電機	仮設発電機（1.6kVA*3）	燃料油運搬設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>手動による崩壊熱除去手順（仮設発電機又は仮設計器による監視を含む。）</li> </ul>
	仮設計器	仮設計器	-	
	ディーゼル電源系	ディーゼル発電機	燃料油、潤滑油供給系 関連する空調換気設備 補機冷却設備 配電盤	ディーゼル発電機機能の復旧手順

\*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、 「② 交流無停電電源系」、 「③ 直流無停電電源系」

\*2：アキウムレータタンクより下流側が対象

\*3：原子炉停止後の原子炉の監視に必要な容量





第 2.7.1 図 SBO の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要

### 3. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、事故に的確かつ柔軟に対処し、炉心の著しい損傷を防止若しくは炉心の著しい損傷に至る可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止できるように手順書を整備する。手順書は、使用主体に応じ、運転員が使用する手順書、現場対応班が使用する手順書を整備する。

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順については、原子炉施設保安規定等の後段規制において、詳細が審査されるものであるが、ここでは、その概要を示す。

#### 3.1 各事象に共通の手順

第 3.1.1 図に「常陽」現場対応班の体制図を示す。「常陽」において事故が発生した場合、運転班以外の事故対応要員（現場対応班員約 170 名、このうち、緊急作業従事者は約 40 名）は、休日夜間を含めて召集され、約 1 時間後には、現場対応班長（高速実験炉部長）のもとで事故の影響緩和策をとることができる。また、「常陽」事故対策要領及び現場対応班活動要領には、現場対応班長（高速実験炉部長）は、現場対応班の組織によらない対応もできるものとしており、現場の状況に応じて必要な要員を影響緩和策に割り当てることができる。

事故時の共通的な対策として、あらかじめ定めておく事項を以下に示す。

##### (1) 見学者等の避難手順

###### ①「常陽」原子炉施設

原子炉施設に立ち入る見学者等には、職員等が立ち会う。また、非常の事態に発展するおそれのある場合などの異常発生時には、中央制御室又は現場指揮所から一斉放送を行い、職員等の誘導のもと避難させる。

###### ②大洗研究所

第 3.1.2 図に大洗研究所の現地対策本部の体制図を示す。事故・災害等が発生した場合は、本部長（大洗研究所の所長）を責任者とする現地対策本部が設置される。避難については、事故対策規則に基づき設置される現地対策本部において、発災施設の状況や環境モニタリング等の情報を基に、本部長が判断し、同規則に定めた活動班により行われる。具体的には、避難指示は、発災現場の状況、放射性物質の放出状況、環境モニタリングの結果等の情報を現地対策本部で収集、判断し、構内放送等により指示を行う。

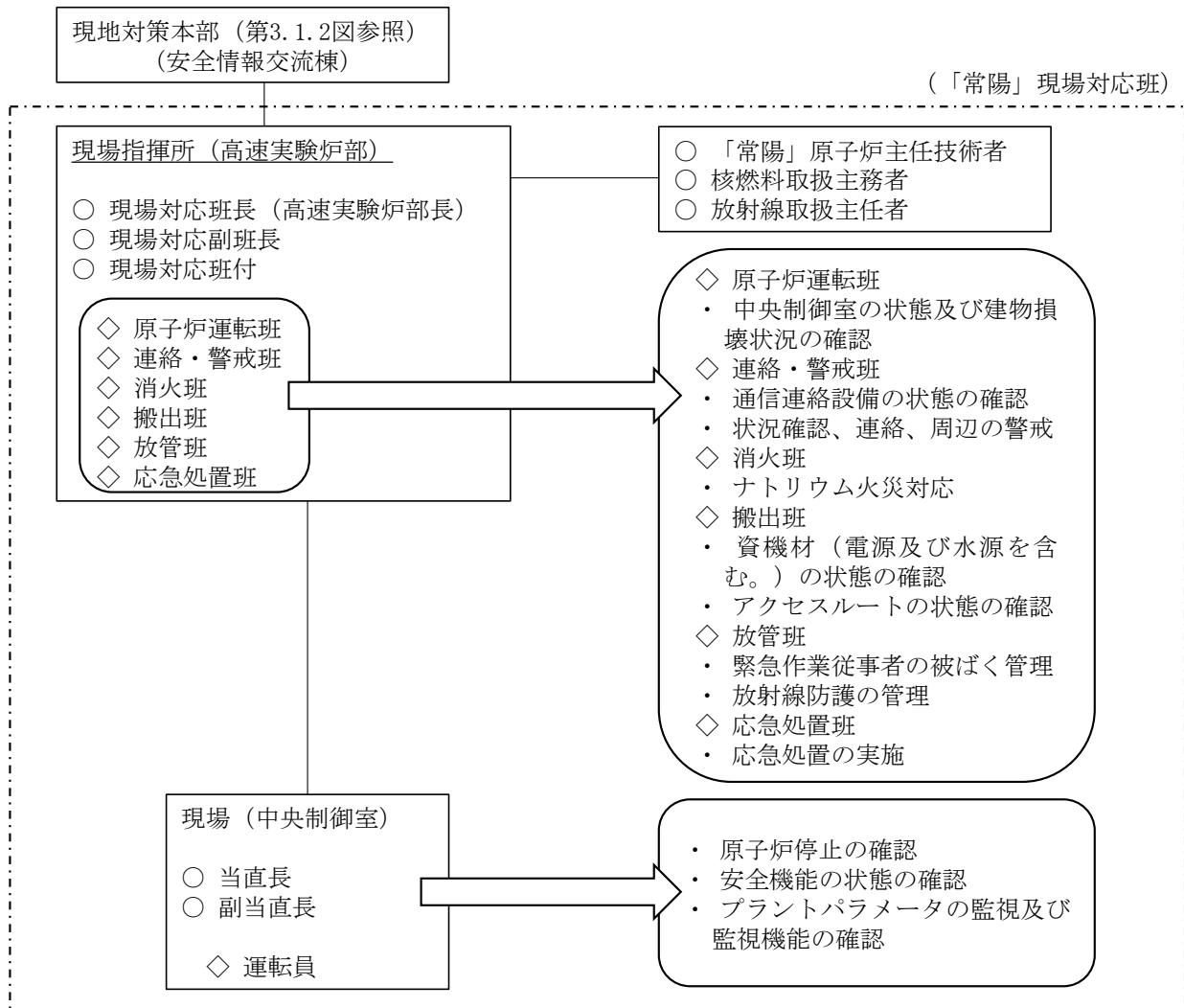
避難までの流れは、まずは、屋内退避を指示し、施設ごとに人員掌握を行う。その後、事象進展・状況に応じて、構内の適切な避難場所（北、南など）及び避難方法を決定する。現地対策本部の構成班により、構内避難場所へ誘導し、スクリーニングの実施、避難する者の連絡先を確認し、その後、事業所外への避難となる。

なお、通信連絡は、設置許可基準規則の第 30 条（通信連絡設備等）に係る設計基準事故が発生した場合の対応と同じである。

(2) 緊急作業従事者の被ばく管理

緊急作業従事者の被ばく管理は、原子炉施設保安規定、大洗研究所（南地区）放射線安全取扱要領等に基づき行う。作業は、現場のサーベイ結果を基に、放射線作業用に施設で保有している呼吸保護具、防護服等の保護具、線量計を着用して実施する。

「常陽」の炉心損傷に至る事象の放射性物質等の放出量は低く抑制されることから、中央制御室の居住性に影響を及ぼすことはない（格納容器破損防止措置の有効性評価参照）。しかしながら、運転員等の被ばく低減に努めるため、万一の中央制御室空調再循環運転機能の喪失を想定し、放出された放射性物質等による運転員等を被ばくから防護するために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を整備する。



第 3.1.1 図 「常陽」現場対応班の体制



【原子力事業者防災業務計画抜粋：令和3年3月】

第3.1.2図 大洗研究所現地対策本部の体制

### 3.2 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に対する手順

ULOF に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.2.1 表に ULOF に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 後備炉停止系による原子炉自動停止手順
- ・ 原子炉手動停止手順
- ・ 1次主冷却系流量の増大手順

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
- ・ 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順

第 3.2.1 表 ULOF に対する手順のタイムチャート (異常事象：外部電源喪失)  
 (a) 手順：後備炉停止系による原子炉自動停止

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)							備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	5	10	15	20	25	30	60		120	180	240
	手順の内容 (中央制御室)	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽代替トリップ信号による原子炉自動停止を確認 ▽原子炉停止後の除熱状態の監視を開始										
	当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転操作指揮</li> </ul>										
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>原子炉スクラム確認</li> <li>事故発生の判断</li> </ul>										
炉心損傷防止措置	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>										
監視	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉停止後の除熱確認</li> </ul>										

第3.2.1表 ULOF に対する手順のタイムチャート (異常事象：外部電源喪失)

(b) 手順：原子炉手動停止

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
手順の内容 (中央制御室)	<ul style="list-style-type: none"> <li>異常事象発生(外部電源喪失)</li> <li>事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗)</li> <li>▽原子炉自動停止失敗を確認</li> <li>▽原子炉手動停止操作を開始</li> <li>▽原子炉出力低下後の除熱状態の監視を開始</li> </ul>													
当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転操作指揮</li> </ul>													
状況判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>原子炉スクラム確認</li> <li>事故発生(電源喪失)</li> </ul>	1												
状況判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>	1												
自主対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉手動停止</li> </ul>	1												
監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の除熱確認</li> </ul>	2												

第3.2.1表 ULOFに対する手順のタイムチャート（異常事象：外部電源喪失）

(c) 手順：損傷炉心物質の原子炉容器内冷却等

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)										備考
		5	10	15	20	25	30	60	120	180	240	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽異常事象発生(外部電源喪失)</li> <li>▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗)</li> <li>▽原子炉自動停止失敗を確認</li> <li>▽炉心の著しい損傷に至ると判断</li> <li>▽損傷炉心物質の除熱状態の監視を開始</li> <li>▽放射性物質閉じ込めに係る監視を強化</li> </ul>										
	当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運転操作指揮</li> </ul>										
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉自動停止失敗と判断</li> <li>・炉心の著しい損傷に至ると判断</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
格納容器破損防止措置	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉容器内冷却確認</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次主冷却系(ボイラーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>
自主対策	運転員D	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバールガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。</li> <li>・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られたら、原子炉カバールガスを隔離する。</li> </ul>
格納容器破損防止措置	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器アイソレーション確認</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>・「格納容器内圧力高」、「格納容器内床上線量率高」、「格納容器内床保護系(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。</li> </ul>



### 3.2.1 後備炉停止系による原子炉自動停止手順

#### (1) 概要

本手順は、原子炉の緊急停止が必要な異常事象が生じた場合に原子炉トリップ信号や原子炉保護系（スクラム）の動作による原子炉自動停止に失敗した際の後備炉停止系による原子炉自動停止に係る手順である。

#### (2) 成功基準

後備炉停止系による原子炉自動停止は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、原子炉自動停止の確認及び原子炉自動停止後の除熱の監視となる。

#### (3) 操作手順

- ① 原子炉の緊急停止が必要な異常事象が発生した場合、当直長は、運転員に原子炉自動停止の確認及び原子炉自動停止後の除熱の監視を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、代替原子炉トリップ信号の発信及び後備炉停止系による原子炉自動停止を確認するとともに、原子炉出力の低下を確認する。
  - ※ 代替原子炉トリップ信号は、ULOFの場合「1次主循環ポンプトリップ」、UTOP及びULOHSの場合「原子炉容器出口冷却材温度高」である。
  - ※ 原子炉出力の低下の確認には、核計装（線形出力系）を用いる。また、未臨界の維持の確認には、核計装（起動系）を用いる。
  - ※ 原子炉が自動停止していない場合、原子炉手動停止操作を実施する（3.2.2節参照）。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、以下により原子炉自動停止後の除熱を監視する。
  - ・ 1次主冷却系（ポンプモータ等による強制循環運転）の運転状況を監視する。
    - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
  - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
    - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
  - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
    - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

上記②は、運転員1名で5分以内に確認することが可能である。

### 3.2.2 原子炉手動停止手順【自主対策】

#### (1) 概要

本手順は、原子炉の自動停止に失敗した際の原子炉手動停止に係る手順である。本手順は、中央制御室で運転員が短時間で実施できるため、炉心損傷を防止できる可能性があるが、操作に時間を要する可能性を考慮すると ULOF や UTOP では、炉心損傷の防止に間に合わない場合がある。

なお、炉心損傷の防止に間に合わない場合でも、原子炉の出力を低下させ、影響を緩和する手段となり得ることから、本手順は、炉心の状態によらず実施する。

#### (2) 成功基準

原子炉手動停止は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

#### (3) 操作手順

① 運転員（中央制御室）A は、原子炉の自動停止に失敗した場合、以下の順に原子炉手動停止操作を実施する（第 3.2.2.1 図参照）。

※ 原子炉保護系（スクラム）や後備炉停止系用論理回路の動作等の作動条件を満たしているにもかかわらず、制御棒又は後備炉停止制御棒が挿入されず、原子炉出力が低下していない場合、原子炉の自動停止に失敗したと判断する。

※ ULOF の場合、原子炉保護系（スクラム）の作動条件の確認には、1 次主冷却系の流量検出器、1 次主循環ポンプトリップ検出器を用いる。

※ UTOP の場合、原子炉保護系（スクラム）の作動条件の確認には、核計装（線形出力系）、原子炉出口冷却材の温度検出器を用いる。

※ UL0HS の場合、原子炉保護系（スクラム）の作動条件の確認には、原子炉出入口冷却材の温度検出器、2 次主冷却系の流量検出器を用いる。

※ 原子炉出力の低下の確認には、核計装（線形出力系）を用いる。また、未臨界の維持の確認には、核計装（起動系）を用いる。

- a. 手動スクラムボタンを押し、原子炉保護系（スクラム）を動作させる。
- b. a. の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合は、以下の順に操作を実施し、制御棒又は後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁を切る。
  - i. 励磁制御棒全数スイッチを「切」とする。
  - ii. 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁スイッチを「切」とする。
  - iii. 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチを「切」とする。
- c. b. の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合は、各制御棒又は各後備炉停止制御棒の駆動機構のスイッチを「挿入」として個別に挿入する。

なお、UL0HS において、上記 a. ～c. の操作によっても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合、現場（格納容器内）にて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させ、制御棒を挿入する操作を実施する（3.4.2 節参照）。

② 運転員（中央制御室）B 及び C は、以下により①の操作後の除熱を監視する。

- a. ①の a. の操作に成功した場合、3.2.1 節に同じ。
- b. ①の b. 又は c. の操作に成功した場合、冷却系は、操作前の状態が維持される場合があ

り、必要に応じて、1次主冷却系（ポンプモータ等による低速運転）、2次主冷却系（自然循環）、主冷却機（自然通風）の状態へ移行させる。

- c. ①の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合は、1次主冷却系（ポンプモータ等による低速運転）の流量を増大させる。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

上記①の操作は、運転員1名で10分以内に実施することが可能であり、当該操作は、炉心損傷の防止に間に合わない場合であっても、原子炉の出力を低下させ、影響を緩和する手段となり得ることから、炉心の状態によらず実施する。また、上記②の操作は、運転員2名で10分以内に実施することが可能であり、当該操作は、炉心損傷の防止に間に合わない場合であっても、原子炉の冷却能力を向上させ、影響を緩和する手段となり得ることから、炉心の状態によらず実施する。



### 3.2.3 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順

#### (1) 概要

本手順は、炉心流量の喪失又は過出力時に原子炉の停止に失敗し、炉心の著しい損傷に至ると判断した際の損傷炉心物質の原子炉容器内冷却に係る手順である。本手順では、炉心が健全な状態又は部分的な損傷状態のまま事故が静定する可能性も考慮し、可能な限り速やかに系統降温を実施し、原子炉冷却材バウンダリの健全性の維持を最優先として対応する。

#### (2) 成功基準

損傷炉心物質の冷却は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、原子炉の状態の監視となる。

#### (3) 操作手順

① 当直長は、原子炉の停止に失敗した場合、炉心の著しい損傷に至ると判断し、運転員に原子炉の状態の監視強化及び系統降温の実施を指示する。

※ 原子炉の自動停止に加え、原子炉の手動停止により原子炉出力の低下にも失敗した場合に炉心の著しい損傷に至ると判断する。

※ 原子炉出力の低下の確認には、核計装（線形出力系）を用いる。また、未臨界の維持の確認には、核計装（起動系）を用いる。

② 運転員（中央制御室）A、B、C及びEは、以下により原子炉の状態を監視する。

- ・ 1次主冷却系（ポニーモータ等による低速運転）の運転状況を監視する。

※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。

- ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。

※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。

- ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を監視する。

※ 上記の監視には、主冷却器出入口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

- ・ 格納容器の温度、圧力及び線量率を監視する。

※ 上記の監視には、格納容器（床上及び床下）の温度検出器、格納容器（床上及び床下）の圧力検出器及び格納容器内高線量エリアモニタを用いる。

※ 格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合、格納容器アイソレーションの作動を確認する（3.2.4節参照）。

③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉の状態を監視しつつ、可能な限り速やかに系統降温を実施する。

- ・ 可能な場合には、2次主循環ポンプを用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

### 3.2.4 格納容器自動アイソレーション手順

#### (1) 概要

本手順は、炉心の著しい損傷等により格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した際の格納容器自動アイソレーションに係る手順である。

#### (2) 成功基準

格納容器自動アイソレーションは、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、隔離の確認となる。

#### (3) 操作手順

- ① 運転員（中央制御室）A 及び E は、格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合に格納容器が自動で隔離されることを確認する（第 3.2.4.1 図参照）。

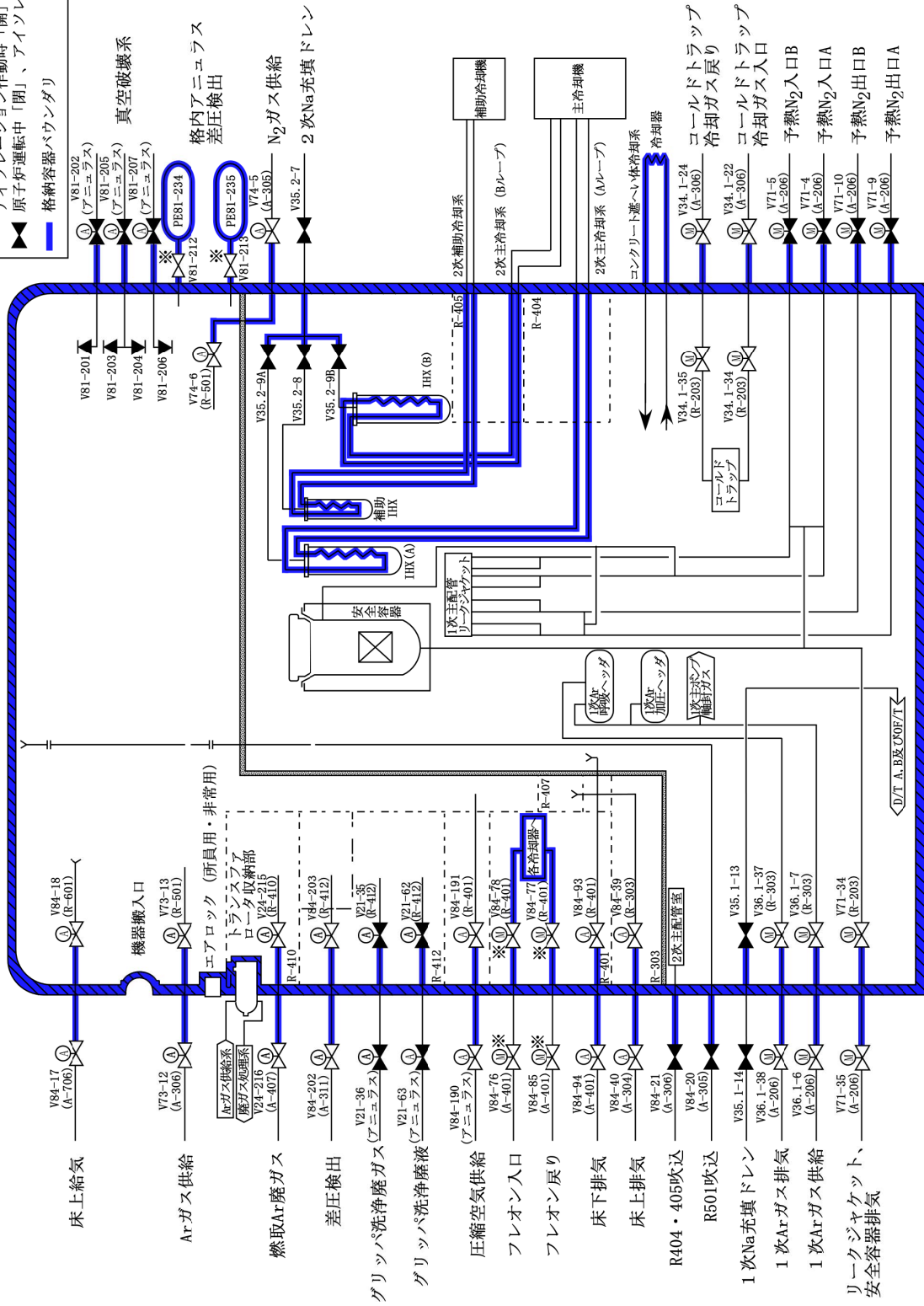
※ 上記の確認は、隔離弁の状態表示灯により行う。

※ 隔離弁が自動で動作していない場合、手動による隔離操作を実施する（3.2.5 節参照）。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

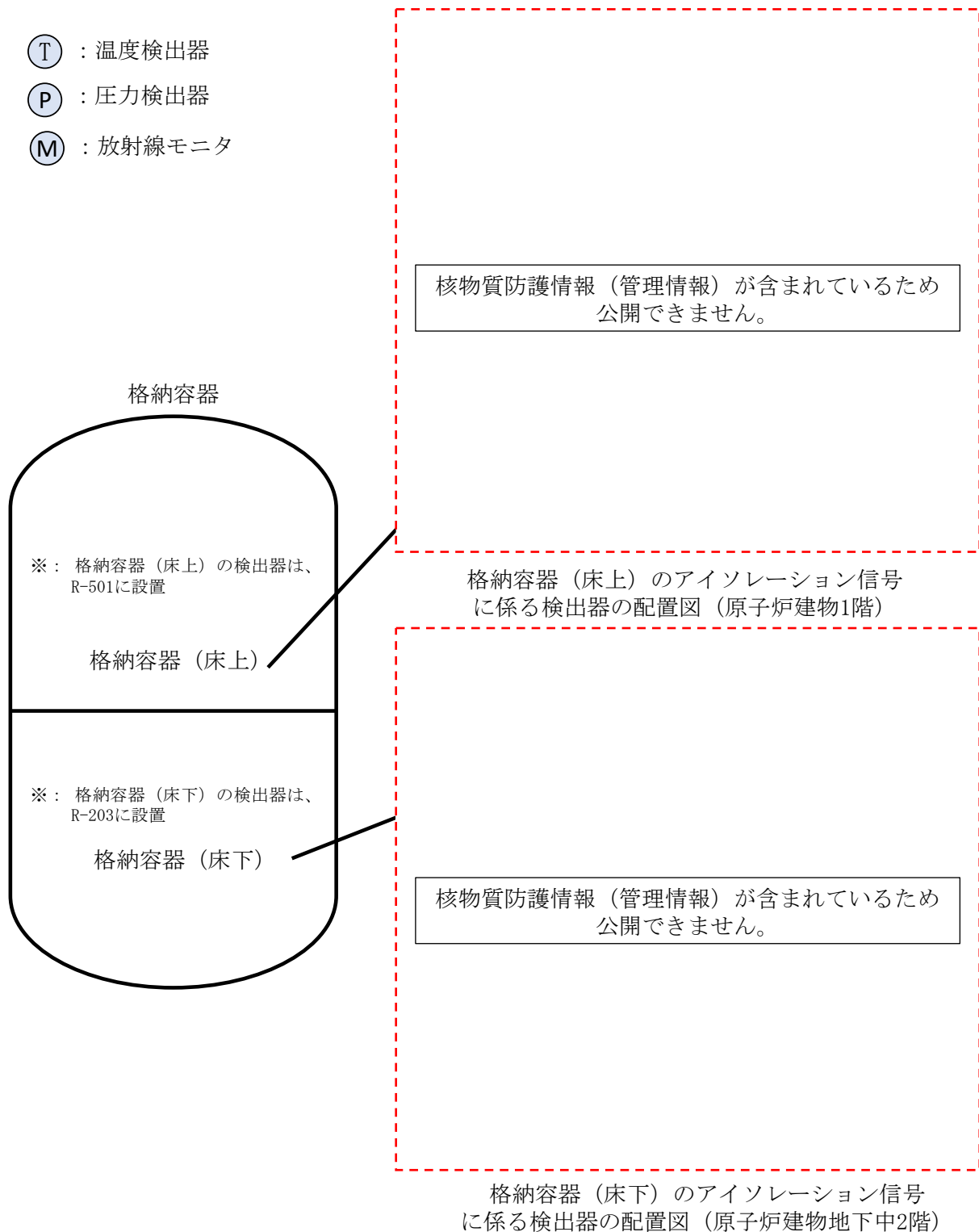
⊠ 原子炉運転中「開」、アイソレーション作動時「閉」  
 ⊡ 原子炉運転中「開」、アイソレーション作動時「閉」保持  
 ⊢ 原子炉運転中「閉」、アイソレーション作動時「閉」  
 ⊣ 格納容器バウンダリ



手動操作の対象となる隔離弁（通常運転時に「全閉」としていない隔離弁）の操作場所は、燃料取扱設備格内廃ガス隔離弁（内側：V24-215、外側：V24-216）が燃料取扱設備操作室（A-604）となるが、それ以外の隔離弁は、中央制御室（A-712）となる。

第 3.2.4.1 図 格納容器自動アイソレーションの補足 (1/3: 隔離弁の配置)

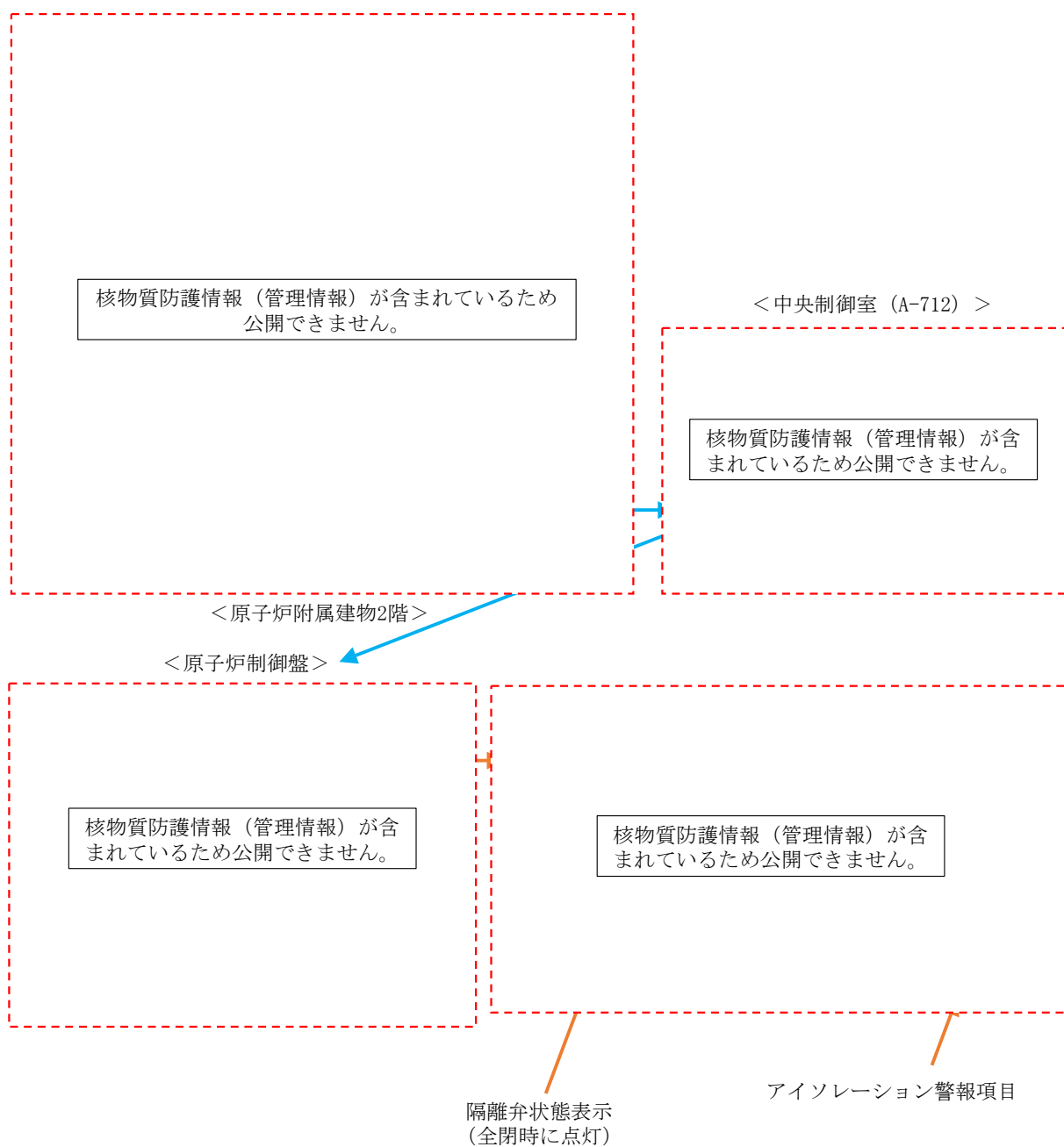
- Ⓧ : 温度検出器
- Ⓧ : 圧力検出器
- Ⓧ : 放射線モニタ



- ※： 格納容器（床上）と格納容器（床下）の内部は、開口等により連通しており、検出器の設置場所において、当該区画のパラメータを計測可能
- ※： 格納容器（床下）の検出器は、主に漏えいした1次冷却材が堆積する地下中2階で、かつ、空調系の吸込み口を設置するR-203室に設置

第 3.2.4.1 図 格納容器自動アイソレーションの補足（2/3：検出器の配置）





第 3.2.4.1 図 格納容器自動アイソレーションの補足（3/3：操作場所）

### 3.2.5 格納容器手動アイソレーション手順【自主対策】

#### (1) 概要

本手順は、格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合に格納容器が自動で隔離されなかった際の手動による隔離に係る手順である。

#### (2) 成功基準

格納容器手動アイソレーションは、安全性向上のために自主的に講じるものである。

#### (3) 操作手順

- ① 運転員（中央制御室）A 及び E は、以下の順に格納容器の隔離を実施する（第 3.2.5.1 図参照）。
  - a. 手動アイソレーションボタンを押し、原子炉保護系（アイソレーション）を動作させる。
  - b. a. によっても格納容器の隔離ができない場合、隔離弁を個別に「閉」とする。

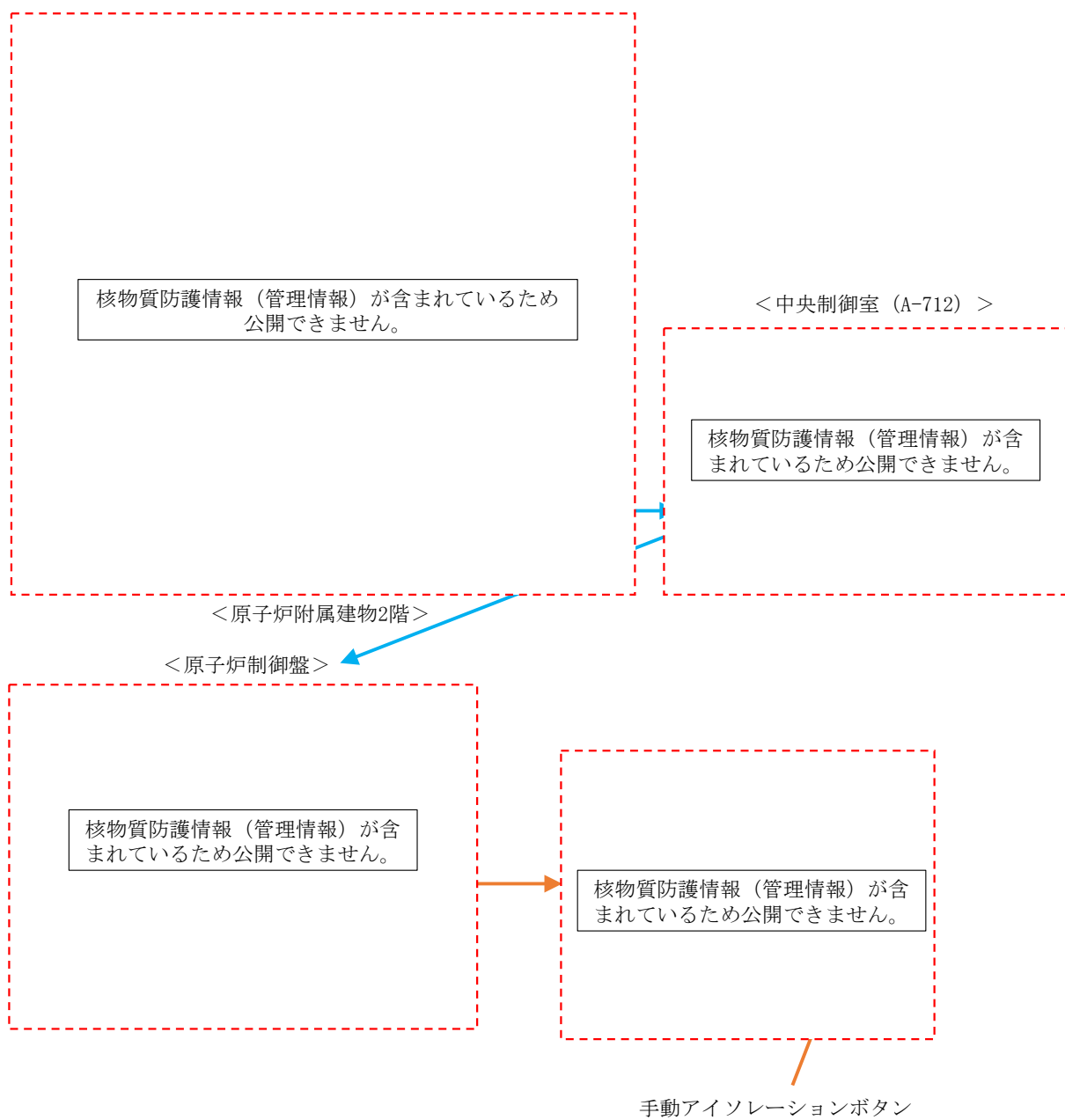
#### (4) 操作の成立性

上記の①の a. の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

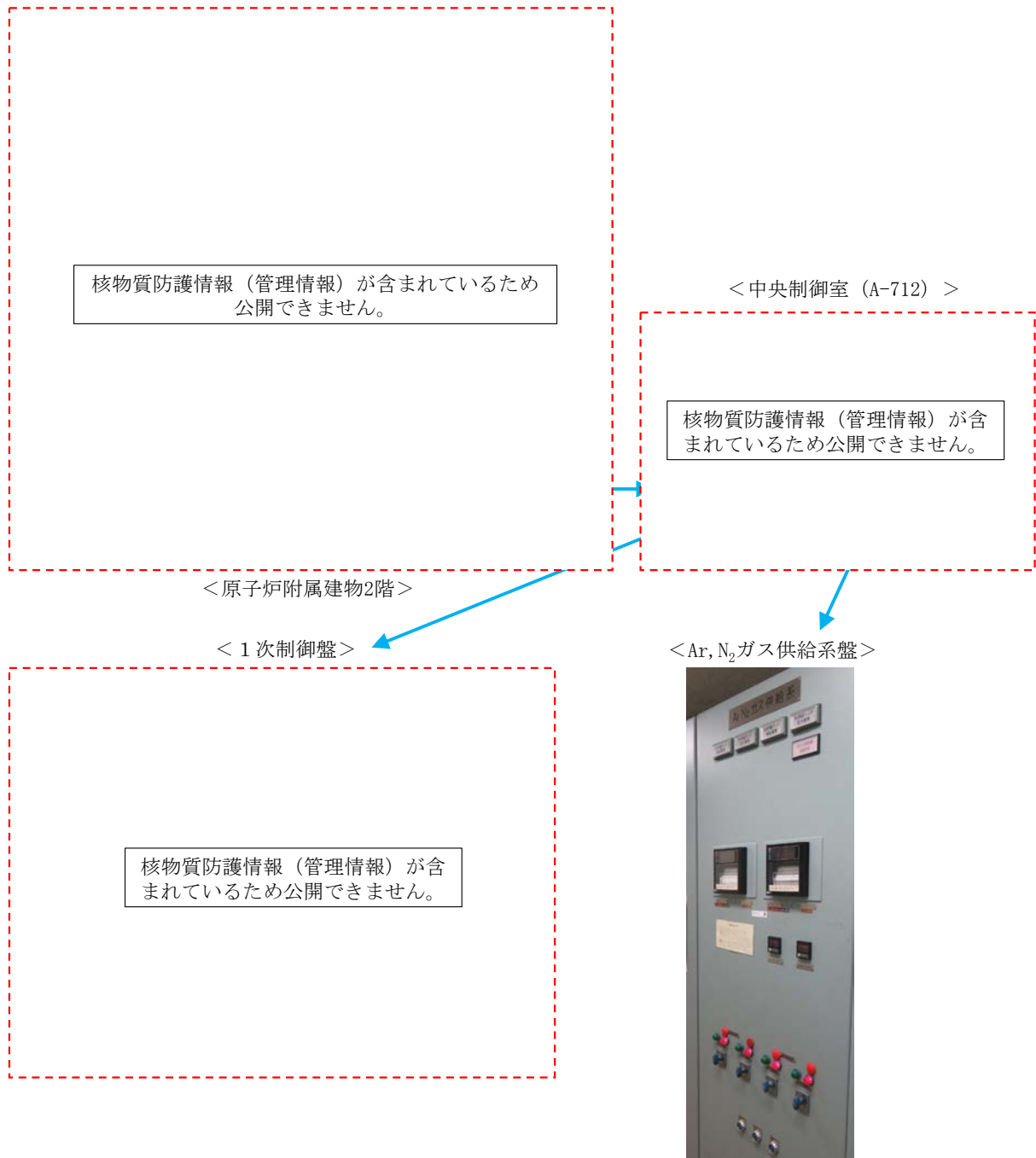
上記の①の b. の操作は、大部分が中央制御室での操作であるが、一部は現場での操作である。

①の a. の操作は、運転員 1 名で格納容器が自動でアイソレーションされなかったことを確認してから 5 分以内で実施することが可能である。

①の b. の操作は、運転員 2 名で a. による隔離弁手動操作の判断から 30 分以内（現場への移動時間を含む。）に実施することが可能である。

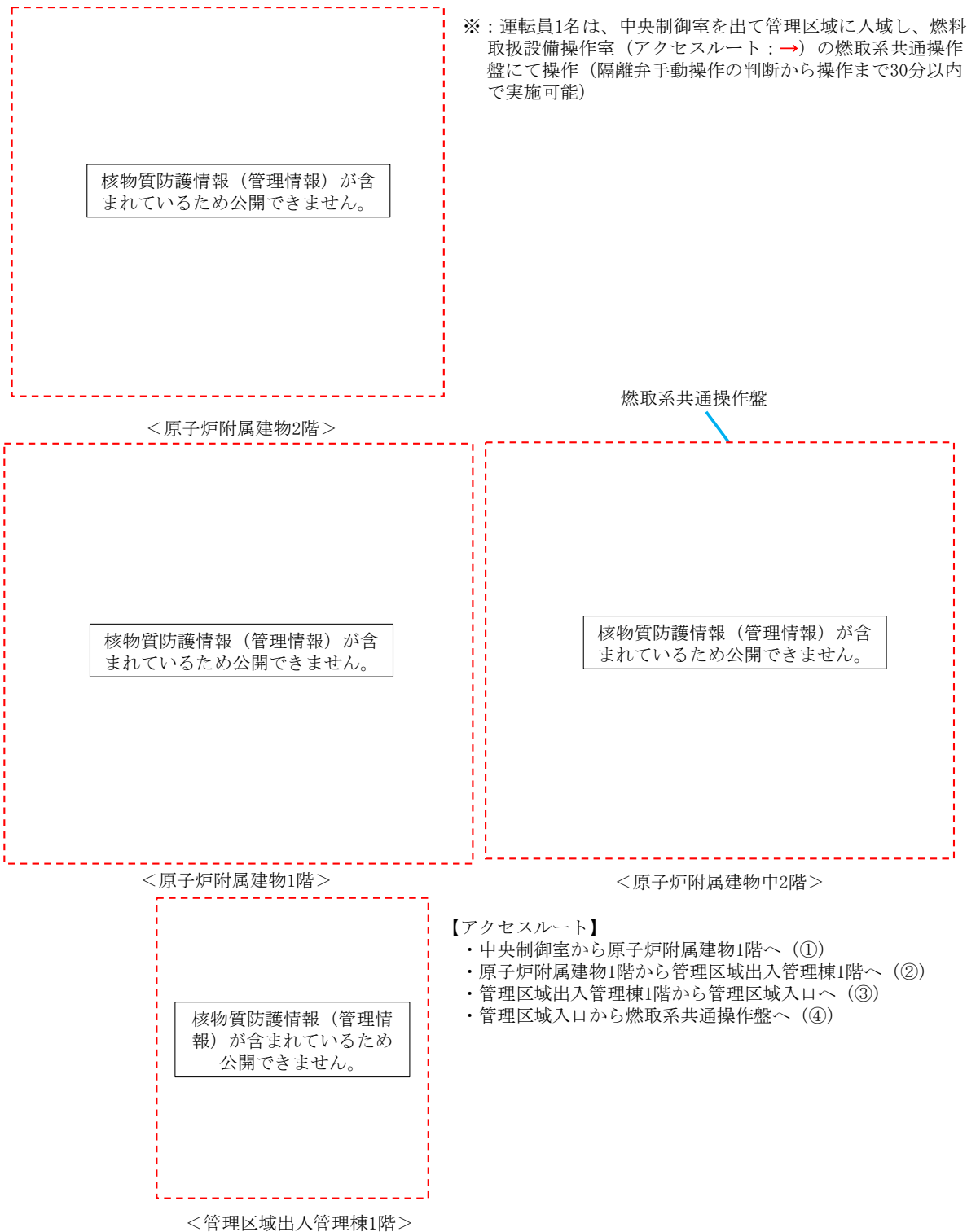


第 3.2.5.1 図 格納容器手動アイソレーションの補足  
 (1/3 : 手動アイソレーションボタンの操作 (操作手順 : 「① a.」))



※：燃料取扱設備格内廃ガス隔離弁（V24-215/V24-216）を除く隔離弁を操作

第 3.2.5.1 図 格納容器手動アイソレーションの補足  
 (2/3：中央制御室における隔離弁の個別操作（操作手順：「① b.」）)



第 3.2.5.1 図 格納容器手動アイソレーションの補足  
 (3/3：燃料取扱設備格内廃ガス隔離弁の操作場所（操作手順：「① b.」）

### 3.2.6 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順【自主対策】

#### (1) 概要

本手順は、燃料の破損が推定される際に原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるための1次アルゴンガス系の排気側の隔離に係る手順である。

#### (2) 成功基準

1次アルゴンガス系の排気側の隔離は、安全性を向上させるために自主的に講じるものである。

#### (3) 操作手順

① 炉心の著しい損傷に至ると判断した場合、運転員（中央制御室）Dは、燃料破損検出系により燃料破損の有無を監視する。

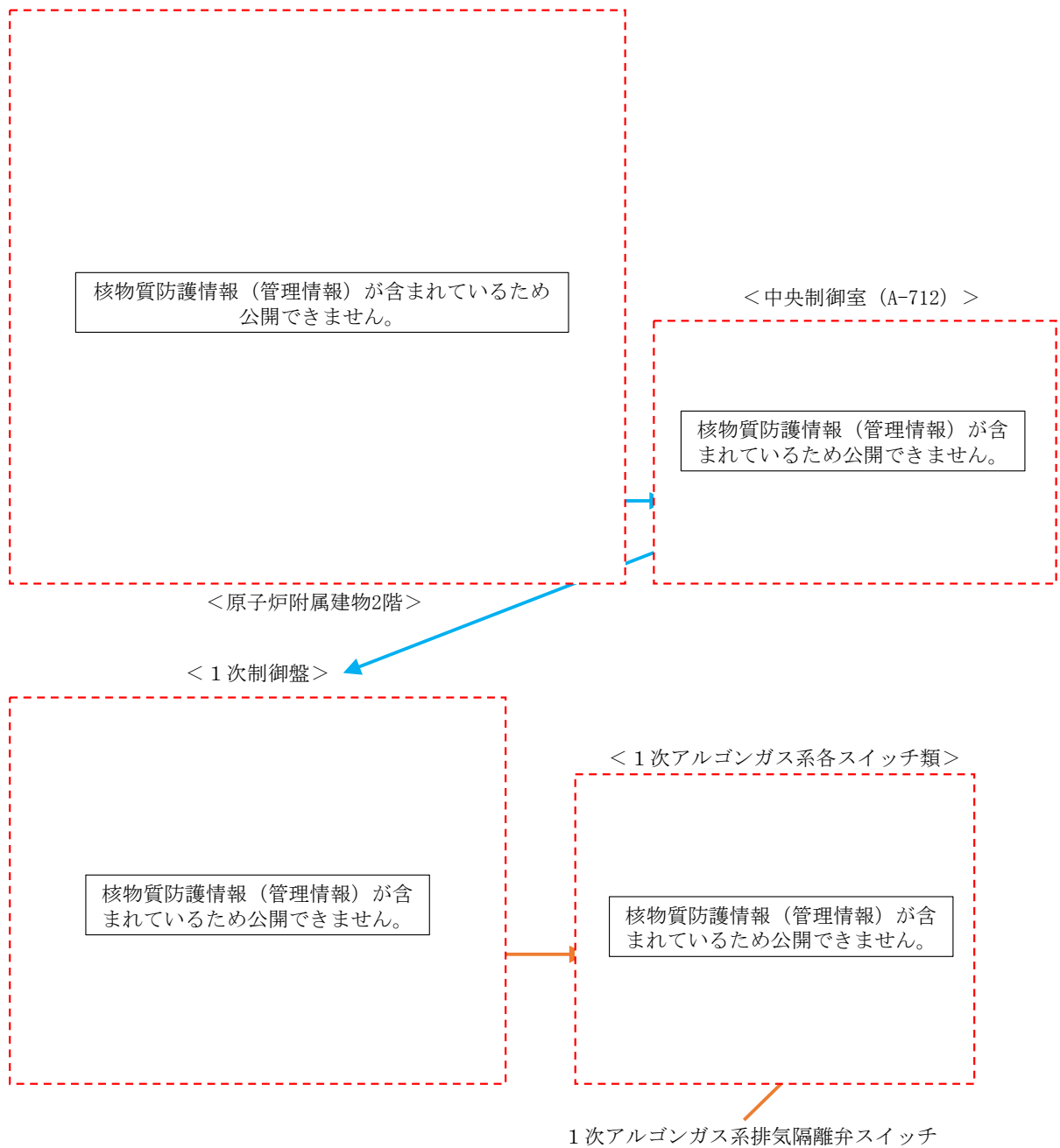
※ 上記の監視には、燃料破損検出系等を用いる。

② 運転員（中央制御室）Dは、燃料が破損したと推定される場合、1次アルゴンガス系の排気側の隔離弁を「閉」とする（第3.2.6.1図参照）。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

②の操作は、運転員1名で燃料が破損したと推定してから5分以内に実施可能である。



※：原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるため、1次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」にする（隔離弁手動操作の判断から隔離弁操作まで5分以内）。

第3.2.6.1図 1次アルゴンガス系の排気側の隔離の補足

### 3.3 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に対する手順

UTOP に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.3.1 表に UTOP に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 後備炉停止系による原子炉自動停止手順  
※：上記の手順は、3.2.1 節に同じである。
- ・ 原子炉手動停止手順  
※：上記の手順は、3.2.2 節に同じである。

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順  
※：上記の手順は、3.2.3 節に同じである。
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順  
※：上記の手順は、3.2.4 節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順  
※：上記の手順は、3.2.5 節に同じである。
- ・ 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順  
※：上記の手順は、3.2.6 節に同じである。



第 3.3.1 表 UTOP に対する手順のタイムチャート（異常事象：制御棒の異常な引抜き）  
 (a) 手順：後備炉停止系による原子炉自動停止

必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
	手順の内容 (中央制御室)	▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生(電源喪失)による原子炉トリップ信号発信失敗 ▽代替トリップ信号による原子炉自動停止を確認 ▽原子炉停止後の除熱状態の監視を開始												
	当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転操作指揮</li> </ul>												
状況判断	1 運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>原子炉スクラム確認</li> <li>事故発生(電源喪失)による原子炉トリップ信号発信失敗</li> </ul>												<ul style="list-style-type: none"> <li>「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	1 運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認</li> <li>代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>												<ul style="list-style-type: none"> <li>「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> <li>「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> </ul>
監視	2 運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉停止後の除熱確認</li> </ul>												<ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系(ボーンローター低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>

第 3.3.1 表 UTOP に対する手順のタイムチャート (異常事象：制御棒の異常な引抜き)

(b) 手順：原子炉手動停止

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)										備考
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240	
状況判断	当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転操作指揮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き)</li> <li>▽事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗)</li> <li>▽原子炉自動停止失敗を確認</li> <li>▽原子炉手動停止操作を開始</li> <li>▽原子炉出力低下後の除熱状態の監視を開始</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。</li> <li>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。</li> </ul>
	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>原子炉スクラム確認</li> <li>事故発生の判断</li> </ul>											
	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>											
自主対策	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉手動停止</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉自動停止失敗と判断した場合、速やかに原子炉手動停止操作を開始する。機器の操作時に余裕を見込んだ時間を設定している。</li> <li>本操作により、炉心の著しい損傷を防止できる可能性がある。また、炉心の出力を低下させ、影響を緩和する手段となりうるため、炉心の状態によらず、一連の操作を実施する。</li> <li>格納容器破損防止措置の原子炉容器内冷却と並行して操作を実施することから、格納容器破損防止措置に影響はない。</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
			運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の除熱確認</li> </ul>									
監視	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の除熱確認</li> </ul>											<ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系(主電動機定格運転又はボーンローター低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>

第 3.3.1 表 UTOP に対する手順のタイムチャート（異常事象：制御棒の異常な引抜き）  
 (c) 手順：損傷炉心物質の原子炉容器内冷却等

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)										備考		
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
		<ul style="list-style-type: none"> <li>異常事象発生(制御棒の異常な引抜き)</li> <li>事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発生失敗)</li> <li>原子炉自動停止失敗を確認</li> <li>炉心の著しい損傷に至ると判断</li> <li>損傷炉心物質の除熱状態の監視を開始</li> <li>放射性物質閉じ込めに係る監視を強化</li> </ul>													
	当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転操作指揮</li> </ul>													
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>原子炉スクラム確認</li> <li>事故発生の判断</li> </ul>													
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> <li>炉心の著しい損傷に至ると判断</li> </ul>													
格納容器破損防止措置	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器内冷却確認</li> </ul>													
自主対策	運転員D	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバールガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留</li> </ul>													
格納容器破損防止措置	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器アイソレーション確認</li> </ul>													

### 3.4 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に対する手順

ULOHS に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.4.1 表に ULOHS に対する手順のタイムチャートを示す。

<炉心損傷防止措置> 下線：自主対策

- ・ 後備炉停止系による原子炉自動停止手順  
※：上記の手順は、3.2.1 節に同じである。
- ・ 原子炉手動停止手順  
※：上記の手順は、3.2.2 節に同じである。

<格納容器破損防止措置> 下線：自主対策

- ・ 原子炉停止失敗時手順（除熱源喪失時）
- ・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順



第 3.4.1 表 UL0HS に対する手順のタイムチャート (異常事象：2 次冷却材流量減少)  
(b) 手順：原子炉手動停止等

手順の項目	必要な要員と作業項目	手順の内容	経過時間 (分)						備考
			5	10	15	20	25	30	
手続の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽異常事象発生 (2次冷却材漏えい)</li> <li>▽事故発生時の判断 (「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗)</li> <li>▽原子炉自動停止失敗と判断</li> <li>▽原子炉停止機能喪失と判断</li> <li>▽制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入実施を判断</li> </ul>						
	当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運転操作指揮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>						
	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。原子炉手動停止に失敗した場合は原子炉停止機能喪失と判断する。</li> </ul>						
炉心損傷防止措置	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉手動停止</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。原子炉手動停止に失敗した場合は原子炉停止機能喪失と判断する。</li> </ul>						<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室で監視を強化する。</li> </ul>
	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度、出力、冷却状態等の監視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。</li> </ul>						
	現場対応班員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉上部の線量率に異常がないことを確認</li> <li>資機材及び防護具の手配、作業準備</li> <li>電源遮断、ケーブル切り離し</li> <li>駆動部ハウジング内加圧ガスの停止</li> <li>駆動部中間部上ハウジング切り離し</li> <li>手動ハンドルの取り付け</li> <li>ハンドルを回転させ</li> <li>制御棒を下端まで挿入</li> </ul>						
2 次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2 次冷却材ドレン、消火等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2 次冷却材漏えいを検知した場合には、2 次冷却材を 2 次冷却材ダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。</li> </ul>						

### 3.4.1 原子炉停止失敗時手順（除熱源喪失時）

#### (1) 概要

本手順は、除熱源喪失時に原子炉の停止に失敗した際の炉心及び冷却系の物理特性による炉心損傷防止に係る手順である。

#### (2) 成功基準

炉心及び冷却系の物理特性による炉心損傷の防止は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、原子炉の状態の監視となる。

#### (3) 操作手順

- ① 当直長は、原子炉の停止に失敗した場合、運転員に原子炉の状態の監視強化を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）B及びCは、以下により原子炉の状態を監視する。
  - ・ 1次主冷却系（主電動機による定格運転）の運転状況を監視する。
    - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
  - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
    - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
  - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を監視する。
    - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

### 3.4.2 制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順【自主対策】

#### (1) 概要

本手順は、原子炉の手動停止手順によっても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合に、現場（格納容器内）にて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることによる制御棒の挿入に係る手順である。

#### (2) 成功基準

制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

#### (3) 操作手順

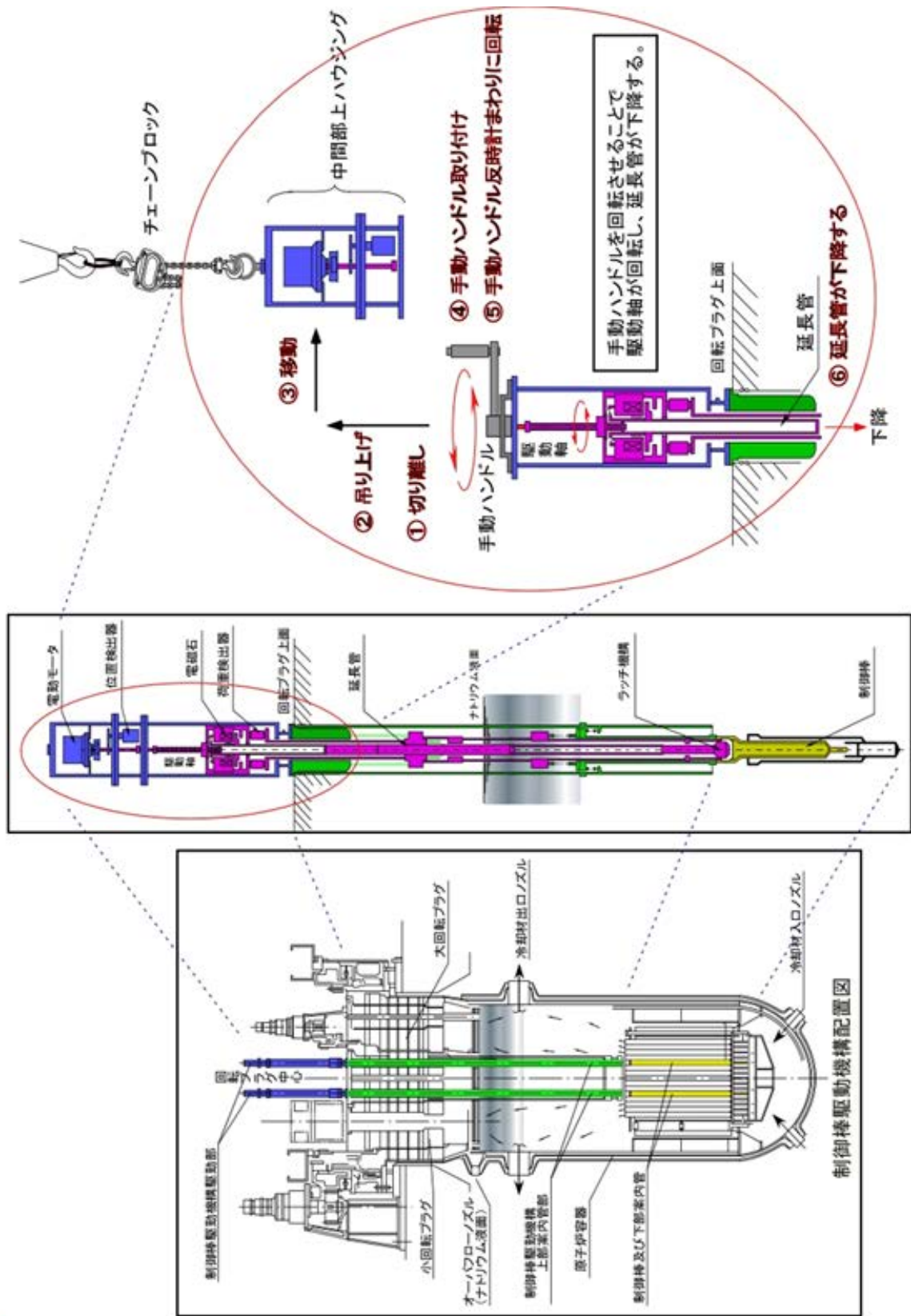
- ① 現場対応班長は、原子炉の手動停止操作（3.2.2節参照）によっても、制御棒が挿入できない場合には、原子炉上部に設置されている制御棒駆動機構の駆動軸を機械的に回転させて制御棒を炉心に挿入することを指示する。
- ② 現場対応班員（格納容器内）5名は、被ばくを防止するための防護措置を講じるとともに、原子炉容器上部の線量率を測定し、異常がないことを確認した上で、以下の a.～f. の操作（第3.4.2.1節参照）により、制御棒駆動機構の中間部上のハウジングを切り離し、炉心第3列に配置している制御棒1本を手動で下端まで挿入する。なお、当該制御棒を下端まで挿入できない場合は、他の炉心第3列に配置している制御棒を操作し、低温停止に必要な反応度を挿入する。また、以下の作業中は、中央制御室において運転員による反応度及び出力等の監視を強化する。
  - a. 駆動部の電源を遮断し、電源ケーブルを切り離す。
  - b. 駆動部ハウジング内の加圧ガスを停止する。
  - c. 駆動部の中間部上ハウジングを切り離す。
  - d. 駆動部の駆動軸に手動ハンドルを取り付ける。
  - e. 手動ハンドルを反時計まわりに回転させ、延長管を下降（制御棒を挿入）させる。
  - f. 駆動部が完全に挿入されたことを下端表示ランプ点灯により確認する。

※ 「常陽」の制御棒は、制御棒（主炉停止系）4本、後備炉停止制御棒（後備炉停止系）2本の全6本で構成される。制御棒1本をサイクル運転初期の引き抜き位置から下端まで挿入すると約 $0.01 \Delta k/k$ の反応度が挿入され、低温停止に必要な反応度（ $0.0092 \Delta k/k$ ）を挿入することができる。

#### (4) 操作の成立性

上記②の操作は、資機材の準備も含めて、現場対応班員5名により5時間以内に実施することが可能である。





第 3.4.2.1 図 制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入手順の補足

### 3.5 局所的燃料破損（LF）に対する手順

LF に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.5.1 表に LF に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 燃料破損検知時原子炉手動スクラム手順
- ・ 原子炉手動停止手順  
※：上記の手順は、3.2.2 節に同じである。

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 損傷炉心物質の原子炉容器内冷却手順  
※：上記の手順は、3.2.3 節に同じである。
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順  
※：上記の手順は、3.2.4 節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順  
※：上記の手順は、3.2.5 節に同じである。
- ・ 1 次アルゴンガス系の排気側の隔離手順  
※：上記の手順は、3.2.6 節に同じである。

第 3.5.1 表 LF に対する手順のタイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)	備考
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容		
炉心損傷 防止措置	当直長	▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断	10 20 30 40 50 60 90 120 180 240	
	運転員A、D	・ 運転操作指揮 ・ 事故発生時の判断		<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料破損検出系 (選発中性子法燃料破損検出設備) により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。</li> <li>手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒駆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。</li> </ul>
格納容器破損 防止措置	運転員A	・ 原子炉手動停止		
	運転員B、C	・ 原子炉容器内冷却確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>1 次主冷却系 (強制循環) の運転状況を確認するとともに、2 次主冷却系 (強制循環又は自然循環) 及び主冷却機 (強制通風又は自然通風) に異常等がないことを確認する。</li> </ul>
格納容器破損 防止措置	運転員D	・ 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留		<ul style="list-style-type: none"> <li>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、原子炉カパーガス等のバウンダリを隔離する。</li> </ul>
	運転員A、E	・ 格納容器アイソレーション確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>「格納容器内圧力高」、「格納容器内床上線量率高」、「格納容器内床系 (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。</li> </ul>

### 3.5.1 燃料破損検知時原子炉手動スクラム手順

#### (1) 概要

本手順は、燃料破損検出系の警報が発報し、その指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（遅発中性子法燃料破損検出設備：バックグラウンドの値の5倍）を超過したことを確認した場合の原子炉手動スクラムに係る手順である。なお、自主対策としてして整備するカバーガス法燃料破損検出設備の指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限を超過した場合も同様に、原子炉手動スクラム手順を実施する。

#### (2) 成功基準

燃料破損検知時原子炉手動スクラムに必要な操作は、燃料破損検出系の指示値が運転上の制限を超過したことを確認後、炉心の著しい損傷を防止できるように実施する。

#### (3) 操作手順

- ① 当直長は、燃料破損検出系の警報が発報し、その指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（遅発中性子法燃料破損検出設備：バックグラウンドの値の5倍）を超過したことを確認した場合、運転員に原子炉手動スクラムの実施及び原子炉停止後の除熱の監視を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A及びDは、燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）の警報が発報したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、手動スクラムボタンを押し、原子炉保護系（スクラム）を動作させる。  
※ ③の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入できない場合は、3.2.2節のb.～c.の操作を実施する。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びCは、③の操作後の除熱を監視する（3.2.2節の②参照）。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

運転員が燃料破損と判断、原子炉の手動スクラムは、約10分以内（燃料破損検出系の検出時間及び運転員操作時間の合計）に実施することが可能である。

### 3.6 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) に対する手順

LORL に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、異常事象の発生箇所（原子炉冷却材バウンダリの破損箇所）により異なるため、以下の事象進展ごとに示す。

- ・ 安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合
- ・ 安全容器外の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合
- ・ 1 次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

#### 3.6.1 安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

LORL のうち、安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.6.1.1 表に LORL のうち、安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

<炉心損傷防止措置> 下線：自主対策

- ・ 安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順
- ・ 補助冷却設備の手動起動手順

<格納容器破損防止措置> 下線：自主対策

- ・ 安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
  - ※ コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
  - ※ 上記の手順は、3.2.4 節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
  - ※ 上記の手順は、3.2.5 節に同じである。

第 3. 6. 1. 1 表 LORL のうち、安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャート  
 (a) 手順：補助冷却設備による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)								備考		
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	作業項目	5	10	20	30	60	180	300	10日		20日	30日
状況判断	当直長	・ 運転操作指揮											
	運転員A	・ 原子炉スクラム確認											
	運転員A、B、D	・ 事故発生、主冷却系流路喪失の判断											
炉心損傷防止措置	運転員B	・ 安全容器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											
	運転員B、C	・ 補助冷却設備運転											

▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損)  
 ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止  
 ▽事故発生(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)  
 ▽主冷却系流路喪失の判断

・「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。  
 ・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。  
 ・原子炉容器液位確保機能を喪失する事象であるため、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管(外側)からの1次冷却材漏えいを起点とする。  
 ・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。  
 ・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。  
 ・補助冷却設備は、原子炉容器液位確保機能喪失事象への移行に備え、原子炉容器のナトリウム液位が通常ナトリウム液位-320mmまで低下した時点で自動起動する設計であるため、配管(外側)からの1次冷却材漏えいの判断に先行して起動する。  
 ・自動起動に失敗したと判断した場合には手動で起動する(機器の操作時間に余裕を見込んで、60分以内に操作可能)。

・炉心損傷防止措置(安全容器による液位確保)は、運転員の操作を介しなくても、受動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、液位確保の確認及び監視となる。

・炉心損傷防止措置(補助冷却設備による崩壊熱除去)は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、補助冷却設備の運転の確認及び監視となる。

第 3.6.1.1 表 LORL のうち、安全容器内の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場合に対する手順のタイムチャート

(b) 手順：コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却等

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考		
		5	10	20	30	60	180	300	10日	20日	30日		40日	
状況判断	要員 (名) (作業に必要な要員数)	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽異常事象発生 (安全容器内 1 次主冷却系配管 (内側) 破損)</li> <li>▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止</li> <li>▽補助冷却設備による副凝結除去に失敗</li> <li>▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材パウンダリが高圧に至ると判断</li> <li>▽原子炉容器外に損傷炉心物質が流出と判断</li> </ul>												
	当直長													
	運転員 A													
	運転員 A、B、D													
状況判断	運転員 A、B													
格納容器破損防止措置	運転員 D													
	運転員 A、E													
状況判断	運転員 A、B													
格納容器破損防止措置	運転員 B、E													

### 3.6.1.1 安全容器内の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順

#### (1) 概要

本手順は、安全容器内の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損した際の補助冷却設備による崩壊熱除去（第3.6.1.1.1図参照）に係る手順である。

#### (2) 成功基準

原子炉容器のナトリウム液位が低下した場合、補助冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、補助冷却設備の自動起動の確認及び補助冷却設備の自動起動後の崩壊熱除去の監視となる。

#### (3) 操作手順

① 1次主冷却系の配管（内管）が破損し、1次冷却材漏えいが生じた場合、当直長は、運転員に原子炉自動停止の確認を指示する。

※ 2箇所以上のナトリウム漏えい検出器が作動する等、ナトリウム漏えいが発生していると判断され、原子炉の自動停止に至っていない場合、運転員に手動スクラムを実施させる（3.2.2節の①のa.参照）。

② 運転員（中央制御室）Aは、原子炉が自動停止したことを確認する。

③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉容器のナトリウム液位がN s L（原子炉容器通常ナトリウム液位）-320mmまで低下した場合、以下により補助冷却設備の自動起動を確認する。

※ 補助冷却設備が自動起動していない場合、手動により起動する。

- ・ 1次補助冷却系の電磁ポンプが自動起動し、定格流量（約56t/h）まで自動で到達することを確認する。

※ 上記の確認には、1次補助冷却系の温度検出器を用いる。

- ・ 2次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動することを確認する。

④ 運転員（中央制御室）B及びCは、補助冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを監視するとともに、運転員（中央制御室）Bは、原子炉容器のナトリウム液位を監視する。

※ 上記の監視には、1次補助冷却系の温度検出器、補助冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器の液面検出器を用いる。

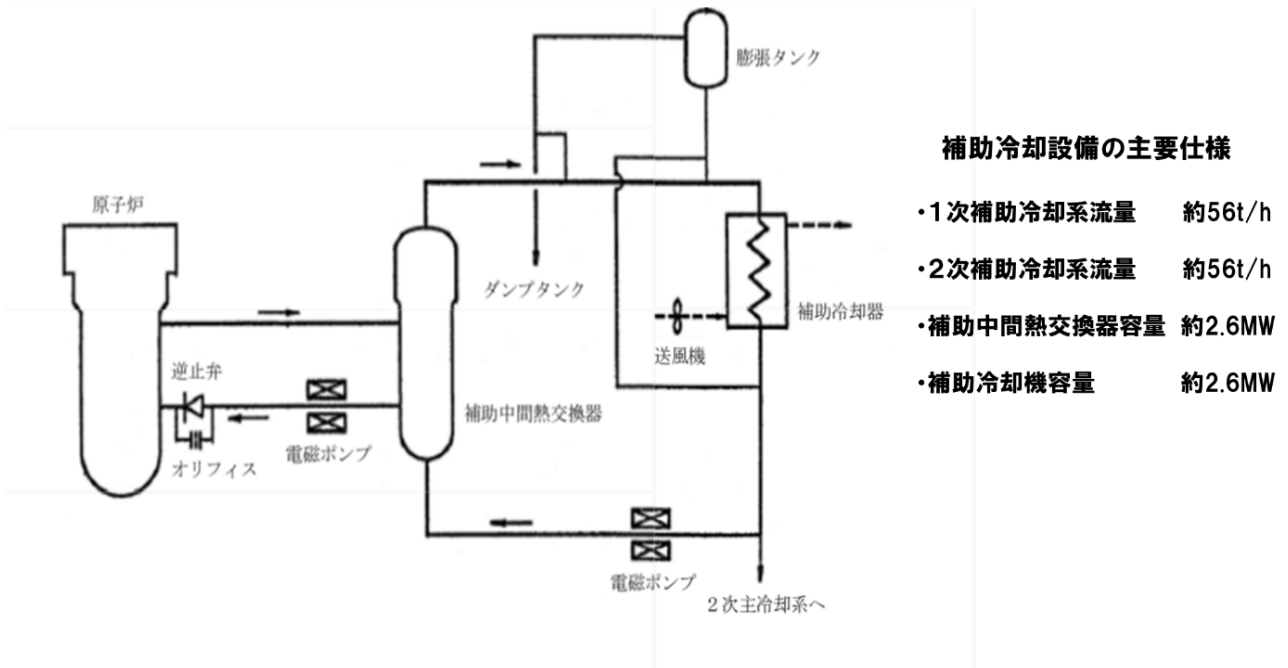
⑤ 運転員（中央制御室）Bは、原子炉容器のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合、1次主冷却系の配管（外管）が破損したと判断するとともに、安全容器によりナトリウムの漏えいが所定の容積で制限されることを確認する。

※：上記の対応には、原子炉容器の液面検出器等を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。





第 3.6.1.1.1 図 補助冷却設備による崩壊熱除去の補足  
(補助冷却系による崩壊熱除去の概念図)

### 3.6.1.2 補助冷却設備の手動起動手順【自主対策】

#### (1) 概要

本手順は、補助冷却設備の自動起動に失敗した際の補助冷却設備の手動起動に係る手順である。

#### (2) 成功基準

補助冷却設備の手動起動は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

#### (3) 操作手順

① 運転員（中央制御室）B 及び C は、1 次補助冷却系循環ポンプ、2 次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動していなかった場合、各操作スイッチにより手動起動する。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

①の操作は、補助冷却設備の自動起動の失敗を確認してから 5 分以内に実施することが可能である。

### 3.6.1.3 安全容器内の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

#### (1) 概要

本手順は、安全容器内の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損し、さらに、補助冷却設備による崩壊熱除去機能を喪失した際に、損傷炉心物質等を安全容器内で保持・冷却するための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係る手順である。

#### (2) 成功基準

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必要な操作は、安全容器内に移行した損傷炉心物質を安全容器内で冷却・保持することが達成できるように実施する。

#### (3) 操作手順

- ① 事象発生（1次主冷却系の配管（内管）破損）から原子炉自動停止の確認までは、3.6.1.1節に同じである。
- ② 運転員A及びBは、原子炉冷却材温度が高温、高圧に至ると判断する。
  - ※ 補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗し、かつ、原子炉容器のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合に原子炉冷却材が高温、原子炉冷却材バウンダリ等が高圧に至ると判断する。
- ③ 運転員（中央制御室）A、B、D及びEは、以下により原子炉の状態を監視する。
  - ・ 1次アルゴンガス系の圧力を監視する。
    - ※ 上記の監視には、原子炉カバーガスの圧力検出器を用いる。
    - ※ 1次アルゴンガス系の圧力が所定の圧力に達した場合、1次アルゴンガス系安全板が開放されることを確認する。
    - ※ 1次アルゴンガス系の安全板の開放は、警報により確認する。
  - ・ 格納容器の温度、圧力及び線量率を監視する。
    - ※ 上記の監視には、格納容器の温度検出器、格納容器の圧力検出器及び格納容器内高線量エリアモニタを用いる。
    - ※ 格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合、格納容器のアイソレーションを確認する。
  - ・ 安全容器内の圧力を監視する。
    - ※ 上記の監視には、安全容器呼吸系の圧力検出器を用いる。
  - ・ コンクリート遮へい体冷却系の運転状況を監視する。
    - ※ 上記の監視には、コンクリート遮へい体冷却系の温度検出器、冷却水の流量検出器を用いる。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びEは、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの安全容器部への通気風量及びコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の通水流量を増加させる（第3.6.1.3.1図参照）。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A及びBは、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判

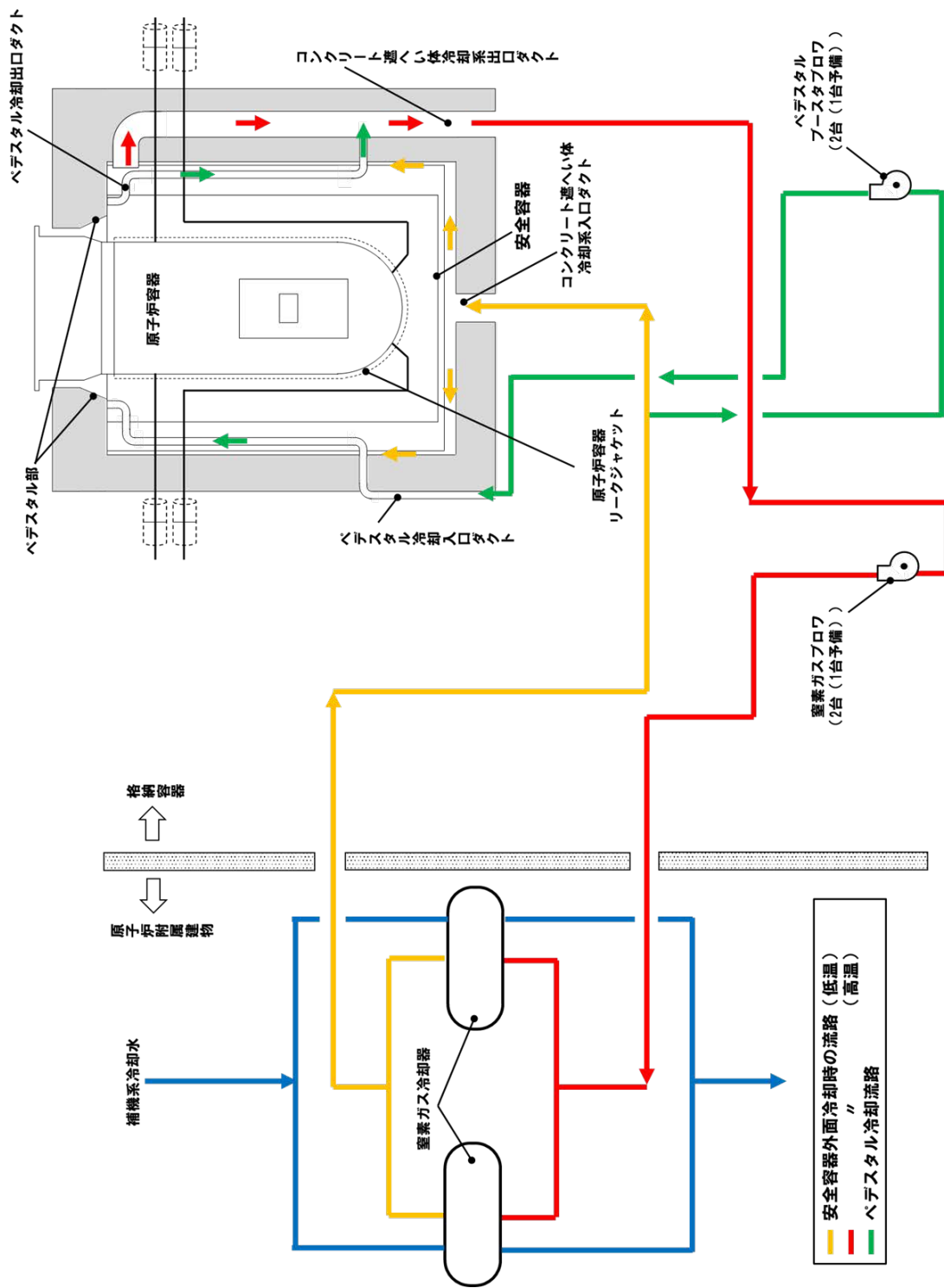
断し、冷却状態を監視する。

※ 安全容器内の圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。

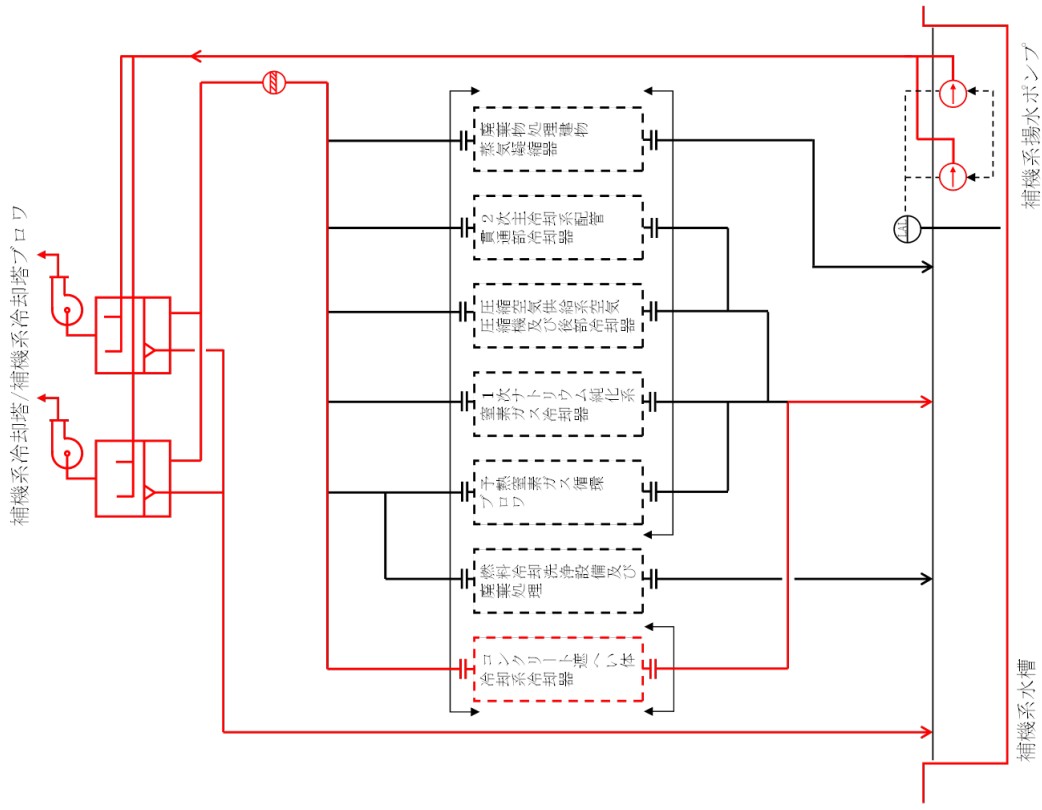
(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

上記の④の操作は、30分以内に実施することが可能である。

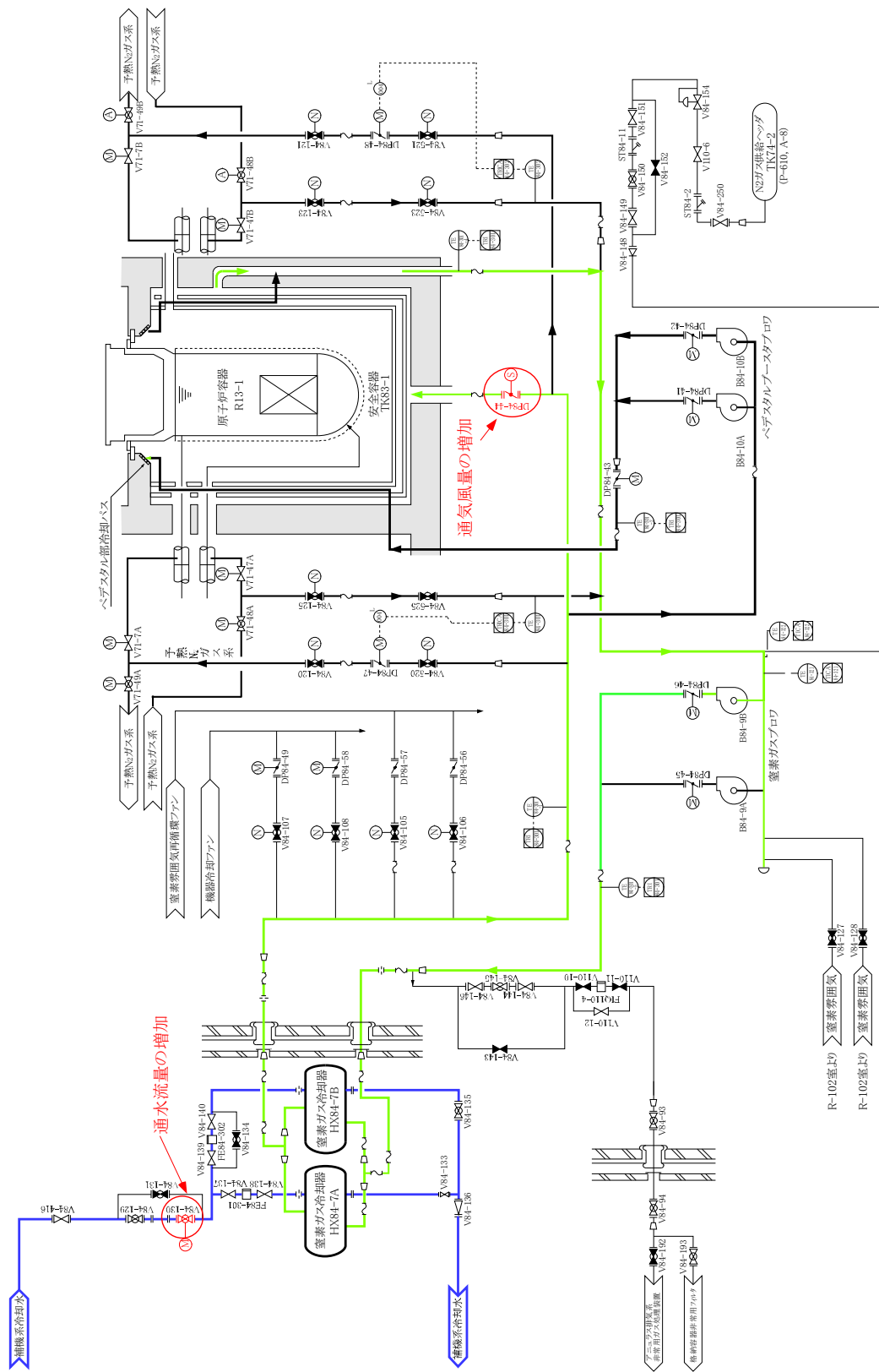


第3.6.1.3.1図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足  
 (1/5: コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却の概念図)

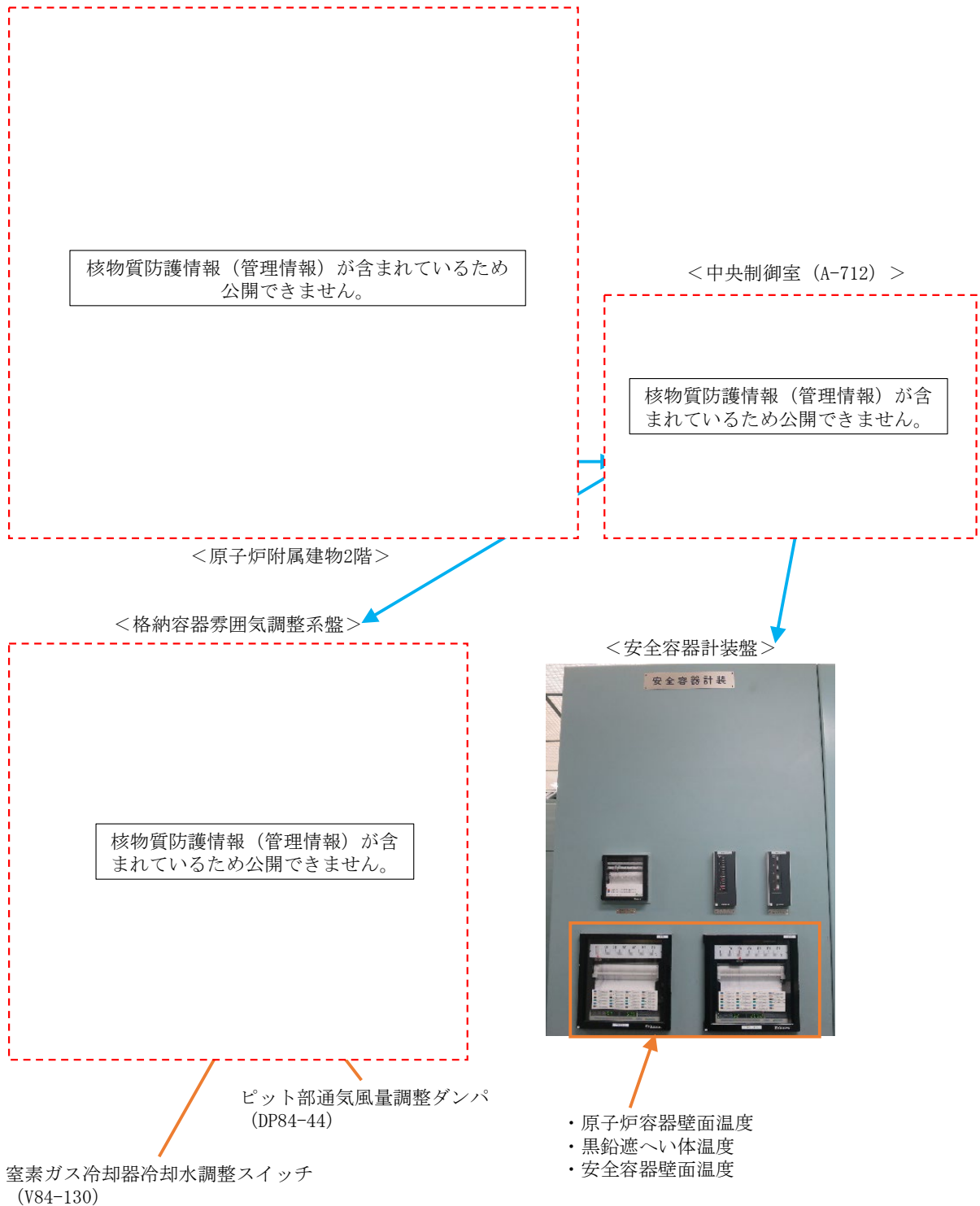


赤線：補機冷却設備のうち、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置で考慮する範囲（コンクリート遮へい体冷却系の冷却水の供給に使用）

第3.6.1.3.1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足  
(2/5：関連する補機冷却設備)

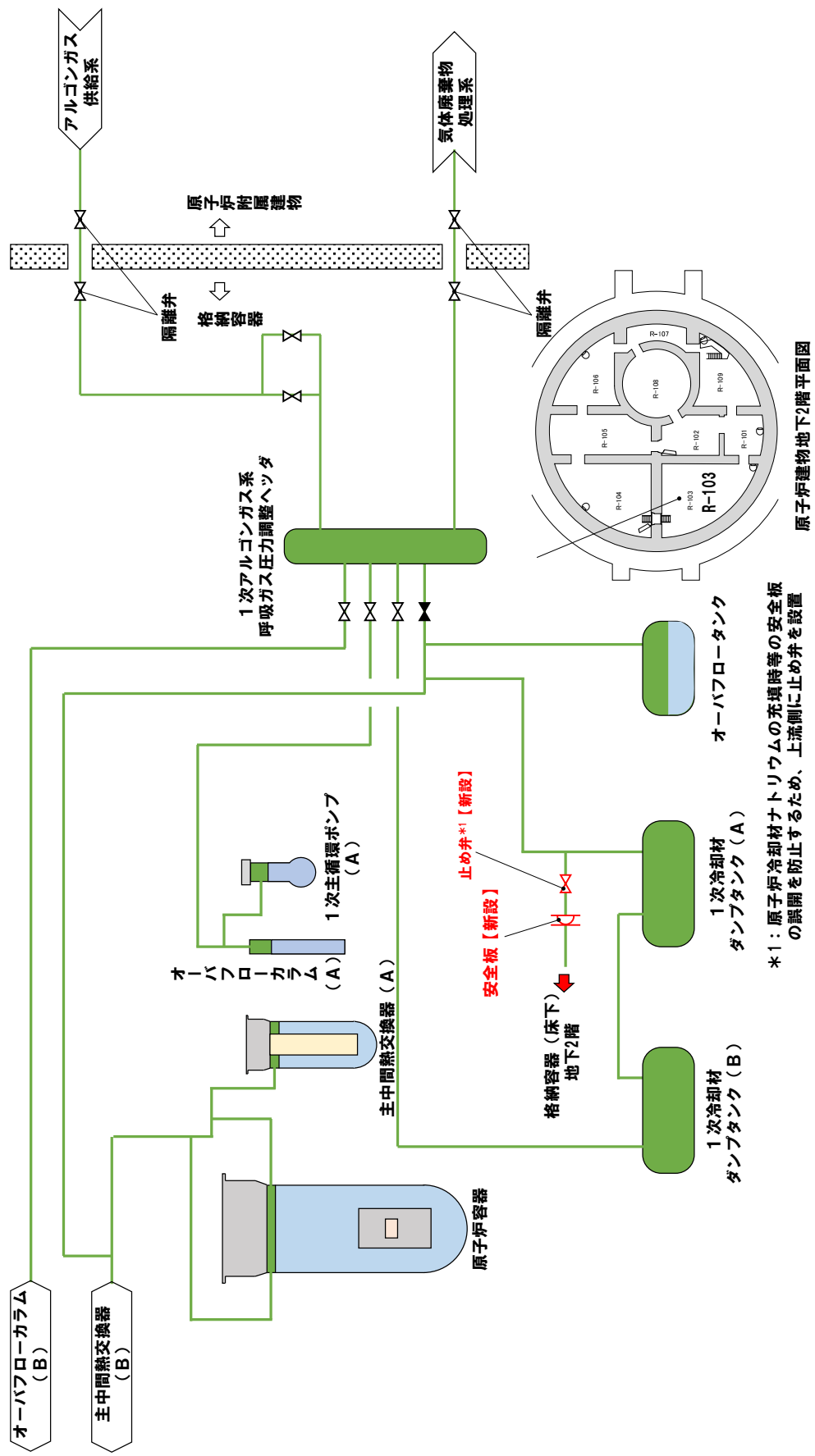


第 3.6.1.3.1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足  
(3/5 : コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の概念図)



第 3. 6. 1. 3. 1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足 (4/5：操作場所)





第 3.6.1.3.1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足  
 (5/5: 1次アルゴンガス系安全板の概念図)

### 3.6.2 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

LORLのうち、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第3.6.2.1表にLORLのうち、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順
- ・ 補助冷却設備の手動起動手順  
※ 上記の手順は、3.6.1.2節に同じである。

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順  
※ 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手順
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順  
※ 上記の手順は、3.2.4節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順  
※ 上記の手順は、3.2.5節に同じである。

第 3.6.2.1 表 IORL のうち、安全容器外の 1 次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャート  
 (a) 手順：補助冷却設備による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間（分）										備考
	要員（名） （作業に必要な要員数）	作業項目	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	
		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)										
		当直長	▽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)										
状況判断	1	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転操作指揮</li> <li>原子炉スクラム確認</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>「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。</li> <li>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。</li> </ul>
	3	運転員A、B、D	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故発生の判断</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
炉心損傷防止措置	1	運転員B	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>										
	2	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> <li>補助冷却設備運転</li> </ul>										<ul style="list-style-type: none"> <li>補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。</li> </ul>



### 3.6.2.1 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の補助冷却設備による崩壊熱除去手順

#### (1) 概要

本手順は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損した際の補助冷却設備による崩壊熱除去（第3.6.1.1.1図参照）に係る手順である。

#### (2) 成功基準

1次主冷却系のサイフォンブレイクによる液位の確保（第3.6.2.1.1図参照）は、受動的に達成されるとともに、原子炉容器のナトリウム液位が低下した場合、補助冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するように設計している。このため、運転員の役割は、補助冷却設備の自動起動の確認及び補助冷却設備の自動起動後の崩壊熱除去の監視となる。

#### (3) 操作手順

- ① 1次主冷却系の配管（内管）が破損し、1次冷却材漏えいが生じた場合、当直長は、運転員に原子炉自動停止の確認を指示する。
  - ※ 2箇所以上のナトリウム漏えい検出器が作動する等、ナトリウム漏えいが発生していると判断され、原子炉の自動停止に至っていない場合、運転員に手動スクラムを実施させる（3.2.2節の①のa.参照）。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉容器のナトリウム液位がN s L（原子炉容器通常ナトリウム液位）-320mmまで低下した場合、以下により補助冷却設備の自動起動を確認する。
  - ※ 補助冷却設備が自動起動していない場合、手動により起動する。
  - ・ 1次補助冷却系の電磁ポンプが自動起動し、定格流量（約56t/h）まで自動で到達することを確認する。
  - ※ 上記の確認には、1次補助冷却系の温度検出器を用いる。
  - ・ 2次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動することを確認する。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びCは、補助冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを監視するとともに、運転員（中央制御室）Bは、原子炉容器のナトリウム液位を監視する。
  - ※ 上記の監視には、1次補助冷却系の温度検出器、補助冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器の液面検出器を用いる。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Bは、原子炉容器のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合、1次主冷却系の配管（外管）が破損したと判断するとともに、1次主冷却系のサイフォンブレイクによりナトリウムの漏えいが抑制されることを確認する。
  - ※：上記の対応には、原子炉容器の液面検出器等を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

### 3.6.2.2 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

#### (1) 概要

本手順は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損し、さらに、補助冷却設備による崩壊熱除去機能を喪失した際に、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（第3.6.2.2.1図参照）により、炉心の崩壊熱を除去するための手順である。

#### (2) 成功基準

コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時から継続して運転するものであり、給水流量の増大、窒素ガス流路の切り替えのための操作を除いて、基本的な手順は監視となる。

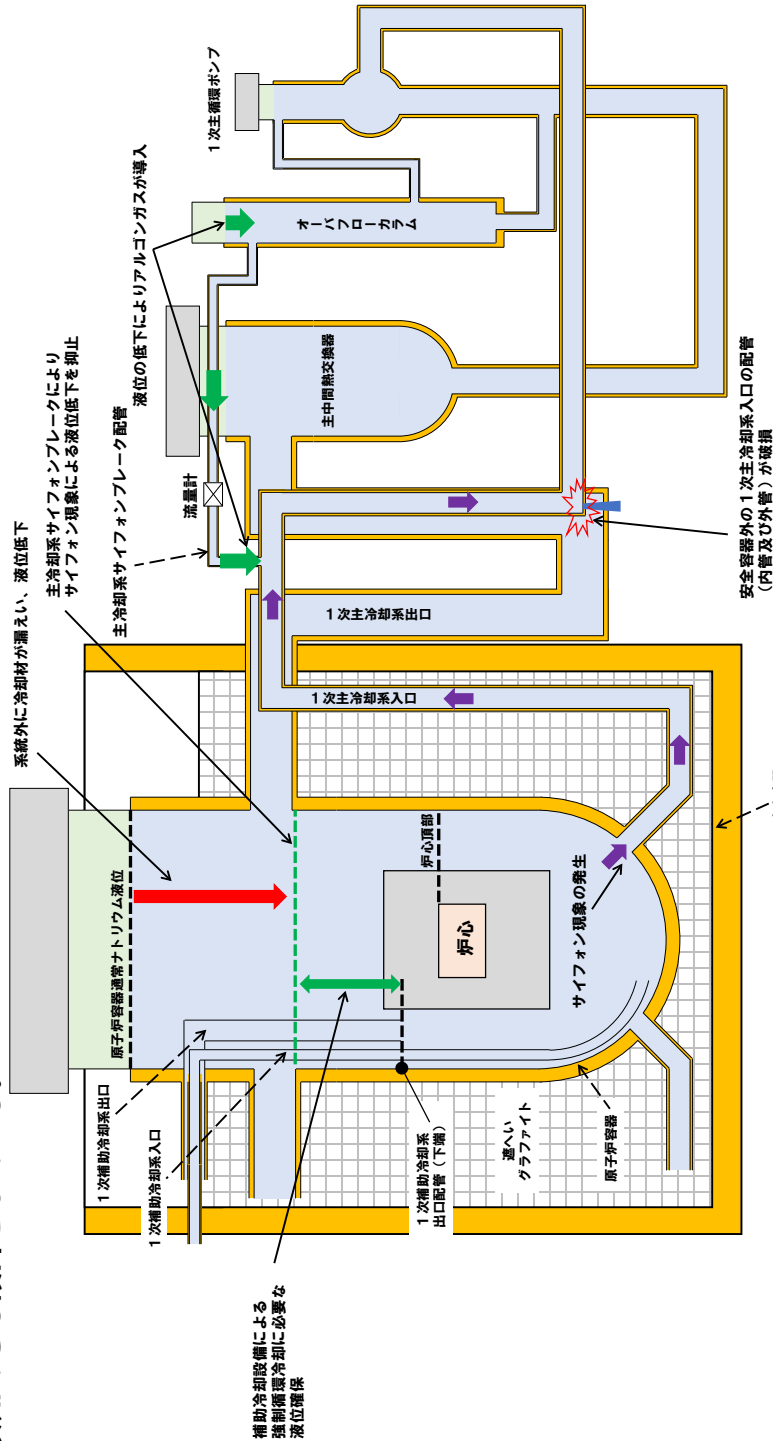
#### (3) 操作手順

- ① 事象発生（1次主冷却系の配管（内管）破損）から原子炉自動停止の確認までは、3.6.2.1節に同じである。
- ② 運転員（中央制御室）A及びBは、原子炉冷却材温度が上昇すると判断する。  
※ 補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した場合、原子炉冷却材温度が上昇すると判断する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器のリークジャケットに通気するように窒素ガスの流路を切り替えると同時に、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の通水流量を増加させる。
- ④ 運転員（中央制御室）A、B、C及びDは、コンクリート遮へい体冷却系により崩壊熱が正常に除去されていることを監視する。  
※ 上記の監視には、コンクリート遮へい体冷却系の温度検出器、冷却水の流量検出器を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

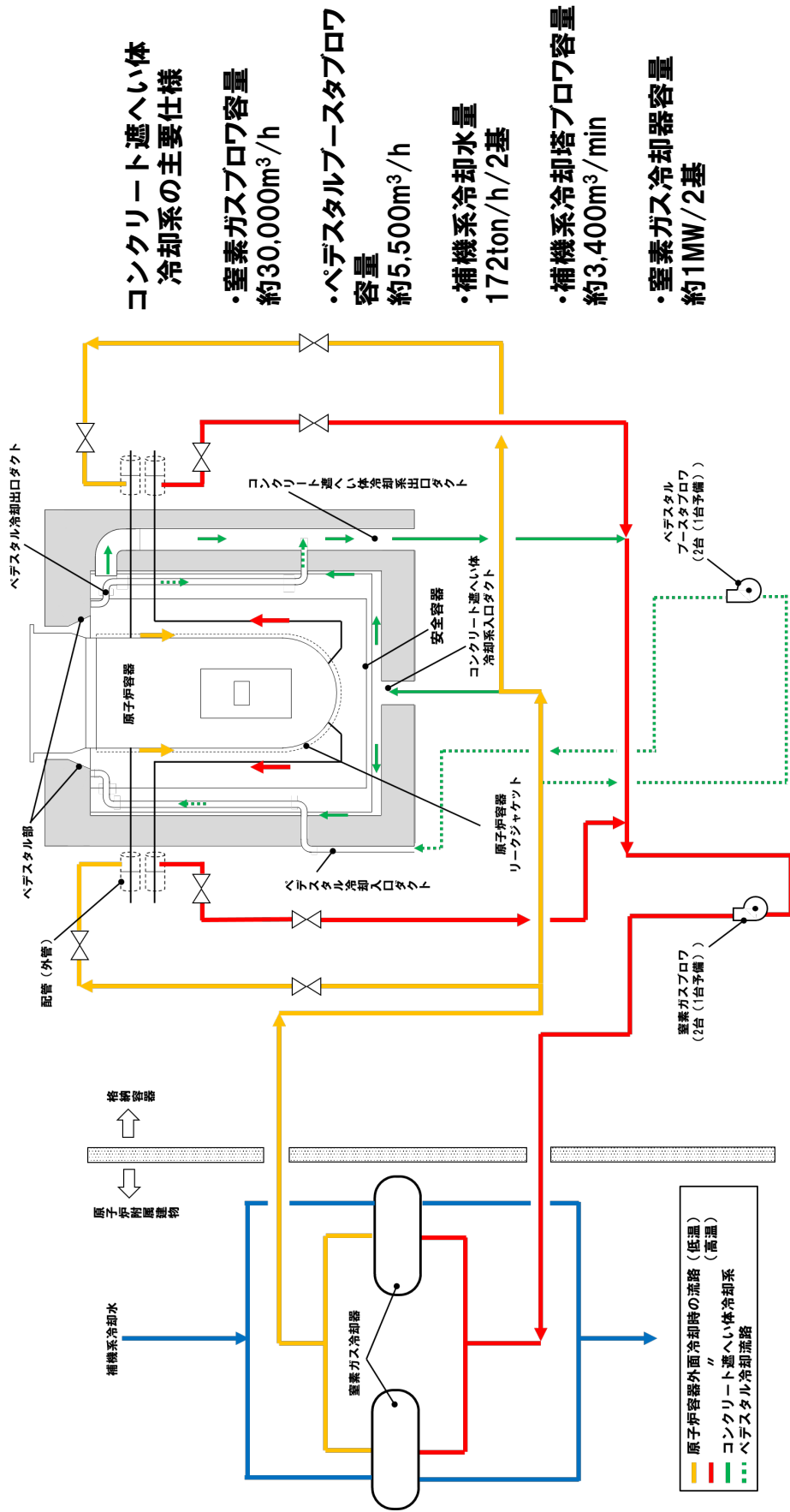
- 安全容器より外側の1次主冷却系入口の低所配管（内管及び外管）が破損した際に、主冷却系サイフォンレーク配管からアルゴンガスが導入されることがにより、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を抑制し、補助冷却設備の強制循環冷却に必要な液位を確保する。
- アルゴンガスは、配管等の適切な配置により、オーバフローカラムの液位低下に伴い、受動的に導入され（電源及び運転員操作不要）、運転員は炉内ナトリウム液面計の指示値により、主冷却系サイフォンレークの成否を確認する。
- 主冷却系サイフォンレーク配管は、通常運転時に凝固・閉塞が生じることを防止するため、差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とともに、配管内のナトリウムの流動を確認できるよう電磁流量計を設置し、運転員が常時監視している。なお、サイフォンレーク配管内の流量が異常に低下した場合には、中央制御室に警報を発し、異常を検知できる設計としている。



第 3.6.2.1.1 図 1 次主冷却系のサイフォンレークの概念図



- 1次冷却材の漏えいにより窒素ガス流路を喪失する場合を除く事故時に使用可能（コンクリート遮へい体冷却系を予熱窒素ガス系と接続し、原子炉容器等の二重構造の間隙部に窒素ガスを通気）
- コンクリート遮へい体冷却系は、主冷却系と独立した系統



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の概念図

第3.6.2.2.1図 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の補足

### 3.6.3 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合

LORL のうち、1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第3.6.3.1表にLORLのうち、1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の自然循環による崩壊熱除去手順
  - ※ 自然循環（2ループ）による崩壊熱除去
- ・ 1次主冷却系の強制循環機能の復旧手順
- ・ 1次補助冷却系の手動サイフォンブレイク及び原子炉容器出入口弁閉止手順

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
  - ※ 自然循環（1ループ）による崩壊熱除去
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順
  - ※ 上記の手順は、3.2.4節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順
  - ※ 上記の手順は、3.2.5節に同じである。
- ・ コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却手順
  - ※ 上記の手順は、3.1.6.3節に同じである。

第 3.6.3.1 表 LORL のうち、1 次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合に対する手順のタイムチャート

(a) 手順：1 次補助冷却系サイフォンブレークの確認及び主冷却系の自然循環による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間（分）	備考
	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容		
状況判断	当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転操作指揮</li> </ul>	5	<ul style="list-style-type: none"> <li>「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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>「格納容器内圧力高」、「格納容器内床温度高」、「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。</li> </ul>
	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム確認</li> </ul>	10	
	運転員A、B、D	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故発生の判断</li> </ul>	15	
炉心損傷防止措置	運転員B	<ul style="list-style-type: none"> <li>1 次補助冷却系サイフォンブレークによる冷却材漏えい量抑制の確認</li> <li>主冷却系の循環に必要な原子炉容器内冷却材液位確保</li> </ul>	20	
	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> <li>主冷却系の循環による冷却（自然循環）</li> </ul>	30	
状況判断	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断</li> </ul>	40	
	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器アイソレーション確認</li> </ul>	45	

### 3.6.3.1 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の自然循環による崩壊熱除去手順

#### (1) 概要

本手順は、1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の主冷却設備（2ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

#### (2) 成功基準

1次補助冷却系のサイフォンブレイクによる液位の確保（第3.6.3.1.1図参照）は、自動的に達成されるとともに、主冷却設備は、運転員の操作を介しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、サイフォンブレイクによる液位の確保、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

#### (3) 操作手順

- ① 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が発生した場合、当直長は、運転員に原子炉の自動停止の確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉が自動停止した後、1次補助冷却系のサイフォンブレイクによる液位確保及び1次主冷却系の自然循環冷却を確認する。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びCは、2ループの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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
  - ・ 1次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
    - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
  - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
    - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
  - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
    - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

### 3.6.3.2 1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

#### (1) 概要

本手順は、1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳し、かつ、炉心損傷防止措置（主冷却設備（2ループ）の自然循環による崩壊熱除去）の機能を喪失した場合の主冷却設備（1ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

#### (2) 成功基準

主冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

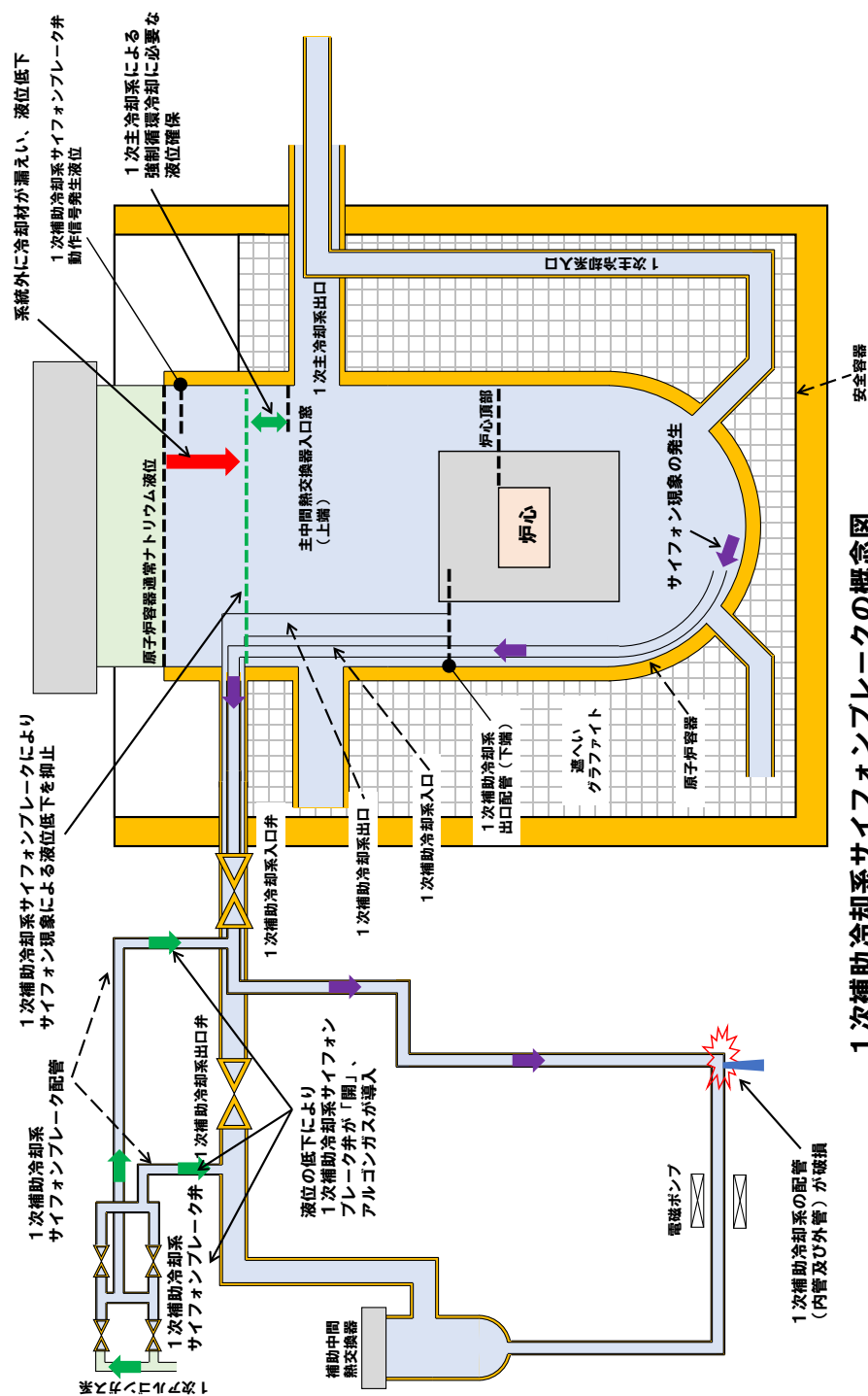
#### (3) 操作手順

- ① 事象発生（1次補助冷却系の配管（内管及び外管）の破損）、原子炉自動停止、1次補助冷却系のサイフォンブレイクによる液位確保の確認及び1次主冷却系の自然循環冷却の確認までは、3.6.3.1節に同じである。
- ② 運転員（中央制御室）B及びCは、1ループの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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
  - ・ 1次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
    - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
  - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
    - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
  - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
    - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

- 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、1次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入することにより、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抑制し、1次主冷却系の循環に必要な液位を確保する。
- 1次補助冷却系のナトリウム漏えいの検知（2 out of 28）、原子炉容器の冷却材液位低低（NsL-320mm）、ポニーモータ1台停止の条件が成立した時点で、自動で1次補助冷却系サイフォンブレイク弁が「開」となりアルゴンガスが導入される。また、1次補助冷却系サイフォンブレイク弁は、中央制御室での操作、及び現場での直接操作を可能とする。
- 1次補助冷却系サイフォンブレイ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である。



1次補助冷却系サイフォンブレイクの概念図

第 3.6.3.1.1 図 1 次補助冷却系のサイフォンブレイクによる液位確保の補足

### 3.7 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) に対する手順

PLOHS に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置は、異常事象により異なるため、以下の事象進展ごとに示す。

- ・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合
- ・ 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

#### 3.7.1 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

PLOHS のうち、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.7.1.1 表に PLOHS のうち、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

<炉心損傷防止措置> 下線：自主対策

- ・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（2 ループ）による崩壊熱除去手順
- ・ 強制循環機能の復旧手順
- ・ コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器の外面冷却手順

<格納容器破損防止措置> 下線：自主対策

- ・ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
- ※ 自然循環（1 ループ）による崩壊熱除去





### 3.7.1.1 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（2 ループ）による崩壊熱除去手順

#### (1) 概要

本手順は、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の主冷却設備（2 ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

#### (2) 成功基準

主冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

#### (3) 操作手順

- ① 外部電源喪失が発生した場合、当直長は、運転員に原子炉の自動停止の確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）B 及び C は、原子炉が自動停止した後、1 次主冷却系の強制循環冷却（ポンプモータによる低速運転）及び補助冷却設備による強制循環冷却の失敗を確認する。
  - ※ 強制循環冷却機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、手動での強制循環冷却機能の復旧を行う。
- ④ 運転員（中央制御室）B 及び C は、2 ループの 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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
  - ・ 1 次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
    - ※ 上記の監視には、1 次主冷却系の流量検出器を用いる。
  - ・ 2 次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
    - ※ 上記の監視には、2 次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
  - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
    - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

### 3.7.1.2 強制循環機能の復旧手順

#### (1) 概要

本手順は、1次主冷却系の強制循環冷却（ポンプモータによる低速運転）及び補助冷却設備による強制循環冷に失敗した際の当該機能の復旧に係る手順である。

#### (2) 成功基準

強制循環機能の復旧手順は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

#### (3) 操作手順

- ① 1次主冷却系主循環ポンプの機能喪失の原因（電気故障、潤滑油ポンプの故障等）を調査し、可能な場合には復旧する。
- ② 補助冷却設備の機能喪失の原因（1次補助電磁ポンプ、2次補助電磁ポンプ、補助冷却機等）を調査し、可能な場合には復旧する。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、安全性向上のために自主的に講じるものである。また、通常運転時の作業環境と同様の環境で実施できる操作である。

### 3.7.1.3 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

#### (1) 概要

本手順は、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗が重畳し、かつ、炉心損傷防止措置（主冷却設備（2ループ）の自然循環による崩壊熱除去）の機能を喪失した場合の主冷却設備（1ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

#### (2) 成功基準

主冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

#### (3) 操作手順

- ① 事象発生（外部電源喪失）から原子炉自動停止の確認までは、3.7.1.1 節に同じである。
- ② 運転員（中央制御室）B 及び C は、1ループの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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
  - ・ 1次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
    - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
  - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
    - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
  - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
    - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

### 3.7.2 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合

PLOHS のうち2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第3.7.2.1表にPLOHSのうち、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（1ループ）による崩壊熱除去手順
- ・ 強制循環機能の復旧手順  
※ 上記の手順は、3.7.1.2節に同じである。

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順  
※ 上記の手順は、3.6.1.3節に同じである。
- ・ 格納容器自動アイソレーション手順  
※ 上記の手順は、3.2.4節に同じである。
- ・ 格納容器手動アイソレーション手順  
※ 上記の手順は、3.2.5節に同じである。



### 3.7.2.1 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の自然循環（1 ループ）による崩壊熱除去手順

#### (1) 概要

本手順は、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗が重畳した場合の主冷却設備（1 ループ）の自然循環による崩壊熱除去に係る手順である。

#### (2) 成功基準

主冷却設備は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に自然循環に移行するように設計している。このため、運転員の役割は、主冷却設備の運転状態及び原子炉の冷却状態の確認並びに崩壊熱除去の監視となる。

#### (3) 操作手順

- ① 2次冷却材漏えいが発生した場合、当直長は、運転員に原子炉の自動停止の確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、原子炉が自動停止したことを確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、原子炉が自動停止した後、1次主冷却系の強制循環冷却（ポニーモータによる低速運転）及び補助冷却設備による強制循環冷却の失敗を確認する。
  - ※ 強制循環冷却機能喪失の要因によっては、機能を復旧できる可能性があるため、手動での強制循環冷却機能の復旧を行う。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びCは、1ループの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とともに、主冷却設備により崩壊熱が正常に除去されていることを以下により監視する。
  - ・ 1次主冷却系の自然循環の状況を監視する。
    - ※ 上記の監視には、1次主冷却系の流量検出器を用いる。
  - ・ 2次主冷却系及び主冷却機に異常等がないことを監視する。
    - ※ 上記の監視には、2次主冷却系の流量検出器及び主冷却器出口冷却材の温度検出器を用いる。
  - ・ 主冷却器出口冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が安定することを監視する。
    - ※ 上記の監視には、主冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器出口冷却材の温度検出器を用いる。

#### (4) 操作の成立性

上記の作業は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

### 3.8 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO) に対する手順

SBO に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順を以下に示す。第 3.8.1 表に SBO に対する手順のタイムチャートを示す。

＜炉心損傷防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 全交流動力電源喪失時の自然循環 (2 ループ) による崩壊熱除去手順  
※：上記の手順は、仮設発電機及び手動操作を除いて、3.7.1.1 節に同じである。
- ・ 自然循環 (2 ループ) での仮設発電機及び手動操作による崩壊熱除去手順
- ・ ディーゼル発電機の機能復旧手順

＜格納容器破損防止措置＞ 下線：自主対策

- ・ 全交流動力電源喪失時の自然循環 (1 ループ) による崩壊熱除去手順  
※：上記の手順は、3.7.1.3 節に同じである。

第 3.8.1 表 SB0 に対する手順のタイムチャート

(a) 手順：仮設発電機及び手動操作を用いた主冷却系の自然循環による崩壊熱除去

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	20日	30日	40日			
状況判断	当直長	<ul style="list-style-type: none"> <li>▽ 異常事象発生 (外部電源喪失)</li> <li>▽ 事故発生の判断 (ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗)</li> </ul>													
	運転員A		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転操作指揮</li> <li>・ 原子炉スクラム確認</li> </ul>												
炉心損傷 防止措置	運転員A, D	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故発生の判断</li> </ul>													
	運転員A, B, C, D	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 自然循環移行</li> </ul>													
	運転員E	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧</li> </ul>													



### 3.8.1 自然循環（2ループ）での仮設発電機及び手動操作による崩壊熱除去手順

#### (1) 概要

本手順は、全交流動力電源喪失が長期化し、駆動源や監視系の電源が枯渇した際の主冷却機のインレットベーン等の手動操作、仮設発電機等を用いた監視等に係る手順である。

仮設電源設備は2組用意し、原子炉建物以外の独立した場所にそれぞれ保管し、交流無停電電源が枯渇するまでに、設置場所へ移動して電源を供給できるようにする。なお、交流無停電電源喪失までの時間は、全交流電源喪失発生から2時間以上経過後である。

#### (2) 成功基準

自然循環（2ループ）での仮設発電機及び手動操作による崩壊熱除去手順は、全交流動力電源喪失時の交流無停電電源枯渇以降に、仮設発電機等を用いた監視及び主冷却機のインレットベーン等の手動操作により、炉心の著しい損傷を防止できるように実施する。

#### (3) 操作手順

- ① 敷地内の倉庫に保管している可搬型発電機1台を中央制御室の非常階段下1階の屋外に設置する。また、上記が使用できない場合は、第二使用済燃料貯蔵建物西側倉庫（物置）に保管している可搬型発電機1台を中央制御室前渡し廊下に設置する。
- ② 仮設電源ケーブルを敷設し、電源を供給する。
- ③ 仮設発電機からの給電により、手動操作による崩壊熱除去に必要なパラメータを監視するとともに、運転員を主冷却機のインレットベーン等の手動操作場所に配置し、手動操作による崩壊熱除去を実施する。

#### (4) 操作の成立性

操作は、外部電源喪失等の異常事象発生から、仮設電源設備の設置電源の給電まで、現場対応班員4名により2時間以内で行うことが可能である。

### 3.8.2 ディーゼル発電機の機能復旧手順

#### (1) 概要

本手順は、非常用ディーゼル発電機の機能を喪失した際の当該機能の復旧に係る手順である。

#### (2) 成功基準

非常用ディーゼル発電機の機能復旧手順は、安全性向上のために自主的に講じるものである。

#### (3) 操作手順

- ① 非常用ディーゼル発電機起動失敗の原因（始動空気圧の低下、燃料切れ、弁状態等）を調査し、可能な場合は復旧し、手動起動する。
- ② 非常用ディーゼル発電機の機関トリップの原因（冷却水異常、潤滑油圧力低低等）を調査し、可能な場合は復旧し、手動起動する。

#### (4) 操作の成立性

上記の操作は、安全性向上のために自主的に講じるものである。また、通常運転時の作業環境と同様の環境で実施できる操作である。

設計基準事故対処設備等をbdbaに対する措置として使用する場合の信頼性について

原子炉施設は、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じたものとする。原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材をあらかじめ整備し、当該措置に使用できるものとする。

- ・ 制御棒及び制御棒駆動系
- ・ 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系
- ・ 制御棒連続引抜き阻止インターロック
- ・ 原子炉保護系（スクラム）
- ・ 原子炉保護系（アイソレーション）
- ・ 後備炉停止系用論理回路
- ・ 原子炉冷却材バウンダリ
- ・ 原子炉カバーガス等のバウンダリ
- ・ 格納容器バウンダリ
- ・ 非常用冷却設備及び補助冷却設備
- ・ 安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）
- ・ 断熱材及びヒートシンク材
- ・ 関連する核計装
- ・ 関連するプロセス計装
- ・ 仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）
- ・ 仮設計器

発電炉の有効性評価に関する審査ガイドに基づき、これらの資機材のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の想定において、故障を想定した資機材を除き、資機材の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び液位等）が確認できた場合には、その機能に期待している。例えば、原子炉停止機能喪失型の事故（ULOF、UTOP、ULOHS）における原子炉停止後の除熱機能等、崩壊熱除去機能喪失型の事故（LORL、PLOHS、SBO）における原子炉停止機能等が該当する。

資機材	原子炉停止機能喪失型	崩壊熱除去機能喪失型	局所閉塞
制御棒及び制御棒駆動系	機能喪失を想定	設計基準拡張	設計基準拡張
原子炉保護系（スクラム）	機能喪失を想定	設計基準拡張	設計基準拡張
原子炉冷却材バウンダリ	設計基準拡張	機能喪失を想定*1 /設計基準拡張	設計基準拡張

設計基準拡張：  
事象想定において、故障を想定した設備以外で、当該事象の事象推移に基づいて、機能が維持されることが妥当と判断されるもの。

\*1：LORLの場合

機能、資機材【耐震クラス】		原子炉停止機能喪失			崩壊熱除去機能喪失			局所的燃料破損
		ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS	SBO	LF
停止機能	制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系【Sクラス】）	×	×	×	○※2	○※2	○※2	○※2
	後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系【Sクラス】※1	○	○	○	—	—	—	—
	原子炉保護系（スクラム（原子炉トリップ信号を含む。））【Sクラス】	×	×	×	○※2	○※2	○※2	○※2
	後備炉停止系用論理回路（代替原子炉トリップ信号を含む。）【Ss機能維持】※1	○	○	○	—	—	—	—
	制御棒連続引抜き阻止インターロック【Ss機能維持】※1	—	○	—	—	—	—	—
冷却機能	原子炉冷却材バウンダリ【Sクラス】	○	○	○	×※5	○	○	○
	非常用冷却設備（強制循環）【Sクラス】	○	○	○	×※5	×	×	○
	非常用冷却設備（自然循環）【Sクラス】※1	—	—	—	×※5	○	○	—
	補助冷却設備【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	—	—	—
	1次主循環ポンプ主電動機	×	○※2	○※2	—	—	—	○※2
閉じ込め機能	安全容器【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	○	—	—
	コンクリート遮へい体冷却系【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	○	—	—
	格納容器バウンダリ【Sクラス】※1	○	○	—	○	○	—	○
	原子炉カバーガス等のバウンダリ【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	○	—	—
	原子炉保護系（アイソレーション）【Sクラス】※1	○	○	—	○	○	—	○
電源機能	断熱材及びヒートシンク材【Ss機能維持】※1	—	—	—	○	○	—	—
	常用電源※3	×※4	○※2	○※2	○※2	×※4	×	○※2
	非常用交流動力電源系【Sクラス】	○	○	○	○	○	×※6	○
	仮設電源設備、仮設計器※1	—	—	—	—	—	○	—
計装	関連する核計装、プロセス計装	○	○	○	○	○	○	○

凡例 ○：機能すると想定しているもの、×：機能喪失を想定しているもの、—：機能の有無が有効性評価に与える影響が小さく、機能が不要なもの

※1 炉心損傷防止措置又は格納容器破損防止措置

※2 設計基準拡張

※3 措置に使用する資機材には、非常用電源設備から給電しており、常用電源を喪失してもそれらの安全機能に影響はない。

※4 起回事象が外部電源喪失のため

※5 起回事象が原子炉冷却材漏えいのため

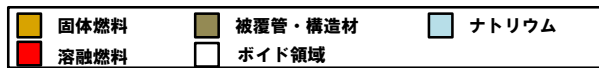
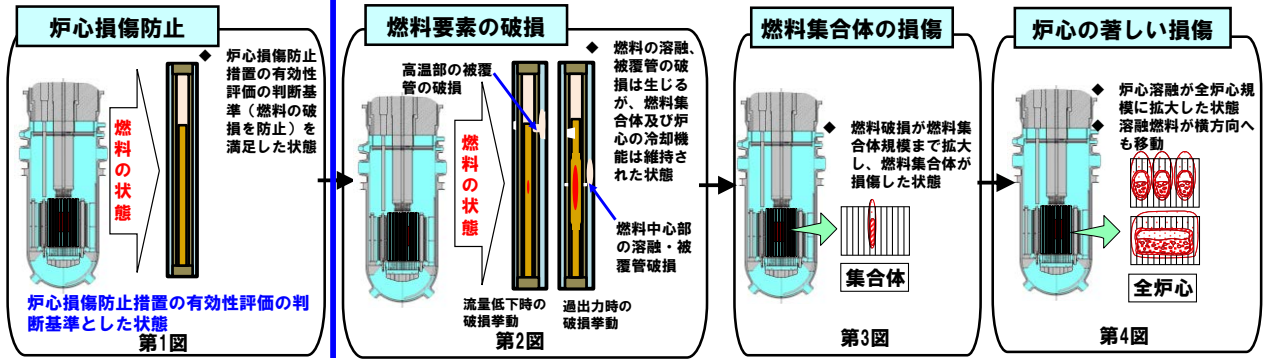
※6 事象想定において、非常用発電機2台の起動失敗を想定しているため

炉心損傷の推移、監視、措置の判断について

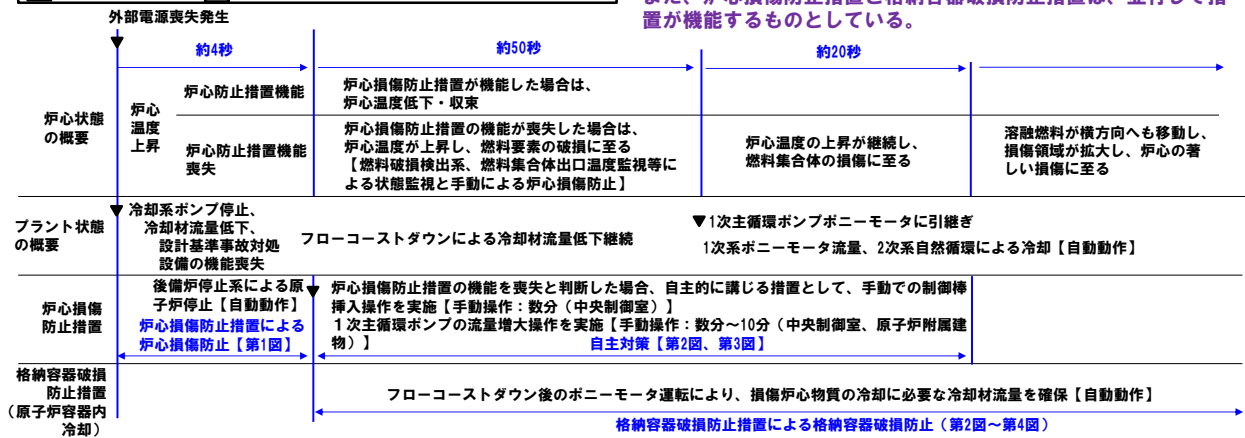
炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故（ULOF）の事象推移と炉心損傷/格納容器破損防止措置の概念

炉心損傷防止措置が機能した状態

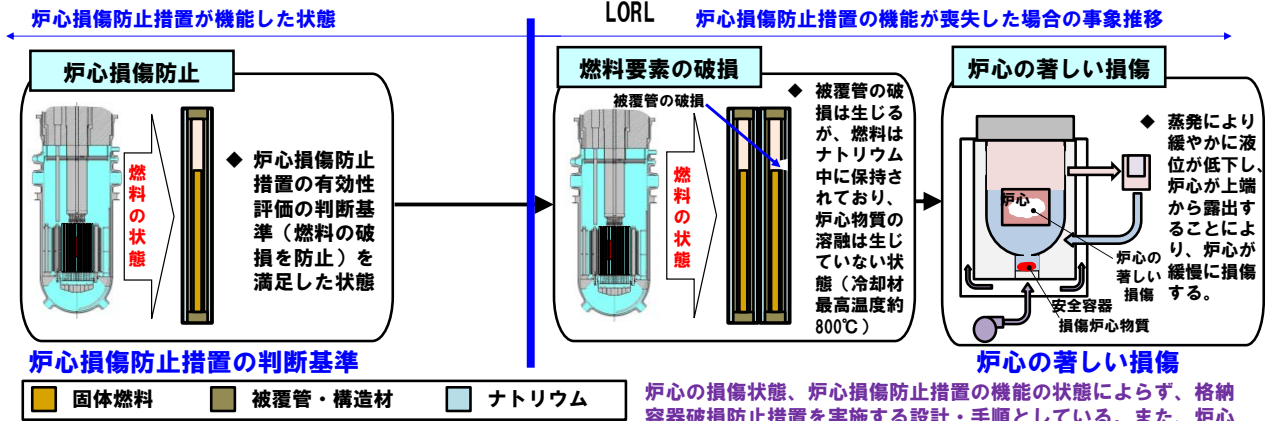
炉心損傷防止措置の機能が喪失した場合の事象推移



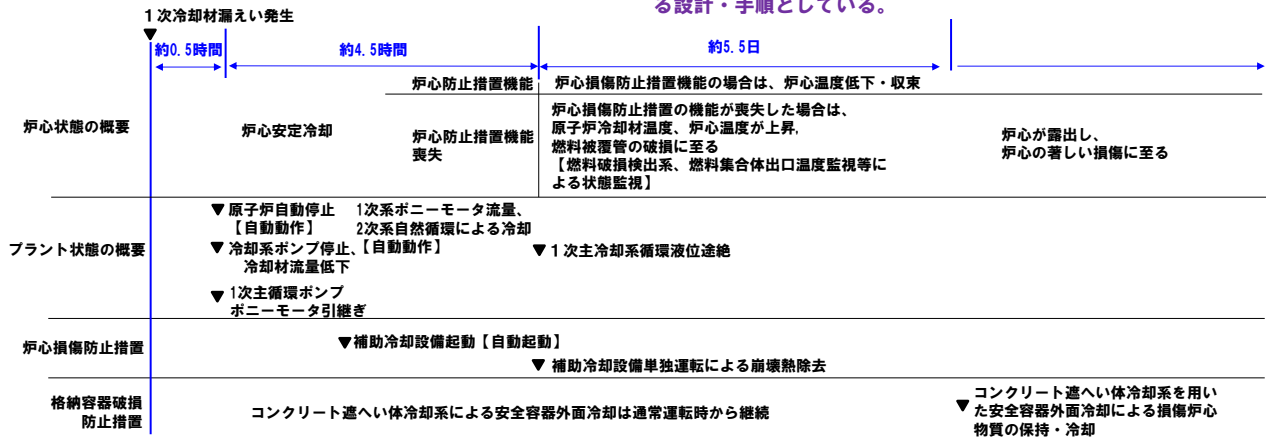
炉心の損傷状態によらず、炉心損傷防止措置の機能を喪失した場合に、格納容器破損防止措置が機能するよう措置を講じている。また、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置は、並行して措置が機能するものとしている。



著しい炉心損傷に至る可能性のある事故の事象推移と炉心損傷防止、格納容器破損防止措置の概念



炉心の損傷状態、炉心損傷防止措置の機能の状態によらず、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、並行して措置が機能する設計・手順としている。

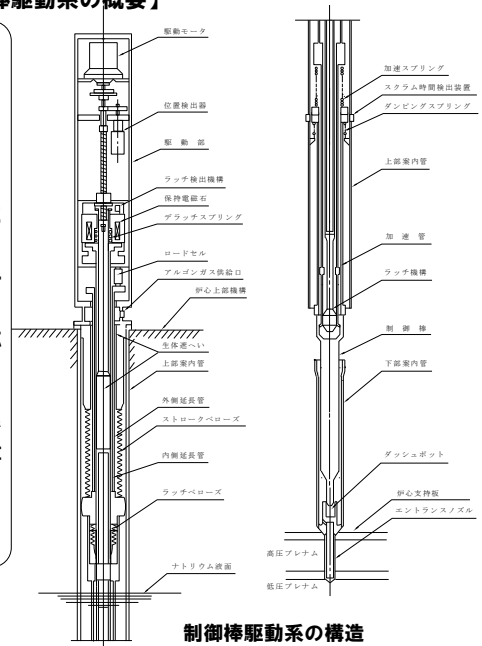


原子炉停止機能の信頼性について



【制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の概要】

- 独立した4式の制御棒及び制御棒駆動系を設置  
制御棒4本を炉心第3列に配置
- 独立した2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設置  
後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置
- 原子炉スクラム時には、保持電磁石励磁断により、制御棒がデラッチ  
制御棒は、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・挿入され、原子炉は停止（バネ加速重力落下方式）
- 後備炉停止系は、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子  
炉を停止するように設計
- 原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応  
度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスク  
リュ方式）の故障が発生した場合においても動作可能
- スクラム時挿入時間は、保持電磁石励磁断から反応度値90%挿入まで  
が0.8秒以下となるように設計（本原子炉施設では、異常事象発生時の事  
象進展が速いため、制御棒による速やかな反応度投入が必要）
- 制御棒及び後備炉停止制御棒は、基準地震動 $S_0$ の設計用地震波に基づ  
く最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるように設計



【関連設備】

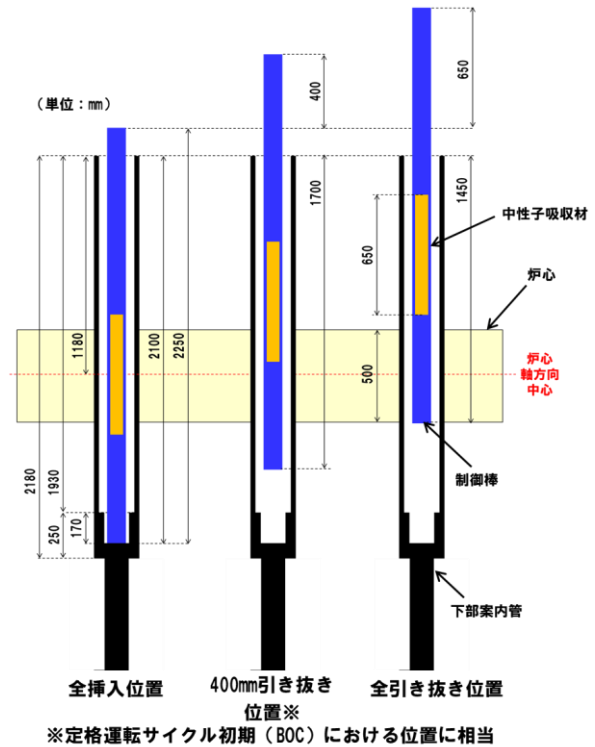
- 後備炉停止系用論理回路  
原子炉保護系の論理回路とは別の論理回路を新設し、論理回路の動作に係る多様性及び独立性を確保
- 制御棒連続引抜き阻止インターロック  
出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒（有効性評価では連続引抜き時間として4秒を設定）となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを新設し、「原子炉出口冷却材温度高」によるトリップ信号の発信までに出力が過度に上昇することを防止
- これらの設備は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備、また、非常用電源設備より給電

【原子炉停止系統の構造概要】

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。
- 下部案内管は、他の集集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



制御棒と下部案内管の相対位置関係

【地震時の制御棒挿入性（1/5）-概要-】

●地震時の制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入機能に対する設計方針

制御棒又は後備炉停止制御棒（制御棒又は後備炉停止制御棒を収納する下部案内管を含む。）及び制御棒又は後備炉停止制御棒をラッチする上部案内管（上部案内管に連結される駆動機構を含む。）の地震時に生じる水平方向の相対変位を考慮しても、制御棒又は後備炉停止制御棒のスクラム時挿入時間（保持電磁石励磁磁断から反応度値 90 % 挿入まで）が規定時間（0.8秒）以内になるよう設計する。

●基準地震動に対する制御棒挿入性評価

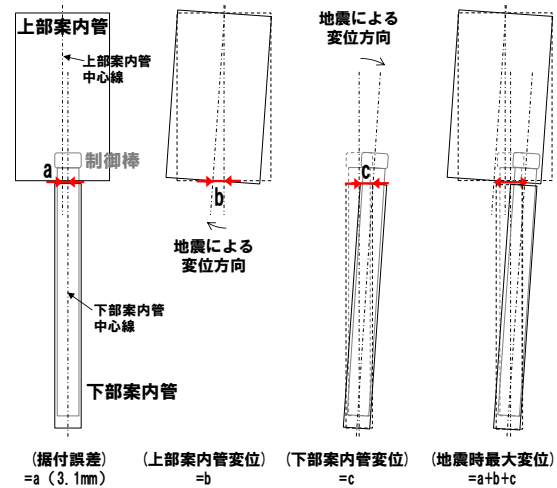
以下の2つの評価を実施する。

(1) 静的条件での制御棒挿入性評価

基準地震動 $S_s$ に対して上部案内管と下部案内管の地震時最大変位量（右図）を評価し、その相対変位量が35mm以下であることを確認する。

(2) 動的条件での制御棒挿入性評価

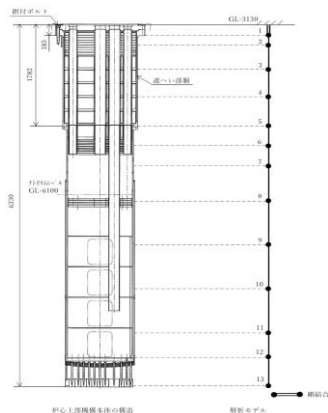
機構解析により、衝突による摩擦抵抗を考慮してもスクラム時挿入時間が規定時間以内となることを確認する。



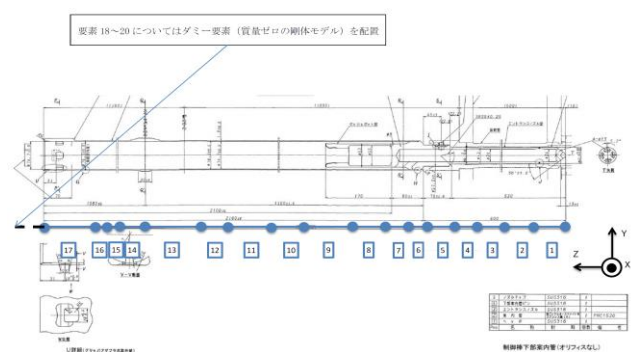
【地震時の制御棒挿入性（2/5）-静的条件での制御棒挿入性評価（1）解析条件-】

●変位量評価の解析条件

	上部案内管	下部案内管
解析対象	炉心上部機構	全炉心（群振動解析）
解析コード	FINAS (ver. 21.3)	Revian-3D (v8.2)
固有値解析	1次8.4Hz、2次39.9Hz	1次6.7Hz、2次46.7Hz、3次129.2Hz
減衰定数	1.0% (Rayleigh型比例減衰)	3% (1次)、15% (2次、3次)
加振波	建物地下中1階床応答（加速度） ※NS方向、EW方向それぞれ解析	炉心支持板応答（加速度） ※NS+EW+UDの3次元解析



FINAS解析の炉心上部機構モデル

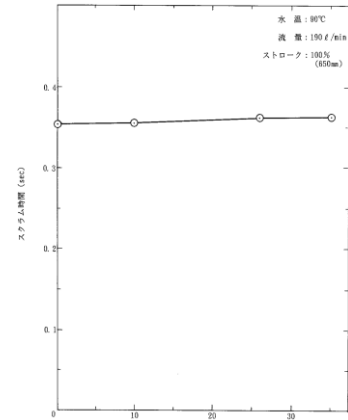


Revian-3D解析の下部案内管モデル

【地震時の制御棒挿入性（3/5）-静的条件での制御棒挿入性評価（2）評価結果-】

●最大相対変位量評価結果

	上部案内管 最大変位 (mm) (NS+EW)	下部案内管 最大変位 (mm) (NS+EW)	据付誤差 (mm)	最大相対 変位量 (mm)
Ss-D	6.4	14.4	3.1	23.9
Ss-1	14.5	12.9	3.1	30.5
Ss-2	11.5	14.2	3.1	28.8
Ss-3	7.0	13.3	3.1	23.4
Ss-4	8.4	11.2	3.1	22.7
Ss-5	9.2	10.4	3.1	22.7



水中スクラム試験結果

(実機ナトリウム環境を模擬する水温及び流量を設定)

●基準地震動Ssの地震に対する挿入性

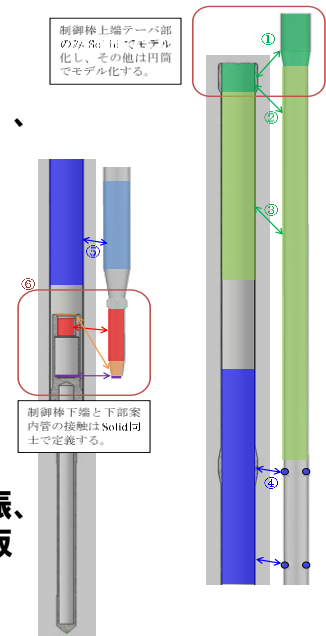
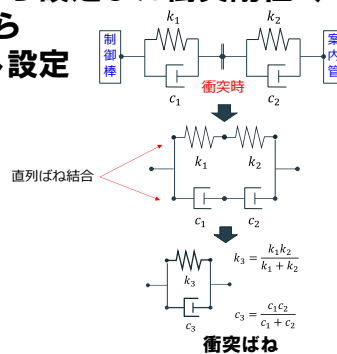
- ・水中における実規模大モックアップ試験では、スクラム時間は35mmまでの相対変位量においてほぼ一定の値となっており、スクラム時挿入時間への影響がないことを確認している。
- ・位相を考慮せずにそれぞれの最大変位量を保守的に足し合わせた場合でも、基準地震動による最大相対変位量は最大でも30.5mm（Ss-1）で、スクラム試験の結果から0.8秒以内の挿入性が確認されている35mmを超えない。

【地震時の制御棒挿入性（4/5）-動的条件での制御棒挿入性評価（1）解析条件-】

●機構解析※

- ・解析コード：ADAMS（ver. 2019） ※衝突や摩擦等を模擬した解析
- ・モデル 制御棒、下部案内管：形状模擬した剛体  
上部案内管：単純円筒、加速管：円筒構造
- ・接触条件：接触箇所（右図）における衝突剛性、衝突減衰を、落下試験結果から設定した衝突剛性（ $k_{1,2}$ ）、衝突減衰（ $c_{1,2}$ ）から以下のように合成し設定

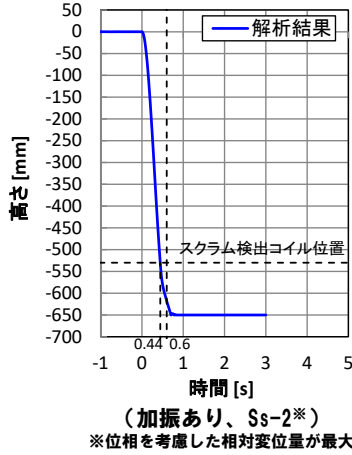
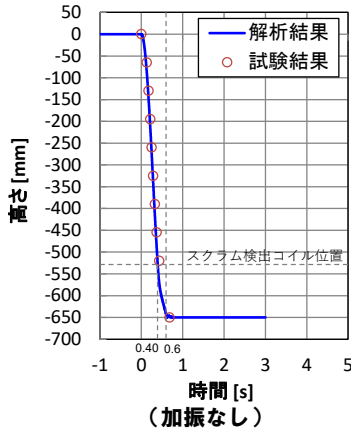
部位	衝突剛性 $k_3$ (N/mm)	衝突減衰 $c_3$ (Ns/mm)
①	$1.6 \times 10^4$	$9.0 \times 10^{-1}$
②	$5.7 \times 10^3$	$1.7 \times 10^{-1}$
③	$3.8 \times 10^3$	$1.0 \times 10^{-1}$
④	$3.8 \times 10^3$	$1.0 \times 10^{-1}$
⑤	$7.1 \times 10^3$	$2.0 \times 10^{-1}$
⑥	$2.2 \times 10^4$	$2.1 \times 10^0$



- ・加振条件：上部案内管を水平2方向及び鉛直方向に並進加振、下部案内管上端を水平2方向に加振、炉心支持板（ピン支持）を水平2方向及び鉛直方向に加振
- ・解析タイミング：最大相対変位が生じるタイミング

【地震時の制御棒挿入性（5/5）-動的条件下での制御棒挿入性評価（2）評価結果-】

●スクラム時間評価結果



スクラム時間 (スクラム検出コイル位置に 到達するまでの時間)	
加振なし	0.40
加振あり	0.44

スクラム検出コイル位置：-530mm  
(制御棒反応度値で 90 %挿入とな  
る位置は約-512mm)

※	上部案内管-下部 案内管の最大相 対変位量 (mm)	据付誤差 (mm)	最大相対変位 量 (mm)
Ss-D	12.8	3.1	15.9
Ss-1	17.2	3.1	20.3
Ss-2	17.3	3.1	20.4
Ss-3	11.8	3.1	14.9
Ss-4	13.6	3.1	16.7
Ss-5	14.3	3.1	17.4

●基準地震動Ssの地震に対する挿入性

- ・機構解析ではスクラム試験結果をよく再現している。
- ・加振時でもスクラム時間は0.5秒以内。
- ・保持電磁石励磁断からデラッチリミットスイッチ作動までの時間を0.2秒として（スクラム時間が0.6秒以内）、基準地震動時でも制御棒は規定時間内に挿入される。

後備炉停止系の設計について

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（1/5）-全体概要-】

① 原子炉トリップ信号

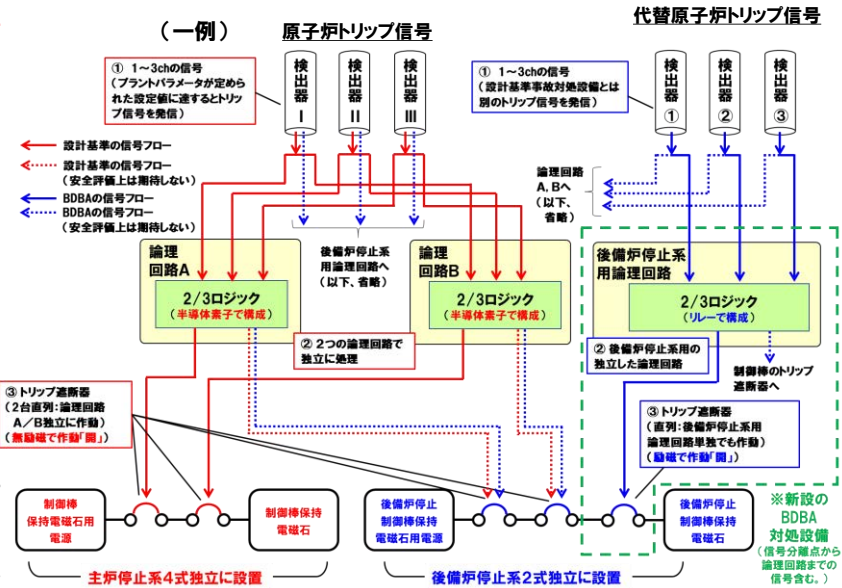
【設計基準】1種類の原子炉トリップ信号に対して、それぞれ独立した検出器を複数設けることで、原子炉トリップ信号発信に係る独立性及び多重性を確保  
 【BDBA】設計基準事故対処設備とは別の検出器により、原子炉トリップ信号発信に係る多様性及び独立性を確保

② 安全保護回路

【設計基準】原子炉保護系（スクラム）の論理回路は、それぞれ独立した2台を設けることで、ロジック回路の作動に係る独立性及び多重性を確保  
 【BDBA】設計基準事故対処設備とは別の後備炉停止系用論理回路を設け、後備炉停止系用論理回路からのトリップ遮断器を設けることで、論理回路の作動に係る多様性及び独立性を確保

③ 制御棒の急速挿入

制御棒等の保持電磁石用電源は、論理回路に対応してトリップ遮断器を設けることで、制御棒等の切離しに係る独立性及び多重性を確保  
 また、制御棒等の急速挿入に係る共通原因故障の防止対策を講じ、必要な信頼性を確保



- 原子炉停止に係る施設は独立性及び多重性を確保しており、単一故障を想定しても、停止機能を喪失することはない、必要な信頼性を確保
- 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故では、主炉停止系の反応度値の最も大きな制御棒一本が全引き抜き位置に固着した場合を想定し、主炉停止系のみで原子炉を安全に停止できることを確認
- BDBAでは、後備炉停止系の急速挿入のみで炉心損傷を防止できることを確認  
 ※「BDBA」：多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（2/5）-原子炉トリップ信号の多様化の確保-】

- 設計基準事故対処設備として考慮した原子炉トリップ信号<sup>※2</sup>の発信失敗を想定したとしても、残された既設の原子炉トリップ信号を活用することにより、選定した異常事象の全てに対して独立で多様な代替原子炉トリップ信号<sup>※4</sup>を確保

既設の原子炉保護系の作動項目	過渡・事故事象 <sup>※1</sup>	設計基準事故対処設備 (原子炉トリップ信号 <sup>※2</sup> )	BDBAの事象Gr <sup>※3</sup>	BDBA対処設備 (代替原子炉トリップ信号 <sup>※4</sup> )	第3信号
中性子束高 (出力領域)	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き 出力運転中の制御棒の異常な引抜き 主冷却器空気流量の増大	中性子束高 (出力領域)	過出力時 原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	手動スクラム
中性子束高 (中間領域/起動領域)	—	—	—	—	—
炉周期短 (中間領域/起動領域)	—	—	—	—	—
原子炉出口冷却材温度高	—	—	—	—	—
原子炉入口冷却材温度高	主冷却器空気流量の減少 2次冷却材漏えい事故 主送風機風量瞬時低下事故	原子炉入口冷却材温度高	除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
1次冷却材流量低	1次冷却材流量減少 1次主循環ポンプ軸固着事故	1次冷却材流量低	炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	原子炉出口冷却材温度高、手動スクラム
2次冷却材流量低	2次冷却材流量減少 2次主循環ポンプ軸固着事故	2次冷却材流量低	除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
炉内ナトリウム液面低	1次冷却材漏えい事故	炉内ナトリウム液面低	炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	原子炉出口冷却材温度高、手動スクラム
炉内ナトリウム液面高	—	—	—	—	—
1次主循環ポンプトリップ	—	—	—	—	—
2次主循環ポンプトリップ	—	—	—	—	—
電源喪失	外部電源喪失	電源喪失	炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
手動スクラム	—	—	—	—	—

※1：原子炉保護系の作動設定値に至らないものを除く  
 ※2：既設の原子炉トリップ信号のうち、設計基準事故対処設備として考慮（「過渡変化の解析」及び「事故経過の解析」において考慮）する信号  
 ※3：原子炉停止機能の喪失を想定する事象Grに対して整理  
 ※4：既設の原子炉トリップ信号のうち炉心損傷防止措置として考慮する信号



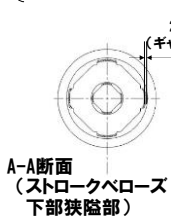
【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（3/5）-制御棒駆動系-】

・制御棒には各々制御棒駆動系を設けることで独立性を確保  
→制御棒の挿入に係る多重性を確保

・バネ加速重力落下方式では、延長管から制御棒をデラッチすることで、制御棒を落下・挿入

→制御棒の挿入は、自重落下及びスプリング加速により、信頼性を向上（自重落下のみでも炉心損傷に至ることなく原子炉を停止可能）

保持電磁石励磁断  
↓  
内側延長管下方に移動  
↓  
ラッチ機構デラッチ  
↓  
制御棒挿入  
自重落下及びスプリングによる加速

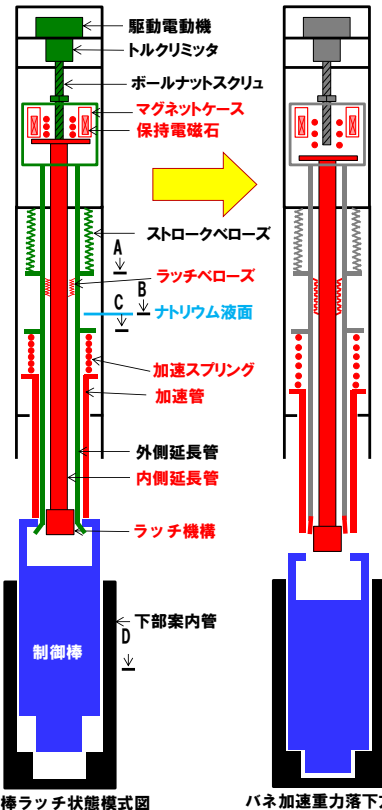


マグネットケースの固着、保持電磁石励磁断失敗

内側延長管/ラッチベロースの固着

加速スプリングの固着、加速管の干渉

ラッチ機構の固着



・ナトリウム液面上部でのナトリウム（化合物を含む。）の付着による固着

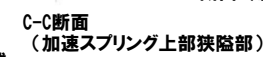
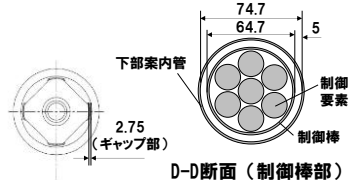
→ナトリウム液面（B断面）近傍に狭隙部を設けず、液面近傍に付着しない構造

→ベロースでハウダリを構成し、ベロース内にナトリウムが侵入しない構造。また、ベロース外の狭隙部（A断面）は高温環境により、付着を防止

・ナトリウム中の異物の侵入による固着

→下部案内管と制御棒間（D断面）への異物の侵入は生じ難く、かつ、下部案内管によるガイドにより、異物による固着は生じ難い。

→上部案内管内の狭隙部（C断面）に異物が閉塞すると駆動機構の動作に異常が生じる可能性があるが、出力調整時に検知可能であり、また、制御棒切り離しによる急速挿入機能に影響はない。



【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（4/5） -制御棒急速挿入の共通原因故障事例-】

「常陽」及び「もんじゅ」の運転経験において共通原因故障による制御棒急速挿入失敗事例なし。

類似機器の共通原因故障事例調査

炉心へ重力によって制御棒を挿入するタイプの制御棒を対象に制御棒急速挿入の共通原因故障事例について調査した。

1. 米国軽水炉の研究

米国Westinghouse社製加圧水型軽水炉の原子炉停止系の信頼性を研究したレポート[1]には、1984年～1995年における制御棒急速挿入の共通原因故障事例の調査・分析が示されている。

➢ 明確な共通原因故障と判定された事例は無い。  
➢ 不確実だが共通原因故障の可能性が疑われる事例が2件存在し、いずれも48体中2体のみ故障し、残りの46体は健全という事例である。このうち、運転中に生じたとされる1件が制御棒1体当たりの故障確率評価において考慮されている。なお、この事例は情報不足により故障の影響がFail-safeか否か不明とされている。

2. 国際機関OECD/NEAによる研究

OECD/NEAが制御棒駆動集合体の共通原因故障の調査分析について取りまとめた国際共通原因故障データ交換（ICDE）プロジェクトレポート[2]には、制御棒を重力によって挿入するタイプの制御棒駆動集合体についての制御棒急速挿入の共通原因故障事例の調査・分析が示されている。

➢ 重力によって挿入するタイプの制御棒の共通原因故障事例は84件あり、このうち80件は完全な機能喪失ではなく機能低下又は兆候程度の事例であり、3件は制御棒1体だけ完全な機能喪失に至った事例であり、残りの1件は制御棒2体だけ完全な機能喪失に至った事例である。共通原因故障により3体以上の制御棒の完全な機能喪失に至った事例は無い。

3. まとめ

炉心へ重力によって挿入する制御棒について、共通原因故障による急速挿入失敗を想定したとしても、それによって3体以上の失敗に至る可能性は低いと考えられる。制御棒急速挿入について、3重以上の多重性を備えることは、共通原因故障に対しても一定の信頼性を有することが期待される。

[1] S. A. Eide, et. al, "Reliability Study: Westinghouse Reactor Protection System, 1984-1995," NUREG/CR-5500 Vol. 2, April 1999.  
[2] OECD/NEA, "ICDE Project Report: Collection and Analysis of Common-cause Failures of Control Rod Drive Assemblies," NEA/CSNI/R(2013)4, June 2013.

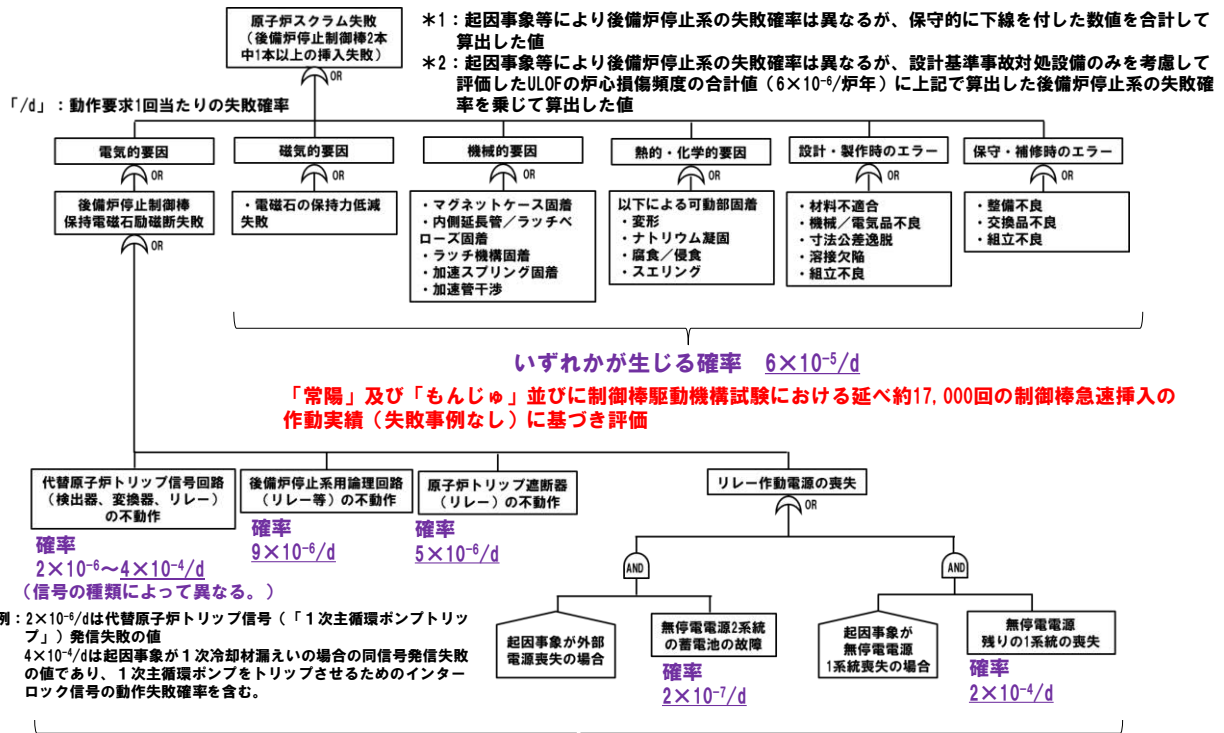
【原子炉停止系統の急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（5/5）-要因・故障例・防止対策のまとめ-】

分類	具体的な故障例	防止対策	
内的事象	機械的要因	<ul style="list-style-type: none"> <li>・マグネットケース固着</li> <li>・内側延長管／ラッチペロース固着</li> <li>・ラッチ機構固着</li> <li>・加速スプリング固着／加速管干渉（自重による落下）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実績に基づく構造信頼性の確保</li> <li>・使用前の検査等による性能確認</li> </ul>
	熱的・化学的要因	<ul style="list-style-type: none"> <li>・変形による可動部固着</li> <li>・ナトリウム凝固による可動部固着</li> <li>・腐食／侵食による可動部固着</li> <li>・スエリングによる可動部固着</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・製作時の材料管理／寸法管理</li> <li>・間隙部へのナトリウム凝固防止設計</li> <li>・高温配置によるナトリウム凝固防止設計</li> <li>・ナトリウム純度管理</li> <li>・照射量管理</li> </ul>
	電氣的・磁氣的要因	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保持電磁石励磁断失敗</li> <li>・電磁石の保持力低減失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保持電磁石励磁断の多重化</li> <li>・保持電磁石の適切な設計</li> <li>・使用前の検査等による性能確認</li> <li>・フェイルセーフ設計</li> </ul>
	設計・製作時のエラー	<ul style="list-style-type: none"> <li>・材料不適合、機械／電氣品不良</li> <li>・寸法公差逸脱、溶接欠陥、組立不良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実績に基づく設計・製作の信頼性の確保</li> <li>・使用前の検査等による性能確認</li> </ul>
	保守・補修時のエラー	<ul style="list-style-type: none"> <li>・整備不良、交換品不良、組立不良</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実績に基づく保守・補修の信頼性の確保</li> <li>・使用前の検査等による性能確認</li> </ul>
外的事象	地震	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震による制御棒挿入阻害</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震時の挿入性を確保</li> </ul>
	その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象（地震以外）による制御棒挿入阻害</li> <li>・自然現象による外部電源喪失</li> <li>・自然現象による外部火災他</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外設施設（建物）による防護</li> <li>・フェイルセーフ設計</li> </ul>

内的事象起因の機械的な共通原因故障に対しては上記の防止対策を講じる設計とし、外的事象のうち機械的な影響が大きいと考えられる地震による共通原因故障に対しては、基準地震動を一定程度超えた範囲まで制御棒の挿入性が確保されるよう設計する。本設計により、想定すべき故障は偶発故障となり、後備炉停止系による制御棒の多重化により必要な信頼性が確保できる。

【フォールトツリーによる後備炉停止系の失敗確率の評価】

- 後備炉停止系の偶発故障による失敗確率は、 $7 \times 10^{-4}/d$ \*1と十分に低く、高い信頼性を確保
- 後備炉停止系によって、ULOFの炉心損傷頻度は、約 $6 \times 10^{-6}/$ 炉年から約 $4 \times 10^{-9}/$ 炉年\*2となり、十分に低く抑制



構成機器は高速炉特有の機器でなく、発電炉と同様の信頼性を有すると評価



【後備炉停止系等を考慮したPRAによる事象グループULOF、UTOP及びULOHSの発生頻度の評価】

設計基準事故対処設備に加えて後備炉停止系等の炉心損傷防止措置を考慮した内部事象出力運転時レベル1PRAにより原子炉停止機能喪失に係る事象グループULOF、UTOP及びULOHSの発生頻度を後備炉停止系の失敗確率が起因事象及び主炉停止系の失敗要因に依存することも適切に考慮して評価

原子炉停止機能喪失に係る事象グループ	発生頻度 (/炉年)
ULOF	$1.1 \times 10^{-10}$
UTOP	$2.5 \times 10^{-11}$
ULOHS	$2.6 \times 10^{-10}$
合計	$4.0 \times 10^{-10}$

【実用発電用原子炉における類似の評価との比較】

国内の実用発電用原子炉のうち、制御棒を重力によって炉心へ挿入する点が「常陽」と類似する加圧水型軽水炉（PWR）を対象に、シビアアクシデント対策を考慮したPRAによって評価された炉心損傷頻度のうち、原子炉停止機能喪失によるものを調査した。

平成29年7月から令和2年5月までの期間に届出のあったPWRの安全性向上評価届出書を参照した結果、シビアアクシデント対策を考慮した内部事象出力運転時の事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度において、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷頻度は、 $10^{-9}$ /炉年程度であった。

「常陽」における原子炉停止機能喪失に係る事象グループULOF、UTOP及びULOHSの発生頻度の合計値は、後備炉停止系等の炉心損傷防止措置を考慮した場合、約 $4 \times 10^{-10}$ /炉年であり、シビアアクシデント対策を考慮したPWRの事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷頻度と同様に低い水準に抑制されている。

【炉心損傷防止措置を考慮したULOFの発生頻度の内訳】

事故シーケンス	設計基準事故対処設備のみを考慮した場合		設計基準事故対処設備及び炉心損傷防止措置を考慮した場合		炉心損傷防止措置の失敗要因
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	
外部電源喪失+ 原子炉トリップ信号（電源喪失）発信失敗	$1.2 \times 10^{-6}$	19.2%	$1.9 \times 10^{-12}$	1.7%	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）発信失敗
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（「1次冷却材流量低」）発信失敗	$3.3 \times 10^{-6}$	54.1%	$5.2 \times 10^{-12}$	4.7%	
1次主循環ポンプ軸固着+ 原子炉トリップ信号（「1次冷却材流量低」）発信失敗	$2.5 \times 10^{-7}$ ( $2.9 \times 10^{-8}$ ) *1	4.1%	$3.7 \times 10^{-13}$	0.3%	
1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+ 原子炉トリップ信号（「炉内ナトリウム液面低」）発信失敗	$1.2 \times 10^{-7}$	2.0%	$5.2 \times 10^{-11}$	46.4%	
1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+ 原子炉トリップ信号（「炉内ナトリウム液面低」）発信失敗	$1.0 \times 10^{-8}$	0.2%	$4.3 \times 10^{-12}$	3.9%	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）発信失敗*2
1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））+ 原子炉トリップ信号（「炉内ナトリウム液面低」）発信失敗	$7.3 \times 10^{-8}$	1.2%	$3.1 \times 10^{-11}$	27.5%	
外部電源喪失+ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	$9.6 \times 10^{-7}$	15.7%	$9.0 \times 10^{-12}$	8.1%	後備炉停止系用論理回路動作失敗*3
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	$8.4 \times 10^{-8}$	1.4%	$7.4 \times 10^{-13}$	0.7%	
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	$6.4 \times 10^{-9}$	0.1%	$5.1 \times 10^{-14}$	0.0%	
1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	$3.1 \times 10^{-9}$	0.1%	$2.4 \times 10^{-14}$	0.0%	
1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	$2.6 \times 10^{-10}$	0.0%	$2.0 \times 10^{-15}$	0.0%	後備炉停止系用論理回路動作失敗
1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））+ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	$1.9 \times 10^{-9}$	0.0%	$1.5 \times 10^{-14}$	0.0%	
1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$9.5 \times 10^{-9}$	0.2%	$6.4 \times 10^{-13}$	0.6%	
外部電源喪失+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$6.8 \times 10^{-8}$	1.1%	$4.3 \times 10^{-12}$	3.8%	
出力運転中の制御棒の異常な引抜き+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$4.6 \times 10^{-10}$	0.0%	$2.4 \times 10^{-14}$	0.0%	後備炉停止制御棒の急速挿入失敗
2次冷却材流量増大+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$3.0 \times 10^{-8}$	0.5%	$1.8 \times 10^{-12}$	1.6%	
主冷却器空気流量増大+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$3.0 \times 10^{-9}$	0.0%	$1.6 \times 10^{-13}$	0.1%	
2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$6.2 \times 10^{-9}$	0.1%	$3.7 \times 10^{-13}$	0.3%	
主冷却器空気流量減少+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$5.0 \times 10^{-9}$	0.1%	$2.8 \times 10^{-13}$	0.3%	
1次主循環ポンプ軸固着+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$4.5 \times 10^{-10}$	0.0%	$2.3 \times 10^{-14}$	0.0%	
1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$2.2 \times 10^{-10}$	0.0%	$1.1 \times 10^{-14}$	0.0%	
1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$1.8 \times 10^{-11}$	0.0%	$9.5 \times 10^{-16}$	0.0%	
1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$1.3 \times 10^{-10}$	0.0%	$7.2 \times 10^{-15}$	0.0%	
2次冷却材漏えい+ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	$6.7 \times 10^{-10}$	0.0%	$3.4 \times 10^{-14}$	0.0%	
合計	$6.1 \times 10^{-6}$	100%	$1.1 \times 10^{-10}$	100%	

\*1：括弧内の数値は高圧炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値

\*2：炉心損傷防止措置の失敗要因に、1次冷却材漏えい時のインターロック信号の動作失敗を含む。

\*3：炉心損傷防止措置の失敗要因に、後備炉停止系用論理回路リレーの作動電源喪失要因として、起因事象が外部電源喪失の場合における無停電電源2系統の蓄電池の故障を含む。

\*4：炉心損傷防止措置の失敗要因に、後備炉停止系用論理回路リレーの作動電源喪失要因として、起因事象が無停電電源1系統喪失の場合における無停電電源残りの1系統の喪失を含む。

【炉心損傷防止措置を考慮したUTOPの発生頻度の内訳】

事故シーケンス	設計基準事故対処設備のみを考慮した場合		設計基準事故対処設備及び炉心損傷防止措置を考慮した場合		
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	炉心損傷防止措置の失敗要因
出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉トリップ信号（「中性子束高（出力領域）」）発信失敗	$2.5 \times 10^{-7}$	77.4%	$2.3 \times 10^{-11}$	90.2%	制御棒連続引抜き阻止インターロック動作失敗 又は 代替原子炉トリップ信号 （「原子炉出口冷却材温度高」）発信失敗
主冷却器空気流量増大＋ 原子炉トリップ信号（「中性子束高（出力領域）」）発信失敗	$6.6 \times 10^{-8}$	20.1%	$2.4 \times 10^{-12}$	9.6%	代替原子炉トリップ信号 （「原子炉出口冷却材温度高」）発信失敗
出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	$6.4 \times 10^{-9}$	2.0%	$5.2 \times 10^{-14}$	0.2%	後備炉停止系用論理回路動作失敗
主冷却器空気流量増大＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	$1.7 \times 10^{-9}$	0.5%	$5.0 \times 10^{-15}$	0.0%	
合計	$3.3 \times 10^{-7}$	100%	$2.5 \times 10^{-11}$	100%	

【炉心損傷防止措置を考慮したULOHSの発生頻度の内訳】

事故シーケンス	設計基準事故対処設備のみを考慮した場合		設計基準事故対処設備及び炉心損傷防止措置を考慮した場合		
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	発生頻度 (/炉年)	寄与割合	炉心損傷防止措置の失敗要因
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（「2次冷却材流量低」）発信失敗	$3.4 \times 10^{-6}$	49.4%	$1.4 \times 10^{-10}$	50.5%	代替原子炉トリップ信号 （「原子炉出口冷却材温度高」）発信失敗
主冷却器空気流量減少＋ 原子炉トリップ信号（「原子炉入口冷却材温度高」）発信失敗	$2.8 \times 10^{-6}$	40.2%	$1.1 \times 10^{-10}$	41.0%	
2次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号（「2次冷却材流量低」）発信失敗	$2.5 \times 10^{-7}$ ( $2.9 \times 10^{-9}$ ) *1	3.6%	$1.0 \times 10^{-11}$	3.7%	
2次冷却材漏えい＋ 原子炉トリップ信号（「原子炉入口冷却材温度高」）発信失敗	$3.0 \times 10^{-7}$	4.3%	$1.2 \times 10^{-11}$	4.3%	後備炉停止系用論理回路動作失敗
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	$8.7 \times 10^{-8}$	1.3%	$7.8 \times 10^{-13}$	0.3%	
主冷却器空気流量減少＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	$7.1 \times 10^{-8}$	1.0%	$6.1 \times 10^{-13}$	0.2%	
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	$6.4 \times 10^{-9}$	0.1%	$5.7 \times 10^{-14}$	0.0%	
2次冷却材漏えい＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	$7.6 \times 10^{-9}$	0.1%	$6.0 \times 10^{-14}$	0.0%	
合計	$6.7 \times 10^{-6}$ *2	100%	$2.6 \times 10^{-10}$ *2	100%	

\*1：括弧内の数値は高速炉の起回事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値

\*2：「2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）」を起回事象とした事故シーケンスの発生頻度には、「2次主循環ポンプ軸固着」を起回事象とした事故シーケンスの寄与が既に含まれており、合計値の発生頻度の算計に当たっては、重複算計を避けるため、「2次主循環ポンプ軸固着」を含む事故シーケンスの発生頻度を含めていない。

冷却材の沸騰回避対策について

## BDBAを考慮したポニーモータ運転条件の設定

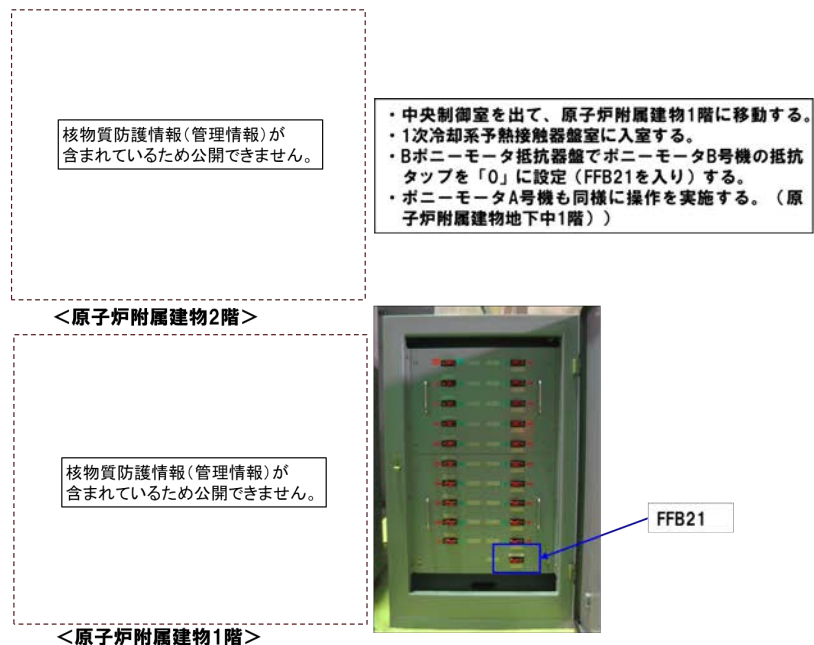
- 第403回核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合において、ULOFに関して、本原子炉施設の高い固有の安全特性から、ポニーモータ運転等の流量の増大により炉心損傷を回避できる可能性があることから、自主対策※1として、そのための手順を定めることを検討するとしている。
- ULOFに対しては、炉心損傷防止措置として、代替トリップ信号、後備炉停止系用論理回路、後備炉停止制御棒を措置することにより高い信頼度で炉心損傷を防止できている。
- ポニーモータ運転等の流量の設定値を増大させると、1次補助冷却系サイフォンブレイクが必要な際に流量を低下させる操作が必要となり、自動的に1次補助冷却系サイフォンブレイクが機能しなくなる可能性がある。
- 以上のことから、通常運転時におけるポニーモータ運転等の流量の設定値は増大させず、ULOF発生時に、運転員がポニーモータ流量を手動で増大させる手順を整備することとする※2。

※1：全てのプラント状況に対応することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な対策

※2：異常事象の影響が小さく、ULOFの評価事故シーケンスに包絡される事故シーケンス（1次主冷却系流量制御系故障等）では炉心が著しく損傷するまでに猶予時間があり、猶予時間内に手動で流量を増大させることにより、炉心の著しい損傷を回避又は緩和できる効果が期待できる。

## ULOF時のポニーモータ流量の増大に係る手順

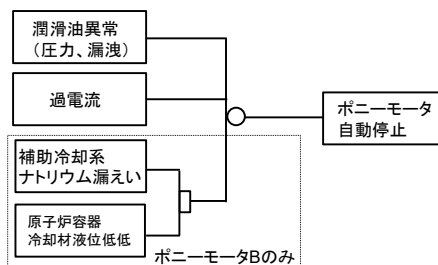
- ・炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)時に、原子炉の手動停止にも失敗した場合、著しい炉心損傷を回避又は緩和するため、1次主冷却系流量を増加させる。
- ・1次主冷却系流量の増大は、ポニーモータの抵抗タップを「0」に設定することにより実施する。本操作は、運転員1名により20分以内に行うことが可能である。



ポニーモータ抵抗器スイッチ切り替えによる流量の増大

### ポニーモータ自動停止に係るインターロック

- 「1次冷却材漏えい事故（DBA）」を含む過渡事故の発生時において、1次主循環ポンプはポニーモータ2台運転となる。なお、「1次冷却材漏えい事故（DBA）」では、単一故障として、ポニーモータ1台の引継ぎ失敗を仮定しているが、当該仮定がなければ、2台運転となる。
- LORL（iii）の「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」においては、1次補助冷却系サイフォンブレイクが炉心損傷防止措置となる。
- LORL（iii）では、炉心損傷防止措置として、1次主冷却系の循環に必要な液位の確保が最優先であり、1次補助冷却系をサイフォンブレイクするため、ポニーモータ自動停止インターロックにより1台を停止する（NsL-320mmで自動停止）。
- 「1次冷却材漏えい事故（DBA）」では、下記のインターロックの補助冷却系ナトリウム漏えい及び原子炉容器冷却材液位低低に至ることはなく、LORL（iii）以外の事象において、不必要にポニーモータを自動停止することはない。

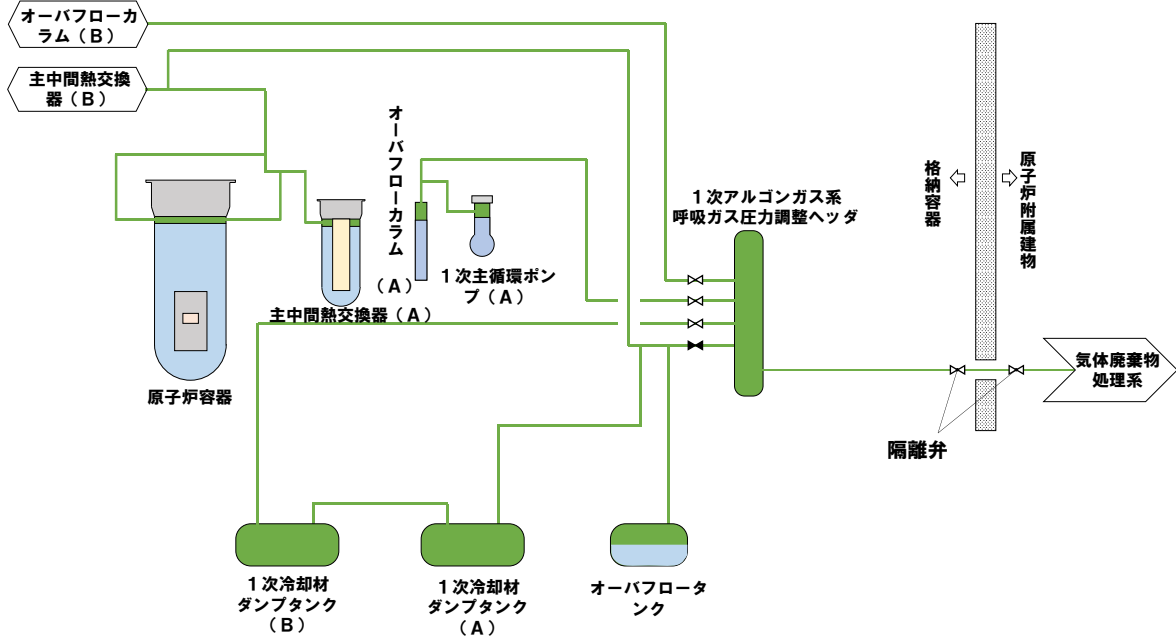


ポニーモータ自動停止インターロックの概要

1次アルゴンガス系の隔離弁の閉止の効果及び位置付けについて

### 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順

本手順は、燃料の破損が推定される際に原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるための1次アルゴンガス系の排気側の隔離に係る手順であり、安全性向上のために自主的に講じるものである。



原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等バウンダリから放射性物質等が放出された場合は、格納容器（自動）アイソレーションにより、1次アルゴンガス系の隔離弁も閉止される。

他方、原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等バウンダリが健全な場合は、原子炉カバーガス中に放出された希ガス等の放射性物質は、1次アルゴンガス系の配管を通じて、1次冷却材ダンプタンク、呼吸ガス圧力調整ヘッダを經由して、気体廃棄物処理系に流出し、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵され、多量の放射性物質の放出は防止される。なお、大容量（約100m<sup>3</sup>）の1次冷却材ダンプタンクを經由させることにより、放出までに数時間以上の時間遅れが期待できる。

以上のとおり、本手順は、格納容器（自動）アイソレーションに先立って、主な放射性物質の放出経路となりうる1次アルゴンガス系を閉止し、格納容器内で放射性物質を閉じ込めることにより安全性を向上させるための手順である。

制御棒連続引抜き阻止インターロックの設計について

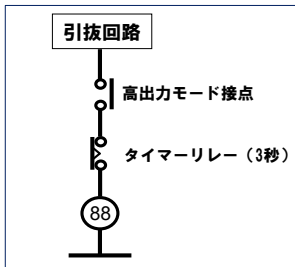


## — 制御棒連続引抜き阻止インターロック —

- ・出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレー（約3秒）を設けることにより、UTOP有効性評価で設定する連続引抜き時間4秒を超えない設計とする。
- ・制御棒駆動機構駆動回路と同じ非常用電源設備より給電するものとする。

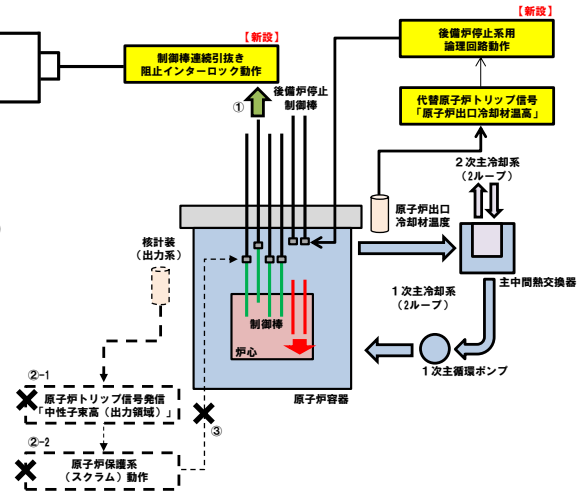
### 【基本設計】

- 基本構成：引抜回路にタイマーリレーを増設
- 設定：タイマー設定3秒（評価値4秒に対して1秒の裕度）
- 作動条件：運転モードスイッチ「高出力モード」
- 待機条件：限時動作b接点



制御棒連続引き抜き阻止インターロックの基本構成等（待機条件を含む）

制御棒連続引抜き時間3秒  
 運転モードスイッチ「高出力モード」

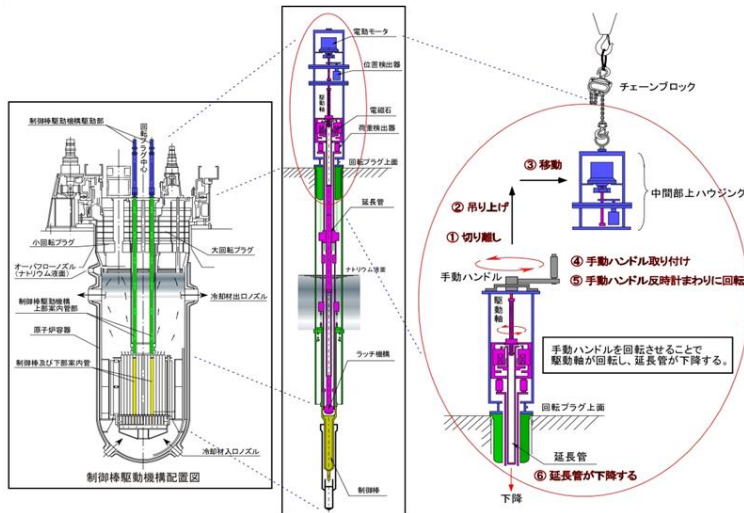


UTOPの事象進展及び炉心損傷防止措置の概要図

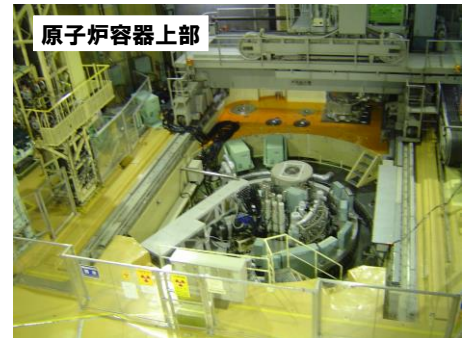
制御棒駆動機構の軸の回転操作の資機材及び手順並びに実現性について

物理的特性による高温静定状態における自主対策（制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒挿入）

- ULOHSにおいては、炉心損傷防止措置が機能しないと仮定した場合にあっても、固有の物理メカニズム（負の反応度係数等）による出力低減及び冷却系による冷却によって、炉心の著しい損傷が防止され、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も防止される。
- 上記の状態は、比較的高温での安定静定状態であるため、中央制御室での以下の操作により低温の安定静定状態に移行させる。
  - ・ 手動スクラム
  - ・ 制御棒又は後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断
  - ・ 制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構の手動挿入
- さらに、自主対策として、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させ制御棒を炉心に挿入する設備、手順を整備する。対策実施時は、作業場所（原子炉容器上部）の線量率を測定し、異常がないことを確認するとともに、局所排風機の設置、半面マスク等の防護具、線量計の着用により作業者の被ばくを管理・低減する措置を講じる。



制御棒駆動機構の軸の直接回転操作の概念図



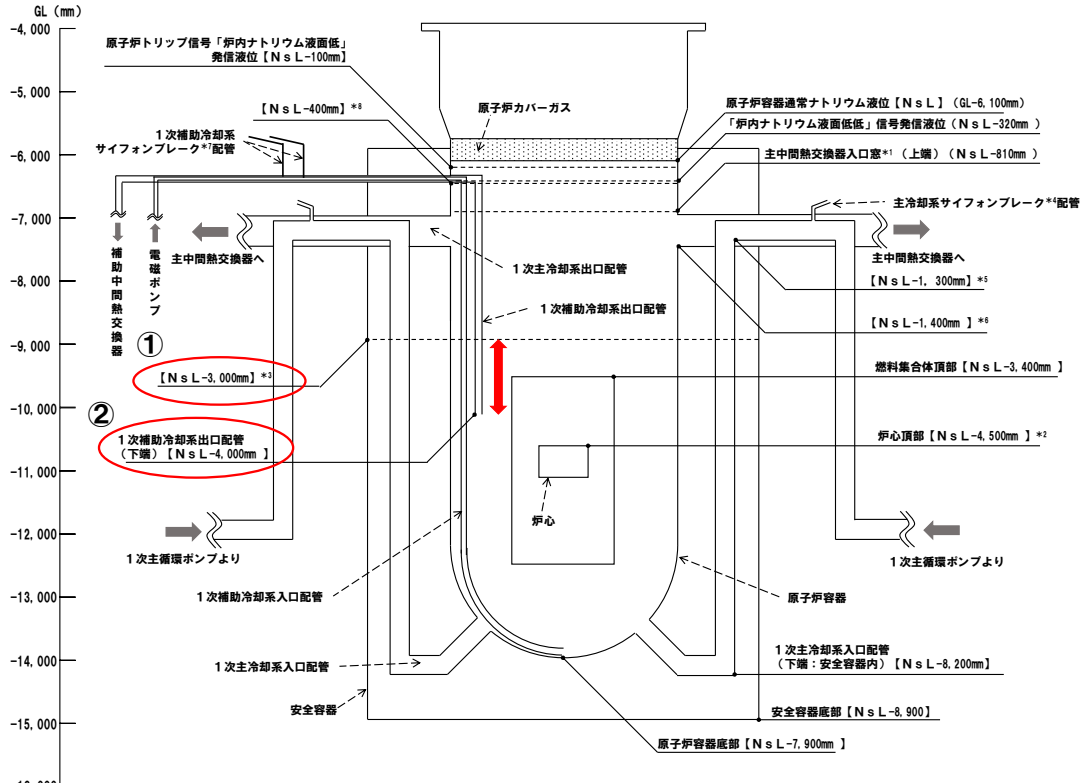
【現場へのアクセス性】  
 作業場所（原子炉容器上部）は、特別な装備を必要とせず、地上階フロアから入域が可能。

【作業性】  
 作業は、仮設足場等を必要とせず、原子炉容器上部において、必要な手順の実施が可能。

1次補助冷却系出口配管からの吸い込みに必要な液位と LORL 時の液位の関係について

## 1次補助冷却系配管のカバーガスの巻込みについて (1/2)

- ① : LORLが生じた際の原子炉容器内の冷却材の最低液位 (LORL (i))
- ② : 原子炉容器内の1次補助冷却系出口配管下端位置



- \*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を下回るにより変動的に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停止する液位
- \*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

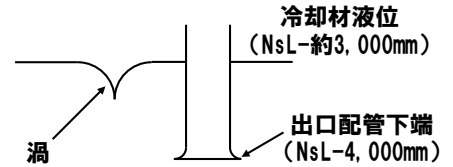
## 1次補助冷却系配管のカバーガスの巻込みについて（2/2）

LORLにおける原子炉容器内の冷却材の最低液位はNsL-約3,000mmであるのに対して、1次補助冷却系の出口配管は、それよりも約1,000mm下方のNsL-4,000mmに位置する。

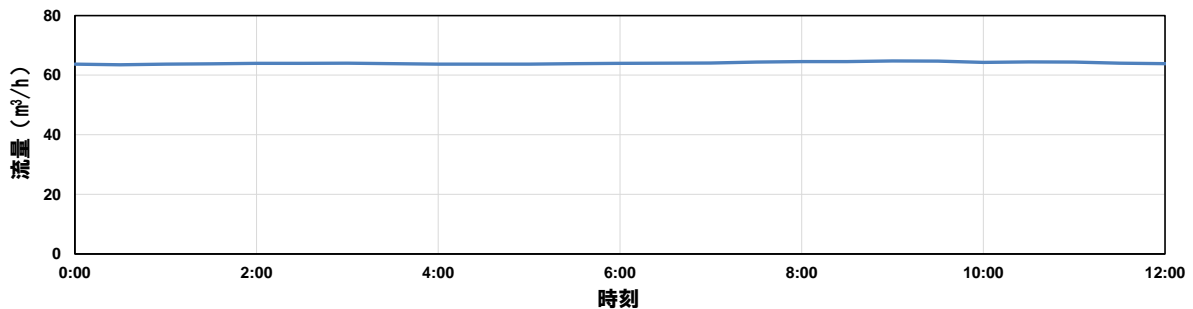
ガス巻込みに関する既往の知見<sup>[1]</sup>より、カバーガスの巻込み渦対策として推奨される液深は800mm以上となり、LORL時の原子炉容器内の冷却材液位が低下した状態にあっても、1次補助冷却系配管にカバーガスが巻き込まれ、冷却材の循環機能に異常が生じることはない。

評価に用いた条件

項目		条件
形状	配管内径	約81mm
運転条件	配管内流速	約3.5m/s (定格運転時の流量56.5t/hより)



なお、以下に示す通り、原子炉容器内の冷却材液位をNsL-3,400mmまで低下させた状態で、1次補助冷却系を運転した際にあっても、1次補助冷却系の冷却材の循環に異常は生じていない。



原子炉容器内の冷却材液位NsL-3,400mmにおける1次補助冷却系流量の時刻歴（2018年9月4日）

[1] ANSI and Hydraulic Institute. American National Standard for Pump Intake Design. 1998.

BDBA の措置におけるコンクリート遮へい体冷却系の位置付けについて

## 評価事故シーケンスに応じたコンクリート遮へい体冷却系の位置付け

格納容器破損防止措置は、一つの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して、炉心の著しい損傷に至ることを仮定し、その場合において、炉心の著しい損傷の防止又は格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することを基本的な方針としている。この方針に基づく、崩壊熱除去機能喪失型の評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置並びに自主対策を以下に示す。

事象グループ	評価事故シーケンス	評価事故シーケンスの概要	炉心損傷防止措置 (括弧内は自主対策)	格納容器破損防止措置
LORL	LORL(i)	1次系漏えい(安全容器内の内外管)	補助冷却設備強制循環冷却	コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:補助冷却設備強制循環冷却>
	LORL(ii)	1次系漏えい(1次主系配管の内外管)	補助冷却設備強制循環冷却 (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)	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 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:補助冷却設備強制循環冷却>
	LORL(iii)	1次系漏えい(1次補助系配管の内外管)	主冷却系2ループ自然循環冷却 (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)	主冷却系1ループ自然循環冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:主冷却系1ループ自然循環冷却>
PLOHS	PLOHS(i)	外部電源喪失+強制循環失敗	主冷却系2ループ自然循環冷却 (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)	主冷却系1ループ自然循環冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:主冷却系1ループ自然循環冷却>
	PLOHS(ii)	2次系漏えい+強制循環失敗	主冷却系1ループ自然循環冷却 (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)	コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:主冷却系1ループ自然循環冷却> 炉心の著しい損傷時の格納容器破損防止措置の有効性を評価するため、敢えて、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は措置として考慮せず。
SBO	SBO	全交流動力電源喪失	主冷却系2ループ自然循環冷却	主冷却系1ループ自然循環冷却 <炉心損傷防止措置の機能喪失の想定:主冷却系1ループ自然循環冷却>

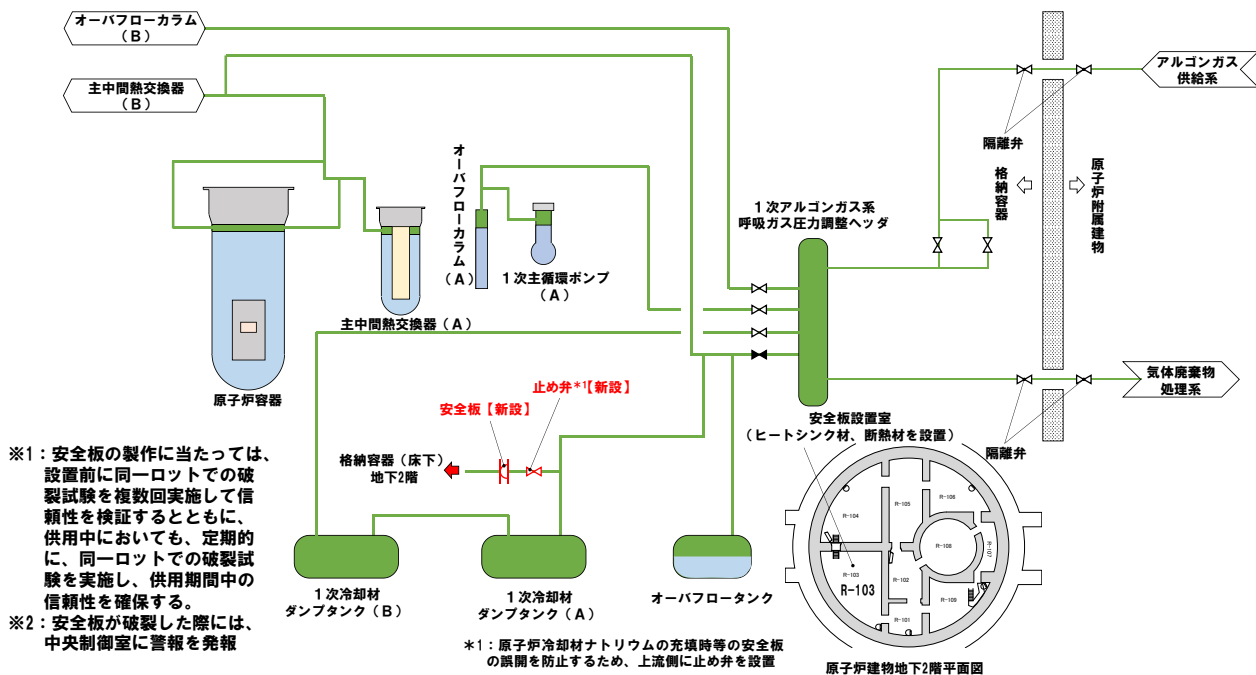


安全板の動作の信頼性、ヒートシンク材の材料及び設置場所について

## 原子炉冷却材バウンダリの過圧防止、格納容器内の熱的影響の緩和に係る資機材

### — 安全板、ヒートシンク材及び断熱材の設置 —

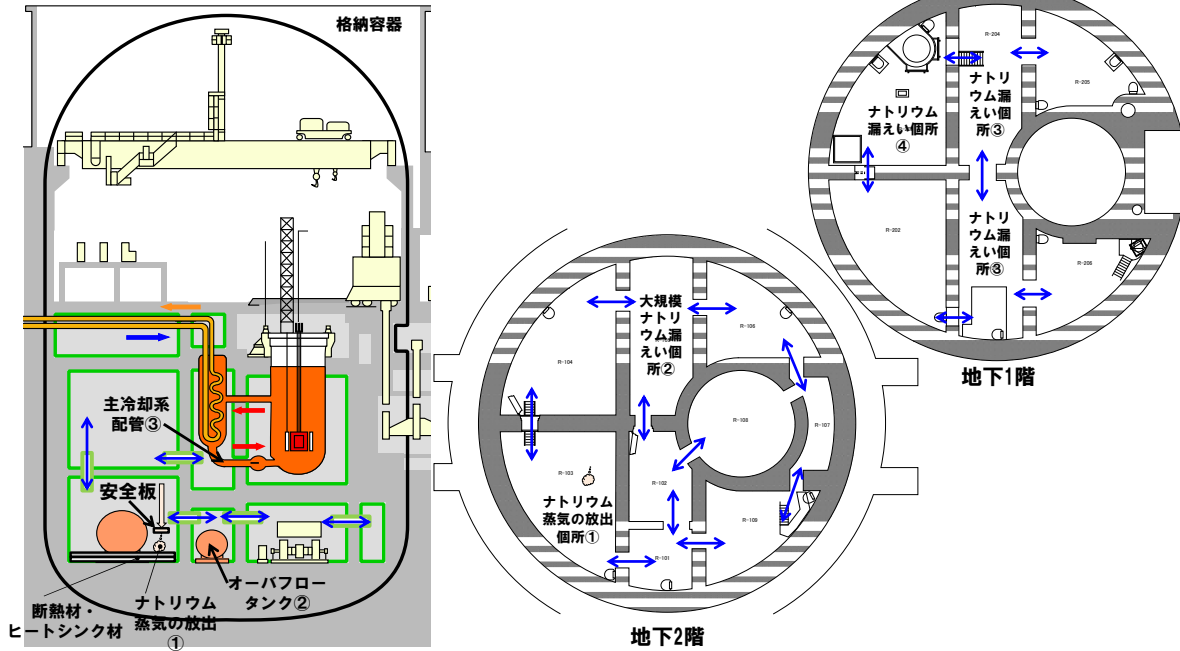
- 格納容器破損防止措置として、安全板によって主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧破損を防止する措置を講じるとともに、安全板を通じて格納容器（床下）に流出した冷却材の熱的影響をヒートシンク材及び断熱材で緩和
- 安全板※1は、1次アルゴンガス系に新たに配置（原子炉建物地下2階）
- 安全板までの配管部はヒータ等を設置し、ナトリウムの凝縮による閉塞を防止
- 安全板の破裂圧力は、約9.8kPaに設定（通常運転時の原子炉カバーガス圧力：約0.98kPa）
- ヒートシンク材には、比熱が大きく、耐ナトリウム性が良好なアルミナを使用。ヒートシンク材等は、安全板を設置する部屋に設置



漏えいナトリウムの影響の拡大を抑制するための区画化等の対策について

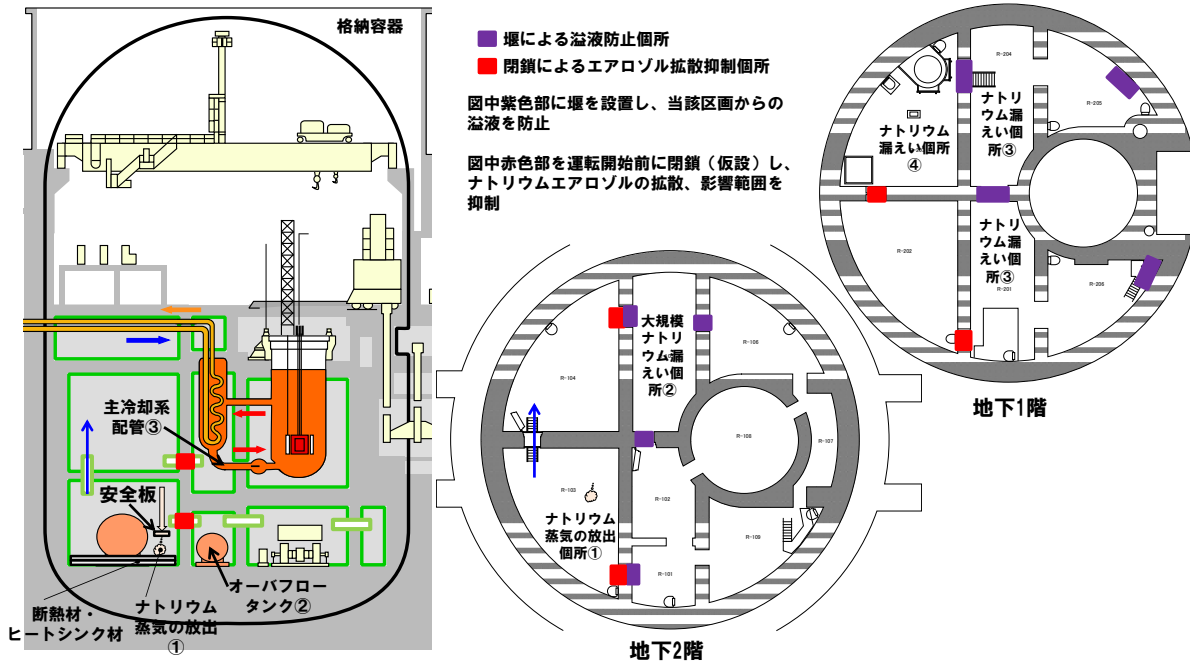
## 格納容器（床下）におけるナトリウムの移行

事故シーケンス	漏えい場所	漏えい形態	移行・拡散挙動
LORL (i)、PLOHS (ii)	①地下2階ダンブタンク室	ナトリウム蒸気	エアロゾル拡散
大規模ナトリウム火災	②地下2階オーバーフロータンク室	液体大規模漏えい	溢液
LORL (ii)	③地下1階主配管室	液体小規模漏えい	溢液
LORL (iii)	④地下1階コールドトラップ室	液体小規模漏えい	溢液

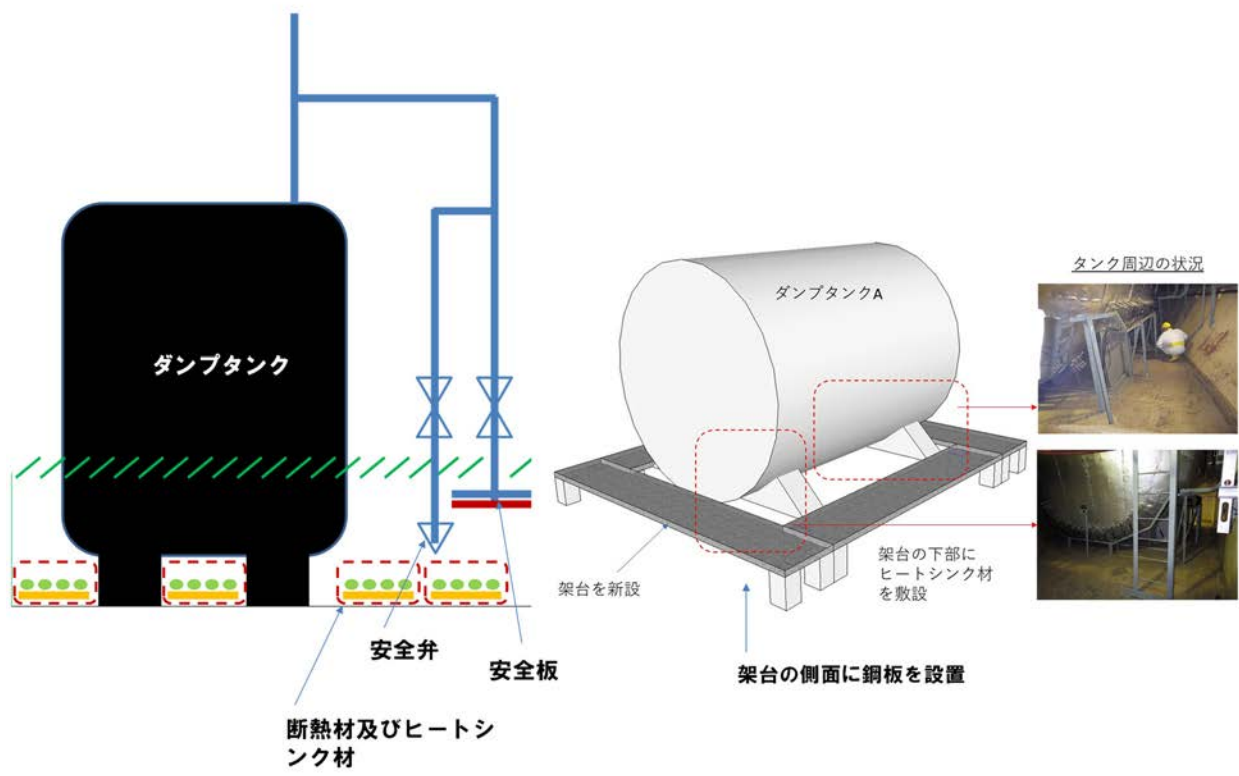


## 格納容器（床下）におけるナトリウム移行の抑制対策

事故シーケンス	漏えい場所	漏えい形態	移行・拡散挙動	対策の効果
LORL (i)、PLOHS (ii)	①地下2階ダンブタンク室	ナトリウム蒸気	エアロゾル拡散	溢液の防止、拡散の抑制
大規模ナトリウム火災	②地下2階オーバーフロータンク室	液体大規模漏えい	溢液	溢液の防止
LORL (ii)	③地下1階主配管室	液体小規模漏えい	溢液	溢液の防止
LORL (iii)	④地下1階コールドトラップ室	液体小規模漏えい	溢液	溢液の防止

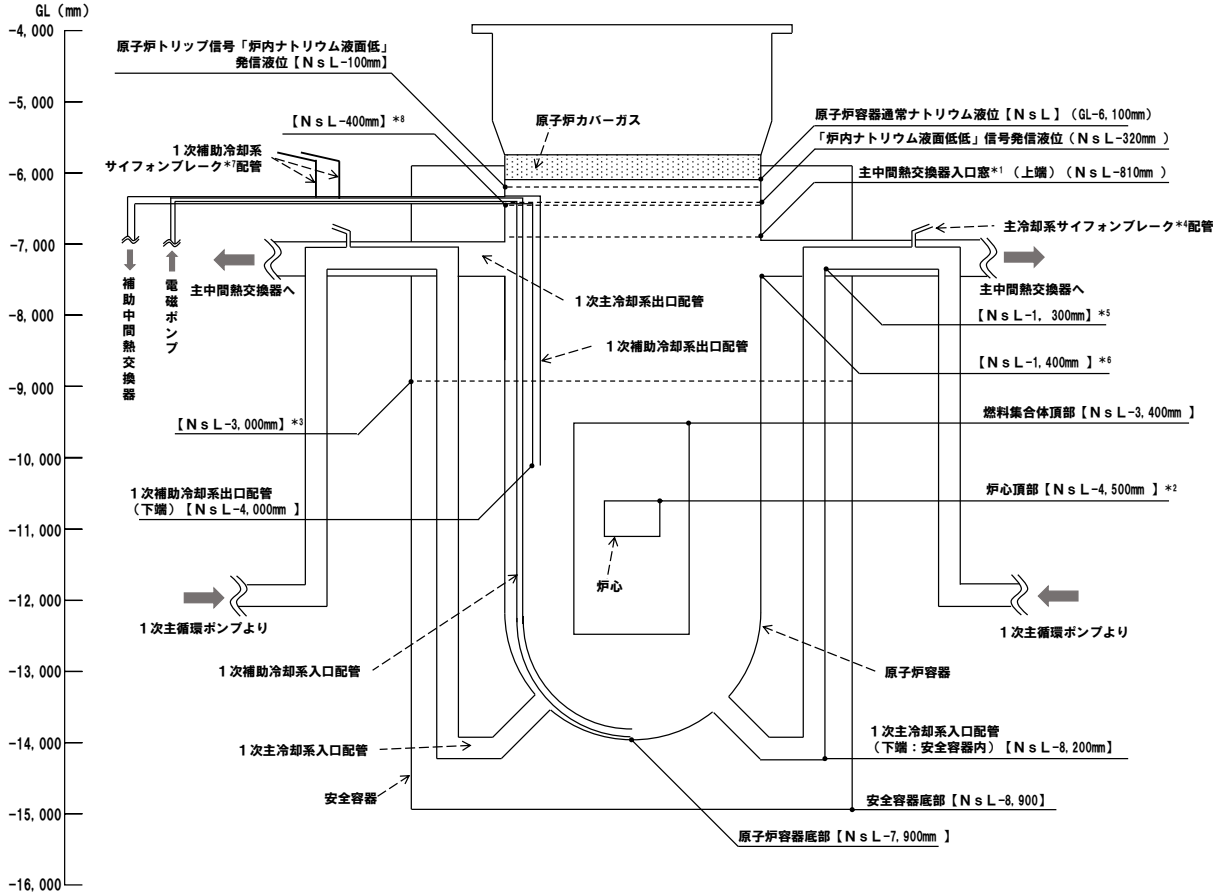


# ダンプタンク室におけるナトリウム移行の抑制対策



1次主冷却系サイフォンブレイク及び1次補助冷却系サイフォンブレイクの成立性、  
並びに1次主冷却系サイフォンブレイクの確認及び1次主冷却系サイフォンブレイク配管の閉塞の  
防止について

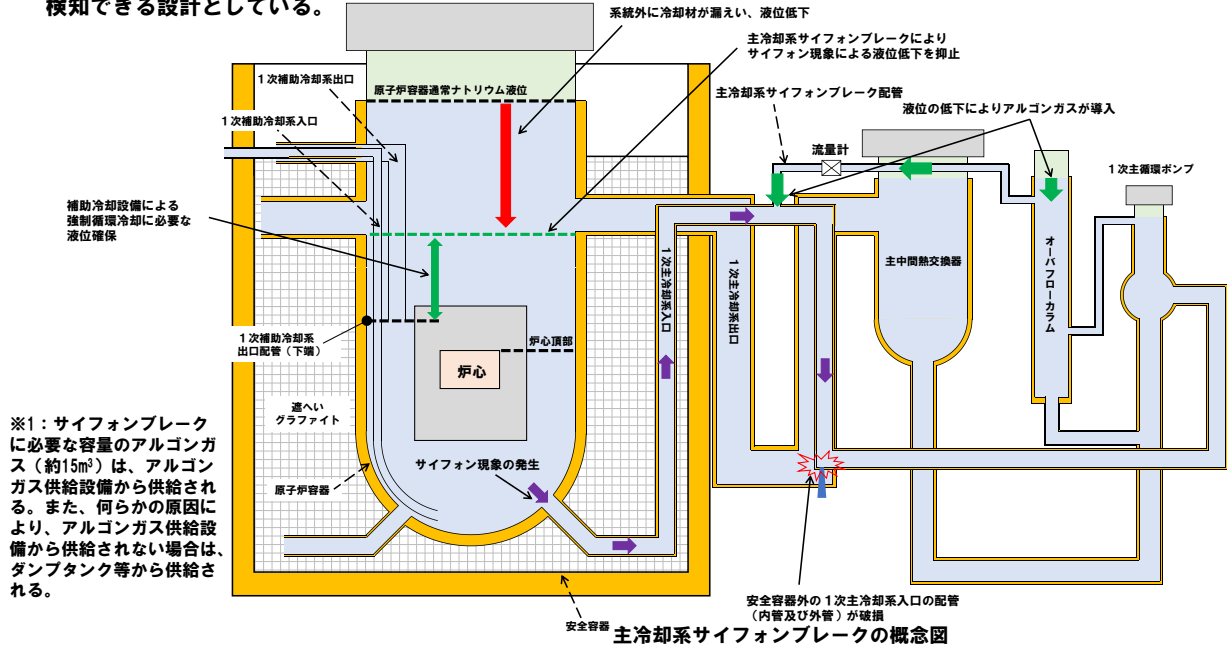
# 冷却材漏えい時の原子炉容器内の冷却材液位について



- \*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（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」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

## 冷却材液位の確保機能に係る資機材 -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、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、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する。
- アルゴンガス※1は、配管等の適切な配置により、オーバフローカラムの液位低下に伴い、受動的に導入され（電源及び運転員操作不要）、運転員は炉内ナトリウム液面計の指示値により、主冷却系サイフォンブレークの成否を確認する。
- 主冷却系サイフォンブレーク配管は、通常運転時に凝固・閉塞が生じることを防止するため、差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とするとともに、配管内のナトリウムの流動を確認できるように電磁流量計を設置し、運転員が常時監視している。なお、サイフォンブレーク配管内の流量が異常に低下した場合には、中央制御室に警報を発し、異常を検知できる設計としている。

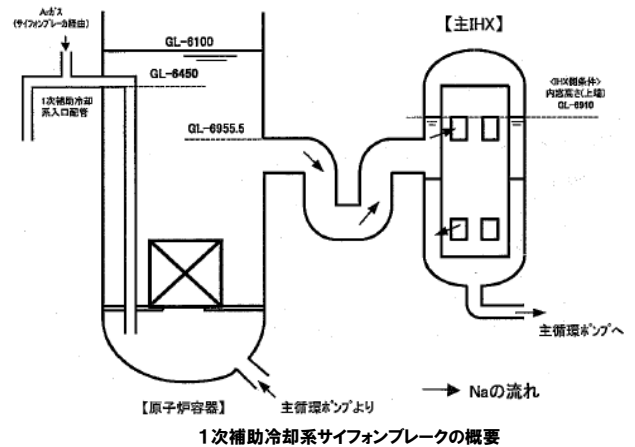




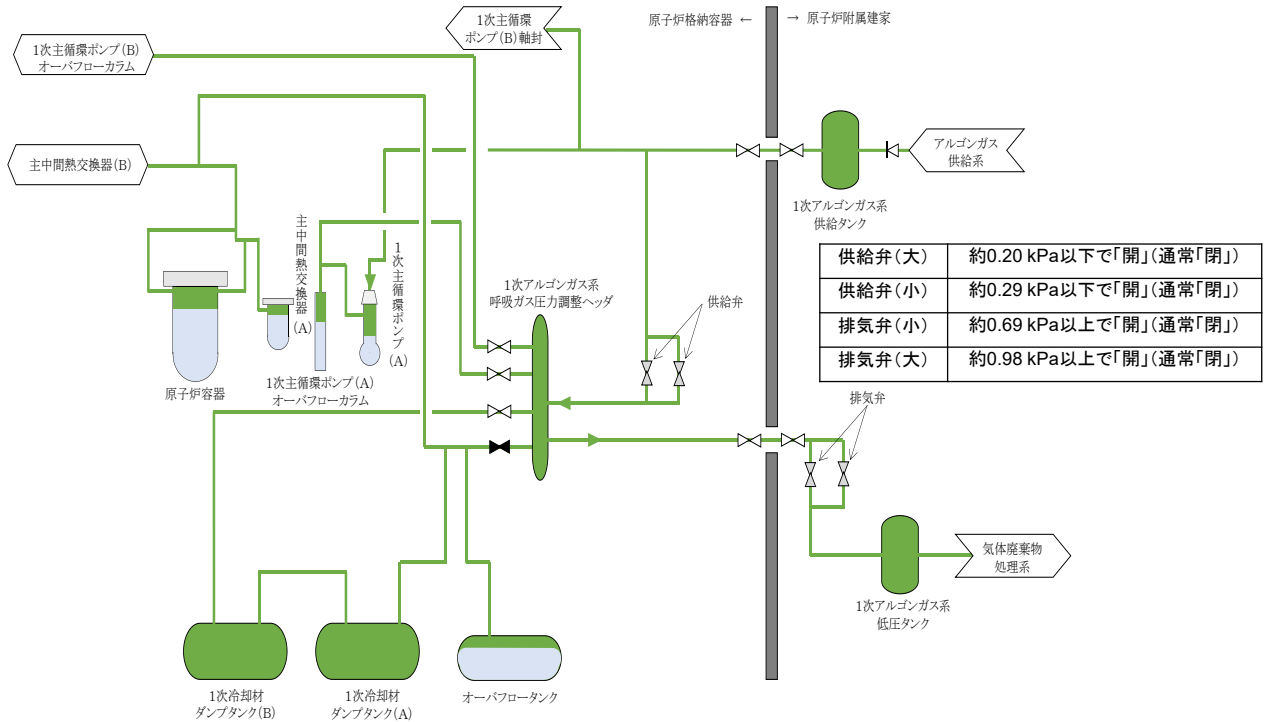


## MK-III総合機能試験での改善とMK-IV炉心に係る試験

- MK-III総合機能試験において、MK-III炉心への改造後も1次補助冷却系サイフォンブレイクが正常に行われることを確認するため、2003年2月にサイフォンブレイク機能確認試験を実施した。
- 上記の試験において、想定液位でサイフォンブレイクしない事象が発生し、配管内のナトリウム温度の低下が原因と推定された。このため、1次補助冷却系サイフォンブレイク弁及び1次補助冷却系サイフォンブレイク配管のヒータ制御温度の設定値を200℃から230℃へ変更し、再試験において、正常にサイフォンブレイクすることを確認した。また、当該試験とは別に行った当該配管部の外観点検の際に、保温材の手直しも実施し、信頼性の向上を図っている。
- 上記の試験において、確実にサイフォンブレイクが可能なポニーモータの回転数を把握し、異常時運転マニュアルに反映し運用している。
- 以上のとおり、実機における試験により、1次補助冷却系サイフォンブレイクは、確実に機能することを確認している。
- 第53条への適合に係るLORLに対する炉心損傷防止措置の重要性を踏まえ、新規制基準適合後の運転再開前には、1次補助冷却系サイフォンブレイク特性の把握のための試験を実施し、確実にサイフォンブレイクが可能なポニーモータの運転条件を把握する。また、新規制基準適合後の運転再開時には、確実にサイフォンブレイクが可能な運転条件で運用する。



## 冷却系サイフォンブレイクに係る1次アルゴンガス系の概要



- 1次アルゴンガス系は、1次主冷却系等に必要アルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低圧タンク等から構成する。
- 1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。
- 1次主冷却系等のカバーガスの圧力が低下した際には供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、通常運転時及び1次冷却材漏えい事故時ともに、圧力は一定の範囲で制御される。

原子炉容器外面冷却とナトリウム漏えい箇所との関係について

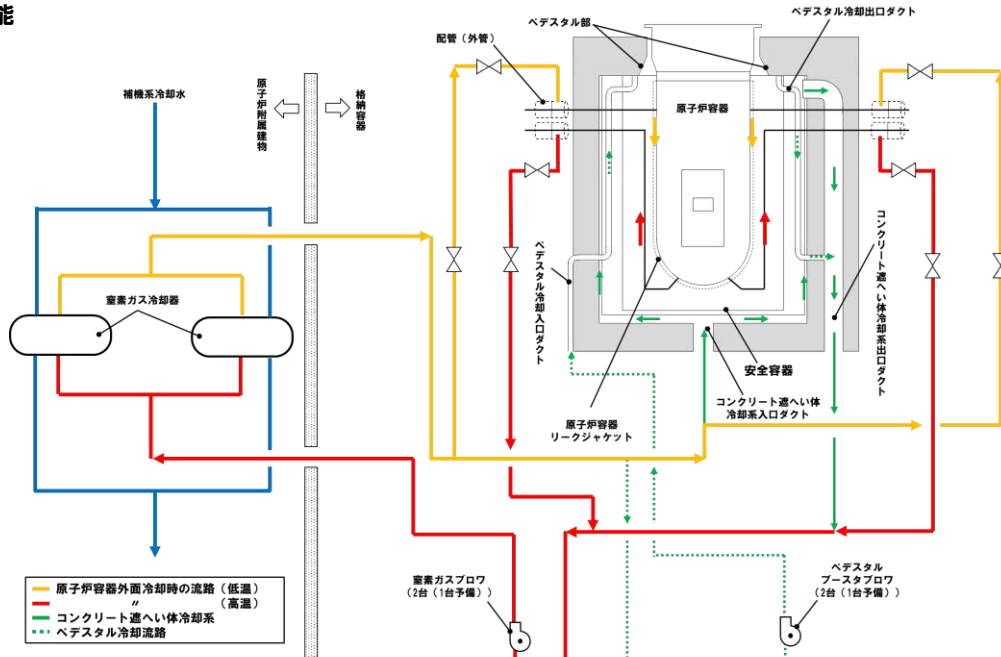
## 原子炉冷却材バウンダリの二重構造の区画化と原子炉容器外面冷却の関係（1/2）

### 【二重構造の区画化】

- 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管等は、二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材ナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を崩壊熱の除去に必要な高さに保持できるものとしている。
- 当該二重構造部は、原子炉容器廻り、1次主冷却系Aループ、1次主冷却系Bループ及び1次補助冷却系に区画化している。

### 【原子炉容器外面冷却】

- 原子炉冷却材の漏えいにより窒素ガス流路を喪失する事故を除いて、コンクリート遮へい体冷却系を予熱窒素ガス系と接続し、原子炉容器等の二重構造の間隙部に窒素ガスを通気して原子炉容器を冷却する措置により、炉心損傷の回避が可能



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の概念図

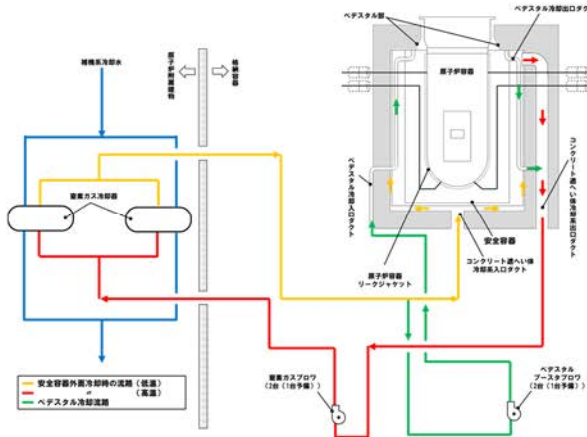


原子炉容器外面冷却に係る窒素ガス流路の切り替え及び冷却水の増大等の手順等について

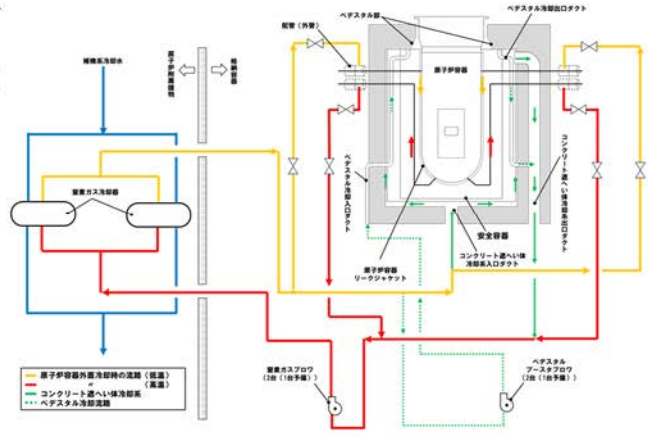
# 原子炉容器外面冷却に関する窒素ガス流路の切り替え及び冷却水の増大に係る手順

## － 設備概要 －

安全施設、資機材	目的	ベテスタル部を除く冷却材窒素ガス流路	運転条件
通常運転時	コンクリート遮へい体及びベテスタル部を冷却し、制限温度以下に保持する。	原子炉容器ピットのコンクリート遮へい体と安全容器の間隙部（第1図）	通常運転時のコンクリート遮へい体及びベテスタル部におけるガンマ発熱の冷却であり、除熱量は小さい。
原子炉容器外面冷却による崩壊熱除去運転時	原子炉容器内の健全炉心の崩壊熱を除去し、炉心損傷を防止する。	原子炉容器とリークジャケットの間隙部（第2図）	原子炉停止後の崩壊熱の冷却であり、除熱量が大きい。窒素ガス流路の切替え及び冷却水流量の増大に係る操作が必要である。



第1図 通常運転時



第2図 原子炉容器外面冷却



## 原子炉容器外面冷却に関する窒素ガス流路の切り替え及び冷却水の増大に係る手順

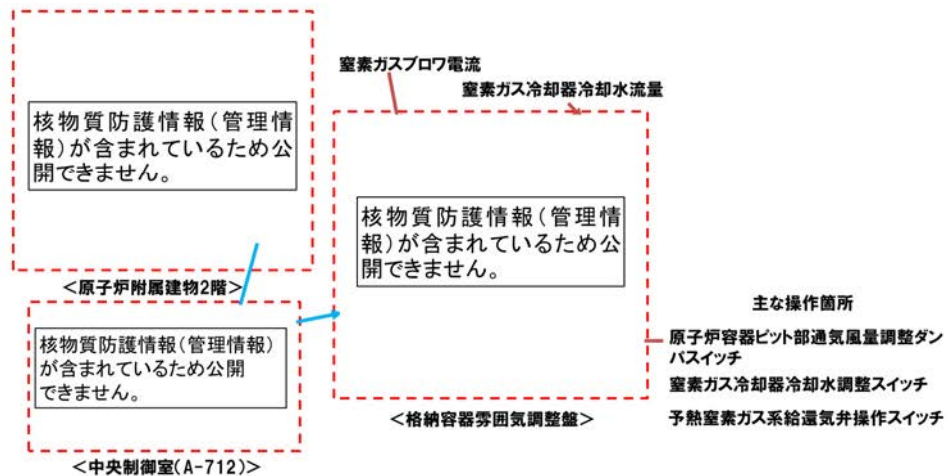
### － 手順概要(1) －

- (1) 主冷却系及び補助冷却系での強制循環冷却並びに自然循環冷却による崩壊熱除去機能が喪失した場合、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により、原子炉の崩壊熱を除去するため、運転員は以下の操作を実施する。
- (2) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス流路を、原子炉容器ピット部から予熱窒素ガス系に切り替える。
- (3) コンクリート遮へい体冷却系窒素ガス冷却器の通水流量を増加させる。

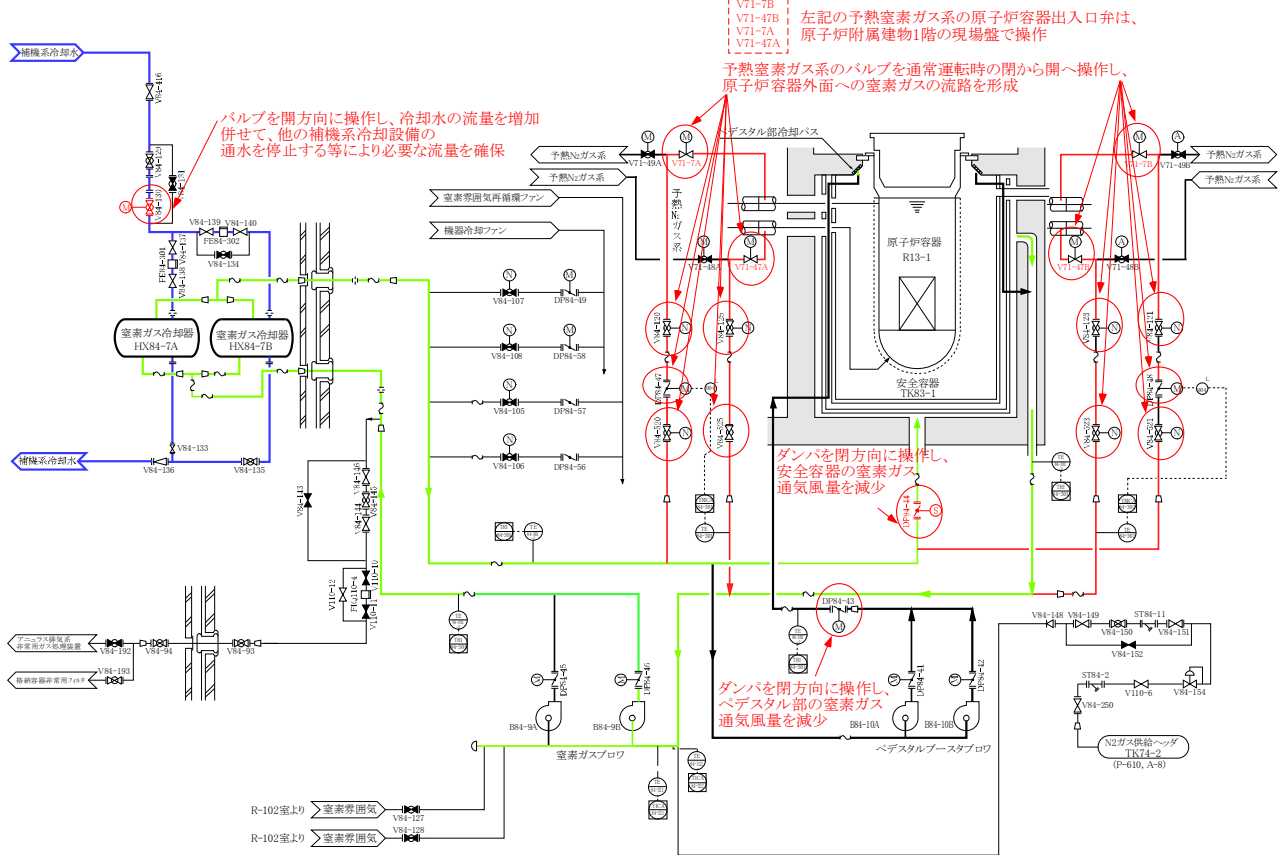
なお、補機系揚水ポンプ出口流量の増加、又は、補機冷却水系の他の機器への通水停止によるコンクリート遮へい体冷却系窒素ガス冷却器の通水流量の増加も可能である。

上記の操作は、補助冷却設備の強制循環失敗と判断した時点(事象発生約30分後)で、操作を開始する手順とし、中央制御室で、運転員2名により30分以内に操作を実施することが可能である。予熱窒素ガス系の原子炉容器出入口弁(V71-7A、47A、V71-7B、47B)は、原子炉附属建物1階の現場盤で操作する必要があるが、上記の30分以内に操作を実施することが可能である。

他方、主冷却系による循環流路を喪失し、崩壊熱除去機能を喪失するのは、事象発生の約180分後であり、操作を実施するのに十分な猶予時間が確保される。



# 原子炉容器外面冷却に関する窒素ガス流路の切り替え及び冷却水の増大に係る手順 — 手順概要(2) —



1次補助冷却系サイフォンブレイク弁の誤開の防止対策及び誤開の影響について

### 1次補助冷却系サイフォンブレークの誤開の影響

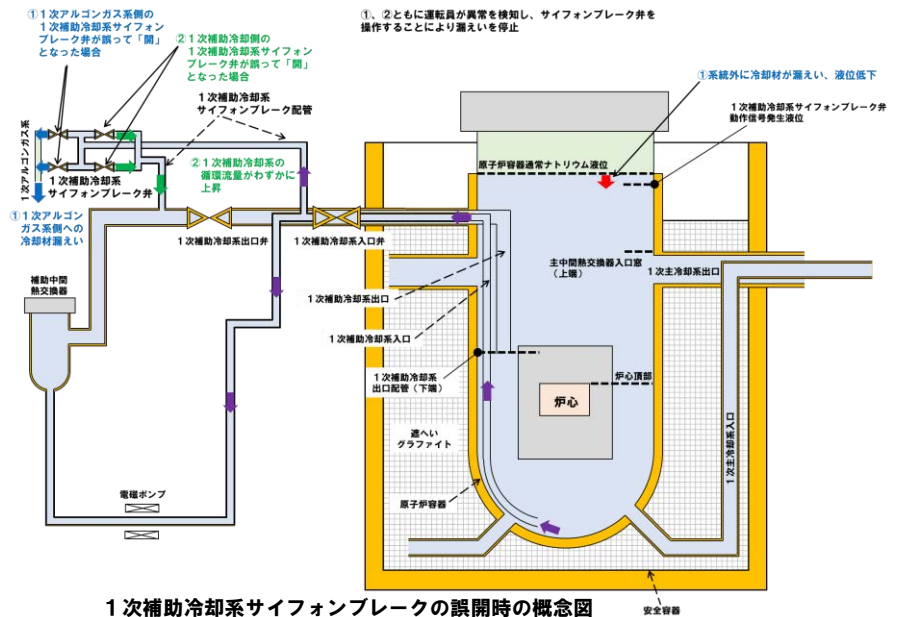
- 1次補助冷却系のサイフォンブレーク弁は、1次補助冷却系のナトリウム漏えいの検知（2 out of 28）、原子炉容器の冷却材液位低（NsL-320mm）、ボニーモータ1台停止の条件が成立した場合に「開」となり、これらの故障時に誤って「開」となることはない。また、1次補助冷却系のサイフォンブレーク弁は、誤操作防止のために、操作スイッチにカバーを設置するとともに、運転中は操作禁止タグを取り付けることから、運転員の単一の誤操作により、誤って「開」となることはない。
- 上記の対策にも係わらず、仮に、1次補助冷却系サイフォンブレーク弁が誤って「開」となった場合の影響は以下のとおりである。

#### ① 1次アルゴンガス系側の1次補助冷却系サイフォンブレーク弁が誤って「開」となった場合

1次アルゴンガス系と1次補助冷却系入口配管が連通する。通常運転時において、1次アルゴンガス系と1次補助冷却系入口配管が連通した場合、1次補助冷却系入口配管は、原子炉容器高圧プレナムから冷却材が流入しており、圧力は10kPa [gage] 以上である。他方、1次アルゴンガス系は、1kPa [gage] 以下に制御されていることから、アルゴンガスが原子炉冷却材バウンダリ内に混入することはない。影響は原子炉冷却材の1次アルゴンガス系側への漏えいとして現れる。本原子炉冷却材の漏えいによる除熱能力低下の影響は設計基準事故の1次冷却材漏えい事故に包絡され、運転員が異常を検知し、操作することにより、漏えいを停止できる。

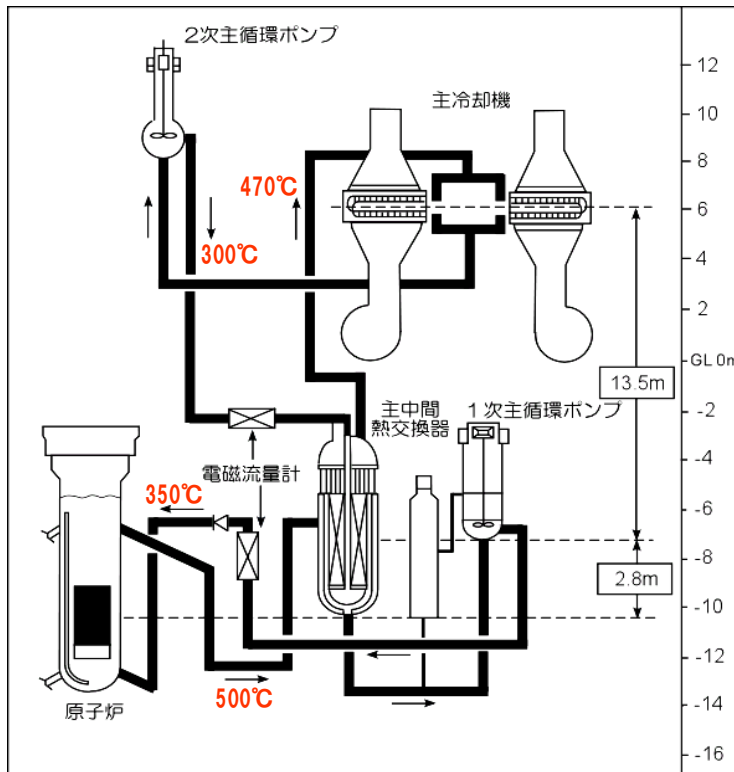
#### ② 1次補助冷却系側の1次補助冷却系サイフォンブレーク弁が誤って「開」となった場合

1次補助冷却系入口配管と1次補助冷却系出口配管が連通する。この場合、1次補助冷却系の循環流量がわずかに上昇することが想定されるが、原子炉の冷却機能への影響は小さく、運転員が異常を検知し、操作することにより、漏えい（連通）を停止できる。



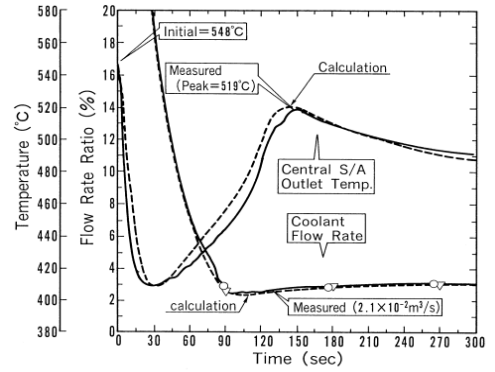
「常陽」における自然循環試験の実績について

# 自然循環は「常陽」での自然循環試験により実証



## 自然循環が可能な機器配置

過去の自然循環試験結果  
(MK-II炉心)



注) 図中の温度は、原子炉熱出力140MWの状態

- 1次主冷却系の温度差：150°C
- 2次主冷却系の温度差：170°C

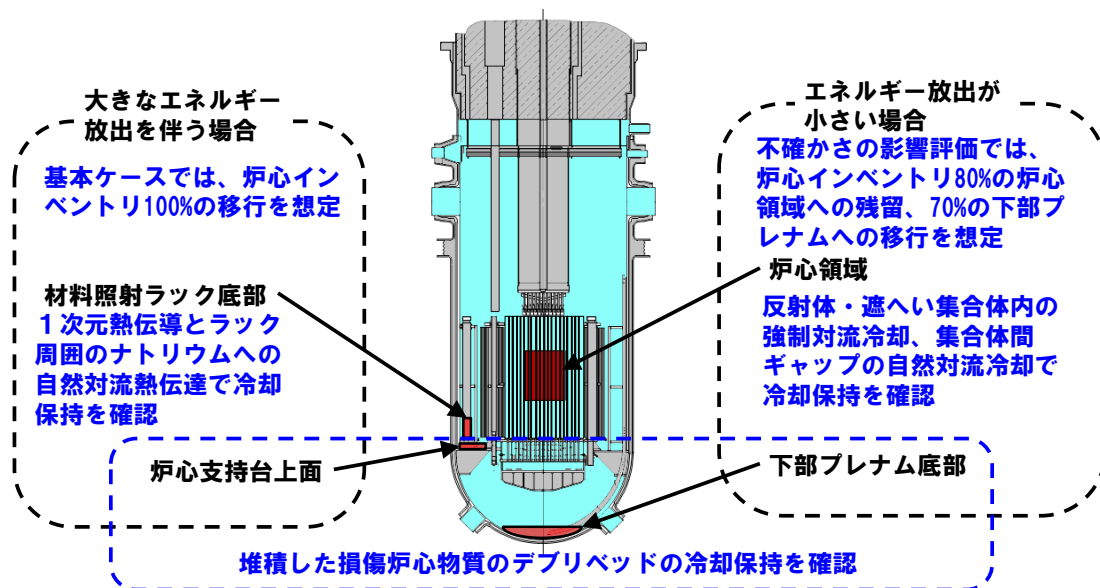
SBO 時の崩壊熱除去に係る過冷却の防止及び訓練実績について





炉心損傷後の廃止措置の検討

## ATWSの炉心損傷後の終状態

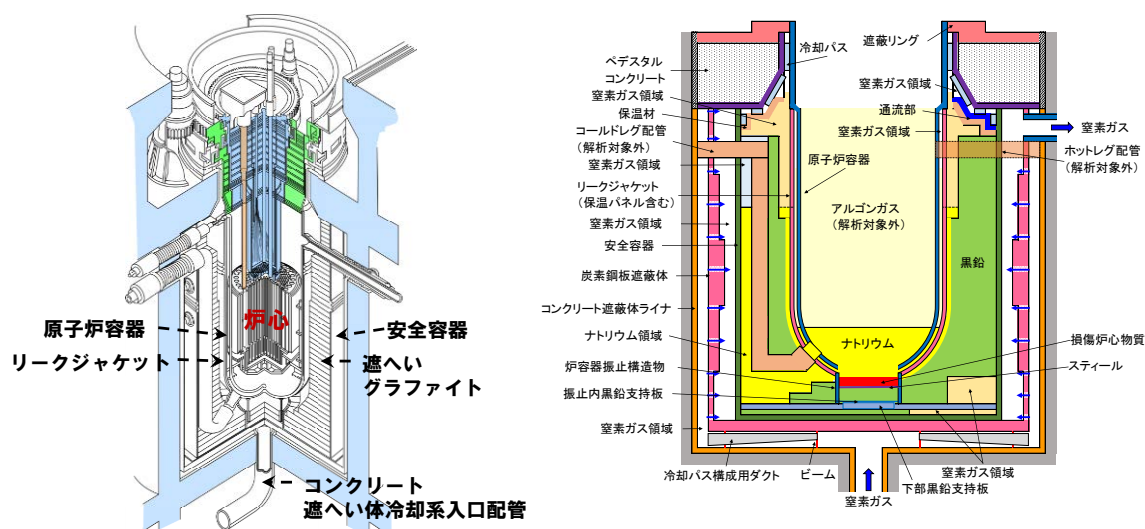


ATWSにより炉心が損傷した場合、原子炉容器内で損傷炉心物質を安定冷却し、崩壊熱と自然放熱が釣り合うまで冷却を継続し、ナトリウムが凝固して安定的に損傷炉心物質を原子炉容器内で保持した状態に移行させる。

放射性物質の減衰等のための冷却、取り出しのための技術開発、安全対策の検討後に、炉心上部機構等の貫通孔からアクセスし、廃止に係る措置を実施する。

なお、廃止に係る措置の検討にあつては、フェルミ炉等の海外炉の炉心損傷後の廃止措置の知見及び常陽の炉心上部機構の交換、炉容器内で変形した照射用実験装置の撤去作業から得られた知見を活用する。

## LOHRSの炉心損傷後の終状態



LOHRSにより炉心が損傷した場合、安全容器内で損傷炉心物質を安定冷却し、崩壊熱と自然放熱が釣り合うまで冷却を継続し、ナトリウムが凝固して安定的に損傷炉心物質を安全容器内で保持した状態に移行させる。

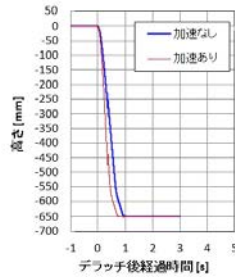
放射性物質の減衰等のための冷却、取り出しのための技術開発、安全対策の検討後に、炉心上部機構等の貫通孔からアクセスし、廃止に係る措置を実施する。

なお、廃止に係る措置の検討にあつては、フェルミ炉等の海外炉の炉心損傷後の廃止措置の知見及び常陽の炉心上部機構の交換、炉容器内で変形した照射用実験装置の撤去作業から得られた知見を活用する。

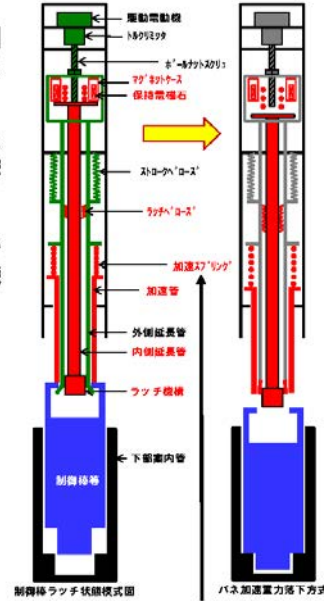
## 制御棒の落下速度による影響評価

## 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。



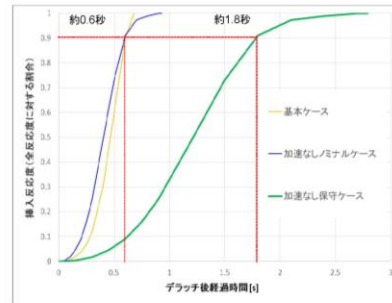
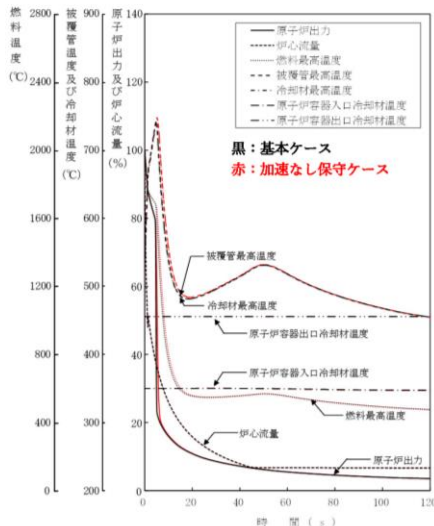
スプリング加速の有無による  
制御棒等の落下速度への影響



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）

## 後備炉停止制御棒の落下速度による炉心部最高温度評価への影響

- 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

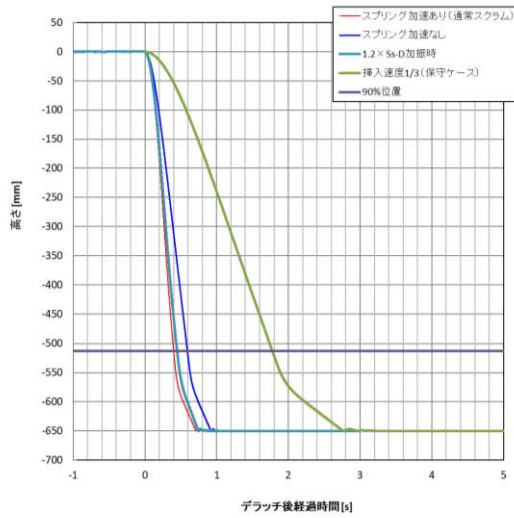


影響評価用スクラム反応度曲線

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。

BDBA 評価における破損箇所及び破損規模の想定について

## 「常陽」の配管破損の特徴

- 「常陽」の原子炉冷却材バウンダリを構成する配管には、以下に示す対策を講じており、設計条件において、配管の破断が生じることはない。また、配管エルボに代表される応力集中部における熱膨張応力や熱応力等による疲労（クリープ疲労）破損が、相対的に最も注意すべき破損様式となるが、設計にあつては、当該破損様式も考慮しており、設計条件の下で配管の破損が生じることはない。
  - (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、優れた高温強度を有しナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用
  - (ii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
  - (iii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計
  - (iv) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理
- ここで、相対的にリスクの大きい疲労（クリープ疲労）破損の発生を想定した場合、当該破損は、疲労亀裂が進展し、配管板厚を貫通した形態となる。また、「常陽」のナトリウム配管の内圧は低いため、板厚貫通時点又はそれ以前の亀裂から急速な伝播型破断が生じる可能性はない。

## 配管破損規模の想定の保守性

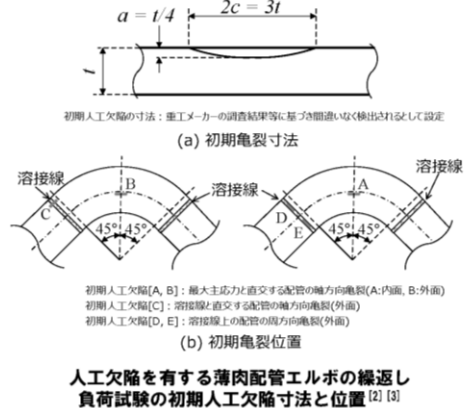
- 配管の漏えい口の大きさは既往知見<sup>[1]</sup>に基づき設定
  - ・ 既往知見<sup>[1]</sup>では、ナトリウム漏えい速度を大きく見積もるため、貫通時の亀裂中央の開口幅( $\delta$ )の算定条件として、低エネルギー配管\*1の分類条件に準じて運転圧力1.9MPaとした上で、運転温度を650℃（ $\delta$ の算出に用いる縦弾性係数を14,700kg/mm<sup>2</sup>とする。）としている。これは、 $\delta$ の算定において、 $\delta$ は内圧( $p$ )に比例し、縦弾性係数( $E$ )に反比例するため、内圧を通常運転圧力よりも高くした上で、温度を通常運転温度より高くし、縦弾性係数を小さくすることで、 $\delta$ を保守的に大きく評価するためである。
- 本評価においても、ナトリウム漏えい速度を大きく見積もるため、保守的に既往知見<sup>[1]</sup>と同等の条件としている。これは圧力においては、「常陽」の1次主冷却系配管の通常運転圧力の最大部位における約5kg/cm<sup>2</sup>（約0.49MPa）より3倍以上保守的な条件であり、温度においては通常運転温度350℃（コールドレグ配管）に対して300℃高く、縦弾性係数で約15%以上保守的な条件である。
- 加えて、「常陽」の1次主冷却系配管のD/tは60以下であるのに対して、既往知見<sup>[1]</sup>と同等にJISにおけるステンレス鋼鋼管では、D/t ≤ 127となることを踏まえて $\delta$ の算出において保守的にD/t=127として展開しているほか、設計基準事故を超える事象において開口面積として算定された0.76t<sup>2</sup>に対して保守的に約1.3倍大きく数値を丸めてt<sup>2</sup>を設定している。

\*1：既往知見<sup>[1]</sup>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漏水影響評価ガイド”，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。

[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

## 配管の破損部位の想定の妥当性

- 配管の漏えい口の大きさは既往知見<sup>[1]</sup>に基づき設定
  - 既往知見<sup>[1]</sup>では、配管の破損要因について、18の因子を抽出、破損防止対策を整理した上で、配管の破損の様相を検討している。結論として、高速炉の配管の特徴である高温構造に起因する破損の様相としては、エルボのような応力集中部における熱膨張応力、熱応力による疲労（クリープ疲労）破損が支配的であるとしている。ただし、このような破損に対しては、特に注意した設計を行っており、設計条件の下でこれが生じるとは考えられないと補正されている。加えて下記の（１）及び（２）を仮定している。
    - （１） 供用開始時点において、大きな亀裂状欠陥が存在すると仮定
    - （２） 設計条件を超える応力サイクルにより、この初期欠陥から、疲労により亀裂が成長し、肉厚貫通により冷却材漏えいが生じると仮定
  - 「常陽」の主冷却系配管等においてもエルボを用いた引き回しを行い、エルボの撓性によって管自体及び端点機器の熱膨張を吸収する設計としており、エルボの中央部（横腹部）で相対的に大きな応力集中が生じる。このため繰返し荷重による疲労（クリープ疲労）により生じる貫通亀裂は既往知見<sup>[1]</sup>と同様にエルボの中央部（横腹部）の軸方向（配管長手方向）と想定した。加えて既往知見<sup>[1]</sup>と同様に上記の（１）及び（２）を仮定した。このため既往知見<sup>[1]</sup>に準じた評価により<sup>[2]</sup>を設定している。
  - 過去に実施されたエルボの中央部（横腹部）やエルボ端部の溶接部に人工欠陥を設けた試験体（右図）に対する複数体の室温及び高温疲労試験では、エルボ中央部（横腹部）の軸方向の人工欠陥からのみ亀裂が進展・貫通することが試験的に示されており、この想定は妥当であると考えられる<sup>[2] [3]</sup>。
  - なお、「常陽」の主冷却系配管等では製造時に外観検査が実施されていることに加えて設計条件を超える応力サイクルが発生するような運転がされることはなく、上記（１）及び（２）の仮定が実際に発生するとは考えにくい。

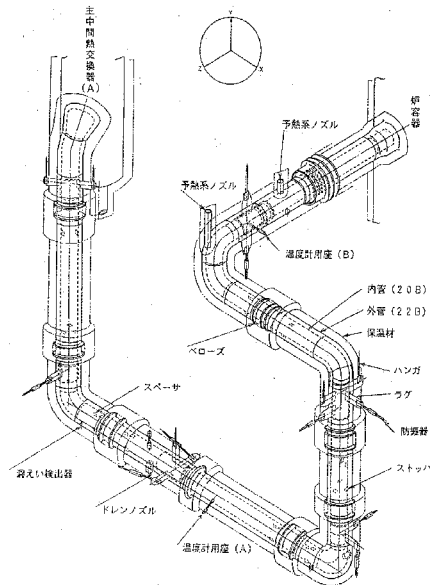


[1] 動力炉・核燃料開発事業団, “配管破損の形態と大きさについて”, PNC TN243 81-06, 1981  
 [2] Y. Sakakibara, et al, “Fatigue crack propagation from surface flaw of elbows”, Transaction of SMIRT 6, Vol. E, 1981  
 [3] Daniel Garcia-Rodriguez and Y. Sakakibara, “Fatigue Crack Propagation Experimental Evaluation and Modeling in an Austenitic Steel Elbow From a LMFBR Primary System Piping”, Proceedings of ASME pressure vessel piping conference, PVP2014-28388, 2014

## 外管による原子炉容器液位確保機能

- 1次主冷却系及び1次補助冷却系設備の機器・配管類は、二重管で構成され、万一、内管からナトリウムが漏えいした場合には、外管がナトリウム漏えい量を抑制する機能を有する（設計基準事故対処設備）。
- 外管は、以下のとおり、内管と独立性を有する設計、管理とすることで必要な信頼性を確保している。
  - ① 通常運転中は窒素雰囲気中に設置され、内面がナトリウム環境となる内管とは使用条件が異なる。また、窒素雰囲気中であるため、材料腐食及び減肉は起こらない。
  - ② ヘローズやスペーサにより、内管と外管の機械的干渉を防止する設計としている。
  - ③ 内管と外管のギャップ部には予熱窒素ガスを流通させており、外管の破損を単独で検出可能な設計としている。
  - ④ 外管は、ナトリウム漏えい時の温度、重量条件で設計しており、内管の破損により従属的に破損する可能性は極めて低い。
  - ⑤ サーベイランス試験による監視を実施している原子炉容器及び1次主冷却系配管（内管）と同じSUS304を使用し、熱過渡及び照射条件は原子炉容器等より緩和されることから、材料劣化による破損のリスクは極めて小さい。

なお、炉心損傷防止措置の安全容器及び漏えいループのサイフォンブレイクによる液位確保は、設計基準事故対処設備である外管と異なる方法での液位確保方策であり、多様性、独立性及び位置的分散を有する措置を講じている。



1次主冷却系配管二重管構造図  
 (原子炉容器～主中間熱交換器)





LF 時の燃料破損検出時の原子炉停止と  
放射性物質の閉じ込め・貯留の手順

■ LF時の燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の手順

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作 時間	主な監視パラメータ
(1) 燃料破損検出系の警報が発報し、その指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限(カバーストック燃料破損検出設備:バックグラウンドの値の10倍の計数率)を超過したことを確認した場合、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長	40分程度*1	・燃料破損検出系の警報
(2) 手動スクラムボタンによる原子炉手動停止	運転員(1名)	20分以内で実施可能	
(3) (2)により制御棒等が挿入できない場合、以下の①~③の操作を順に実施(いずれかの一つの操作が有効であれば、制御棒等が挿入され原子炉は停止) ① 励磁制御棒全数スイッチの「切」 ② 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁スイッチの「切」 ③ 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチの「切」			
(4) (3)によっても制御棒等の挿入ができない場合、各制御棒の駆動機構又は各後備炉停止制御棒の駆動機構スイッチを「挿入」として個別に挿入			
(5) 原子炉カバーストック中の放射性物質を閉じ込めるため、1次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」		5分以内で実施可能	

\*1: 燃料破損検出系の検出時間

## 炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞について

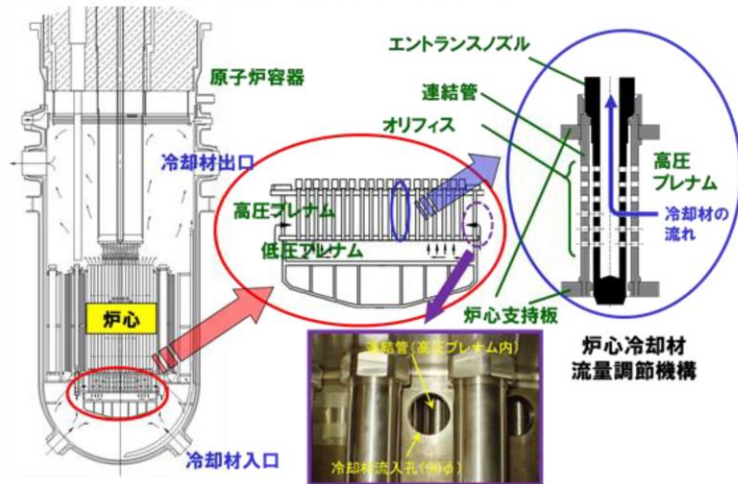
## 炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞 (TIB: Total Instantaneous Blockage) について

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

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

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

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



## LF の格納容器破損防止措置の有効性評価

■ LFの格納容器破損防止措置の有効性評価

- 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において閉塞の発生した燃料集合体における燃料の損傷を仮定し、さらに、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- 炉心の著しい損傷に至るには、閉塞が生じた燃料集合体で冷却材の沸騰、被覆管及び燃料の溶融が発生し、さらに、ラツバ管が溶融破損することで隣接する燃料集合体へ燃料の損傷が伝播する必要がある。
- 海外炉で行われた100例を超える破損燃料継続照射（破損後最大継続照射期間：320日）では、隣接する健全な燃料要素に破損が伝播した事例はなく、当該事例は、高速炉用燃料要素の破損後挙動の一般的な傾向を示しており、「常陽」において、一部の燃料要素に破損が生じた後、長期にわたってその集合体を継続使用した場合に、隣接する燃料要素への破損伝播が生じる可能性は極めて小さい。また、仮に破損伝播が発生する場合でも、LFは単一の燃料集合体の異常に起因する炉心局所の事故であり、その伝播は極めて緩慢である。
- この燃料集合体の損傷の伝播挙動は、1次主循環ポンプの運転が継続した状態で燃料集合体の損傷が伝播するUTOPと類似の挙動となるが、制御棒の誤引抜きによる反応度印加と原子炉出力上昇がないため、UTOPよりも緩慢な挙動となり、原子炉容器及び格納容器に対する影響はUTOP、さらにはUTOPの事故影響を包絡するULOFに包絡されと考えられる。
- 以上より、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。