

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

に係る説明書

（炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置の資機材及び手順）

2021 年 12 月 21 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

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【一部】
 - 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【一部】
 - 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、原則として、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。

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。

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量事故 (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 ※ 1次主循環ポンプトリップ	・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 ・核計装検出器、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) ※ 1次主循環ポンプトリップ	・後備炉停止系による原子炉自動停止時手順 ・原子炉手動停止手順 (①～③) *1 ①手動スクラムボタンによる停止 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量事故 (ULOF (ii))	※ 1次主循環ポンプトリップ		
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重量事故 (UTOP (i))	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重量事故 (ULOF (ii))	・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 ※ 原子炉出口冷却材温度高	・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 ※ 原子炉出口冷却材温度高	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) 動作失敗の重量事故 (UTOP (ii))	・代替原子炉トリップ信号※ ・上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高		同上
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量事故 (ULOHS (i))	・代替原子炉トリップ信号※ ・上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高	・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 ※ 原子炉出口冷却材温度高	同上
	2次冷却材流量減少及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重量事故 (ULOHS (ii))	・代替原子炉トリップ信号※ ・上記以外は、ULOFに同じ ※ 原子炉出口冷却材温度高		同上
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量事故 (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	・カバークラス燃料破損検出設備 (一式)	・上記に加え、2次冷却材ナトリウム漏えい時の手順 ・燃料破損検出時原子炉手動スクラム手順 ・原子炉手動停止手順 (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次アルゴンガス系の排気側の隔離手順 *3
	冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故	・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		

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、炉心損傷の防止に間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た手順を整備する。
 *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	評価事故シナシス	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"> 冷却材の安全容器内保持 補助冷却設備による強制循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器 補助冷却設備※ (原子炉容器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (補機冷却設備) ※原子炉容器液面低信号により、自動起動する。	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器内での 1 次主冷却系内管及び外管からの漏えい時手順 補助冷却設備手動起動手順*1 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。
	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"> 主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材保持 補助冷却設備による強制循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 主冷却系サイフォンブレイク 補助冷却設備※ (原子炉容器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (補機冷却設備) ※原子炉容器液面低信号により、自動起動する。	<ul style="list-style-type: none"> 安全容器外での 1 次主冷却系内管及び外管からの漏えい時手順 ①補助冷却設備手動起動手順*1 ②原子炉容器外面冷却手順*2 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、①～②の順に実施する。
	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"> 補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材の保持 主冷却系 (2 ループ) による自然循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 補助冷却系サイフォンブレイク※ 1 次主冷却系、2 次主冷却系 (原子炉容器液面計検出器、計測装置) (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備) ※原子炉容器液面低及び 1 次補助冷却系ナトリウム漏えい信号により、補助冷却系サイフォンブレイク弁が自動動作する。	<ul style="list-style-type: none"> 1 次補助冷却系の内管及び外管からの漏えい時手順 ① 1 次主冷却系強制循環機能の復旧手順*1 ② 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*3 ②の自主対策は、補助冷却系サイフォンブレイク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保した上で、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、補助冷却設備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：本操作を実施すれば液位を確保できるため、補助冷却系 (自動) サイフォンブレイク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で整備する。

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	評価事故シナジェンス	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、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)	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	<ul style="list-style-type: none"> 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 自然循環崩壊熱除去手順 1 次主冷却系強制循環機能の復旧手順 (外部電源復旧時) *1
	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		
全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗) 事故	・主冷却系 (2ループ) による自然循環冷却		<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失手順 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で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量事故 (ULOF (i))	<ul style="list-style-type: none"> 非常用冷却設備による原子炉容器内強制循環冷却 1次主冷却系：強制循環冷却 2次主冷却系：自然循環冷却 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ナトリウム噴出量の抑制 原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和（閉じ込め機能維持） 	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系強制循環設備 2次主冷却系自然循環 原子炉容器、回転ブラグ (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備) 	<ul style="list-style-type: none"> 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 1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順*1 格納容器手動アイソレーション手順*2
	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量事故 (UTOP (i))			
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) 動作失敗の重量事故 (UTOP (ii))	<ul style="list-style-type: none"> 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量事故 (ULONS (i)) 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重量事故 (ULONS (ii)) 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重量事故 (ULONS (iii)) 	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系強制循環設備 2次主冷却系自然循環 (非常用電源設備) (圧縮空気供給設備) 	<ul style="list-style-type: none"> 上記に加え、2次冷却材ナトリウム漏えい時の手順
除熱原喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	冷却材流量閉塞（千鳥格子状）事故			
局所的燃料破損 (LF)				

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：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：本操作は運転員が中央制御室で数分以内に実施できるが、操作に時間を要する可能性を考慮し、自主対策としている。
*4：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
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"> ・コング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 ・安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置：格納容器内(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 	<ul style="list-style-type: none"> ・コング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) 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全容器内での1次主冷却系内管及び外管からの漏えい事故における炉心損傷防止措置の機能喪失時手順 ・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*1 ・格納容器手動アイソレーション手順*2
	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"> ・コング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 	<ul style="list-style-type: none"> ・コングリート遮へい体冷却系 ・予熱窒素ガス系(非常用電源設備)(補機冷却設備) 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全容器外での1次主冷却系内管及び外管からの漏えい事故における炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
	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"> ・受動的安全特性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) 	<ul style="list-style-type: none"> ・1次補助冷却系での内管及び外管からの漏えい事故における炉心損傷防止措置の機能喪失時手順 ・①1次主冷却系強制循環機能の復旧手順*3 ・②原子炉容器外面冷却手順*4 <p>②の対策は、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。</p>

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：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。

*3：1次主冷却系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。

*4：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	評価事故シナクセス	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
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)	外部電源喪失及び強 制循環冷却失敗の重 量事故 (PLOHS (i))	<ul style="list-style-type: none"> 受動的な安全特性を活用した 主冷却系 (1 ループ) によ る自然循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 自然循環崩壊熱除去手順 原子炉容器外面冷却手順*1 <p>上記の自主対策は、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。</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))	<ul style="list-style-type: none"> コンクリート遮へい体冷却 系を用いた安全容器外面冷 却による損傷炉心物質の安 全容器内保持・冷却 安全板による原子炉冷却材 ハウンドリからの過圧の防止 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失 敗事故における炉心損傷防止措置の機 能喪失時手順 1 次アルゴンガス系の排気側の隔離手 順*2 格納容器手動アイソレーション手順 *3
全交流 動力電源 喪失 による 強制循環 冷却 機能喪失 (SBO)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失及び ダイーゼル発電機起 動失敗) 事故	<ul style="list-style-type: none"> 受動的な安全特性を活用した 主冷却系 (1 ループ) によ る自然循環冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時手順 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。) *4 ダイーゼル発電機機能の復旧手順*5

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。
- *2：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。
- *3：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。
- *4：全交流動力電源喪失時におい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。
- *5：ダイ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。

- 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。

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. 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。

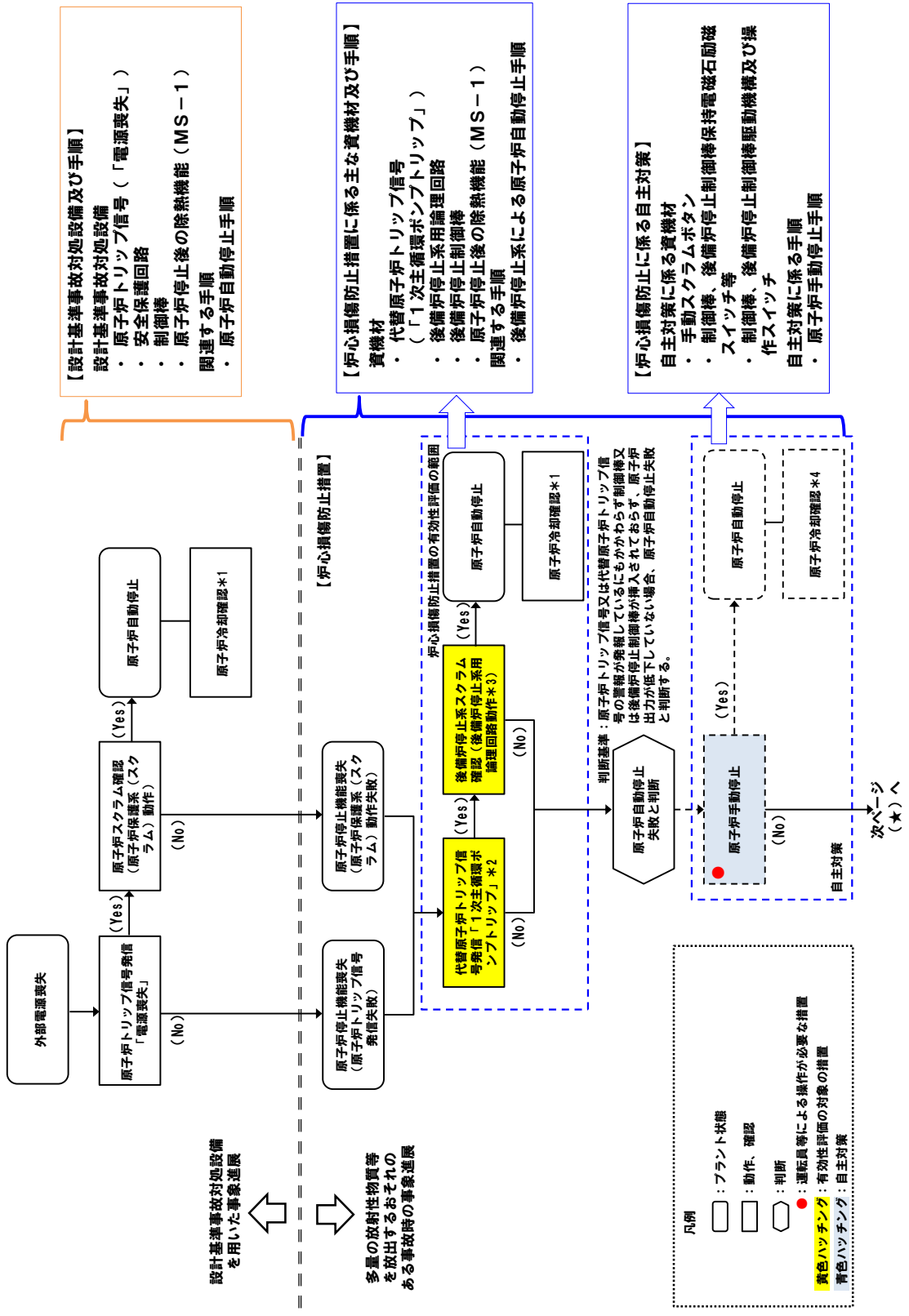
ULOF の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第 2.1.1 図に、炉心損傷防止措置の資機材を第 2.1.1 表、格納容器破損防止措置の資機材を第 2.1.2 表に示す。

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		関連系	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	非常用電源設備	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	
	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	非常用電源設備	
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）	—	原子炉手動停止手順（3.2.2節参照）
		1次主循環ポンプボニーモータ	非常用電源設備	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	非常用電源設備 圧縮空気供給設備	
	プロセス計装	検出器	非常用電源設備	
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）	駆動機構操作スイッチ	非常用電源設備	
		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	非常用電源設備		

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		関連系	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次主循環ポンプボニーモータ	非常用電源設備	
		冷却材バウンダリ	—	
		主冷却機	非常用電源設備 圧縮空気供給設備	
	核計装、プロセス計装	検出器	非常用電源設備	
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	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 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>	—	1次アルゴンガス系の排気側の隔離手順 (3.2.6 節参照)
	プロセス計装	検出器	非常用電源設備	



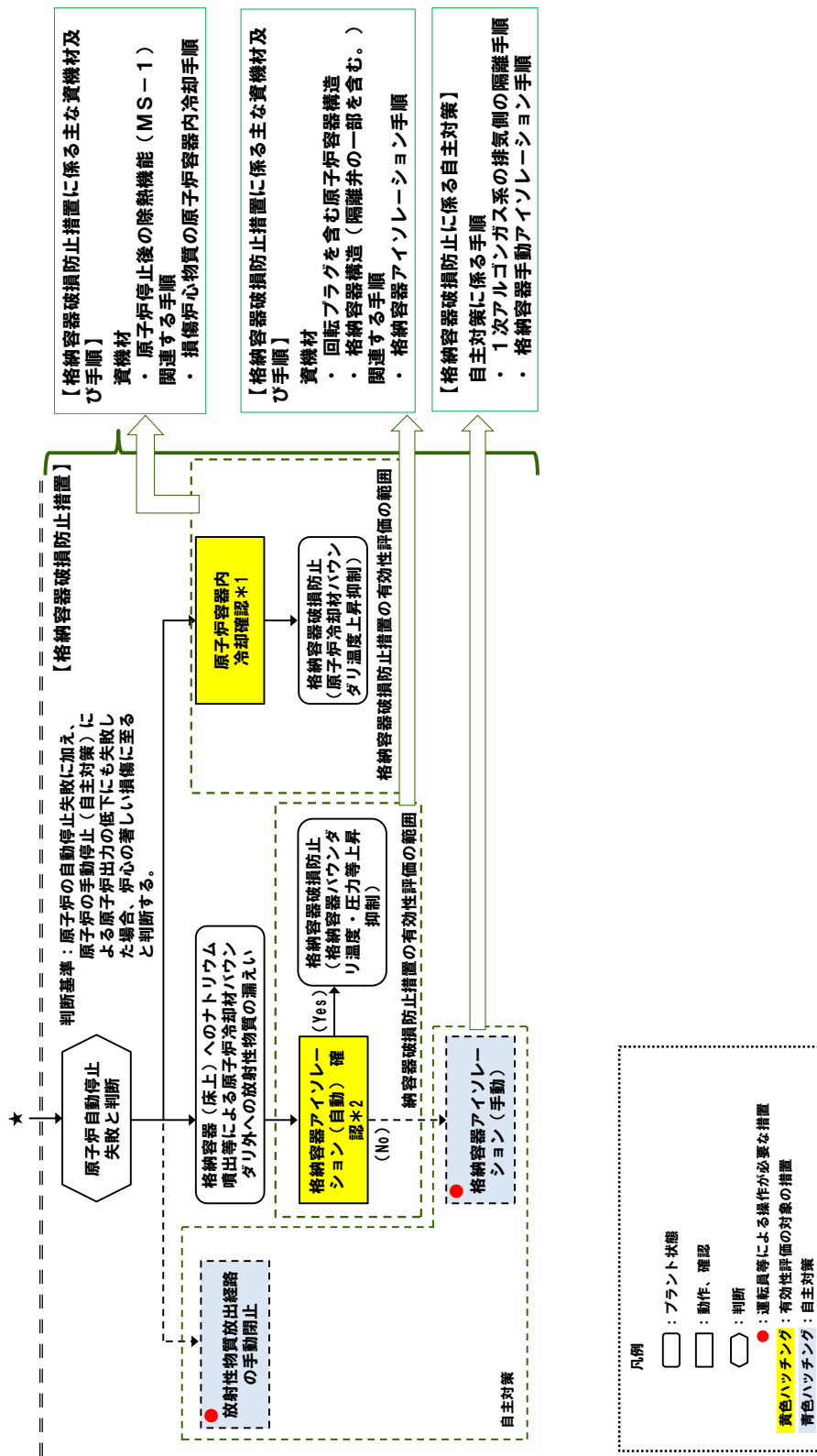
*1: 炉心 (健全) / 1次主冷却系 (強制循環; 低流量) / 2次主冷却系 (自然循環) / 主冷却機 (自然通風)

*2: 代替原子炉トリップ信号により原子炉保護系 (スクラム) が動作し、原子炉が自動停止する場合がある。

*3: 原子炉トリップ信号により後備炉停止系用論理回路が動作し、原子炉が自動停止する場合がある。

*4: 炉心 (健全又は損傷) / 1次主冷却系 (強制循環; 低流量) / 2次主冷却系 (自然循環) / 主冷却機 (自然通風)

第 2.1.1 図 UL0F 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（自然循環）/主冷却機（自然循環）
*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、温度又は床上放射能レベルが異常に上昇した場合

第 2.1.1 図 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 (2/2)

2.6 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（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
- ・安全容器より外側の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

2.6.1 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

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。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である。

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）の過圧を防止する。また、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を緩和する。

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を整備する。
 - 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、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。

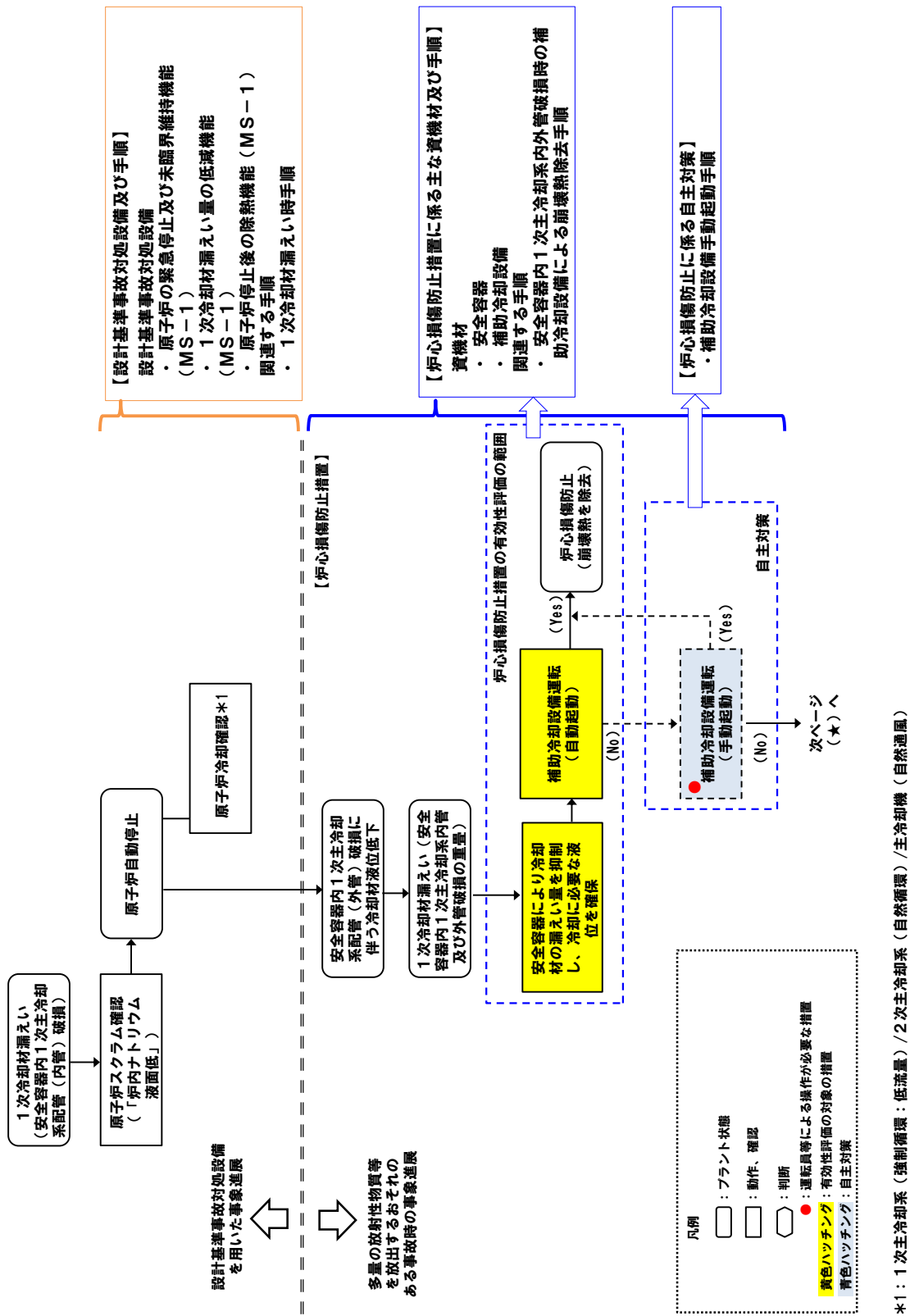
LORL（i）の事象推移と炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要を第2.6.1.1図に、炉心損傷防止措置の資機材を第2.6.1.1表、格納容器破損防止措置の資機材を第2.6.1.2表に示す。

第2.6.1.1表 炉心損傷防止措置の資機材 下線：自主対策

要求機能	資機材		関連系	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1次主冷却系内外管破損時の補助冷却設備による崩壊熱除去手順 (3.6.1.1節参照)
	計測制御系	原子炉容器液面計	非常用電源設備	
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。)	非常用電源設備 補機冷却設備 圧縮空気供給設備	
		2次補助冷却系 (補助冷却機及び循環ポンプを含む。)		
	計測制御系	原子炉容器液面計	非常用電源設備	
	補助冷却設備	循環ポンプ・補助送風機起動手スイッチ	非常用電源設備	

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

要求機能	資機材		関連系	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	—	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 (3.6.1.3 節参照)
	コンクリート遮へい体冷却系	窒素ガスブロワ	非常用電源設備	
		窒素ガス冷却器	非常用電源設備 補機冷却設備	
		ペDESTALブースタブロワ	非常用電源設備	
		窒素ガスダクト	—	
プロセス計装	検出器	非常用電源設備		
原子炉冷却材バウンダリ、カバーガスバウンダリの過圧防止機能	1次アルゴンガス系	安全板	非常用電源設備（作動検知）	
格納容器外への放射性物質の移行量の低減機能	断熱材及びヒートシंक材	断熱材及びヒートシंक材	—	格納容器自動アイソレーション手順 (3.2.4 節参照) 格納容器手動アイソレーション手順 (3.2.5 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 圧縮空気供給設備	
		<u>手動アイソレーションボタン</u>	—	
	プロセス計装	検出器	非常用電源設備	



第 2.6.1.1 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)

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。

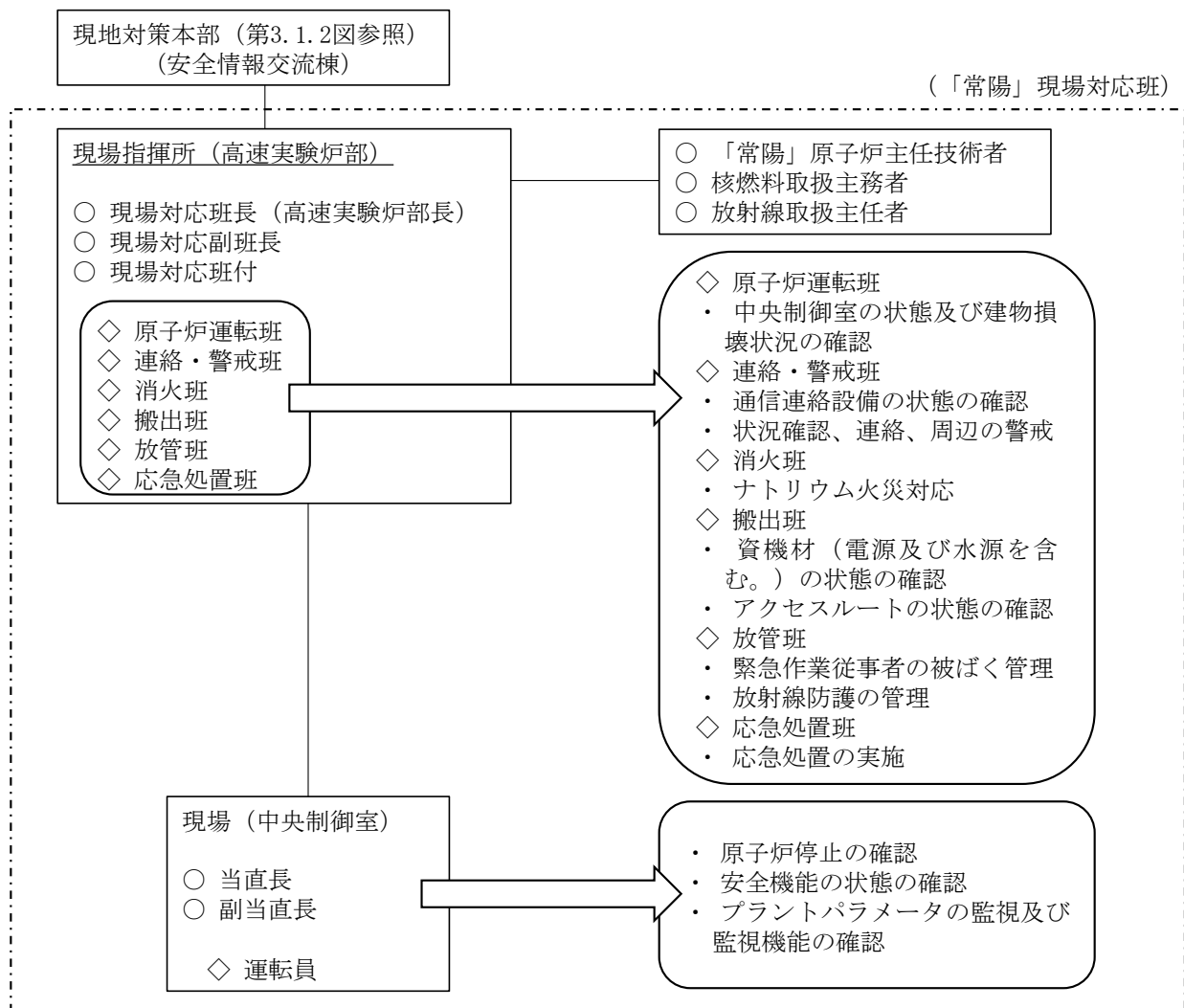
避難までの流れは、まずは、屋内退避を指示し、施設ごとに人員掌握を行う。その後、事象進展・状況に応じて、構内の適切な避難場所（北、南など）及び避難方法を決定する。現地対策本部の構成班により、構内避難場所へ誘導し、スクリーニングの実施、避難する者の連絡先を確認し、その後、事業所外への避難となる。

なお、通信連絡の詳細は、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で説明する。

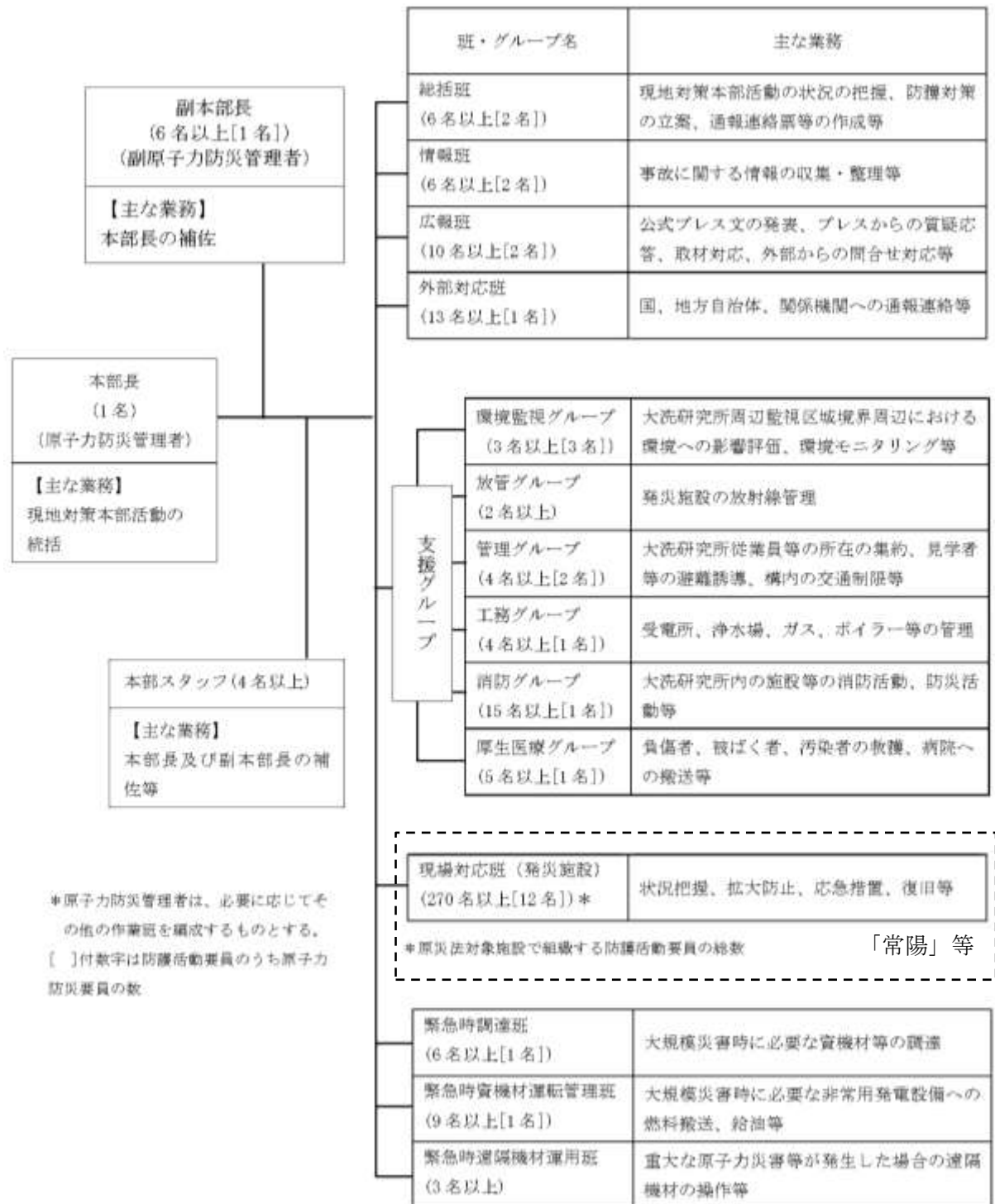
(2) 緊急作業従事者の被ばく管理

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（「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その3：格納容器破損防止措置）」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

＜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(「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										
状況判断	当直長	・運転操作指揮 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断										
炉心損傷防止措置	運転員A	・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認										
監視	運転員B、C	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくとも、自動的に機能し、原子炉は自動停止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、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止) を確認する。 ・1次主冷却系 (ボニーマータ低速運転) 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。										

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
要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)	<ul style="list-style-type: none"> ▽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) ▽原子炉自動停止失敗を確認 ▽炉心の著しい損傷に至ると判断 ▽損傷炉心物質の除熱状態の監視を開始 ▽放射性物質閉じ込めに係る監視を強化 										
当直長	<ul style="list-style-type: none"> 運転操作指揮 											
状況判断	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ信号発信確認 原子炉スクラム確認 事故発生の判断 											
状況判断	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動停止失敗と判断 炉心の著しい損傷に至ると判断 											
格納容器破損 防止措置	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内冷却確認 											
自主対策	<ul style="list-style-type: none"> 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 											
格納容器破損 防止措置	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器アイソレーション確認 											

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（ポニー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（3.4.1 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。

(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る。また、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。

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）。

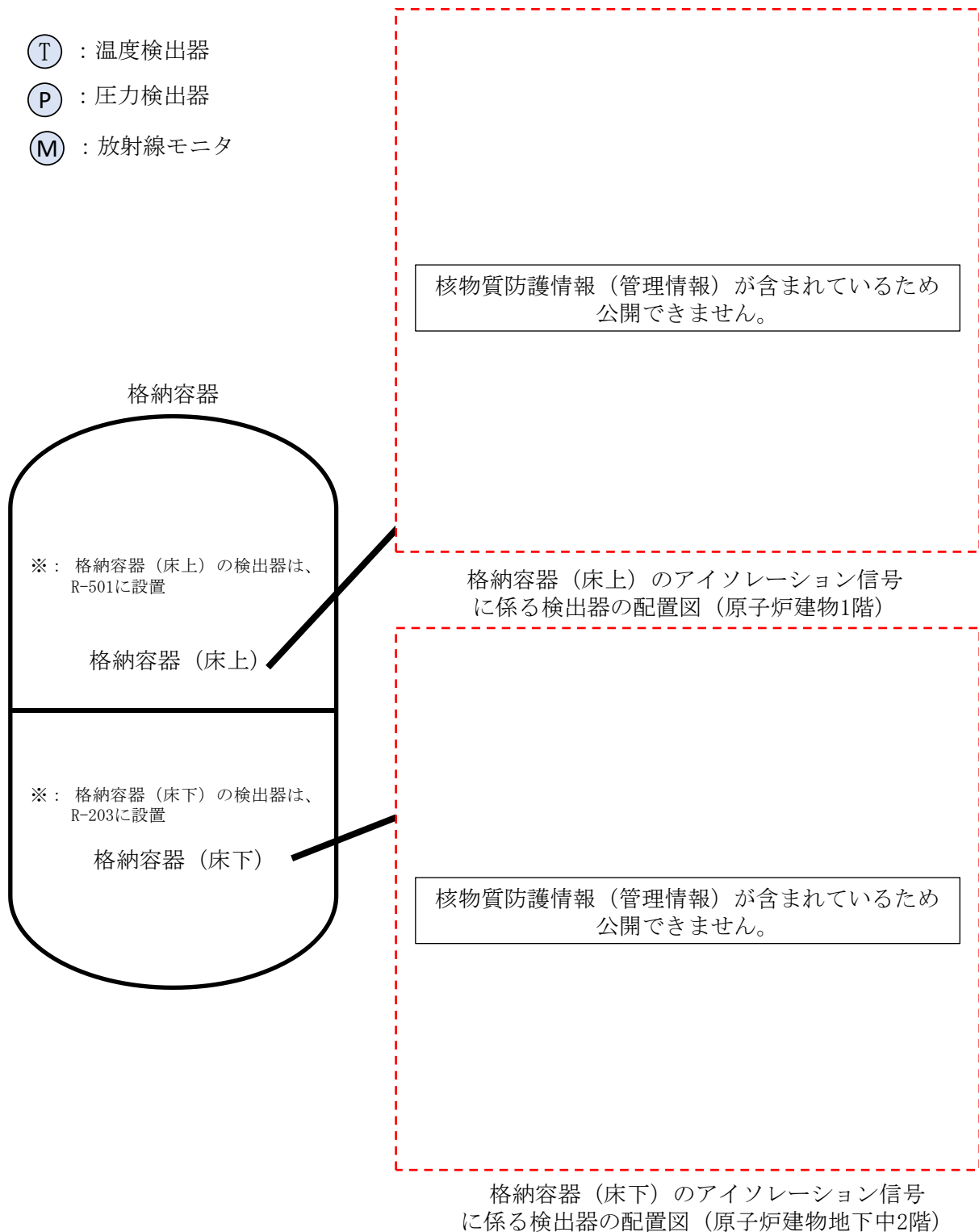
※ 上記の確認は、隔離弁の状態表示灯により行う。

※ 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

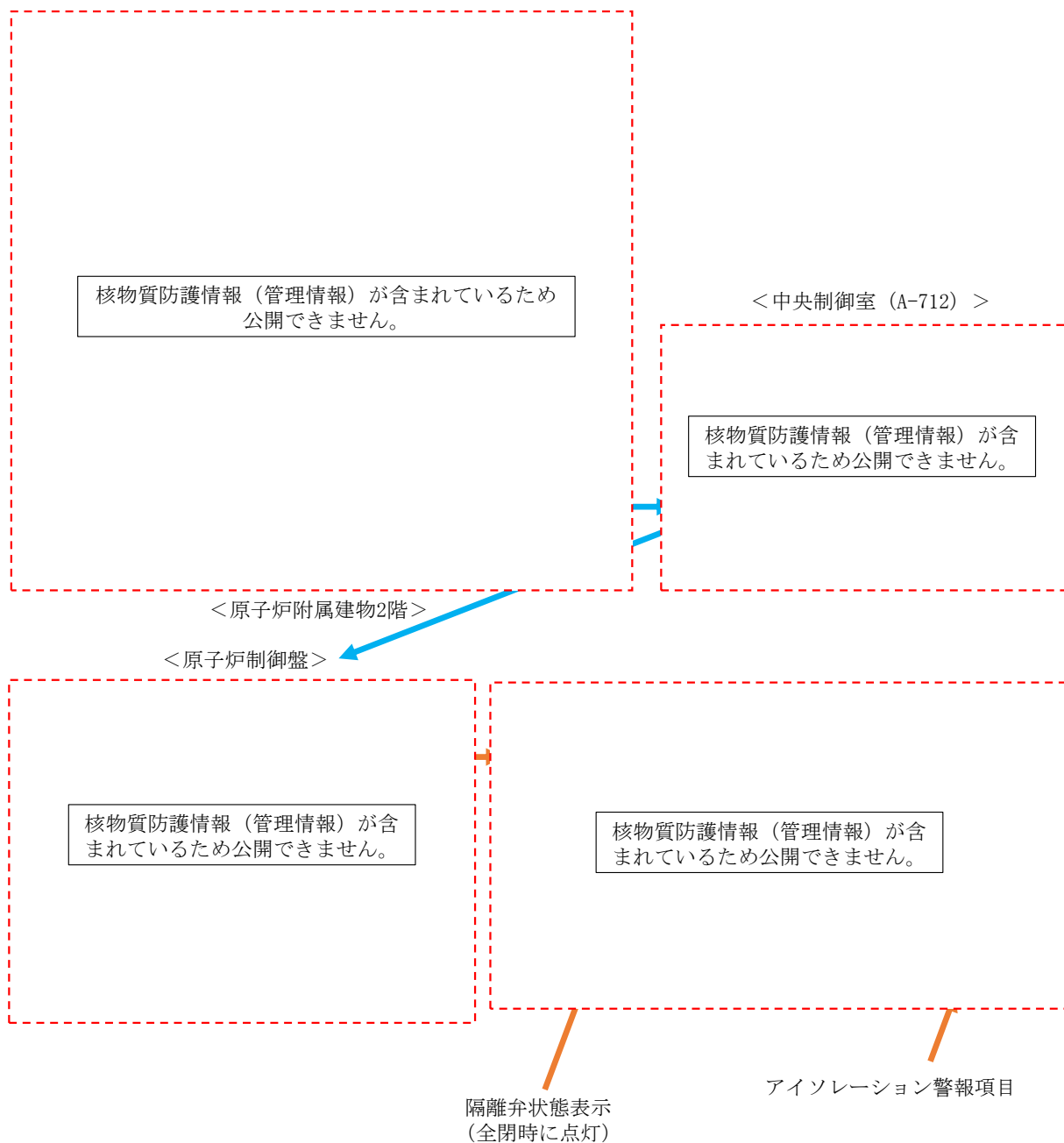
上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

- Ⓧ : 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。

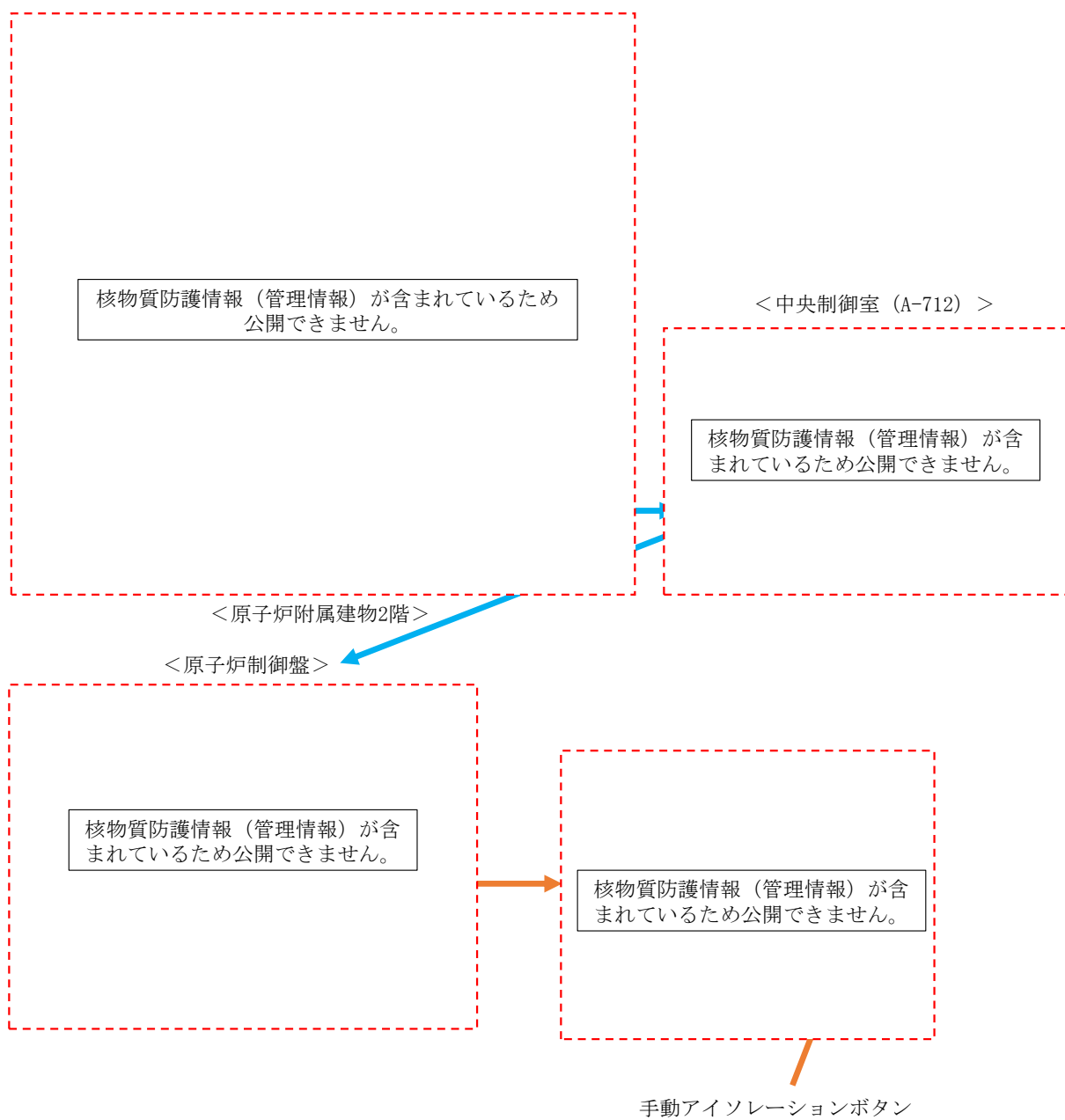
(4) 操作の成立性

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。

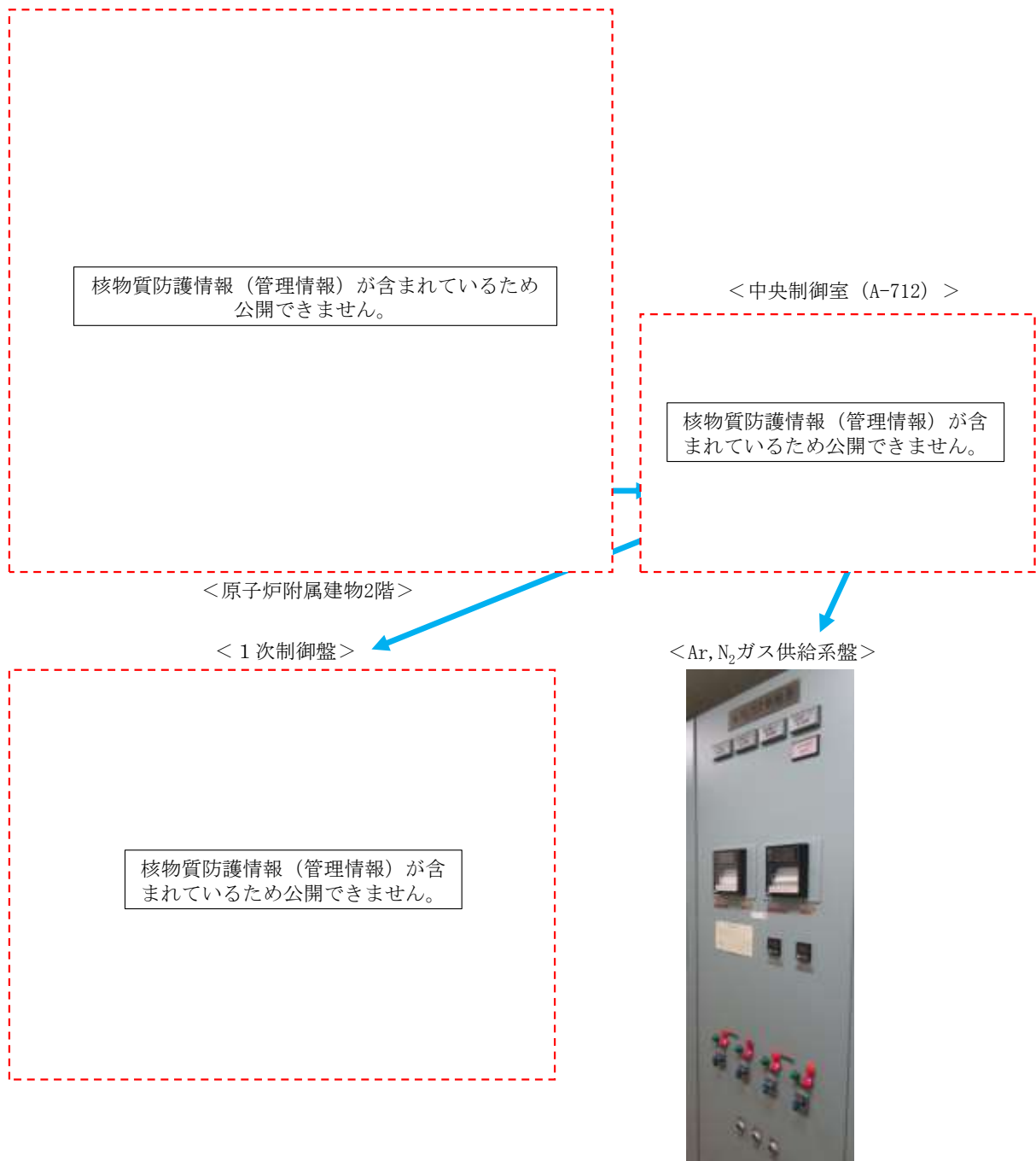
上記の①の b. の操作は、大部分が中央制御室での操作であるが、一部は現場での操作である。

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。

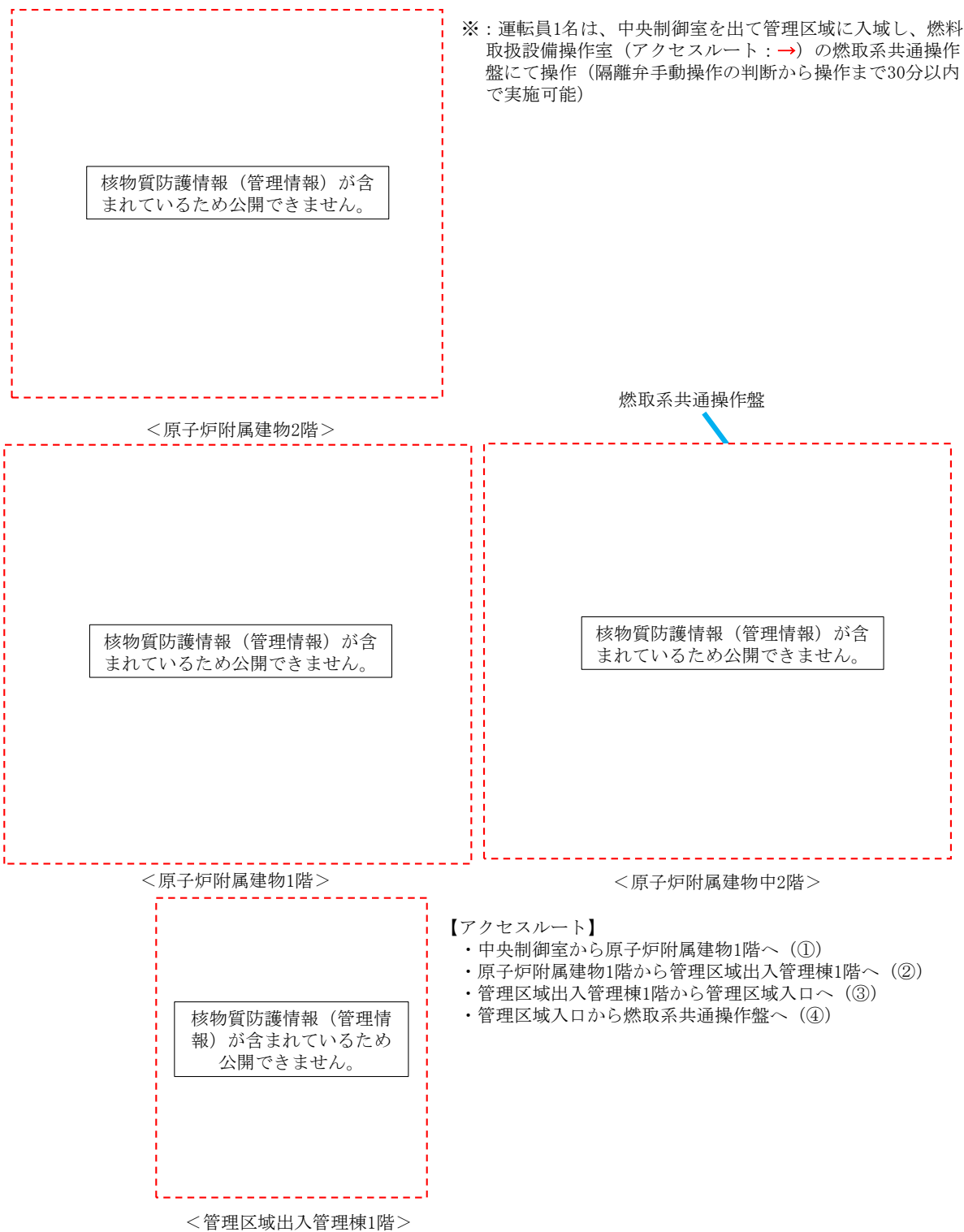


第 3.2.5.1 図 格納容器手動アイソレーションの補足
 (1/3 : 手動アイソレーションボタンの操作 (操作手順 : 「① a.」))



※：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。

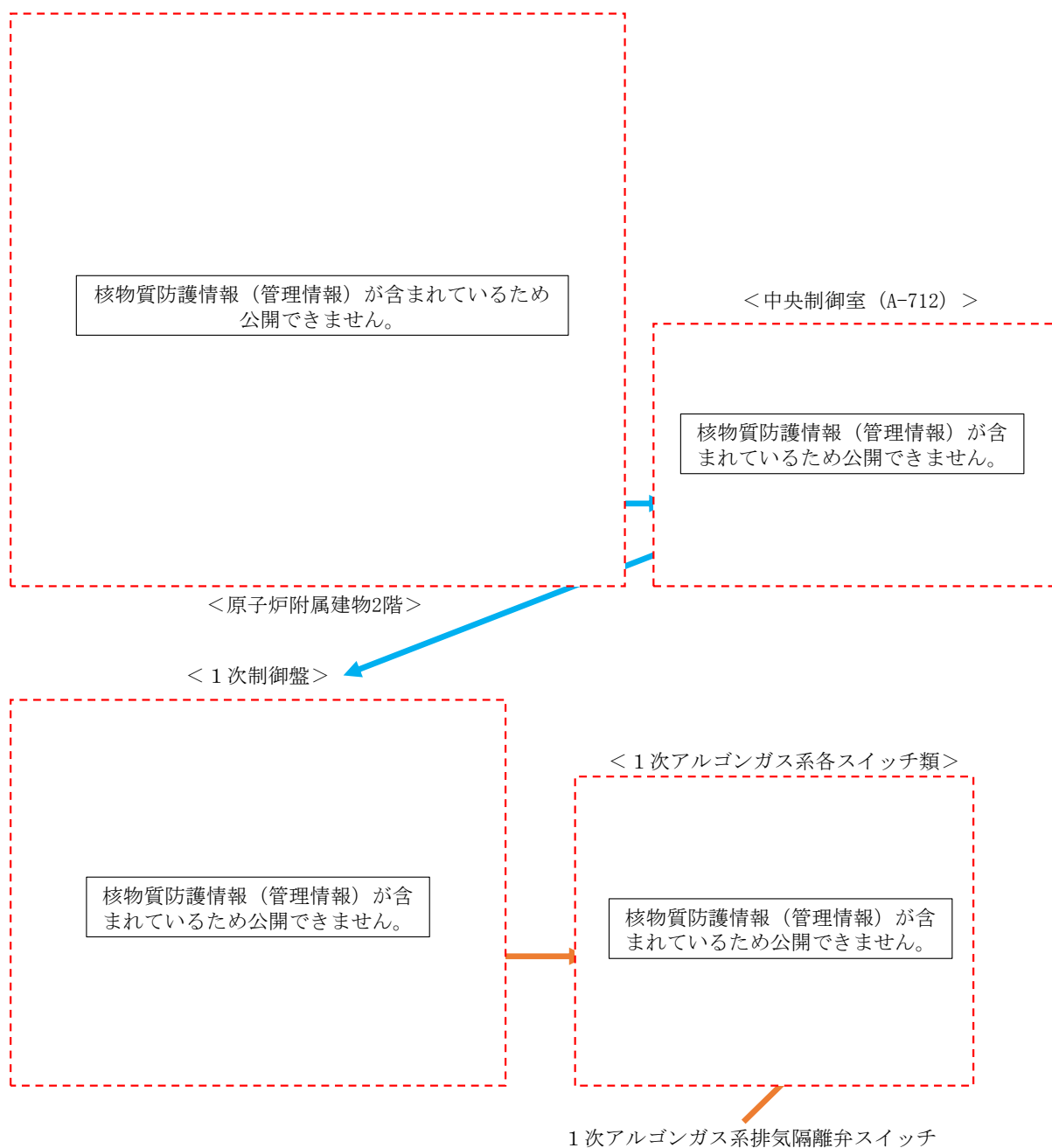
※ 上記の監視には、燃料破損検出系等を用いる。

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

3.6 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（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
- ・ 安全容器より外側の 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

- ・ 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
- ・ 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				
		5	10	20	30	60	180	300	10日		20日	30日	40日	
手順の内容 （作業に必要な要員数）	手続の内容 （中央制御室）	▽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 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽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												
		当直長	● 運転操作指揮											
		運転員A	● 原子炉スクラム確認											
状況判断	運転員A、B、D	● 事故発生、主冷却系流路喪失の判断												
	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												
炉心損傷防止措置	運転員B、C	● 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、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、液位確保の確認及び監視となる。												
		● 補助冷却設備(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。												

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56.5t/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。

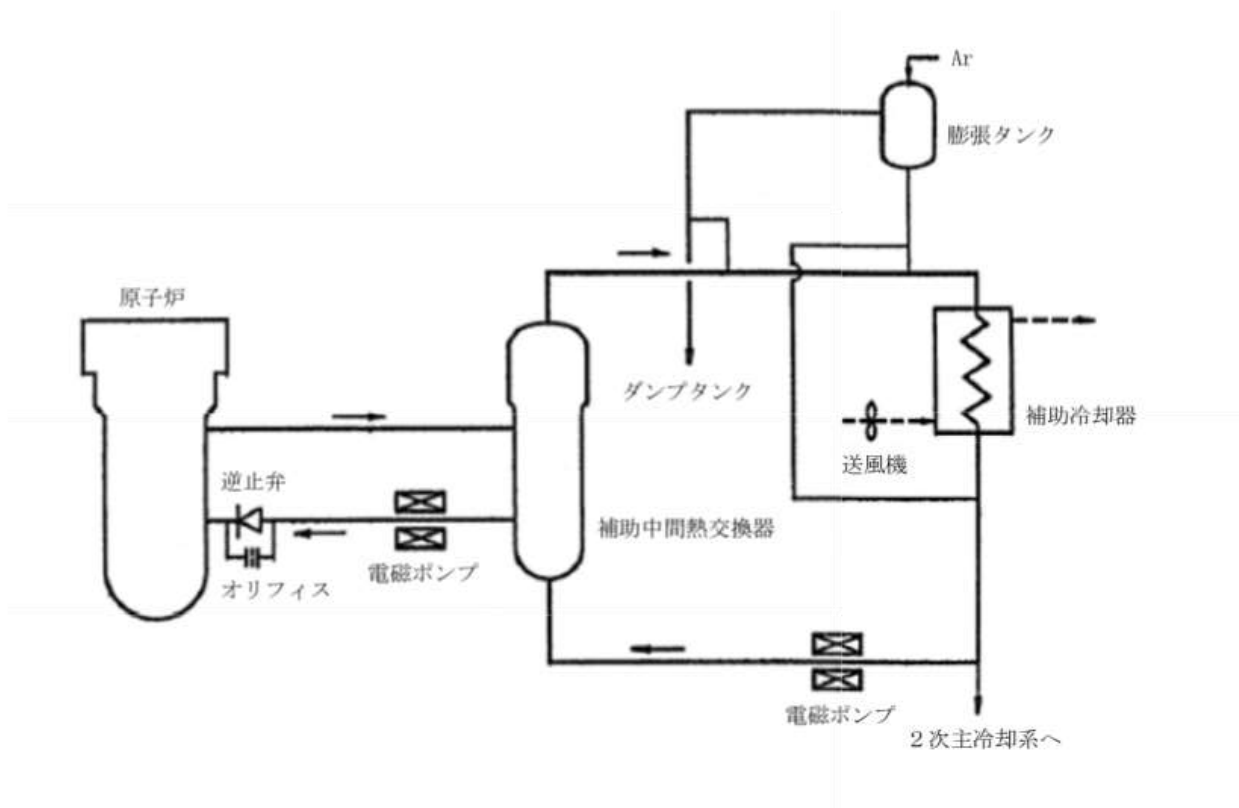
※ 上記の監視には、1次補助冷却系の温度検出器、補助冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器の液面検出器を用いる。

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 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

(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

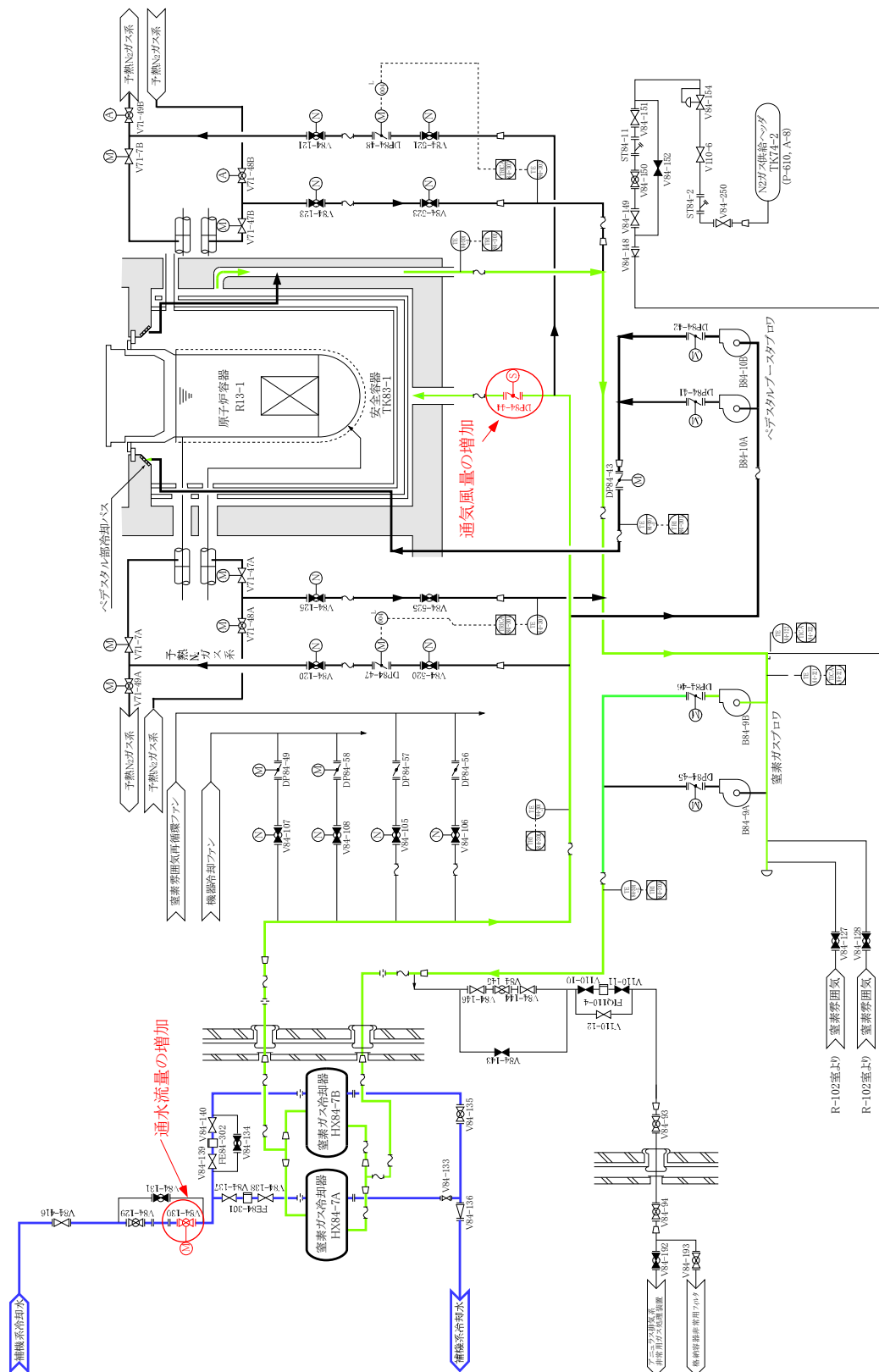
- ① 事象発生（1次主冷却系の配管（内管）破損）から原子炉自動停止の確認までは、3.6.1.2節に同じである。
- ② 運転員 A 及び B は、原子炉冷却材温度が高温、高圧に至ると判断する。
 - ※ 補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗し、かつ、原子炉容器のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合に原子炉冷却材が高温、原子炉冷却材バウンダリ等が高圧に至ると判断する。
- ③ 運転員（中央制御室）A、B、D 及び E は、以下により原子炉の状態を監視する。
 - ・ 1次アルゴンガス系の圧力を監視する。
 - ※ 上記の監視には、原子炉カバーガスの圧力検出器を用いる。
 - ※ 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。

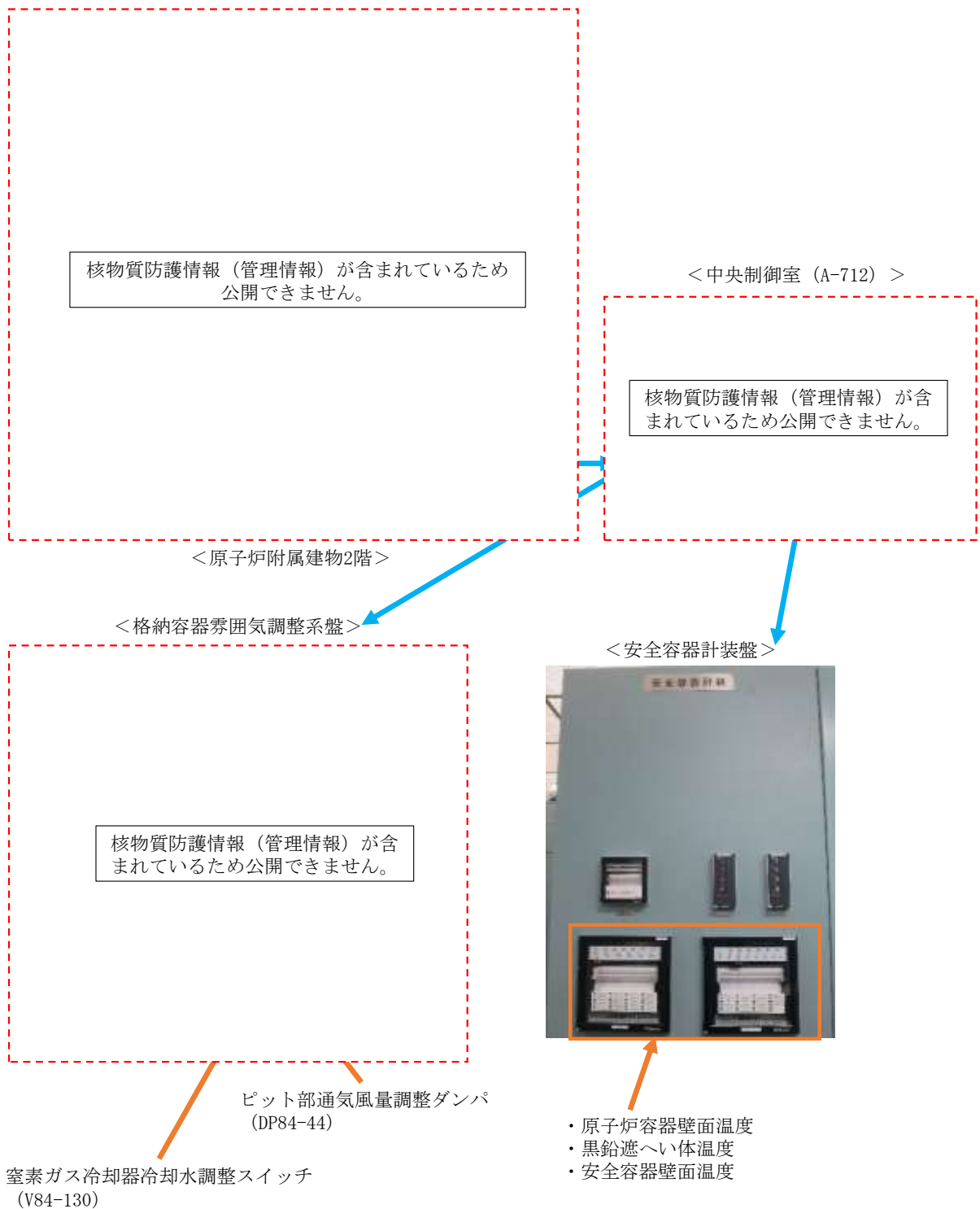
(4) 操作の成立性

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。

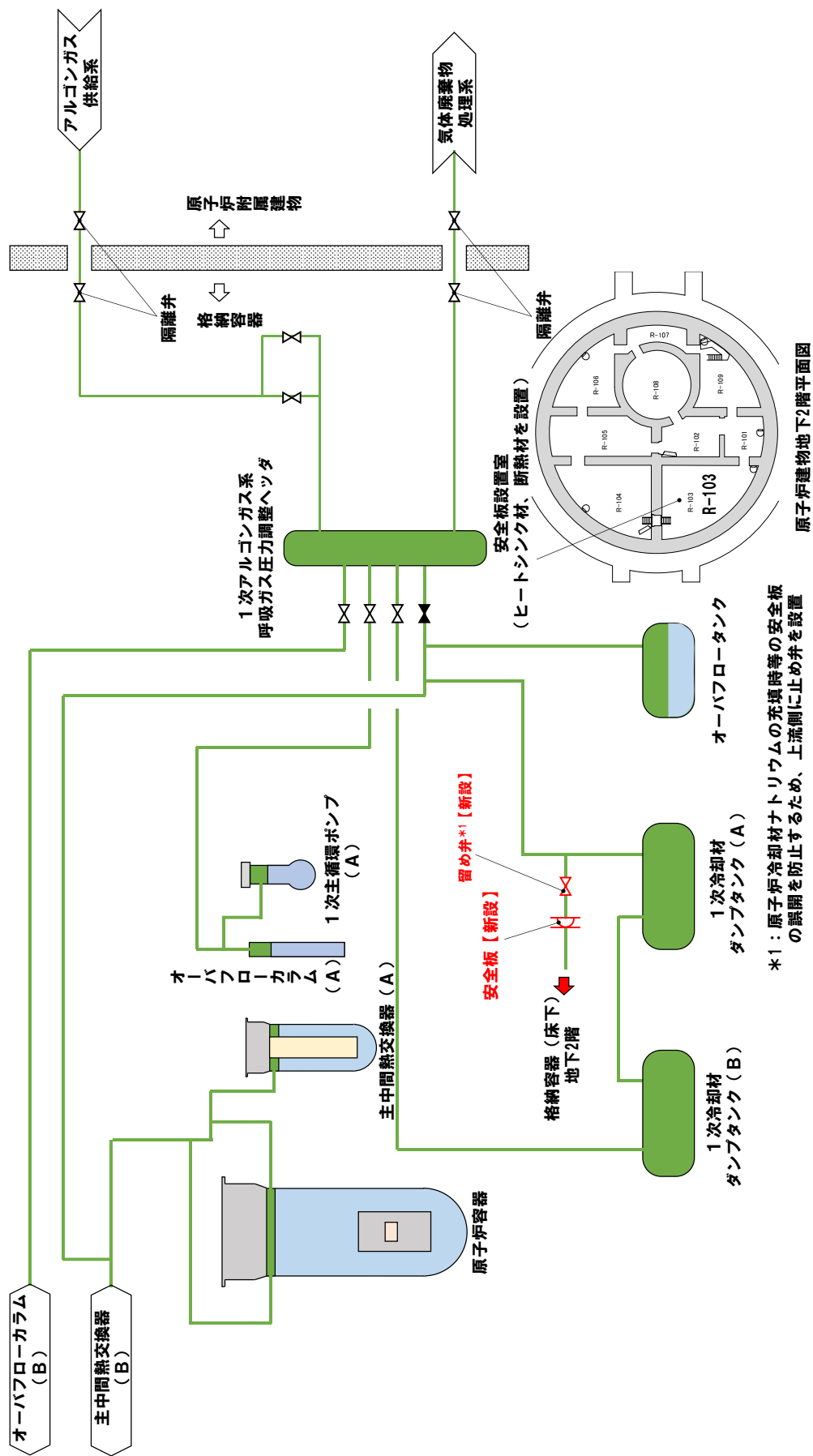
上記の④の操作は、30 分以内に実施することが可能である。



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
 (1/3 : 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 (2/3：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

(3/3：1次アルゴンガス系安全板の概念図)