

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】	

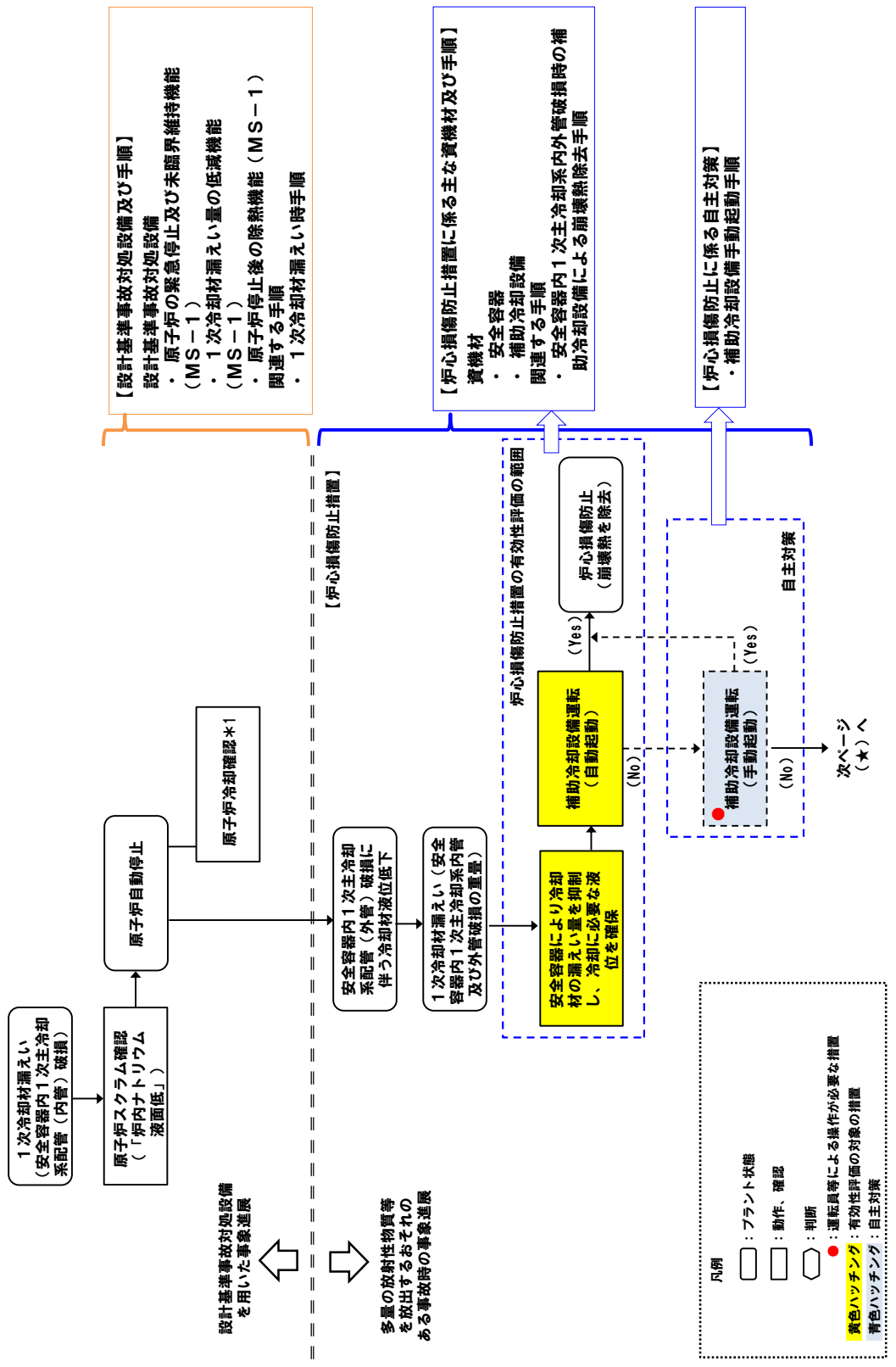
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*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】	
		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】	
		ヘデスタルブースタブロワ	ヘデスタルブースタブロワ動力電源【①】 ヘ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】	
		安全板	非常用電源設備（作動検知）【③】	
		断熱材及びヒートシंक材	—	
		1 次アルゴンガス系	非常用電源設備【①/③】	
		断熱材及びヒートシंक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	断熱材及びヒートシं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 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】	補助冷却設備手動起動手順

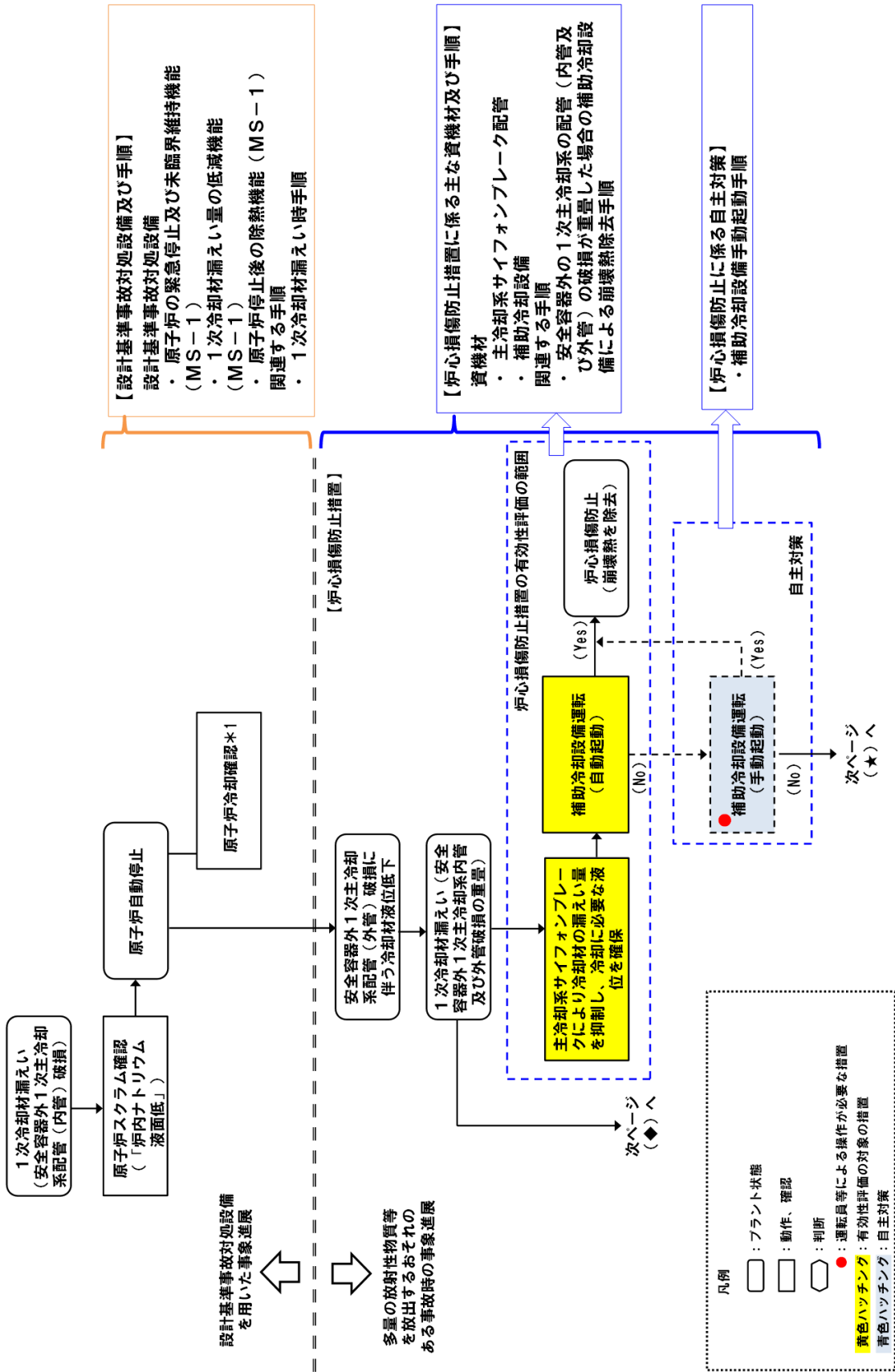
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」

*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

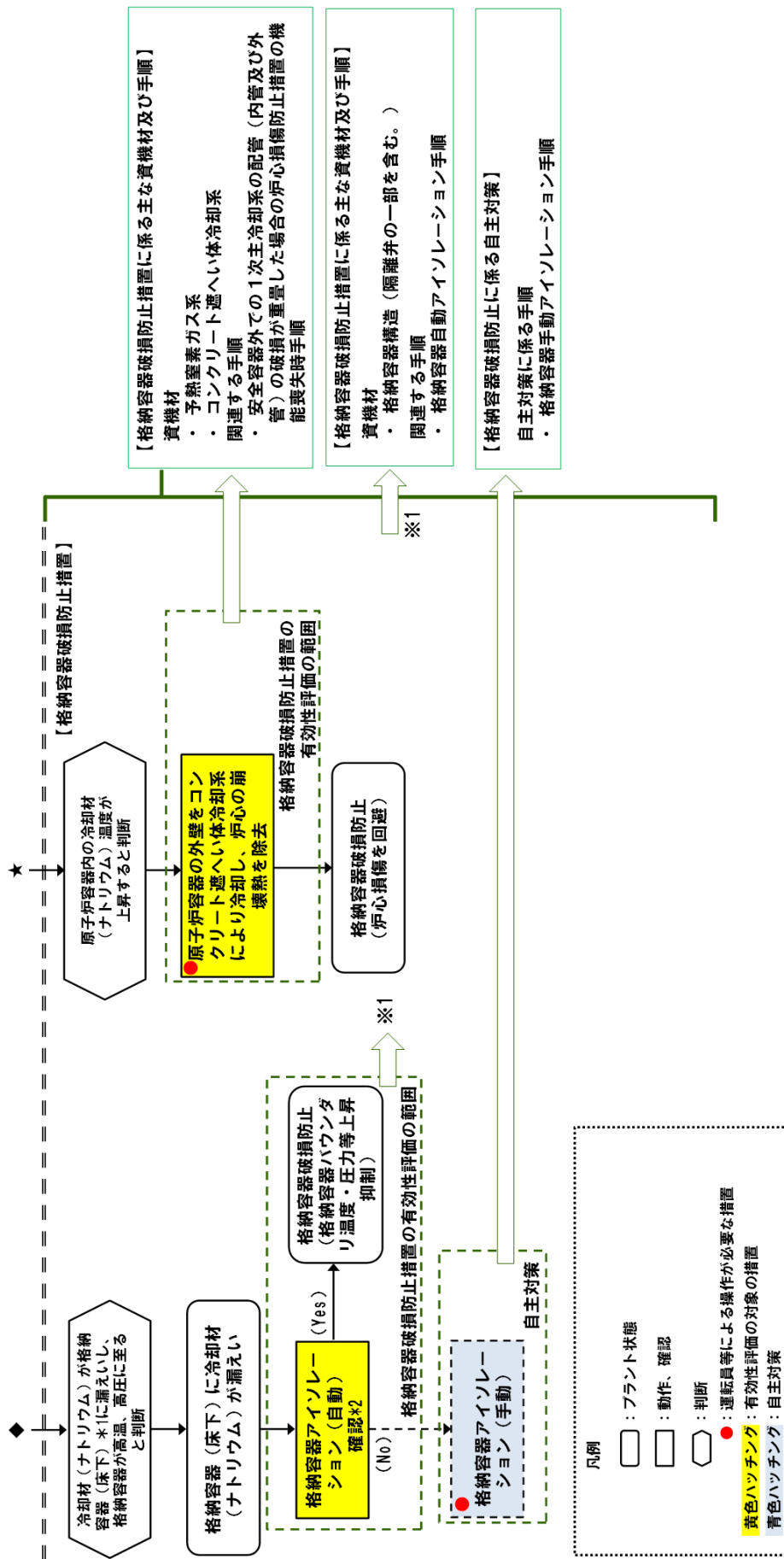
要求機能	資機材		関連設備 【】内：電源供給元*1	関連手順
	系統又は機器	機器		
原子炉停止後の除熱機能	原子炉冷却材ハウジング	原子炉容器	-	安全容器外の1次主管冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重量した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順
	コンクリート遮へい体冷却系	窒素ガスブロワ	窒素ガスブロワ動力電源【①】 窒素ガスブロワ制御電源【①】 ピット部風量調節タンバ動力電源【②】 ピット部風量調節タンバ制御電源【②】	
		窒素ガス冷却器	補機系揚水ポンプ動力電源【①】 補機系揚水ポンプ制御電源【①】 補機系冷却塔ブロワ動力電源【①】 補機系冷却塔ブロワ制御電源【①】	
		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」



*1: 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2.5.2.1 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ンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフ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ンブレイク止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」

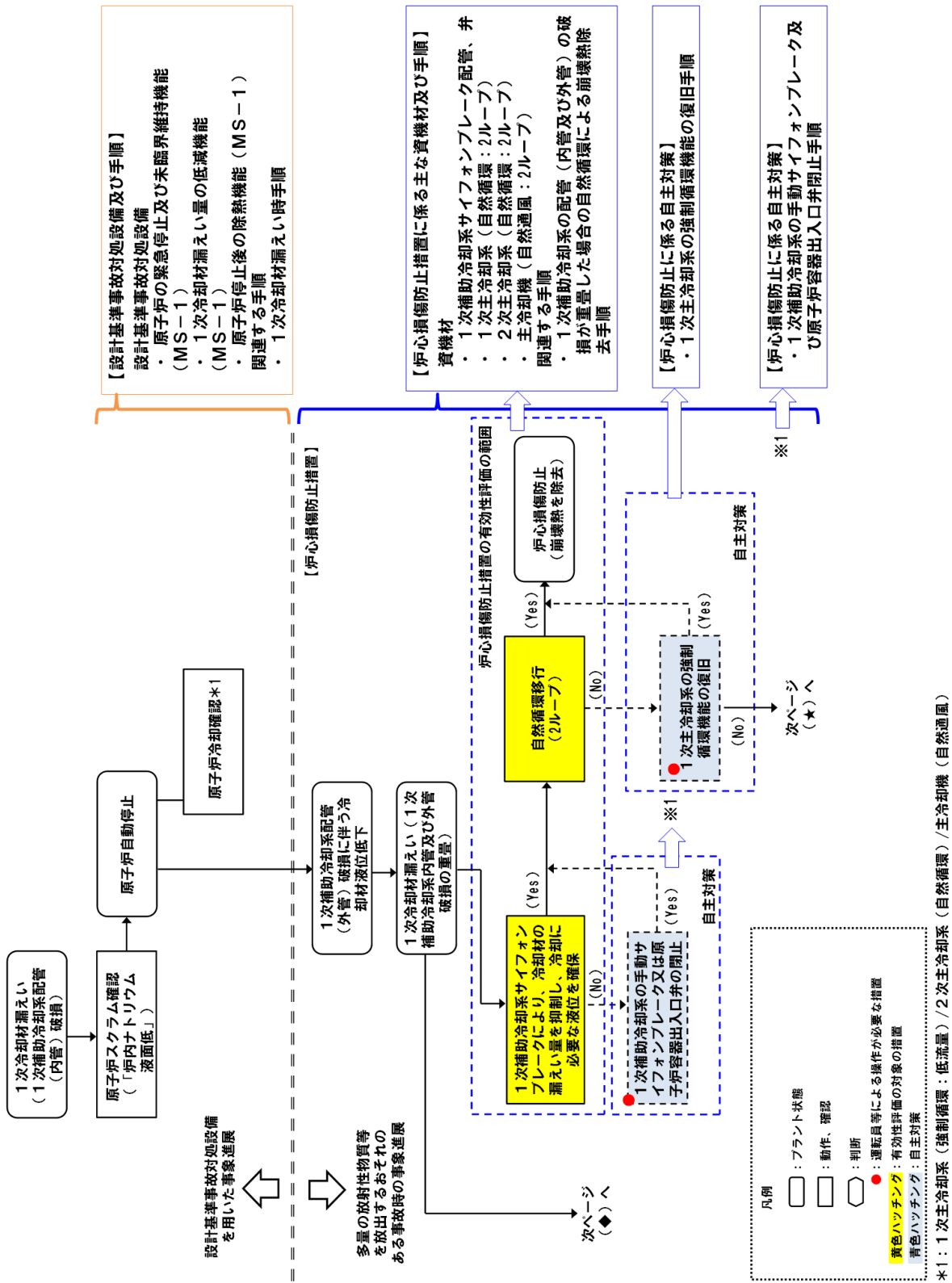
*2：アキウムレクタタンクより下流側が対象

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 した場合は炉心損 傷防止措置の機能 喪失時手順
		冷却材ハウダリ	—	
		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】	
格納容器外への 放射性物質の移 行量の低減機能	原子炉格納施設	格納容器、格納容器ハウダリ 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
	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 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】	
原子炉停止後の 除熱機能		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】	
	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：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】

- 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。

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 及 び 強 制 循 環 冷 却 し た 場 合 の 自 然 循 環 (<u>2</u> ループ)による 崩壊熱除去 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【 <u>2</u> 】		
		検出器、計測装置	非常用電源設備【 <u>2</u> / <u>3</u> 】		
	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【 <u>2</u> / <u>3</u> 】 オイルプレッシャーユニット動力電源【 <u>2</u> 】 オイルプレッシャーユニット制御電源【 <u>2</u> 】	
		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【 <u>1</u> 】 1次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【 <u>2</u> / <u>3</u> 】 機器冷却ファン動力電源【 <u>1</u> 】 機器冷却ファン制御電源【 <u>1</u> 】	強 制 循 環 機 能 の 復 旧 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【 <u>1</u> 】 2次補助冷却系電磁ポンプ制御電源【 <u>1</u> / <u>2</u> / <u>3</u> 】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン動力電源【 <u>1</u> 】 2次補助冷却系電磁ポンプ冷却ファン制御電源【 <u>1</u> / <u>2</u> / <u>3</u> 】	
			補助送風機動力電源【 <u>1</u> 】 補助送風機制御電源【 <u>1</u> / <u>2</u> / <u>3</u> 】 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【 <u>2</u> 】		

*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：アキウムレター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】	
		ペデスタルブースタプロ ワ	ペデスタルブースタプロワ動力電源【①】 ペデスタルブースタプロワ制御電源【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】	
		検出器、計測装置	非常用電源設備【②/③】	
	プロセス計装	予熱窒素ガス系仕切弁	非常用電源設備【②/③】	
	予熱窒素系			

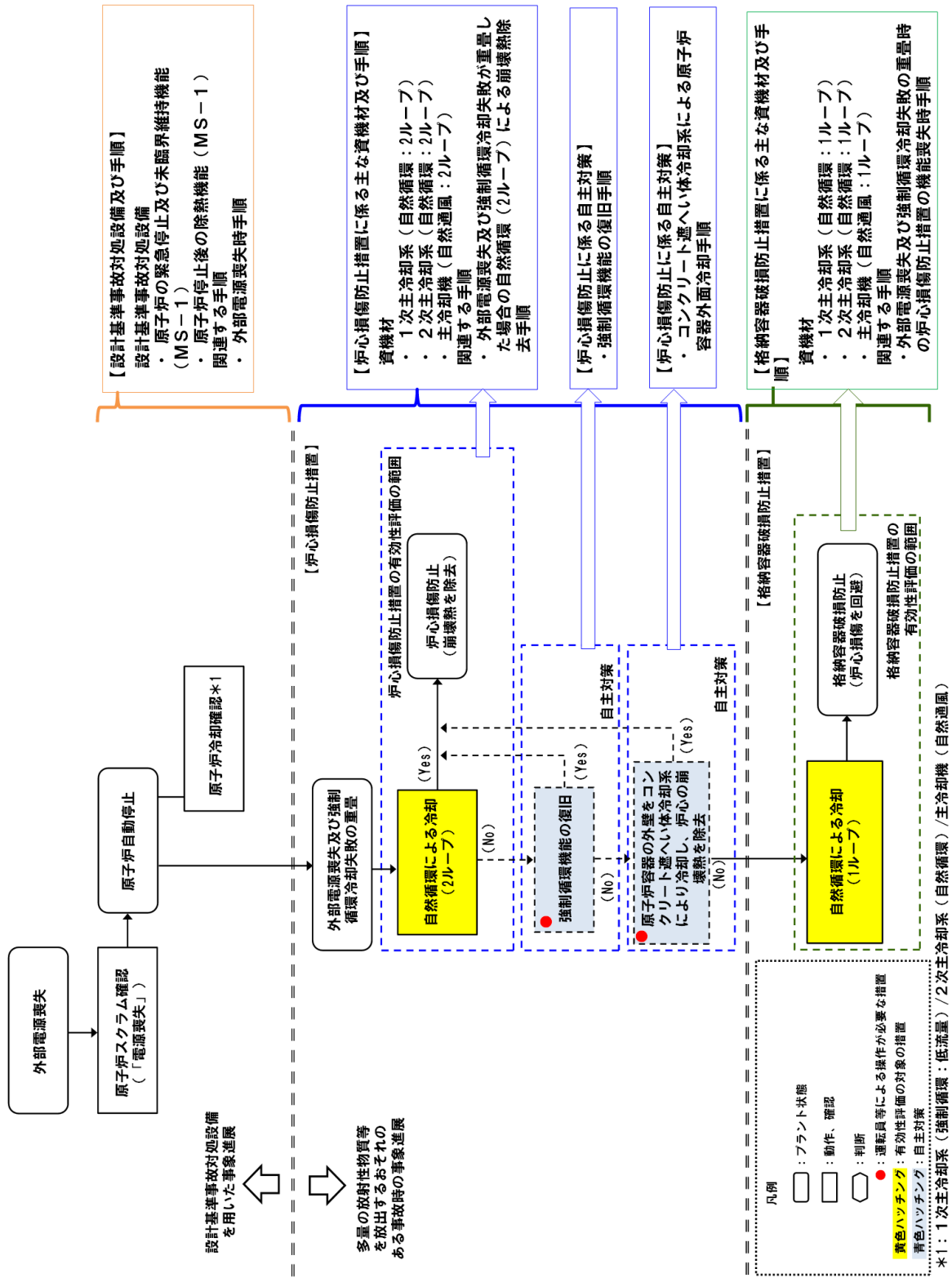
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」
*2：自主対策として、LORL (ii) の格納容器破損防止措置として整備するコンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却手順を適用する。

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	原子炉冷却材ハウジング	—	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
		冷却材ハウジング	—	
	核計装、プロセス 入計装	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】	

*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：アキチュレータタンクより下流側が対象



第 2.6.1.1 図 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

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、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ルーブ）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】		

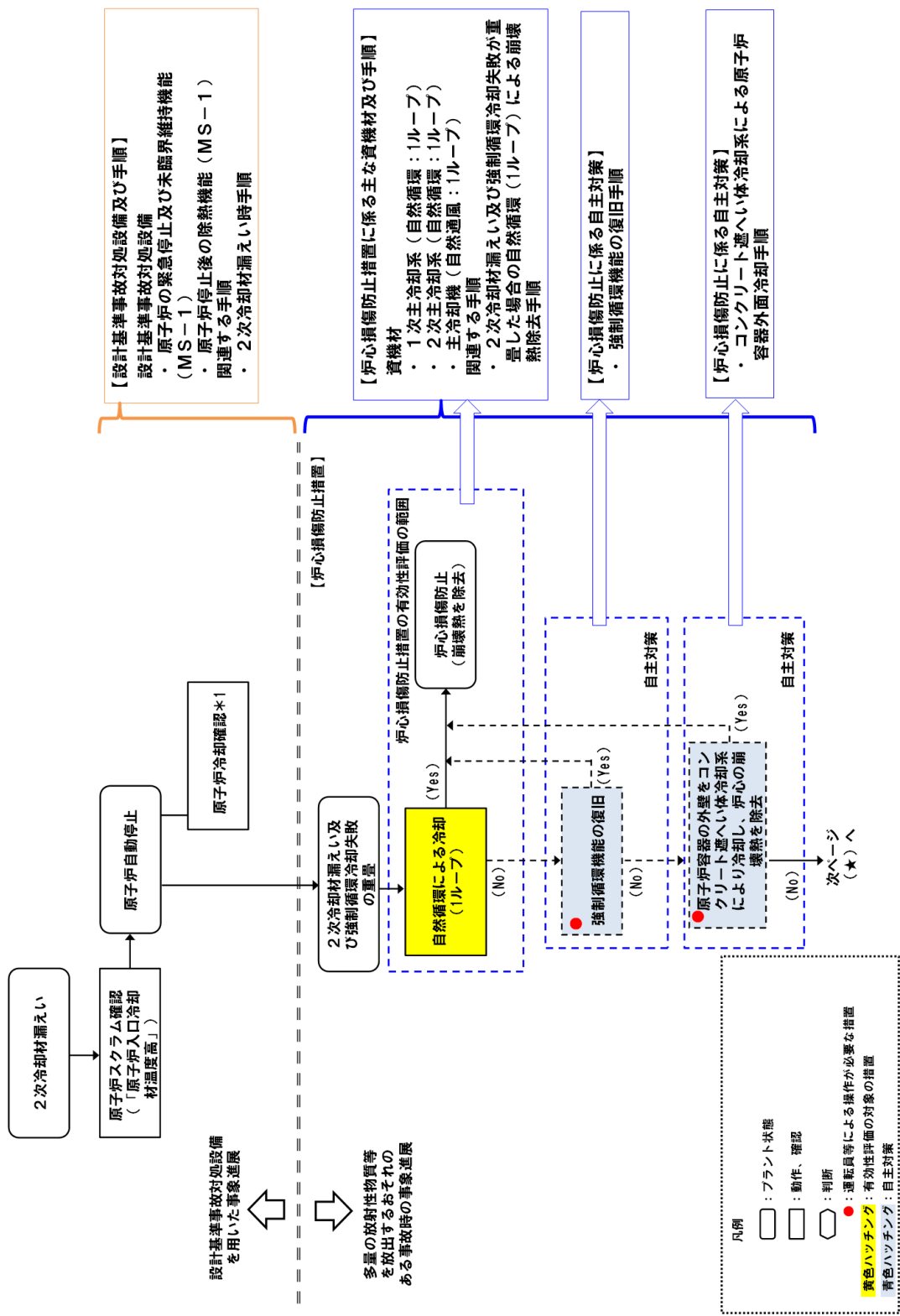
*1：「① 非常用ディーゼル電源系」、「② 交流無停電電源系」、「③ 直流無停電電源系」
 *2：アキウムレタタンクより下流側が対象
 *3：2次冷却材ナトリウム漏えい時手順の詳細は第8条の火災による損傷の防止において説明する。

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。



第 2.6.2.1 図 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 (1/2)

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"> 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。）
		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"> 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。）
	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

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。

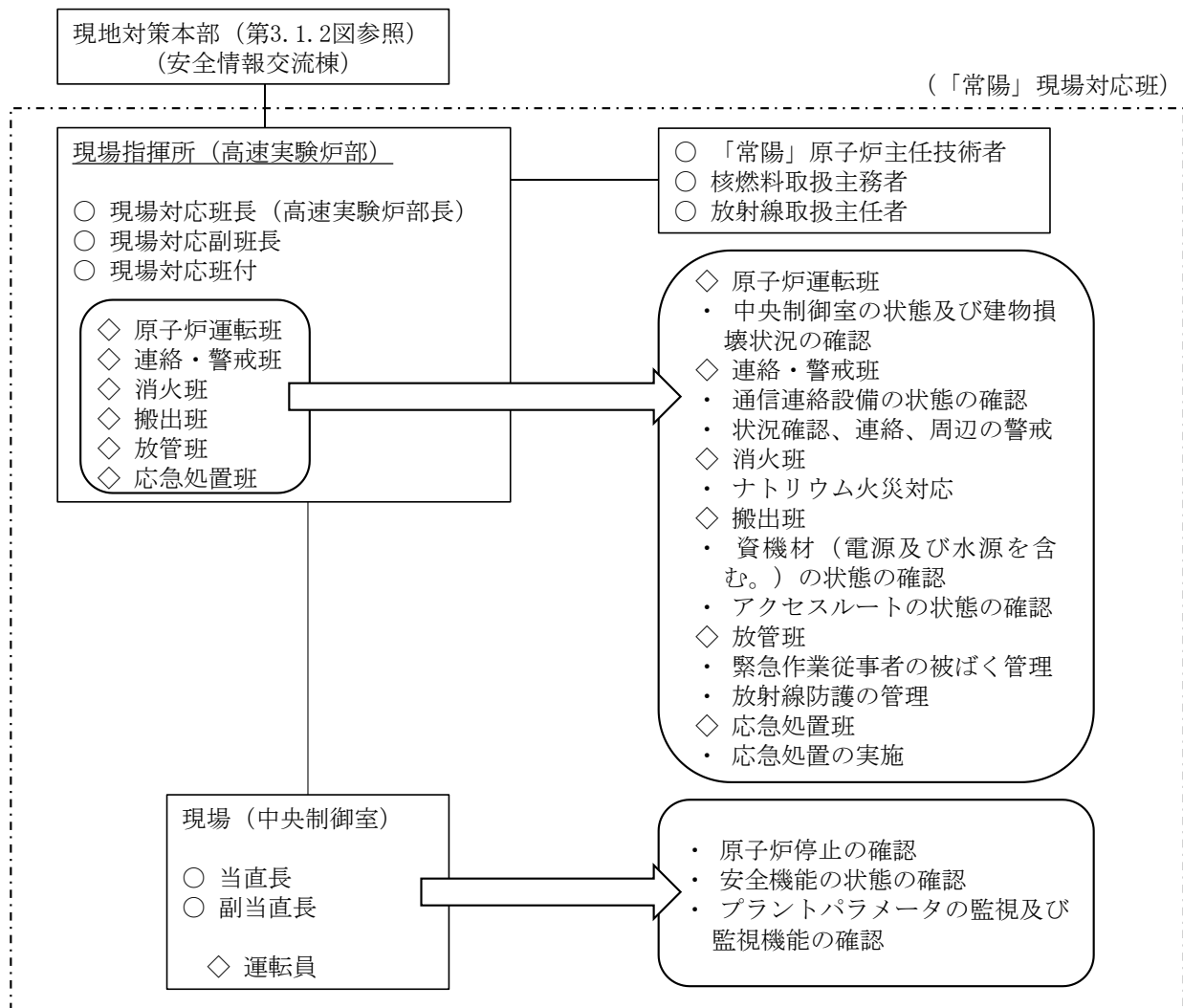
避難までの流れは、まずは、屋内退避を指示し、施設ごとに人員掌握を行う。その後、事象進展・状況に応じて、構内の適切な避難場所（北、南など）及び避難方法を決定する。現地対策本部の構成班により、構内避難場所へ誘導し、スクリーニングの実施、避難する者の連絡先を確認し、その後、事業所外への避難となる。

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。

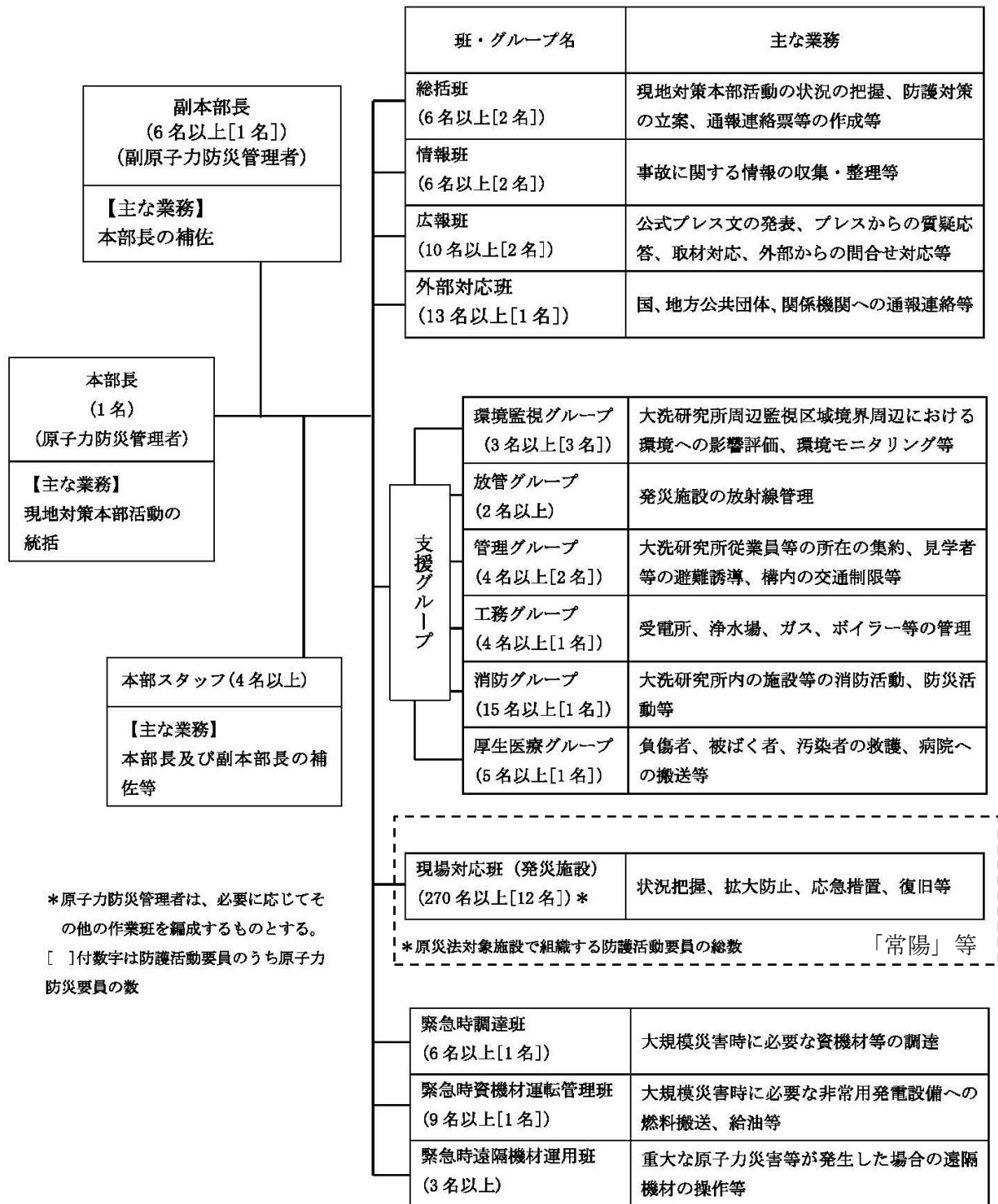
(2) 緊急作業従事者の被ばく管理

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。

炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故の発生時においても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4年4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

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	手順の内容 (中央制御室) ・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 ・事故発生の判断												
	運転員A		1											
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												
	1													
監視	運転員B、C	・原子炉停止後の除熱確認												

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			
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 													<ul style="list-style-type: none"> 「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。
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 													<ul style="list-style-type: none"> 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。
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 													<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系(ボニータ低速運転)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。
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 													<ul style="list-style-type: none"> 燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込められたら、原子炉カバーガスをバウンダリを隔離する。
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 													<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が自動的に動作し、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。

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。

※ ULOHS 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、ULOHS 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

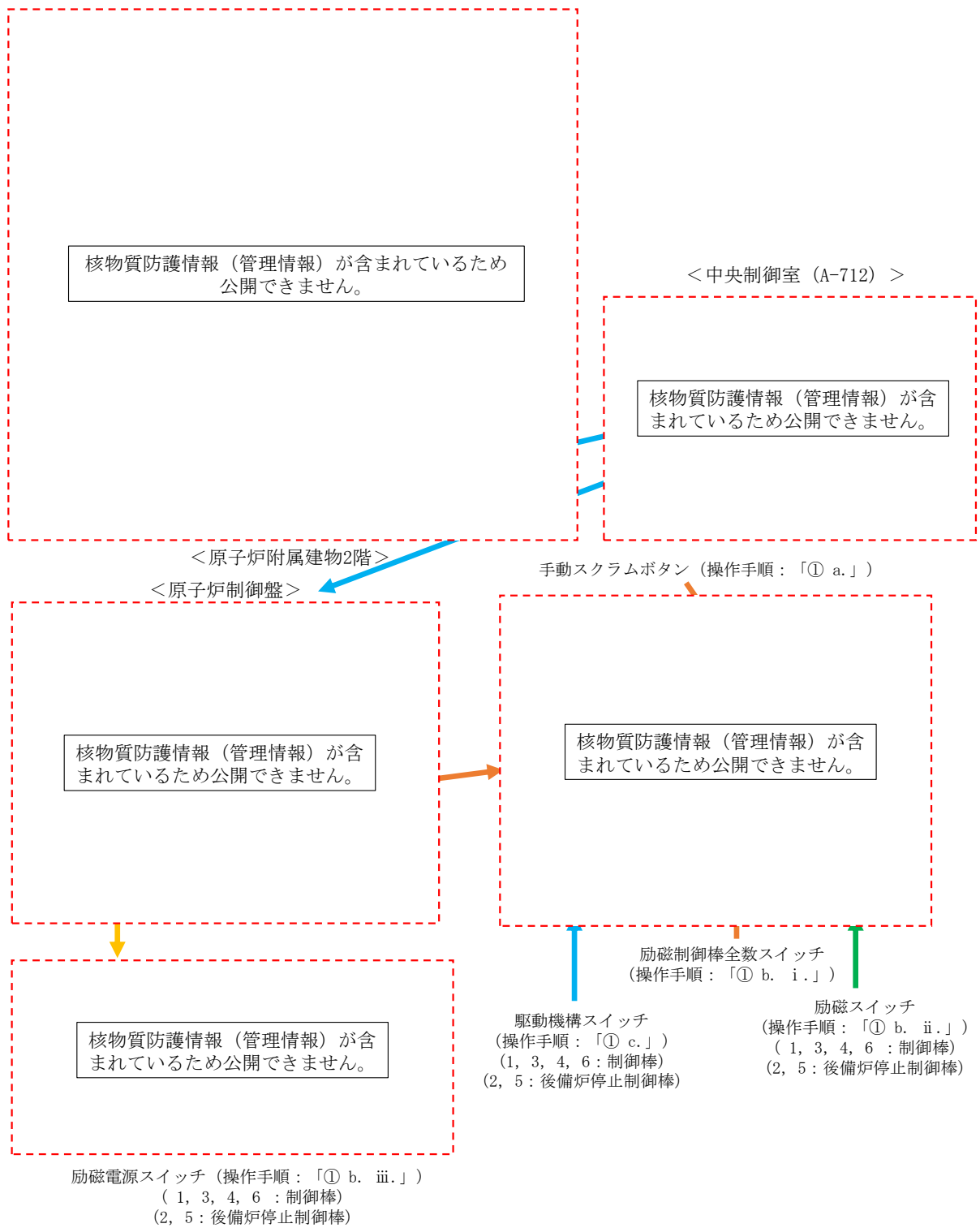
り、必要に応じて、1次主冷却系（ポニーモータ等による低速運転）、2次主冷却系（自然循環）、主冷却機（自然通風）の状態へ移行させる。

- 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（ポニー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。



第 3.2.2.1 図 原子炉手動停止の補足

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

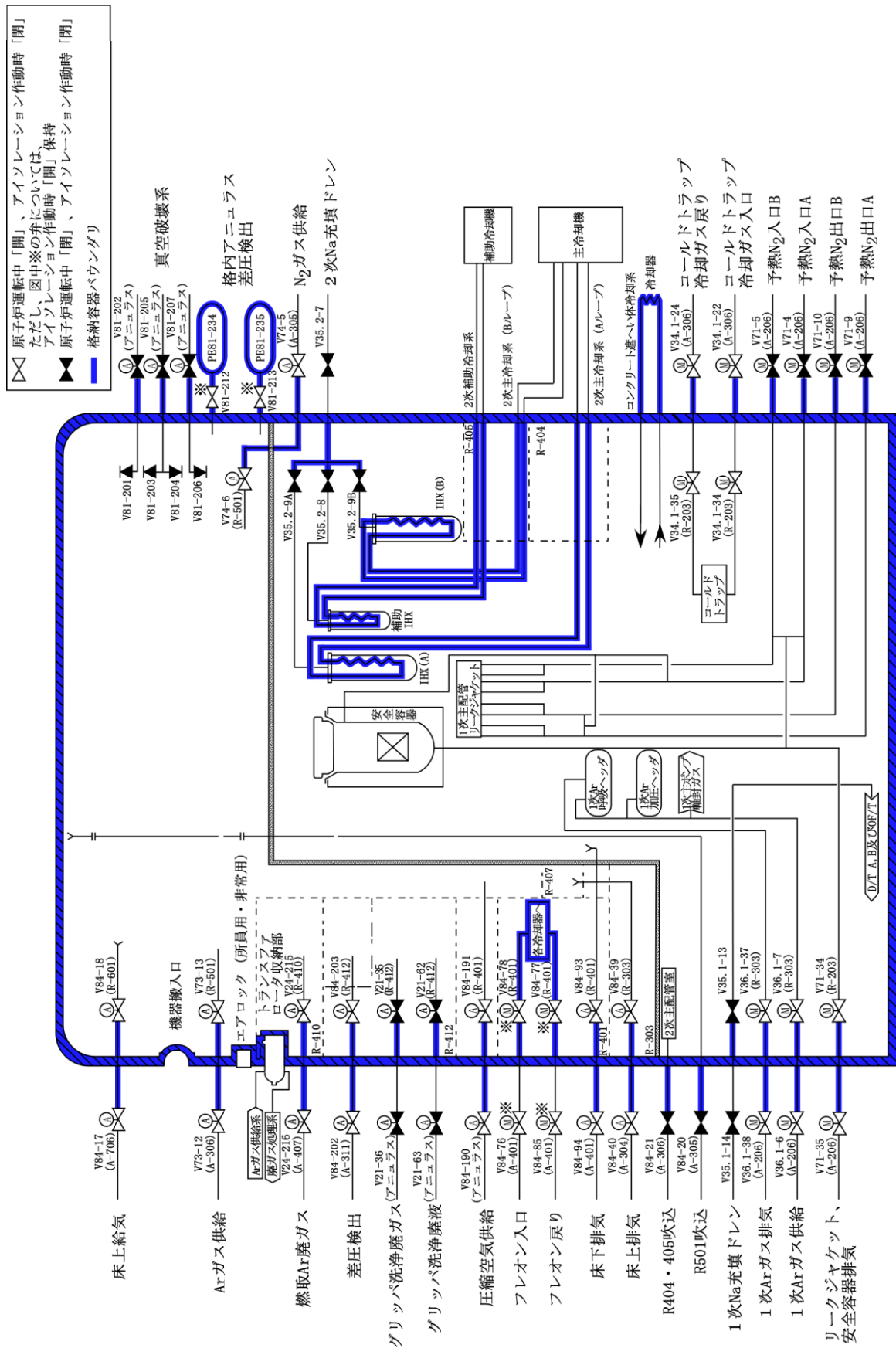
- ① 運転員（中央制御室）A 及び E は、格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合に格納容器が自動で隔離されることを確認する（第 3.2.4.1 図参照）。

※ 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

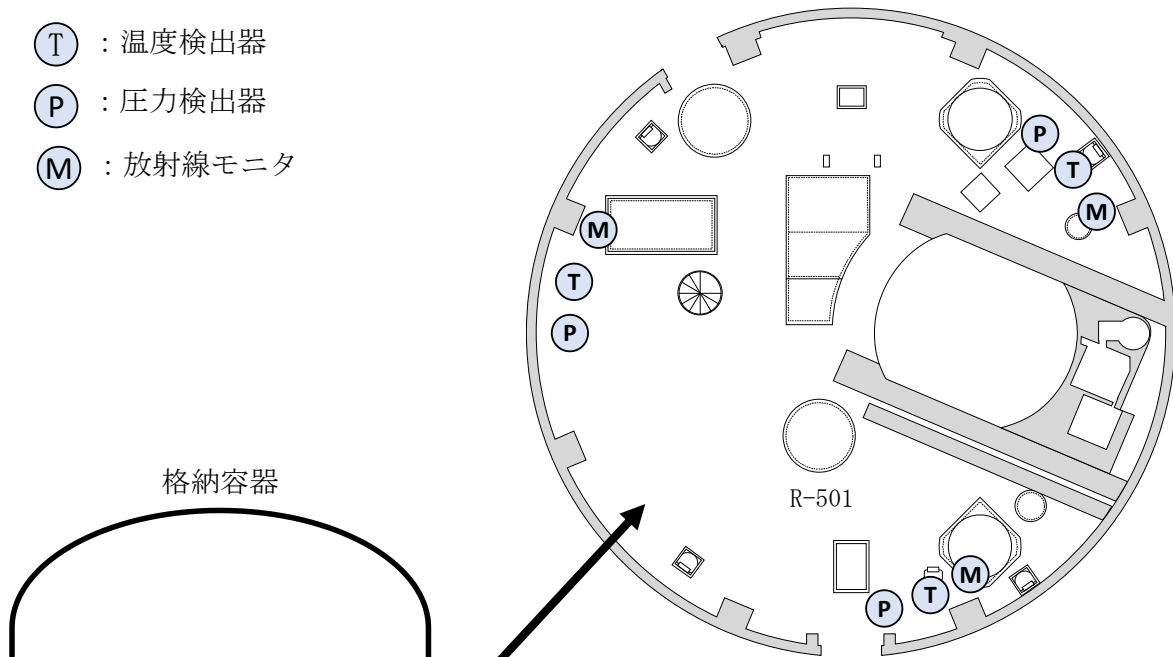
上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。



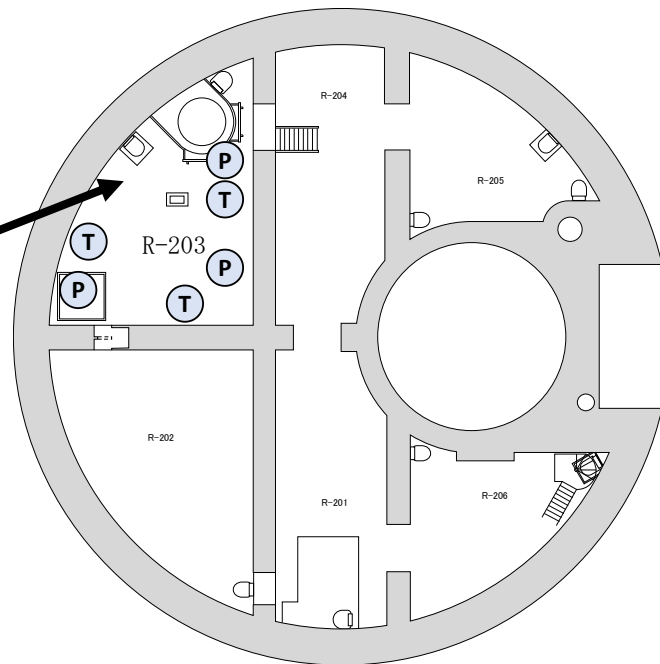
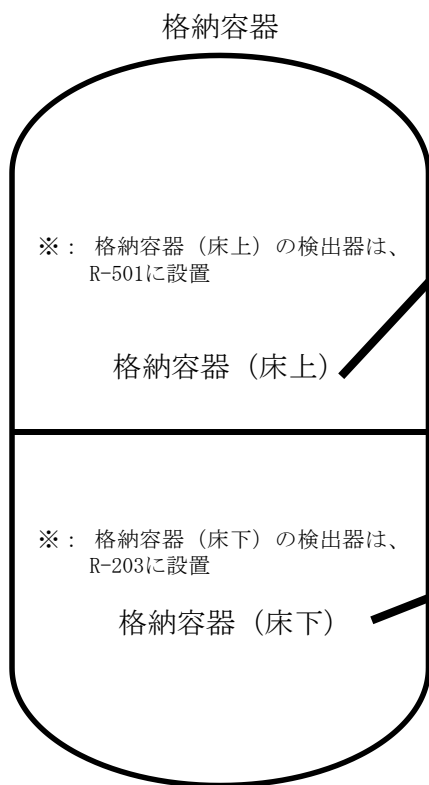
手動操作の対象となる隔離弁（通常運転時に「全閉」としていない隔離弁）の操作場所は、燃料取扱設備格内廃ガス隔離弁（内側：V24-215、外側：V24-216）が燃料取扱設備操作室（A-604）となるが、それ以外の隔離弁は、中央制御室（A-712）となる。

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



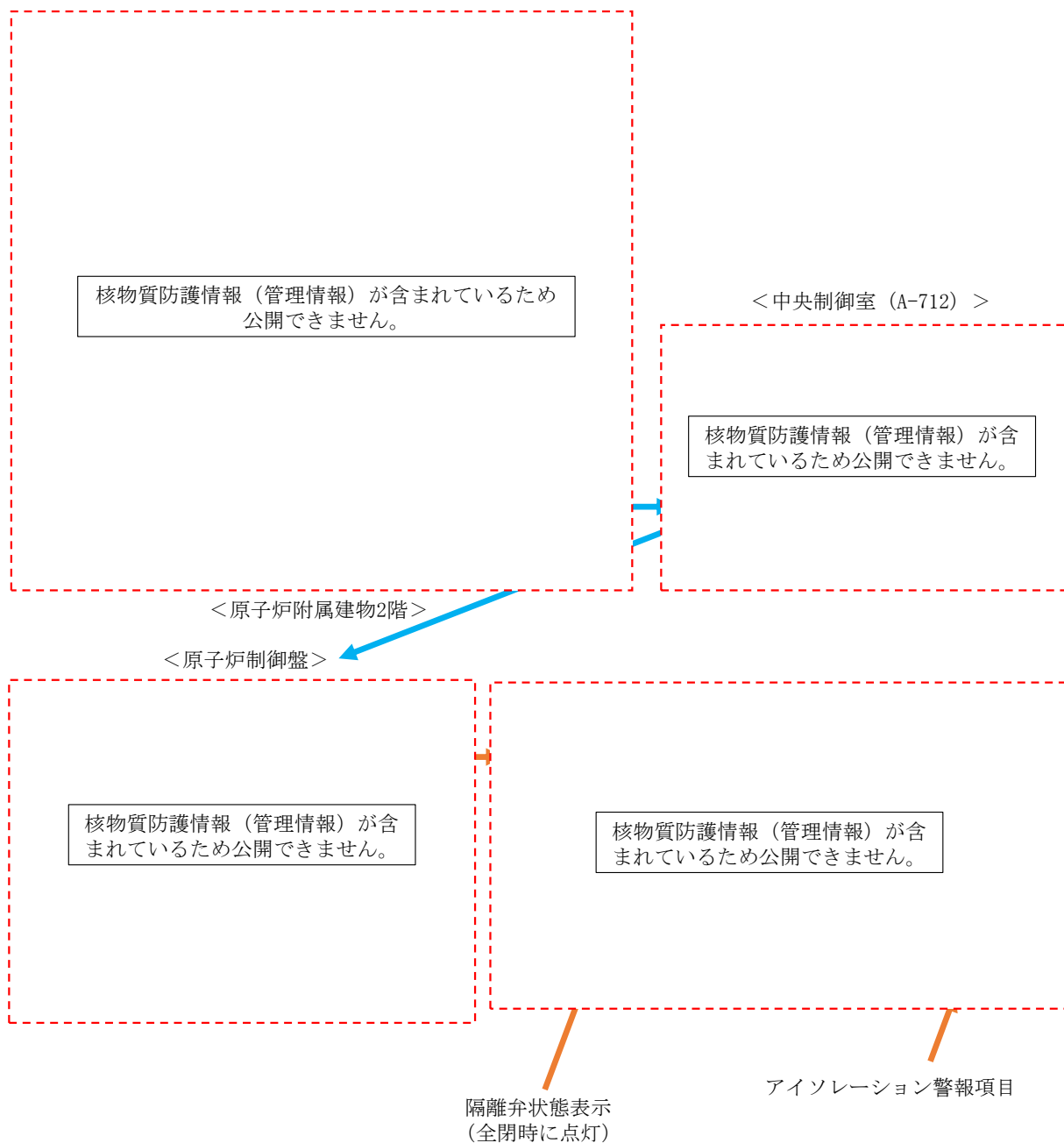
格納容器（床上）のアイソレーション信号に係る検出器の配置図（原子炉建物1階）



格納容器（床下）のアイソレーション信号に係る検出器の配置図（原子炉建物地下中2階）

- ※：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。

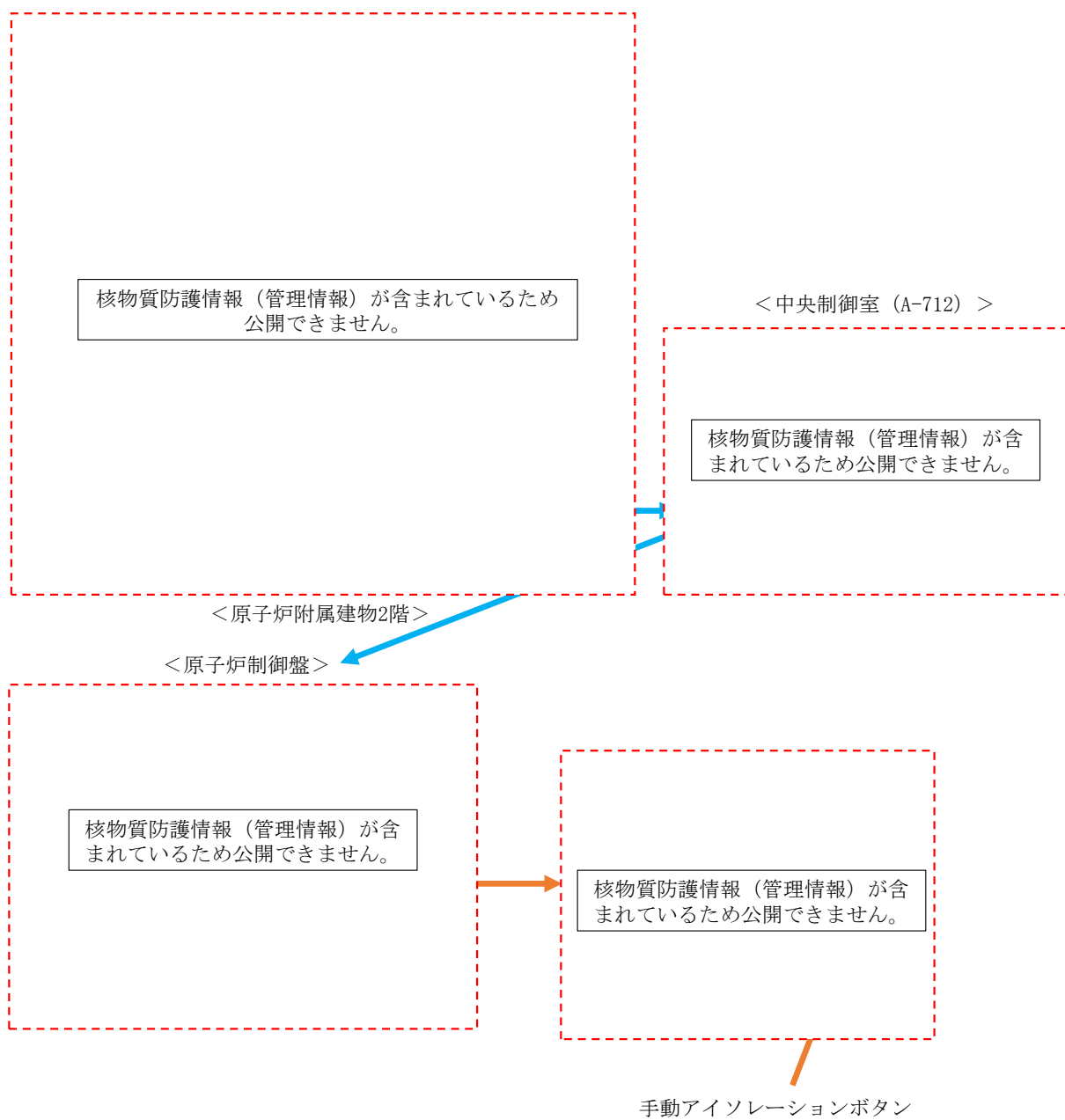
(4) 操作の成立性

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。

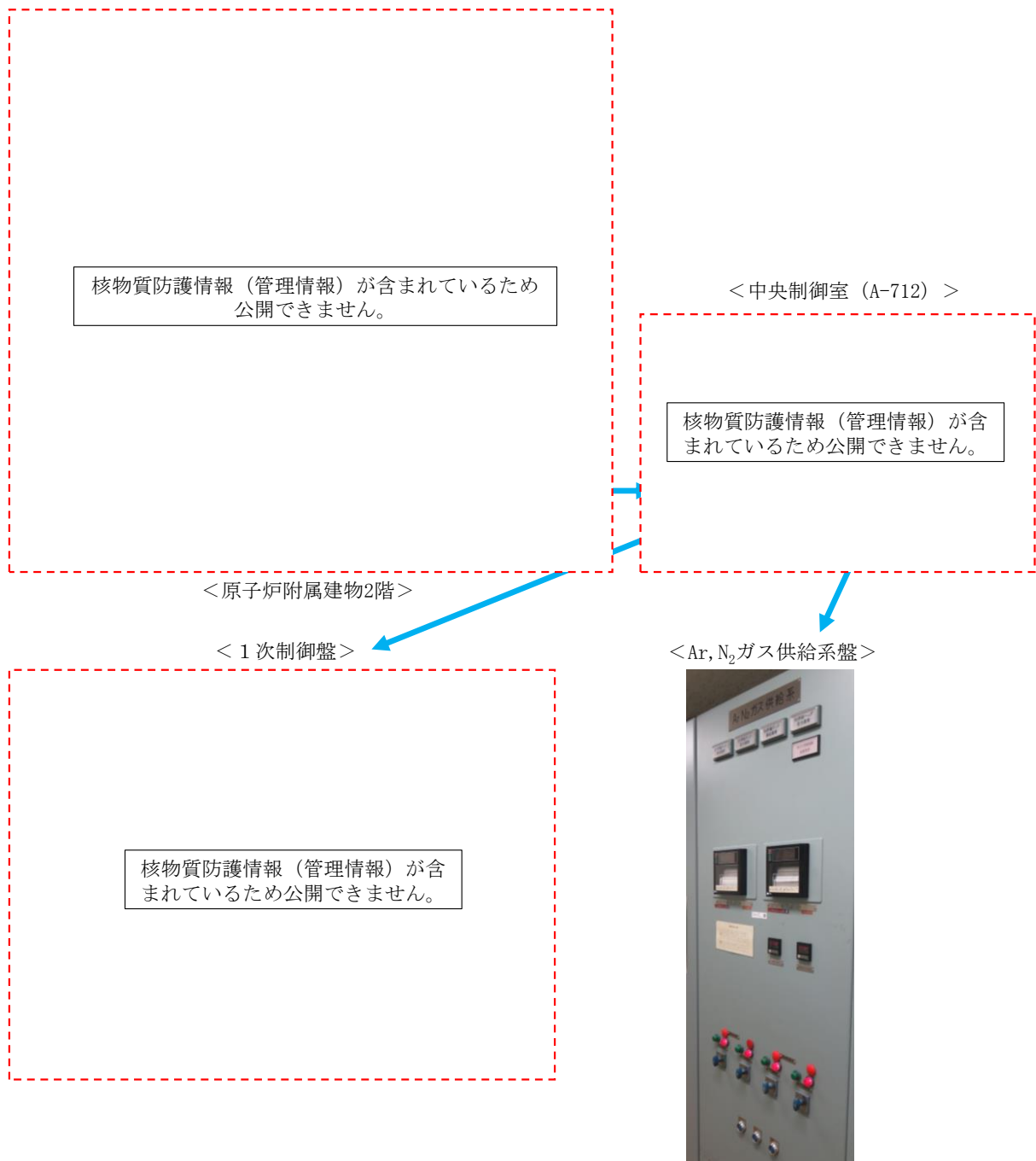
上記の①の b. の操作は、大部分が中央制御室での操作であるが、一部は現場での操作である。

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。

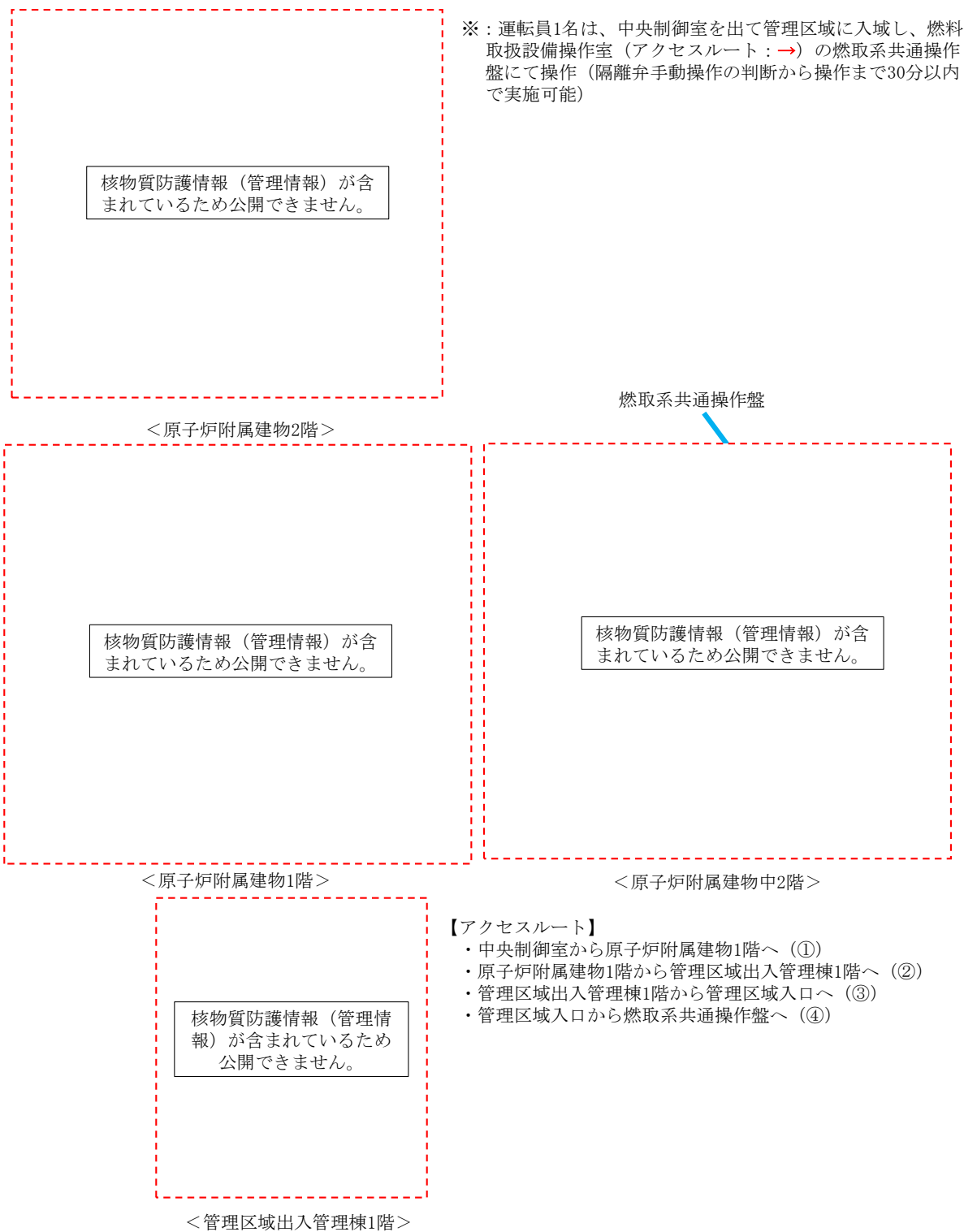


第 3.2.5.1 図 格納容器手動アイソレーションの補足
 (1/3 : 手動アイソレーションボタンの操作 (操作手順 : 「① a.」))



※：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。

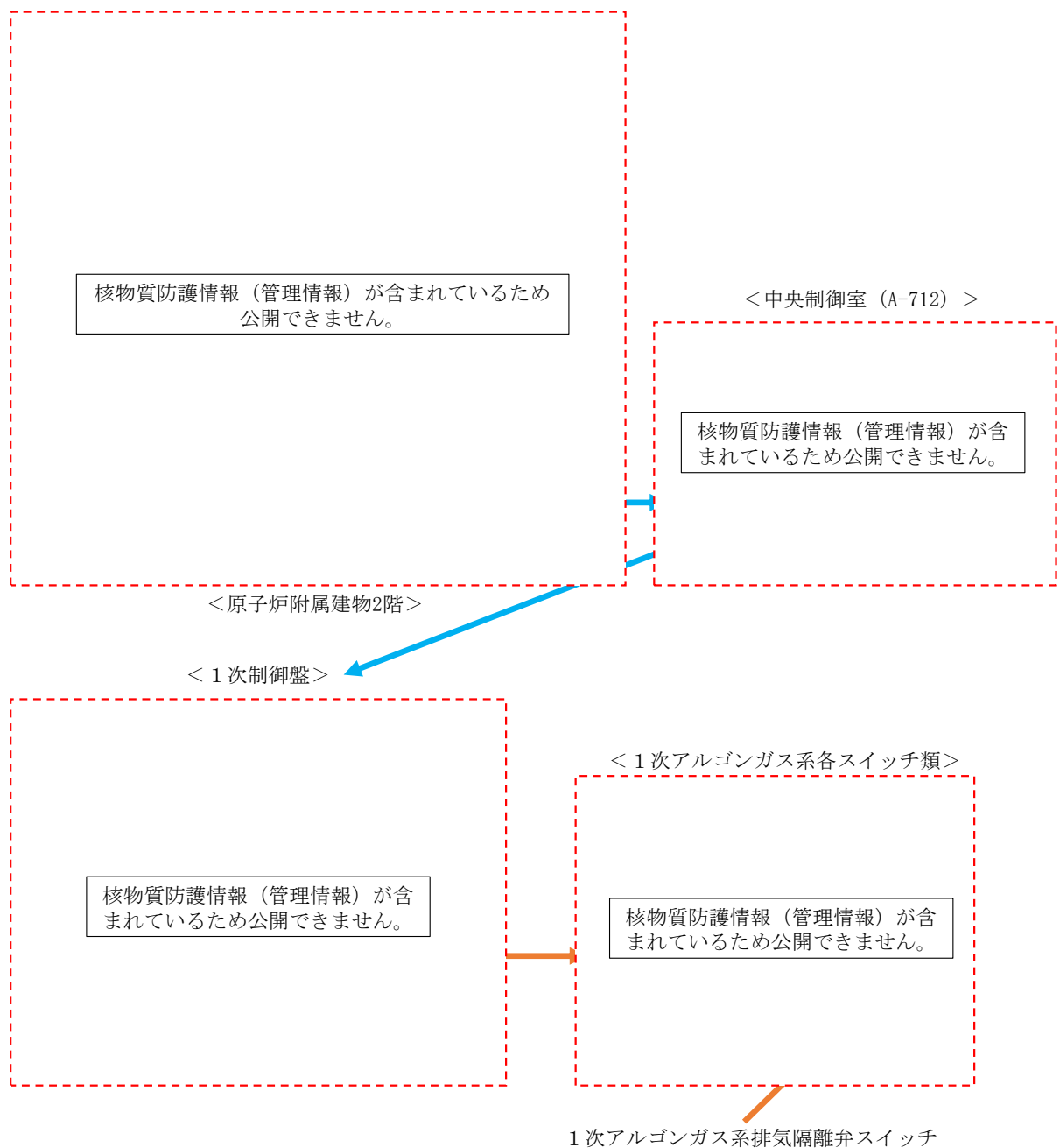
※ 上記の監視には、燃料破損検出系等を用いる。

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）
 (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				
手順の項目		<ul style="list-style-type: none"> ▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽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) ▽原子炉自動停止失敗を確認 ▽原子炉手動停止操作を開始 ▽原子炉出力低下後の除熱状態の監視を開始 														
状況判断	当直長	<ul style="list-style-type: none"> 運転操作指揮 														
状況判断	運転員A	<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	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動停止失敗と判断 														
自主対策	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉手動停止 														
監視	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の除熱確認 														

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"> 異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) 事故発生(「中性子東高(出力領域)」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 放射線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	運転員A	<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 事故発生時の判断 												
状況判断	運転員A	<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	運転員B、C	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内冷却確認 												
自主対策	運転員D	<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クラ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	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器アイソレーション確認 												

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	経過時間(分)	備考	
			5 10 15 20 25 30 35 40 45 50 55 60 65 70 75 80 85 90 95 100 105 110 115 120 125 130 135 140 145 150 155 160 165 170 175 180 185 190 195 200 205 210 215 220 225 230 235 240 245 250 255 260 265 270 275 280 285 290 295 300	
手順の内容	要員(名) (作業に必要な要員数)	<ul style="list-style-type: none"> ▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生(「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) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽原子炉停止機能喪失と判断 ▽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 		
	当直長	<ul style="list-style-type: none"> ・運転操作指揮 		
	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉自動停止失敗と判断 		<ul style="list-style-type: none"> ・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。
状況判断	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉手動停止 		<ul style="list-style-type: none"> ・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。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。 ・中央制御室で監視を強化する。
	運転員A、E	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度、出力、冷却状態等の監視 		
	現場対応班員	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	原子炉上部の線量率に異常がないことを確認 資機材及び防護具の手配、作業準備 電源遮断、ケーブル切り離し 駆動部ハウジング内加圧ガスの停止 駆動部中間部上ハウジング切り離し 手動ハンドルの取り付け ハンドルを回転させ 制御棒を下端まで挿入	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	<ul style="list-style-type: none"> ・2次冷却材ドレン、消火等 		<ul style="list-style-type: none"> ・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。

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。

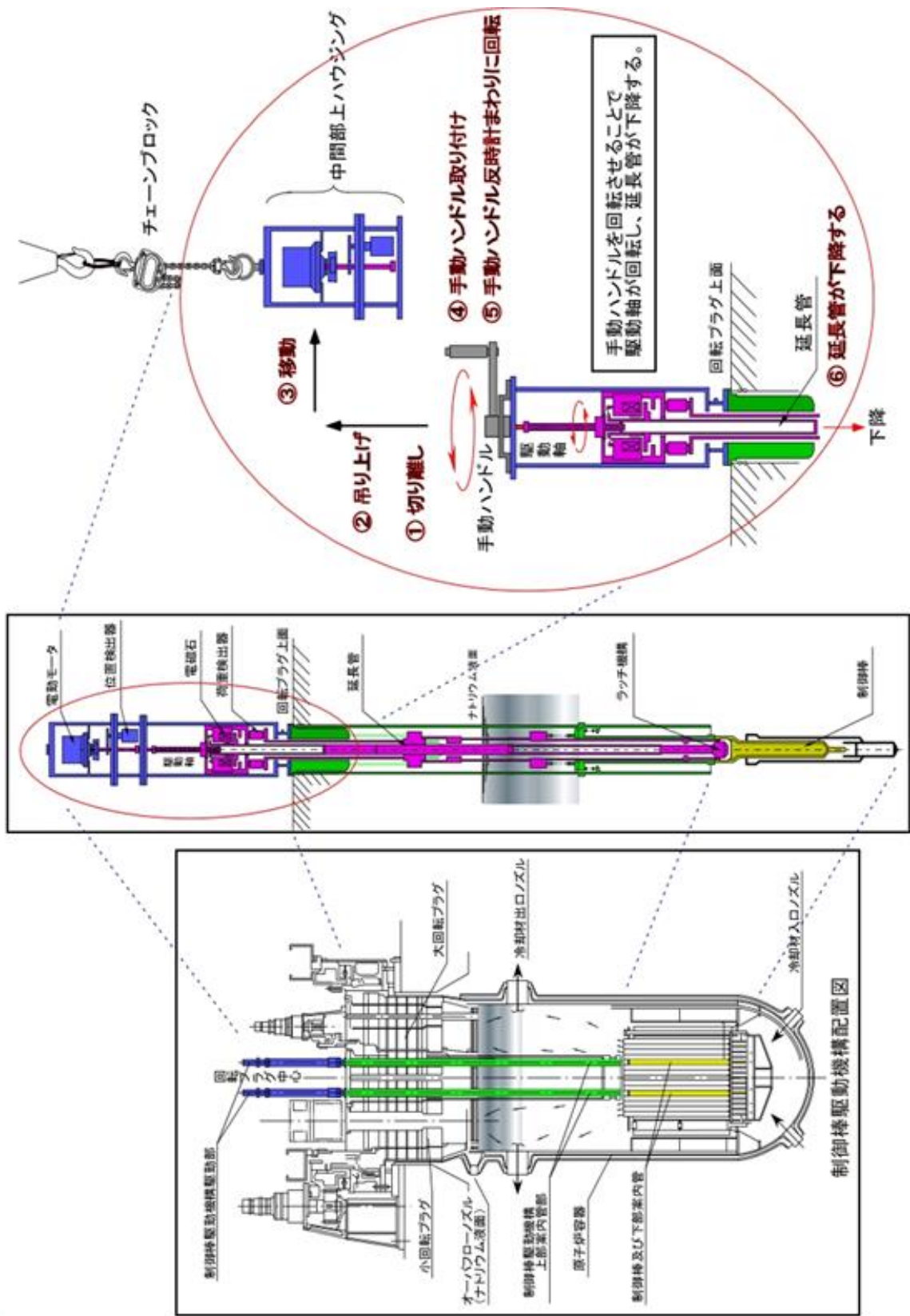
(3) 操作手順

- 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図参照）により、制御棒駆動機構の中間部上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"> 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。 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。
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"> 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。
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		<ul style="list-style-type: none"> 燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	・格納容器アイソレーション確認		<ul style="list-style-type: none"> 「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。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。

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。

運転員による燃料破損の判断及び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
		5	10	20	30	60	180	300	40日	
手順の内容 （作業に必要な要員数）	要員（名） （作業に必要な要員数）	▽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。								
		● 補助冷却設備の運転の確認及び監視となる。 ● 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）。								

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。

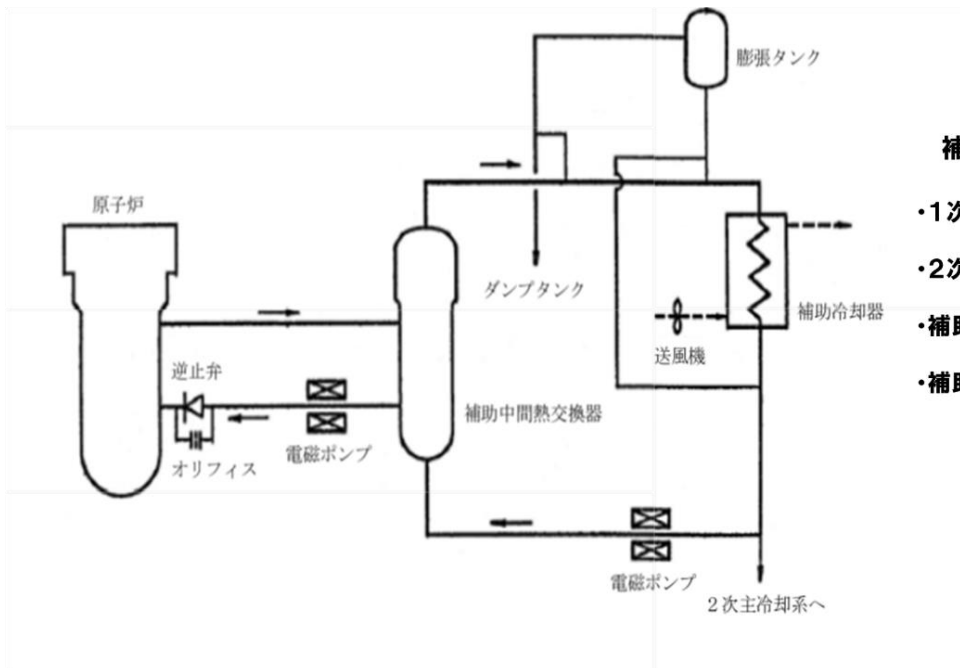
※ 上記の監視には、1次補助冷却系の温度検出器、補助冷却器出口冷却材の温度検出器、原子炉容器の液面検出器を用いる。

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。



補助冷却設備の主要仕様

- ・1次補助冷却系流量 約56t/h
- ・2次補助冷却系流量 約56t/h
- ・補助中間熱交換器容量 約2.6MW
- ・補助冷却機容量 約2.6MW

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

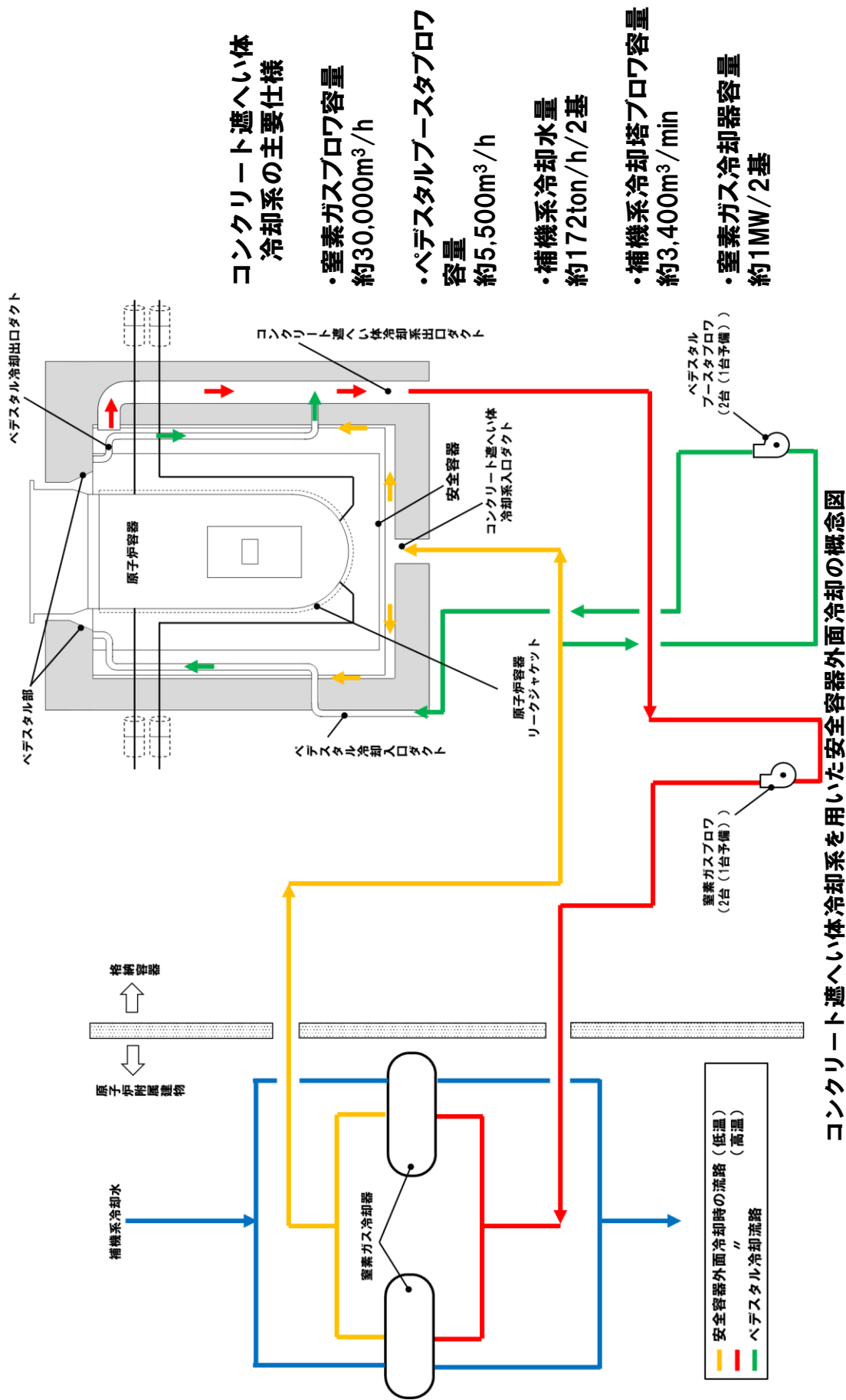
断し、冷却状態を監視する。

※ 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。

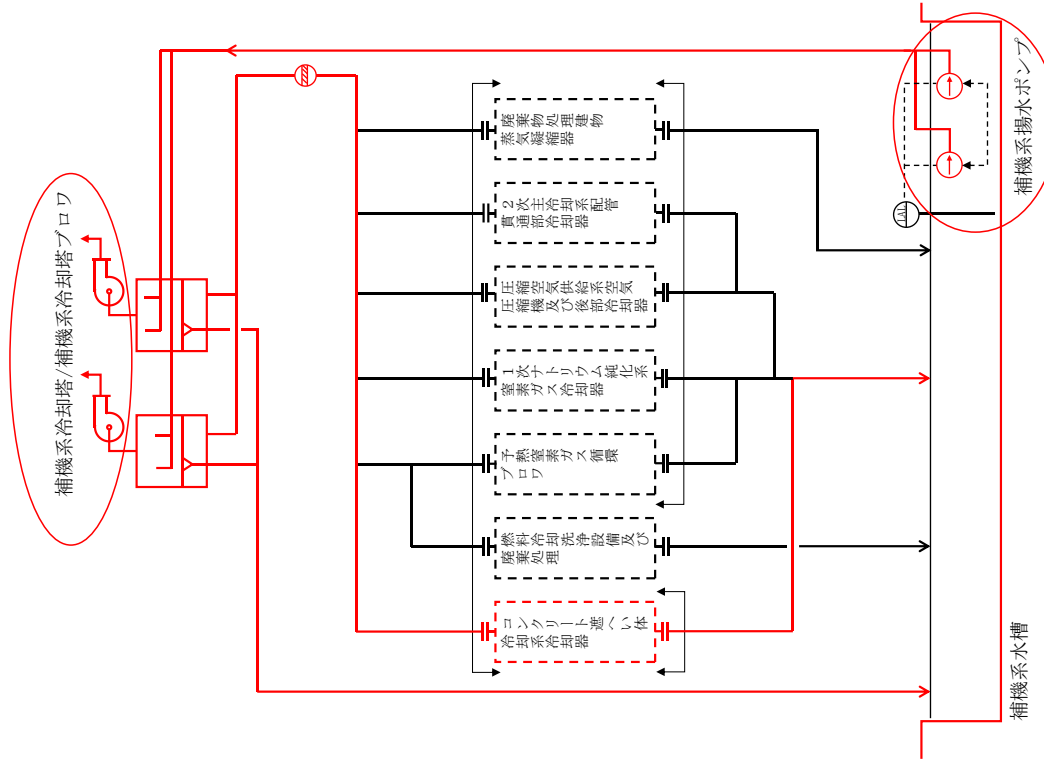
(4) 操作の成立性

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)



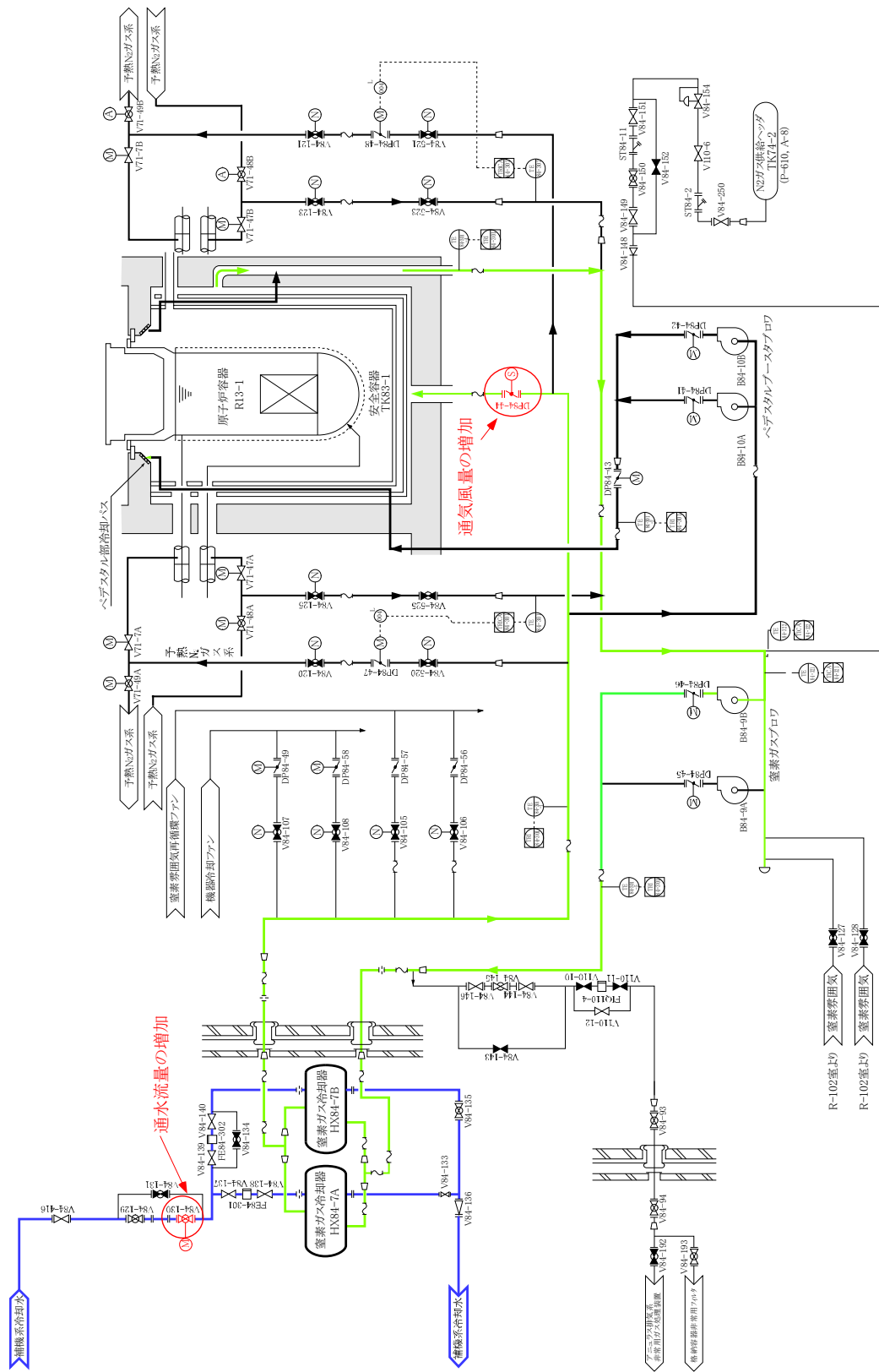
赤線：補機冷却設備のうち、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置で考慮する範囲（コンクリート遮へい体冷却水の供給に使用）

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

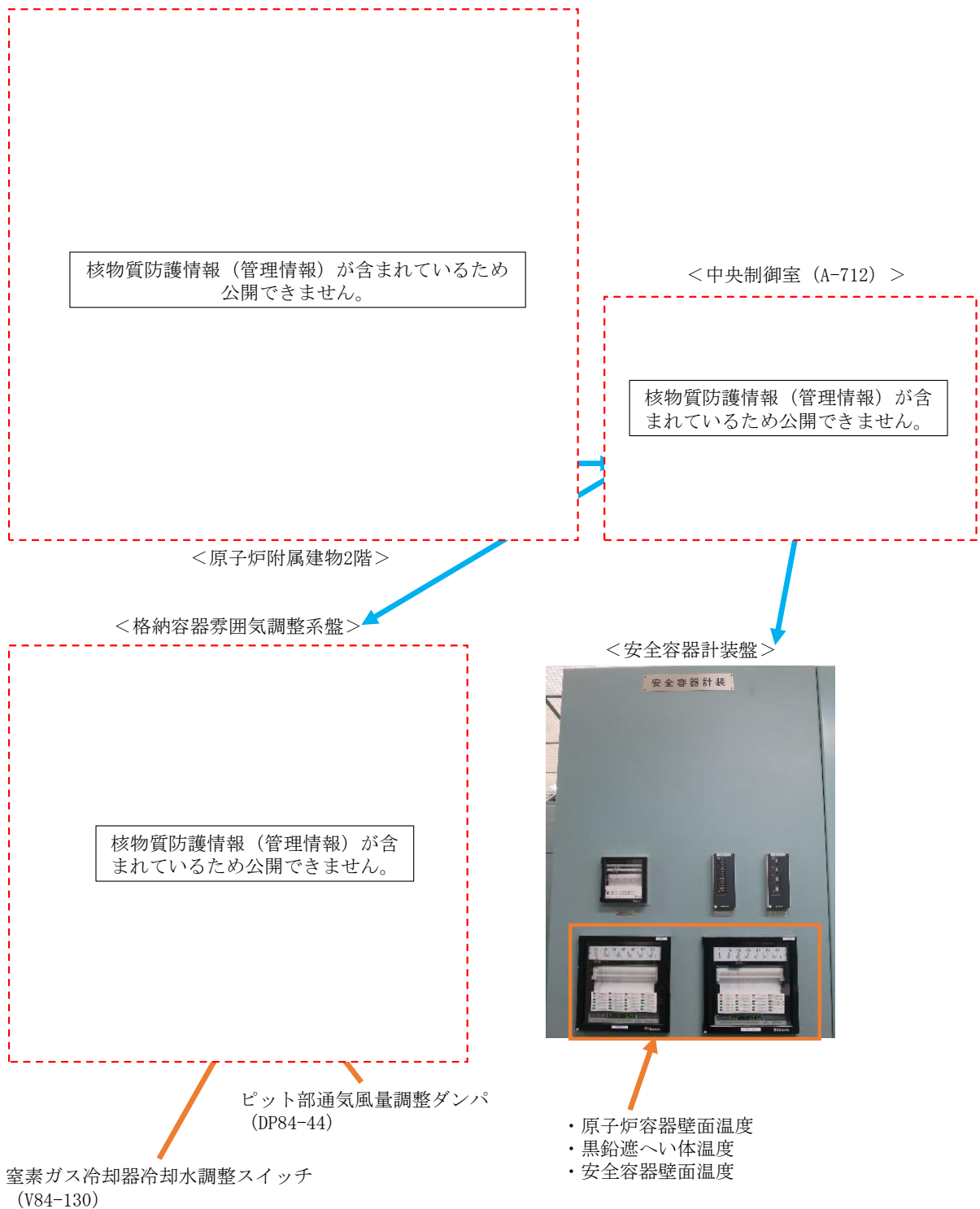
(2/5：関連する補機冷却設備)

補機冷却系の主要仕様

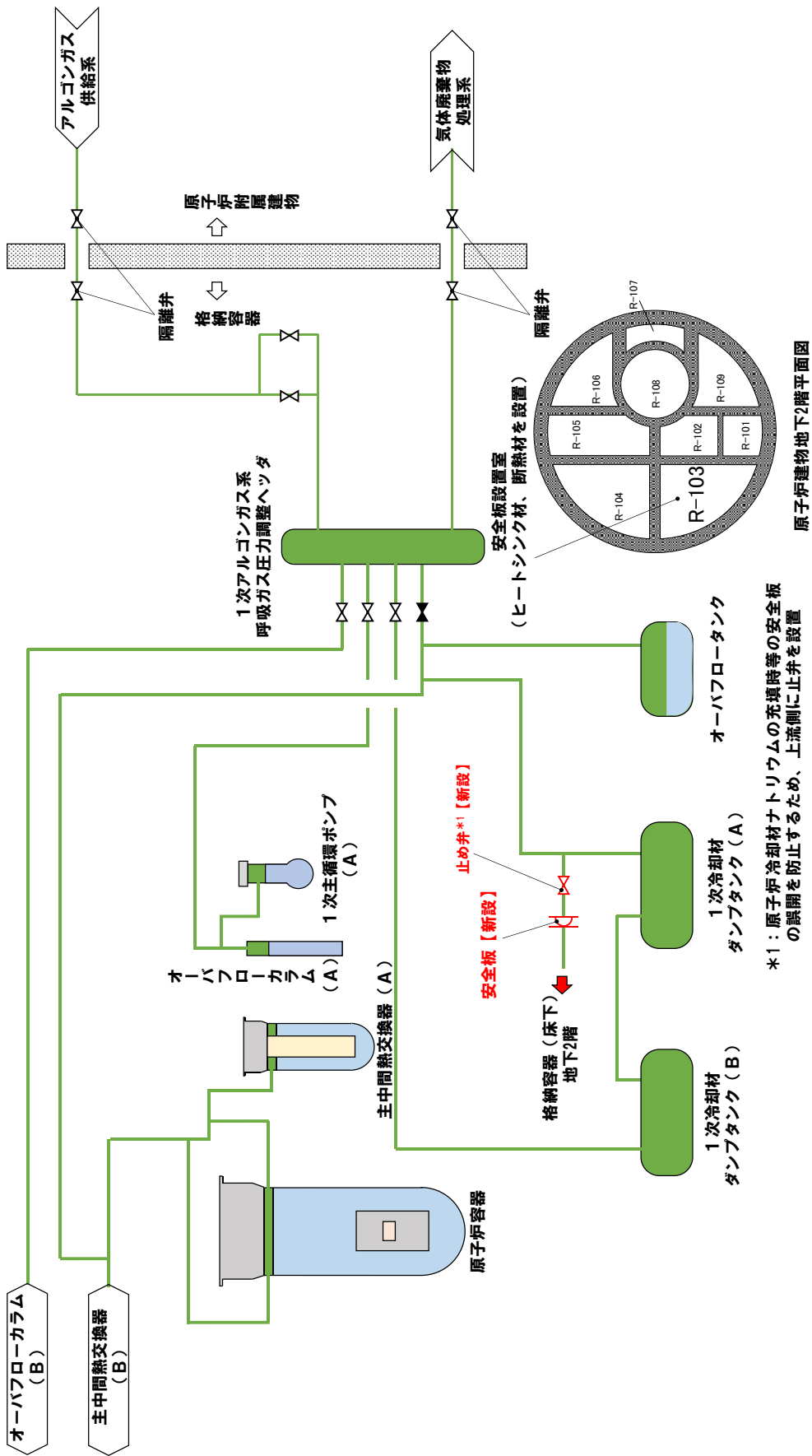
- 補機系冷却水量
172ton/h/2基
- 補機系冷却塔ブロウ容量
約3,400m³/min



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)



*1: 原子炉冷却材ナトリウムの充填時等の安全板の誤開を防止するため、上流側に止弁を設置

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 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
 (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	20日	30日	40日			
状況判断	当直長	手順の内容 ▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生(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)	[Shaded]												
	運転員A		1	[Shaded]											
	運転員A、B、D		3	[Shaded]											
炉心損傷防止措置	運転員B	1	[Shaded]												
	運転員B、C	2	[Shaded]												

第3.6.2.1表 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
 (b) 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	5	10	20	30	60	120	180	20日		30日	40日
手順の内容		手順の内容	▽異常事象発生（安全容器外1次主冷却系配管（内側）破損） ▽事故発生時の判断（安全容器外1次主冷却系配管（外側）破損に伴う炉内冷却材液位低下） ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断										
状況判断	当直長	・ 運転操作指揮											<ul style="list-style-type: none"> ・ 「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。 ・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材パウンダリが高圧に至ると判断する。
	運転員A	・ 原子炉スクラム確認											
	運転員A、B、D	・ 事故発生時の判断											
状況判断	運転員A、B	・ 原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断											<ul style="list-style-type: none"> ・ コンクリート遮へい体冷却系の冷却により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	・ コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却											<ul style="list-style-type: none"> ・ コンクリート遮へい体冷却系の冷却により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。
状況判断	運転員A、E	・ 格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断											<ul style="list-style-type: none"> ・ 冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	・ 格納容器アイソレーション確認											<ul style="list-style-type: none"> ・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内床温度高」、「格納容器内床上熱量高」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。

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。

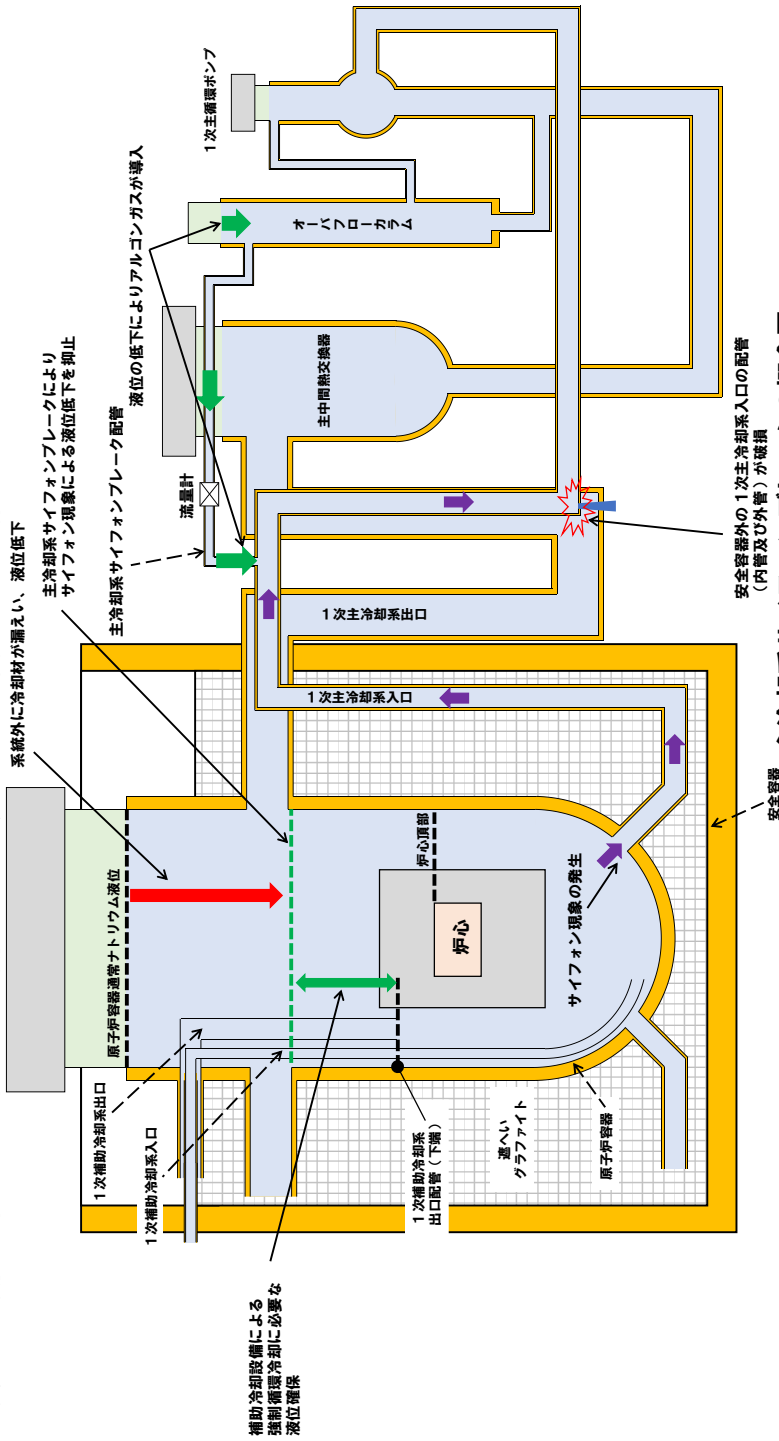
(3) 操作手順

- 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。

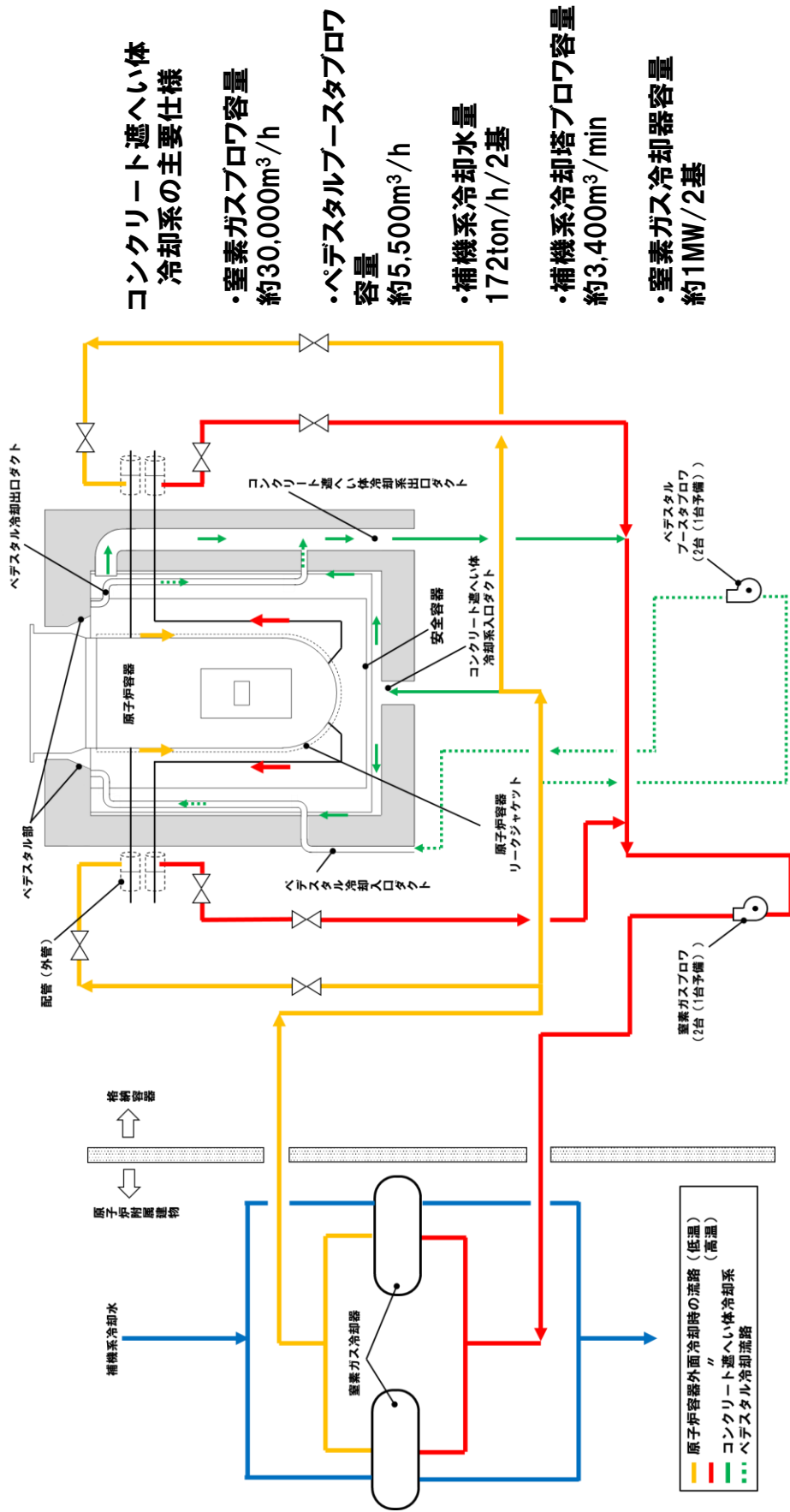
- 安全容器より外側の1次主冷却系入口の低所配管（内管及び外管）が破損した際に、主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスが導入されることにより、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を抑制し、補助冷却設備の強制循環冷却に必要な液位を確保する。
- アルゴンガスは、配管等の適切な配置により、オーバフローカラムの液位低下に伴い、受動的に導入され（電源及び運転員操作不要）、運転員は炉内ナトリウム液面計の指示値により、主冷却系サイフォンブレイクの成否を確認する。
- 主冷却系サイフォンブレイク配管は、通常運転時に凝固・閉塞が生じることを防止するため、原子炉冷却材バウンダリ内への異物の混入を防止するとともに、差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とする。なお、防止対策を講じた上で、念のために、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おり、サイフォンブレイ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。
- 運転員が異常を検知した場合、運転員は、異常の原因を調査（予熱温度、流量計の点検）するとともに、温度が低い場合は予熱ヒータの点検等を実施し、復旧に努める。正常な状態に復旧できない場合は、運転員は原子炉を停止する。



主冷却系サイフォンブレイクによる液位確保の概念図

第3.6.2.1.1 図 1次主冷却系のサイフォンブレイクによる液位確保の補足

- 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止弁閉止手順

＜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	5	10	20	30	60	120	180	20日	30日	40日	
状況判断	当直長	手順の内容	▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損)										
	運転員A	・運転操作指揮	▽事故発生(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)										
	運転員A、B、D	・原子炉スクラム確認											
	運転員A、B、D	・事故発生(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。											
炉心損傷防止措置	運転員B	・1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											<ul style="list-style-type: none"> 主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。
	運転員B、C	・主冷却系の循環による冷却(自然循環)											
状況判断	運転員A、E	・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断											<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。
	運転員A、E	・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。											
格納容器破損防止措置	運転員A、E	・格納容器アイソレーション確認											

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。

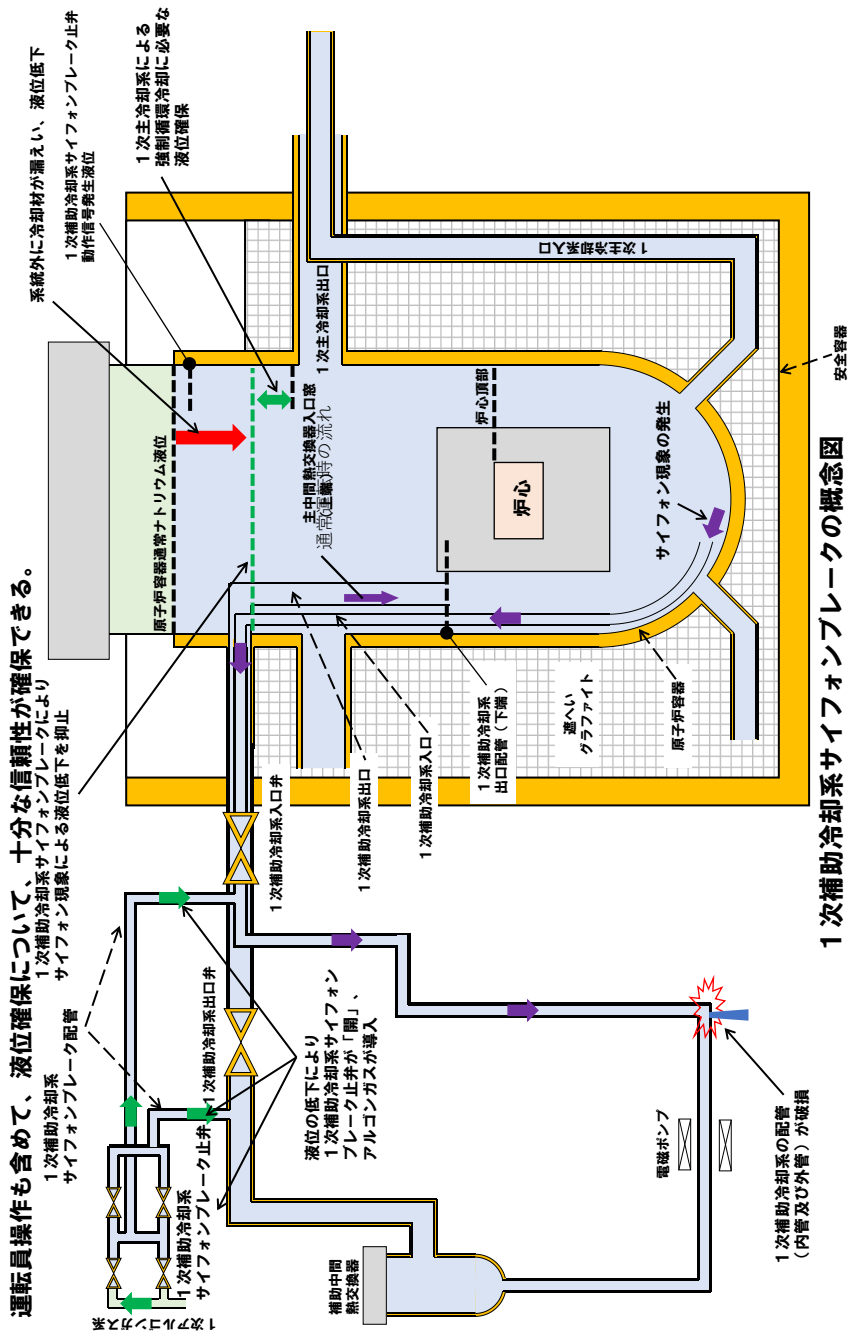
(3) 操作手順

- 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ー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ーク止弁が「開」となりアルゴンガスが導入される。また、1次補助冷却系からの漏えいによる液位の低下速度は緩慢であり、サイフォンブレーク止弁開の液位に達するまでに3時間以上の猶予がある。自主対策として、運転員が1次補助冷却系サイフォンブレーク止弁の自動開失敗を認知した場合は、中央制御室及び現場において、止弁の開操作を実施する手順により、猶予時間内で確実に操作を実施する。
- 1次補助冷却系サイフォンブレーク失敗を仮想した場合であっても、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失するまでは10時間以上の猶予がある。自主対策として、運転員が液位等によりサイフォンブレーク失敗を検知した場合は、中央制御室において、1次補助冷却系の出入口止弁（電源：直流無停電電源系）を「閉」とする手順（10分以内に完了）により、猶予時間内に、1次主冷却系の循環に必要な液位は確実に確保できる。
- 以上のとおり、運転員操作も含めて、液位確保に十分な信頼性が確保できる。



1次補助冷却系サイフォンブレークの概念図

第 3.6.3.1.1 図 1 次補助冷却系のサイフォンブレー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

第 3.7.1.1 表 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

(a) 手順：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	180	10	20	30	40			
状況判断	当直長	手順の内容 ▽異常事象発生 (外部電源喪失) ▽事故発生 の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び 補助冷却設備の強制循環冷却失敗)															
	運転員A		1														
	運転員A、B		2														
	運転員B、C		2														
	運転員D、E		2														
炉心損傷防止措置																	

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原因によっては、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却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。

第3.7.2.1表 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

(a) 手順：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 要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	経過時間(分)								備考			
			5	10	20	30	40	50	60	70				
			▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生(1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▼冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材ハウジングが高温に達すると判断 ▼原子炉容器外部に冷却材(ナトリウム)や放射性物質等が流出と判断											
	当直長	・ 運転操作指揮												
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉スクラム確認												
	運転員A、B	2 ・ 事故発生判断												
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・ 自然循環移行(1ループ)												
状況判断	運転員A、B	2 ・ 原子炉冷却材ハウジングが高温に至ることの判断												
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出												
	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認												
状況判断	運転員A、B	2 ・ 原子炉容器外部に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断												
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3 ・ 安全容器による冷却材や放射性物質等の保持 ・ コンクリート遮へい体冷却系による冷却												

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 SBO 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	10日		20日	30日
手順の項目	当直長	<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 (ディーゼル発電機 (2基) の自動起動失敗) 											
	運転員A		<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転操作指揮 ・ 原子炉スクラム確認 										
状況判断	運転員A, D	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故発生の判断 											
	運転員A, B, C, D	<ul style="list-style-type: none"> ・ 自然循環移行 											
炉心損傷防止措置	運転員E	<ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧 											

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。