

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (1/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
S6G1, G2 リセット	中央制御室				
固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室				
格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室				
格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉スクラムリセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉降圧	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
タービントーニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (2/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順	RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		水素注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器内バージ	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		ブロコン オペレーター監視停止要求「ON」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		基幹給出力降下連絡	中央制御室		
		原子炉出力降下操作 (PLR FCV)	中央制御室		
		発電機出力降下確認	中央制御室		
		TDRFP 一台ミニフロー弁開	中央制御室		
		原子炉出力降下操作 (CR)	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁自動開確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		TDRFP 1 台停止 TD2→TD1	中央制御室		
		O2 注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		主蒸気管ドレン弁開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉出力降下操作 (PLR FCV MINI POS)	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		ヒータードレンポンプ停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		運転中 TDRFP ミニフロー弁「RECIRC」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉出力降下操作 (CR)	中央制御室		
		RWM 使用可能確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替	中央制御室		
		「CV FAST CLOSURE/MSV CLOSURE TRIP BYPASS」警報確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		RWM「低出力設定点以下」点灯確認	中央制御室		
		PSVR ロック	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
所内電源切替 所変→起変	中央制御室				
クロスアラウンドドレン弁 開	中央制御室				
給水流量減少確認	中央制御室				
発電機出力降下 (負荷制限)	中央制御室				
解列前基幹給連絡	中央制御室				
発電機解列準備	中央制御室				
発電機解列	中央制御室				
発電機解列所内周知, 基幹給連絡	中央制御室				
タービン側ドレン弁開	中央制御室				
発電機界磁遮断器開放	中央制御室				

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (3/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	AVR 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		発電機コアモニター停止	中央制御室		
		IPB ファン停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する 操作のため, 対象外	対応不要
		4S エバポドレンタンク LCV EMRG 切替 確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		非常用調速機加速度トリップ試験 準備	中央制御室		
		非常用調速機加速度トリップ試験	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		タービン状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		APRM/SRNM 記録計切替	中央制御室		
		MDRFP 制御器「自動」→「手動」切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「START&HOT STBY」位置切替	中央制御室		
		CUW RPV 底部ドレン弁 開	中央制御室		
		タービンリフトポンプ起動	中央制御室		
		格納容器内 N2 関連設備隔離	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		D/W エントリー	中央制御室/ 現場	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービントーニング確認	中央制御室		
		SRNM レンジ切替確認	中央制御室	財産保護の観点で実施する 操作のため, 対象外	
		タービン側過冷却防止操作	現場		
		タービンバイパス弁全閉確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉降圧に伴う警報確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁開操作	中央制御室		
		主蒸気圧力設定調整	中央制御室		
		原子炉水位制御 MD-FCV→RFP バイパス FCV 切替	中央制御室		
		原子炉停止完了所内周知	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「REFUEL」 位置切替	中央制御室		
		原子炉停止後点検	中央制御室		
		M. SJAE→OGSJAE 切替確認	中央制御室		
		SDC モード運転	中央制御室		
		HPCP 全停	中央制御室		
コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (4/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価		
				評価内容	評価結果	
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)		
		CUW ブロー「H/W」→「R/W」切替	中央制御室			
		4S H/B 切替確認	中央制御室			
		タービンバイパス弁全閉	中央制御室			
		MSIV 全弁閉操作	中央制御室			
		RHR SDC モード運転及び待機状態確認	中央制御室			
		原子炉ヘッドスプレイ開始	中央制御室			
		原子炉ヘッドスプレイ停止	中央制御室			
		主蒸気管ドレン弁閉操作	中央制御室			
		復水器真空破壊	中央制御室			
		原子炉冷却	中央制御室			
		復水器内負圧保持	中央制御室			
			タービン側機器停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(3) 原子炉冷却材流量の部分喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、再循環系ポンプ駆動電動機遮断器等により、再循環系ポンプ1台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR 1台トリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)		
		SRI 作動確認	中央制御室			
		発電機状態確認	中央制御室			
		原子炉状態確認	中央制御室			
		トリップ側 PLR ポンプ CS「PtoL」, FCV「MIN POS」	中央制御室			
		トリップ側 PLR ポンプ出口弁全閉 →5分後全開	中央制御室			
		運転中 PLR ポンプ運転状態確認, FCV 40%以下	中央制御室			
		原子炉安定確認	中央制御室			
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室			
		復水器真空調整	中央制御室			
		PLR ポンプ運転状態確認	中央制御室			
			02 注入系注入量調整			現場
			コンデミ 9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(4) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 【事象の想定】 原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環系ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入され、反応度が投入され、原子炉出力が上昇する。	対応手順なし (再循環系ポンプは自動起動する設備ではなく、起動条件として温度制限も設けているため、余熱なしで起動することはない。)					

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (5/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(5)外部電源喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内単独運転確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		D/G 自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		所内全停電確認	中央制御室		
		SRV 作動確認	中央制御室		
		非常用油ポンプ起動確認	中央制御室		
		M/C 2C, 2D, HPCS 受電確認	中央制御室		
		各計器動作確認	中央制御室		
		MSIV 「CLOSE」位置	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		タービン側自動起動確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		CRD ポンプ起動	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン減速状況監視	中央制御室		
		原子炉スクラム後操作	中央制御室		
		TD ターニング確認	中央制御室		
		タービン機器 CS 「PtoL」 「切」	中央制御室		
		空調起動準備	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RPS MG セット起動, 受電	中央制御室/ 現場		
		原子炉水位確保確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		外部電源状況確認	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室		
CUW 再起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
SRV による原子炉減圧冷却	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
タービントーニング確認	中央制御室				
RCIC 停止	中央制御室				
東海原子力線 1, 2 号復旧確認	中央制御室				
275kV 母線復旧	中央制御室				
所内電源復旧	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (6/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(6) 給水加熱喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様			
(7) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様			
(8) 負荷の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	「(5)外部電源喪失」と同様			
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御及び RHR S/P 冷却	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		M. SJAE 停止	中央制御室		
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室				
格納容器隔離動作確認	中央制御室				
MSIV CS「CLOSE」	中央制御室				
給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (7/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 (続き)	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故 (続き)	原子炉水位設定「リセット」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン発電機動作確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		PLR FCV 全開操作	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		4S H/B 切替及び O/G SJAЕ 起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器隔離, AC 系リセット, 復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却, S/P 水位調整	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		給水系による原子炉給水停止	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		原子炉圧力, 炉水温度確認	中央制御室		
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		MD RFP 停止	中央制御室		
		タービントーニング確認	中央制御室		
		RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフ ラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		PLR 停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RHR SDC モード運転	中央制御室		
RCIC 停止, SRV 開閉停止	中央制御室				
(10) 給水制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故	タービントリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (8/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(10) 給水制御系の故障 (続き)	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故 (続き)	SRV 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン振動確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		OG 流量調整	中央制御室		
(11) 原子炉圧力制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(12) 給水流量の全喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 給復水系故障による原子炉スクラム事故	復水器 H/W 水位確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		復水器 H/W 水位低下原因調査	中央制御室		
		給復水系全停	中央制御室		
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		発電機確認状態確認	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		L-2 到達, MSIV 閉, RCIC/HPCS 自動起動確認	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		MSP, TGOP, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (9/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(12) 給水流量の全喪失 (続き)	非常時運転手順書 給復水系故障による 原子炉スクラム事故 (続き)	L-8 到達, RCIC/HPCS トリップ	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉水位 L-8 以下確認	中央制御室		
		RCIC ロジックリセット	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		原子炉水位制御確認	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		タービントーニング確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
RCIC 及び RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要		
SRV 手動開閉停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
(13) 原子炉冷却材喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に, 何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の損傷等を想定した場合には, 冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		LOCA 確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		LOCA 後機器動作確認	中央制御室		
		タービン発電機/TDRFP トリップ確認 (RCIC 自動起動)	中央制御室		
		所内電源健全確認	中央制御室		
		MSP, TGO, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ADS 動作確認	中央制御室		
		低圧注水系注水確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		RHR LPCI→PCV 及び S/C スプレイ切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		復水再循環運転	中央制御室		
		HPCS 水源切替確認	中央制御室		
		D/W, S/C H2 濃度及びγ線量率確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		RCIC トリップ	中央制御室		
		FCS 手動起動	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (10/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(14) 原子炉冷却材 流量の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、2台の再循環系ポンプが何らかの原因でトリップすることにより炉心流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR2台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		SRI作動確認	中央制御室		
		発電機出力確認，給復水系確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		02注入系停止	現場	財産保護の観点で実施する操作のため，対象外	対応不要
コンデミ9塔→6塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要		
(15) 原子炉冷却材 ポンプの軸固着 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、1台の再循環系ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより、炉心流量が急減して、炉心の冷却能力が低下する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	「(14)原子炉冷却材流量の喪失」と同様			
(16) 制御棒落下 【事象の想定】 原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。	非常時運転手順書 制御棒落下事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		原子炉側操作	中央制御室		
		タービン側操作	中央制御室		
		所内ボイラー2台運転確認	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		MS RAD HIによるMSIV隔離確認後，CS「閉」位置	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		MDRFP，HPCP一台運転	中央制御室		
		コンデミ6塔→3塔	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要
		RCIC隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		制御棒落下確認	中央制御室		
		プラント状態確認	中央制御室		
		原子炉出力降下操作	中央制御室		
		落下制御棒状態確認	中央制御室		
		制御棒単体スクラム	中央制御室/ 現場	代替措置（原子炉手動スクラム等）により実施可能なため，対象外	対応不要
落下制御棒自由落下操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
落下制御棒隔離	現場	緊急性を要しない操作のため，対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (11/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 【事象の想定】 原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損した場合には、オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故	SJAE室ADM指示上昇確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		警報確認	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		OG系運転状態確認	中央制御室		
		放射線モニタ警報確認	中央制御室		
		タービン建屋搬出入口シャッター閉操作	現場	運転員を必要としない操作のため、対象外	対応不要
		タービン建屋連絡通路の閉鎖	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		管理区域退避	現場	代替措置（ベージング等による退避連絡）により、実施可能なため、対象外	対応不要
		所内電源切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉手動スクラム	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動確認	中央制御室		
		OG系停止及び隔離	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定L-3セットダウン確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		復水器真空低下確認	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		放射線モニタ指示確認	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
		PLRポンプHI→LFMG切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS作動状況確認	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRDポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
タービン側機器運転状態確認	中央制御室				
原子炉未臨界確認	中央制御室				
原子炉水位回復確認	中央制御室				
所内ボイラー2缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (12/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17) 放射性気体廃棄物処理施設の破損 (続き)	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故 (続き)	PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		HPCP, LPCP 各1台停止	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		復水器真空低警報確認	中央制御室		
		MSIV, MS ドレン弁全閉	中央制御室		
(18) 主蒸気管破断 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉格納容器外で主蒸気管が破断した場合には、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(19) 燃料集合体の落下 【事象の想定】 原子炉の燃料交換時に、燃料取扱装置の故障、破損により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 燃料落下事故	SRNM・FPC 確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		6F 作業者退避誘導	現場	代替措置 (ベージング等による退避連絡) により、実施可能なため、対象外	対応不要
		FRVS/SGTS 1 系統起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター指示上昇報告	中央制御室		
		CUW 運転確認・ブロー停止操作	中央制御室		
		FPC 運転確認	現場	代替監視設備 (ITV, 警報等) により確認可能なため、対象外	対応不要
		PLR サンプリングライン隔離	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		CUW, FPC サンプリングライン隔離	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
放射線モニター監視	中央制御室				
(20) 可燃性ガスの発生 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	「(13)原子炉冷却材喪失」と同様			

第 2 表 新規制基準適合性に係る審査における必要な現場操作

No.	条文	操作項目	概要
1	第八条 「火災による損傷の防止」	原子炉保護系母線停止操作	火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し、原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場（原子炉建屋付属棟 1 階）での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。
2	第九条 「溢水による損傷の防止等」	使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作	地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に、残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があるため、その際に現場（原子炉建屋原子炉棟 3 階，4 階）での手動弁操作が必要となる。
3	第十四条 「全交流動力電源喪失対策設備」	全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作	全交流動力電源喪失時で、非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。
4	第八条 「火災による損傷の防止」 第二十六条 「原子炉制御室等」	中央制御室外原子炉停止操作	火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置 において、原子炉スクラム後の高温状態から冷温状態に移行させる操作が必要となる。

1. 原子炉保護系母線停止操作

(1) 必要となる操作の概要

火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し、発電用原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第 2 図参照）

原子炉建屋付属棟 1 階（電気室）

b. 想定される環境条件

炎，熱，煙（起因事象：内部火災）

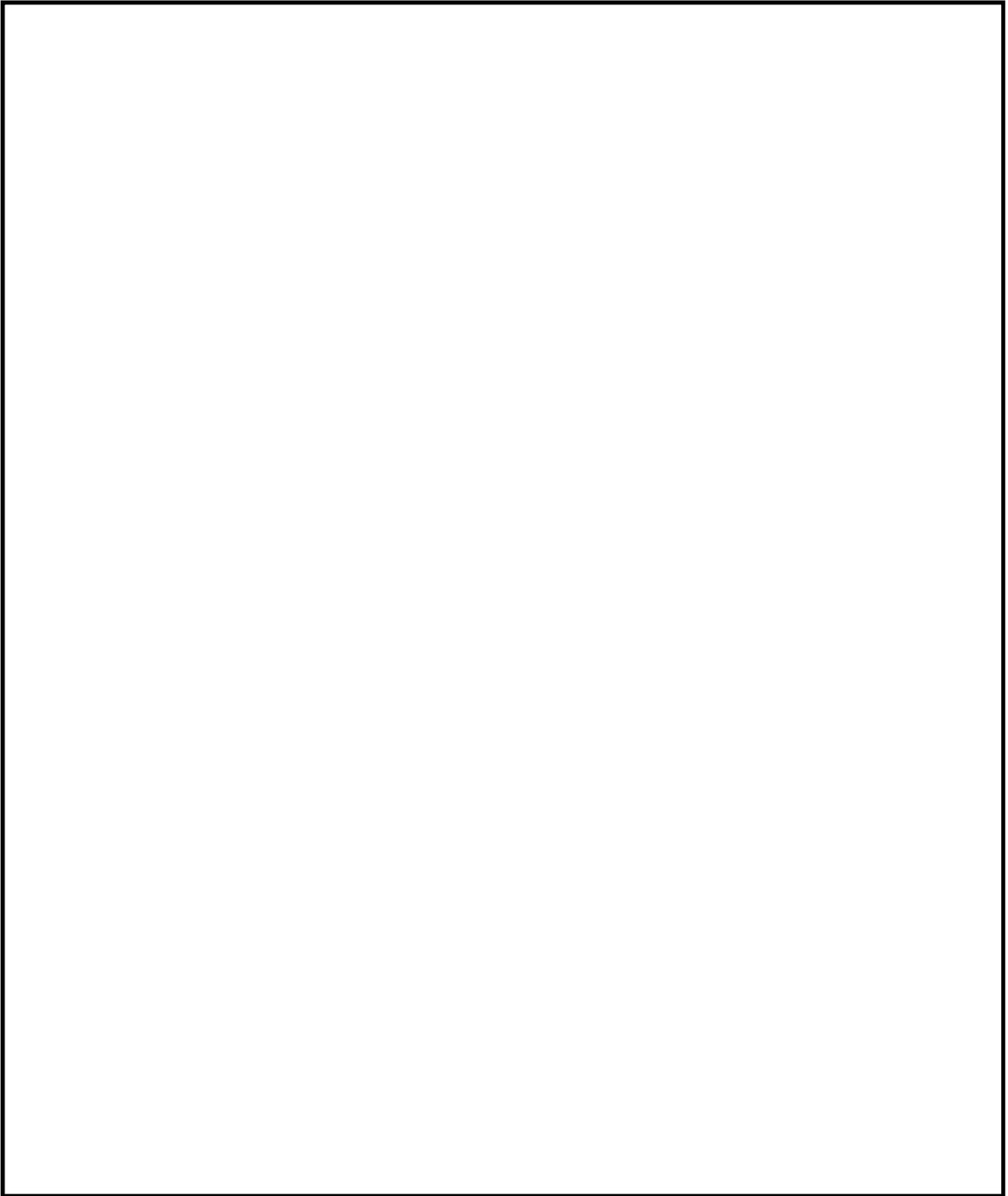
c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため、想定火災としては原子炉保護系継電器盤を発火箇所とする。

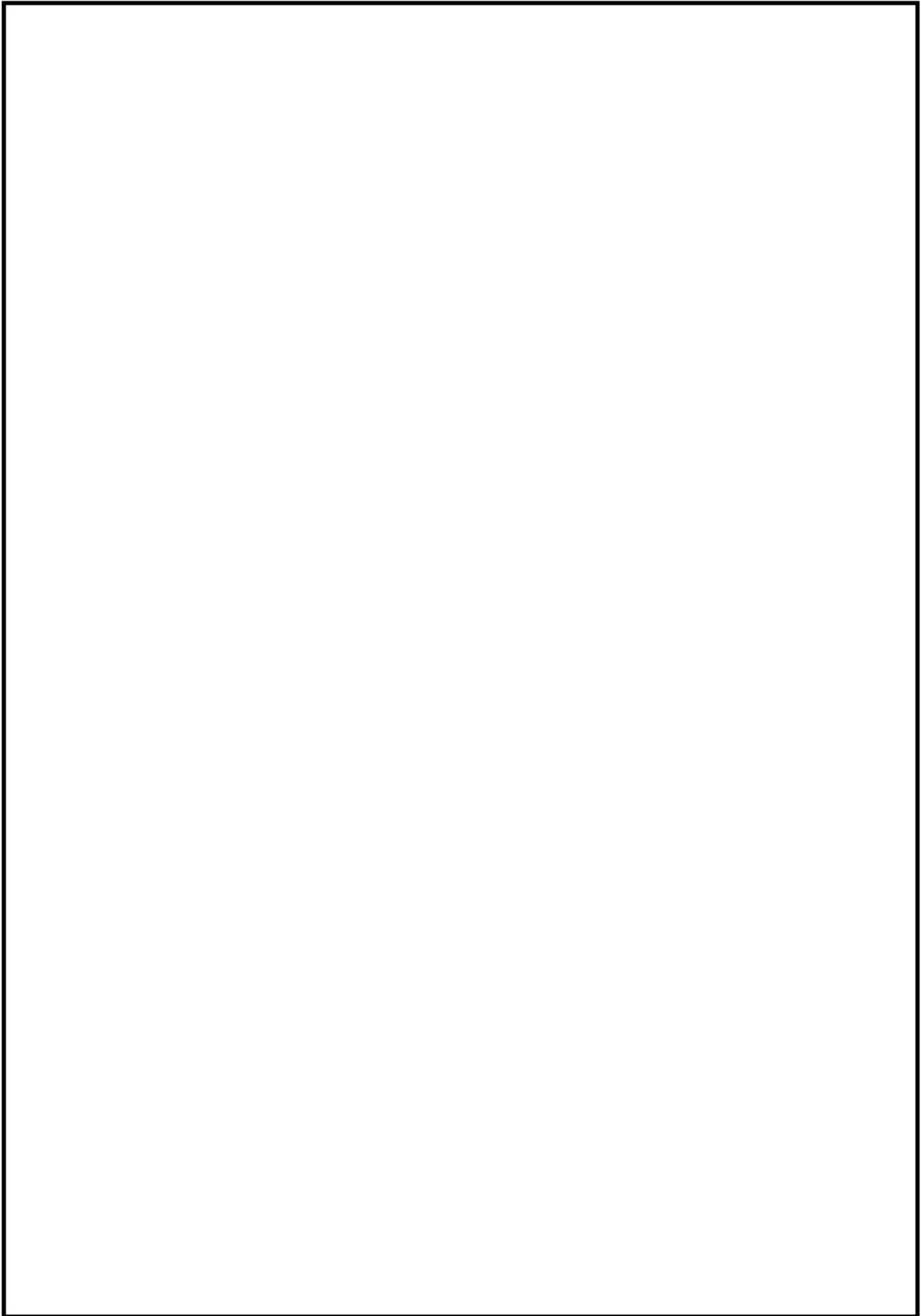
それに対し、操作場所である原子炉建屋付属棟 1 階（電気室）は、発火箇所である中央制御室と位置的分散がなされており、想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく、操作可能である。

d. 操作内容の評価

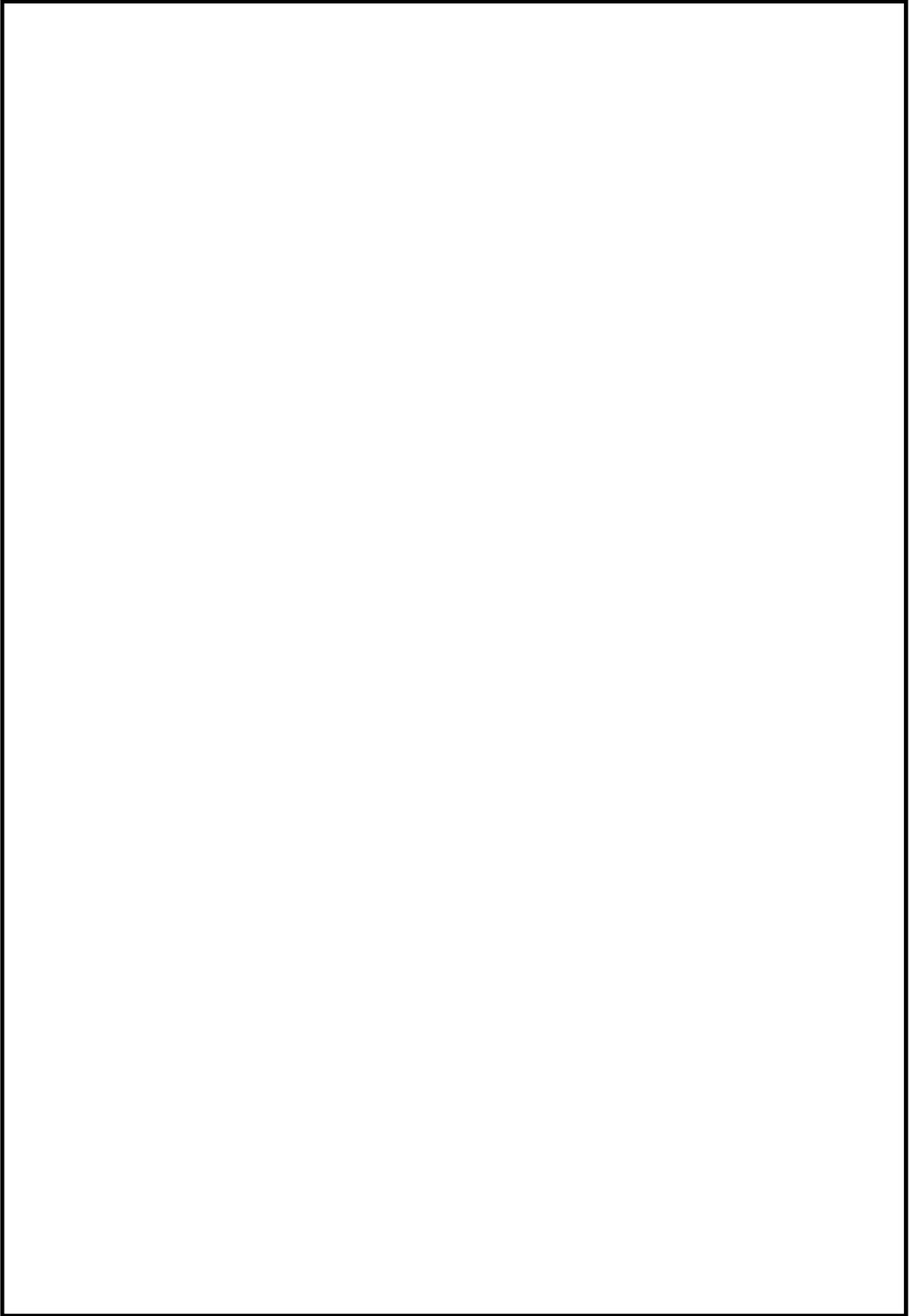
現場において操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。



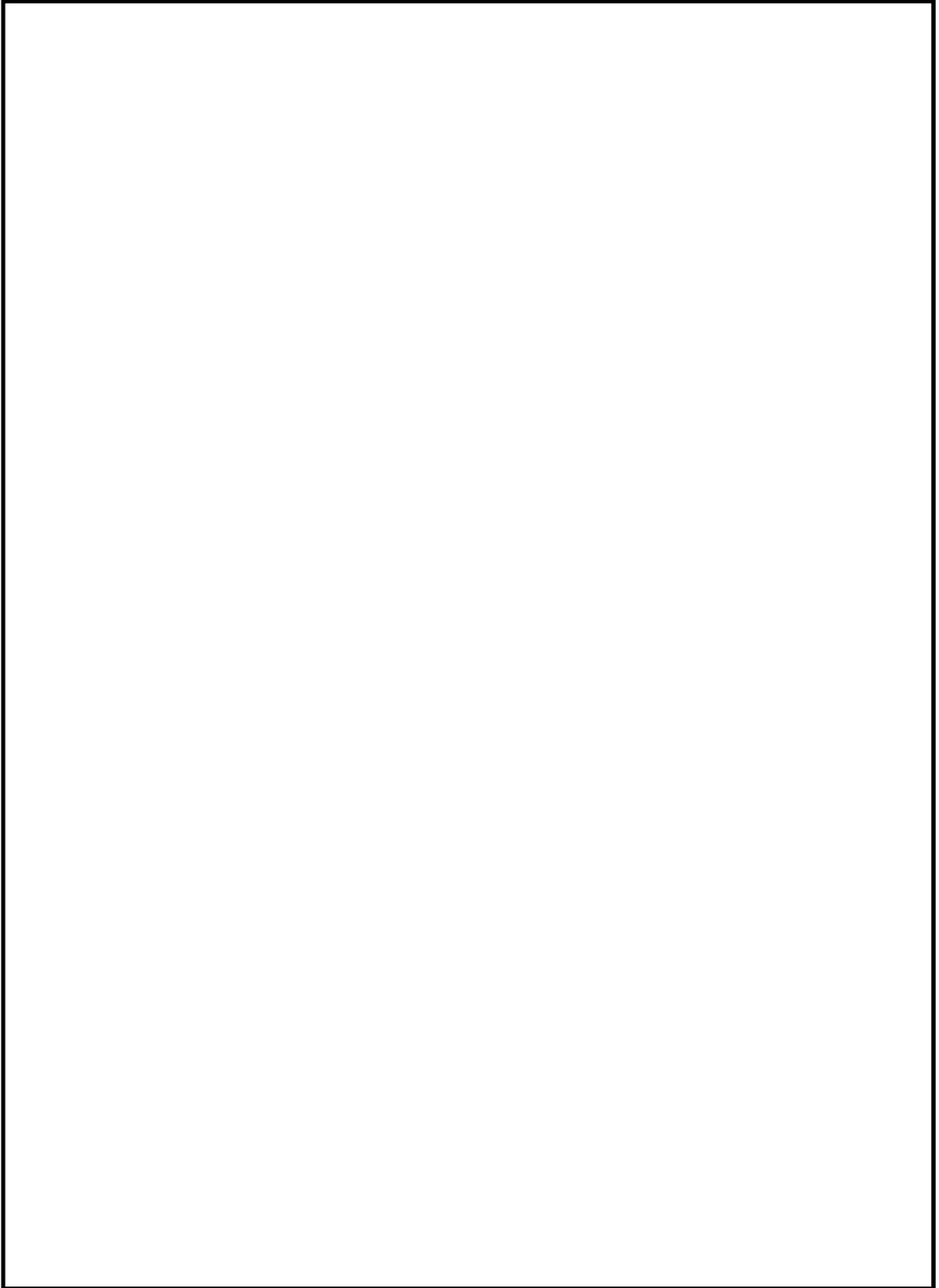
第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (1/8)



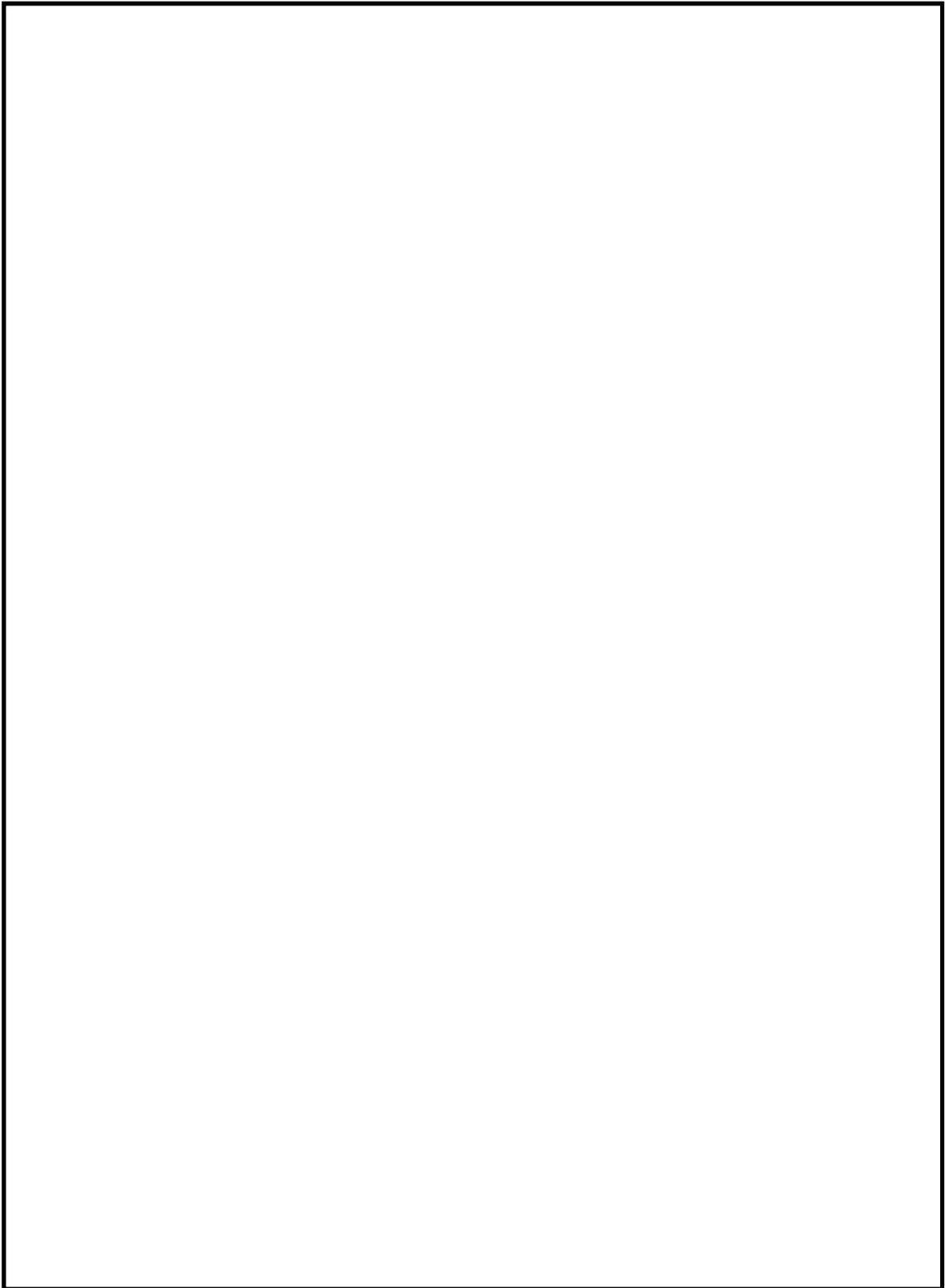
第2図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (2/8)



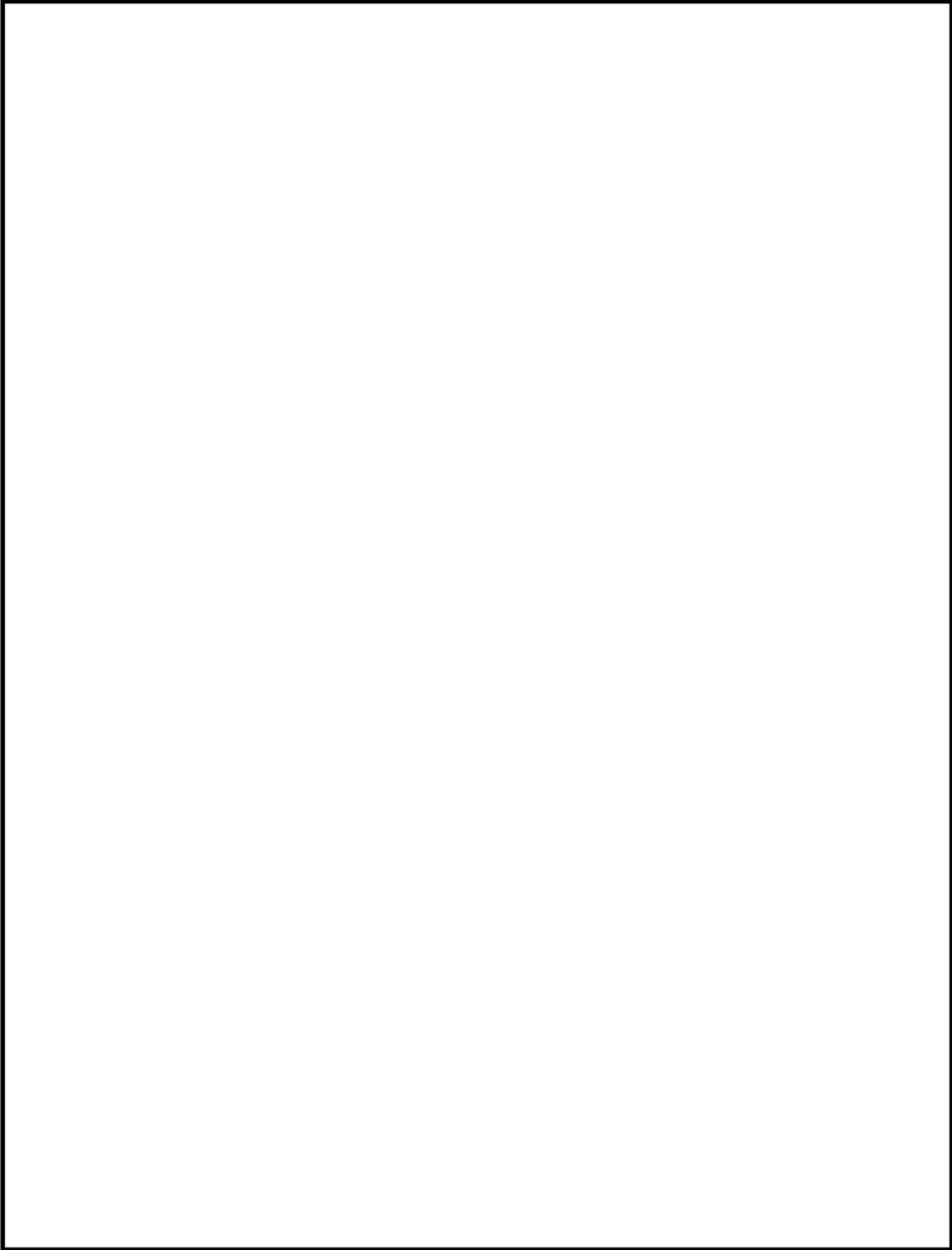
第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (3/8)



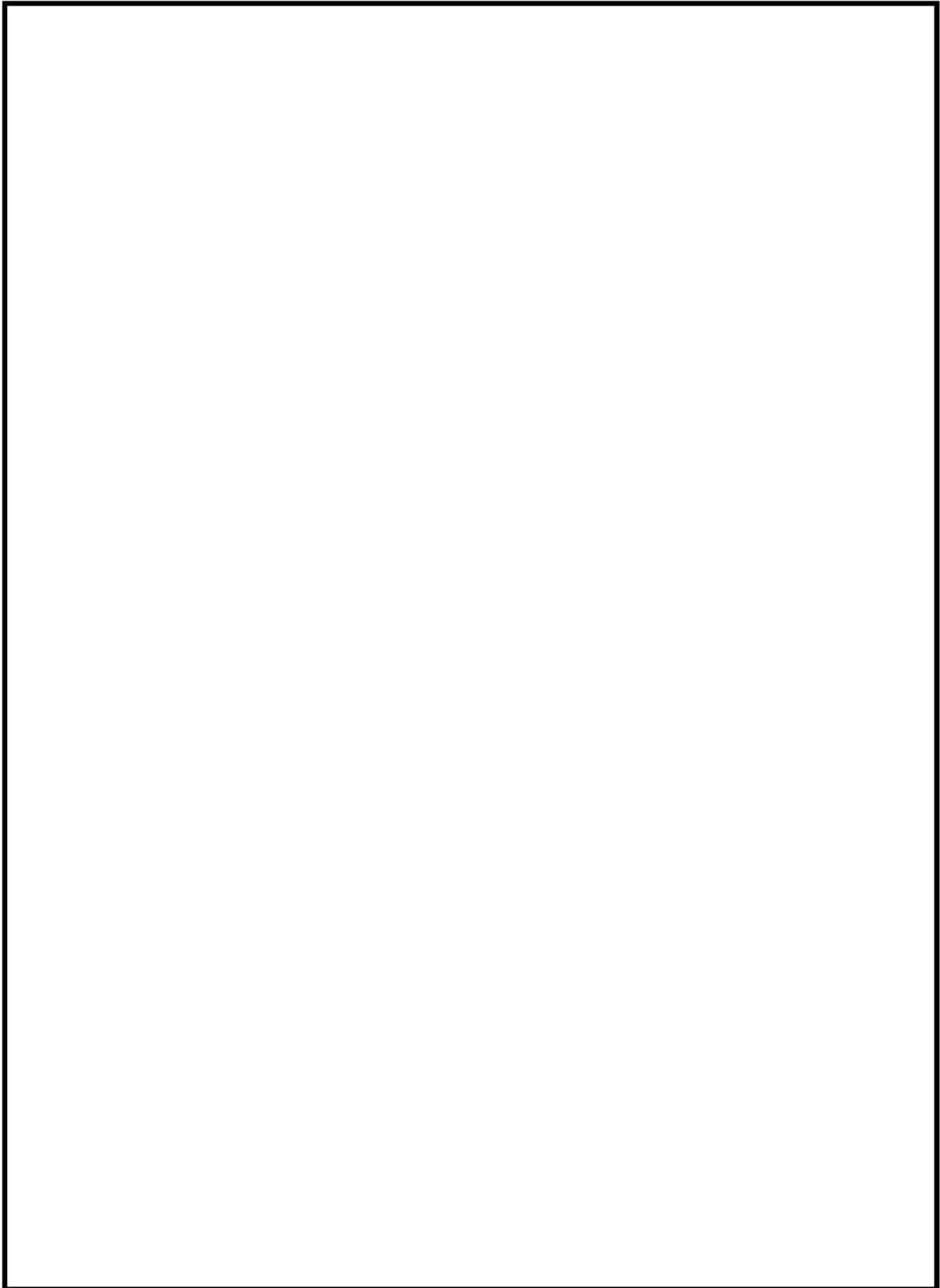
第2図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (4/8)



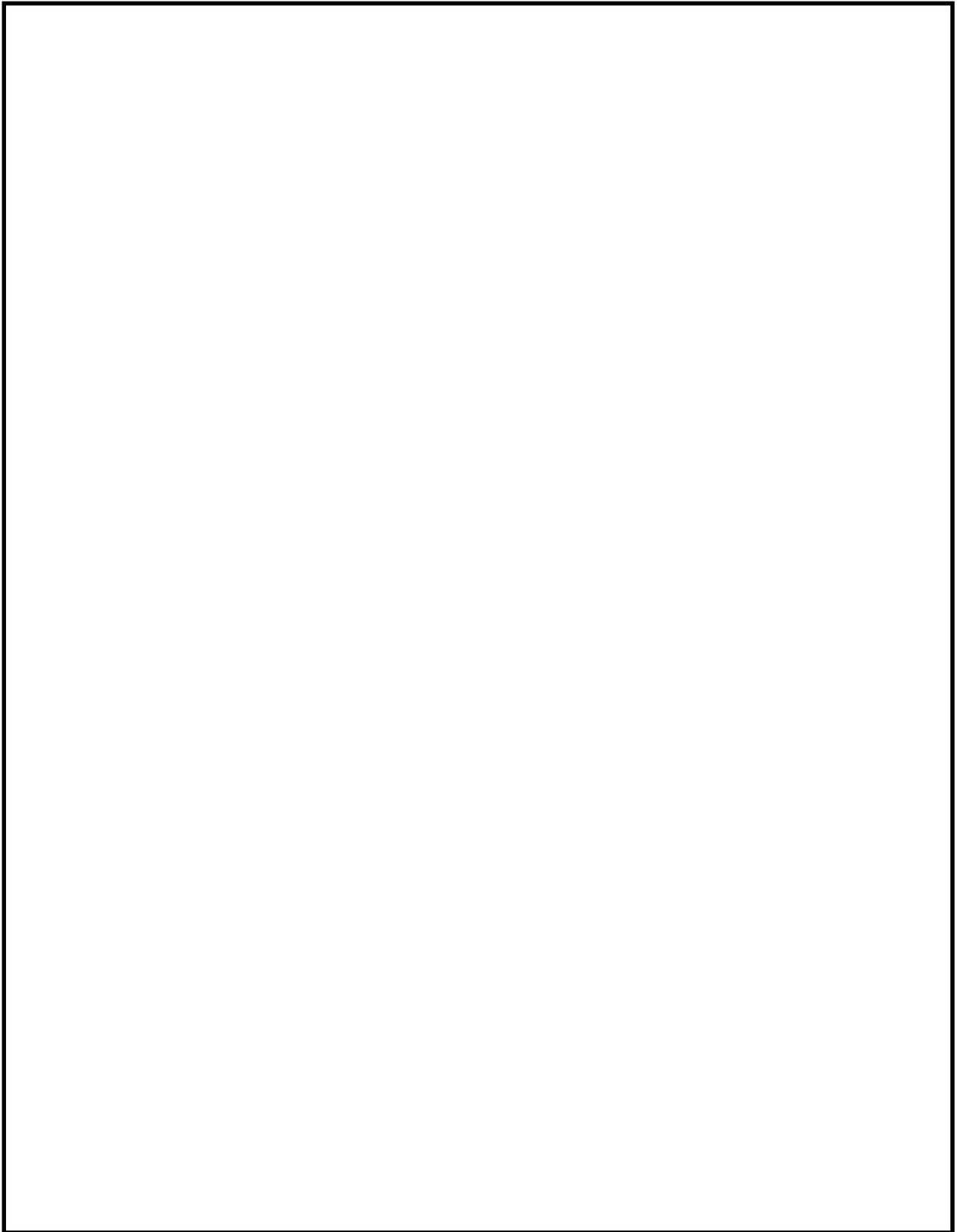
第2図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (5/8)



第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (6/8)



第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (7/8)

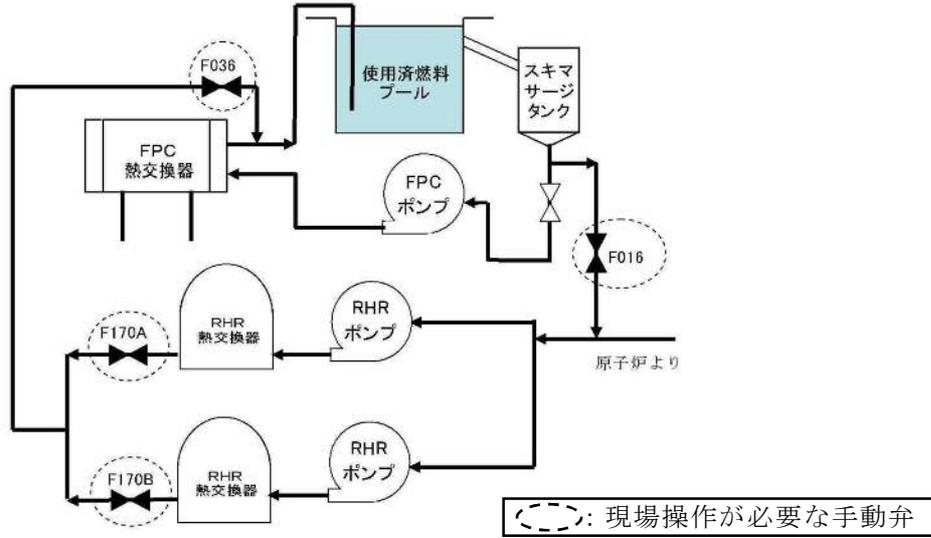


第 2 図 原子炉保護系母線停止操作場所へのアクセスルート (8/8)

2. 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

(1) 必要となる操作の概要

地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に、残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があります。その際に現場での手動弁操作が必要となる。



第3図 現場操作が必要な機器

第3表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作のための現場操作機器

操作対象機器		対象区画
機器番号	機器名称	
E12-F170A	RHR (A) -FPC ライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)
E12-F170B	RHR (B) -FPC ライン隔離弁	
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19 (FPC ポンプ室)

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第4図参照）

原子炉建屋原子炉棟3階 MSIV-LCS マニホールド室

原子炉建屋原子炉棟4階 エレベータ正面

原子炉建屋原子炉棟4階 FPCポンプ室

b. 想定される環境条件

水位，温度，線量，化学薬品，照明，感電，漂流物

（起因事象：内部溢水）

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

溢水事象発生時に想定される環境条件（水位，温度，線量，化学薬品，照明，感電，漂流物）の観点から評価し，操作場所及びアクセス性に影響はなく，操作可能である。

なお，火災防護における火災防護対策が操作場所及びアクセス性に影響がないことを確認した。

想定される環境条件の評価結果については以下に示す。

- ・滞留水位については，対象区画で発生する溢水量より，最大0.01mとなり，操作場所及びアクセス時の歩行に支障がなく，操作可能である。また，防火扉は溢水時の最大水位より高い位置に設置することから，扉開閉に問題はない。
- ・温度については，溢水源のうち高温の流体を内包する系統はないことから，長時間に渡りアクセス困難な高温状態が継続することは考えにくいため，操作場所及びアクセス性への影響はなく，操作可能である。
- ・線量については，放射性物質を内包する溢水が発生してもハッチ等の開口部より下階へと排水されるが，保守的に継続した想定での評

価をしても被ばく線量としては数 mSv 程度となり、緊急時作業に係る線量限度 100mSv と比較して十分小さく抑えられることから、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。

- 化学薬品については、アクセスルートに影響を与える可能性のあるものとしては、防錆剤を含む閉ループ系統及び個別の容器に保管の薬品であるが、濃度は十分に低く、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。また、防護服等を配備し、必要により使用可能としている。
- 照明については、中央制御室から操作場所までのアクセスルート上に常用電源、非常用電源から電源供給される作業用照明が設置されているため、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。また、溢水の影響により一部の照明が機能喪失した場合でも、対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に可搬型照明を配備し、必要により使用可能としている。
- 感電については、電気設備が溢水の影響を受けた場合、短絡が発生し保護回路がそれを検知しトリップすることで、当該電気設備への給電は遮断されることから、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。また、運用面でも、溢水の発生が想定される場合は、運転員が溢水箇所に関連する電源を開放することについて社内規定類に定めることとしている。
- 漂流物については、屋内に設置されているラック等は、固縛処置がされており、溢水が発生した場合においても漂流物とならないことから、操作場所及びアクセス性への影響はなく、操作可能である。

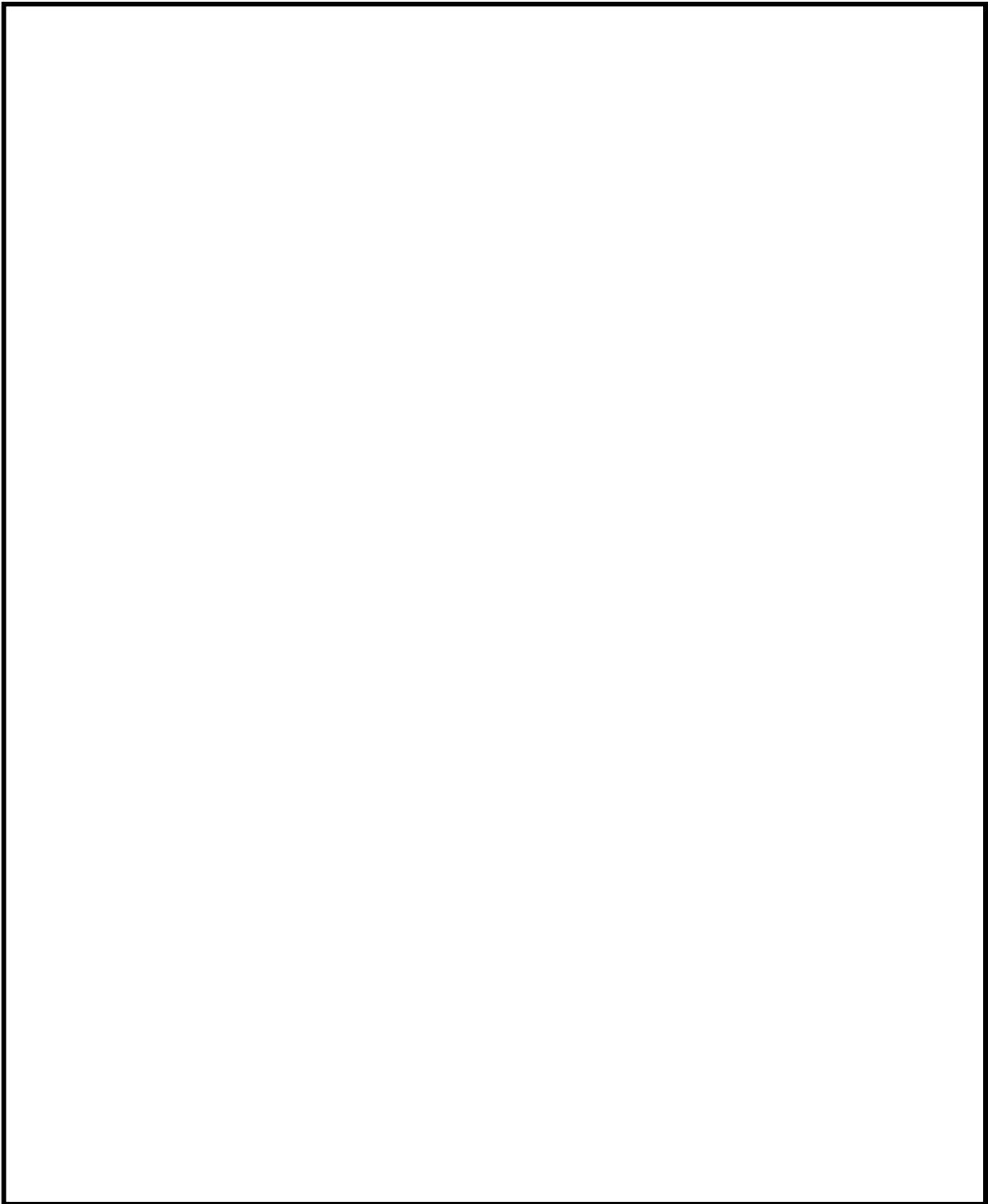
第4表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作箇所の浸水深さ

操作対象機器		対象区画	浸水深さ (m)
機器番号	機器名称		
E12-F170A	RHR(A)-FPCライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)	0.01
E12-F170B	RHR(B)-FPCライン隔離弁		
G41-F036	FPC系-RHR系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)	0.00
G41-F016	FPC系-RHR系連絡入口弁	RB-4-19 (FPCポンプ室)	0.00

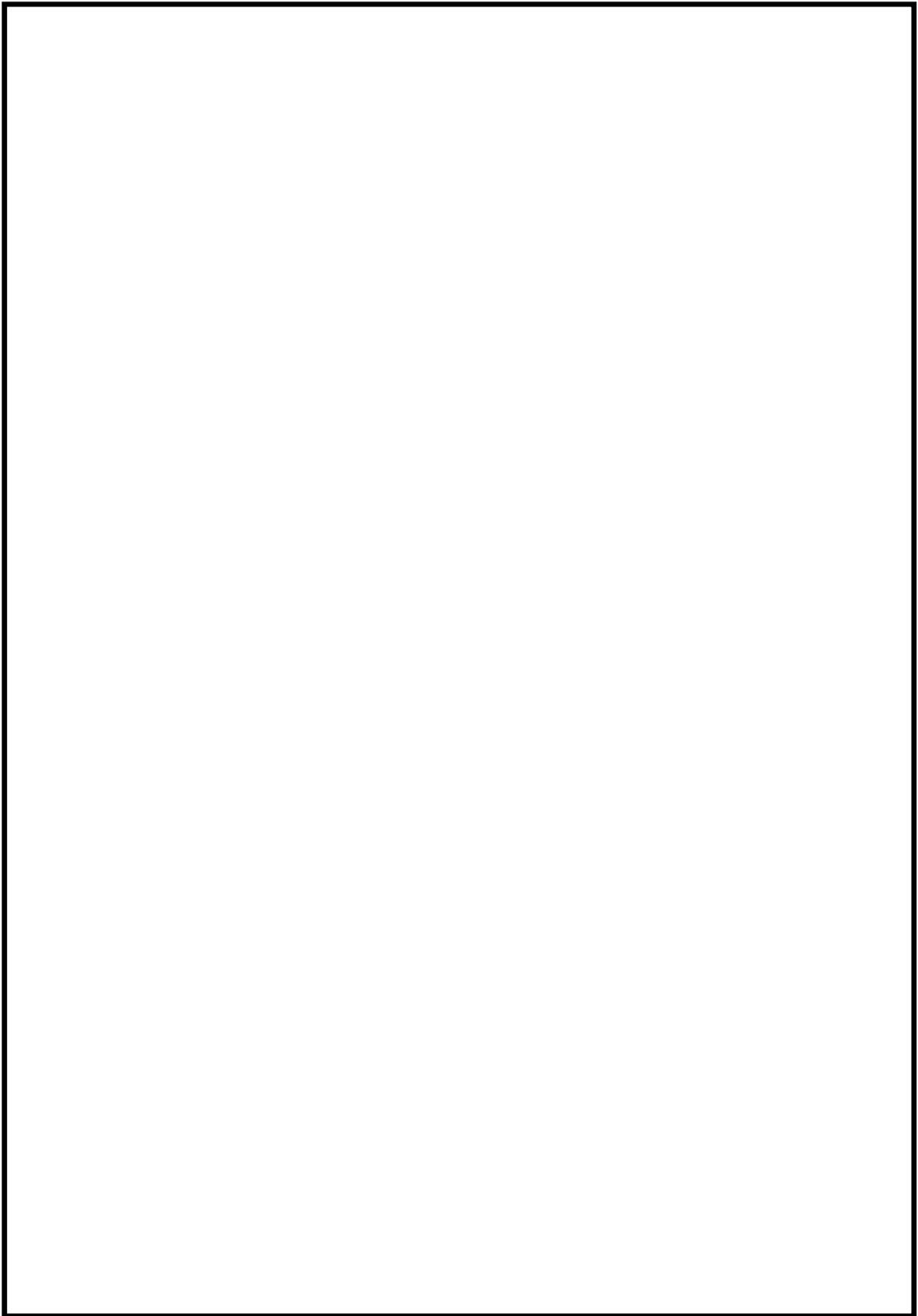
d. 操作内容の評価

現場弁等を操作する際に使用する工具については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室内及び廃棄物処理操作室近傍に配備し、操作が容易に実施可能である。

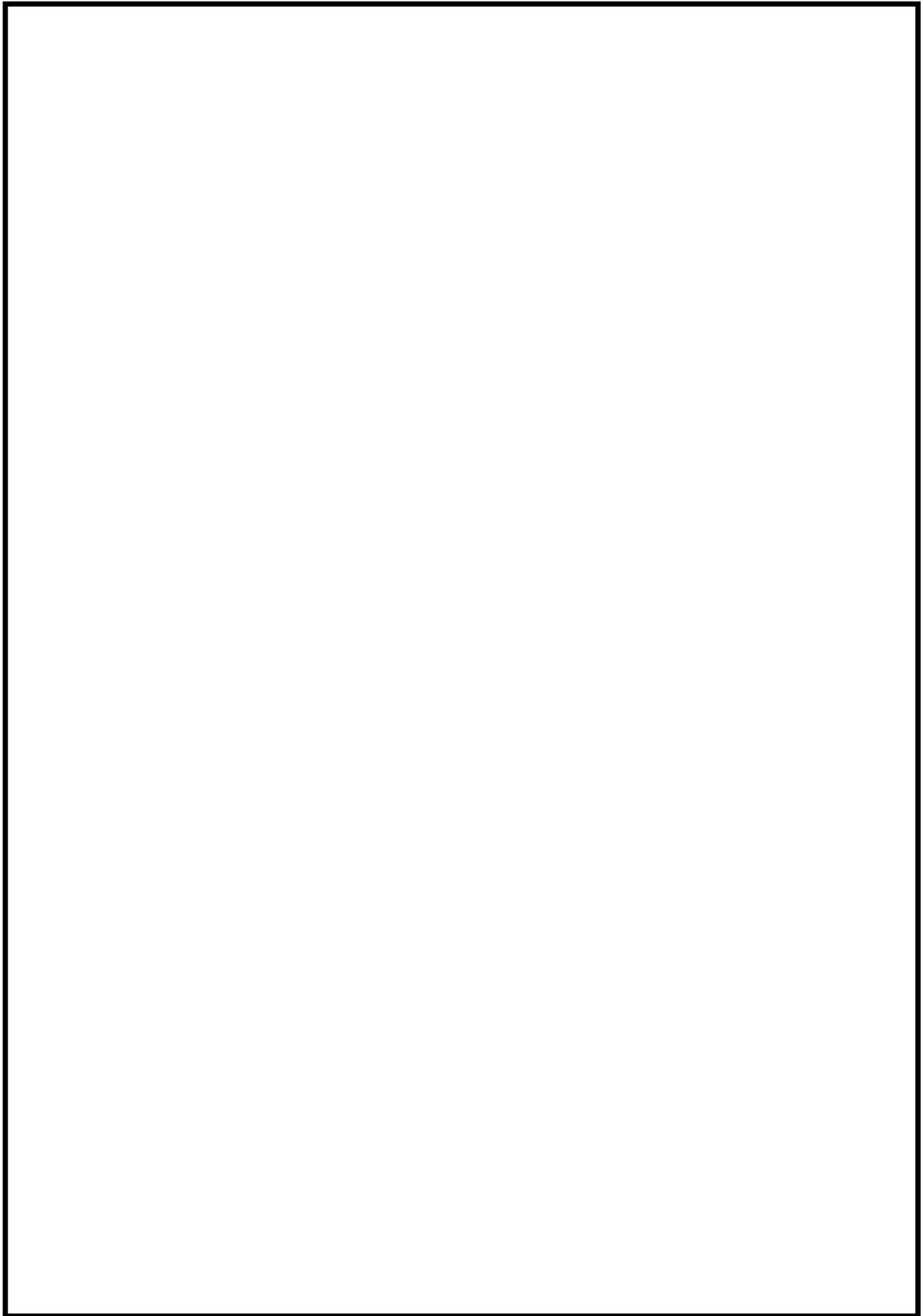
なお、弁の操作時には、対象弁に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。



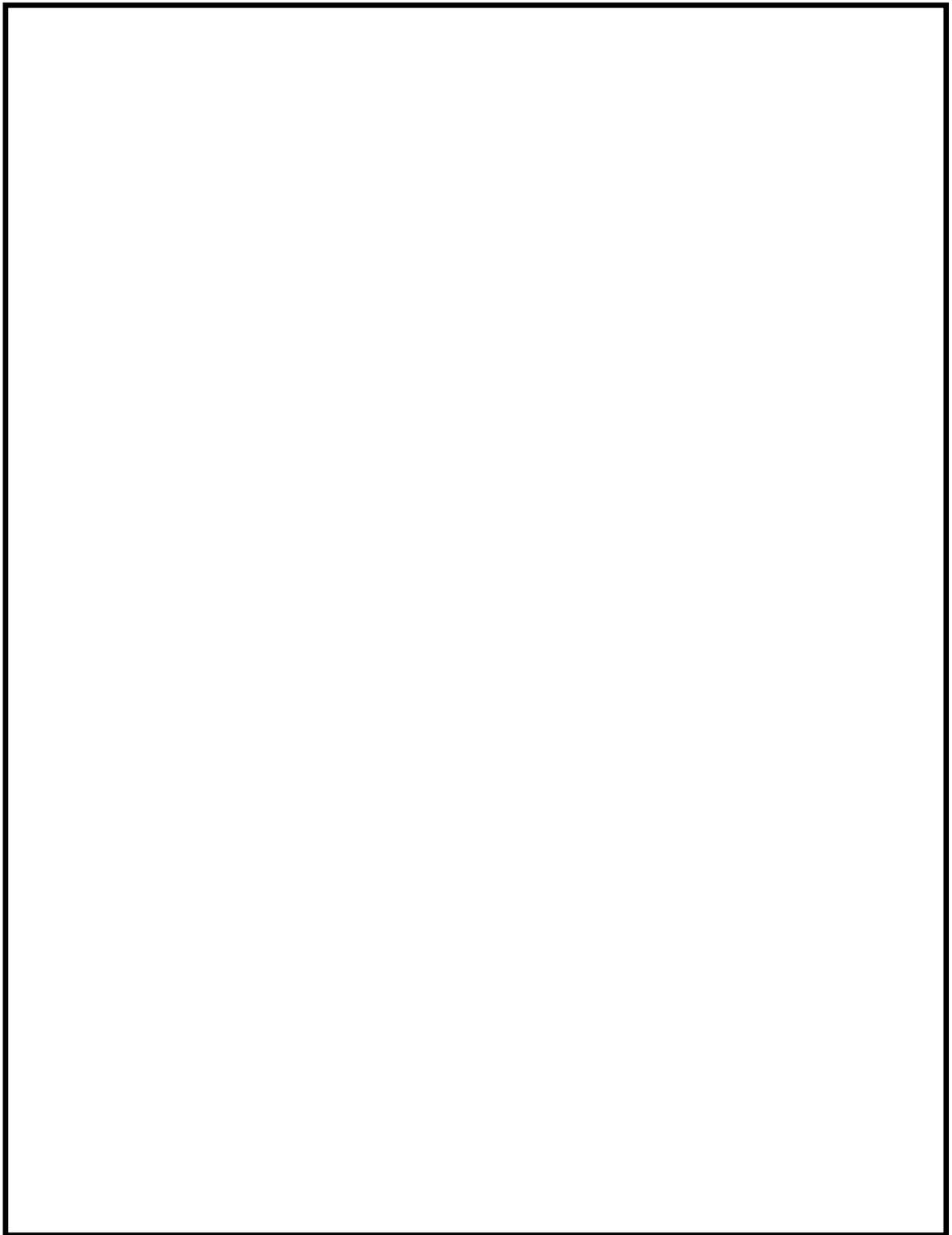
第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (1/7)



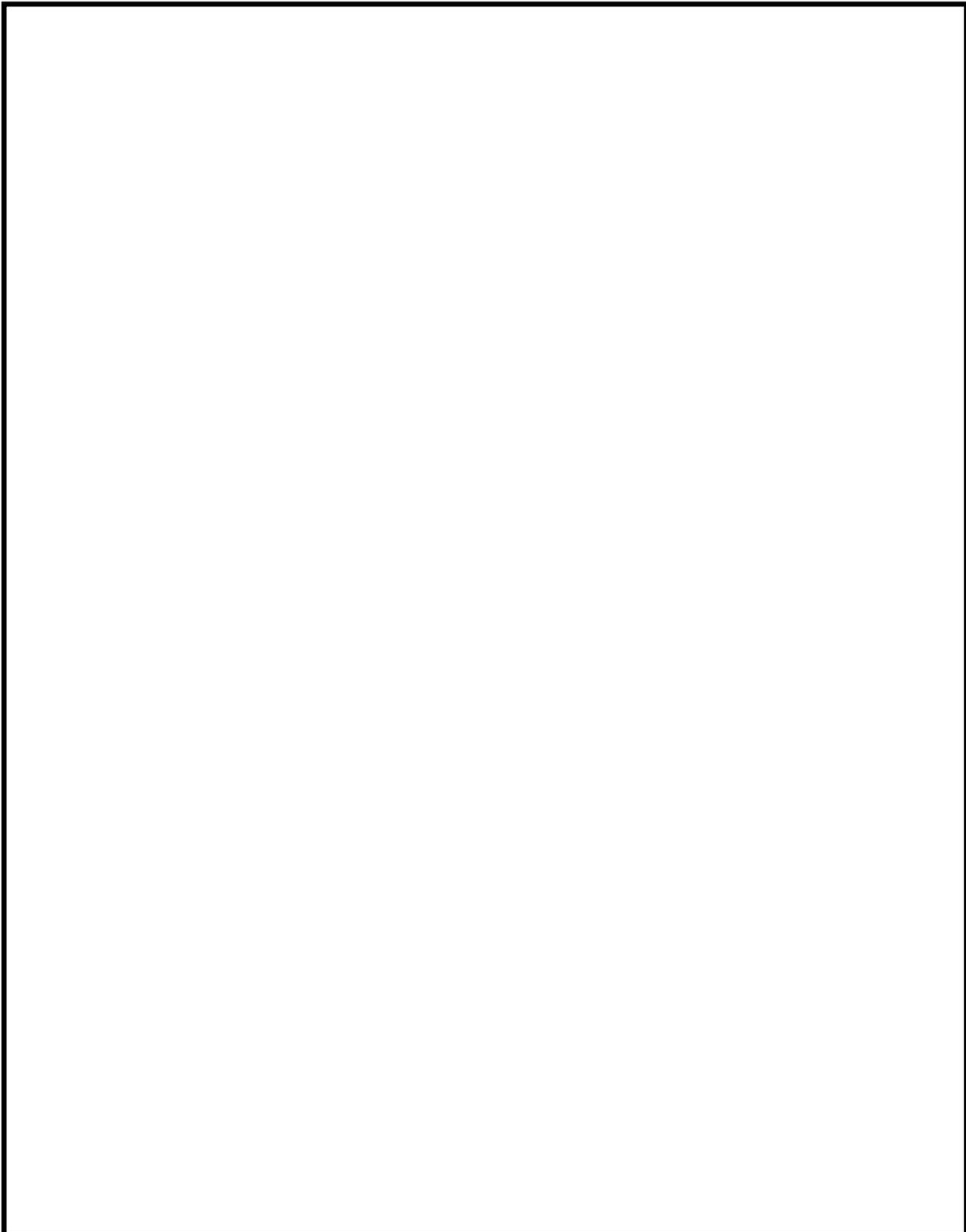
第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (2/7)



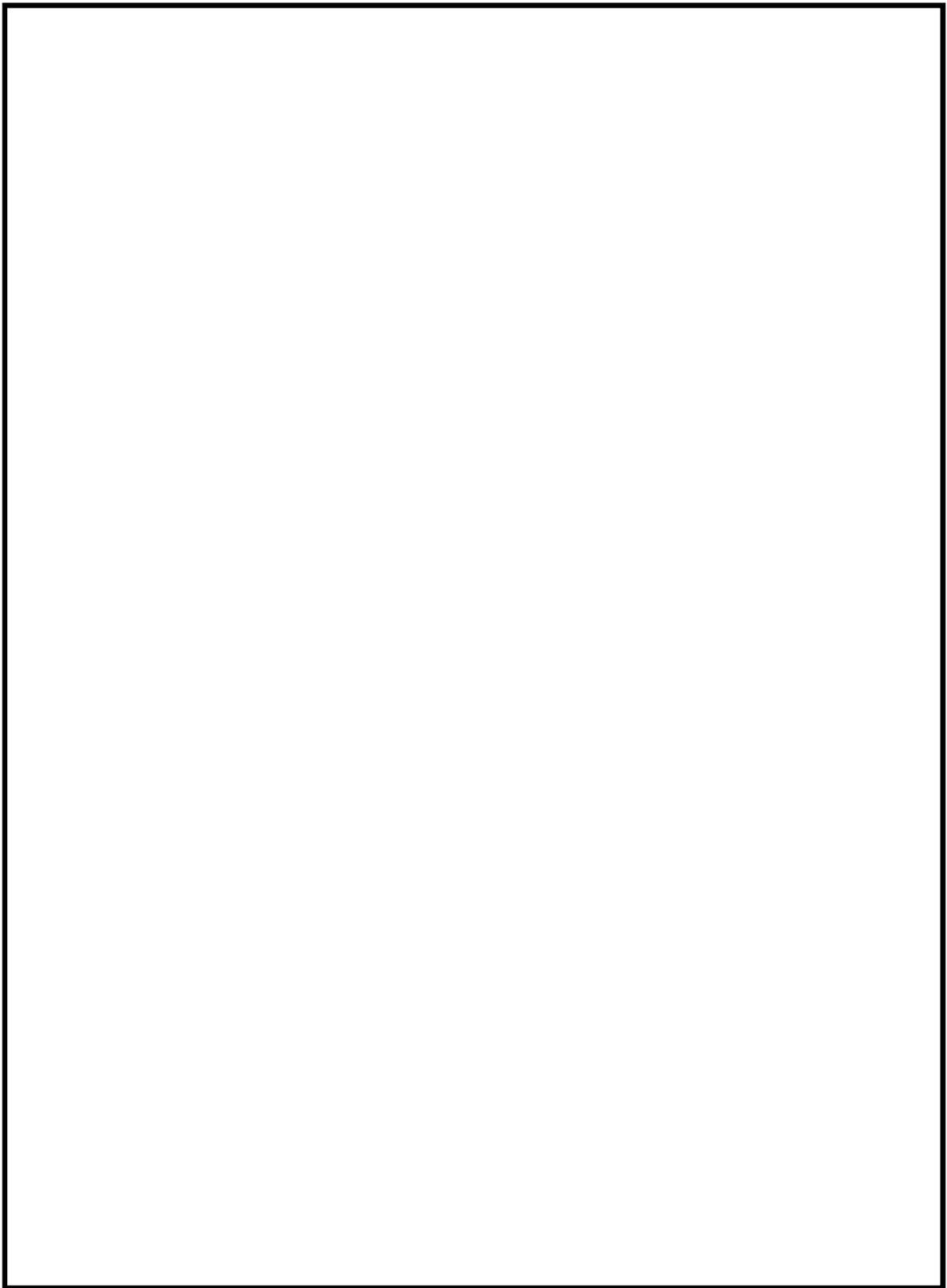
第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (3/7)



第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (4/7)



第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (5/7)



第 4 図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (6/7)



第4図 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作場所
へのアクセスルート (7/7)

3. 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

(1) 必要となる操作の概要

全交流動力電源喪失時で、非常用ディーゼル発電機又は外部電源復旧が不可能な場合に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第5図参照）

原子炉建屋付属棟1階，地下1階，地下2階（電気室）

b. 想定される環境条件

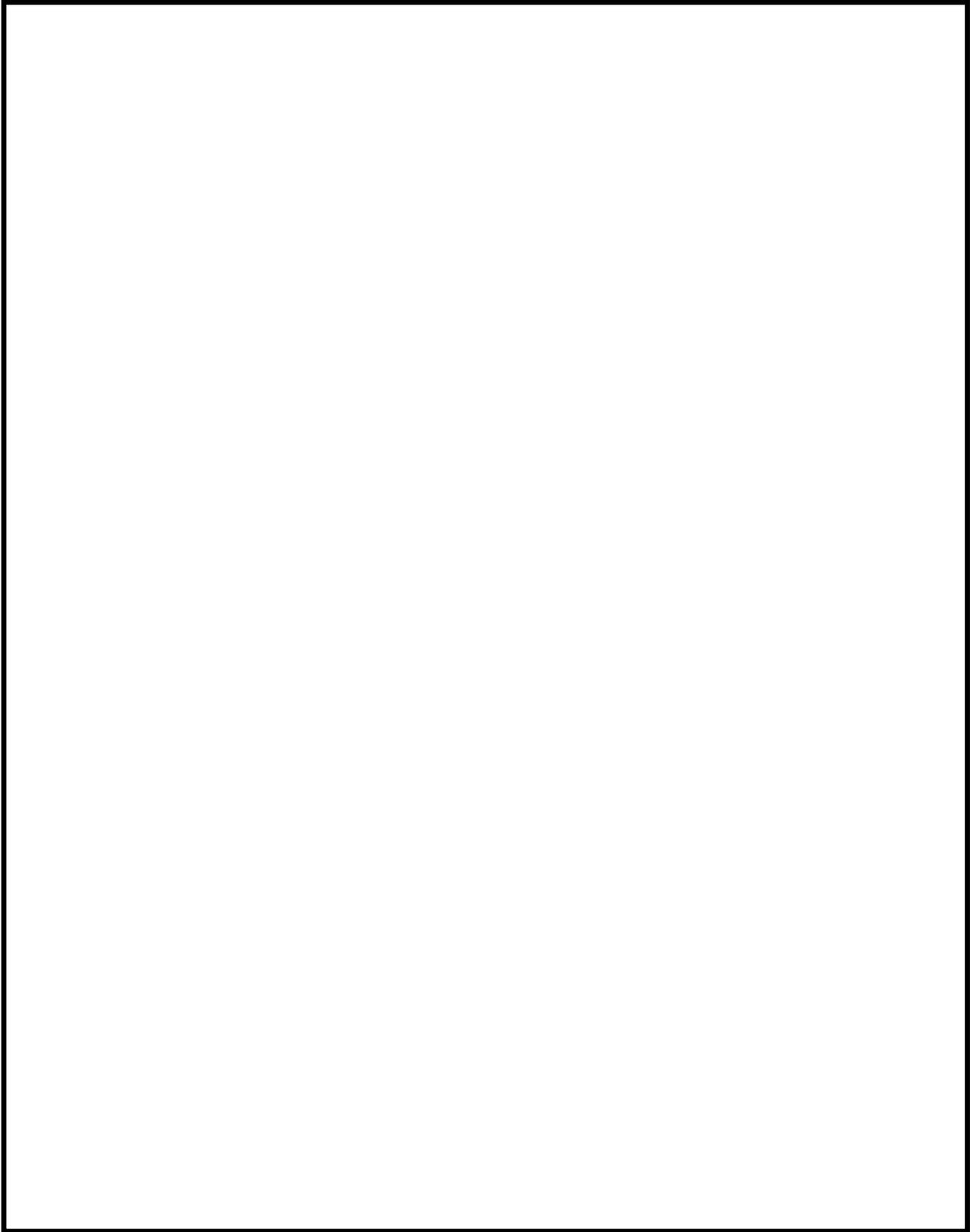
交流照明喪失（起因事象：全交流動力電源喪失）

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

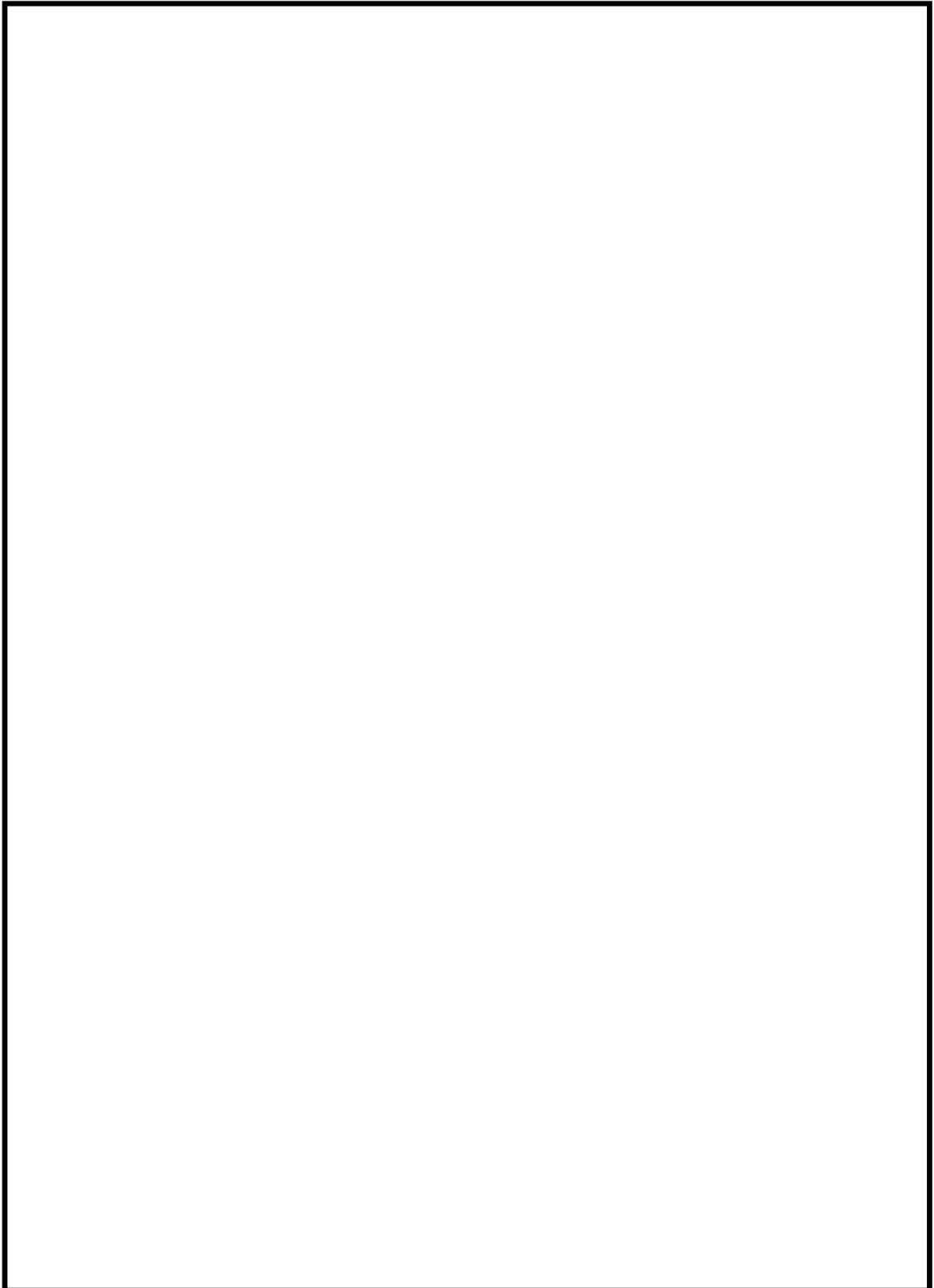
全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても操作できるように、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置することにより、想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく、操作可能である。また、可搬型照明を配備していることから、必要により使用することが可能である。

d. 操作内容の評価

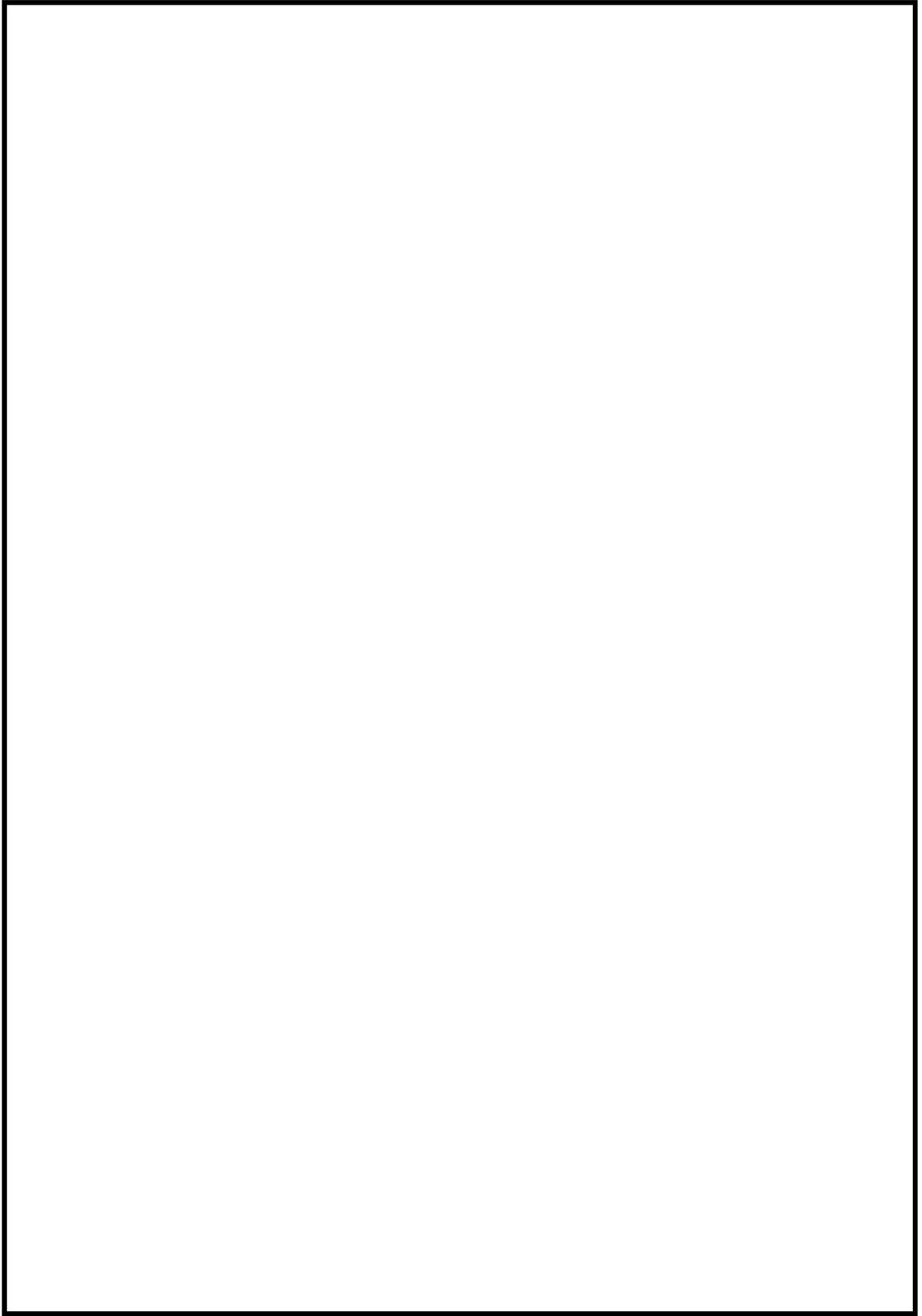
全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は、当該電源盤で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。なお、負荷切り離し操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。



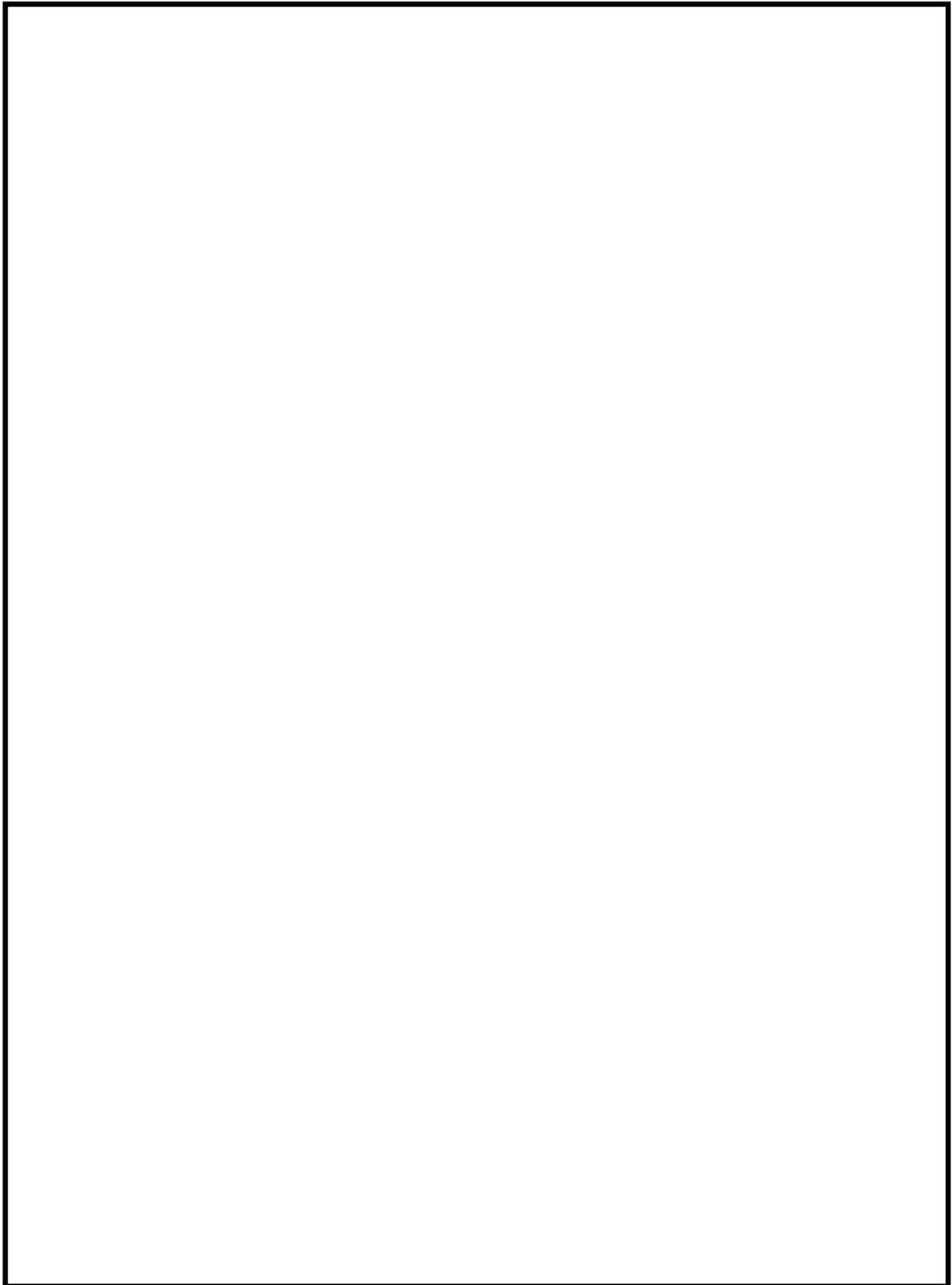
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (1/10)



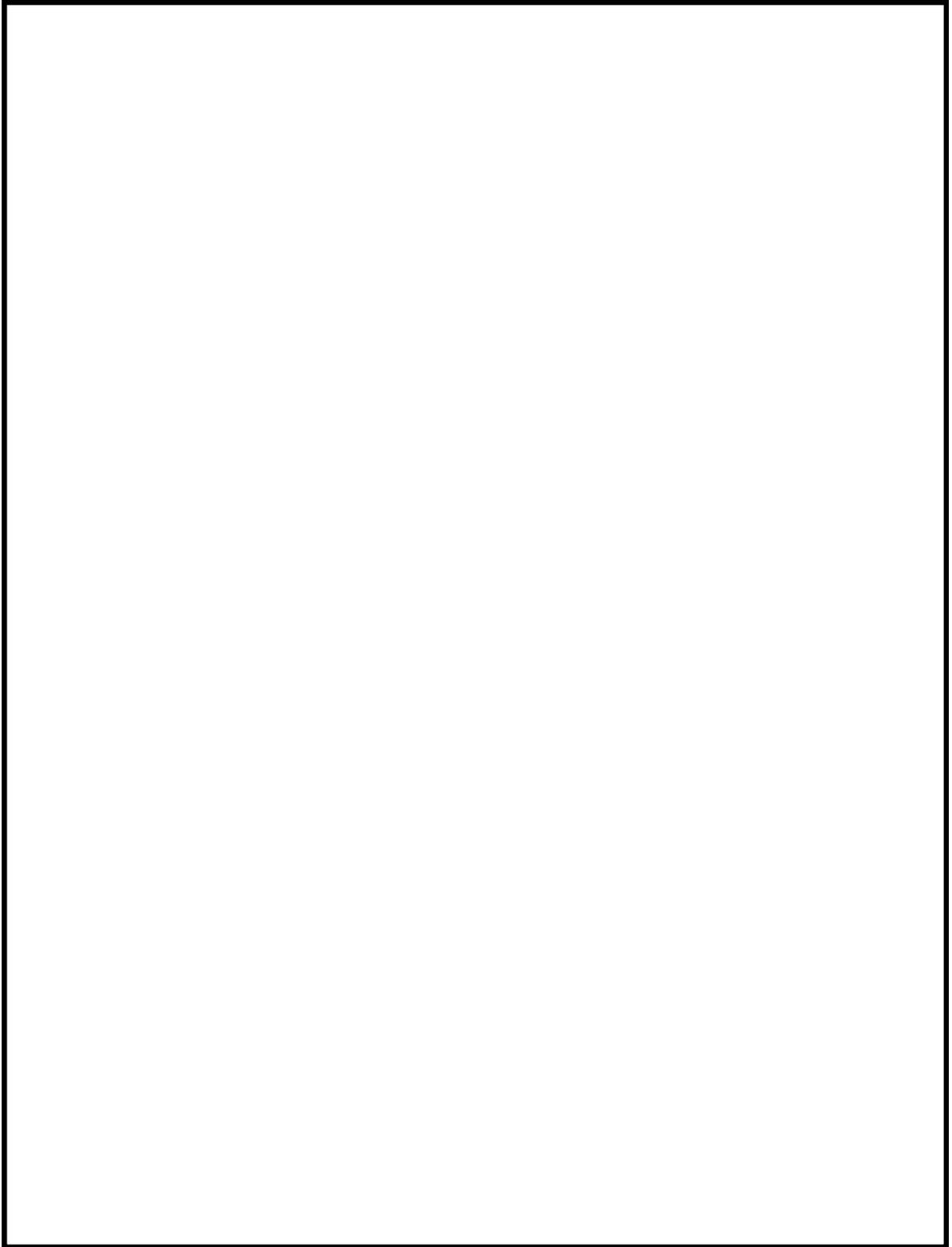
第 5 図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (2/10)



第 5 図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (3/10)



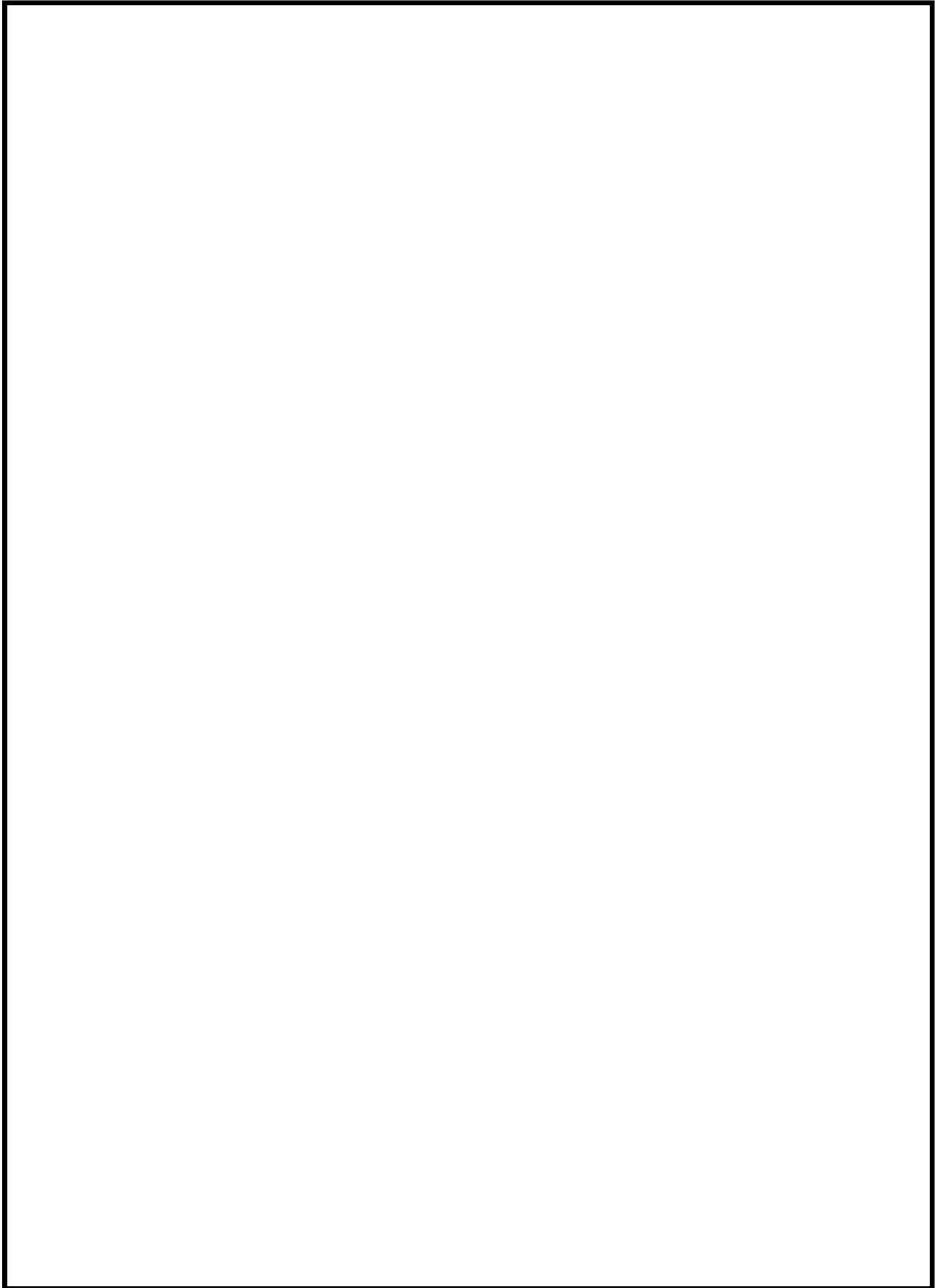
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (4/10)



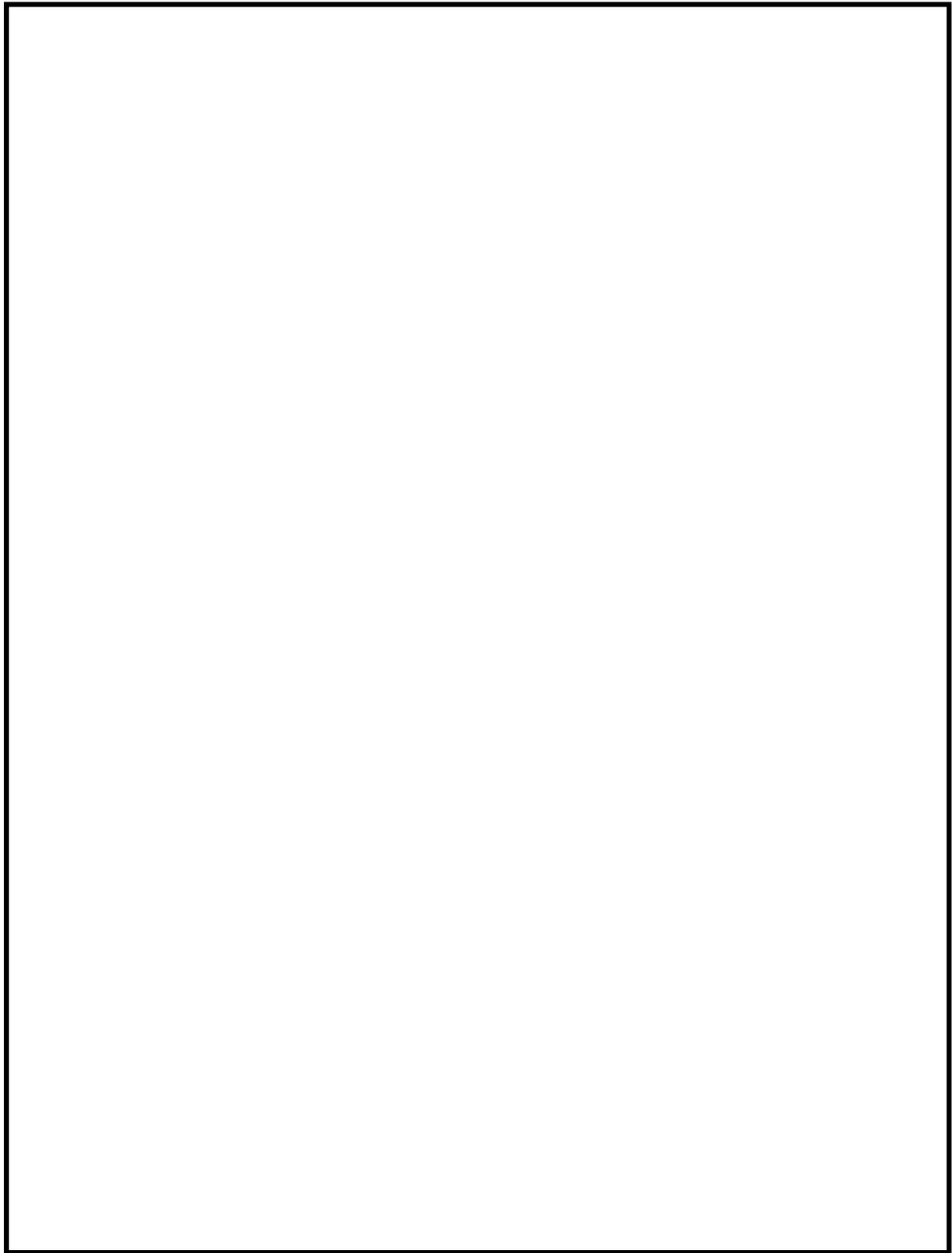
第 5 図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (5/10)



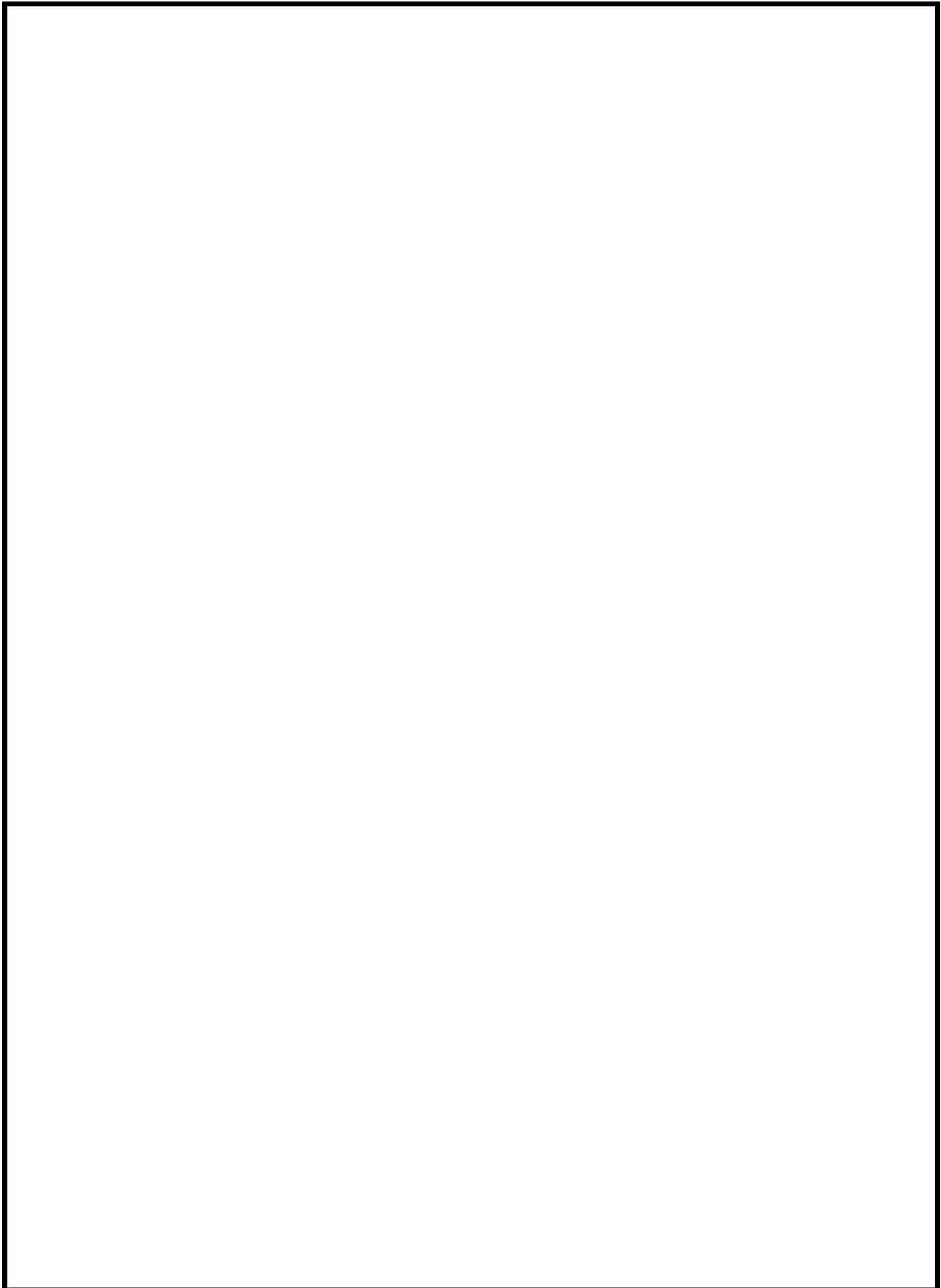
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (6/10)



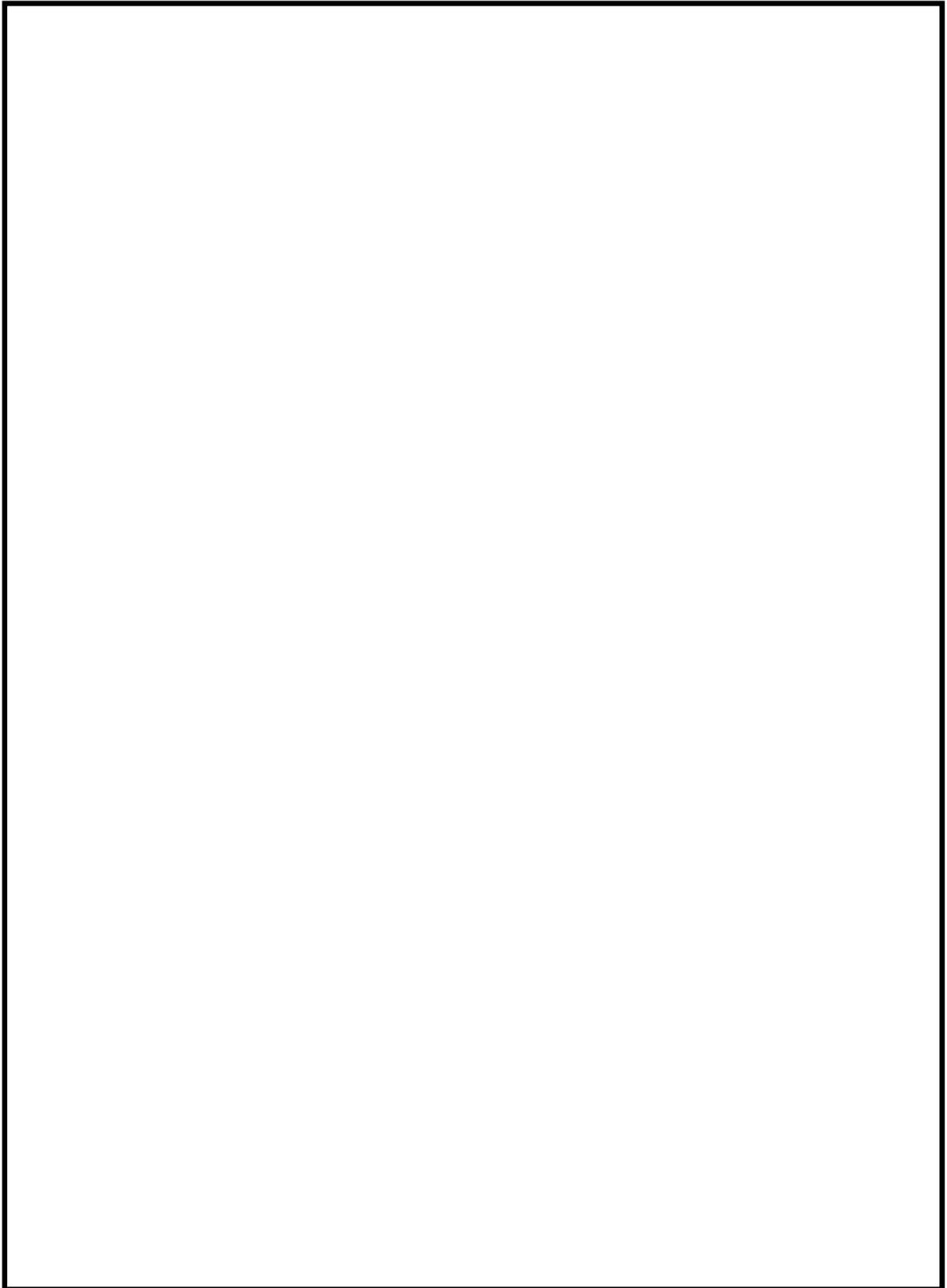
第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (7/10)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (8/10)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (9/10)



第5図 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作場所への
アクセスルート (10/10)

4. 中央制御室外原子炉停止操作

(1) 必要となる操作の概要

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置において、原子炉スクラム後の高温状態から低温状態に移行させる操作が必要となる。

なお、中央制御室から避難する必要がある場合、中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施するが、スクラム操作が不可能な場合は、中央制御室外において原子炉保護系論理回路の電源を遮断すること等により行うことができる設計としている。

(2) 操作容易性の評価結果

a. 操作場所（第6図参照）

 (中央制御室外原子炉停止装置)

b. 想定される環境条件

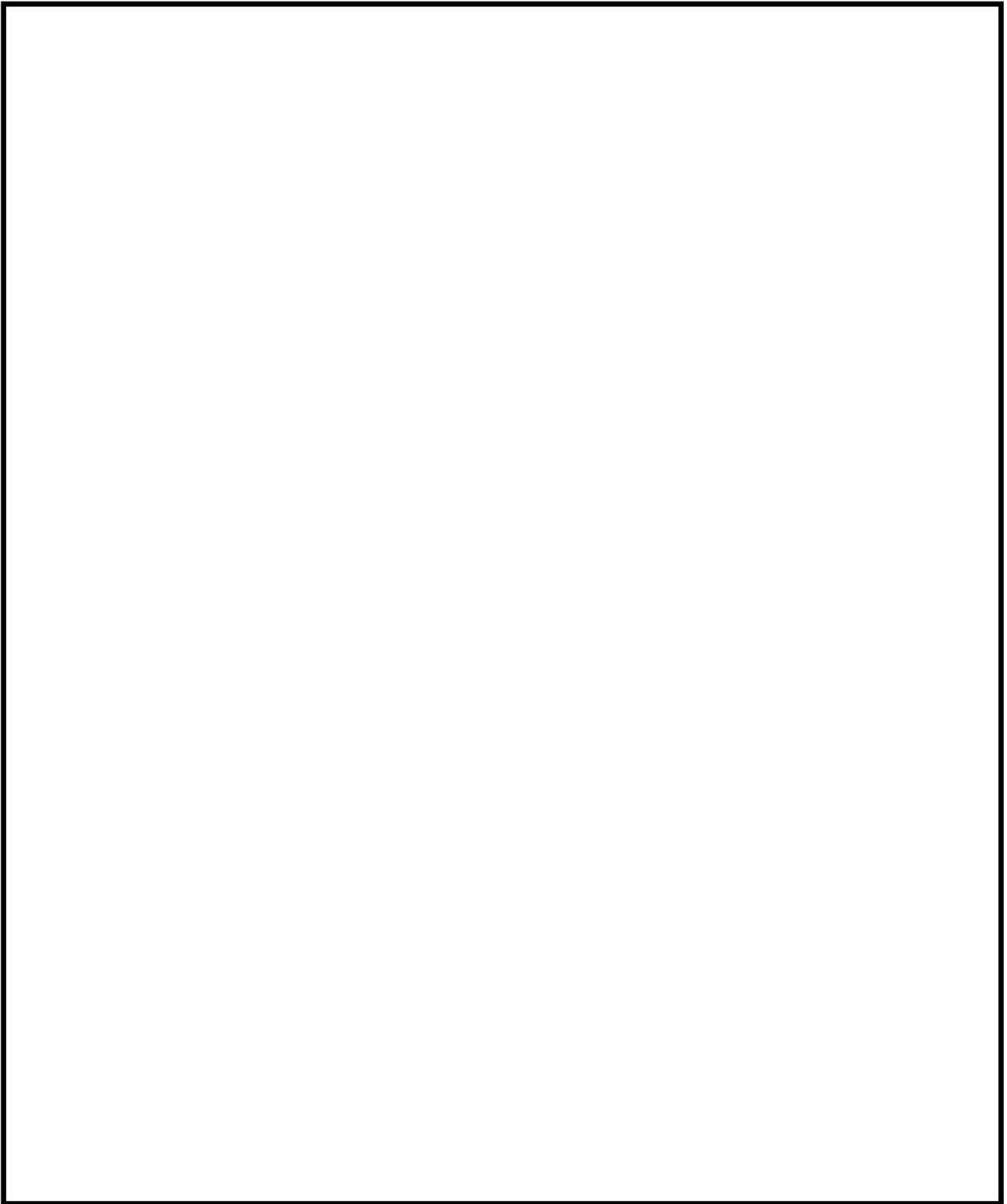
炎，熱，煙（起因事象：内部火災），その他の異常な事態

c. 操作場所の評価（アクセス性含む）

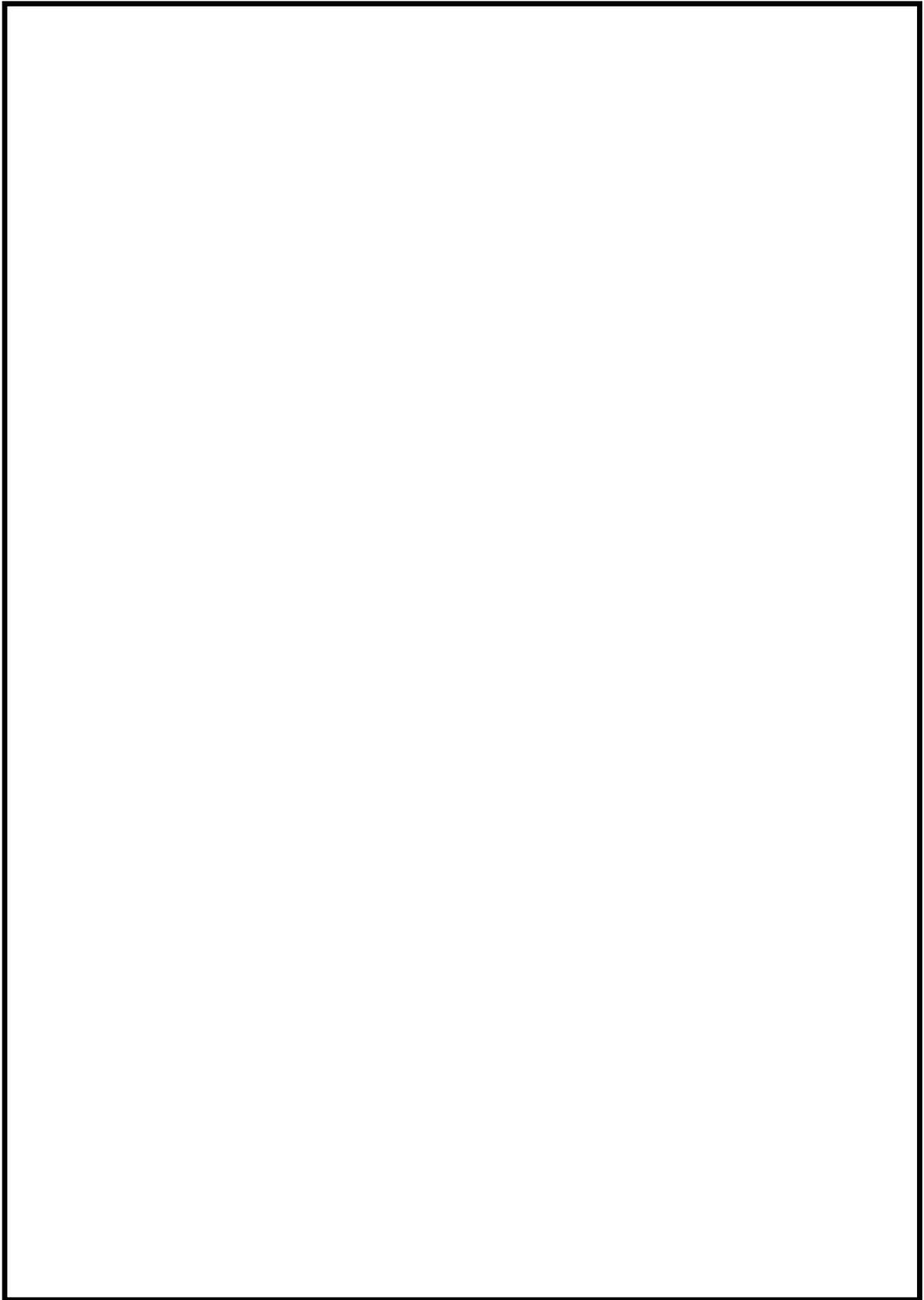
火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置は中央制御室から離れた場所に設置し位置的に分散されているため、想定される環境条件においても操作場所及びアクセス性に影響はなく、操作可能である。

d. 操作内容の評価

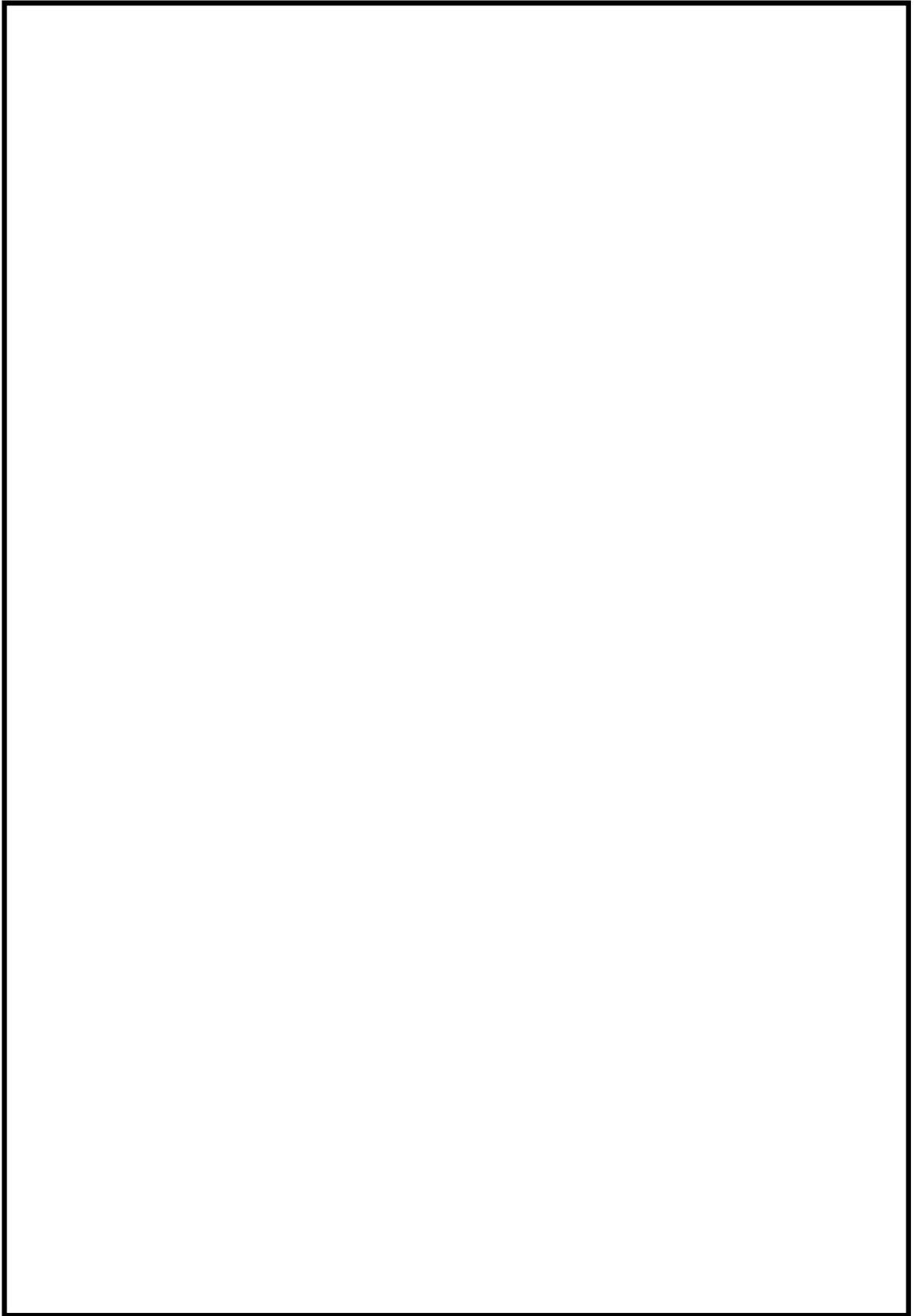
現場にて操作を行う制御盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。



第6図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (1/9)



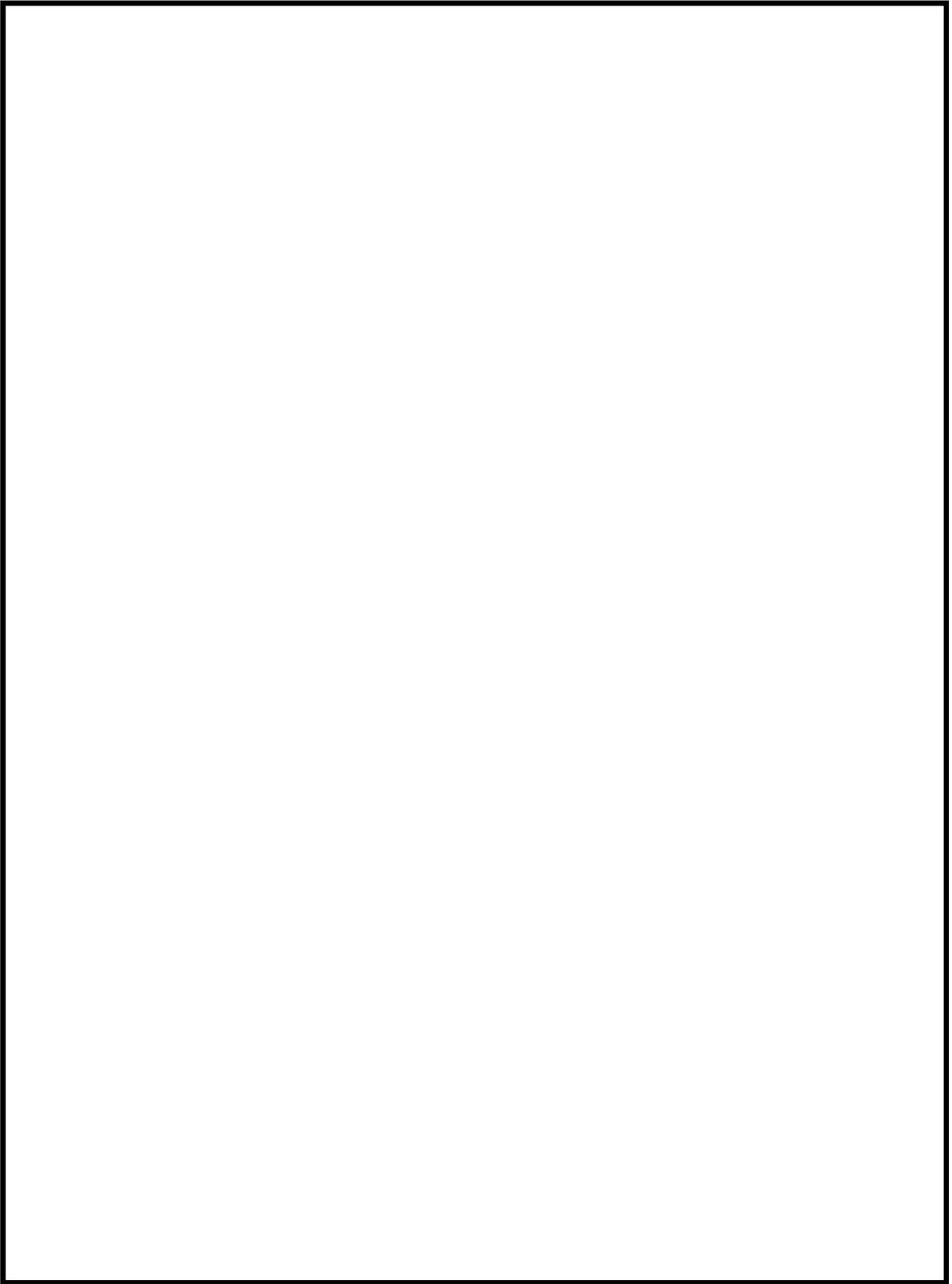
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (2/9)



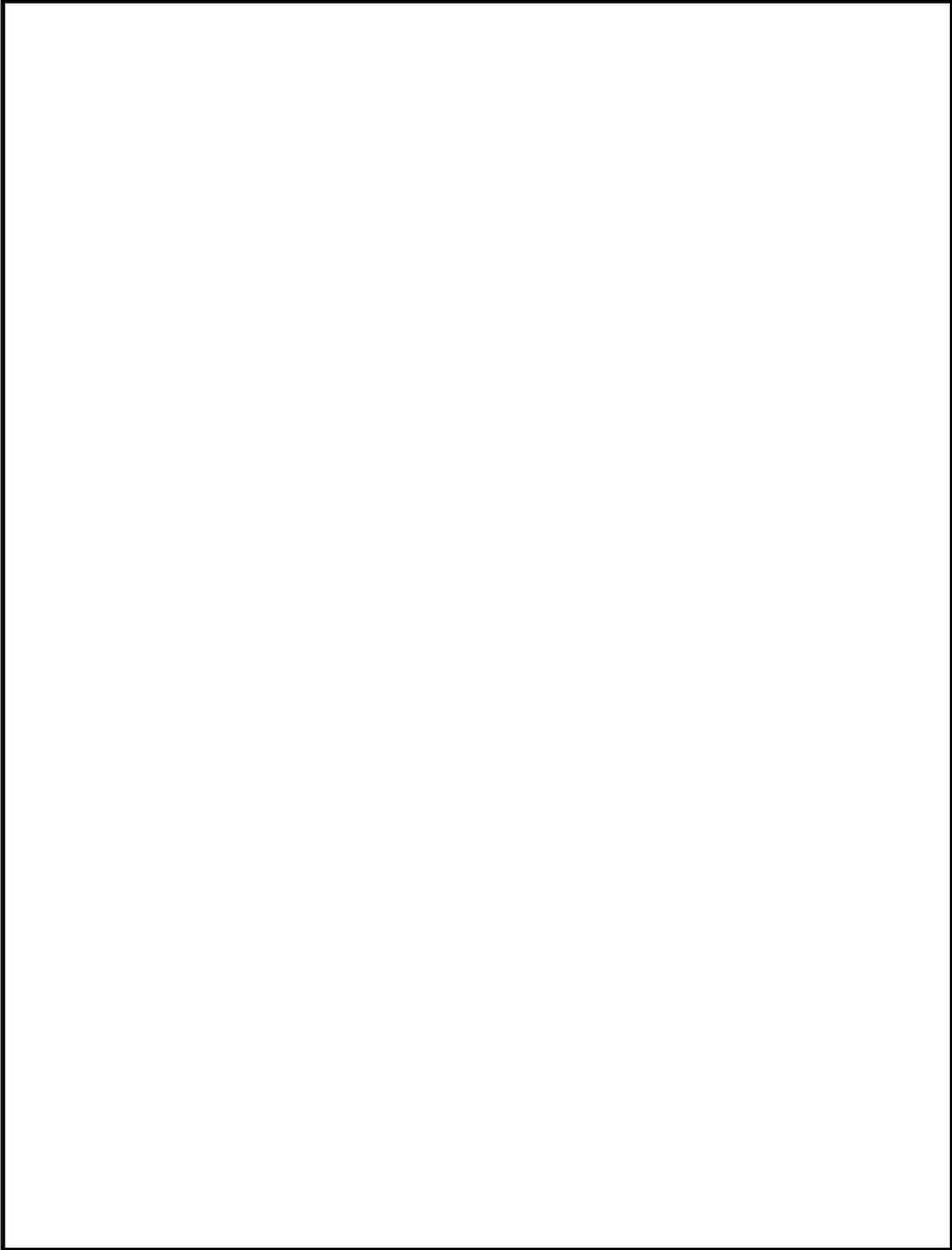
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (3/9)



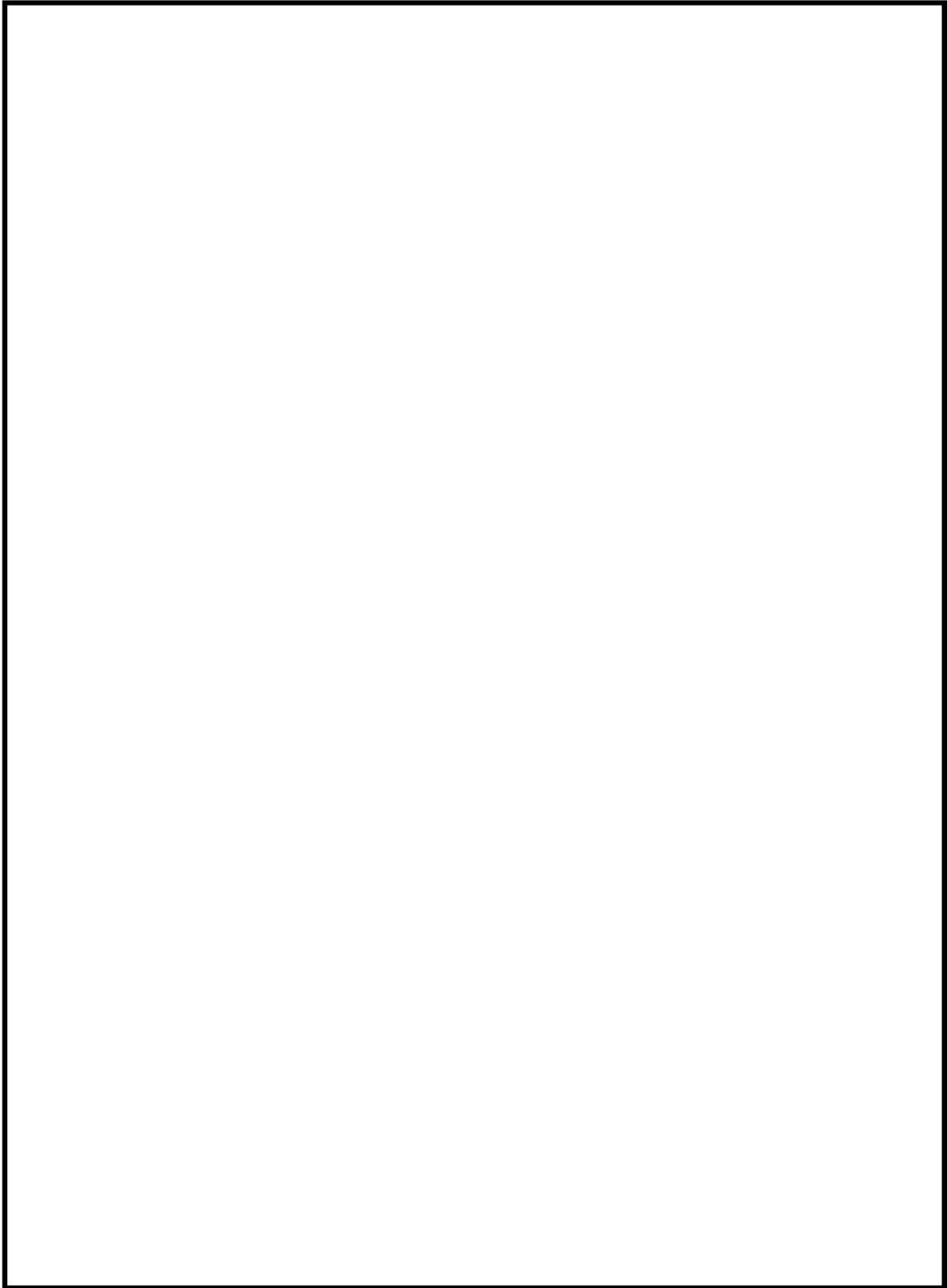
第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (4/9)



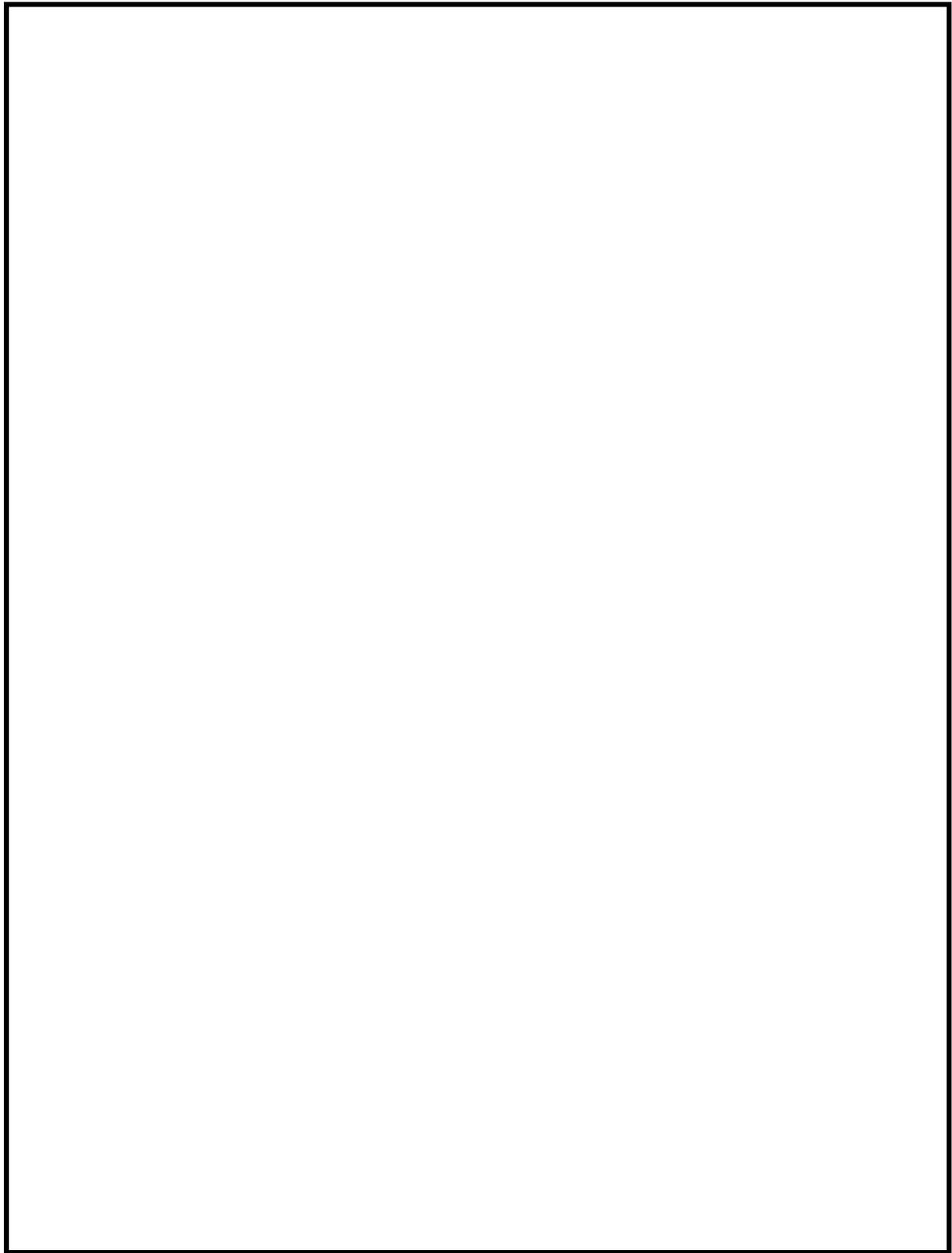
第6図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (5/9)



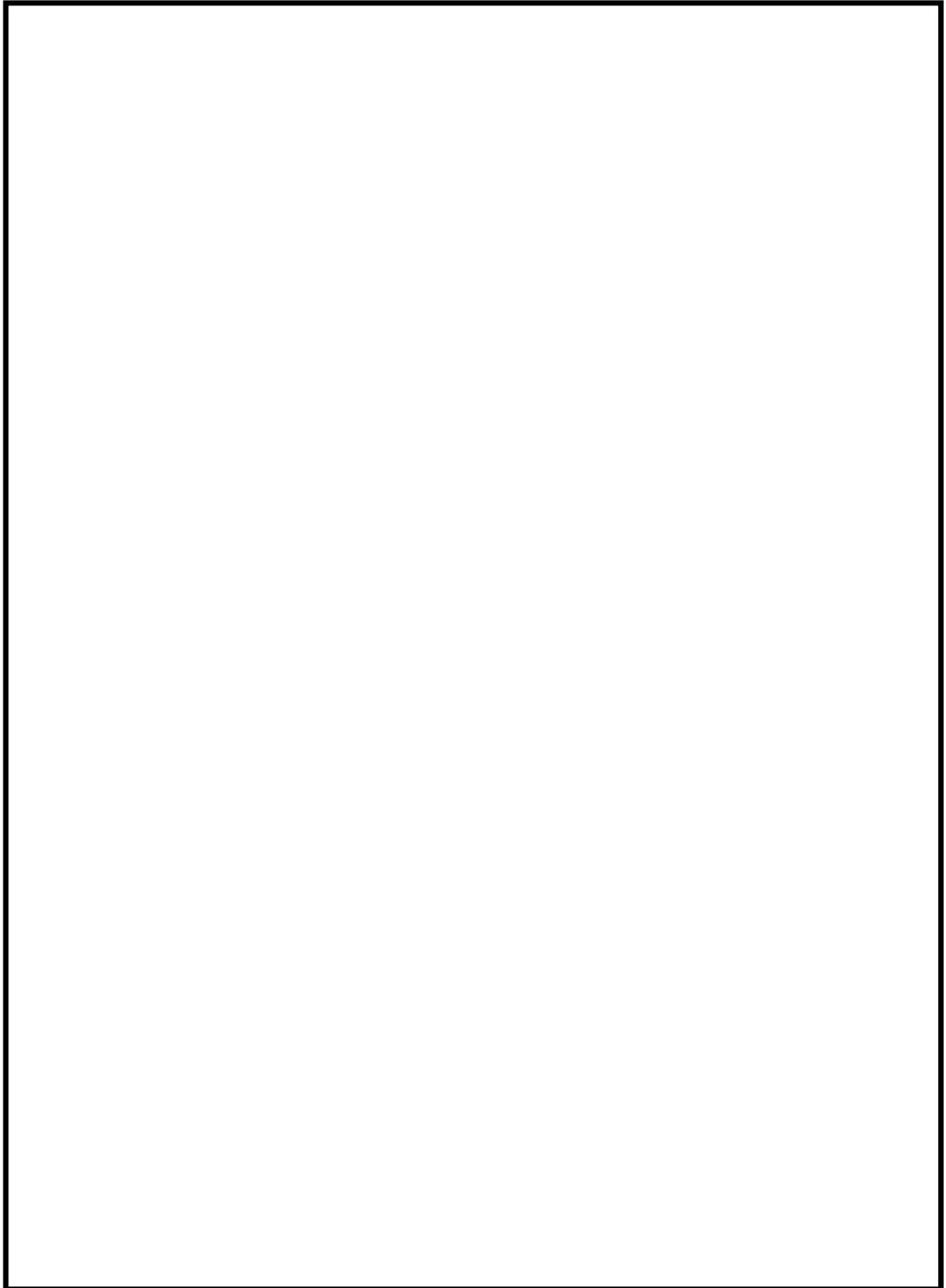
第6図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (6/9)



第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (7/9)



第6図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (8/9)



第 6 図 中央制御室外原子炉停止装置による原子炉停止操作場所への
アクセスルート (9/9)

制御盤等の設計方針に関する実運用への反映について

現在の制御盤等の設計方針は、運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示により原子炉施設の状態を正確、かつ、迅速に把握できる設計とすること等により、誤操作の防止及び操作の容易性を確保することとしている。

制御盤等を追加・改造する場合においても、社内規程類に定める以下に示す設計プロセスを実施することにより、上記の設計方針が適切に反映されることを管理している。

第 1 表 各設計プロセスにおける実施内容

設計の計画	個々の設計に必要な設計段階の区分、各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の実施時期、方法等を明確にする。
設計へのインプット	設計業務に必要な原子力施設の要求事項に関連するインプットを技術検討書等で明確にする。
設計の各ステップ	概念設計、基本設計、詳細設計を行う。
設計からのアウトプット	インプットと対比した検証ができる形式でアウトプットを作成し、次のプロセスへ移行する前に審査する。
設計レビュー	設計に関連する部署の長及び当該設計に係る専門家を含む会議体による確認又は関係者による文書の確認をする。
設計検証	設計からのアウトプットが設計へのインプットで与えられた要求事項を満たしていることを検証する。
設計の妥当性確認	検査、試験、試運転等、当該設計業務に適した方法で設計の妥当性確認を実施する。

新規制基準適合申請に係る設計基準対象追加設備の誤操作防止について

(設置許可基準規則第 10 条第 1 項への適合性)

1. 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出

新規制基準適合申請において新たに設置計画している設計基準対象の追加設備を第 1 表のとおり抽出し、誤操作防止（設置許可基準規則第 10 条第 1 項）への適合性を評価するため、さらにプラントの監視・操作機能を有する設備を整理した。

第 1 表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (1/6)

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの 監視・操作	プラントの監視・操作 機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第四条	地震による損傷の防止	なし	—	—	—	—
第五条	津波による損傷の防止	貯留堰	—	—	—	—
		閉止版	—	—	—	—
		水密扉	—	—	—	—
		水密扉警報盤	監視のみ	○	—	—
		内部溢水警報盤	監視のみ	○	—	—
		復水器エリア漏えい検知器, 海水ポンプエリア漏えい検知器 (床漏えい検知器, 海水ポンプエリア, タービン建屋)	監視のみ	—	○	関連する警報は, 中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は, 別紙 2 で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		水密ダクト	—	—	—	—
	津波監視カメラ	監視のみ	○	—	—	

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (2/6)

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの監視・操作	プラントの監視・操作機能を有する設備		備考	
				新設	既設		
第五条	津波による損傷の防止	取水ピット水位計	監視のみ	○	—	—	
		潮位計	監視のみ	○	—	—	
		防潮堤	—	—	—	—	—
		防潮扉, 放水路ゲート	監視・操作	○	—	—	
		構内排水路逆流防止設備	—	—	—	—	—
		取水路点検用開口部浸水防止蓋	—	—	—	—	—
		海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋	—	—	—	—	—
		海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁	—	—	—	—	—
		取水ピット空気抜き配管逆止弁	—	—	—	—	—
		放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋	—	—	—	—	—
		S A用海水ピット開口部浸水防止蓋	—	—	—	—	—
		緊急用海水ポンプグランドドレン排出口逆止弁	—	—	—	—	—
		緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁	—	—	—	—	—
		止水壁	—	—	—	—	—
		止水蓋	—	—	—	—	—
第六条	外部からの衝撃による損傷の防止	防火帯	—	—	—	—	
		竜巻飛来物防護対策設備 (防護ネット, 防護板)	—	—	—	—	
		降下火砕物侵入防止設備 (非常用ガス処理系排気管, DG室給気フィルタ)	—	—	—	—	
第七条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	なし	—	—	—	—	
第八条	火災による損傷の防止	堰	—	—	—	—	
		蓄電池室水素検知器	監視のみ	○	—	—	
		火災感知器	監視のみ	○	○	関連する警報の一部は, 中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は, 別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。	

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (3/6)

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの 監視・操作	プラントの監視・操作 機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第八条	火災による損傷の防止	熱感知カメラ	監視のみ	—	○	関連する警報は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		光ファイバーケーブル式熱感知器	監視のみ	—	○	関連する警報は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		全域ガス消火設備（ハロゲン化物自動消火設備，二酸化炭素自動消火設備）	監視・操作	○	○	関連する警報の一部は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。また、中央制御室からの操作を可能にするため、操作器具を中央制御室にある既設の盤に設置する設計とする。既設に追加する警報表示及び操作器具は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (4/6)

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの 監視・操作	プラントの監視・操作 機能を有する設備		備考
				新設	既設	
第八条	火災による損傷の防止	局所ガス消火設備（ハロゲン化物自動消火設備，固定式ハロゲン化物消火設備）	監視・操作	○	○	関連する警報の一部は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。また，中央制御室からの操作を可能にするため，操作器具を中央制御室にある既設の盤に設置する設計とする。既設に追加する警報表示及び操作器具は，別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		消火用非常照明器具	—	—	—	—
		コンクリート壁	—	—	—	—
		強化石膏ボード	—	—	—	—
		3時間耐火隔壁	—	—	—	—
		貫通部シール	—	—	—	—
		防火扉	—	—	—	—
		防火ダンパ	—	—	—	—
		耐火間仕切り	—	—	—	—
		ケーブルラッピング（分離対策）	—	—	—	—
		ケーブル防火シート	—	—	—	—
第九条	溢水による損傷の防止等	水密扉	—	—	—	—
		水密扉警報盤	監視のみ	○	—	—
		内部溢水警報盤	監視のみ	○	—	—
		復水器エリア漏えい検知器，海水ポンプエリア漏えい検知器（床漏えい検知器，海水ポンプエリア，タービン建屋）	監視のみ	—	○	関連する警報は，中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は，別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。
		止水壁	—	—	—	—
		止水堰	—	—	—	—

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (5/6)

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの 監視・操作	プラントの監視・操作 機能を有する設備		備考	
				新設	既設		
第九条	溢水による損傷の防止等	止水板	—	—	—	—	
		水密ダクト	—	—	—	—	
第十条	誤操作の防止	中央制御室 制御盤手すり	—	—	—	—	
第十一条	安全避難通路等	可搬型照明	—	—	—	—	
		蓄電池内蔵型照明	—	—	—	—	
第十二条	安全施設	なし	—	—	—	—	
第十四条	全交流動力電源喪失対策設備	なし	—	—	—	—	
第十六条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)	監視のみ	○	○	関連する警報の一部は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。既設に追加する警報表示は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。	
第十七条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	なし	—	—	—	—	
第二十四条	安全保護回路	なし	—	—	—	—	
第二十六条	原子炉制御室等	津波監視カメラ	監視のみ	○	—	—	
		構内監視カメラ	監視のみ	○	—	—	
		取水ピット水位計	監視のみ	○	—	—	
		潮位計	監視のみ	○	—	—	
		酸素濃度計	—	—	—	—	—
		二酸化炭素濃度計	—	—	—	—	—
第三十一条	監視設備	モニタリング・ポスト (無線伝送)	監視のみ	—	○	関連する指示計及び警報は、中央制御室にある既設の環境監視盤に表示及び発報する設計とする。既設に追加する指示計及び警報表示は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。	

第1表 監視・操作機能を有する設計基準対象追加設備の抽出 (6/6)

設置許可		設計基準対象追加設備の抽出	プラントの 監視・操作	プラントの監視・操作 機能を有する設備		備考	
				新設	既設		
第三十三条	保安電源設備	無停電電源装置	監視のみ	—	○	関連する警報は、中央制御室にある既設の警報表示に発報する設計とする。この警報盤は、別紙2で示す設計方針が適切に反映されることを確認する。	
第三十四条	緊急時対策所	酸素濃度計	—	—	—	—	
		二酸化炭素濃度計	—	—	—	—	
第三十五条	通信連絡設備	携行型有線通話装置	—	—	—	—	
		無線連絡設備 (固定型)	—	—	—	—	
		無線連絡設備 (携帯型)	—	—	—	—	
		衛星電話設備 (固定型)	—	—	—	—	
		衛星電話設備 (携帯型)	—	—	—	—	
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP電話, IP-FAX)	—	—	—	—	—
		安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム 伝送装置)	—	—	—	—	—
		安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ表示装置)	監視のみ	○	—	—	—
		安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDSデータ表示装置)	監視のみ	○	—	—	—
		データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)	—	—	—	—	—

2. 設計基準対象追加設備の誤操作防止について

1. 項で整理した監視・操作機能を有する設備について、下記(1)～(13)のとおり誤操作防止に係る設計考慮事項を評価し、設置許可基準規則第10条第1項に適合していることを確認した。

(1) 水密扉警報盤

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり、他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示（警報）窓，ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(2) 内部溢水警報盤

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり、他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示（警報）窓，ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	－

(3) 津波監視カメラ

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり、他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(4) 取水ピット水位計，潮位計

盤配置及び作業空間	中央制御室のフラットディスプレイで監視可能な設計としている。
盤面配置	表示（警報）窓と指示計はコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(5) 防潮扉，放水路ゲート

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	—
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	—

(6) 蓄電池室水素検知器

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	水素濃度表示は1箇所ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，点灯などの機能を有している。
制御機能	—

(7) 火災感知器

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	火災感知箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(8) 全域ガス消火設備

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	消火対象箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(9) 局所ガス消火設備

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	表示や操作ボタンはコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	消火対象箇所は1区画ずつの表示としている。
警報機能	吹鳴，確認，点灯など，中央制御室盤と同等の機能としている。
制御機能	—

(10) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

盤配置及び作業空間	中央制御室のフラットディスプレイで監視可能な設計としている。
盤面配置	表示（警報）窓と指示計はコーディングの考え方を反映している。
情報表示機能	－
警報機能	吹鳴，フリッカ，確認，点灯などの機能を有している。
制御機能	－

(11) 構内監視カメラ

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(12) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ表示装置）

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

(13) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDSデータ表示装置）

盤配置及び作業空間	独立盤又は独立パネルであり，他操作による画面展開はない。
盤面配置	ディスプレイ表示である。
情報表示機能	－
警報機能	－
制御機能	－

東海第二発電所

運用，手順説明資料
誤操作の防止

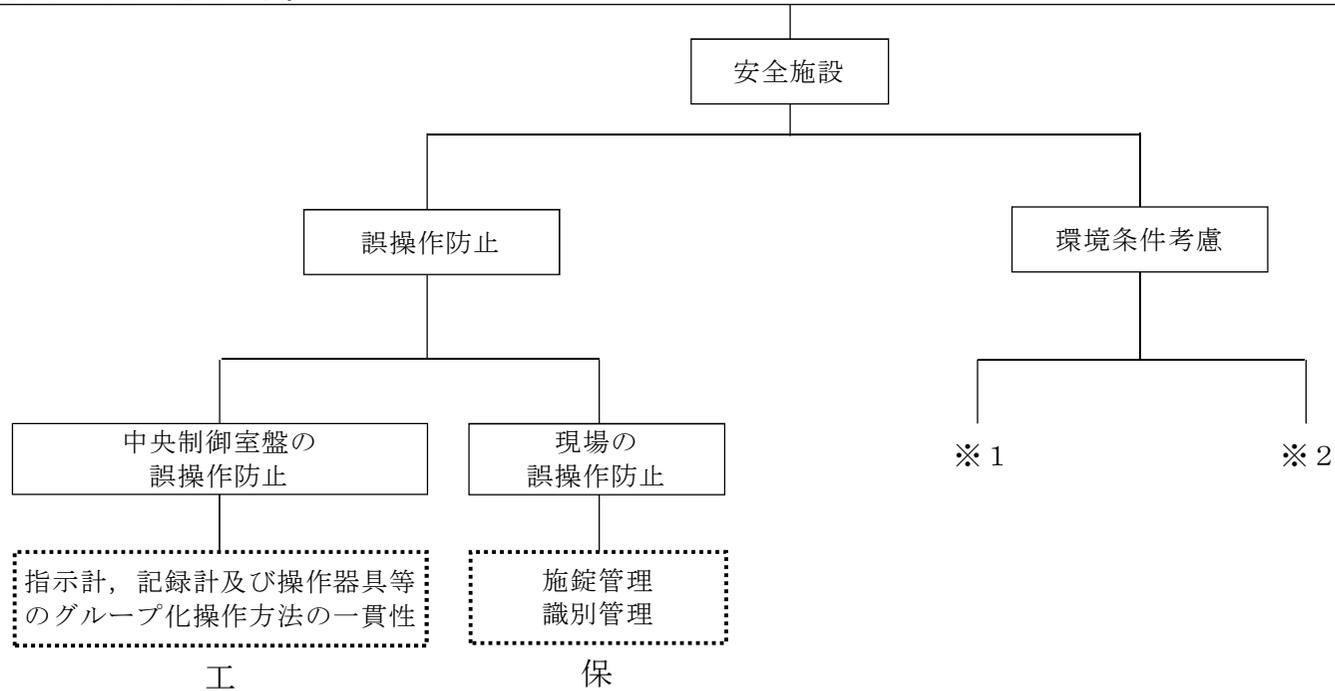
設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止

設置許可基準規則 第10条第2項

安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

(解釈)

第2項に規定する「容易に操作することができる」とは、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。



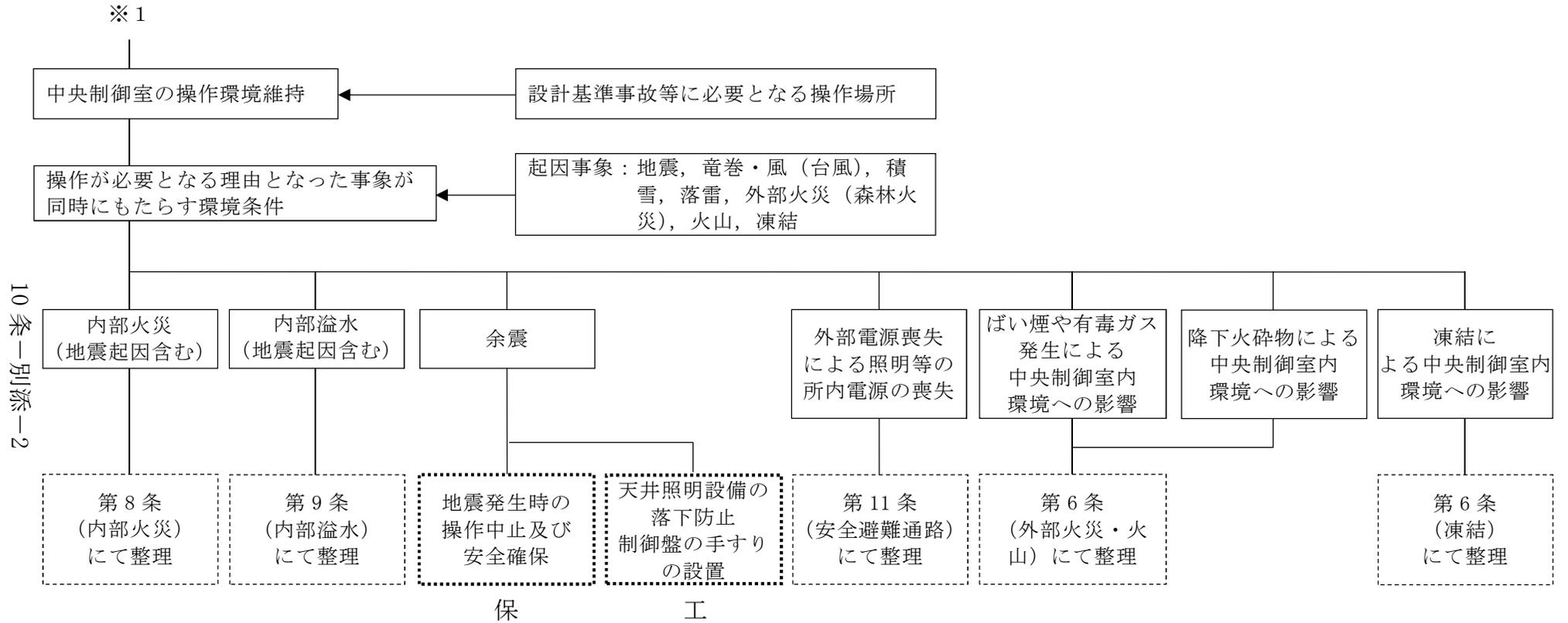
【後段規制との対応】

- 工：工認（基本設計方針，添付書類）
- 保：保安規定
（運用，手順の係る事項，下位文書含む）
- 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】

- ☐：添付六，八に反映
- ⋯：当該条文に該当しない
（他条文での反映事項他）

設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止

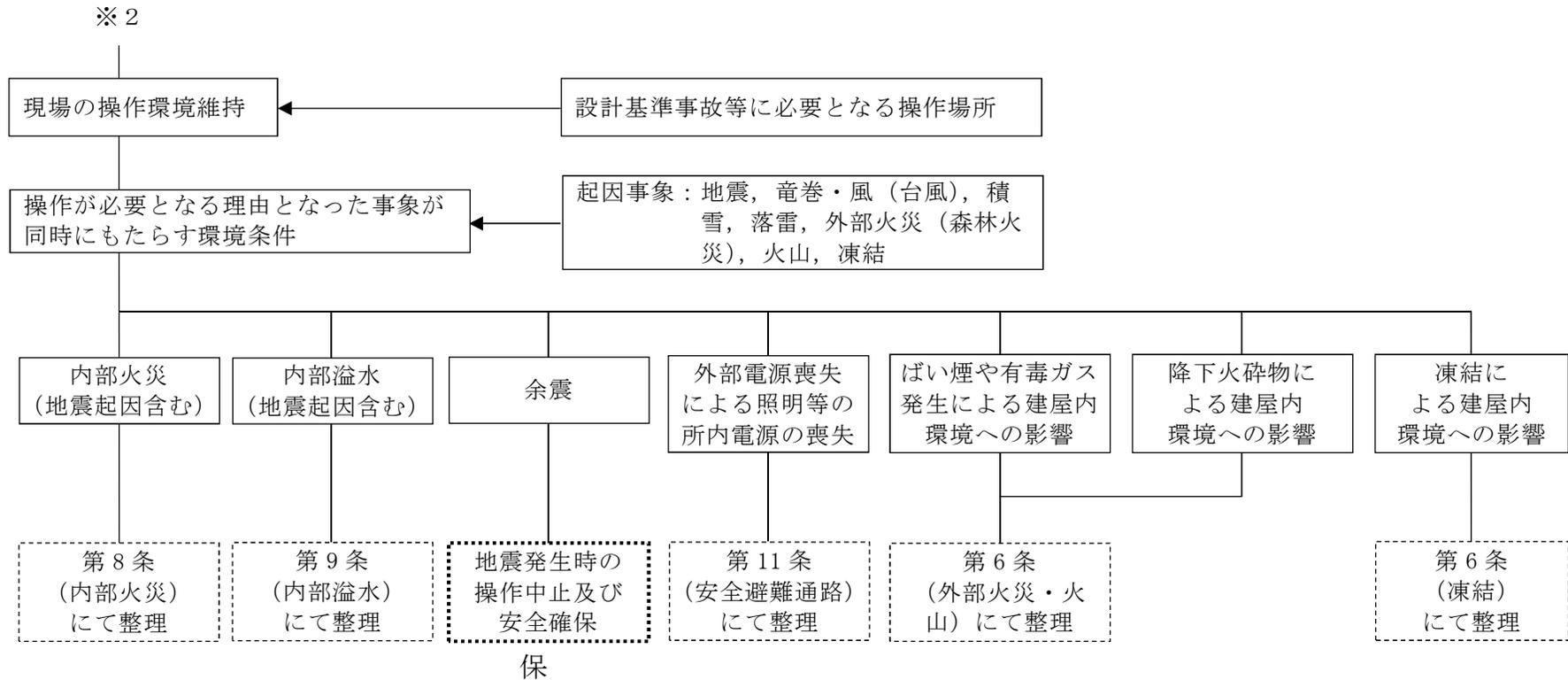


10条一別添一2

【後段規制との対応】
 工：工認（基本設計方針，添付書類）
 保：保安規定（運用，手順の係る事項，下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】
 [点線枠]：添付六，八に反映
 [虚線枠]：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

設置許可基準規則 第10条 誤操作の防止



10条一別添一3

【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針，添付書類）
 保：保安規定（運用，手順の係る事項，下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】

☐：添付六，八に反映
 ☐：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

表1 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可 基準規則 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第10条 誤操作の 防止	識別管理 施錠管理	運用・手順	・識別管理及び施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	・運転員, 保修員による識別及び施錠管理 ・担当室による保守・点検の体制
		保守・点検	・日常点検 ・定期点検 ・損傷時の補修
		教育・訓練	・運用・手順, 体制及び保守 ・点検に関する教育
	地震発生時 の操作中止	運用・手順	・地震発生時は操作を中止して誤操作を防止し, プラントの安全を確保する手順を整備する。
		体制	・運転員による運転操作
		保守・点検	—
		教育・訓練	・運用・手順及び体制に関する教育

第 11 条 安全避難通路等

<目次>

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 安全避難通路等

- 2.1 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号に対する方針
- 2.2 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 3 号（追加要求事項）に対する方針
 - 2.2.1 設計基準事故対策のための作業場所の抽出
 - 2.2.2 作業用照明の設計方針
 - 2.2.3 可搬型照明の設計方針

別紙 1 新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について（設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号への適合性）

別紙 2 現場操作の確認結果について

3. 運用, 手順説明資料

（別添資料）安全避難通路等

< 概 要 >

1. において、設計基準対処施設の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準対処施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全避難通路等について、設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条において、追加要求事項を、第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 11 条及び技術基準規則第 13 条 要求事項

設置許可基準規則 第 11 条（安全避難通路等）	技術基準規則 第 13 条（安全避難通路等）	備考
発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明 <u>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</u>	発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明 <u>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</u>	変更なし 追加要求事項

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(f) 安全避難通路等

発電用原子炉施設には，その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明を設ける設計とする。

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として，非常用照明，直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。非常用照明は非常用低圧母線，直流非常灯は蓄電池（非常用）に接続し，非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするとともに，蓄電池内蔵型照明は常用低圧母線又は非常用低圧母線に接続し，内蔵蓄電池を備える設計とする。

【説明資料（2.：11条－8～25）】

(2) 安全設計方針

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.11 安全避難通路等

発電用原子炉施設には、標識を設置した安全避難通路、避難用及び設計基準事故が発生した場合に用いる照明、通信連絡設備を設ける設計とする。

【説明資料（2. :11 条－8～25）】

(3) 適合性説明

第十一条 安全避難通路等

発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

適合のための設計方針

第1項第1号について

発電用原子炉施設の建屋内には避難通路を設ける。また、避難通路には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる設計とする。

第1項第2号について

非常灯及び誘導灯は、非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は灯具に内蔵した蓄電池により、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計とする。

第1項第3号について

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、避難用の照明とは別に、非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。

非常用照明は、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室及び中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う中央制御室外原子炉停止装置等に設置する。また、外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるように非常用低圧母線に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までに必要な操作を実施する中央制御室及び電気室等に設置する。直流非常灯は、蓄電池（非常用）に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給する設計とするほか、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間、点灯可能な設計とする。蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間、点灯できるように内蔵蓄電池を備える設計とする。

作業用照明は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるように

非常灯と同等以上の照度を有する設計とする。

設計基準事故に対応するための操作が必要な場所には、作業用照明を設置することにより作業が可能であるが、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する可搬型照明（内蔵電池にて点灯可能なLEDライト等）を活用する。 【説明資料（2.2:11条-8～25）】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

10. その他発電用原子炉の附属設備

10.11 安全避難通路等

10.11.1 概要

照明用電源は、所内低圧系統より、原子炉建屋内、タービン建屋内及びサービス建屋内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は、常用母線又は非常用母線から給電するとともに、照明用の電源が喪失した場合には非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は内蔵蓄電池から給電する。

【説明資料（2.2:11条-13）】

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。非常用照明は、非常用低圧母線、直流非常灯は、蓄電池（非常用）に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とするとともに、蓄電池内蔵型照明は、常用母線又は非常用母線に接続し、内蔵蓄電池を備える設計とする。

【説明資料 (2.2:11 条-8~23)】

また、その他現場作業が必要となった場合を考慮し、内蔵電池を備える可搬型照明を配備する。

【説明資料 (2.2:11 条-24~25)】

10.11.2 設計方針

安全避難通路には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより、容易に識別できるように避難用照明を設置する。また、避難用照明は、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なうおそれがないようにする。さらに、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を設ける。

【説明資料 (2.2:11 条-13) (別紙 1)】

10.11.3 主要設備

10.11.3.1 照明設備

照明用電源は、パワーセンタ、モータコントロールセンタ等の所内低圧系統から原子炉建屋内、タービン建屋内及びサービス建屋内の照明設備へ給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常灯及び誘導灯は、常用母線又は非常用母線から給電するとともに、照明用の電源が喪失した場合には非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は内蔵蓄電池から給電する。

【説明資料 (2.2:11 条-13)】

設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、避難用の照明とは別に、非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。

【説明資料 (2.2:11 条-8~23)】

非常用照明は、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように非常用母線に接続し、非常用ディーゼル発電機からも電力を供給できる設計とする。

直流非常灯は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間、点灯可能なように蓄電池（非常用）からの電力を供給できる設計とする。蓄電池（非常用）は非常用低圧母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間、点灯可能なように内蔵蓄電池から電力を供給できる設計とする。蓄電池内蔵型照明の内蔵蓄電池は、常用母線又は非常用母線からの給電により充電状態で待機する設計とする。

これらの作業用照明により、設計基準事故で操作が必要となる場所及びアクセスルートの照明を確保でき、昼夜、場所を問わず作業が可能な設計とする。

また、設計基準事故に対応するための操作が必要な場所は、作業用照明を設置することにより作業が可能であるが、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には、初動操作に対応する運転員が滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する可搬型照明（内蔵電池にて点灯可能なLEDライト等）を活用する。 【説明資料（2.2:11条－24～25）】

10.11.4 手順等

安全避難通路等は、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、外観検査及び性能検査を行う。
- (2) 可搬型照明は、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった時に迅速に使用できるよう、必要数及び保管場所を定める。
- (3) 可搬型照明は、員数確認及び点灯確認を行う。

2. 安全避難通路等

2.1 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号に対する方針

発電用原子炉施設は、安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する設計とする。

非常灯及び誘導灯については、照明用の電源が喪失した場合においても、点灯可能な設計とする。

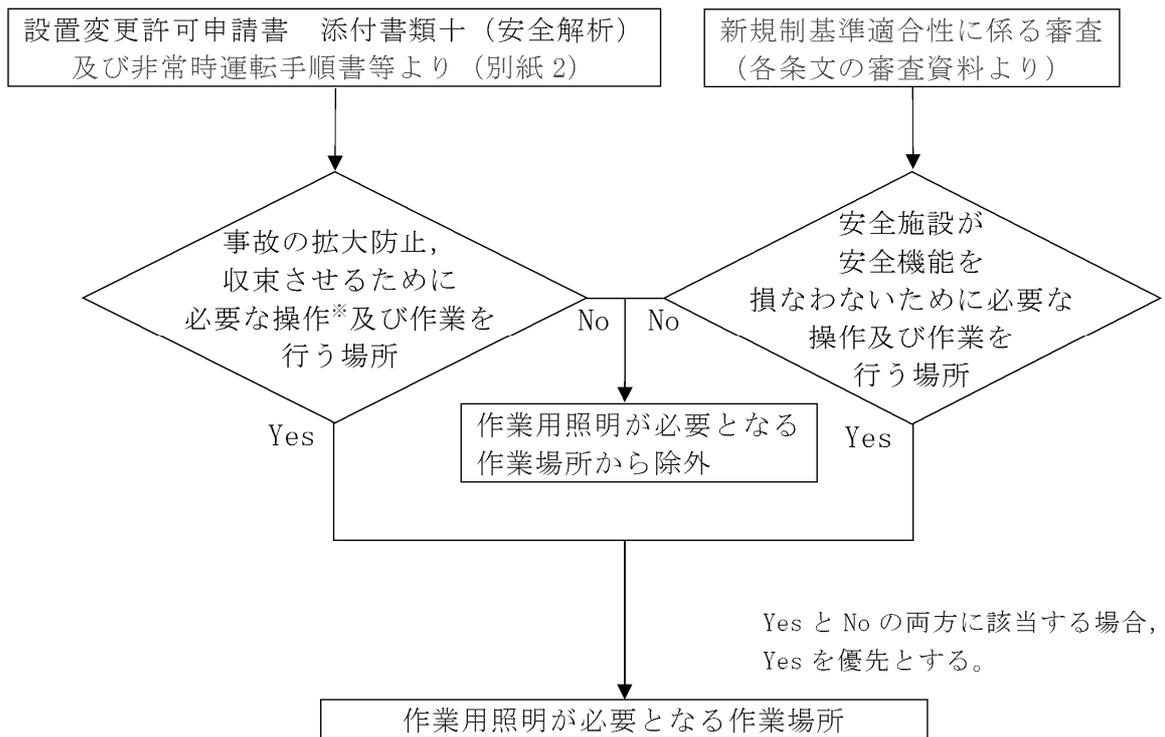
また、新規制基準対応に伴い、新たに耐火壁及び防火扉を設ける場所については、新たな配置に応じた安全避難通路を確保するとともに、その位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明を設置する設計とする。

なお、新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について、別紙 1 に示す。

2.2 設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 3 号（追加要求事項）に対する方針

2.2.1 設計基準事故対策のための作業場所の抽出

設計基準事故が発生した場合に事故の拡大防止、収束させるために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所、並びに安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作及び作業時に用いる作業用照明が必要となる作業場所を第 2.2.1-1 図のとおり抽出し、第 2.2.1-2 表のとおり、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、現場機器室及び現場機器室へのアクセスルートに、避難用の照明とは別に作業用照明を設置する設計とする。



※「事故の拡大防止又は収束させるために必要な操作」には、「緊急性を要しない操作・確認，財産保護を目的とした操作及び代替可能な操作・確認」を含めない。

第 2.2.1-1 図 作業用照明が必要となる作業場所の抽出フロー

第 2.2.1-2 表 作業用照明が必要となる作業場所

選定項目	設置箇所
①発電用原子炉の停止，停止後の冷却及び監視等の操作	<p><発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類十に示す事故></p> <p>1) 中央制御室</p>
②設計基準事故発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<p><放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損した場合において，タービン建屋搬出入口シャッターを開放している作業員等は閉操作を実施></p> <p>1) タービン建屋搬出入口…タービン建屋 1 階</p>
③八条（火災による損傷の防止）：内部火災発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<p><火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持し，発電用原子炉をスクラムさせる必要がある場合に，現場での原子炉保護系母線停止操作を実施></p> <p>1) 電気室…原子炉建屋附属棟 1 階</p>
④第九条（溢水による損傷の防止等）：内部溢水発生時に必要な操作を実施する現場機器室	<p><地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に，残留熱除去系により燃料プールの冷却及び注水機能維持のため現場での手動弁操作を実施></p> <p>1) MS I V - L C S マニホールド室 …原子炉建屋原子炉棟 3 階</p> <p>2) エレベータ正面…原子炉建屋原子炉棟 4 階</p> <p>3) F P C ポンプ室…原子炉建屋原子炉棟 4 階</p>
⑤十四条（全交流動力電源喪失対策設備）：全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始される前までに必要な操作を実施する現場機器室	<p><全交流動力電源喪失時に非常用ディーゼル発電機または外部電源復旧が不可能な場合に，常設代替交流電源設備からの受電準備の現場操作として，不要な負荷の切り離し操作を実施></p> <p>1) 電気室…原子炉建屋附属棟 1 階，地下 1 階，地下 2 階</p>
⑥第二十六条（原子炉制御室等）：中央制御室退避事象時に必要な操作を実施する現場機器室	<p>1) 中央制御室外原子炉停止装置 … </p>
⑦中央制御室から現場機器室までの建屋内アクセスルート	<p>1) 通路</p>

2.2.2 作業用照明の設計方針

作業用照明として、非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。(第 2.2.2-1 表)

非常用照明は、外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるように非常用ディーゼル発電機から電力を供給する設計とする。

また、非常用照明は、外部電源喪失により常用照明が停電した場合においても適切な運転操作が可能のように、中央制御室、原子炉建屋各階等に設置する設計とする。なお、外部電源喪失時に、確認、操作が必要となる電気室、非常用電源の供給元となる非常用ディーゼル発電機室（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室を含む）及び蓄電池室については、非常用照明を主な照明とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで(約 95 分間)においても点灯できるように蓄電池又は内蔵蓄電池から電力を供給できる設計とする。

また、直流非常灯又は蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時に作業が必要となる現場機器室、そのアクセスルート及び中央制御室に設置する設計とする。

非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行える照度を有する設計とする。

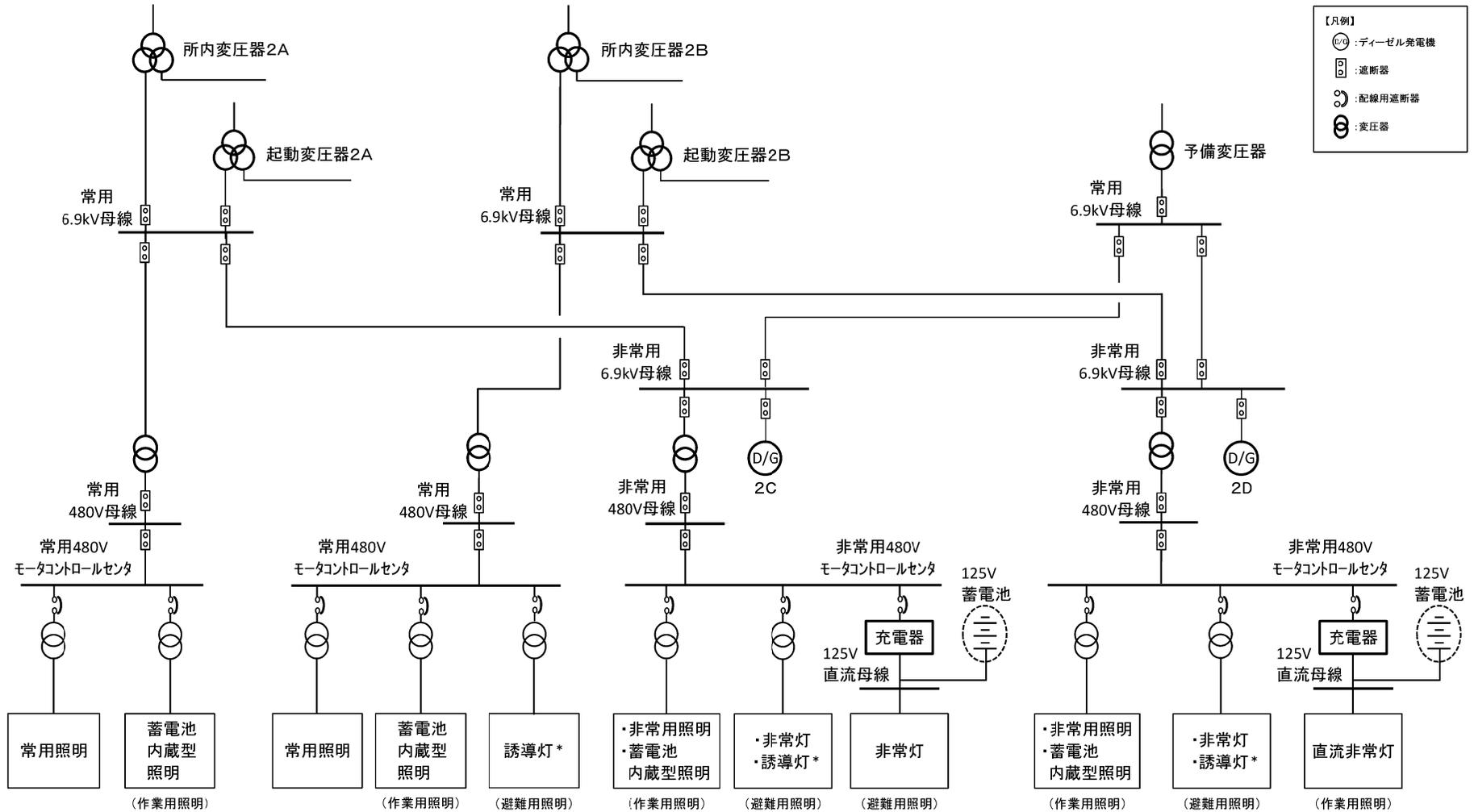
照明電源系統図、照明装置の例及び照明配置図を、各々第 2.2.2-2 図、第 2.2.2-3 図及び第 2.2.2-4 図に示す。

第 2.2.2-1 表 照明の種類，給電元及び設置場所

		給電元	設置場所
作業用 照明	非常用照明 (蛍光灯，白熱灯， 水銀灯)	非常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 アクセスルート
	直流非常灯	非常用直流母線	中央制御室
	蓄電池内蔵型照明	内蔵蓄電池 (常用低圧母線) (非常用低圧母線)	中央制御室 現場機器室 アクセスルート
常用照明 (蛍光灯，白熱灯，水銀灯)		常用低圧母線	中央制御室 現場機器室 アクセスルート

(参考)

緊急時対策所建屋には，常用照明及び蓄電池内蔵型照明を設置する。



第 2.2.2-2 図 照明電源系統図 (既設系統)



<非常用照明（蛍光灯）>
 ・定格電圧：AC200V
 ・300 ルクス以上（設計値）

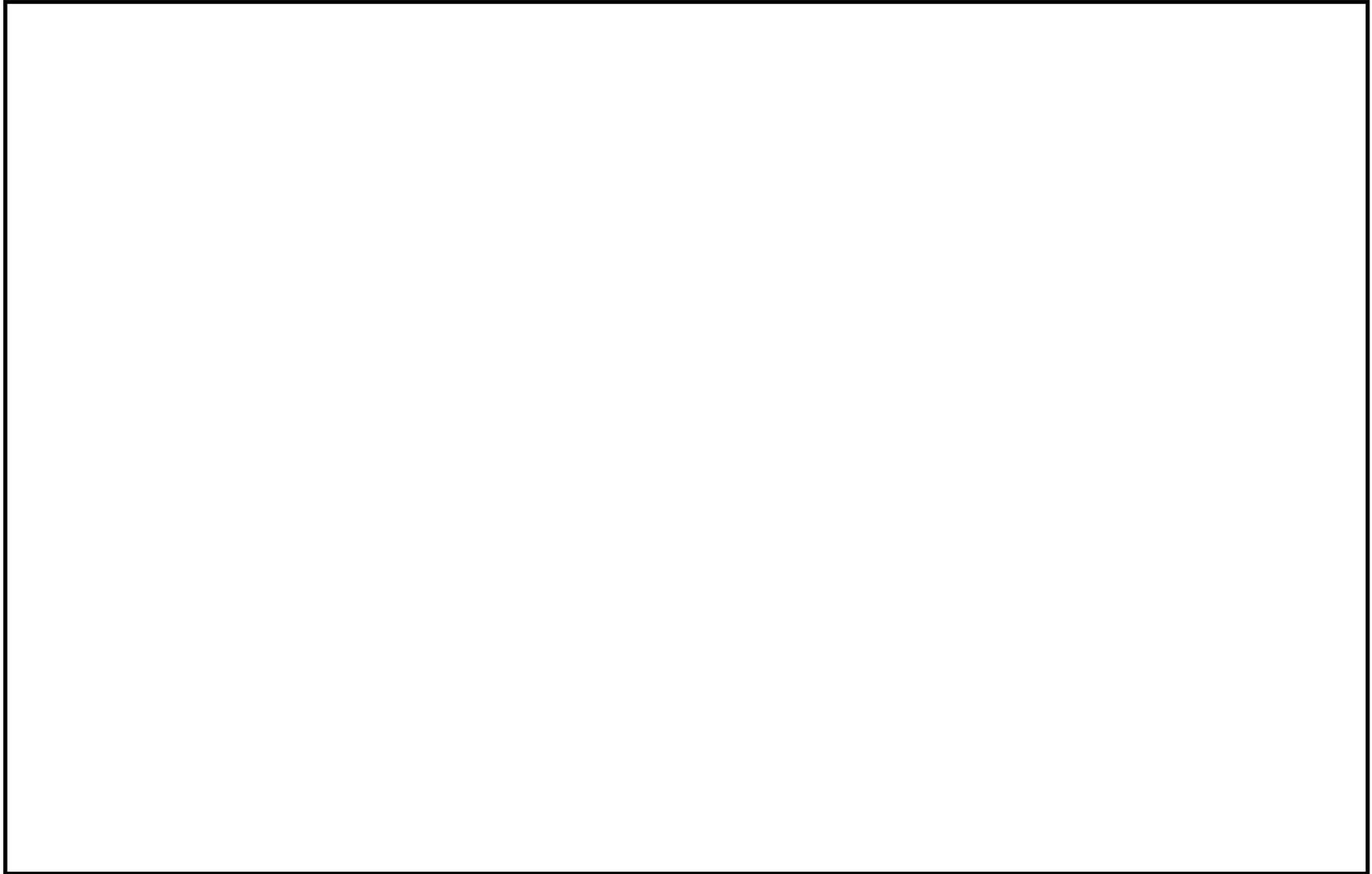
<直流非常灯>
 ・定格電圧：DC125V
 ・20 ルクス以上
 （制御盤デスク部実測値）
 ・全交流動力電源喪失時から
 重大事故等に対処するため
 に必要な電力の供給が常設
 代替交流電源設備から開始
 される前までの間として想
 定する 95 分以上点灯可能。

<常用照明（蛍光灯）>
 ・定格電圧：AC200V
 ・1,000 ルクス（設計値）

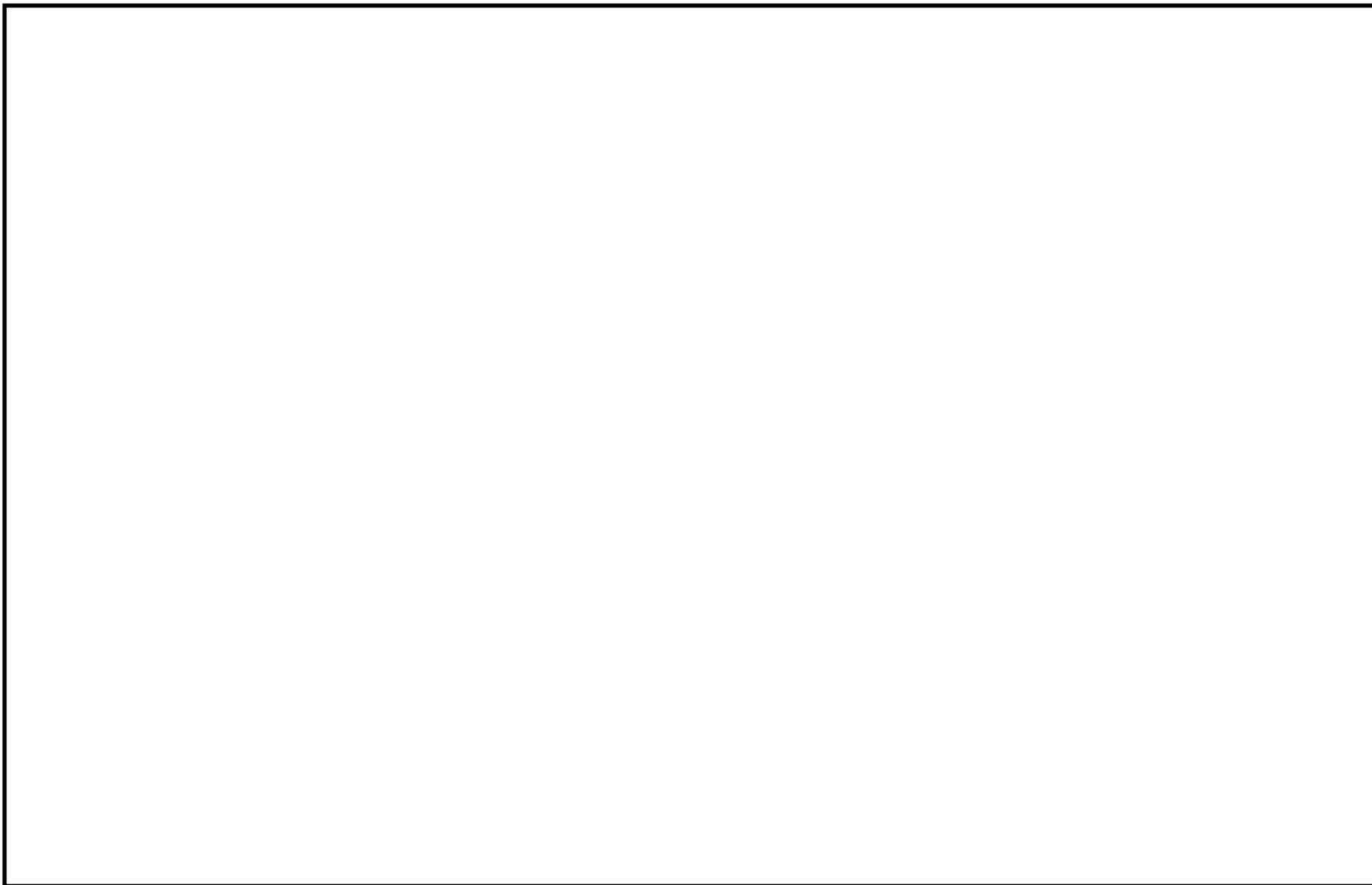


<蓄電池内蔵型照明>
 ・定格電圧：AC100V
 ・全交流動力電源喪失時から
 重大事故等に対処するため
 に必要な電力の供給が常設
 代替交流電源設備から開始
 される前までの間として想
 定する 95 分以上点灯可能。

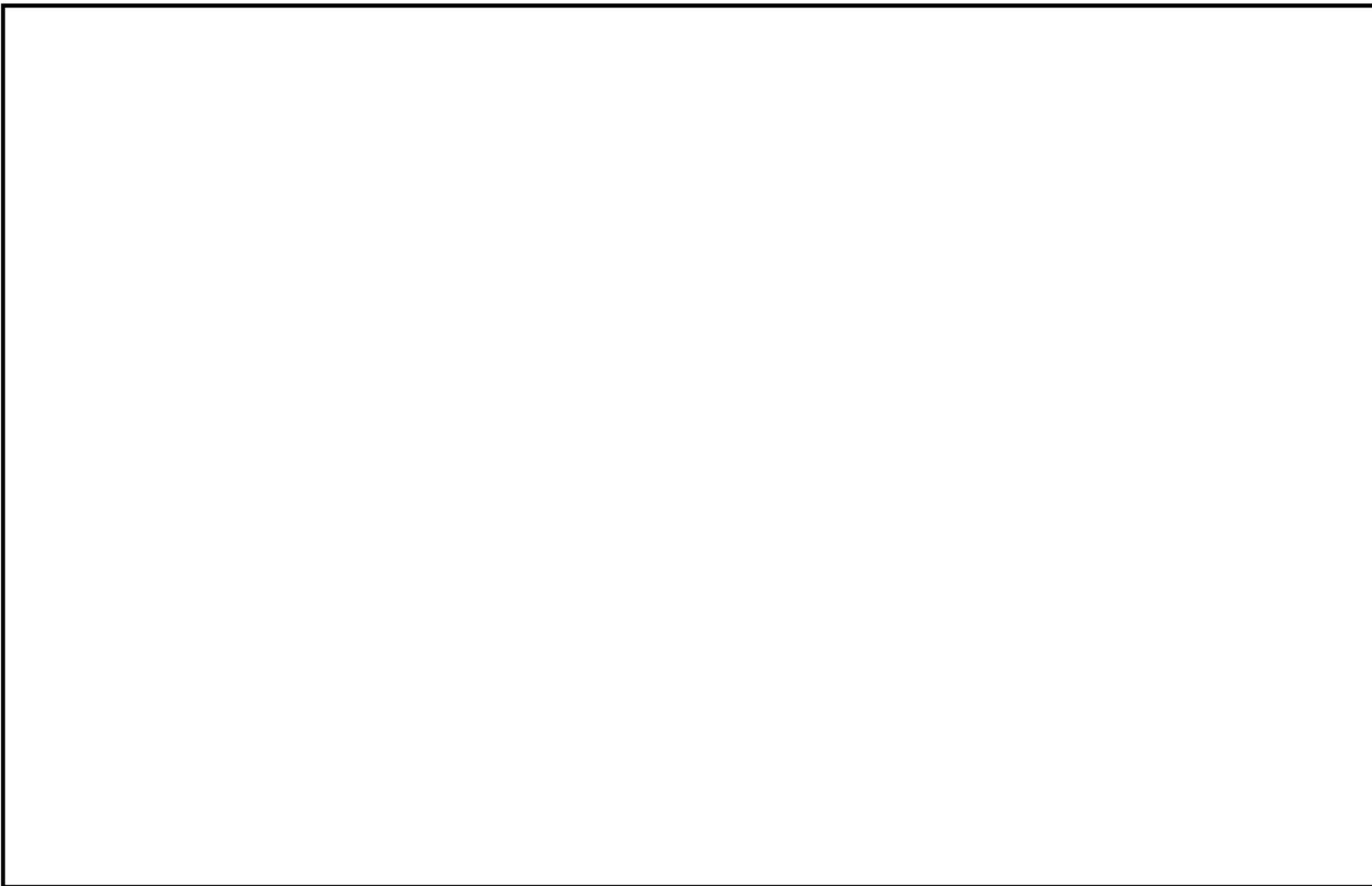
第 2.2.2-3 図 照明装置（例）



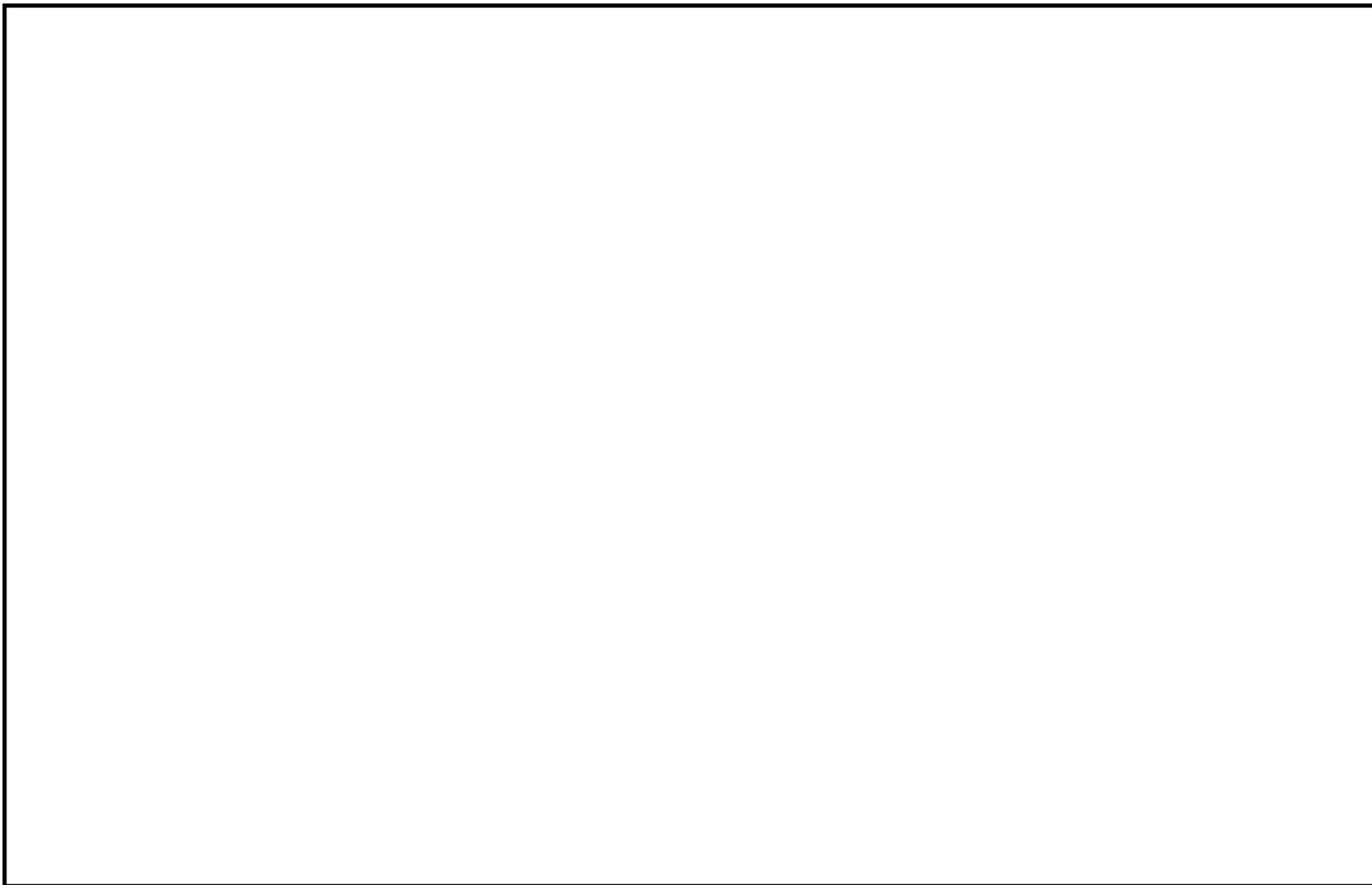
第 2.2.2-4 図 照明配置図(1/9)



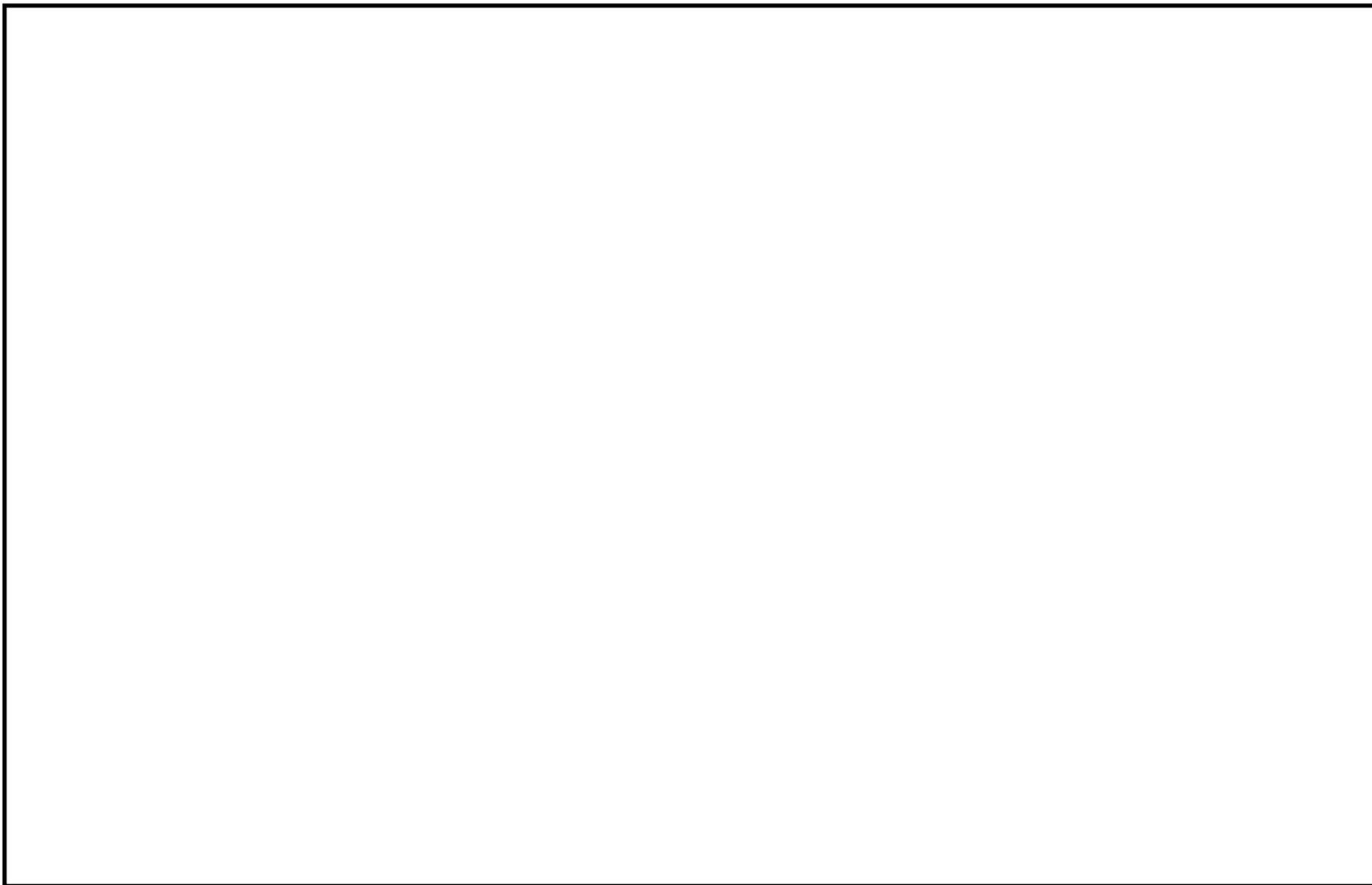
第 2.2.2-4 図 照明配置図(2/9)



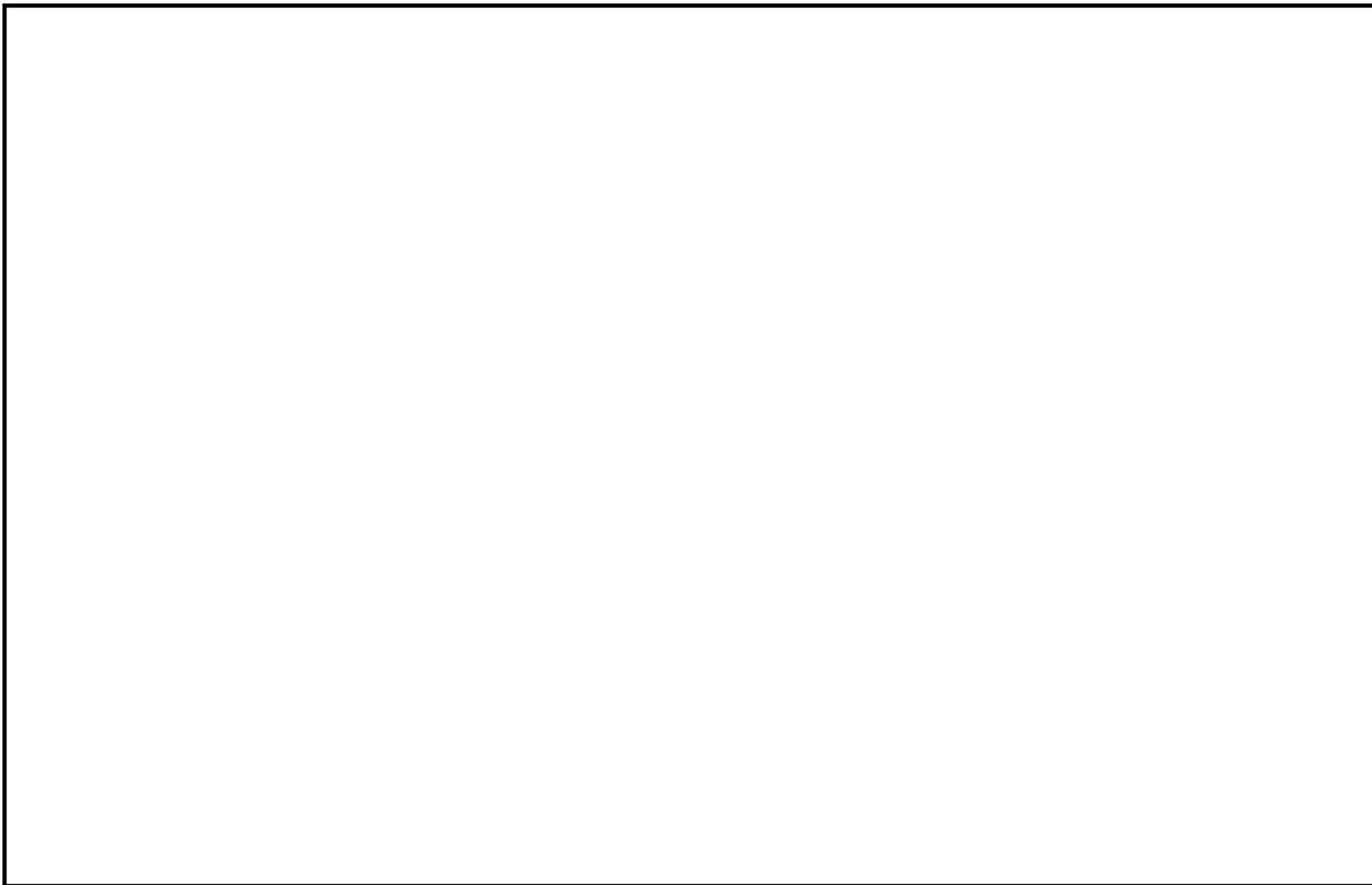
第 2.2.2-4 図 照明配置図(3/9)



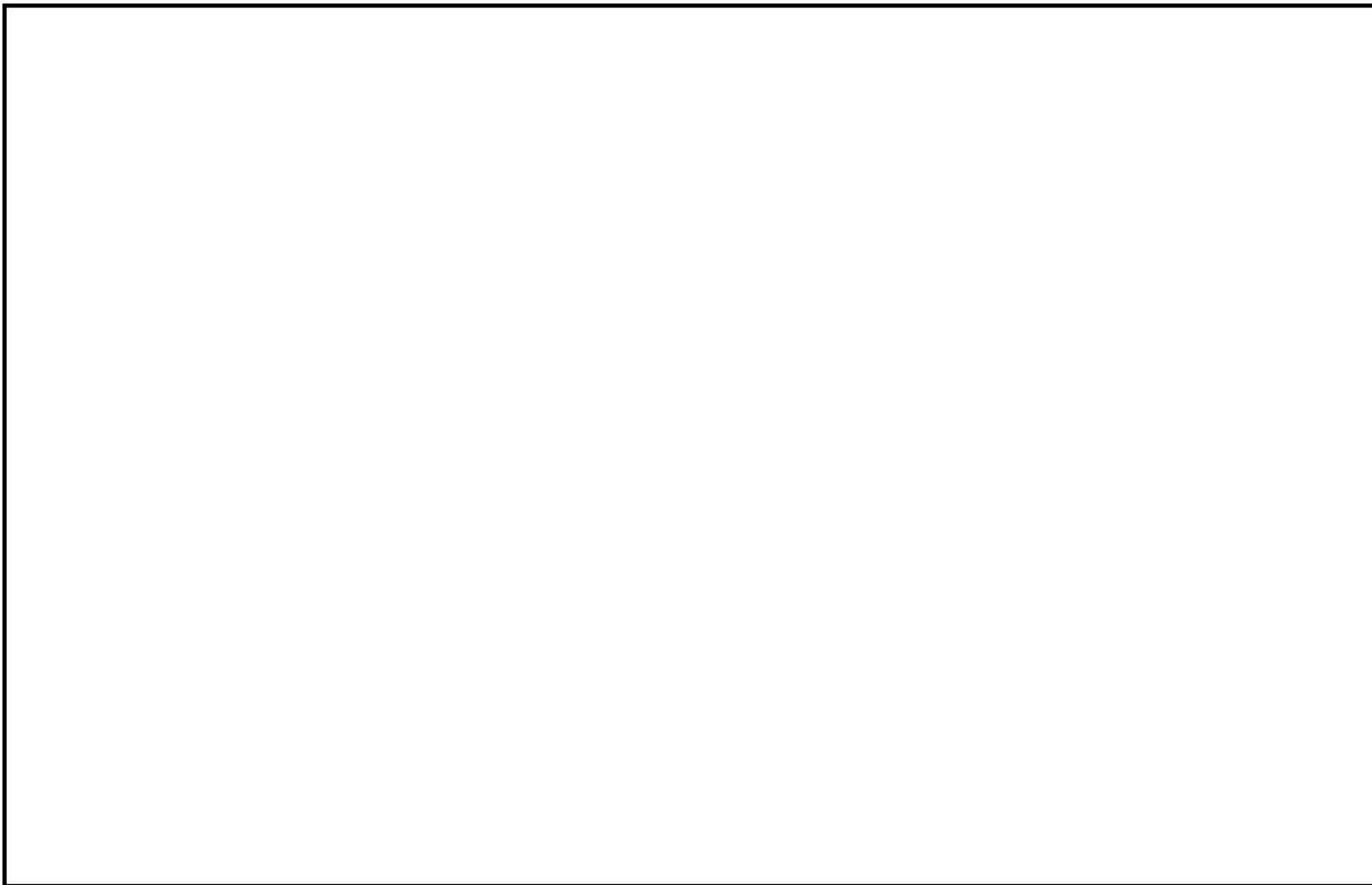
第 2.2.2-4 図 照明配置図(4/9)



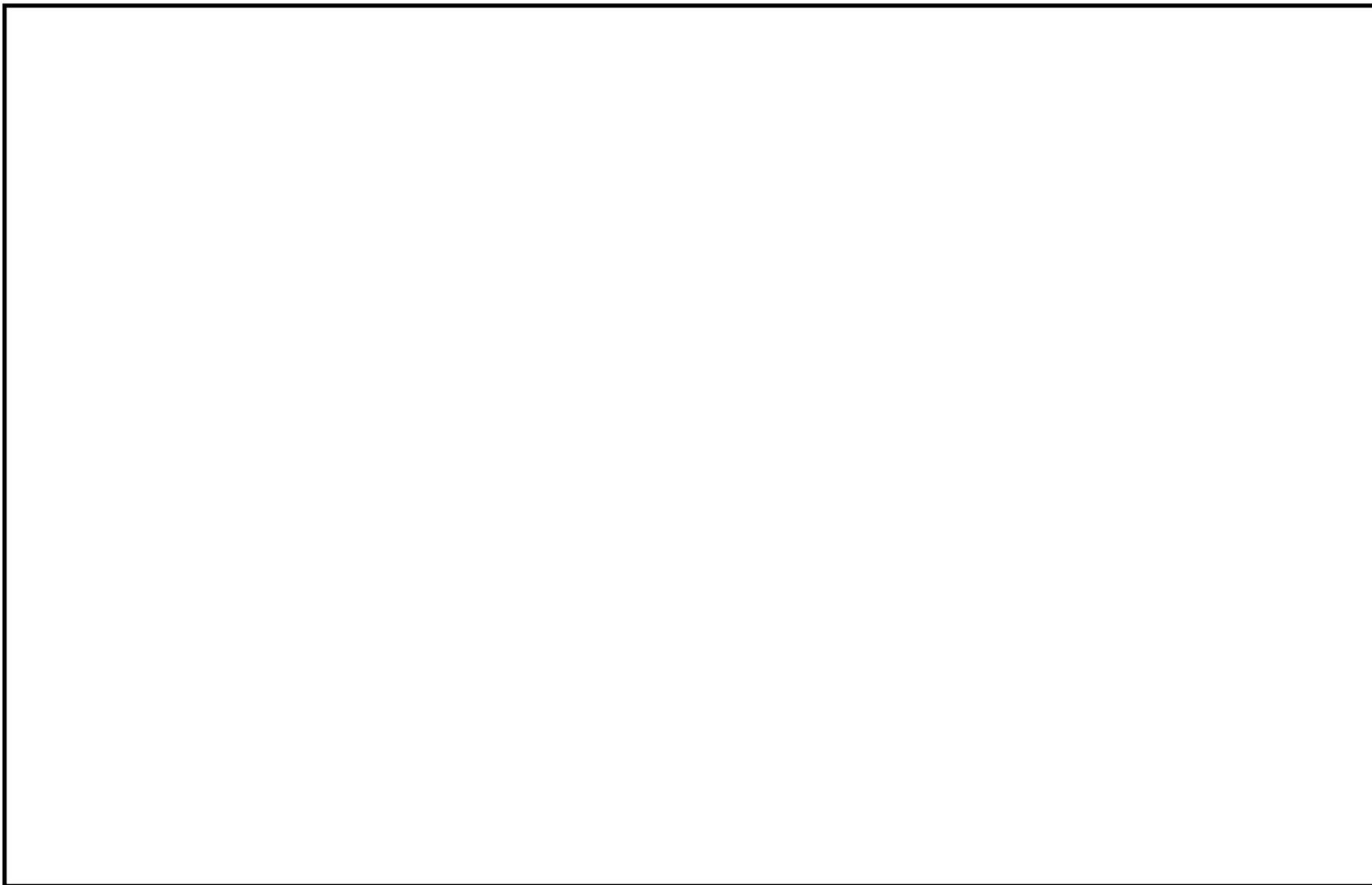
第 2.2.2-4 図 照明配置図(5/9)



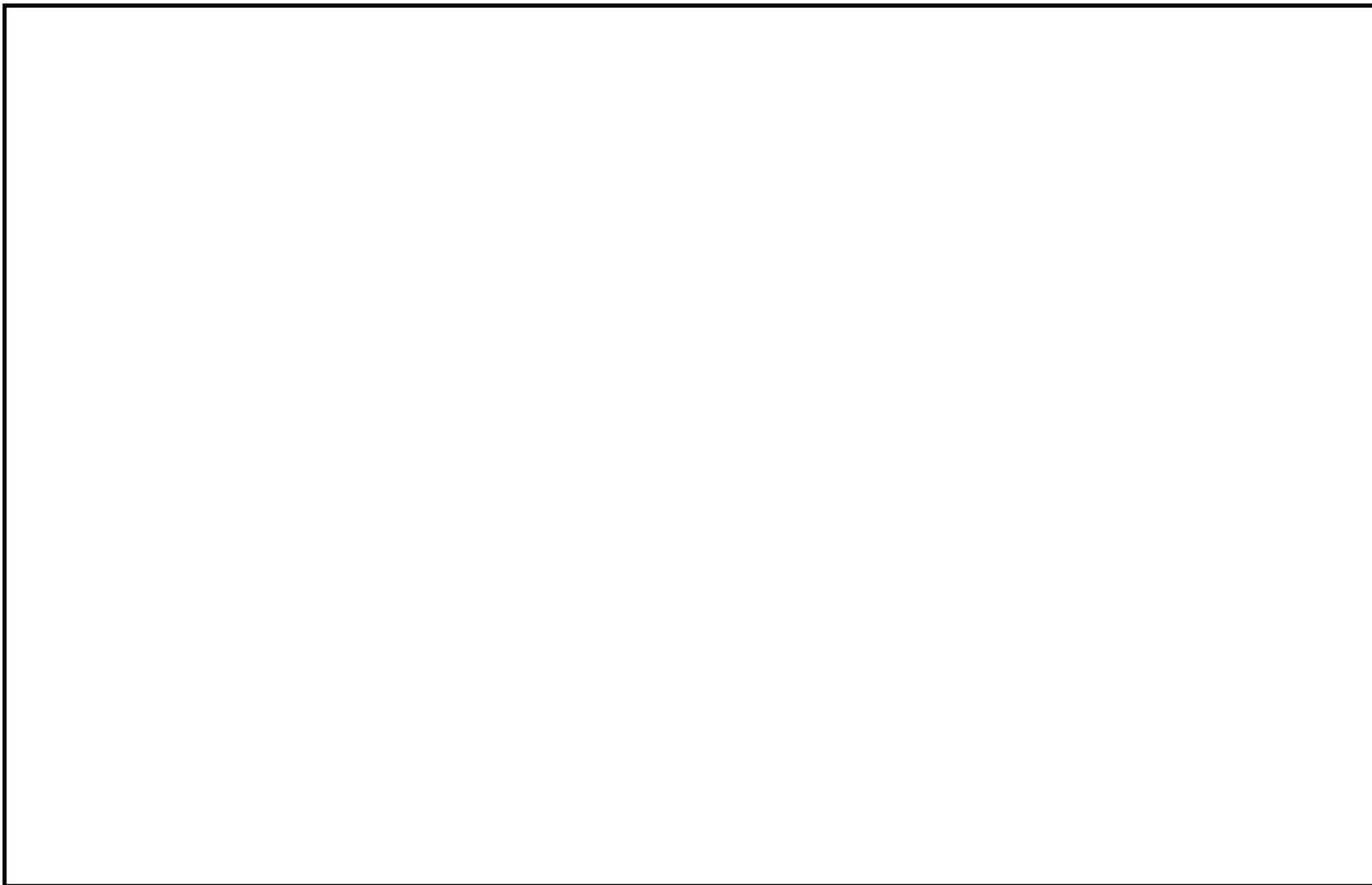
第 2.2.2-4 図 照明配置図(6/9)



第 2.2.2-4 図 照明配置図(7/9)



第 2.2.2-4 図 照明配置図(8/9)



第 2.2.2-4 図 照明配置図(9/9)

2.2.3 可搬型照明の設計方針

設計基準事故時における対応操作，また全交流動力電源喪失時に現場操作等の対応が必要となる電気室については，現場への移動や操作を考慮した位置に蓄電池内蔵型照明等の作業用照明を設置している。

作業用照明により操作に必要な照明は確保されるが，万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合には，運転員が滞在している中央制御室及び廃棄物処理操作室に配備する十分な数量の可搬型照明（LEDライト，ランタン，ヘッドライト）を活用し，昼夜，場所を問わず作業を可能とする。

また，複数の可搬型照明（例えば，現場対応時はLEDライトとヘッドライト）と予備の乾電池を用意することにより，照明を確保し，電池交換を可能とする。

なお，乾電池については，可搬型照明が7日間使用可能な数量を確保する。

可搬型照明の保管場所，数量及び仕様を，第2.2.3-1表に示す。

第 2.2.3-1 表 可搬型照明の保管場所、数量及び仕様

	保管場所	数量	仕様
LEDライト 	中央制御室	14 個 〔当直運転員分 7 個 ＋予備 7 個〕	電池： 内蔵蓄電池 点灯可能時間： 約 4～約 8 時間 （調光により 変化）
	廃棄物処理 操作室※	5 個 〔運転員分 2 個＋ 管理区域内用予 備 3 個〕	
ランタン 	中央制御室	20 個 （中央制御室 主盤エリア用 として 9 個＋ 補助照明 7 個＋ 予備 4 個）	電源：乾電池 （単一×4） 点灯可能時間： 約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	14 個 〔当直運転員分 7 個 ＋予備 7 個〕	電源：乾電池 （単三×3） 点灯可能時間： 約 12 時間

※ 管理区域内における現場運転員集合場所（10 条（誤操作防止）要求）

注：個数（予備数を含む）については，運用を考慮し今後変更となる場合がある。

別紙 1 新規制基準適合申請に係る発電用原子炉施設追加設備の安全避難通路等について（設置許可基準規則第 11 条第 1 項第 1 号及び第 2 号への適合性）

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 11 条（安全避難通路等）第 1 項第 1 号によって要求される『その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路』については，追加設備である緊急時対策所建屋に安全避難通路及び安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として非常灯及び誘導灯を設置する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 11 条（安全避難通路等）第 1 項第 2 号によって要求される『照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明』については，追加設備である緊急時対策所建屋に用いる避難用の照明の電源が喪失した場合においても，点灯可能なように非常灯及び誘導灯に蓄電池を内蔵する。

2. 安全避難通路について

安全避難通路の位置を明確かつ恒久的に表示する避難用の照明として，以下に準拠した蓄電池内蔵の非常灯及び誘導灯を緊急時対策所建屋に設置する。

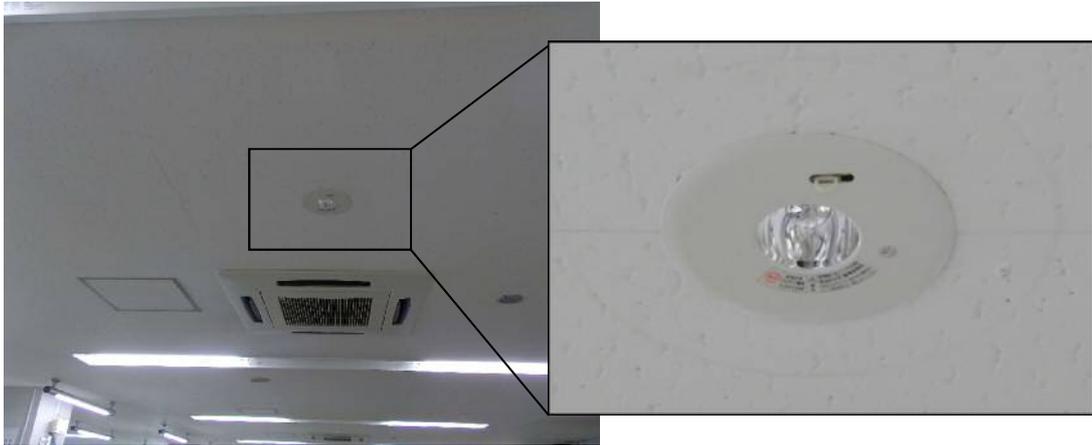
非常灯：建築基準法施行令第 126 条の四，五及び昭和 45 年建設省告示第 1830 号

誘導灯：消防法施行令第 26 条及び消防法施行規則第 28 条の三

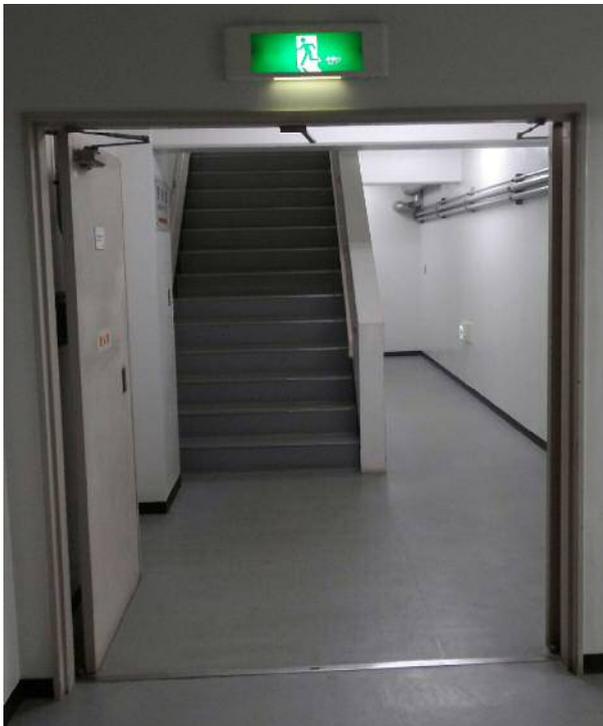
蓄電池は，非常灯については昭和 45 年建設省告示第 1830 号に準拠し 30 分

以上，誘導灯については消防法施行規則第 28 条の三に準拠し 20 分以上点灯できる容量を有するものとする。

避難用の照明装置の例，緊急時対策所建屋の照明電源系統図及び避難用照明配置図を，各々第 1-1 図，第 1-2 図及び第 1-3 図に示す。



非常灯

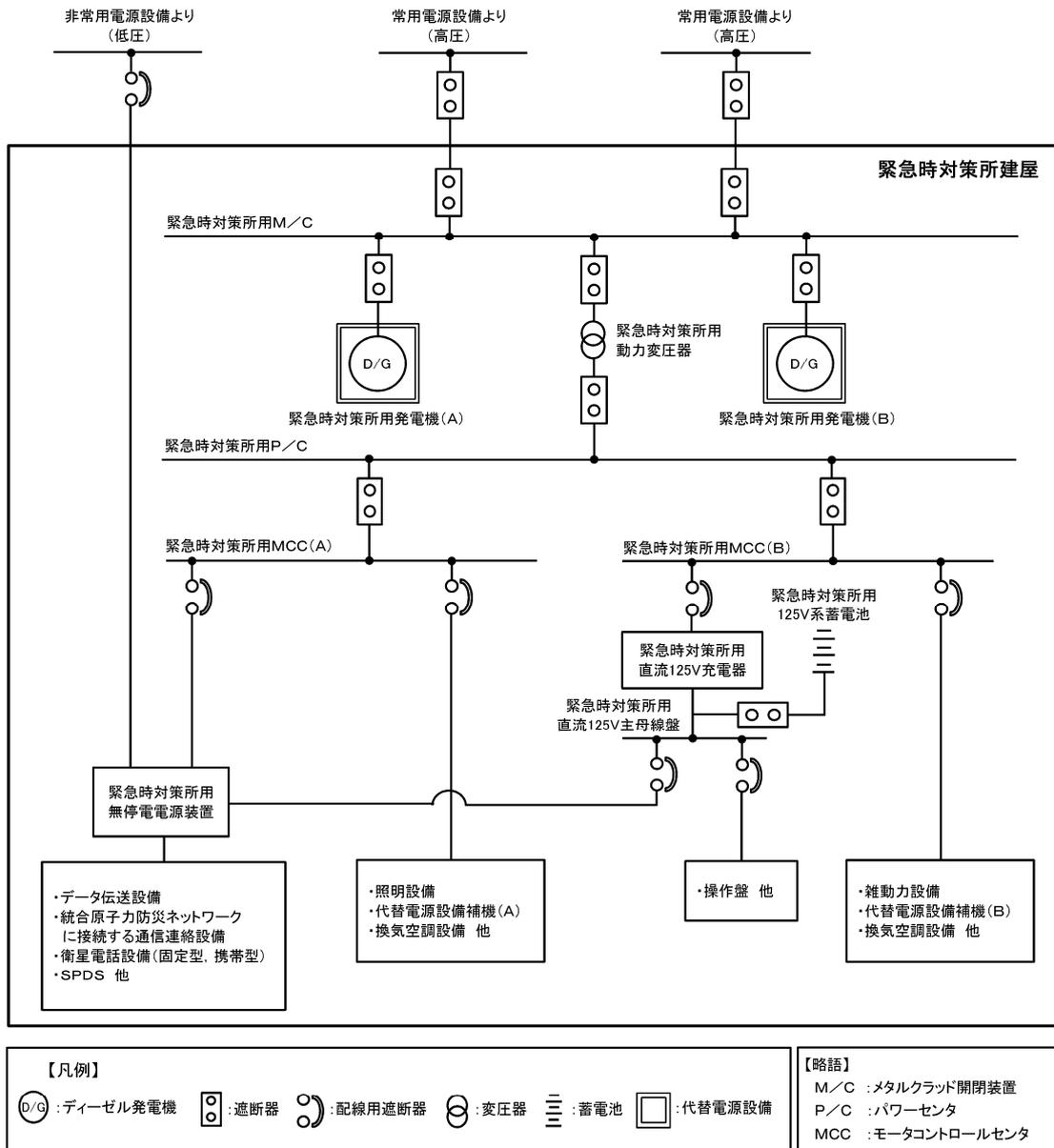


避難口誘導灯

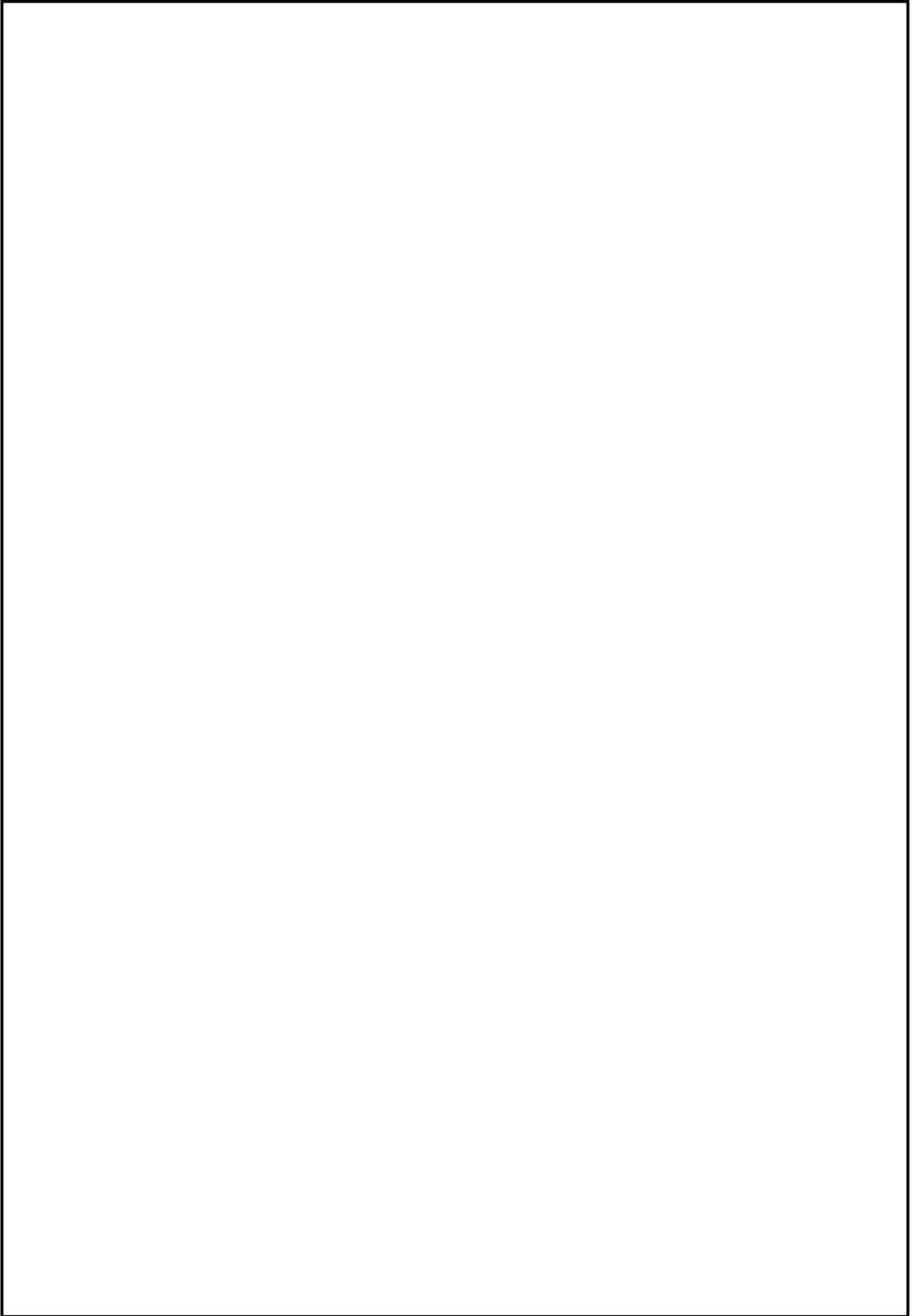


通路誘導灯（廊下・通路）

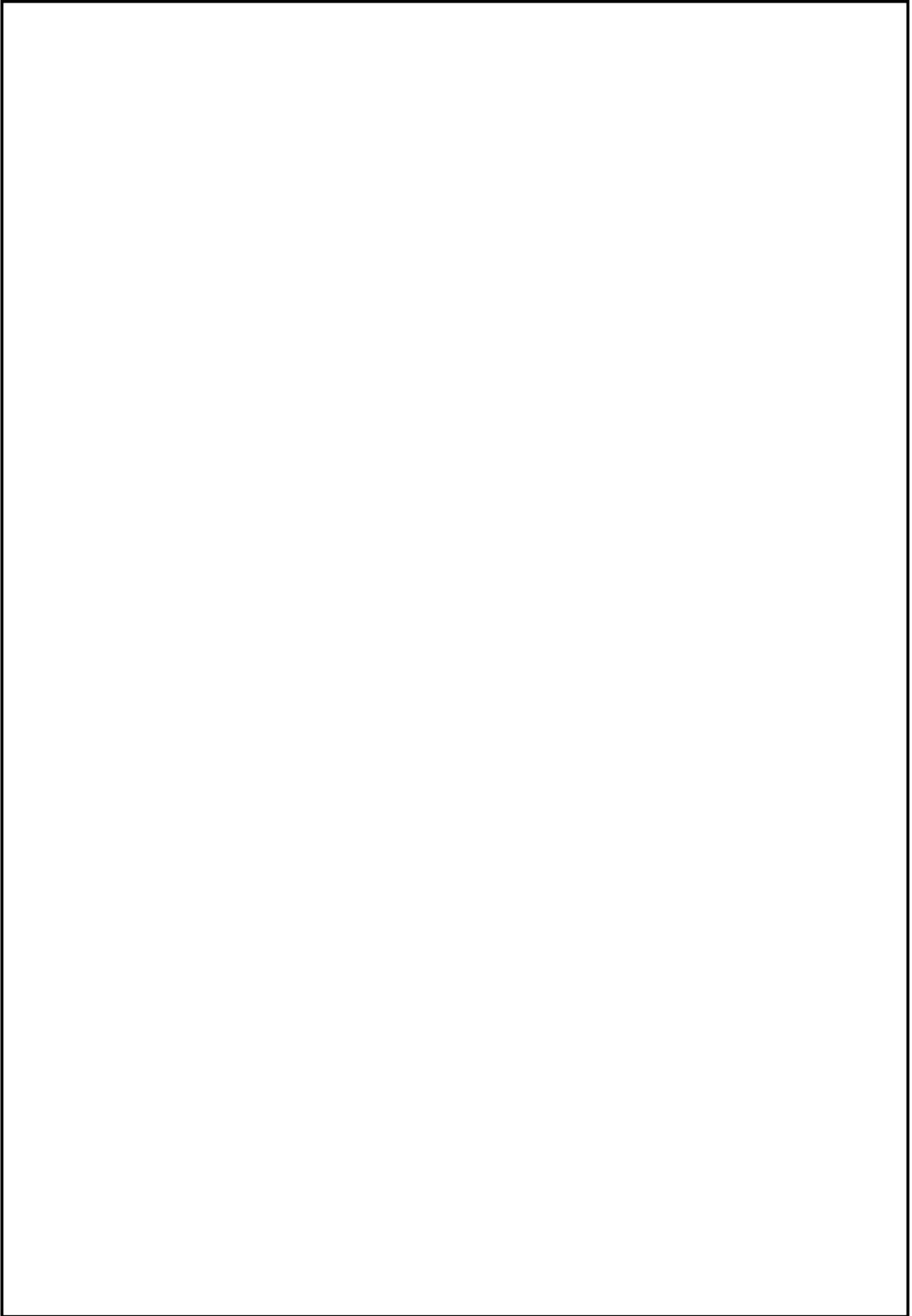
第 1-1 図 避難用の照明装置（例）



第1-2図 照明電源系統図 (緊急時対策所建屋)



第 1-3 図 緊急時対策所建屋 避難用照明配置図 (1/2)



第 1-3 図 緊急時対策所建屋 避難用照明配置図 (2/2)

別紙 2 現場操作の確認結果について

第 1 表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (1/12)

：手順書で要求のある現場操作又は現場確認を行う機器

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		タービンバイパス弁作動状況確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認（所変→起変）	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン確認	中央制御室		
		復水系統全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP、TGOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「二要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン側機器運転状態確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		放射線モニター確認	中央制御室		
		所内ボイラー2 台運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		HPCP、LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
86G1、G2 リセット	中央制御室				
固定子冷却水ポンプ 1 台起動	中央制御室				
格納容器隔離、AC 系リセット	中央制御室				
格納容器隔離、AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉スクラムリセット	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
コンデミ 9 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
原子炉降圧	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
タービントーニング確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (2/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順	RBR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		水素注入系停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器内バージ	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内ボイラー2 缶運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		プロコン オペレーター監視停止要求「ON」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		蒸幹給出力降下連絡	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（PLR FCV）	中央制御室		
		発電機出力降下確認	中央制御室		
		TDRFP 1 台ミニフロー弁開	中央制御室		
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁自動開確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		TDRFP 1 台停止 TD2→TD1	中央制御室		
		O2 注入系停止	中央制御室/ 現場		
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		主蒸気管ドレン弁開操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（PLR FCV MIN1 POS）	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		ヒータードレンポンプ停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		運転中 TDRFP ミニフロー弁「RECIRC」	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		原子炉出力降下操作（CR）	中央制御室		
		RWM 使用可能確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFG 切替	中央制御室		
		「CV FAST CLOSURE/MSV CLOSURE TRIP BYPASS」警報確認	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		給水ポンプ切替（TD→MD）	中央制御室		
		給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		HPCP、LPCP 各 1 台停止	中央制御室		
		RWM「低出力設定点以下」点灯確認	中央制御室		
		PSVR ロック	中央制御室		
		制御棒挿入操作一旦停止	中央制御室		
		所内電源切替 所変→起変	中央制御室		
		クロスアラウンドドレン弁 開	中央制御室		
給水流量減少確認	中央制御室				
発電機出力降下（負荷制限）	中央制御室				
解列前蒸幹給連絡	中央制御室				
発電機解列準備	中央制御室				
発電機解列	中央制御室				
発電機解列所内周知、蒸幹給連絡	中央制御室				
タービン側ドレン弁開	中央制御室				
発電機界磁遮断器開放	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (3/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順(続き)	AVR 状態確認	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		発電機コアモニター停止	中央制御室		
		IPB ファン停止	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		4S エバポドレンタンク LCV EMRG 切替確認	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		非常用調速機加速度トリップ試験準備	中央制御室		
		非常用調速機加速度トリップ試験	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		タービン状態確認	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		APRM/SRNM 記録計切替	中央制御室		
		MDRFP 制御器「自動」→「手動」切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「START&HOT STBY」位置切替	中央制御室		
		CUW RPV 底部ドレン弁 開	中央制御室		
		タービンリフトポンプ起動	中央制御室		
		格納容器内 N2 関連設備隔離	中央制御室/ 現場		
		D/W エントリー	中央制御室/ 現場	対象外(中央制御室で対応可能)	
		タービントーニング確認	中央制御室		
		SRNM レンジ切替確認	中央制御室	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		タービン側過冷却防止操作	現場		
		タービンバイパス弁全閉確認	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		原子炉降圧に伴う警報確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁開操作	中央制御室		
		主蒸気圧力設定調整	中央制御室		
		原子炉水位制御 MD-FCV→RFP バイパス FCV 切替	中央制御室		
		原子炉停止完了所内周知	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「REFUEL」位置切替	中央制御室		
		原子炉停止後点検	中央制御室		
		M, S, JAE → OGS, JAE 切替確認	中央制御室		
SDC モード運転	中央制御室				
HPCP 全停	中央制御室				
コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (4/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (続き)	起動停止手順書 プラント冷温停止操作手順 (続き)	RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		CUW ブロー「H/W」→「R/W」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁全開	中央制御室		
		MSIV 弁全開操作	中央制御室		
		RHR SDC モード運転及び待機状態確認	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ開始	中央制御室		
		原子炉ヘッドスプレイ停止	中央制御室		
		主蒸気管ドレン弁閉操作	中央制御室		
		復水器真空破壊	中央制御室		
		原子炉冷却	中央制御室		
		復水器内負圧保持	中央制御室		
		タービン側機器停止操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(3) 原子炉冷却材流量の部分喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、再循環系ポンプ駆動電動機遮断器開等により、再循環系ポンプ1台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリップ事故	PLR 1 台トリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		SRT 作動確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ CS「PtoL」; FCV「MIN POS」	中央制御室		
		トリップ側 PLR ポンプ出口弁全開 →5分後全開	中央制御室		
		運転中 PLR ポンプ運転状態確認、 FCV 40%以下	中央制御室		
		原子炉安定確認	中央制御室		
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室		
		復水器真空調整	中央制御室		
		PLR ポンプ運転状態確認	中央制御室		
		02 注入系注入量調整	現場		
		コンデミ 0 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
(4) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 【事象の想定】 原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環系ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され、原子炉出力が上昇する。	対応手順なし (再循環系ポンプは自動起動する設備ではなく、起動条件として温度制限も設けているため、余熱なしで起動することはない。)				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (5/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(5)外部電源喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		所内単独運転確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		D/G自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→XD)	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		所内全停電確認	中央制御室		
		SRV動作確認	中央制御室		
		非常用油ポンプ起動確認	中央制御室		
		M/C 2C, 2D, HPCS受電確認	中央制御室		
		各計器動作確認	中央制御室		
		MSIV「CLOSE」位置	中央制御室		
		RCIC手動起動	中央制御室		
		タービン側自動起動確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		CRDポンプ起動	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン減速状況監視	中央制御室		
		原子炉スクラム後操作	中央制御室		
		TDターニング確認	中央制御室		
		タービン機器CS「Prol」「切」	中央制御室		
		空調起動準備	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RPS MGセット起動、受電	中央制御室/ 現場		
		原子炉水位確保確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		外部電源状況確認	中央制御室		
		格納容器隔離、AC系リセット	中央制御室		
		CUW再起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
SRVによる原子炉減圧冷却	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
タービントーニング確認	中央制御室				
RCIC停止	中央制御室				
東海原子力線1,2号復旧確認	中央制御室				
275kV母線復旧	中央制御室				
所内電源復旧	中央制御室				
	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (6/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(6) 給水加熱喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故			「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様	
(7) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材の再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 原子炉スクラム事故			「(1)原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様	
(8) 負荷の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 275kV 電源喪失事故			「(5)外部電源喪失」と同様	
(9) 主蒸気隔離弁の器閉止 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		原子炉圧力制御及びRRR S/P 冷却	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→MD)	中央制御室		
		復水系統全確認	中央制御室		
		M. SIAE 停止	中央制御室		
		所内ボイラー2 台運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TGOP 起動	中央制御室		
PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室				
格納容器隔離動作確認	中央制御室				
MSIV CS「CLOSE」	中央制御室				
給水制御「三要素」→「単要素」切替	中央制御室				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (7/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止 (続き) 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、原子炉水位異常低下等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故 (続き)	原子炉水位設定「リセット」	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン発電機動作確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		原子炉未臨界	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		PLR FCV 全開操作	中央制御室		
		HPCP, LPCP 各1台停止	中央制御室		
		コンダミ9塔→3塔	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		4S H/B 切替及び O/G SJAB 起動	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		タービン側ドレン弁開	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要
		格納容器隔離, AC 系リセット, 復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ1台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却, S/P 水位調整	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		給水系による原子炉給水停止	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		原子炉圧力, 炉水温度確認	中央制御室		
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		MD RFP 停止	中央制御室		
		タービントワーニング確認	中央制御室		
RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフ ラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要		
PLR 停止	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)			
RHR SDC モード運転	中央制御室				
RCIC 停止, SRV 閉閉停止	中央制御室				
(10) 給水制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故	タービントリップ確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		原子炉状態確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変→起変)	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		発電機状態確認	中央制御室		
		原子炉水位設定 L-3 セットダウン 確認	中央制御室		
		タービンバイパス弁動作状況確認	中央制御室		
		復水系健全確認	中央制御室		
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室		
		給水ポンプ切替 (TD→WD)	中央制御室		
		タービン状態監視	中央制御室		
		MSP, TCOP 起動	中央制御室		
		PLR ポンプ HI→LFMG 切替確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (8/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(10) 給水制御系の故障 (続き) 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。	非常時運転手順書 タービン発電機トリップ事故 (続き)	SRV 状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ECCS 作動状況確認	中央制御室		
		給水制御「二要素」→「単要素」切替	中央制御室		
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室		
		タービン側確認	中央制御室		
		タービントリップ後操作	中央制御室		
		タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ運転状態確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		ヒータドレンポンプ確認	中央制御室		
		タービン振動確認	中央制御室		
復水器真空調整	中央制御室				
OG 流量調整	中央制御室				
(11) 原子炉圧力制御系の故障 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する。	非常時運転手順書 MSIV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(12) 給水流量の全喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 給復水系故障による原子炉スクラム事故	復水器 H/II 水位確認	中央制御室	対象外 (中央制御室で対応可能)	
		復水器 H/II 水位低下原因調査	中央制御室		
		給復水系全停	中央制御室		
		原子炉スクラム確認	中央制御室		
		発電機確認状態確認	中央制御室		
		タービン手動トリップ	中央制御室		
		PLR ポンプ III → LFMG 切替確認	中央制御室		
		所内電源切替確認 (所変一起変)	中央制御室		
		L2 到達, MSIV 閉, RCIC/HPCS 自動起動確認	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室		
		原子炉圧力確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		タービン発電機状態確認	中央制御室		
		主復水器真空破壊	中央制御室		
		MSP, TGOP, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		原子炉未臨界確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
タービントリップ後操作	中央制御室				
タービントリップ後現場操作	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (9/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(12) 給水流量の全喪失(続き) 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。	非常時運転手順書 給復水系故障による 原子炉スクラム事故 (続き)	L-8 到達, RCIC/HPCS トリップ	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		原子炉水位 L-8 以下確認	中央制御室		
		RCIC ロジックリセット	中央制御室		
		RCIC 手動起動	中央制御室		
		原子炉水位制御確認	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系リセット	中央制御室		
		格納容器隔離, AC 系復旧操作	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		RHR S/P 冷却状態確認	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		原子炉スクラムリセット	中央制御室		
		原子炉降圧	中央制御室		
		タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
		86G1, G2 リセット	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		固定子冷却水ポンプ1台起動	中央制御室/ 現場	緊急性を要しない操作のため, 対象外	対応不要
		タービントーニング確認	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		RCIC 及び RHR S/P 冷却停止, RHR SDC モードフラッシング	中央制御室/ 現場	財産保護の観点で実施する操作のため, 対象外	対応不要
		SRV 手動開閉停止	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
(13) 原子炉冷却材喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		LOCA 確認	中央制御室		
		所内電源切替確認(所変→起変)	中央制御室		
		LOCA 後機器動作確認	中央制御室		
		タービン発電機/TDRFP トリップ確認 (RCIC 自動起動)	中央制御室		
		所内電源健全確認	中央制御室		
		MSP, TGO, LIFT ポンプ自動起動確認	中央制御室		
		格納容器隔離動作確認	中央制御室		
		ADS 動作確認	中央制御室		
		低圧注水系注水確認	中央制御室		
		原子炉水位回復確認	中央制御室		
		RHR LPCI→PCV 及び S/C スプレイ切替	中央制御室		
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室		
		原子炉未稼界確認	中央制御室		
		復水再循環運転	中央制御室		
		HPCS 水源切替確認	中央制御室		
		D/W, S/C H2 濃度及びγ線量率確認	中央制御室		
		放射線モニタ確認	中央制御室		
		RCIC トリップ	中央制御室		
		FCS 手動起動	中央制御室		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (10/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価			
				評価内容	評価結果		
(14) 原子炉冷却材 流量の喪失 【事象の想定】 原子炉の出力運転 中に、2 台の再循環 系ポンプが何らか の原因でトリップ することにより炉 心流量が、定格出力 時の流量から自然 循環流量にまで大 幅に低下して、炉心 の冷却能力が低下 する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリ ップ事故	PLR2 台トリップ確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		SRI 作動確認	中央制御室				
		発電機出力確認、給復水系確認	中央制御室				
		原子炉状態確認	中央制御室				
		原子炉安定確認	中央制御室				
		タービン発電機運転状態確認	中央制御室				
		復水真空調整	中央制御室				
		02 注入系停止	現場	財産保護の観点で実施する 操作のため、対象外	対応不要		
		コンデミ 9 塔→6 塔	現場	緊急性を要しない操作のた め、対象外	対応不要		
(15) 原子炉冷却材 ポンプの軸固着 【事象の想定】 原子炉の出力運転 中に、1 台の再循環 系ポンプの回転軸 が何らかの原因で 固着することによ り、炉心流量が急減 して、炉心の冷却能 力が低下する。	非常時運転手順書 再循環系ポンプトリ ップ事故	「(14)原子炉冷却材流量の喪失」と同様					
(16) 制御棒落下 【事象の想定】 原子炉が臨界又は 臨界近傍にあると きに、制御棒駆動軸 から分離した制御 棒が炉心から落下 し、急激な反応度投 入と出力分布変化 が生じる。	非常時運転手順書 制御棒落下事故	原子炉スクラム確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」 位置切替	中央制御室				
		放射線モニター確認	中央制御室				
		原子炉制操作	中央制御室				
		タービン制操作	中央制御室				
				所内ボイラー2 台運転確認	現場	緊急性を要しない操作のた め、対象外	対応不要
				MS RAD HI による MSIV 隔離確認後、 CS「閉」位置	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
				MDRFP、HPCP 一台運転	中央制御室		
				コンデミ 6 塔→3 塔	現場	緊急性を要しない操作のた め、対象外	対応不要
				RCIC 隔離確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）	
				制御棒落下確認	中央制御室		
				プラント状態確認	中央制御室		
				原子炉出力降下操作	中央制御室		
				落下制御棒状態確認	中央制御室		
		制御棒単体スクラム	中央制御室/ 現場	代替措置（原子炉手動スク ラム等）により実施可能な ため、対象外	対応不要		
		落下制御棒自由落下操作	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		落下制御棒隔離	現場	緊急性を要しない操作のた め、対象外	対応不要		

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (11/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価			
				評価内容	評価結果		
(17)放射性気体廃棄物処理施設の破損 【事象の想定】 原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設（以下「オフガス系」という。）の一部が破損した場合には、オフガス系に保持されていた希ガスや空気抽出器からの希ガスが環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故	SJAE室ADM指示上昇確認	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		警報確認	中央制御室				
		放射線モニタ指示確認	中央制御室				
		OG系運転状態確認	中央制御室				
		放射線モニタ警報確認	中央制御室				
		タービン建屋搬出入口シャッター閉操作	現場	常時開放はしていないが、作業等でシャッターを開放している場合で事故が発生した時は、作業員等により速やかに閉止する必要があるため。	対応要		
		タービン建屋連絡通路の閉鎖	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要		
		管理区域退避	現場	代替措置（ベージング等による退避連絡）により、実施可能なため、対象外	対応不要		
		所内電源切替	中央制御室	対象外（中央制御室で対応可能）			
		原子炉手動スクラム	中央制御室				
		タービン手動トリップ	中央制御室				
		原子炉モードスイッチ「SHUT DOWN」位置切替	中央制御室				
		タービンバイパス弁作動確認	中央制御室				
		OG系停止及び隔離	中央制御室				
		原子炉状態確認	中央制御室				
		発電機状態確認	中央制御室				
		原子炉水位設定1.3セットダウン確認	中央制御室				
		復水系健全確認	中央制御室				
		給水加熱器出入口弁「RESET」「OPEN」	中央制御室				
		給水ポンプ切替（TD→WD）	中央制御室				
		復水器真空低下確認	中央制御室				
		タービン状態監視	中央制御室				
		放射線モニタ指示確認	中央制御室				
		MSP、TGOP起動	中央制御室				
		PLRポンプHI→LFMG切替確認	中央制御室				
		格納容器隔離動作確認	中央制御室				
		ECCS作動状況確認	中央制御室				
		タービン側確認	中央制御室				
		給水制御「二要素」→「単要素」切替	中央制御室				
		原子炉水位設定「リセット」	中央制御室				
		タービントリップ後操作	中央制御室				
		タービントリップ後現場操作	現場			緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRDポンプ運転状態確認	中央制御室			対象外（中央制御室で対応可能）	
ヒータドレンポンプ確認	中央制御室						
タービン側機器運転状態確認	中央制御室						
原子炉未臨界確認	中央制御室						
原子炉水位回復確認	中央制御室						
所内ボイラー2台運転	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要				
タービン側過冷却防止操作	現場	財産保護の観点で実施する操作のため、対象外	対応不要				

第1表 設計基準事故等対応時の現場操作の抽出結果 (12/12)

設計基準事故等	手順書名	事故対応中の操作項目	手順書要求 操作場所	評価	
				評価内容	評価結果
(17)放射性気体廃棄物処理施設の破損(続き)	非常時運転手順書 気体廃棄物処理施設の破損事故(続き)	PLR FCV 全開操作	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		IPCP, LPCP 各1台停止	中央制御室		
		給水制御系「手動」切替	中央制御室		
		4S H/B 切替確認	中央制御室		
		復水器真空低警報確認	中央制御室		
MSTV, MS ドレン弁全開	中央制御室				
(18)主蒸気管破断 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉格納容器外で主蒸気管が破断した場合には、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 MSTV 閉による原子炉隔離事故	「(9)主蒸気隔離弁の誤閉止」と同様			
(19)燃料集合体の落下 【事象の想定】 原子炉の燃料交換時に、燃料取扱装置の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	非常時運転手順書 燃料落下事故	SRNM・FPC 確認	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		放射線モニター確認	中央制御室		
		6F 作業者退避誘導	現場	代替措置(ベージング等による退避連絡)により、実施可能なため、対象外	対応不要
		FRYS/SGTS 1 系統起動	中央制御室		
		放射線モニター指示上昇報告	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		CUW 運転確認・ブロー停止操作	中央制御室		
		FPC 運転確認	現場	代替監視設備(ITV, 警報等)により確認可能なため、対象外	対応不要
		PLR サンプリングライン隔離	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)	
		CUW, FPC サンプリングライン隔離	現場	緊急性を要しない操作のため、対象外	対応不要
		CRD ポンプ停止	中央制御室		
放射線モニター監視	中央制御室	対象外(中央制御室で対応可能)			
(20)可燃性ガスの発生 【事象の想定】 原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の損傷等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。	非常時運転手順書 冷却材喪失事故	「(13)原子炉冷却材喪失」と同様			

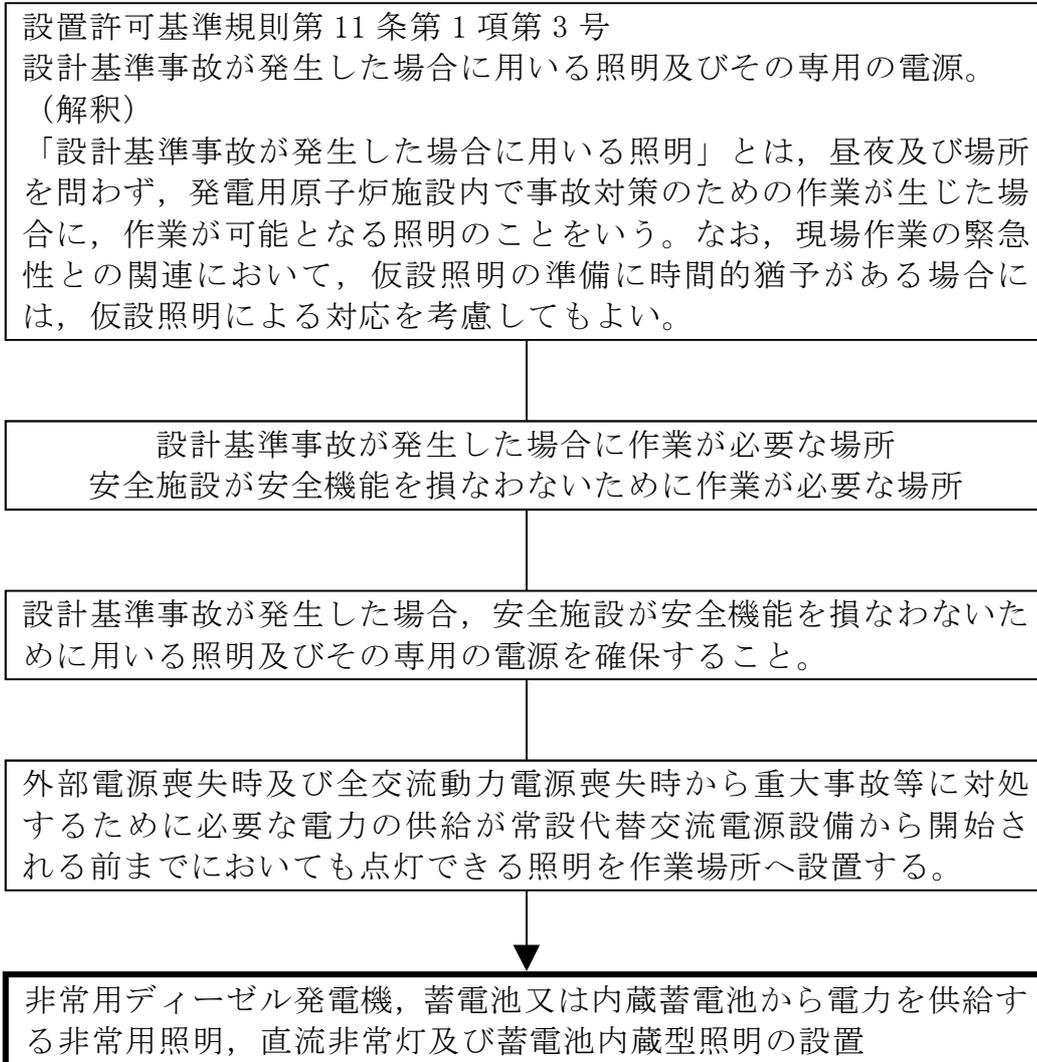
別添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

安全避難通路等

11 条 安全避難通路等



工

【後段規制との対応】

- 工 : 工認 (基本設計方針, 添付書類)
- 保 : 保安規定 (下位文章を含む)
- 核 : 核防護規定 (下位文章を含む)

【添付六, 八への反映事項】

- : 工認 (基本設計方針, 添付書類)
- : 当該条文に関係しない (他条文での反映事項他)

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等	
第 11 条 安全避難通路等	非常用照明，	運用・手順	—	
	直流非常灯	体制	—	
	及び蓄電池	保守・点検	外観検査及び機能検査	
	内蔵型照明	教育・訓練	—	
	の設置	運用・手順	万一，作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった時に迅速に使用できるよう，必要数及び保管場所を定める。	
	可搬型照明	体制	—	
	の配備	保守・点検	員数確認及び点灯確認	
		教育・訓練	—	

目 次

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 追加要求事項に対する適合性

 2. 安全施設
 - 2.1 静的機器の単一故障
 - 2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出
 - 2.1.2 静的機器の基準適合性確認
 - 2.1.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性
 - 2.1.4 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の基準適合性
 - 2.1.5 中央制御室換気系の基準適合性
 - 2.2 安全施設の共用・相互接続
 - 2.2.1 共用・相互接続設備の抽出
 - 2.2.2 基準適合性
- 添付資料
- 添付 1 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表
 - 添付 2 重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表
 - 添付 3 重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果
 - 添付 4 設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について
 - 添付 5 静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について
 - 添付 6 静的機器単一故障時の原子炉格納容器冷却機能代替性確認評価
 - 添付 7 修復作業の成立性に関する検討について
 - 添付 8 配管及びダクトの点検の実施状況について

添付 9 小規模破損の検知及び修復について

添付 10 中央制御室換気系の外気取入ラインについて

添付 11 故障・トラブル情報の活用について

添付 12 東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

添付 13 共有／相互接続設備 抽出表

添付 14 共用設備 概略図

3. 運用，手順説明資料

(別添資料) 運用，手順説明資料 安全施設

< 概 要 >

1. において、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全施設のうち、静的機器の単一故障に関する設置許可基準規則第 12 条及び技術基準規則第 14 条の要求事項を第 1-1 表に示し、追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 12 条並びに技術基準規則第 14 条及び 15 条の

要求事項

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 14 条 (安全設備)	追加要求事項
1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	—	変更なし
2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。	静的機器の単一故障に関する考え方の明確化
3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件にお	2 安全性設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を	変更なし

いて、その機能を発揮することができるものでなければならない。	発揮することができるよう、施設しなければならない。	
--------------------------------	---------------------------	--

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 15 条 (設計基準対象施設の機能)	追加要求事項
—	設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。	変更なし
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。	変更なし
—	3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。	変更なし
5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。	変更なし

<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。</p>	<p>5 設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項（相互接続に関する要求追加）</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(g) 安全施設

(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単

一故障，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能を達成できる設計とする。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく，当該単一故障の除去又は修復のためのアクセス性，補修作業性並びに当該作業期間における従事者の被ばくを考慮する。

- ・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部
- ・中央制御室換気系のダクトの一部

また，重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，単一故障を仮定した場合においても安全機能を達成できる設計とする。

- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）

安全施設の設計条件を設定するに当たっては，材料疲労，劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計

とする。

また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、タービンミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(g-3) 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。

なお、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設は無いことから、共用又は相互に接続することを考慮する必要はない。

安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は、東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境試料測定設備は、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク及び多目的タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作する

ことにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

(2) 安全設計方針

1. 1 安全設計の方針

1. 1. 1 安全設計の基本方針

1. 1. 1. 6 共用

重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。

安全施設（重要安全施設を除く。）において、共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

1. 1. 1. 7 多重性又は多様性及び独立性

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

1. 1. 1. 8 単一故障

(1) 設計方針

安全施設のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障が生じた場合、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれか

が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計とする。

なお、重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間にわたって安全機能が要求される静的機器を単一設計とする場合には、単一故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる設計、他の系統を用いてその機能を代替できる設計又は単一故障を仮定しても安全機能を達成できる設計とする。

(2) 手順等

原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気空調系のダクトの一部に要求される機能を維持するため、保全計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

1.1.1.9 試験検査

安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(3) 適合性説明

第十二条 安全施設

- 1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。

7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「PS」という。）。
- (2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「MS」という。）。

また、PS及びMSのそれぞれに属する安全施設を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は第1表に掲げるとおりとする。

なお、各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

- a. クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

- b. クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- c. クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

(3) 分類の適用の原則

本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、原則として次によることとする。

- a. 安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器（以下「当該系」という。）が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器（以下「関連系」という。）の範囲と分類は、次の各号に掲げるところによるものとする。
 - (a) 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。
 - (b) 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。
- b. 一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべきすべての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- c. 安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のもの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。

- d. 重要度の異なる構築物，系統又は機器を接続するときは，下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか，又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって，下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように，適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

第2項について

重要度が特に高い安全機能を有する系統については，その構造，動作原理，果たすべき安全機能の性質等を考慮し，原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け，想定される動的機器の単一故障又は長期間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。また，その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え，外部電源が利用できない場合においても，系統の安全機能が達成できるよう，非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機3系統を設ける。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については，当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能及び原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，配管及びダクトについては全周破断を想定しても，単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう，安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく，当該単一故障の除去又は修復のためのア

クセス性,補修作業性並びに当該作業期間として想定する屋外の場合4日間,屋内の場合2日間における従事者の被ばくを考慮し,周辺公衆の被ばく線量が設計基準事故時の判断基準である実効線量を下回ること,運転員の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度を下回ること及び従事者の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さく修復作業が実施可能であることを満足するものとする。

なお,単一故障を除去又は修復ができない場合であっても,周辺公衆に対する放射線被ばくが,安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において,設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち,単一設計とする残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)のスプレイヘッダ(サプレッション・チェンバ側)については,想定される最も過酷な単一故障の条件として,配管1箇所全周破断を想定した場合においても,原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また,このような場合においても,残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか,又は1系統をドライウェルスプレイ,もう1系統を残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

なお,単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については,保全計画に基づき劣化モードに対する適切な保守管理を実施し,故障の発生を低く抑える。

第3項について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては,材料疲労,劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう,通常運転時,運転時の異

常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

第4項について

安全施設は，その健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，必要性及びプラントに与える影響を考慮して，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を第2表に示す。

第5項について

発電用原子炉施設内部においては，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損，配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については，タービン・発電機等の大型回転機器に対して，その損壊によりプラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう，機器の設計，製作，品質管理，運転管理に十分な考慮を払う。

さらに，万一タービンの破損を想定した場合でも，タービン羽根，T-Gカップリング，タービン・ディスク，高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する主蒸気・給水管等については，材料選定，強度設計，品質管理に十分な考慮を払う。

さらに，これに加えて安全性を高めるために，上記配管については仮想的な破断を想定し，その結果生じるかも知れない配管のむち打ち，流出流体のジェット力，周辺雰囲気の変化等により，安全施設の機能が損なわれること

のないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・給水管についてはパイプホイップレストレイントを設ける。

以上の考慮により、安全施設は安全性を損なわない設計とする。

第6項について

東海第二発電所においては、重用安全施設の共用又は相互に接続はしない。

第7項について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設間で共用するのは、固体廃棄物処理系、所内ボイラ設備、所内蒸気系、給水処理系、緊急時対策所、通信連絡設備、放射線監視設備及び消火系である。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわ

ない設計とする。

通信連絡設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及びI P - F A X）、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は、東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境試料測定設備は、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク及び多目的タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

第1表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類	安全施設		安全機能を有しない構築物、 系統及び機器
	異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)	
重要度による分類			
安全に関連する構築物、 系統及び機器	クラス1 PS-1	MS-1	
	クラス2 PS-2	MS-2	
	クラス3 PS-3	MS-3	
安全に関連しない構築物、 系統及び機器			安全機能以外の機能のみを行うもの

第2表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物、系統及び機器	設計上の考慮
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計とする。
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計とする。
残留熱を除去する系統	試験のできる設計とする。
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計とする。
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計とする。
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計とする。 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計とする。
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができる設計とする。
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計とする。
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計とする。
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等

8.2 換気空調設備

8.2.2 設計方針

- (6) 中央制御室換気系は、事故時には外気との連絡口を遮断し、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員等を被ばくから防護するように設計する。
- (7) 中央制御室換気系は、主蒸気管破断事故時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能を達成できる設計とする。また、中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

9.2 格納容器スプレイ冷却系

9.2.2 設計方針及び主要設備の仕様

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、事故後の動的機器の単一故障、又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される安全機能を達成できる設計とする。

単一設計とするスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）については、当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えられとされる静的機器の単一故障を仮定した場合でも、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の主要な設計仕様については、「5.4 残留熱除去系」に記述する。

重大事故等時の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、「9.1.2 重大事故等時」に記述する。

9.4 原子炉建屋ガス処理設備

9.4.2 設計方針

- (3) 原子炉建屋ガス処理設備は、原子炉冷却材喪失事故時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能を達成できる設計とする。

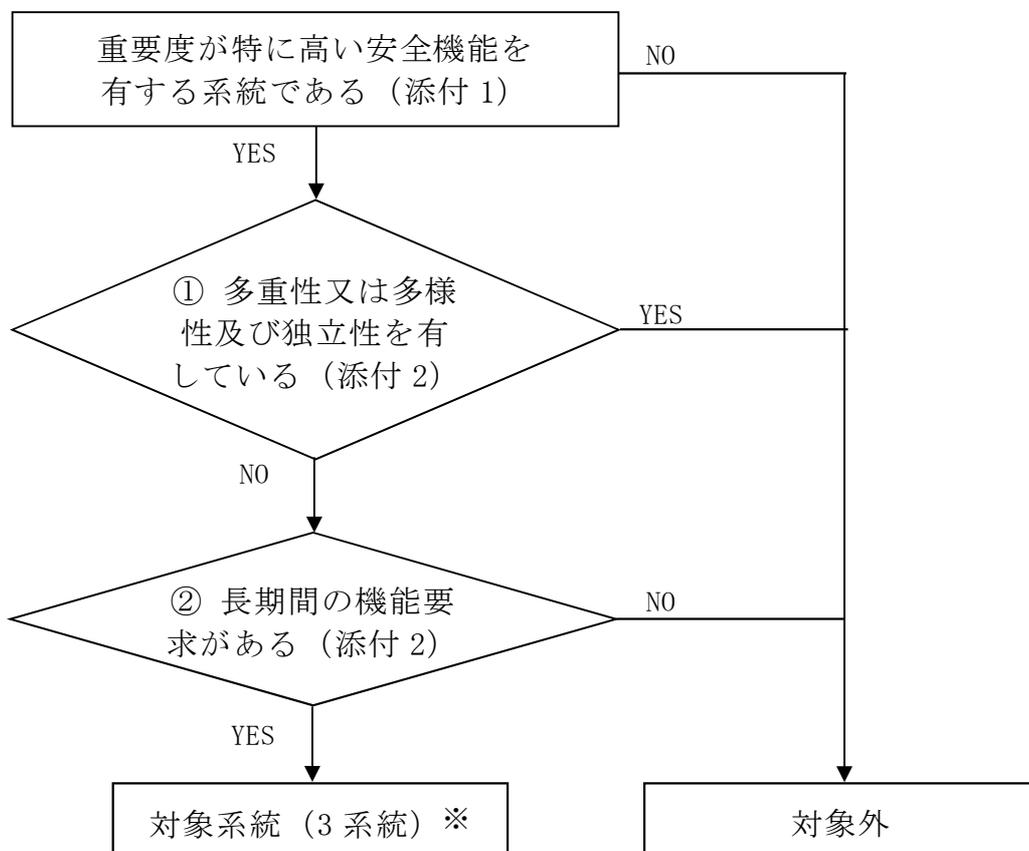
なお、単一設計とする配管の一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

2. 安全施設

2.1 静的機器の単一故障

2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出

東海第二発電所において、重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24 時間以上若しくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している系統を抽出した。



※ 現有設備では、ディーゼル発電機の燃料系である軽油貯蔵タンクが 1 基（単一設計）であるが、今回の申請において軽油貯蔵タンクを 2 基に変更し、多重性を有する設計とする。

抽出に当たっては、設置許可基準規則の解釈第 12 条第 3 項の表に規定された安全機能を有する系統を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要

度分類に関する審査指針」並びに社団法人日本電気協会「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010）及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（JEAG4611-2009）に示される安全施設の中から選定した。その結果を添付1に示す。

添付1で選定した系統について、多重性又は多様性及び独立性の有無並びに長期間にわたる要求の有無について整理した。整理した結果を添付2に示す。

添付2で整理した結果に基づき、重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上若しくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している以下の3系統を抽出した。

- (1) 原子炉建屋ガス処理系
 - ・単一設計箇所：配管の一部
- (2) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）
 - ・単一設計箇所：スプレーヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）
- (3) 中央制御室換気系
 - ・単一設計箇所：ダクトの一部及び空気調和機

2.1.2 静的機器の基準適合性確認

設置許可基準規則の解釈第12条の第5項に以下の記載がある。

- 5 第2項について、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点が短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。

また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。

さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

上記内容から、単一故障を仮定しなくてもよい場合及び多重性の要求が適用されない場合の条件は以下のとおりとなる。

- ① 単一故障が想定される最も過酷な条件下においても、安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる。
- ② 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる。
- ③ 単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であって

も、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる。

2.1.1 で抽出した静的機器について、①～③の条件に照らして基準適合性を確認した結果、第 2.1-1 表に示すとおりとなった。

第 2.1-1 表 静的機器の基準適合性確認結果一覧

系統	対象機器	適合条件		
		①	②	③
原子炉建屋ガス処理系	配管の一部	○	—	—
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	スプレイヘッド （サプレッション・チェンバ側）	—	—	○
中央制御室換気系	ダクトの一部及び空気調和機	○	—	—

設置許可基準規則の解釈第 12 条の 5 項への適合性について、詳細を 2.1.3, 2.1.4, 2.1.5 に示す。

2.1.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性

ここでは、原子炉建屋ガス処理系の単一設計箇所について、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

(1) 設備概要

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり、原子炉建屋（原子炉棟）（以下「原子炉建屋」という。）内に設置している。事故時に原子炉建屋の放射能レベルが高くなる場合に、原子炉建屋から外部へ放散される放射性物質を吸着し、原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させる。

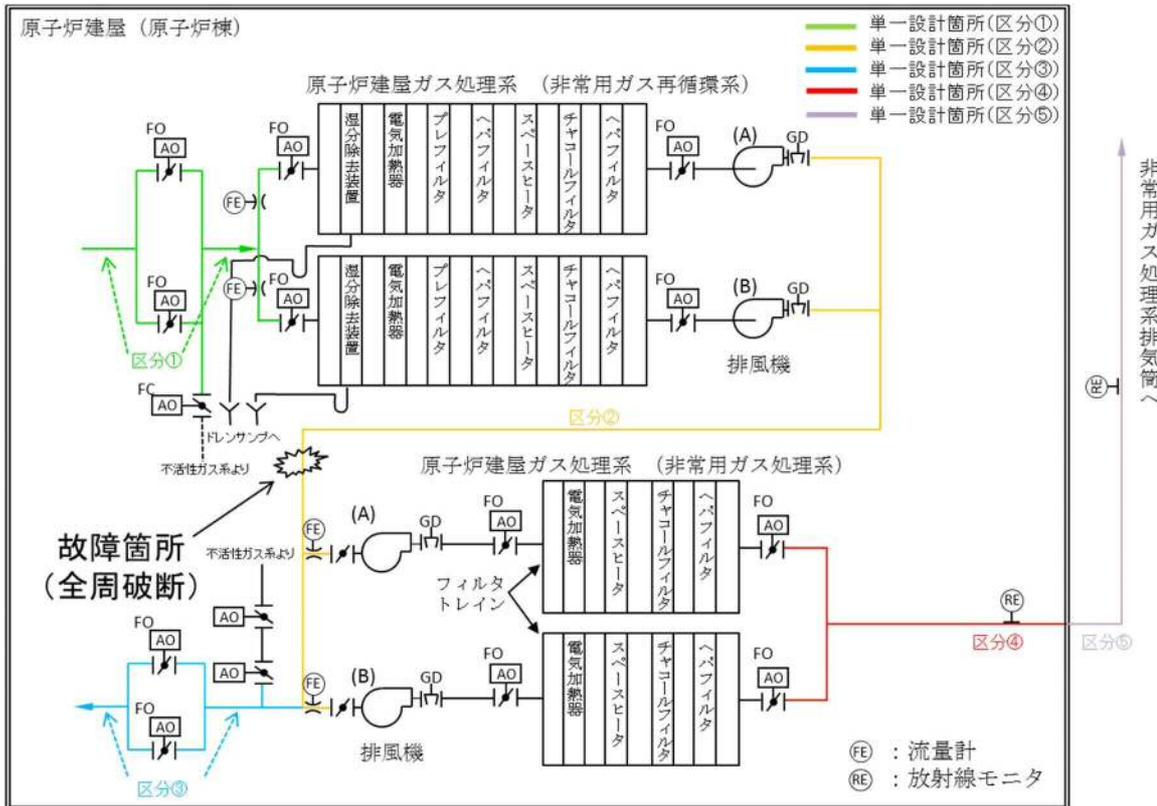
非常用ガス再循環系は、よう素用チャコールフィルタを含むフィルタトレイン、排風機及び弁などから構成されており、原子炉建屋内でガスを再循環させ、放射性物質を吸着除去する。

非常用ガス処理系は、よう素用チャコールフィルタを含むフィルタトレイン、排風機及び弁などから構成されており、非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後、排気筒と隣接して同じ高さまで設置している非常用ガス処理系排気筒を通して、大気へ放出させ、原子炉建屋を負圧に保つ。

本システムの機器は耐震Sクラスで設計している。

原子炉建屋ガス処理系は、第2.1-1図に示すとおり、配管の一部は単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該配管の仕様を第2.1-2表に示す。



第 2.1-1 図 原子炉建屋ガス処理系系統概要図

第 2.1-2 表 配管仕様表

機器		最高使用 圧力 (MPa [gage])	最高使用 温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料※
非常用ガス 再循環系 配管	吸込側	0.014	72	609.6 406.4	12 9.5	SM41A SM41B
	吐出側	0.014	72	609.6	12	SM41A
非常用ガス 処理系配管	吸込側	0.014	72	457.2	14.3	SM41B
	吐出側	0.014	72	457.2	14.3	SM41B

※外面塗装

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

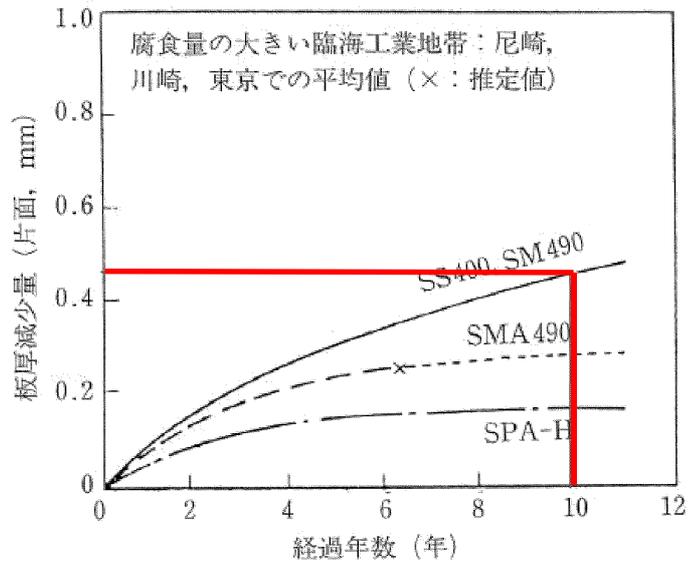
(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

原子炉建屋ガス処理系の配管の信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-3 表に示す。この結果、原子炉建屋ガス処理系の配管は十分な信頼性を有している。

第 2.1-3 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
配管	腐食	建屋内外に設置した配管は、防食塗装を施しており、腐食の発生を抑制する設計としている。
	閉塞	原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない。配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。

さらに、炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2.1-2 図）によると、10 年経過時の腐食量が 0.5 mm 以下であることから、40 年経過したとしても減肉量は 2mm 以下である。この減肉量は配管肉厚（最小 9.5 mm）に対して十分小さいことから、配管は十分な信頼性を有している。



第 2.1-2 図 我が国各地における普通鋼及び耐候性鋼の暴露試験結果
（社団法人腐食防食協会「腐食・防食ハンドブック」に加筆）

(b) 保守管理

原子炉建屋ガス処理系は、第 2.1-4 表に示すとおり配管の外観点検を定期的に行っており、有意な腐食が発生していないことを確認している。また、第 2.1-5 表に示すとおり、保安規定に基づく定期試験によりシステムの健全性を確認している。

この結果、原子炉建屋ガス処理系の配管は適切な保守管理を実施しており、当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2.1-4 表 配管点検内容

機器	想定される経年劣化事象	点検内容
配管	腐食	外観点検 亀裂，変形，腐食，塗装の剥離等の有意な異常がないことを目視にて確認する。

第 2.1-5 表 定期試験内容

定期試験	試験内容
原子炉建屋ガス処理系手動起動試験	非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系排風機を起動し，系統流量が必要流量以上で正常に運転できることを確認する。

(c) 過去の故障実績

これまで，原子炉建屋ガス処理系の配管については保守管理を適切に実施しており，工事報告書及び不適合管理票により確認した結果，機能性能に影響を及ぼすような故障実績はなかった。

また，原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例を確認した結果，当該系統である原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）に関する故障実績はなかった。

しかし，自社プラントにおいて換気空調ダクトの腐食による故障が発生している。この水平展開として，東海第二発電所では管理区域とのバウンダリとなる屋内外のダクト（原子炉建屋ガス処理系配管を含む）について外観点検（1回／年）を実施し，腐食等の有無を確認し，必要に応じて補修塗装等の対応を実施することとした。また，当該系統の中で最も腐食環境にある非常用ガス処理系排気筒については定期的に肉厚測定を実施し，異常のないことを確認しており，このことから機能性能に影響を与える故障が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR 事業者協議会（JBOG），一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

原子炉建屋ガス処理系配管の一部について、影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所を故障を検討した。上述のとおり、当該配管については軽微な腐食程度しか考えられず、運転条件及び環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても、全周破断の発生は考えられない。

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全周破断を仮定する。表2.1-6に設備の故障の想定とその対応について整理した。

なお、原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはなく、配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。

第2.1-6表 設備の故障の想定とその対応

設備	想定箇所	故障	故障(劣化)モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく影響	安全上支障ない期間に修復可	最も過酷な条件	備考
原子炉建屋ガス処理系	配管	全周破断	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	○	
		軽微な漏えい破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	—	
		閉塞	なし	× (考えられない)	—	—	—	—	—	

c. 仮定した故障による影響評価

原子炉建屋ガス処理系は、事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去した後に、原子炉建屋内ガスを環境へ放出することで、原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させるものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、

非居住区域境界外の被ばく評価を行う。

前提とする事故については、設置許可申請書添付書類十の安全評価で、原子炉建屋ガス処理系の機能を期待している原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下とする。

(a) 故障箇所の想定

原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所については、故障による影響を検討する上で、以下のように区分される。第2.1-1図に故障想定箇所の概要を示す。

・区分①（非常用ガス再循環系吸気配管）

配管の全周破断を想定しても、破断口からの吸気により非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理されたガスが高所から環境に放出されることになるため、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響はない。

・区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）

配管の全周破断を想定すると、破断口から原子炉建屋内の雰囲気、直接非常用ガス処理系に流入することになる。非常用ガス処理系は非常用ガス再循環系で処理したガスが入ることを前提としているため、評価に当たっては、非常用ガス処理系が停止することを仮定する。したがって、非常用ガス再循環系が原子炉建屋内のガスを処理し続けるものの、非常用ガス処理系の停止により、原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため、フィルタを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなり、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響が大きくなる。

・区分③（非常用ガス再循環系戻り配管）

配管の全周破断を想定しても、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の運転に影響を与えないことから、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響はない。

・区分④（非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋内））

配管の全周破断を想定すると、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理したガスは原子炉建屋内に放出されることとなり、原子炉建屋の負圧が保てなくなる。このため、フィルタを通らないガスが原子炉建屋から漏えいすることとなるが、非常用ガス処理系の運転が継続されるため、区分②と比べて、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。

・区分⑤（非常用ガス処理系排気配管（原子炉建屋外））

配管の全周破断を想定した場合、排気筒放出から地上放出になるが、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理されたガスが原子炉建屋外に排気されるため、区分④と比べて、非居住区域境界外の一般公衆の被ばく評価への影響は小さい。

以上から、評価上最も厳しくなる区分②を、保守的に故障想定箇所とする。

(b) 故障の発生時期

故障が発生する時期は、設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に基づき、事故発生から 24 時間後とする。

(c) 評価条件

i) 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失において、添付書類十で想定する評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、ベースケースの評価条件に加えて、単一設計箇所 of 静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-7 表に示す。なお、評価に当たっては、より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から、原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし、配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。

第 2.1-7 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	<p>（事故発生～24時間） 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出 [排気筒放出]</p> <p>（24時間以降） 非常用ガス再循環系は機能するが，処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され，原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後，非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p>
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>（実効放出継続時間*） [事故発生～24時間] ・希ガス：10時間 ・よう素：20時間 [24時間以降] ・希ガス：140時間 ・よう素：210時間 （相対線量（D/Q）） [事故発生～24時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) [24時間以降] 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) （相対濃度（χ/Q）） [事故発生～24時間] 8.9×10^{-7} (s/m³) [24時間以降] 7.0×10^{-6} (s/m³)</p>	<p>（実効放出継続時間） ・希ガス：24時間 ・よう素：24時間 （相対線量（D/Q）） 4.5×10^{-20} (Gy/Bq) （相対濃度（χ/Q）） 8.0×10^{-7} (s/m³)</p>

※：実効放出継続時間は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

ii) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下において、添付書類十で想定する評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、ベースケースの評価条件に加えて、単一設計箇所 of 静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-8 表に示す。なお、評価に当たっては、より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から、原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし、配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。

第 2.1-8 表 評価条件の比較（燃料集合体の落下）

項目	影響評価	ベースケース
放射性物質の環境に放出される経路	<p>(事故発生～24時間)</p> <p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p> <p>(24時間以降)</p> <p>非常用ガス再循環系は機能するが、処理されたガスは原子炉建屋内へ放出され、原子炉建屋内の放射性物質の一部が大気中に放出[地上放出]</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系排気筒から大気中に放出[排気筒放出]</p>
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>(実効放出継続時間※)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：10時間 ・よう素：1時間 <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>[事故発生～24時間] 5.6×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>[24時間以降] 4.8×10^{-19} (Gy/Bq)</p> <p>(相対濃度 (χ/Q))</p> <p>[事故発生～24時間] 2.0×10^{-6} (s/m³)</p> <p>[24時間以降] 2.4×10^{-5} (s/m³)</p>	<p>(実効放出継続時間)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス：15時間 ・よう素：5時間 <p>(相対線量 (D/Q))</p> <p>5.1×10^{-20} (Gy/Bq)</p> <p>(相対濃度 (χ/Q))</p> <p>2.0×10^{-6} (s/m³)</p>

※：実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」により算出する。

(d) 評価結果

i) 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失について、単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は、第 2.1-9 表に示すとおり約 1.1×10^{-2} mSv であり、判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第 2.1-9 表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

項目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（ γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）	排気筒放出	約 7.9×10^{11} Bq	約 4.0×10^{12} Bq
	地上放出	約 3.2×10^{12} Bq	—
環境に放出されるよう素（I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約 4.4×10^8 Bq	約 4.8×10^9 Bq
	地上放出	約 1.4×10^{11} Bq	—
実効線量	希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量	約 8.2×10^{-4} mSv	約 1.8×10^{-4} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 9.6×10^{-3} mSv	約 3.6×10^{-5} mSv
	原子炉建屋内からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 1.0×10^{-4} mSv	約 1.0×10^{-4} mSv
	合計	約 1.1×10^{-2} mSv	約 3.2×10^{-4} mSv

ii) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下について、単一設計箇所^①の静的機器の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は、第 2.1-10 表に示すとおり約 5.9×10^{-2} mSv であり、判断基準（実効線量 5mSv 以下）を満足することを確認した。

第 2.1-10 表 評価結果の比較（燃料集合体の落下）

項目		影響評価	ベースケース
環境に放出される希ガス（ γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）	排気筒放出	約 2.4×10^{14} Bq	約 3.1×10^{14} Bq
	地上放出	約 7.7×10^{13} Bq	—
環境に放出されるよう素（I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約 6.0×10^{10} Bq	約 6.1×10^{10} Bq
	地上放出	約 2.0×10^{10} Bq	—
実効線量	希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量	約 5.0×10^{-2} mSv	約 1.6×10^{-2} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量	約 8.4×10^{-3} mSv	約 1.7×10^{-3} mSv
	合計	約 5.9×10^{-2} mSv	約 1.8×10^{-2} mSv

d. 安全上支障のない期間の考え方

以上のとおり、添付書類十の評価結果である動的機器の単一故障に加えて、静的機器の単一故障が発生し、かつ(3)に示す修復を行わないと仮定しても、設計基準事故時の判断基準である周辺公衆の実効線量 5 mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。これよりによ

り、(3)に示す修復作業期間は安全上支障のない期間であることを確認した。

(3) 故障箇所の修復

a. 検知性

事故発生後、中央制御室ではパラメータ（系統流量、原子炉建屋差圧、放射線モニタ等）を監視しており、各区分の配管に全周破断が発生した場合は、パラメータ変動の確認により異常を検知し、現場確認（視覚、聴覚、触覚）により破断箇所を特定する。

第2.1-1図の各区分の全周破断想定箇所について、それぞれ以下のように検知可能である。

- ・区分①，①-1：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分②，②-1，②-2：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分③：中央制御室での確認（FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計，エリア放射線モニタ），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分④，④-1：中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ，FRVSトレイン流量計，SGTSトレイン流量計，原子炉建屋負圧計），現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。
- ・区分⑤：中央制御室での確認（非常用ガス処理系排気筒モニタ），

現場確認（視覚，聴覚，触覚）により破断箇所の特定は可能。

原子炉建屋内の現場確認の範囲は限定（約13 m×約44 m）されており，確認に長時間を要しない。全周破断発生直後における原子炉建屋の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件でも約150mSv/hであるため数十分程度は現場確認可能である。さらに，必要な場合には要員の交替を行うことで現場確認を継続することも可能である。なお，警報機能付個人線量計の着用による線量管理，必要に応じて全面マスク等の防護具の着用，サーベイメータによる雰囲気線量率の確認を行うことで線量低減を図ることが可能である。

b. 修復性

配管の修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順により修復を行う。修復作業の一例を第2.1-3図に示す。

なお，現場確認により，単一設計箇所と二重化された箇所で配管の形状（直管，エルボ管，分岐管）に違いはないことを確認しており，修復方法も様々な配管形状に対応できる工法であることから，いずれの箇所で故障が発生した場合でも修復可能である。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

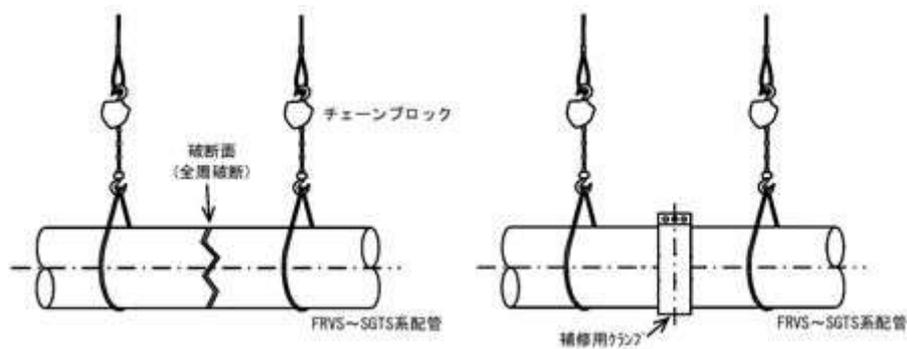
- ・現場の状況（修復箇所表面の温度，作業エリアの汚染の状況等）

に応じた保護具を装着する。

- ・作業安全確保のため、原子炉建屋ガス処理系排風機の隔離（スイッチ“停止”及び電源“切”）を行う。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し、チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所、修復用資機材（補修用パテ、クランプ等）を取り付ける。



第2.1-3図 配管修復イメージ

修復は、破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることから、足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。

なお、当該作業を実施するに当たり、必要な隔離作業は排風機の電源“切”及びスイッチの停止操作のみであり、手動による弁の閉止操作は必要ない。

また、修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制、資機材の準備、作業手順、訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

c. 修復作業での被ばく評価

原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障を想定し、修復作業にお

ける被ばく評価を実施した。

原子炉建屋ガス処理系の配管修復を行う際の前提を、条件が厳しくなる燃料集合体の落下として、以下の条件で被ばく評価を行った。

- ・ 事故発生から20日後の線量率を用いる。
- ・ 1人当たりの作業時間を4時間とする。
- ・ 作業場所は単一設計箇所ではフィルタに最も接近するフィルタから2mの位置とする。
- ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果、作業員の被ばく線量は約 52mSv となり、災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると、それを下回っていることを確認した。評価結果を第 2.1-11 表に示す。

第 2.1-11 表 配管修復作業の被ばく評価

作業内容	線量率 (mSv/h)	実効線量 (mSv)
配管修復 (全周破断)	約13	約52

なお、修復作業の被ばく評価にあたっては、事故発生から 20 日後に作業を開始することとしている。これは、緊急作業時の線量限度（100 mSv）を満足できる範囲で、原子炉建屋ガス処理系の機能を最も早期に回復させるために設定した作業実施時期である。

実運用においては、作業員の被ばく低減を考慮した上で、修復作業の実施時期を決定する。

d. 修復後について

原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障箇所について、補修用パ

テ、クランプ等で修復することとしているが、これらは早期に安全機能を回復し、故障の影響を低減させることを目的とした応急処置である。したがって、事故収束後は故障箇所に対して技術基準に適合する取替・修理を行う。

(4) 総合評価

原子炉建屋ガス処理系の配管のうち単一設計の箇所について、当該設備に要求される格納容器又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する想定として、最も過酷な条件になると想定される配管の全周破断を仮定した。

これまでの評価により、設計基準事故時において、非居住区域境界外での被ばくによる実効線量の評価値及び修復作業に従事する作業員の被ばくによる実効線量の評価値はいずれも判断基準を満足することから、単一設計箇所の静的機器の故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認した。

以上から、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

2.1.4 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の基準適合性

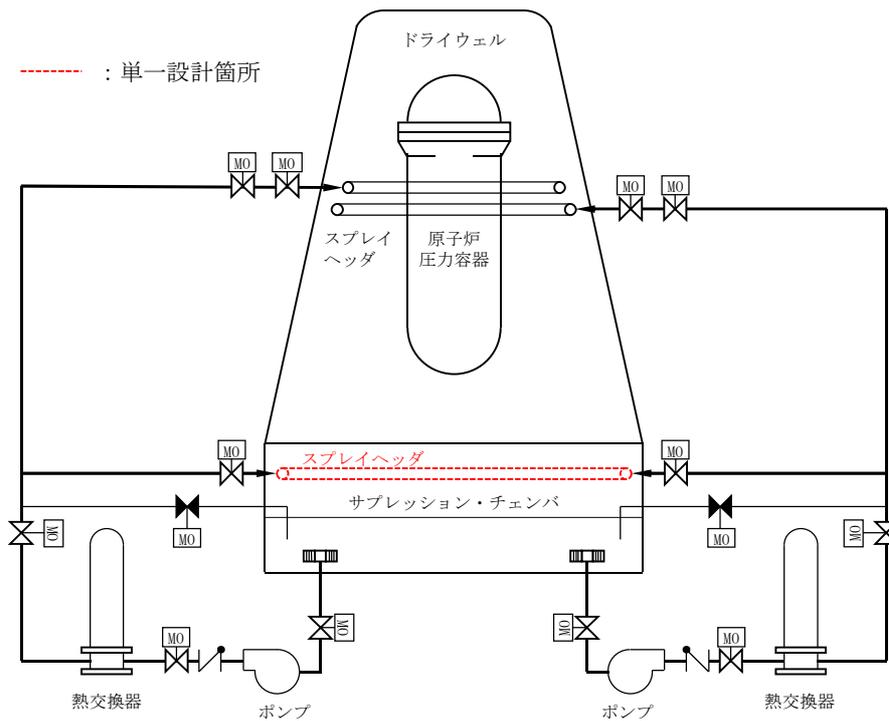
ここでは、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」に適合することを確認した。

(1) 設備概要

残留熱除去系の運転モードの一つである格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失後にサブプレッション・チェンバの水をドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器の温度、圧力を低減させるとともに、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が原子炉格納容器外に漏えいするのを抑制する機能を有する。本システムの流量のうち、約95%がドライウェル内に、残りの約5%がサブプレッション・チェンバ内にスプレイされる。

本システムの機器は耐震Sクラスで設計している。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、第2.1-4図に示すとおり、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については単一設計となっているが、その他の機器は動的機器を含め多重化されている。当該スプレイヘッドの仕様を第2.1-12表に示す。



第 2.1-4 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）系統概要図

第 2.1-12 表 スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）仕様

機器	最高使用 圧力 (MPa[gage])	最高使用 温度(°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料※
スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）	3.45	76.7	114.3	6	SA-333 Gr. 6 (炭素鋼)

※外面塗装

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-13 表に示す。この結果、スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）は十分な信頼性を有している。

第 2.1-13 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
スプレイ ヘッド	腐食	スプレイヘッドは防食塗装を施しており、腐食の発生を抑制する設計としている。また、通常運転中は窒素ガスを封入した格納容器内に設置している。
	閉塞	水源であるサプレッション・チェンバにはストレーナが設けられており、その孔径は、系統内で最も狭隘なスプレイノズルの穴径に対して十分小さい。

さらに、前述の炭素鋼材の大気暴露試験による腐食進展結果（第 2.1-2 図）によると、10 年経過時の腐食量が 0.5 mm 以下であることから、40 年経過したとしても減肉量は 2mm 以下である。また、スプレイヘッドは内部に水が停滞しない構造であり、加えて、プラント運転中のサプレッション・チェンバは窒素置換により酸素濃度を低減してお

り、腐食速度は更に低いと考えられることから、スプレイヘッダは十分な信頼性を有している。

(b) 保守管理

ファイバースコープによる内部点検やノズルを取り外しての目視点検を行い、腐食等の異常がないことを確認している。

(c) 過去の故障実績

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について工事報告書及び不適合管理票により確認した結果、当該箇所についてこれまでに故障実績はなかった。また、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例を確認した結果、格納容器スプレイヘッダに関する故障実績はなかった。

このため、機能性能に影響を与える腐食が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については、上述のとおり軽微な腐食程度しか想定されず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定しても、全周破断の発生は考えにくい。

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、配管1箇所の全周破断を仮定する。

なお、以下の理由によりスプレーヘッドに閉塞事象が発生することはない。

- ・ 水源であるサプレッション・チェンバにはストレーナ（孔径 2.0 mm）が設けられており、その孔径は、系統内で最も狭隘なスプレーノズルの穴径（4.4mm）に対して十分小さい。また、サプレッション・チェンバについては、塗装状態の確認や異物混入状況の確認を実施している。
- ・ 系統内における異物として、脱落した機器の内部部品や配管内のクラッドが想定される。機器の内部部品については弁の弁体、ポンプのインペラが考えられるが、これらは多重化された範囲内に設置されており、形状的に各機器内に留まるためスプレーヘッドを閉塞させることはない。また、当該系統はテストラインを使った定期試験により水を循環運転させていることから、スプレーノズルを閉塞させるようなクラッドの発生はない。

なお、サプレッション・チェンバスプレーラインの隔離弁からスプレーヘッドまでの配管はサプレッション・チェンバとつながっており、プラント運転中は窒素置換され酸素濃度を低減した環境となっている。

c. 仮定した故障による影響評価

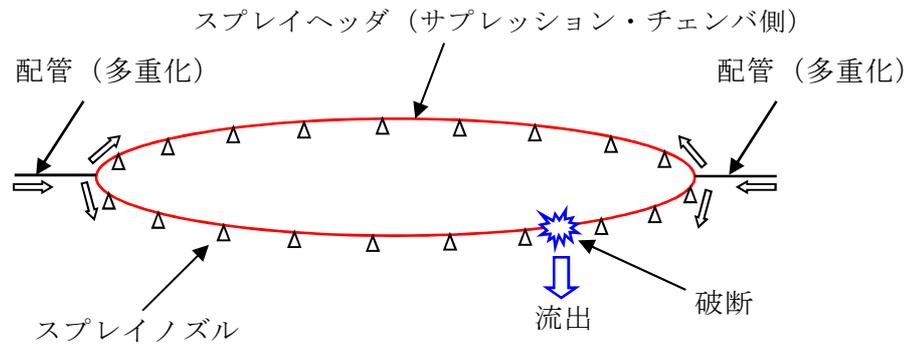
残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）は、事故時に上昇する原子炉格納容器の圧力、温度を低減するものであることから、単一設計箇所の静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として原子炉格納容器の圧力、温度の評価を行う。

前提とする事故については、設置変更許可申請書添付書類十の安全評

価で、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の機能に期待している原子炉冷却材喪失とする。

(a) 故障箇所の想定

スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）はリング状になっており、スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）のどの部位に全周破断を想定しても同じ評価結果となる。故障想定箇所（配管1箇所）の概略を第2.1-5図に示す。



第2.1-5図 スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）

配管全周破断箇所の想定

(b) 故障の発生時期

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系への手動切替は、事故後15分であることから、故障が発生する時間は、設置許可基準規則の解釈第12条第5項に基づき、事故発生から15分後とする。

(c) 評価条件

スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）が全周破断した場合であっても、熱交換器で冷却したプール水が、破断口よりサプレッション・チェンバ内に注水されることとなる。原子炉冷却材喪失において、ドライウエルに放出された蒸気は、サプレッション・プール内で凝縮されるため、サプレッション・チェンバにおいては、スプレイと注水で圧力及び温度の挙動に大きな相違はなく、評価結果への影響は小さい。

しかしながら、評価上は保守的に破断口から注水される水がサプレッション・チェンバの冷却に寄与しないものとした。

原子炉冷却材喪失における、添付書類十の評価条件である動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、ベースケースの評価条件に加えて単一設計箇所 of 静的機器の故障を考慮したケースの評価条件の比較を第 2.1-14 表に示す。

第 2.1-14 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	影響評価	ベースケース
原子炉格納容器冷却系の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サプレッション・チェンバ側 ：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側：95% ・サプレッション・チェンバ側 ：5%
作動系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器スプレイ冷却 ：1系統	残留熱除去系（1/2系統） ・格納容器スプレイ冷却 ：1系統

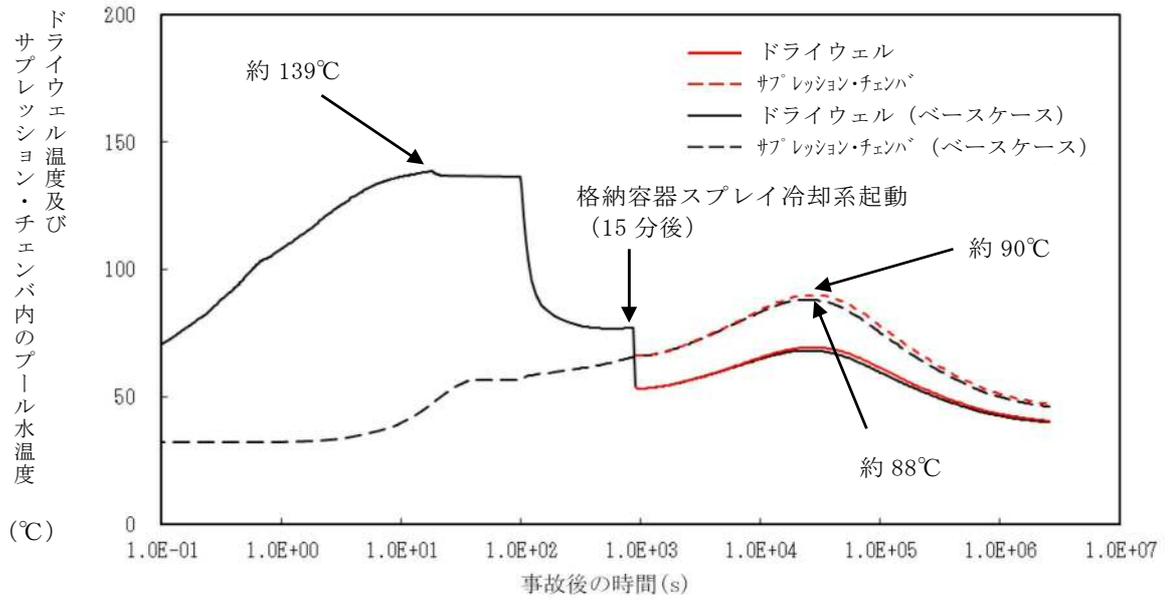
(d) 評価結果

第 2.1-15 表，第 2.1-6 図及び第 2.1-7 図に示すとおり，仮に単一設計箇所であるスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても，原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えないことを確認した。

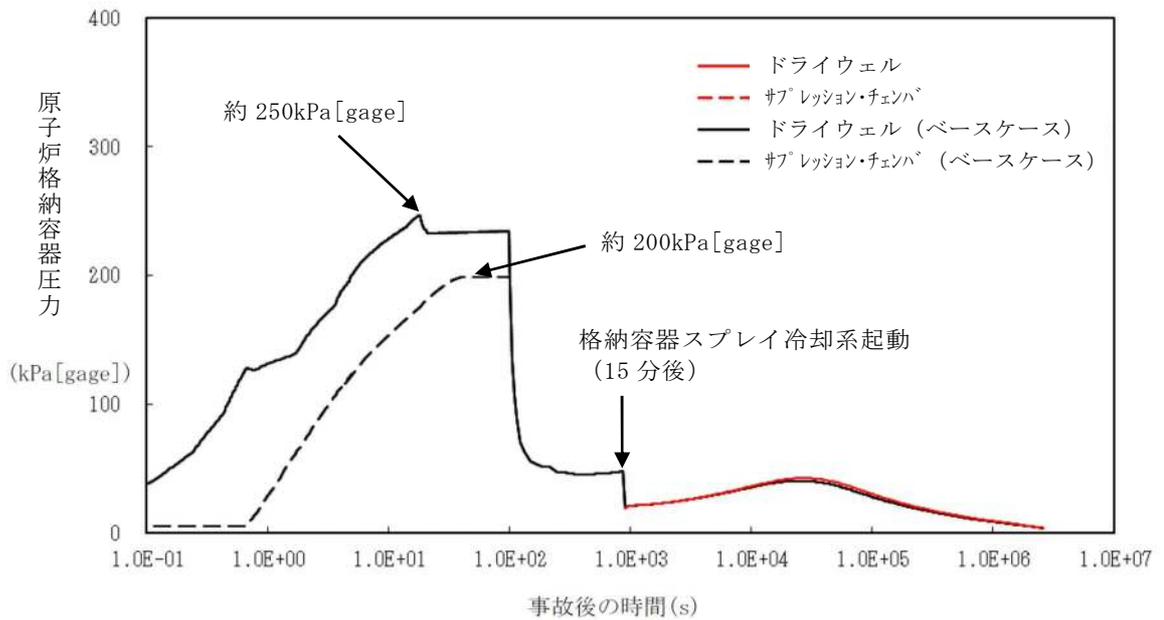
なお，設計基準事故のうち原子炉冷却材喪失では，スプレイ機能による放射性物質の低減効果に期待した非居住区域境界外での実効線量を評価している。原子炉冷却材喪失では原子炉冷却材がドライウエルに放出されること，影響評価においてもドライウエル側のスプレイ流量はベースケースと同じであることを考慮すると，仮に単一設計箇所であるスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても，周辺公衆の実効線量については，ベースケースからの変更はない。

第 2.1-15 表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

項 目	影響評価	ベースケース	判断基準
ドライウエル最高温度 (°C)	約 139	約 139	171
ドライウエル最高圧力 (kPa[gage])	約 250	約 250	310
サブプレッション・チェンバ 内のプール水最高水温 (°C)	約 90	約 88	104
サブプレッション・チェンバ 最高圧力 (kPa[gage])	約 200	約 200	310



第 2.1-6 図 評価結果 (原子炉格納容器温度)



第 2.1-7 図 評価結果 (原子炉格納容器圧力)

(3) 機能の代替性

静的機器であるスプレイヘッドの故障を考慮した場合には、本来、動的機器の故障を考慮する必要がなく、残留熱除去系 2 系統の作動に期待できる。

原子炉格納容器の冷却機能における代替性を確認する観点から、単一故障としてスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）の全周破断を想定し、残留熱除去系 2 系統の作動に期待する解析を実施した。

評価条件及び評価結果を添付 6 に示す。

当該評価結果より、スプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）に単一故障が発生し、機能喪失したとしても、サプレッション・チェンバ側へのスプレイの代替として残留熱除去系 2 系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで、原子炉格納容器の冷却機能を確保できることを確認した。また、単一故障としての想定は、既設置許可で実施している動的機器の単一故障を想定する評価の方が、静的機器の単一故障を想定する評価に比べて保守的であることを確認した。

なお、いずれの評価ケースにおいても、ドライウェルスプレイ流量はベースケースと同等以上であることから、周辺公衆の実効線量評価で考慮するスプレイ機能による放射性物質の低減効果を確保できる。

(4) 総合評価

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の単一設計箇所について、当該設備に要求される格納容器の冷却機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる全周破断を仮定した。

その結果、原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えるこ

とはなく、単一設計箇所機能喪失を仮定しても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）で運転することで、原子炉格納容器の冷却機能を代替できることを確認した。また、動的機器の単一故障を想定する既設置許可の保守性を確認した。

以上から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」に適合することを確認した。

2.1.5 中央制御室換気系の基準適合性

ここでは、中央制御室換気系の単一設計箇所について、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

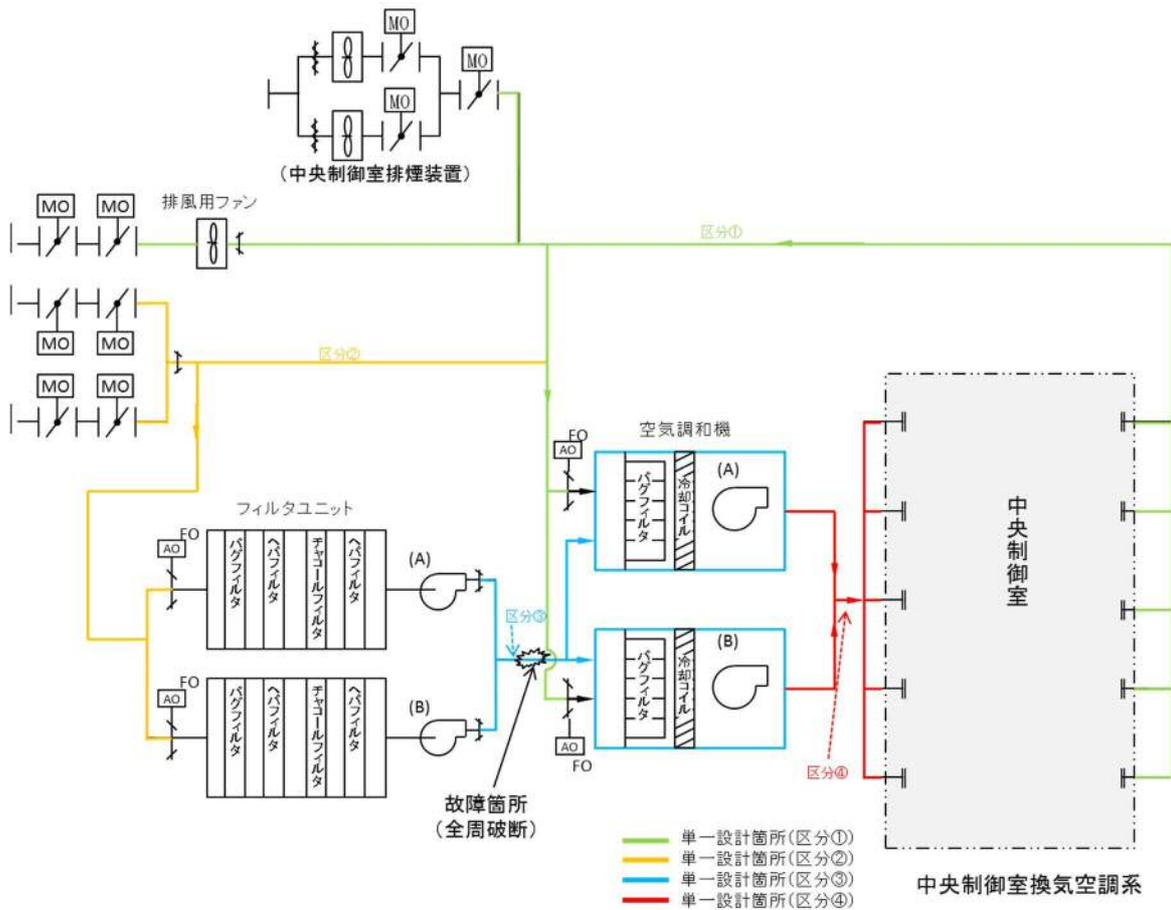
(1) 設備概要

中央制御室換気系は、事故時に外気取入口を遮断し、フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し、運転員の被ばくを低減する。

本系統の機器は耐震Sクラスで設計している。

中央制御室換気系は、第2.1-8図に示すとおり、ダクトの一部が単一設計となっており、また、空気調和機は多重化されているが区分③のダクトからの隔離ダンパが無いことから単一設計として考慮する。その他の機器は動的機器を含め多重化されている。

当該ダクトの仕様を第2.1-16表に示す。



第 2.1-8 図 中央制御室換気系系統概要図

第 2.1-16 表 ダクトの仕様

機器	運転圧力 (kPa[gage])	運転温度 (℃)	厚さ (mm)	材料※
ダクト	0.98 以下	10~40	0.6~1.2 等	亜鉛鉄板

※塗装なし

(2) 対象機器の影響評価

a. 故障の可能性

(a) 想定される故障に対する設計上の考慮

中央制御室換気系のダクト及び空気調和機の信頼性について、想定される故障に対する設計上の考慮を第 2.1-17 表に示す。この結果、中央制御室換気系のダクト及び空気調和機は十分な信頼性を有している。

第 2.1-17 表 想定される故障に対する設計上の考慮

機器	想定される故障	設計上の考慮
ダクト,	腐食	建屋内に設置したダクト及び空気調和機は溶融亜鉛めっきが施されており、建屋内の環境下において腐食の発生を抑制する設計としている。
空気調和機	閉塞	中央制御室換気系ダクト及び空気調和機は、吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない。ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。 (当該ダクトの最小口径は 460 mm×460 mmである)

(b) 保守管理

ダクト及び空気調和機は第 2.1-18 表に示す内容で、外観点検を定期的に行っており、有意な腐食は発生していないことを確認している。

また、第 2.1-19 表に示す内容で、保安規定に基づく定期試験により、系統の健全性を確認している。

これにより、当該設備の健全性を確保することが可能である。

第 2.1-18 表 ダクト及び空気調和機の点検内容

機器	想定される 経年劣化事 象	点検内容
ダクト, 空気調和機	腐食	外観点検 各部に有意な腐食・破損がない ことを目視にて確認する。

第 2.1-19 表 定期試験内容

定期試験	試験内容
中央制御室非常用循環系 手動起動試験	中央制御室換気系（非常用循環系）を手 動で起動させ、各部に異常のないことを 確認する。

(c) 過去の故障実績

中央制御室換気系のダクト及び空気調和機について、過去の故障実績を工事報告書や不適合管理票により確認した結果、東海第二発電所においては機能性能に影響を与えるような故障は確認されていない。

しかし、自社のプラントにおいては中央制御室換気空調ダクトの腐食孔や屋外ダクトの腐食による故障が発生している。また、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）等※において共有されている過去の故障事例も確認している。

この水平展開として、東海第二発電所では中央制御室換気系のダクトの外観点検（1回／年）により腐食等の有無を確認し、必要に応じて補修等を実施することとしている。また、外気取入口近傍のダクト

については、定期的に隔離弁を取り外し、開口部からダクト内面の腐食等の有無を目視にて点検することとしている。

以上から東海第二発電所では継続的に保守管理を改善しており、当該設備の機能性能に影響を与える故障が発生する可能性は低いと評価する。

※ BWR事業者協議会（JBOG）、一般社団法人原子力安全推進協会及び電気事業者連合会

b. 故障の仮定

中央制御室換気系ダクトの一部及び空気調和機について、影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所を調査した。上述のとおり、当該ダクトについては健全性を確保しており、軽微な腐食程度しか考えられず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても、全周破断の発生は考えられない。

しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、ダクトの全周破断を仮定する。第2.1-20表に設備の故障の想定とその対応について整理した。

なお、ダクトの一部及び空気調和機については、軽微な腐食の発生は考えられるものの、故障時の影響や補修に必要な期間としては、ダクトの全周破断に比べ軽微であるため、ここではダクトの全周破断について評価を行う。また、中央制御室換気系ダクトは、吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない。また、ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。

第2.1-20表 設備の故障の想定とその対応

設備	想定箇所	故障	故障(劣化)モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく影響	安全上支障ない期間に修復可	最も過酷な条件	備考
中央制御室換気系	ダクト	全周破断	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	○	
		軽微な漏えい破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	-	
		閉塞	なし	× (考えられない)	-	-	-	-	-	
	空気調和機※	全周破断	腐食	× (考えられない)	-	-	-	-	-	
		軽微な漏えい破損	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	-	

※空気調和機の外郭は、ダクトと比較しても厚く、漏えいの発生は考えにくいが発生の可能性として抽出した。

c. 仮定した故障による影響評価

中央制御室換気系は、事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去することにより、運転員の被ばくを低減するものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、運転員の被ばく評価を行う。

運転員の被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27 原院第1号)

(以下「内規」という。)に従い実施することとし、前提とする事故については、内規に示される、主蒸気管破断(仮想事故)及び原子炉冷却材喪失(仮想事故)を評価対象とする。

(a) 故障箇所の想定

中央制御室換気系の単一設計箇所については、故障による影響を検討する上で、以下のように区分される。第 2.1-8 図に故障想定箇所の概要を示す。

・区分①（中央制御室からの戻りダクト）

ダクトの全周破断箇所から、空気調和機の容量（ $42,500 \text{ m}^3/\text{h}$ ）に相当する外気が流入するが、フィルタユニットの排風機の容量（ $5,100 \text{ m}^3/\text{h}$ ）に相当する空気がフィルタ処理され、系統に戻されるため、区分③と比べて、運転員の被ばく評価への影響は小さい。

・区分②（フィルタユニットの吸込みダクト）

ダクトの全周破断を想定しても、破断口から流入した外気はフィルタユニットを通過し、処理された空気が中央制御室に送風されることから、運転員の被ばく評価への影響は小さい。

・区分③（フィルタユニット－空気調和機の連絡ダクト（空気調和機含む））

ダクトの全周破断箇所から、フィルタユニットで処理した空気の全量（ $5,100 \text{ m}^3/\text{h}$ ）が系統外に流出し、フィルタを通過しない外気のみが中央制御室に送風されることになるため、運転員の被ばく評価への影響が大きくなる。

・区分④（中央制御室への給気ダクト）

空気調和機の容量（ $42,500 \text{ m}^3/\text{h}$ ）に相当する空気が中央制御室から引かれるため、それと同量の外気がダクトの全周破断箇所より中央制御室に流入することとなる。そのため、区分③

とほぼ同様な条件となる。

以上より、評価上最も厳しくなる区分③を、保守的に故障想定箇所とする。

(b) 故障の発生時期

故障が発生する時期は、設置許可基準規則の解釈第 12 条の第 5 項に基づき、事故発生から 24 時間後とする。

(c) 評価条件

内規に基づく中央制御室換気系の評価条件と、この評価条件に加えて単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第 2.1-21 表に示す。なお、評価に当たっては、より厳しい条件においても公衆への被ばく影響が小さいことを確認する観点から、保守的に中央制御室換気系ダクトの破断箇所の修復は行わないものとし、ダクト破断後は外気が中央制御室内に流入し続けるものとする。

第 2.1-21 表 評価条件の比較

項目	影響評価	内規に基づく評価
中央制御室換気系の機能	事故発生15分後*~24時間 非常用循環流量：5,100m ³ /h 外気取込量：0m ³ /h インリーク：1回/h	事故発生 15 分後*~30 日： 再循環流量：5,100m ³ /h 外気取込量：3,400m ³ /h (間欠：27 時間循環運転後 3 時間外気取込) インリーク：1回/h
	24時間~30日 非常用循環流量：0m ³ /h 外気取込量：45,900m ³ /h インリーク：1回/h	

※：事故発生後に手動操作にて非常用循環系ファンを起動させるが、時間余裕を考慮して事故発生より15分後に起動させるものとする。

(d) 評価結果

原子炉冷却材喪失（仮想事故）を前提とした事故発生後 30 日間について、中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所を考慮した運転員の線量評価の結果は約 3.1mSv であり、判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。評価結果を第 2.1-22 表に示す。なお、主蒸気管破断（仮想事故）については約 2.8mSv となった。

第 2.1-22 表 評価結果

(単位：mSv)

項目		影響評価	内規に基づく評価
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.6×10^0	約 1.6×10^0
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 3.4×10^{-2}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.0×10^0	約 1.0×10^0
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}
合計		約 3.1×10^0	約 2.9×10^0

d. 安全上支障のない期間の考え方

以上のとおり、静的機器の単一故障が発生し、かつ(3)に示す修復を行わないと仮定しても、判断基準である運転員の線量限度 100mSv を下回る程度の影響度合いであることを確認した。これにより、(3)に示す修復作業期間は、安全上支障のない期間であることを確認した。

(3) 故障箇所の修復

a. 検知性

中央制御室換気系ダクト（単一設計箇所及び二重化された部分）に全周破断が発生した場合は，中央制御室での確認（中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇，通風口からの破断音）及び現場確認（視覚，聴覚，触覚）により，全周破断箇所の特定は可能である。なお，故障の位置や大きさによっては中央制御室での検知は困難であるが，巡視点検により異常の有無を現場で検知することができる。

また，現場確認の範囲は限定（約11m×約61m）されており，確認に長時間を要しない。全周破断発生直後における当該区域の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件で評価しても約 $5.2 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$ であるため現場確認は十分可能である。

b. 修復性

ダクトの修復作業は，破断箇所を特定した後，あらかじめ用意した修復用資機材を用いて，以下の手順で行う。修復作業の一例を第2.1-9図に示す。

なお，現場確認により，単一設計箇所と二重化された箇所でダクトの形状（直管，エルボ管，分岐管，床貫通部）に違いはないことを確認しており，修復方法も様々なダクト形状に対応できる工法であることから，いずれの箇所で故障が発生した場合でも修復可能である。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

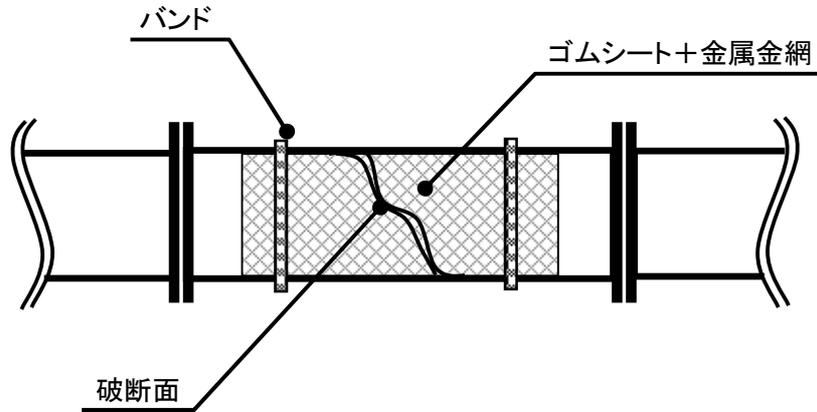
- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。

④ ダクト破断箇所に，修復用資機材（ゴムシート，当て板等）を取

り付ける。



第2.1-9図 ダクトの修復イメージ

修復は破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることから、足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。

なお、当該作業を実施するに当たり、必要な隔離作業はファンの電源“切”及びスイッチの停止操作のみであり、手動による弁の閉止操作は必要ない。

また、修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制、資機材の準備、作業手順、訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

c. 修復作業での被ばく評価

中央制御室換気系ダクトの修復を行う際の前提を条件が厳しくなる主蒸気管破断（仮想事故）として、以下の条件で被ばく評価を行った。

- ・ 事故発生から24時間後の線量率を用いる。
- ・ 1人当たりの作業時間を12時間とする。
- ・ 作業場所は単一設計箇所ですべてフィルタに最も接近するフィルタか

ら2mの位置とする。

- ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。

評価の結果、作業員の被ばく線量は約 6.2×10^{-1} mSv となり、災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると、それを下回っていることを確認した。評価結果を第 2.1-23 表に示す。

第 2.1-23 表 ダクト修復作業の被ばく評価

作業内容	線量率 (mSv/h)	実効線量 (mSv)
ダクト修復 (全周破断)	約 5.2×10^{-2}	約 6.2×10^{-1}

d. 修復後について

中央制御室換気系の静的機器の単一故障箇所についてゴムシート、当て板等で修復することとしているが、これらは早期に安全機能を回復し、故障の影響を低減させることを目的とした応急処置である。したがって、事故収束後は故障箇所に対して技術基準に適合する取替・修理を行う。

(4) 総合評価

中央制御室換気系ダクトのうち単一設計の箇所及び空気調和機について、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する想定として、最も過酷な条件になると想定されるダクトの全周破断を仮定した。

これまでの評価により、運転員の被ばくによる実効線量の評価値、及び修復作業に従事する作業員の被ばくによる実効線量の評価値はいずれも判断基準を満足することから、単一設計箇所の静的機器の故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できることを確認した。

以上から、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

2.2 安全施設の共用・相互接続

東海第二発電所と廃止措置中である東海発電所間で共用・相互接続している設備について、設置許可基準規則第12条第6項及び第7項に対する基準適合性を説明する。

2.2.1 共用・相互接続設備の抽出

設置許可基準規則第12条の解釈において、以下の記載がなされている。

- 1 第1項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。
- 1 1 第6項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」においてクラスMS-1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。
 - ・原子炉の緊急停止機能
 - ・未臨界維持機能
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
 - ・原子炉停止後の除熱機能
 - ・炉心冷却機能
 - ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能
(ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物)を除く。)
 - ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能
 - ・安全上特に重要な関連機能(ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及

び排水口を除く。)

これらの要求により，設置許可基準規則第12条第6項及び第7項の対象となる系統は，発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（重要度分類指針）に示される安全機能を有する構築物、系統及び機器（安全施設）となる。

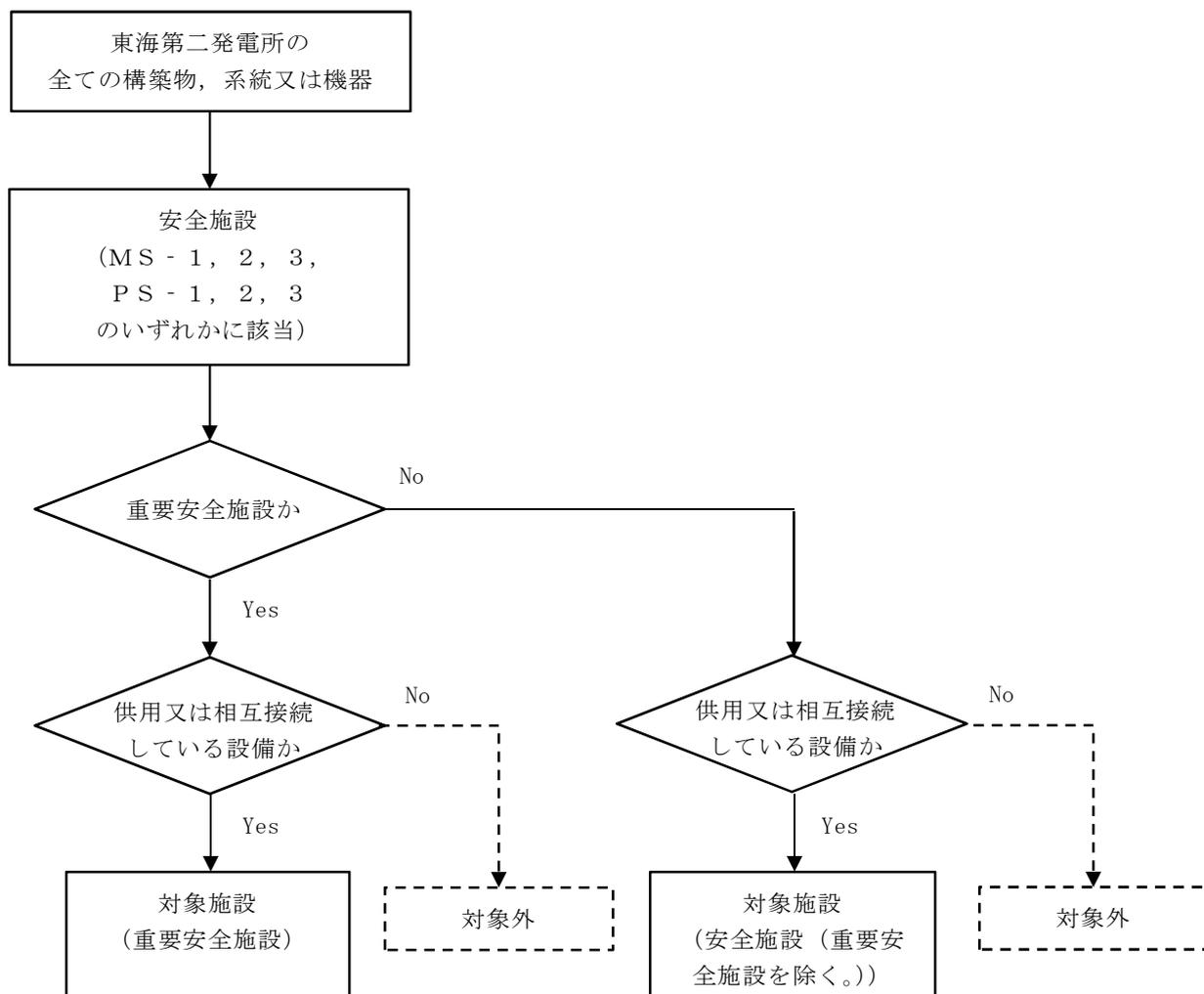
安全施設については，2基以上の発電用原子炉施設（東海第二発電所及び東海発電所）間で共用する場合は原子炉の安全性を損なうことのない設計としており，設置許可基準規則第12条第7項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。また，設置許可基準規則第12条第7項の相互接続設備に関する規則については，東海第二発電所及び東海発電所において相互に接続する安全施設は無いことを確認した。

安全施設のうち重要安全施設については，東海第二発電所及び東海発電所において共用又は相互に接続する施設は無いことから，設置許可基準規則第12条第6項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

これらの確認を行うにあたり，重要度分類指針に示される安全施設の中から東海第二発電所及び東海発電所の原子炉施設間で共用する系統を抽出した結果を添付13に示す。

系統の抽出にあたっては，安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（J E A G 4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（J E A G 4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考とし，第2.2-1図に示す抽出フローに従って実施した。

抽出された対象施設の一覧を第2.2-1表に示す。また，抽出した系統の概略図を添付14に示す。



設置許可基準規則 第12条第6項
 技術基準規則 第15条第5項
 (共用化にて「安全性向上」)

設置許可基準規則 第12条第7項
 技術基準規則 第15条第6項
 (共用化にて「安全性を損なわない」)

第2.2-1図 共用又は相互接続している安全施設の抽出フロー

第 2.2-1 表 共用・相互接続設備の抽出結果一覧

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
重要安全施設		
対象無し	—	—
安全施設（重要安全施設を除く）		
固体廃棄物処理系 ・セメント混錬固化装置 ・雑固体廃棄物焼却装置 ・雑固体減容処理設備 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・固体廃棄物作業建屋	P S - 3	共用
所内ボイラ設備 所内蒸気系	P S - 3	共用
給水処理系 ・原水タンク ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・純水貯蔵タンク	P S - 3	共用
緊急時対策所	M S - 3	共用
通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X） ・テレビ会議システム（社内） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X） ・加入電話設備（加入電話及び加入 F A X） ・専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）	M S - 3	共用

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
消火系 (構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク、多目的タンク)	MS-3	<p>消火系のうち構内消火設備（屋外用）は、東海第二発電所及び東海発電所の消火活動に必要な容量（原水）を確保している。</p> <p>廃止措置中である東海発電所において、何らかの要因で設備が破損した場合にも、給水配管接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。</p> <p>また、その状態で東海発電所側で火災が発生した際には防火水槽及び移動式消火設備による消火活動が可能である。</p> <p>従って、安全性を損なうことはない。</p> <p>なお、屋内の消火系については各発電用原子炉施設における供用はない。</p>

第 2.2-2 表の通り、共用とすることで安全性を損なうことはないことから、設置許可基準規則第 12 条第 7 項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

なお、東海発電所の廃止措置計画認可申請書及び保安規定において、東海第二発電所と共用している設備での雑固体減容の処理、雑固体廃棄物の焼却に関する放出管理及び被ばく評価の記載が明確になっていないことから、速やかに明確にすることとしており、それがなされるまでの間、雑固体減容処理設備、雑固体廃棄物焼却設備での東海発電所の廃棄物処理を見合わせる。

2.2.2 基準適合性

2.2.2.1 重要安全施設

第 2.2-1 表に示す通り，東海第二発電所及び東海発電所において共用又は相互に接続する施設は無いことから，設置許可基準規則第 12 条第 6 項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

2.2.2.2 安全施設（重要安全施設を除く）

第 2.2-1 表に示す通り，重要安全施設を除く安全施設のうち，東海第二発電所及び東海発電所において共用する施設は以下の通りである。なお，相互に接続する施設は無いことを確認している。

- ・ 固体廃棄物処理系（セメント混練固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物貯蔵庫，固体廃棄物作業建屋）
- ・ 所内ボイラ設備，所内蒸気系
- ・ 給水処理系（原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，純水貯蔵タンク）
- ・ 緊急時対策所
- ・ 通信連絡設備（衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び F A X），テレビ会議システム（社内），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向））
- ・ 放射線監視設備（固定モニタリング設備，気象観測設備，放射能観測車，環境試料測定設備，出入管理室）
- ・ 消火系（構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク，多目的タンク）

共用による安全性への影響を確認した結果を第 2.2-2 表に示す。

第 2.2-2 表 安全施設 共用の適切性

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
固体廃棄物処理系 (セメント混練固 化装置, 雑固体廃 棄物焼却装置, 雑 固体減容処理設 備, 固体廃棄物貯 蔵庫, 固体廃棄物 作業建屋)	P S - 3	固体廃棄物処理系はその性状に応じて処理する設 計としており, 東海第二発電所及び廃止措置中の 東海発電所から発生する固体廃棄物について処理 及び貯蔵保管する。なお, 固体廃棄物貯蔵庫への 貯蔵保管量は, 各発電用原子炉施設における合計 の予想発生量を考慮して設計しているため安全性 を損なうことはない。
所内ボイラ設備 所内蒸気系	P S - 3	所内ボイラ設備及び所内蒸気系は, 東海第二発電 所及び東海発電所に必要な容量を確保している。 廃止措置中である東海発電所において, 何らかの 要因で設備が破損した場合にも, 所内蒸気系接続 部の弁を閉操作することにより隔離できる。 なお, 東海発電所では, 洗濯設備及び建屋暖房に 使用しており, 所内蒸気の供給を停止しても安全 性に影響を与えるものではない。 従って, 安全性を損なうことはない。
給水処理系 (ろ過水貯蔵タン ク, 多目的タン ク, 純水貯蔵タン ク) ※原水タンクについては 消火系にて記載	P S - 3	給水処理系は, 東海第二発電所及び東海発電所に 必要な容量を確保している。 廃止措置中である東海発電所において, 何らかの 要因で設備が破損した場合にも, 給水配管接続部 の弁を閉操作することにより隔離できる。 なお, 東海発電所では, ろ過水貯蔵タンクから供 給するろ過水を, 東海発電所の濾過水槽に貯留 し, 事務所飲料水系及び作業時の雑用水に使用し ていることから, ろ過水貯蔵タンクからの供給を 停止しても安全性に影響を与えるものではない。 また, 純水貯蔵タンクから供給する純水について は, 東海発電所の純水タンクに貯留し, 補機冷却 系に使用していることから, 純水貯蔵タンクから 供給を停止しても安全性に影響を与えるものでは ない。 従って, 安全性を損なうことはない。

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
緊急時対策所	MS-3	緊急時対策所は、東海発電所と同時発災時に対応をする場合においても、必要な居住性を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
通信連絡設備 (衛星電話設備 (固定型)、衛星電話設備(携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末及びFAX)、テレビ会議システム(社内)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)、加入電話設備(加入電話及び加入FAX)、専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体向))	MS-3	通信連絡設備は、東海第二発電所及び東海発電所の通信連絡を行うために必要な容量を確保する設計とすることにより、共用により通信ができなくなるなどの機能が喪失することはない、通信連絡に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
放射線監視設備 (固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車、環境試料測定設備)	MS-3	放射線監視設備のうち、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するための設備であり、共用により監視、測定ができなくなるなどの機能が喪失することはない、監視に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
放射線監視設備 (出入管理室)	MS-3	放射線監視設備のうち、東海第二発電所及び東海発電所における管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視を行うための設備であり、共用により管理、監視できなくなるなどの機能が喪失することはない、管理に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
消火系 (構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク、多目的タンク)	MS-3	<p>消火系のうち構内消火設備（屋外用）は、東海第二発電所及び東海発電所の消火活動に必要な容量（原水）を確保している。</p> <p>廃止措置中である東海発電所において、何らかの要因で設備が破損した場合にも、給水配管接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。</p> <p>また、その状態で東海発電所側で火災が発生した際には防火水槽及び移動式消火設備による消火活動が可能である。</p> <p>従って、安全性を損なうことはない。</p> <p>なお、屋内の消火系については各発電用原子炉施設における共用はない。</p>

第 2.2-2 表の通り、共用とすることで安全性を損なうことはないことから、設置許可基準規則第 12 条第 7 項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

なお、雑固体減容処理設備及び雑固体廃棄物焼却装置については、東海発電所における気体廃棄物及び液体廃棄物の放出管理を適切化するまでは、東海発電所の廃棄物を処理しないこととする。

重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器		
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって, (a)炉心の著しい損傷, 又は (b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く。)	原子炉圧力容器	(対象外)
				原子炉再循環ポンプ	
				配管, 弁	
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	隔離弁	【No. 22】原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能
				制御棒駆動機構ハウジング	(対象外)
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物(炉心シュラウド, シュラウドサポート, 上部格子板, 炉心支持板, 制御棒案内管), 燃料集合体(ただし, 燃料を除く。)	中性子束計装管ハウジング	
				制御棒カップリング	
				制御棒駆動機構カップリング	
				炉心シュラウド	
				シュラウドサポート	
				上部格子板	
				炉心支持板	
				燃料支持金具	
制御棒案内管					
制御棒駆動機構ハウジング					
燃料集合体(上部タイプレート)	チャンネルボックス				
燃料集合体(下部タイプレート)					
燃料集合体(スパーサ)					
燃料集合体					
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物, 系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系(制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能))	制御棒	【No. 1】原子炉の緊急停止機能
				制御棒案内管	
				制御棒駆動機構	
				原子炉停止系の制御棒による系	

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能	原子炉停止系(制御棒による系、ほう酸水注入系)	制御棒	【No.2】未臨界維持機能	
				制御棒カップリング		
				制御棒駆動機構カップリング		
				原子炉停止系の制御棒による系		制御棒駆動機構 制御棒駆動機構ハウジング
				ほう酸水注入系(ほう酸水注入ポンプ、注入弁、タンク出口弁、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ吸込配管及び弁、注入配管及び弁)		
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁としての開機能)	逃がし安全弁(安全弁開機能)	【No.3】原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
		4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統(残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁(手動逃がし機能)、自動減圧系(手動逃がし機能))	残留熱除去系(ポンプ、熱交換器、原子炉停止時冷却系のルートとなる配管及び弁)	【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	
				残留熱除去系	熱交換器バイパス配管及び弁	
				原子炉隔離時冷却系(ポンプ、サブプレッション・プール、タービン、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁)		
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管、弁 ポンプミニマムフローライン配管、弁 サブプレッション・プールストレーナ 潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	【No.4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No.5】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
高圧炉心スプレイ系(ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管、弁、スプレイヘッド)						

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統(残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁(手動逃がし機能)、自動減圧系(手動逃がし機能))	高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管、弁	【No. 4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No. 5】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能
					サブプレッション・プールストレナ	
					逃がし安全弁(手動逃がし機能)	【No. 4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能
				逃がし安全弁(手動逃がし機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	【No. 6】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
					駆動用窒素源(アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	【No. 21】圧縮空気供給機能
				自動減圧系(手動逃がし機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	【No. 4】原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能 【No. 6】原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能
					駆動用窒素源(アキュムレータ、アキュムレータから逃がし安全弁までの配管、弁)	【No. 21】圧縮空気供給機能

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系、自動減圧系)	低圧炉心スプレイ系(ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管、弁、スプレイヘッド)	【No.7】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 【No.8】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	
				低圧炉心スプレイ系		ポンプミニマムフローライン配管、弁 サブプレッション・プールストレーナ
				残留熱除去系(低圧注水系)(ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁(熱交換器バイパスライン含む)、注水ヘッド)		
				残留熱除去系		ポンプミニマムフローライン配管、弁 サブプレッション・プールストレーナ
				高圧炉心スプレイ系(ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管、弁、スプレイヘッド)		
				高圧炉心スプレイ系		ポンプミニマムフローライン配管、弁 サブプレッション・プールストレーナ

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)			
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系, 高圧炉心スプレイ系, 自動減圧系)	自動減圧系(逃がし安全弁)		【No. 7】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能 【No. 9】事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能		
				自動減圧系(逃がし安全弁)	原子炉压力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管			
		6) 放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器, 原子炉格納容器隔離弁, 原子炉格納容器スプレイ冷却系, 原子炉建屋, 非常用ガス処理系, 非常用再循環ガス処理系, 可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器(格納容器本体, 貫通部, 所員用エアロック, 機器搬入ハッチ)		(対象外)	【No. 21】圧縮空気供給機能	
				原子炉格納容器	ダイヤフラムフロア			
					ベント管			
					スプレイ管			
					ベント管付き真空破壊弁			
					原子炉建屋外側ブローアウトパネル			
				逃がし安全弁排気管のクエンチャ				
				原子炉建屋原子炉棟(原子炉建屋外側ブローアウトパネル付き)				
原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁		(対象外)					
格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管			【No. 23】原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能					
格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源(アキュムレータ, アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管, 弁)		【No. 21】圧縮空気供給機能					

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器	(対象外)	
				残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)(ポンプ、熱交換器、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールからスプレイ先(ドライウエル及びサブプレッション・プール気相部)までの配管、弁、スプレイヘッド(ドライウエル及びサブプレッション・プール))	【No. 11】格納容器の冷却機能	
				残留熱除去系		ポンプミニマムフローラインの配管、弁
						サブプレッション・プールのストレーナ
				原子炉建屋ガス処理系(乾燥装置、排風機、フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管、弁)	【No. 10】格納容器又は放射性物質が格納容器から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置(乾燥機能部分) 排気筒(非常用ガス処理系排気筒の支持機能)	
				可燃性ガス濃度制御系(再結合装置、格納容器から再結合装置までの配管、弁、再結合装置から格納容器までの配管、弁)	【No. 12】格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	
				可燃性ガス濃度制御系		残留熱除去系(再結合装置への冷却水供給を司る部分)
				遮蔽設備(原子炉遮蔽壁、一次遮蔽壁、二次遮蔽壁)		
				2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路 	【No. 25】工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能					

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器			
MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系, 制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系, 非常用補機冷却水系, 直流電源系 (いずれも, MS-1 関連のもの)	非常用所内電源系 (ディーゼル機関, 発電機, 発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)	【No. 13】非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 【No. 15】非常用の交流電源機能	
				非常用所内電源系		燃料系
						始動用空気系 (機関～空気だめ)
						吸気系 冷却水系
				中央制御室	(対象外)	
				中央制御室遮蔽	(対象外)	
				中央制御室換気空調系 (放射線防護機能及び有毒ガス防護機能) (非常用再循環送風機, 非常用再循環フィルタ装置, 空調ユニット, 送風機, 排風機, ダクト及びダンパ)	【No. 20】原子炉制御室非常用換気空調機能	
				残留熱除去系海水系 (ポンプ, 熱交換器, 配管, 弁, ストレーナ (MS-1 関連))	※1 【No. 18】補機冷却機能	
				ディーゼル発電機海水系 (ポンプ, 配管, 弁, ストレーナ)	【No. 19】冷却用海水供給機能	
				直流電源系 (蓄電池, 蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路 (MS-1 関連))	【No. 14】非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 【No. 16】非常用の直流電源機能	
計装制御電源系 (MS-1 関連)	【No. 17】非常用の計測制御用電源機能					
その他	放水路ゲート	(対象外) ※2				

※1 直接海水冷却のため, 海水系が補機冷却の機能を有する。

※2 「重要度が特に高い安全機能」(設置許可基準基礎の解釈第12条)には該当しないが, 重要度を考慮し多重性をもたせた設計とする。

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系(いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ)	原子炉冷却材浄化系(原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分)	(対象外)
				主蒸気系	
				原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン(原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで)	
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの)、使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	放射性気体廃棄物処理系(活性炭式希ガスホールドアップ装置)	
				使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む)	
				新燃料貯蔵庫(臨界を防止する機能)(新燃料貯蔵ラック)	
				使用済燃料乾式貯蔵容器	
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機	
				原子炉建屋クレーン	
	使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン				
		燃料取扱設備	原子炉ウエル		
2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁(吹き止まり機能に関連する部分)	逃がし安全弁(吹き止まり機能に関連する部分)		

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)		
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系(ポンプ、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから燃料プールまでの配管、弁)		(対象外)	
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管、弁		
					サブプレッション・プールのストレーナ		
		2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、排気筒(非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)	放射性気体廃棄物処理系(オフガス系)隔離弁			
				排気筒(非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)			
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁			
			原子炉建屋原子炉棟				
			原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			
			原子炉建屋ガス処理系				
			原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置(乾燥装置部分) 排気筒(非常用ガス処理系排気筒の支持機能)			
2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子束(起動領域計装) ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置 		【No. 26】事故時の原子炉の停止状態の把握機能		
			<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位(広帯域、燃料域) ・原子炉圧力 		【No. 27】事故時の炉心冷却状態の把握機能		
			<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器圧力 ・サブプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率(高レンジ) 		【No. 28】事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能		

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) [ドライウェルスプレイ] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] ・原子炉水位 (広帯域, 燃料域) ・サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度	重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
		2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし	(対象外)	【No. 29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
		3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)	制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)の操作回路	
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	計装配管, 試料採取管	計装配管, 弁 試料採取管, 弁 ドレン配管, 弁 ベント配管, 弁	(対象外)
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁, ライザー管 (炉内), ジェットポンプ	
		3) 放射性物質の貯蔵機能	サブプレッションプール水排水系, 復水貯蔵タンク, 放射性廃棄物処理施設(放射性インベントリの小さいもの)	復水貯蔵タンク 液体廃棄物処理系(低電導度廃液収集槽, 高電導度廃液収集槽) 固体廃棄物処理系(CUW粉末樹脂沈降分離槽, 使用済樹脂槽, 濃縮廃液タンク, 固体廃棄物貯蔵庫(ドラム缶))	

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)			
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	サブプレッション・プール	新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック	(対象外)		
			水排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設(放射性インベントリの小さいもの)	給水加熱器保管庫				
				セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備(液体及び固体の放射性廃棄物処理系)				
		4) 電源供給機能(非常用を除く。)	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系(復水器を含む。)、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所		発電機及びその励磁装置(発電機、励磁機)			
					発電機及び励磁装置		固定子冷却装置	
							発電機水素ガス冷却装置	
							軸密封油装置	
							励磁電源系	
					蒸気タービン(主タービン、主要弁、配管)			
					蒸気タービン		主蒸気系(主蒸気/駆動源)	
							タービン制御系	
							タービン潤滑油系	
					復水系(復水器を含む)(復水器、復水ポンプ、配管/弁)			
					復水系(復水器含む)		復水器空気抽出系(蒸気式空気抽出系、配管/弁)	
					給水系(電動駆動給水ポンプ、タービン駆動給水ポンプ、給水加熱器、配管/弁)			
					給水系		駆動用蒸気	
循環水系(循環水ポンプ、配管/弁)								
循環水系	取水設備(屋外トレンチを含む)							
常用所内電源系(発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連以外))								
直流電源系(蓄電池、蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連以外))								
計測制御電源系(電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路(MS-1関連以外))								

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	4) 電源供給機能(非常用を除く。)	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系(復水器を含む。)、給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	送電線	(対象外)	
				変圧器(所内変圧器、起動変圧器、予備変圧器、電路)		
				変圧器		油劣化防止装置
						冷却装置
			開閉所(母線、遮断機、断路器、電路)			
		5) プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。)	原子炉制御系(制御棒価値ミニマイザを含む。)、原子炉核計装、原子炉プラントプロセス計装	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御系(制御棒価値ミニマイザを含む) 原子炉核計装 原子炉プラントプロセス計装 		
		6) プラント運転補助機能	所内ボイラ、計装用圧縮空気系	補助ボイラ設備(補助ボイラ、給水タンク、給水ポンプ、配管/弁)		
				補助ボイラ設備		電気設備(変圧器)
				所内蒸気系及び戻り系(ポンプ、配管/弁)		
				計装用圧縮空気設備(空気圧縮機、中間冷却器、配管、弁)		
				計装用圧縮空気設備		後部冷却器
						気水分離器
空気貯槽						
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁)						
タービン補機冷却水系(タービン補機冷却ポンプ、熱交換器、配管/弁)						
タービン補機冷却水系	サージタンク					
タービン補機冷却海水系(補機冷却海水ポンプ、配管/弁、ストレーナ)						
復水補給水系(復水移送ポンプ、配管/弁)						
復水補給水系	復水貯蔵タンク					

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)	
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放射防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管 上/下部端栓 タイロッド	(対象外)	
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系, 復水浄化系	原子炉冷却材浄化系(再生熱交換器, 非再生熱交換器, CUWポンプ, ろ過脱塩装置, 配管, 弁) 復水浄化系(復水脱塩装置, 配管, 弁)		
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても, MS-1, MS-2とあいまって, 事象を緩和する構築物, 系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁(逃がし弁機能), タービンバイパス弁	逃がし安全弁(逃がし弁機能)	原子炉压力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管 駆動用窒素源(アキュムレータ, アキュムレータから逃がし安全弁までの配管, 弁)	(対象外)
				タービンバイパス弁	タービンバイパス弁	
		2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系(再循環ポンプトリップ機能, 制御棒引抜監視装置)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉再循環制御系 制御棒引き抜き阻止回路 選択制御棒挿入回路 		
		3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系, 原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系(ポンプ, 復水貯蔵タンク, 復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管, 弁)	制御棒駆動水圧系 ポンプサクションフィルタ ポンプミニマムフローライン配管, 弁	

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)		
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系(ポンプ、タービン、サブプレッション・プール、サブプレッション・プールから注水先までの配管、弁)		(対象外)	
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管、弁		
					ポンプミニマムフローライン配管、弁		
	潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管						
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所、試料採取系、通信連絡設備、放射能監視設備、事故時監視計器の一部、消火系、安全避難通路、非常用照明	緊急時対策所		(対象外)	
				緊急時対策所	情報収集設備		
					通信連絡設備		
					資料及び器材		
					遮蔽設備		
				試料採取系(異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析、原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析)		放射線監視設備	主排気筒放射線モニタ計装のみ 【No. 29】事故時のプラント操作のための情報の把握機能
通信連絡設備(1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備)							
事故時監視計器の一部		放射線監視設備	(対象外)				
消火系(水消火設備、泡消火設備、二酸化炭素消火設備、等)							
消火系	消火ポンプ						
	ろ過水タンク、原水タンク、多目的タンク						
	火災検出装置(受信機含む)						

重要度分類指針			東海第二発電所		
分類	定義	機能	構造物, 系統又は機器		重要度が特に高い安全機能(設置許可基準規則の解釈第12条)
				防火扉, 防火ダンパ, 耐火壁, 隔壁(消火設備の機能を維持担保するために必要なもの)	
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構造物, 系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所, 試料採取系, 通信連絡設備, 放射能監視設備, 事故時監視計器の一部, 消火系, 安全避難通路, 非常用照明		(対象外)
			安全避難通路		
			安全避難通路	安全避難用扉	
			非常用照明		

【補足】間接関連系について

重要度の特に高い安全機能を有する系統抽出表においては、当該系の機能遂行に直接必要のない構築物、系統及び機器であるため、間接関連系の記載を省略している。

間接関連系の確認にあたっては、当該系及び直接関連系と同様に、安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考として抽出しているが、ここではその妥当性を示す。

- (1) 間接関連系と整理した構築物、系統及び機器が重要度の特に高い安全機能を有する当該系の独立性を喪失させることがないかの確認 [同一機能内での区分分離の確認]

間接関連系とは、当該系が安全機能を果たす上では必須ではないもの、もしくは機能喪失時に当該系へ悪影響を与えるまでに時間余裕があり代替手段の構築等に対応が可能なもの、と整理している。具体的には、以下のような関連系が該当する。

- ① 当該系の安全機能要求以降に当該系の状態監視機能を有する関連系
(例：監視系，記録計)
- ② 当該系に課せられた設計条件を担保する上で必要であるが，その関連系の機能喪失の発生から当該系の機能喪失発生までには相当の時間余裕を有し，その間に補修又は代替手段が可能な関連系

(例：燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プールの冷却機能を司る範囲）

- ③ 当該系の安全機能を果たした後の排気，排水等処理する関連系

(例：原子炉補機冷却海水系の排水ライン)

- ④ 当該系の性能向上や環境改善などに直接係わり，その機能喪失によっても当該系の安全機能が確保し得るものであって，さらなる性能確保のための関連系

(例：原子炉隔離時冷却系タービン／ポンプ室空調機)

- ⑤ 当該系の安全機能要求以前の信頼性維持に直接係わる関連系

(例：テストライン)

- ⑥ 当該系の安全機能要求以前の待機状態維持に直接係わる関連系

(例：直流電源系充電器)

これら間接関連系のうち，重要度の特に高い安全機能を有する系統の間接関連系と整理した具体的な構築物，系統及び機器は以下のとおりである。

重要度の特に高い安全機能を有する系統	間接関連系 (数字は前頁の①～⑥)
・ほう酸水注入系	・ポンプテストライン配管・弁・タンク ^⑤ , ・電気ヒータ ^⑥
・残留熱除去系 (低圧注水系, 原子炉格納容器スプレイ冷却系を含む)	・封水ライン配管・弁 ^⑥ , ・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・停止時冷却系注入ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤
・原子炉隔離時冷却系	・封水ライン配管・弁 ^⑥ , ・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・タービン軸封装置 ^④ , ・タービン/ポンプ室空調機 ^④
・高圧炉心スプレイ系	・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・封水ライン配管・弁 ^⑥
・低圧炉心スプレイ系	・ポンプテストライン配管・弁 ^⑤ , ・注水ライン試験可能逆止弁試験装置 ^⑤ , ・封水ライン配管・弁 ^⑥
・逃がし安全弁 (手動逃がし機能), ・自動減圧系 (手動逃がし機能), ・自動減圧系 (逃がし安全弁)	・高圧窒素ガス供給系 ^⑥
・原子炉格納容器隔離弁及び格納容器 バウンダリ配管	・不活性ガス系 ^⑥
・原子炉建屋ガス処理系	・フィルタ装置スペースヒータ ^⑥
・非常用所内電源系	・始動用空気系 (空気圧縮機～空気だめ) ^⑥ , ・排気配管 ^③
・原子炉補機冷却海水系	・取水路スクリーン ^④
・直接電源系	・充電器 ^⑥ , 蓄電池室換気系 ^⑥

これらの構築物, 系統及び機器の故障によって当該系の独立性を喪失させることはない。

- (2) 間接関連系と整理した構築物，系統及び機器が当該系とは異なる安全施設の機能を阻害するような悪影響を与えることがないかの確認における整理 [異なる機能間での区分分離の確認]

各安全施設が間接関連系を含む他系統から悪影響を受けるか否かの確認においては，安全重要度が低いクラスの系統や安全施設以外からの影響も見ることがあり，影響を与える側から整理するよりも影響を受ける側から整理する方が妥当である。

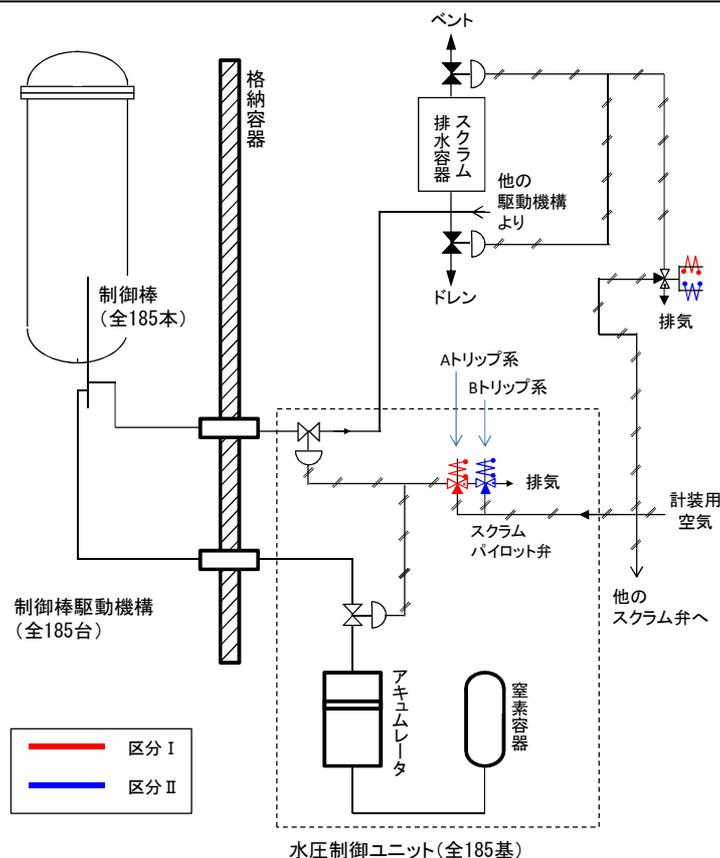
したがって，影響を受ける側から見た場合に，耐震上の波及的影響を与えるものがないか，溢水源となるものがないか，火災源となるものがないか等，網羅的に抽出して確認している。

このため，影響を与える側を間接関連系と整理するか否かは本確認行為においては必要ない。

上記(1)及び(2)から，間接関連系としての整理は妥当である。

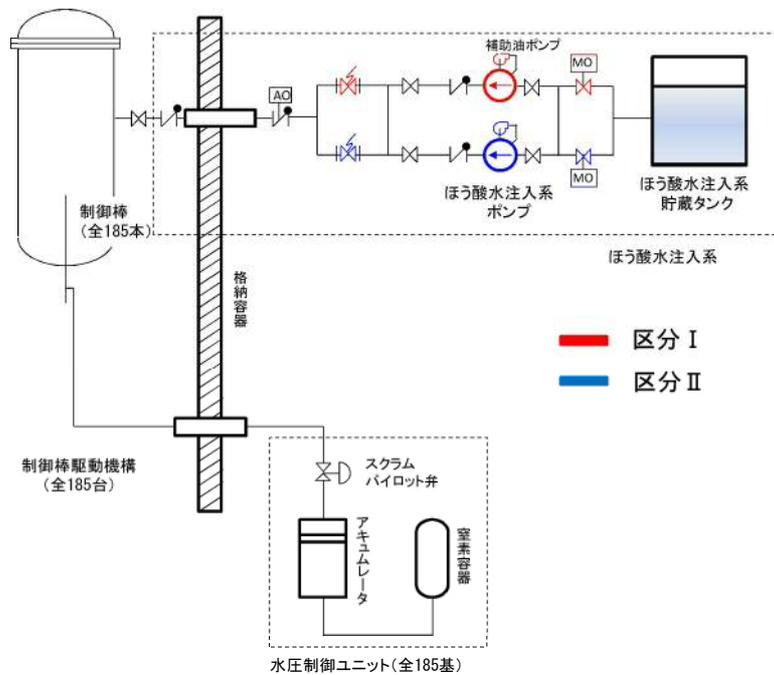
重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表

No.	1	
安全機能	原子炉の緊急停止機能	
系統・機器	制御棒及び制御棒駆動系 [185 本]	
多重性又は多様性	有	制御棒駆動系のスクラム機能である水圧制御ユニットは、1 本の制御棒に対して1 基ずつ設けられており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1) 制御棒及び制御棒駆動系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒及び制御棒駆動系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) 電源喪失が発生した場合でも、制御棒が緊急挿入されるフェイルセーフ設計となっており、スクラム機能に影響はない。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	—	使用期間はスクラム挿入時間（全ストロークの90%で3.5秒以内）であり、短期間。
系統概略図	第 1-1 図 制御棒・制御棒駆動系	



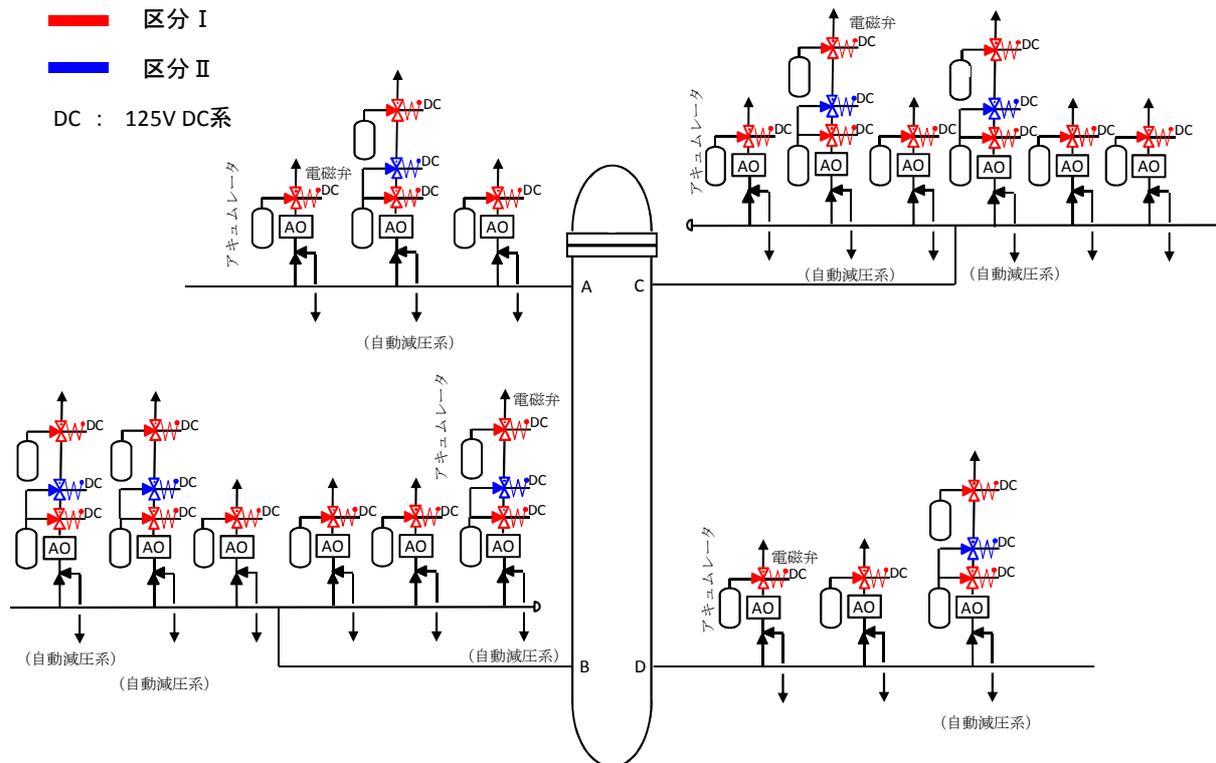
第 1-1 図 制御棒・制御棒駆動系 系統概略図

No.	2	
安全機能	未臨界維持機能	
系統・機器	制御棒及び制御棒駆動系 [185 本] ほう酸水注入系	
多重性又は多様性	有	<p>制御棒及び制御棒駆動系は制御棒を炉心に挿入することにより原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統である。</p> <p>ほう酸水注入系は、炉心にほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界状態に維持する機能を有する系統である。</p> <p>上記のとおり、2 種類の異なる機構により未臨界を維持することが可能な設計となっており、多様性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1) 制御棒及び制御棒駆動系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 制御棒及び制御棒駆動系は、耐震Sクラス設備として設計しており、ほう酸水注入系も、構造強度についてはSクラスに準じて取り扱っている。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) ほう酸水注入系の電源については、それぞれ異なる区分から供給しており、1 系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<p>制御棒及び制御棒駆動系の使用期間は、制御棒挿入後その位置を維持する期間となるため 24 時間以上であり、長期間。</p> <p>ほう酸水注入系の使用期間は、タンク内のほう酸水を全て注入するまでの約 2 時間であり、短期間。</p>
系統概略図	第 2-1 図 制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系	



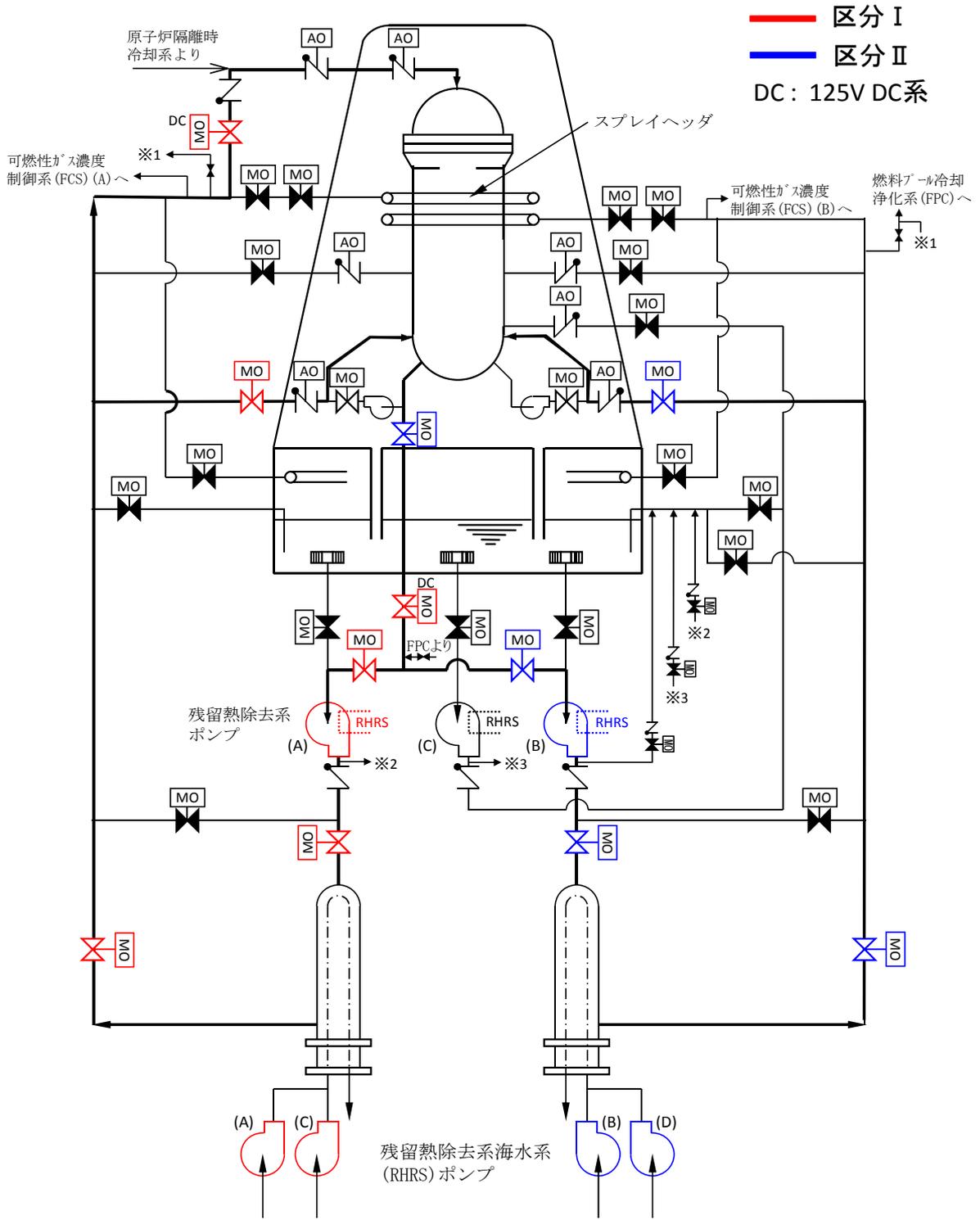
第 2-1 図 制御棒及び制御棒駆動系／ほう酸水注入系 系統概略図

No.	3	
安全機能	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
系統・機器	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁は 18 個設置しており，安全弁機能は全てに備わっていることから，多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)逃がし安全弁（安全弁機能）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)逃がし安全弁（安全弁機能）は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，逃がし安全弁（安全弁機能）が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>(3)逃がし安全弁（安全弁機能）は，個別に設置された駆動バネにより安全弁としての機能を，各弁ごと，独立に確保しており，サポート系を必要としない設計としている。また，4本の主蒸気配管に分散配置されている。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	—	使用期間は，事故時等に逃がし安全弁の手動逃がし機能等により原子炉の減圧を行うまでであり，24時間未満の短期間。
系統概略図	第 3-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系	



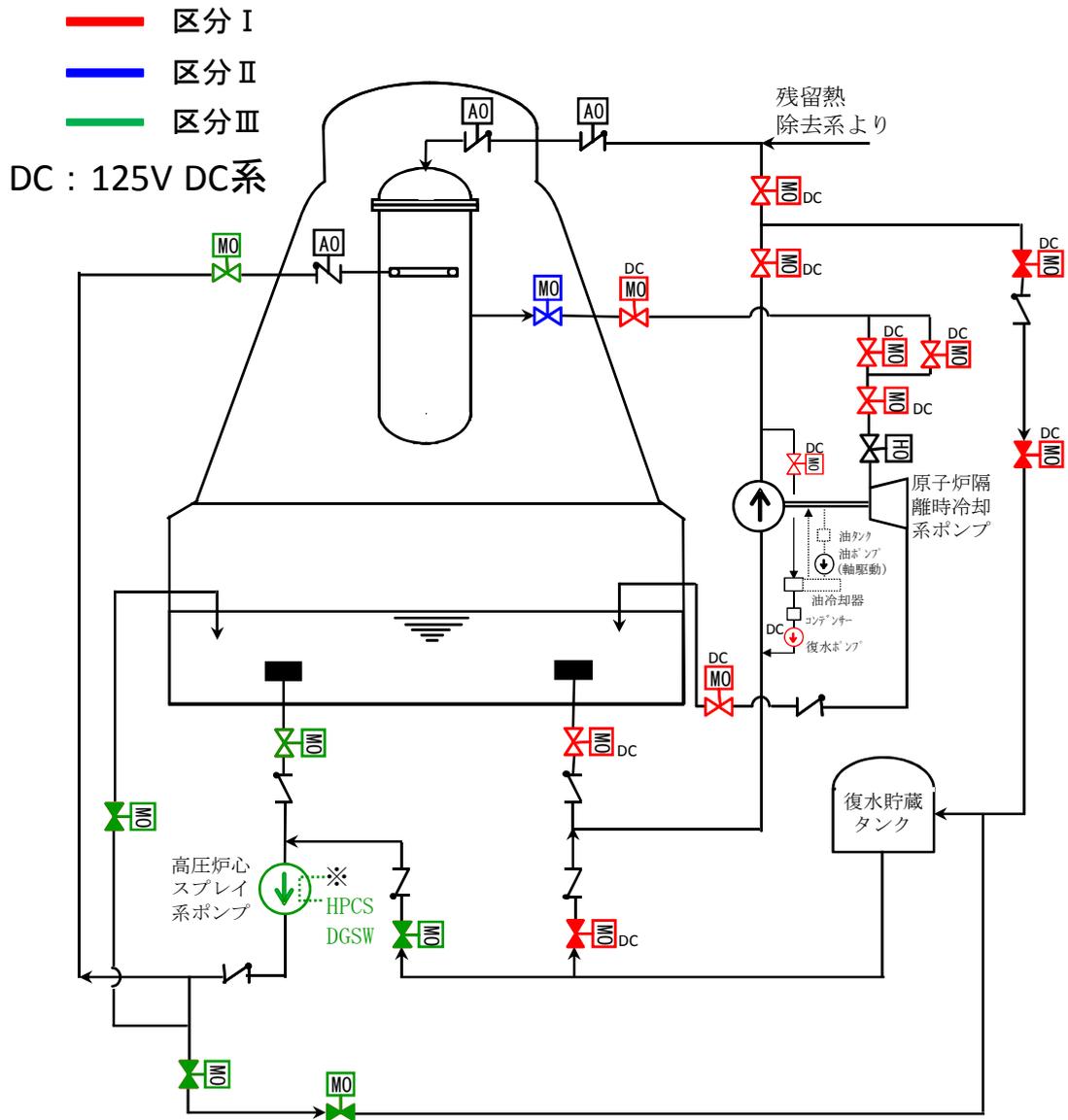
第 3-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	4	
安全機能	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	
系統・機器	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）	
多重性又は多様性	有	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、再循環系からの取出し配管が単一設計となっているものの、以下に示す系統の組合せにより、複数の除熱手段を有しているため、多様性を有している。 ①残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ②原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉への注水後、逃がし安全弁（手動逃がし機能）、自動減圧系（手動逃がし機能）によりサブプレッション・プールに移行した崩壊熱及び残留熱を残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）により除去する。 ここで、②の手段は、①と同様に残留熱除去系の熱交換器により除熱するものであり、十分な除熱能力を有している。
独立性	有	(1)残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、及び逃がし安全弁（手動逃がし機能）は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)各系統は、耐震Sクラス設備として設計している。また、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 逃がし安全弁（手動逃がし機能）は、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、窒素充填された格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)原子炉の減圧を行う逃がし安全弁（手動逃がし機能）の電源は区分Ⅰから供給されており、自動減圧系（手動逃がし機能）は区分Ⅰ、区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができる。 原子炉への注水を行う系統の電源、冷却水については、残留熱除去系のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲ、原子炉隔離時冷却系が直流電源（区分Ⅰ）から供給している。 また、除熱を行う残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の電源及び冷却水は、A系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱから供給している。 このように、1系統のサポート系の故障が他の系統の機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は、24時間以上の長期間。
系統概略図	第4-1 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 第4-2 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 第4-3 図 逃がし安全弁／自動減圧系 第4-4 図 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）	



空調機	残留熱除去系 (A), (B) 各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分 (A系：区分 I, B系：区分 II) に応じた電源、冷却水が供給されている。
-----	---

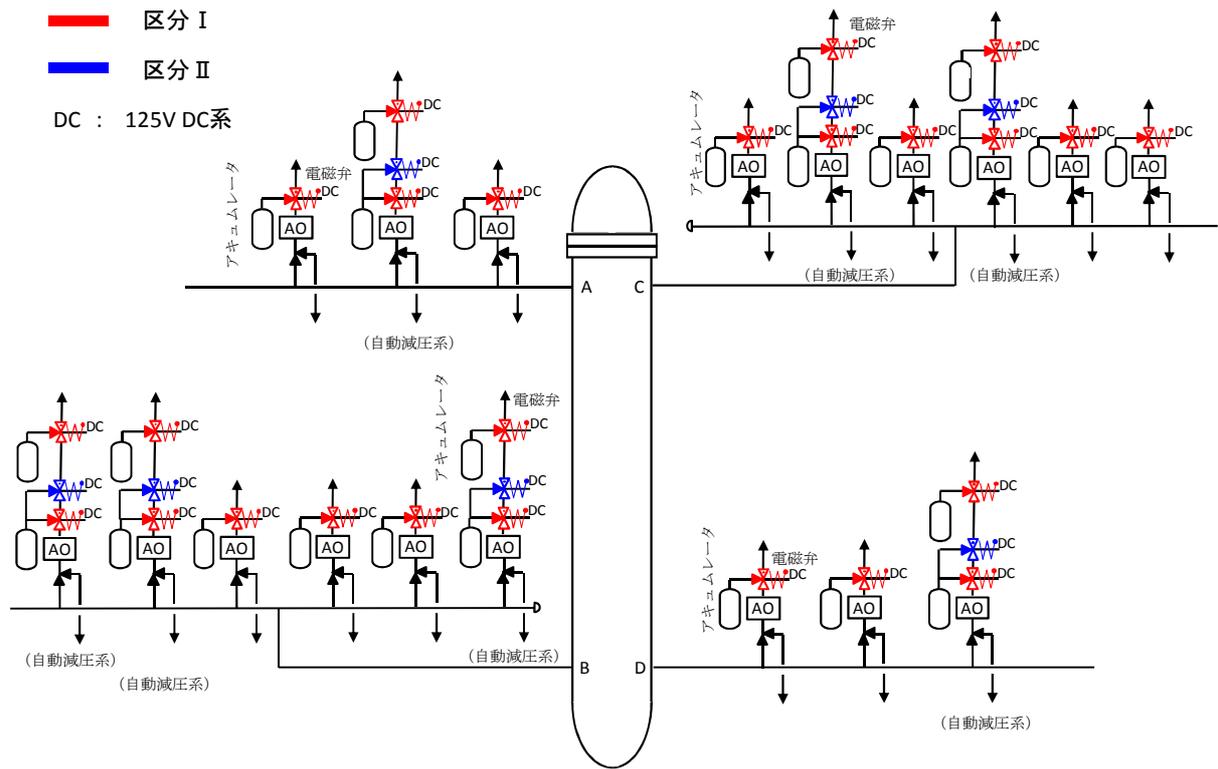
第 4-1 図 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 系統概略図



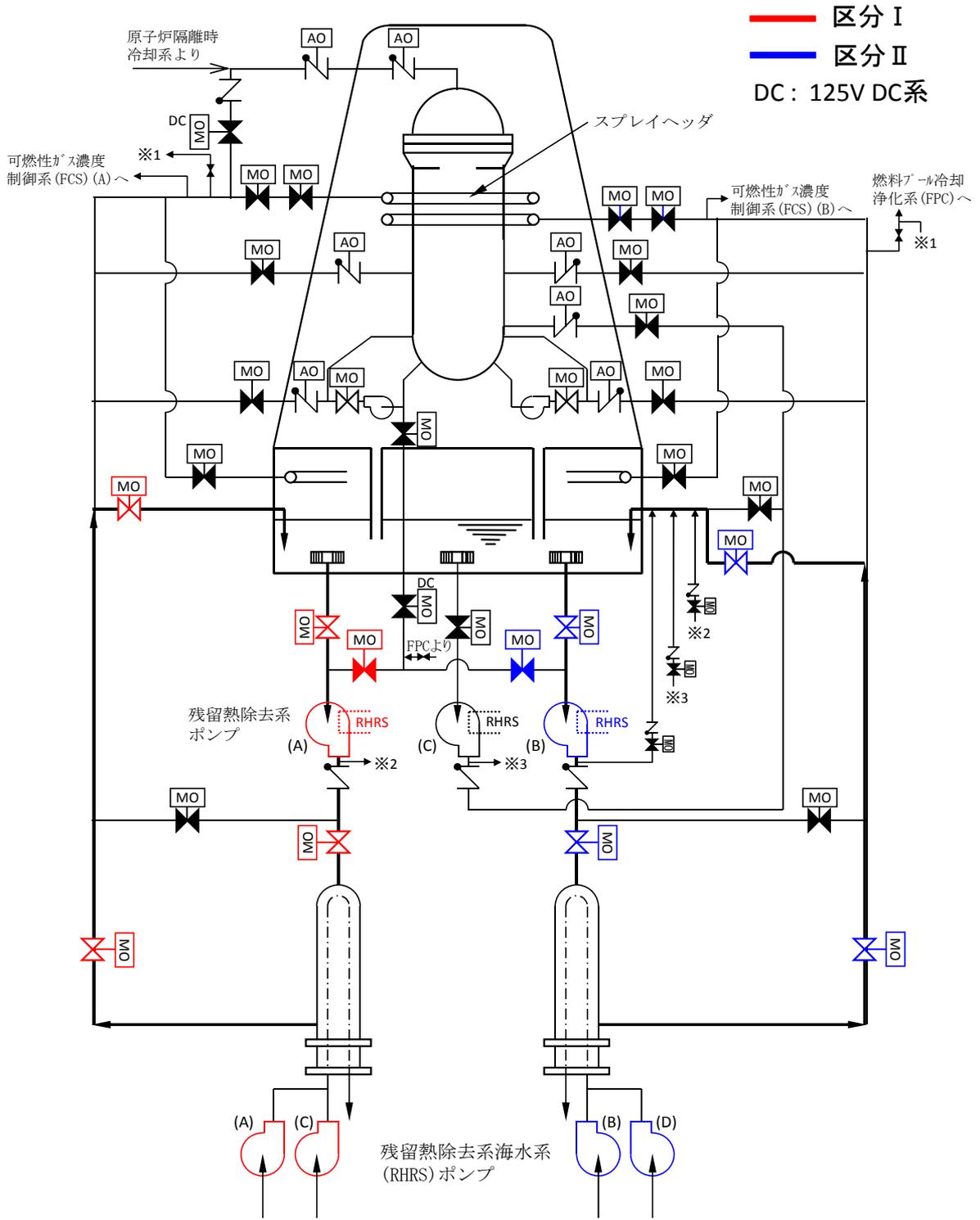
※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には区分Ⅲ，原子炉隔離時冷却系ポンプ室の空調機には区分Ⅰの電源，冷却水が供給されている。
-----	---

第 4-2 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 系統概略図



第 4-3 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図



空調機	残留熱除去系 (A), (B) 各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分 (A系: 区分 I, B系: 区分 II) に応じた電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 4-4 図 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) 系統概略図

原子炉への注水及びサプレッション・プール冷却による
崩壊熱除去の成立性について

1. 目的

原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の代替として以下の手段による崩壊熱の除去が成立することを確認する。

- ・代替手段：原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉への注水後，逃がし安全弁（手動逃がし機能），自動減圧系（手動逃がし機能）によりサプレッション・プールに移行した崩壊熱を残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により除去する。

具体的な確認方法として，原子炉停止時冷却系を使用する時期における炉心の崩壊熱に対して，代替手段による原子炉への注水流量及びサプレッション・プールの除熱量が十分であることを確認する。

2. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用時期について

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の最高使用圧力は原子炉圧力 0.93MPa[gage]であり，このときの飽和温度は約 181.2℃となる。

定格運転時の原子炉圧力 6.93MPa[gage]に相当する飽和温度は約 285.8℃であることから，原子炉停止後に最大温度変化率（55℃/h）で冷却を行った場合，最短で原子炉停止から約 1.9 時間後に原子炉停止時冷却系を使用する可能性がある。

3. 原子炉への注水流量の妥当性について

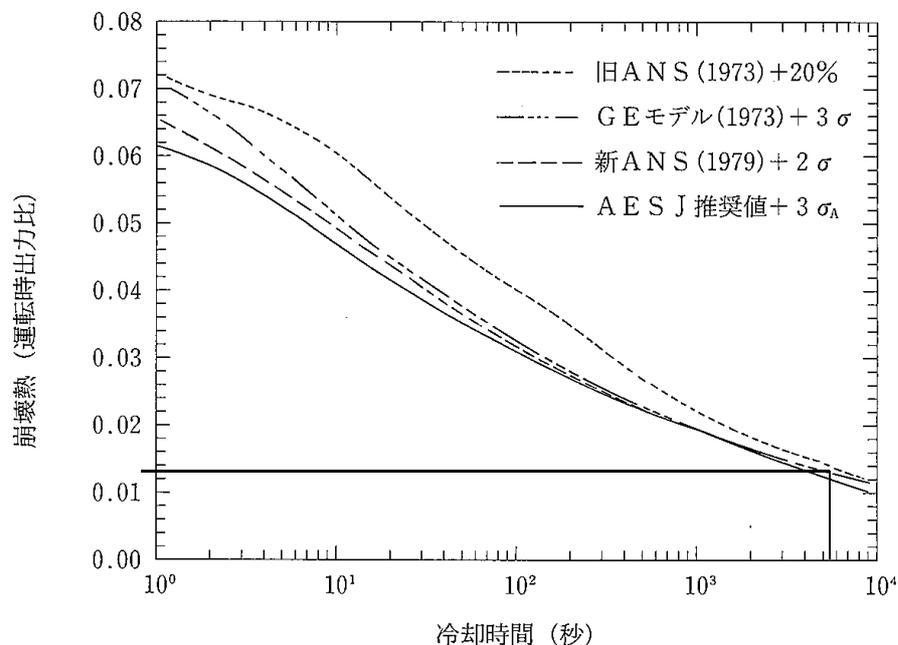
原子炉停止後の崩壊熱の推移を第1図に示す。

原子炉停止後約1.9時間(約6,847秒)が経過すると、崩壊熱は定格熱出力の1.4%未満となる。

定格熱出力は3,293MWであるため、その1.4%である46.1MWの崩壊熱による冷却材の蒸発を補えるだけの注水ができれば、燃料の冠水状態を維持することができる。

保守的に、原子炉圧力容器の最高使用圧力(8.62MPa[gage])条件下で冷却材の蒸発潜熱のみに期待する場合、原子炉水位を維持するために必要となる注水流量は約119m³/hとなる。

原子炉隔離時冷却系の注水流量は約136m³/h以上、高圧炉心スプレイ系の注水流量は約1,440m³/hであるため、どちらかの系統による注水を実施することにより炉心の冠水を維持することができる。



第1図 原子炉停止後の崩壊熱の推移

(軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価に用いる崩壊熱データについて
(平成4年6月11日原子力安全委員会了承) 抜粋, 一部加筆)

4. サプレッション・プールの除熱量の妥当性について

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱量については、定格熱出力の 1.4% に相当する 46.1MW の崩壊熱が全量サプレッション・プールに移行した場合であっても、サプレッション・プール水温がその制限である 104℃ を超えなければ、十分な除熱能力を有していると言える。

残留熱除去系の熱交換器による除熱量はサプレッション・プール水温に依存しており、水温が高くなると除熱量は大きくなることから、ある水温において除熱量が崩壊熱を上回ることが確認できれば、それ以上の水温上昇は起こらない。

ここで、サプレッション・プール水温が 100℃ のときの除熱量は約 $45.6 \times 10^6 \text{ kcal/h}$ （=約 53MW）であり、炉心で発生する崩壊熱 46.1MW を上回るため、水温は 100℃ 以上に上昇することはない。

したがって、サプレッション・プール冷却系の運転を行うことにより、サプレッション・プール水温は制限値である 104℃ を超えることはない。

5. 結論

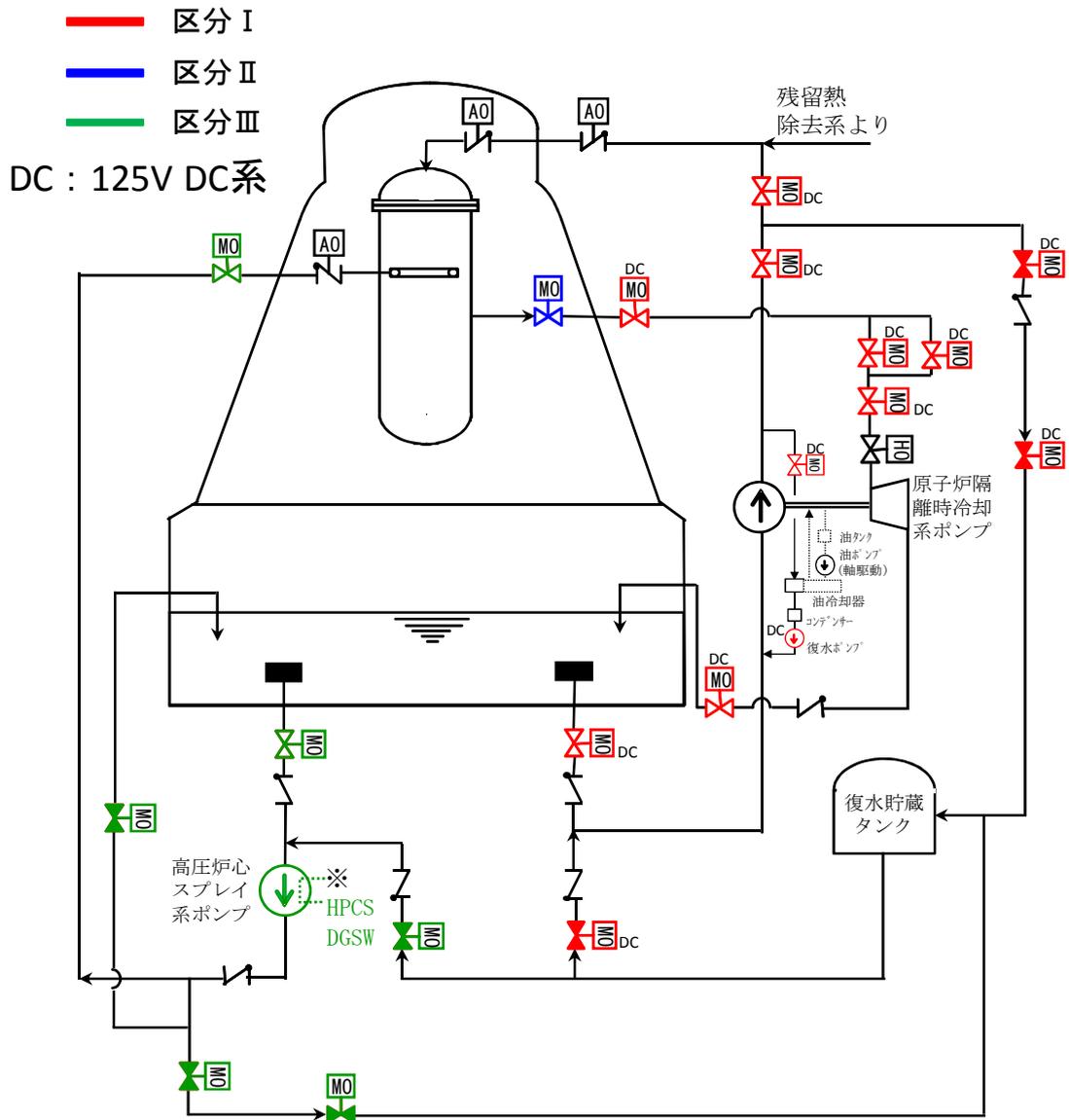
上記の結果より、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の代替手段による原子炉への注水量及びサプレッション・プールの除熱量は、十分な容量を有している。

また、原子炉の崩壊熱は時間とともに減少し、崩壊熱の除去に要する注水量及び除熱量も減少するため、原子炉停止時冷却系の代替手段によって燃料の冠水状態を維持し、サプレッション・プール水温も制限値未満の状態を維持することが可能である。

したがって、原子炉への注水及びサプレッション・プールの冷却

による崩壊熱の除去は原子炉停止時冷却系の代替手段として成立すると考えられる。

No.	5	
安全機能	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	
系統・機器	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	
多重性又は多様性	有	<p>原子炉隔離時冷却系はタービン駆動のポンプにより原子炉への注水を行う系統であり、高圧炉心スプレイ系は電動のポンプにより原子炉への注水を行う系統である。</p> <p>上記のとおり、動作原理の異なる複数のポンプにより原子炉への注水を行うことが可能であり、多様性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)原子炉隔離時冷却系と高圧炉心スプレイ系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)電源、冷却水については、原子炉隔離時冷却系が区分Ⅰ、高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲから供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は、24時間以上の長期間。
系統概略図	第5-1図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系	

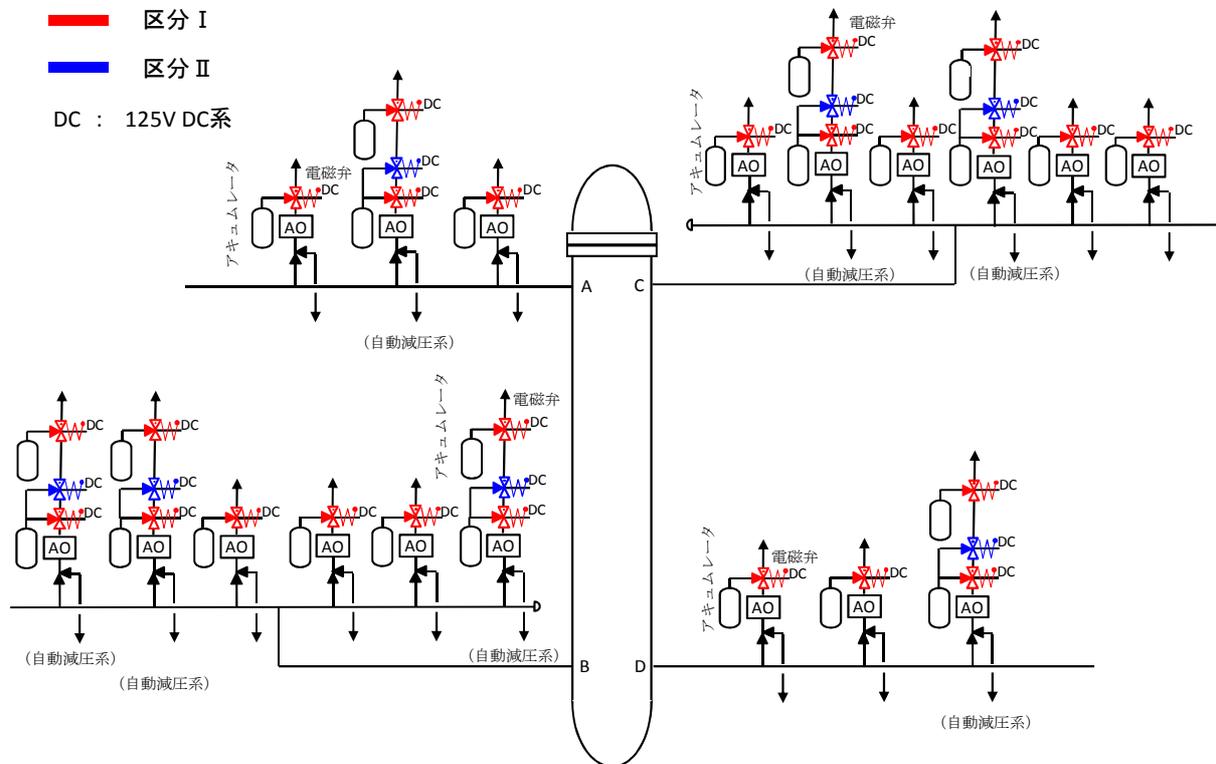


※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 (第 19-2 図参照)

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には区分 III, 原子炉隔離時冷却系ポンプ室の空調機には区分 I の電源, 冷却水が供給されている。
-----	--

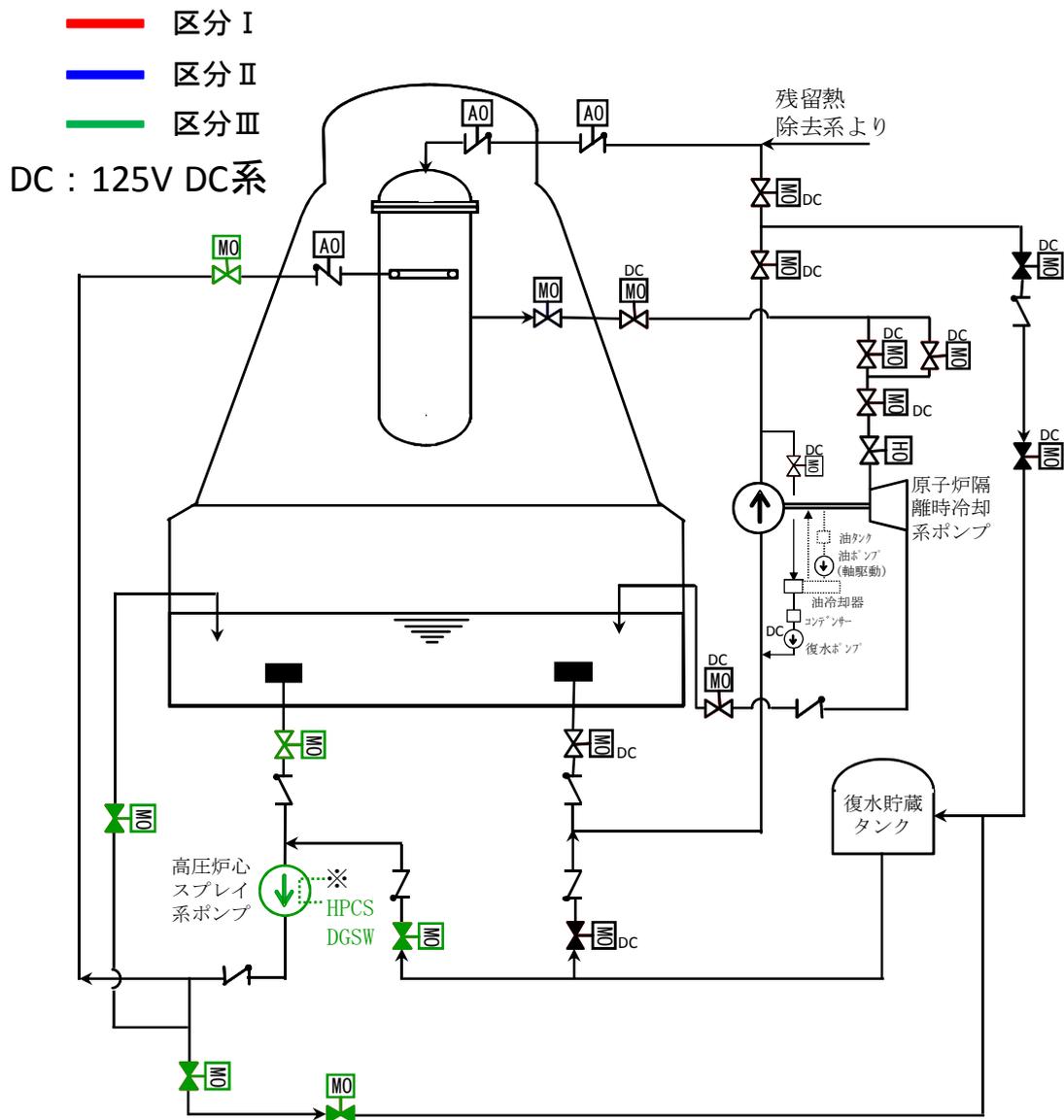
第 5-1 図 原子炉隔離時冷却系／高圧炉心スプレイ系 系統概略図

No.	6	
安全機能	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	
系統・機器	逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁（手動逃がし機能）は18個設置されており、このうち7個は自動減圧系（手動逃がし機能）を兼ねている。 これらの弁には全て個別にアキュムレータが設けられ、個別に動作させることが可能な設計としており、多重性を有している。
独立性	有	(1)逃がし安全弁及び自動減圧系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)逃がし安全弁は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし、火災については、窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから、火災の影響により機能喪失しない設計としている。 (3)逃がし安全弁は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 また、サポート系については、自動減圧系（手動逃がし機能）は区分Ⅰ、区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができ、1区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は原子炉の減圧状態を維持し続けるため24時間以上の長期間。
系統概略図	第6-1図 逃がし安全弁／自動減圧系	



第6-1図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	7	
安全機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	
系統・機器	高圧炉心スプレイ系 自動減圧系（逃がし安全弁）により原子炉を減圧し，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉への注水を行う。	
多重性又は多様性	有	<p>事故後の高圧時における炉心冷却は，高圧炉心スプレイ系又は「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」によって達成できる設計としている。</p> <p>設計基準事故「原子炉冷却材喪失」において高圧炉心スプレイ系の故障を仮定した評価を行い，判断基準を満足して事故を収束できることを確認している。</p> <p>したがって，高圧炉心スプレイ系と「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」による機能は同等であり，多様性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)各系統は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)対象系統は，全て耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>自動減圧系（逃がし安全弁）は，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しない設計としている。</p> <p>(3)電源，冷却水については，残留熱除去系（低圧注水系）A系と低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ，残留熱除去系（低圧注水系）B系とC系が区分Ⅱ，高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給されており，1系統のサポート系の故障が他の全ての系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>(4)自動減圧系（逃がし安全弁）は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。</p> <p>サポート系については，自動減圧系（逃がし安全弁）は区分Ⅰ，区分Ⅱのそれぞれの電源で動作させることができ，1区分の故障によっても機能に影響をおよぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	—	使用期間は原子炉の減圧を行うまでであり，24時間未満の短期間。
系統概略図	第7-1図 高圧炉心スプレイ系 第7-2図 低圧炉心スプレイ系 第7-3図 残留熱除去系（低圧注水系） 第7-4図 逃がし安全弁／自動減圧系	



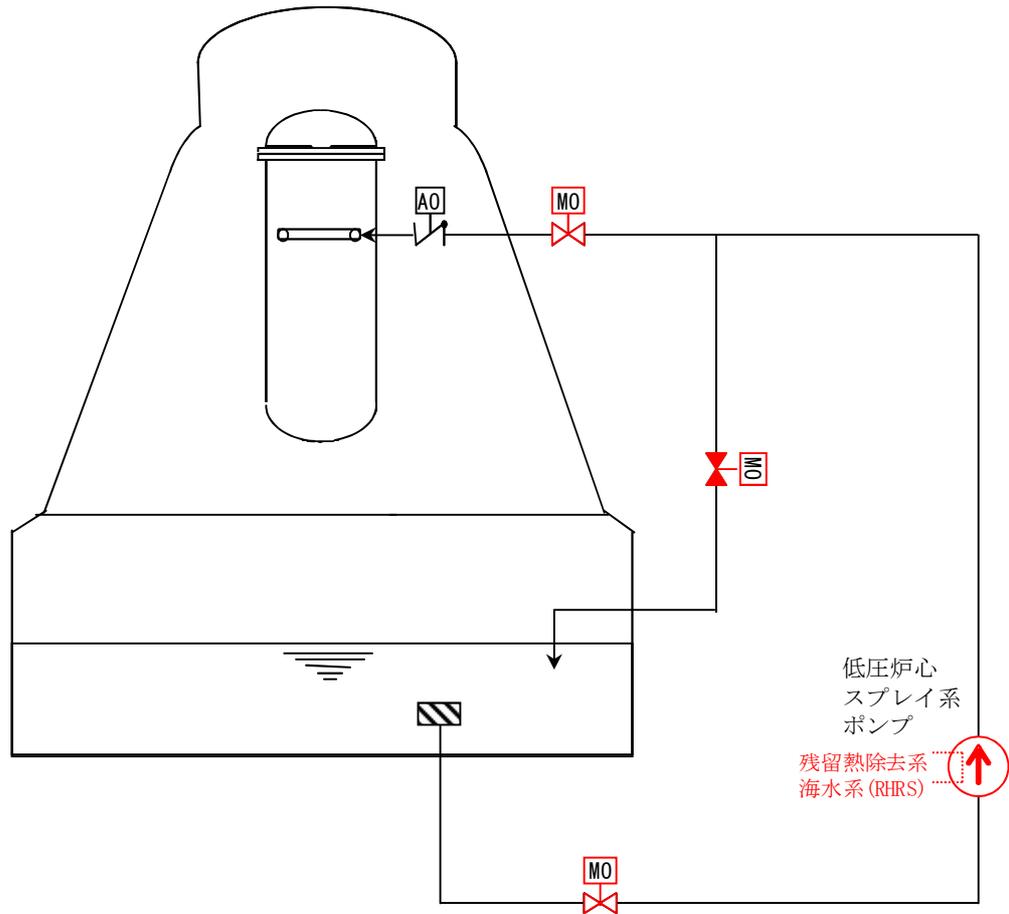
※ : 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

空調機	高圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分Ⅲの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第7-1図 高圧炉心スプレイ系 系統概略図

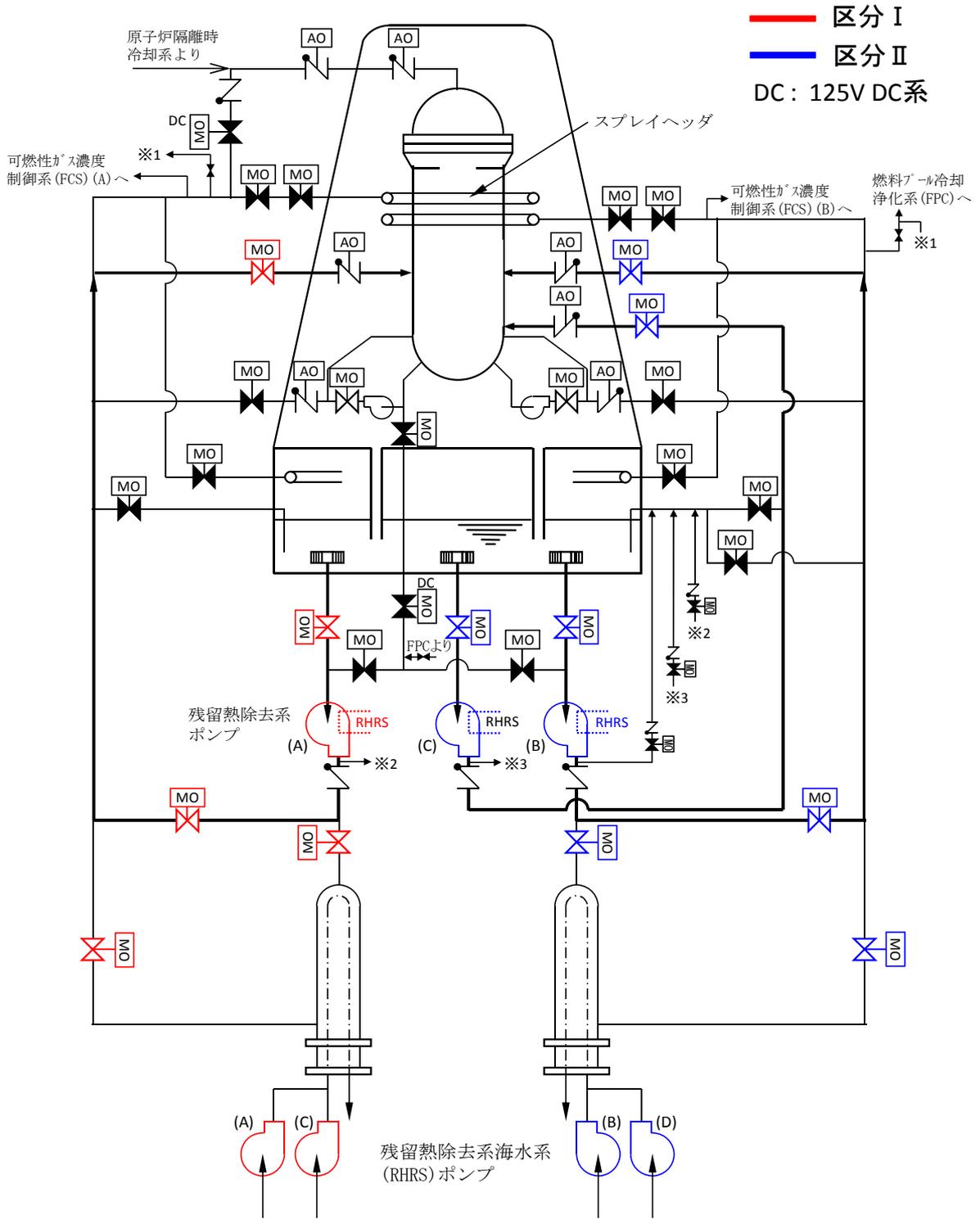
原子炉格納容器

— 区分 I



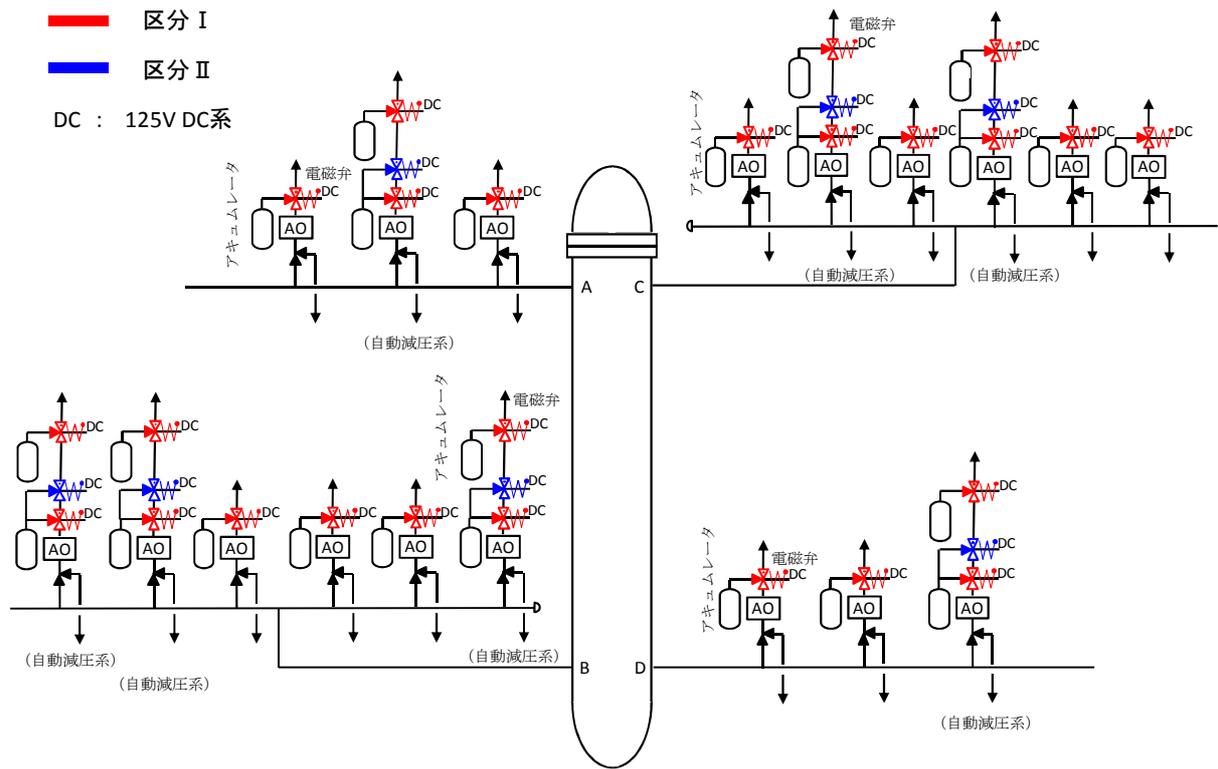
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分 I の電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 7-2 図 低圧炉心スプレイ系 系統概略図



空調機	残留熱除去系 (A), (B) (C) 各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分 (A系: 区分 I, B系, C系: 区分 II) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	--

第 7-3 図 残留熱除去系 (低圧注水系) 系統概略図

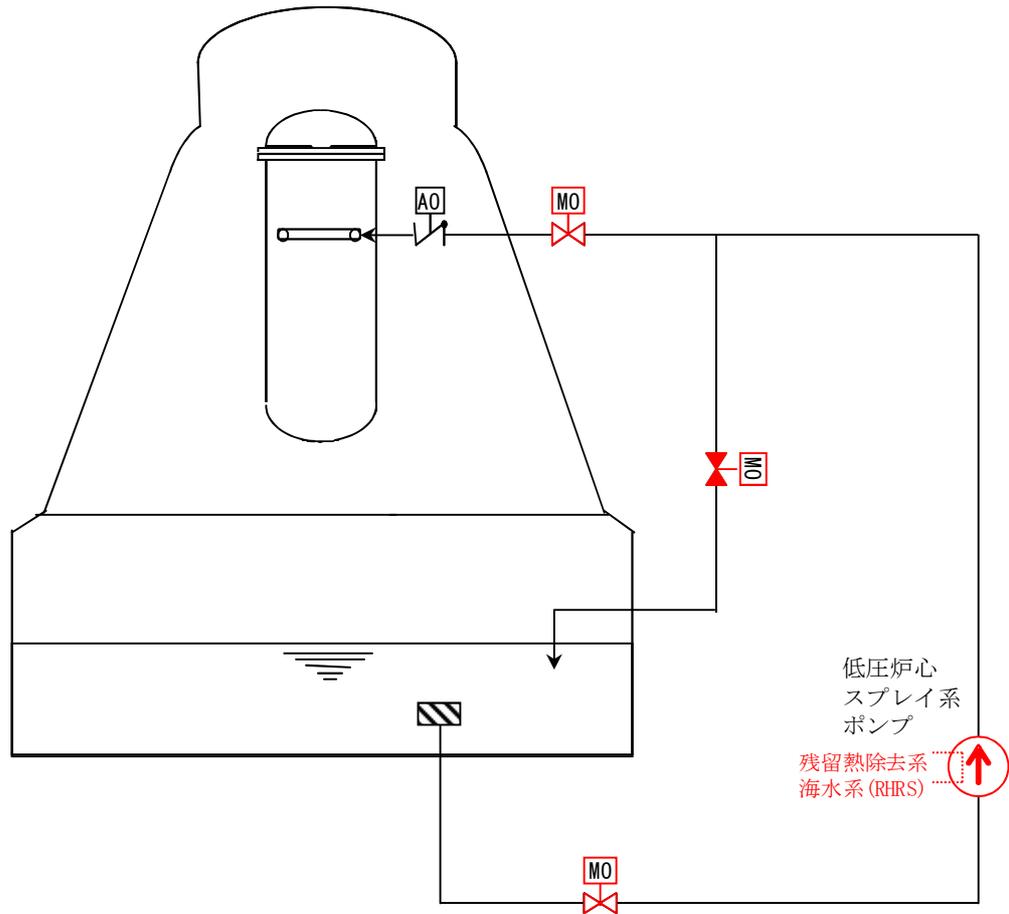


第7-4図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	8	
安全機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	
系統・機器	低圧炉心スプレイ系	
	残留熱除去系（低圧注水系）	
	高圧炉心スプレイ系	
多重性又は多様性	有	低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），高圧炉心スプレイ系によって多様性を有している。 また，残留熱除去系（低圧注水系）は3系統設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び高圧炉心スプレイ系は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び高圧炉心スプレイ系は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源，冷却水については，残留熱除去系（低圧注水系）A系と低圧炉心スプレイ系が区分Ⅰ，残留熱除去系（低圧注水系）B系とC系が区分Ⅱ，高圧炉心スプレイ系が区分Ⅲの異なる区分から供給されており，1系統のサポート系の故障が他の全ての系統に影響を及ぼさないよう設計している。 (4)残留熱除去系（低圧注水系）のA系とB系はタイラインにより接続しているが，タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており，重要度分類もMS-1で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第8-1図 低圧炉心スプレイ系 第8-2図 残留熱除去系（低圧注水系） 第8-3図 高圧炉心スプレイ系	

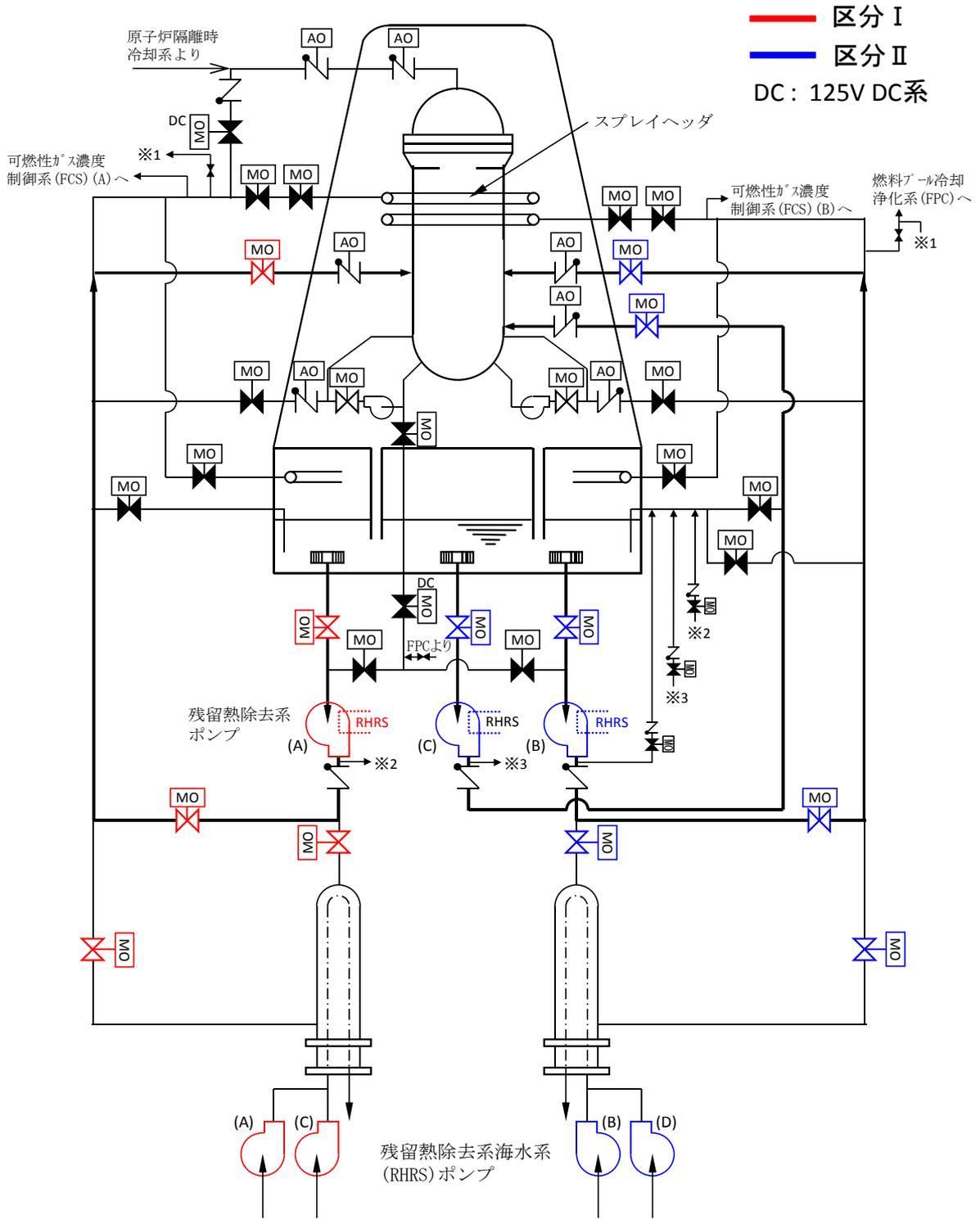
原子炉格納容器

— 区分 I



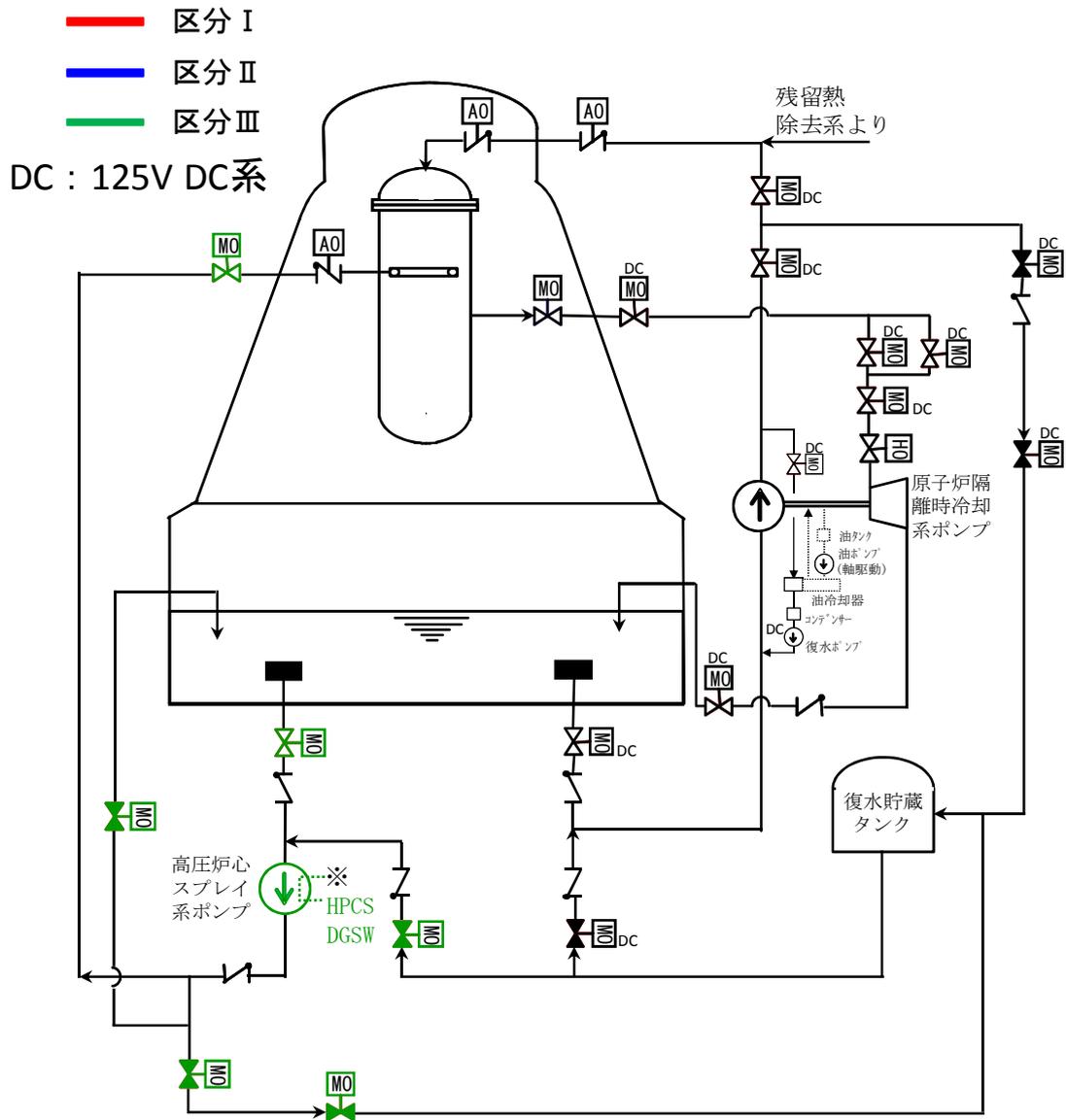
空調機	低圧炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分 I の電源、冷却水が供給されている。
-----	---

第 8-1 図 低圧炉心スプレイ系 系統概略図



空調機	残留熱除去系 (A), (B) (C) 各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分 (A系: 区分 I, B系, C系: 区分 II) に応じた電源, 冷却水が供給されている。
-----	--

第 8-2 図 残留熱除去系 (低圧注水系) 系統概略図

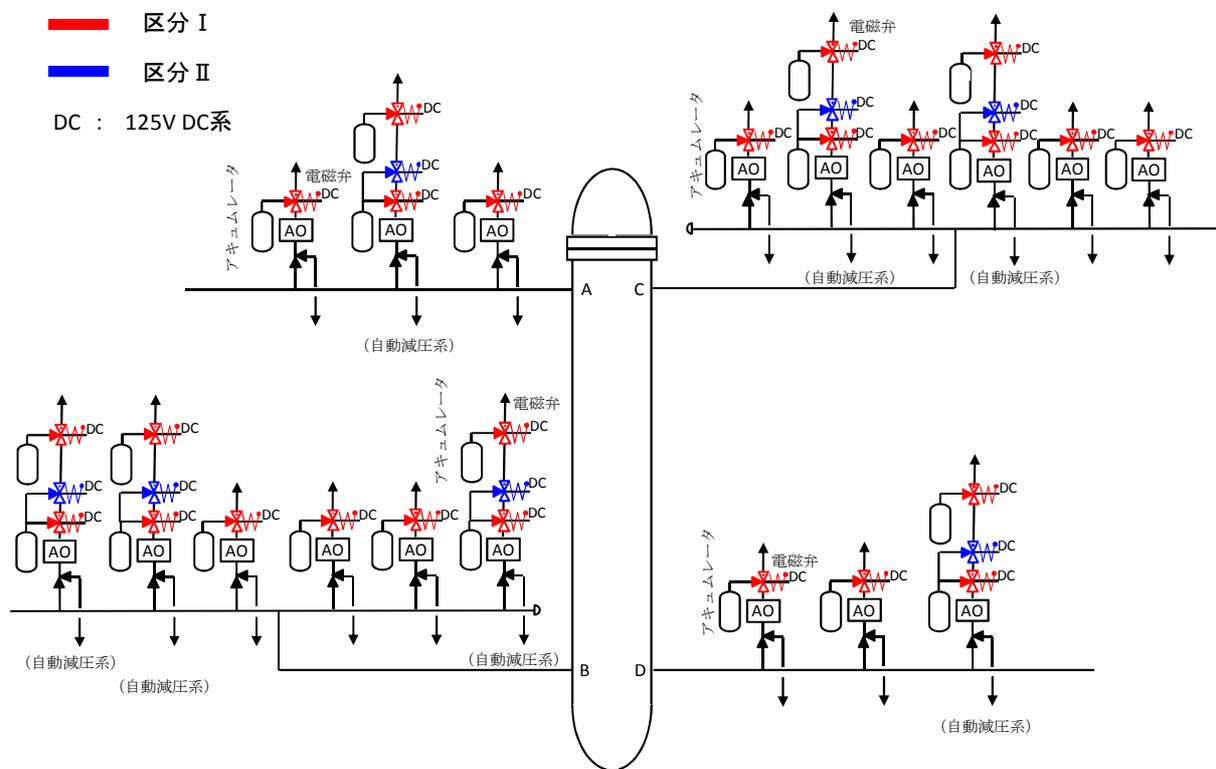


※ : 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

空調機	高压炉心スプレイ系ポンプ室の空調機には、区分Ⅲの電源、冷却水が供給されている。
-----	---

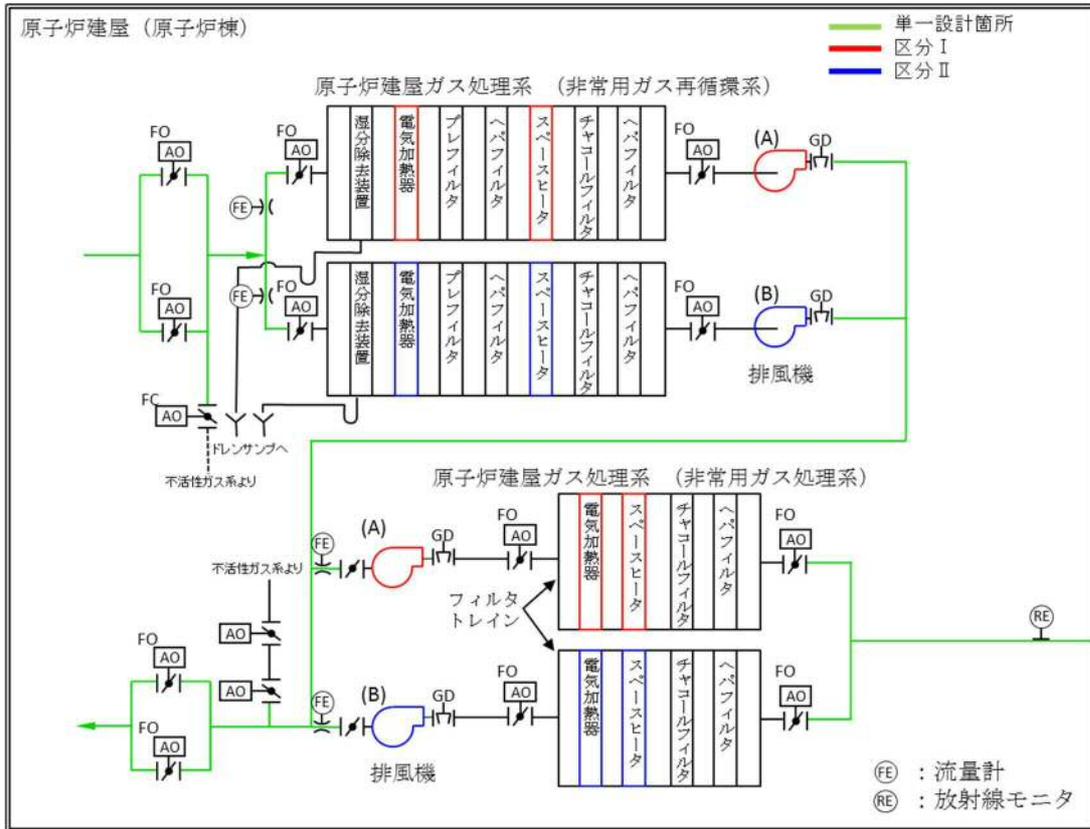
第 8-3 図 高压炉心スプレイ系 系統概略図

No.	9	
安全機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	
系統・機器	自動減圧系（逃がし安全弁）	
多重性又は多様性	有	自動減圧系（逃がし安全弁）は7個設置しており，多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)自動減圧系（逃がし安全弁）は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するように設計している。</p> <p>(2)自動減圧系（逃がし安全弁）は，耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水については原子炉冷却材喪失時の環境条件下においても動作可能な設計とし，火災については，自動減圧系（逃がし安全弁）が窒素充填された原子炉格納容器内に設置されていることから，火災の影響により機能喪失しないよう設計している。</p> <p>(3)逃がし安全弁（逃がし安全弁）は4本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。</p> <p>サポート系については，自動減圧系は区分Ⅰ，区分Ⅱのそれぞれの直流電源で動作させることができ，1区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	—	使用期間は，自動減圧系により原子炉の減圧が完了するまでであり，24時間未満の短期間。
系統概略図	第9-1図 逃がし安全弁／自動減圧系	



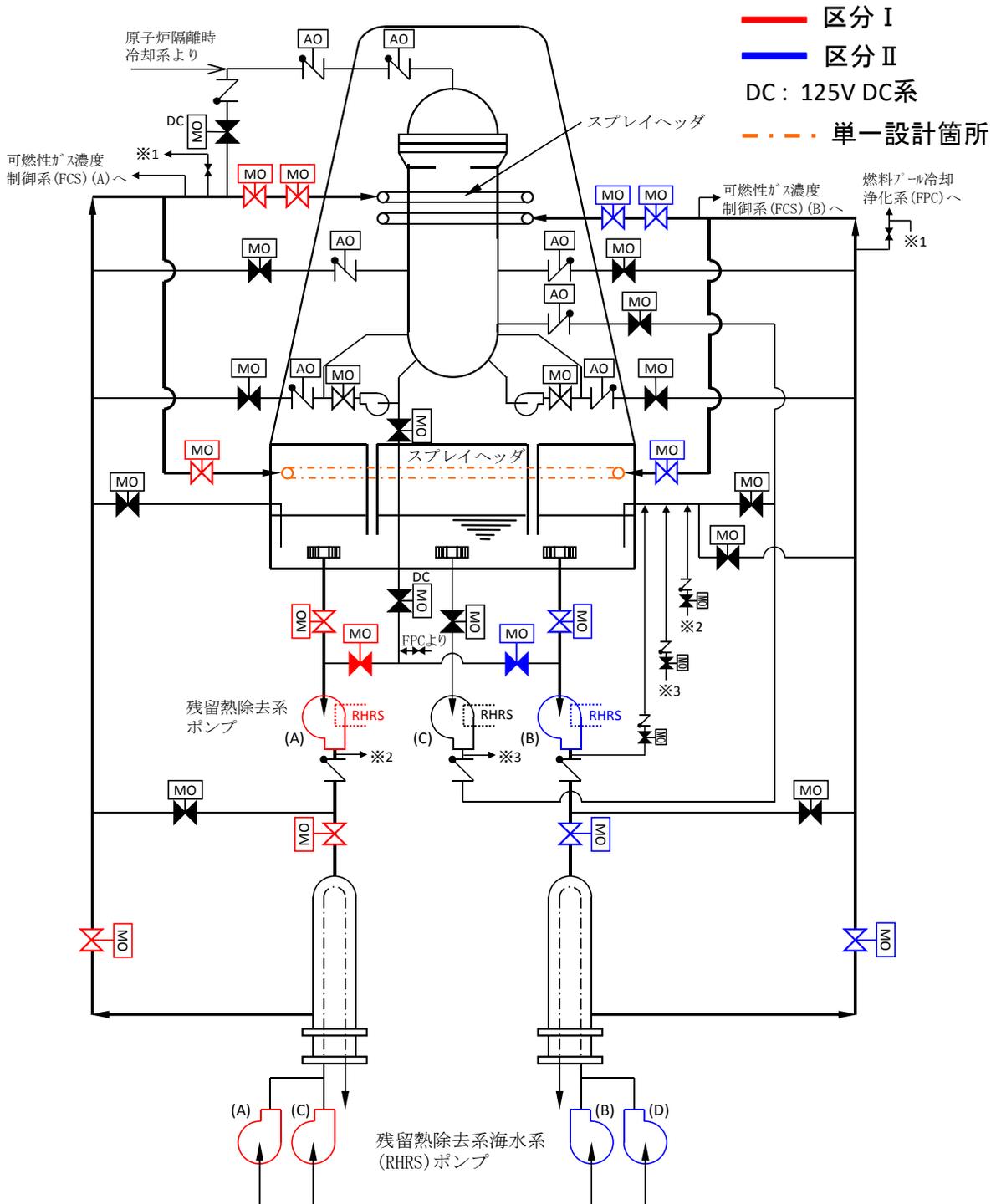
第9-1図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図

No.	10	
安全機能	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	
系統・機器	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系，非常用ガス処理系）	
多重性又は多様性	無	原子炉建屋ガス処理系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし、 <u>配管の一部が単一設計となっている。</u>
独立性	有	(1)原子炉建屋ガス処理系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉建屋ガス処理系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計する。 (3)原子炉建屋ガス処理系の動的機器，フィルタユニットは2系統あり，電源はそれぞれ異なる区分から供給しており，1系統のサポート機能の故障により両系統が機能喪失しないよう設計されている。 また，非常用ガス再循環系のフィルタユニットのドレンラインはそれぞれ異なる床ドレンファンネルに排水しており，2系統が同時に機能喪失することはない。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は24時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第10-1図 原子炉建屋ガス処理系	



第 10-1 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図

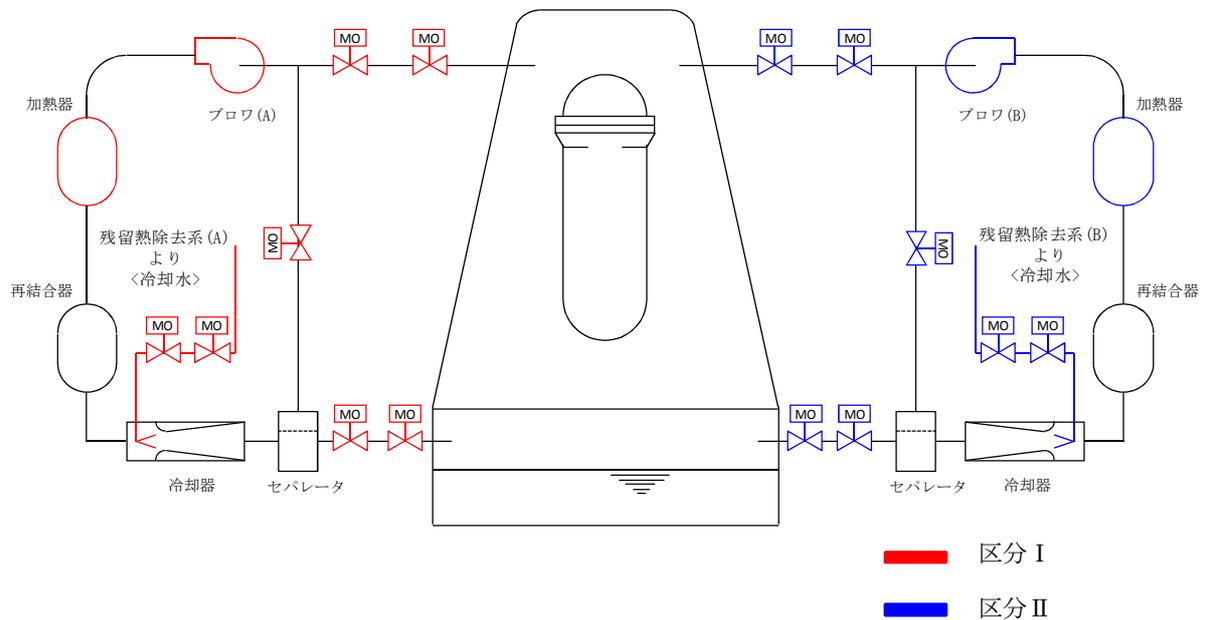
No.	11	
安全機能	格納容器の冷却機能	
系統・機器	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	
多重性又は多様性	無	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の動的機器は多重性を有している。ただし、 <u>スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）は単一設計となっている。</u>
独立性	有	<p>(1)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は2系統あり、系統分離が図られているが、スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）については単一設計であって、2系統と接続している。</p> <p>(3)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(4)電源、冷却水については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給されており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>(5)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のA系とB系はタイラインにより接続しているが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており、重要度分類もMS-1で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。</p> <p>上記(1)～(5)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は24時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第11-1図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	



空調機	残留熱除去系 (A), (B) 各ポンプ室の空調機には、それぞれの区分 (A系：区分 I, B系：区分 II) に応じた電源、冷却水が供給されている。
-----	---

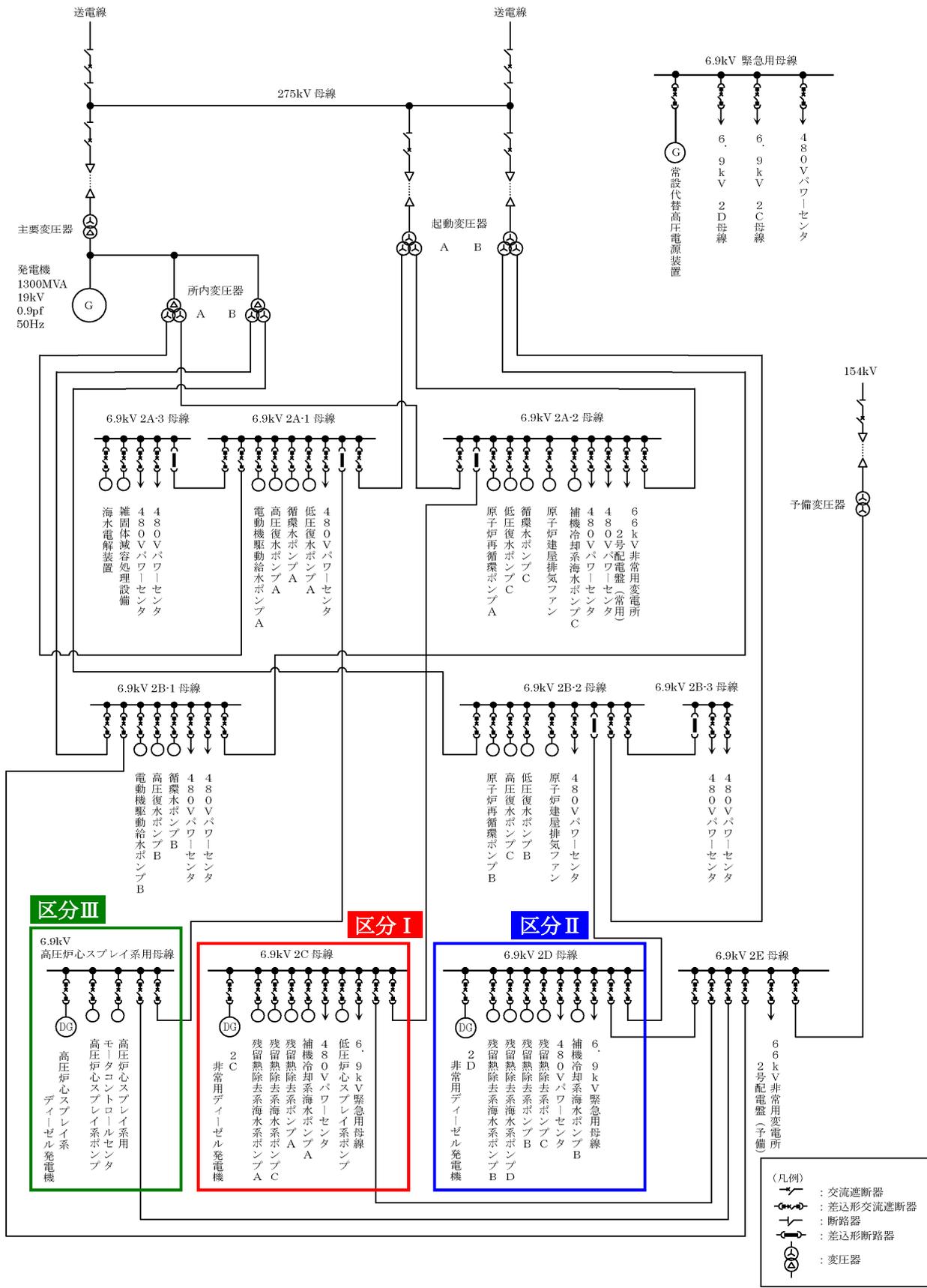
第 11-1 図 残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) 系統概略図

No.	12	
安全機能	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	
系統・機器	可燃性ガス濃度制御系	
多重性又は多様性	有	可燃性ガス濃度制御系は2系統設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1) 可燃性ガス濃度制御系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 可燃性ガス濃度制御系は2系統あり、系統分離が図られている。</p> <p>(3) 可燃性ガス濃度制御系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(4) 電源、冷却水については、可燃性ガス濃度制御系のA系が区分Ⅰ、B系が区分Ⅱの異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第12-1図 可燃性ガス濃度制御系	



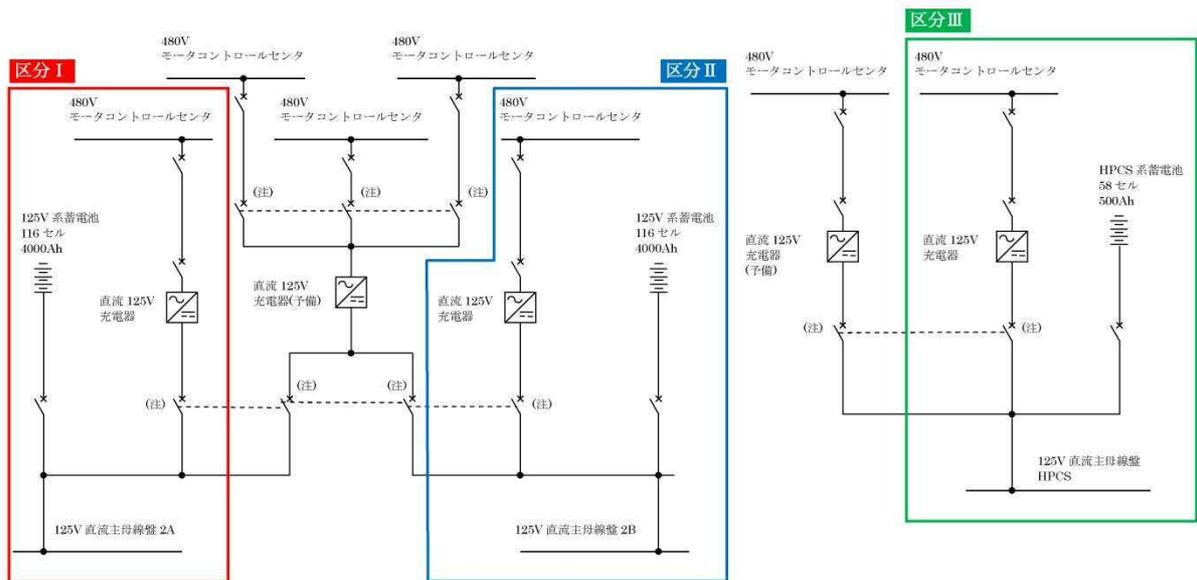
第12-1図 可燃性ガス濃度制御系 系統概略図

No.	13	
安全機能	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用電源系（交流）	
多重性又は多様性	有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)非常用所内電源設備は、いずれも二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)非常用所内電源設備は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(3)非常用所内電源設備は、異なる区分間を接続する電路には複数のしゃ断器を設置しており、電気事故が発生した場合でも確実に電氣的な分離ができるよう設計されている。また、電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第13-1図 非常用所内電源設備	

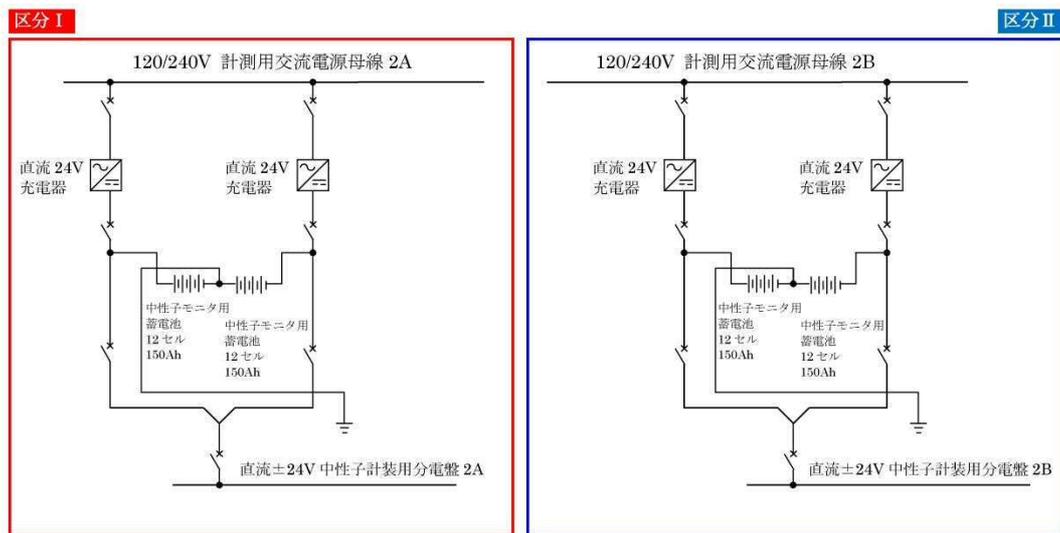


第 13-1 図 非常用所内電源設備 系統概略図

No.	14	
安全機能	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用所内電源系（直流電源系統）	
多重性又は多様性	有	非常用所内電源系（直流電源系統）の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ3区分，2区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)非常用所内電源系（直流電源系統）は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第14-1図 非常用所内電源設備（直流電源系）	

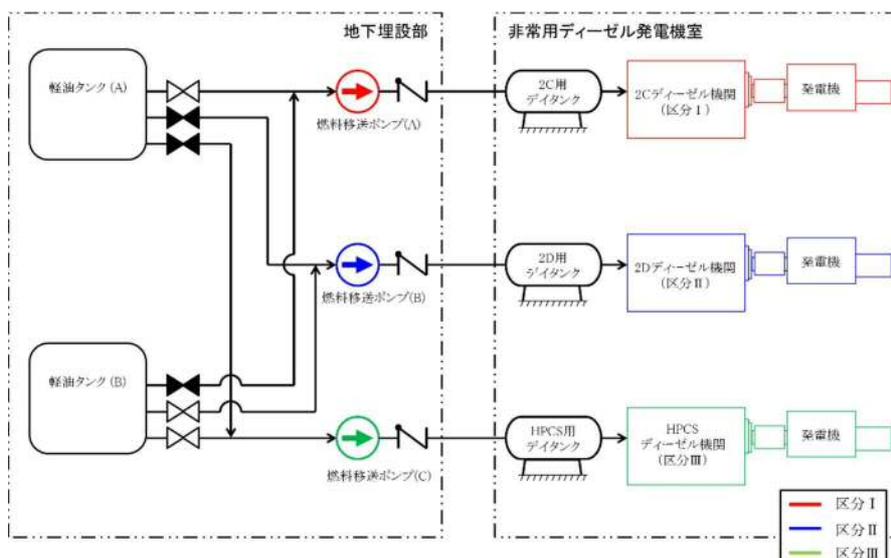


(注) メカニカルインタロック付き

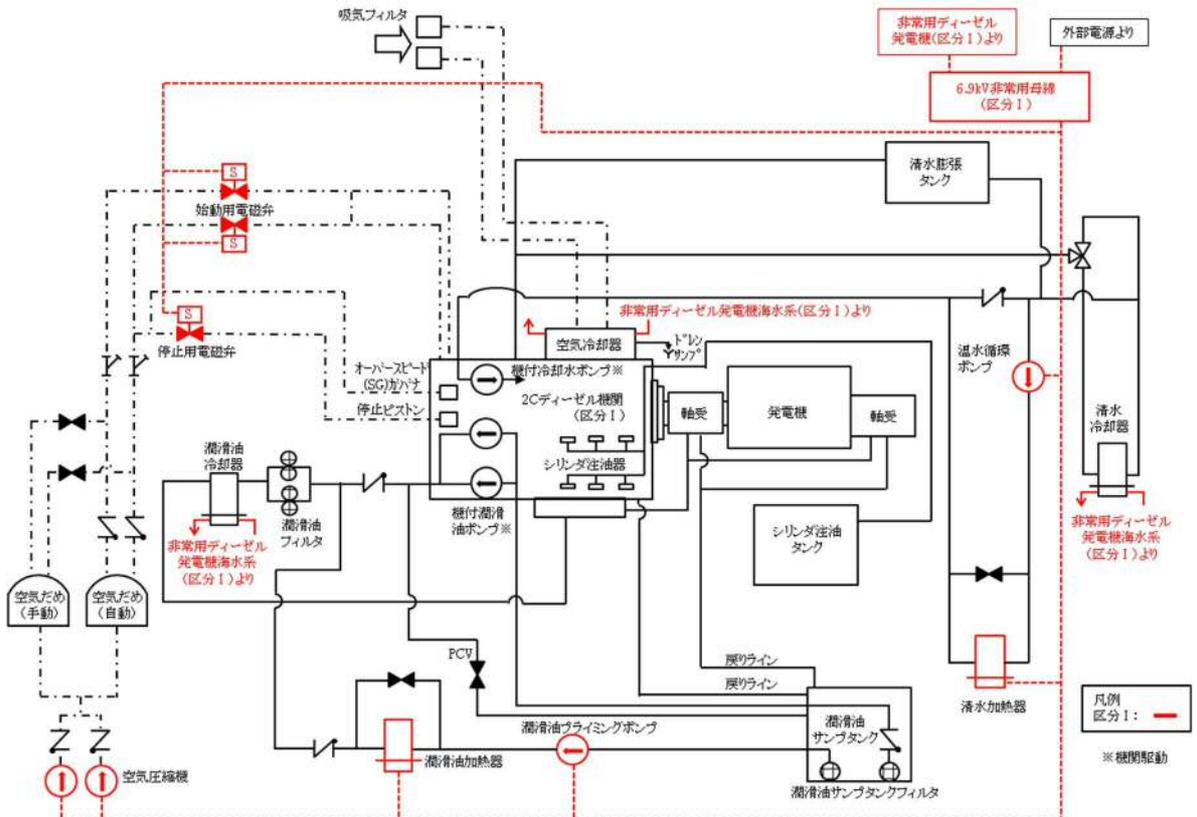


第 14-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

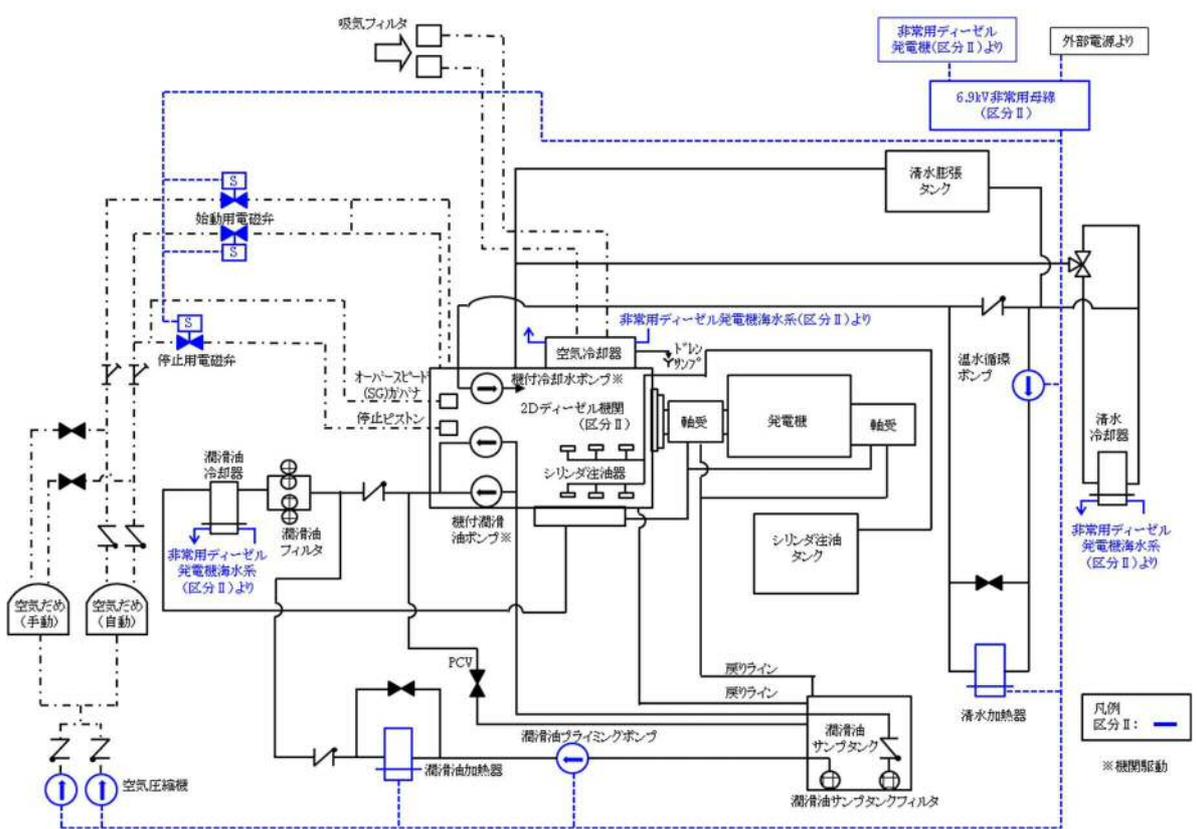
No.	15	
安全機能	非常用の交流電源機能	
系統・機器	ディーゼル発電機設備	
多重性又は多様性	有	<p>ディーゼル発電機設備は非常用ディーゼル発電機 2 台及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機 1 台の、計 3 台設置している。</p> <p>また、各々のディーゼル発電機には専用のサポート系（潤滑油系、冷却水系及び燃料移送系）を設置しており、多重性を有している。</p> <p>現有設備では、軽油貯蔵タンクが 1 基であり、単一設計となっている。しかし、今回の申請にて軽油貯蔵タンクは 2 基に変更し、多重性を有する設計とする。</p>
独立性	有	<p>(1)ディーゼル発電機設備は、原子炉建屋附属棟内に設置しており、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)ディーゼル発電機設備は、いずれも耐震 S クラス設備として設計している。</p> <p>また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)電源、補機冷却系はそれぞれ区分が異なる系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）から供給されている。</p> <p>(4)軽油貯蔵タンクは、耐震 S クラス設備として設計するとともに、独立性を有する設計とする。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって全ての系統又は機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	<p>第 15-1 図 ディーゼル発電機設備燃料輸送系</p> <p>第 15-2-1 図 ディーゼル発電機設備（2C）</p> <p>第 15-2-2 図 ディーゼル発電機設備（2D）</p> <p>第 15-2-3 図 ディーゼル発電機設備（HPCS）</p> <p>第 15-3 図 ディーゼル室換気系</p>	



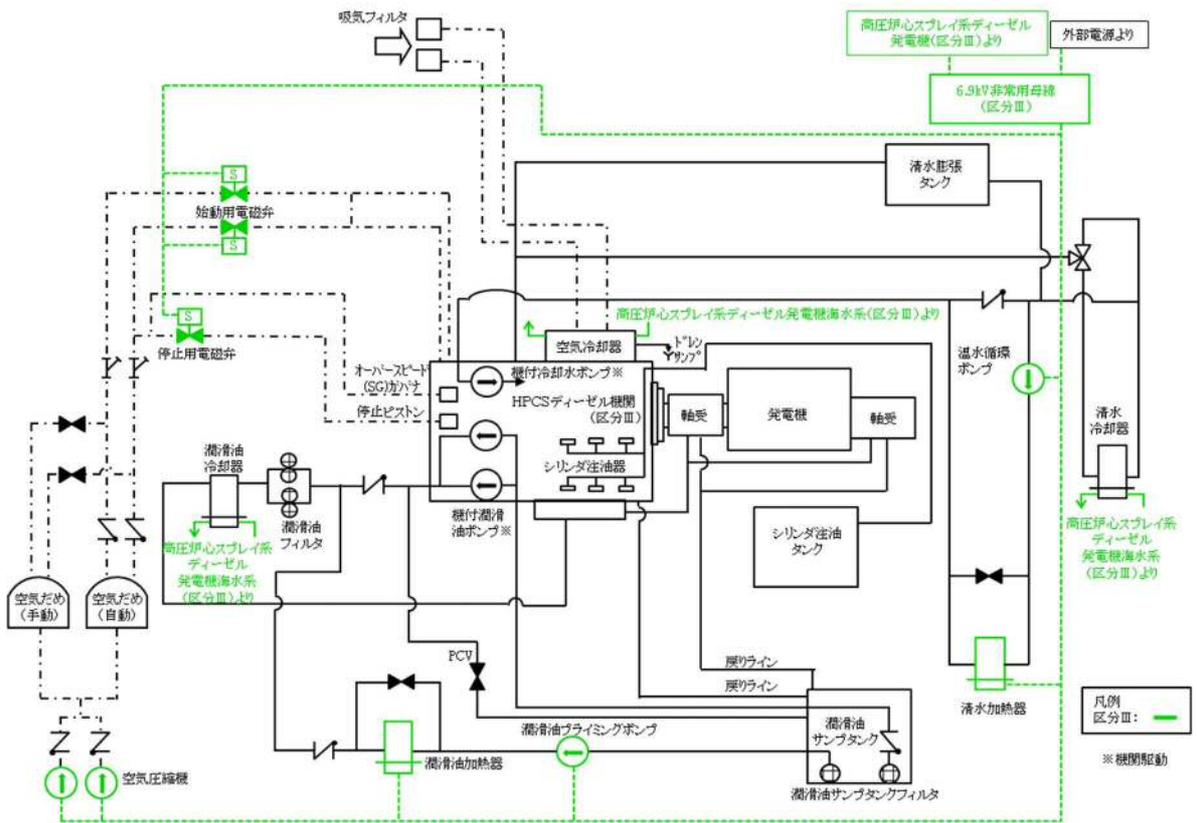
第 15-1 図 ディーゼル発電機設備燃料輸送系 系統概略図



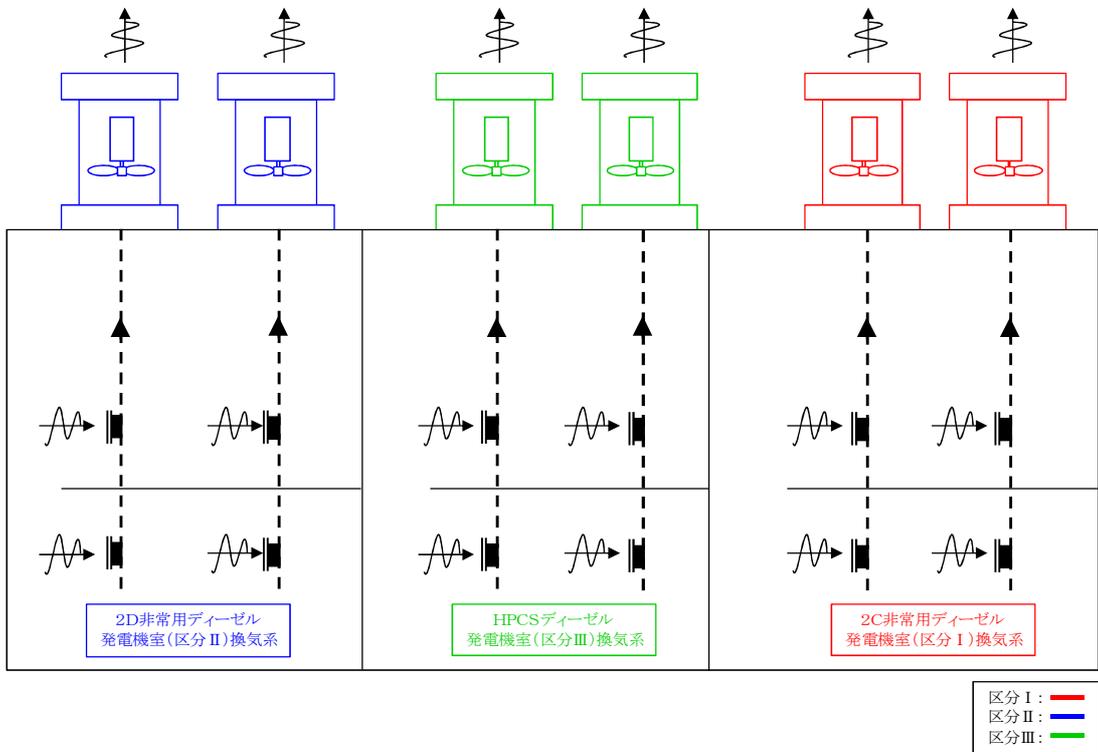
第 15-2-1 図 ディーゼル発電機設備 (2 C) システム概略図



第 15-2-2 図 ディーゼル発電機設備 (2 D) システム概略図

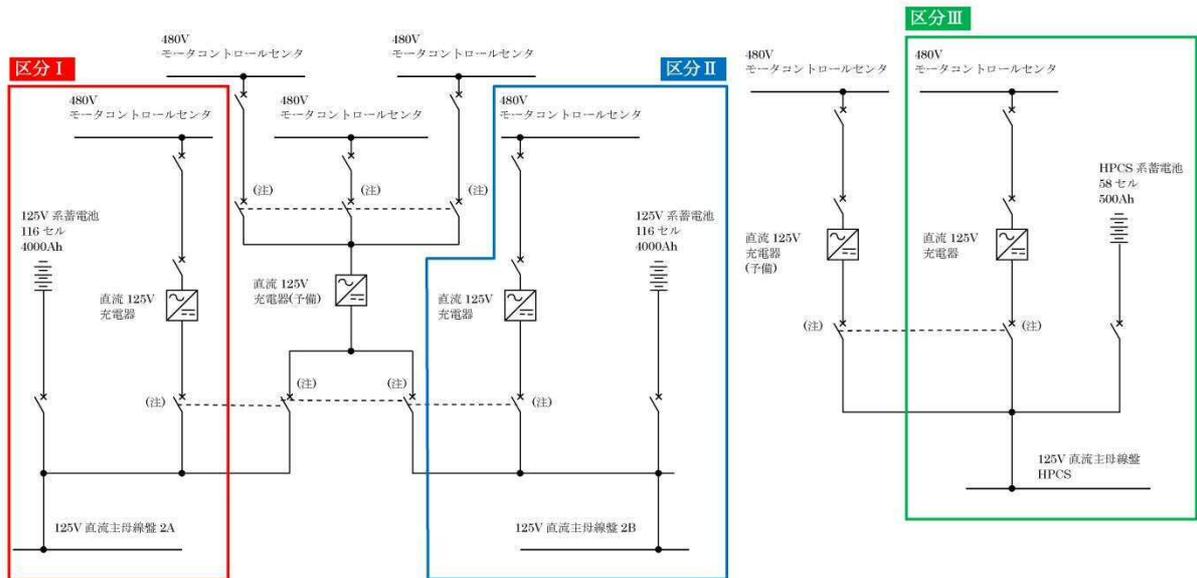


第 15-2-3 図 ディーゼル発電機設備 (HPCS) 系統概略図

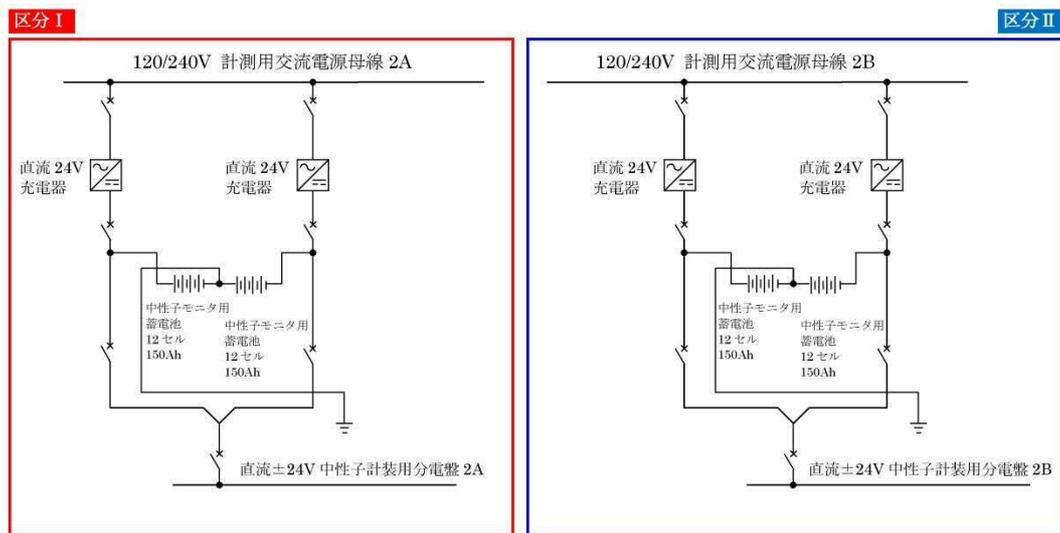


第 15-3 図 ディーゼル室換気系 系統概略図

No.	16	
安全機能	非常用の直流電源機能	
系統・機器	直流電源設備	
多重性又は多様性	有	直流電源設備の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ3区分，2区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)直流電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において，空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)直流電源設備は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)直流電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第16-1図 非常用所内電源設備（直流電源系）	



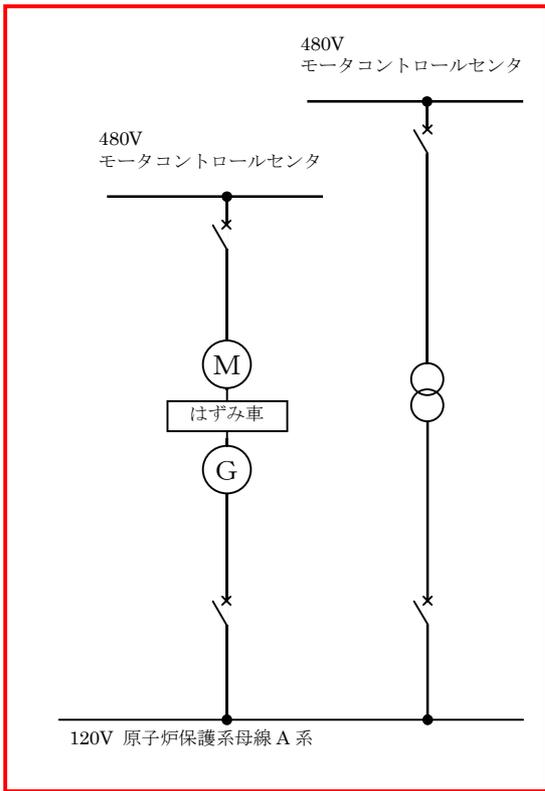
(注) メカニカルインタロック付き



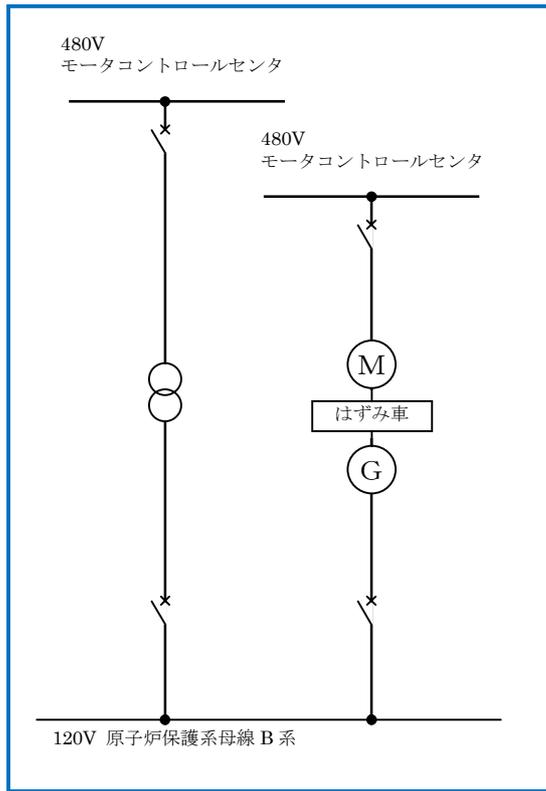
第 16-1 図 非常用所内電源設備（直流電源系） 系統概略図

No.	17	
安全機能	非常用の計測制御用電源機能	
系統・機器	計測制御用電源設備	
多重性又は多様性	有	計測制御用電源設備は3区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)計装用電源設備は、いずれも二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計されている。</p> <p>(2)計装用電源設備を構成している母線及び分電盤等は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。 また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)計装用電源設備は、それぞれ異なるエリアに分散して配置している。 また、電路においても物理的、電氣的に分離が図られている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第17-1図 計装用電源設備	

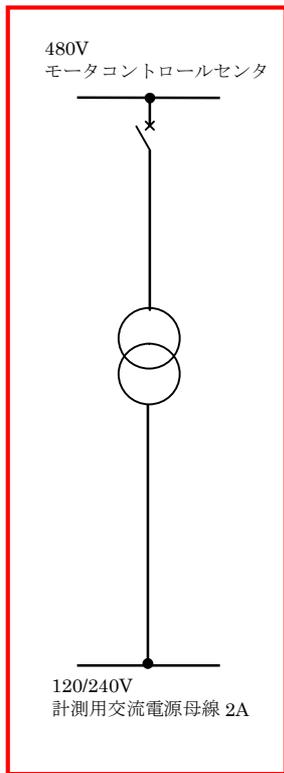
区分 I



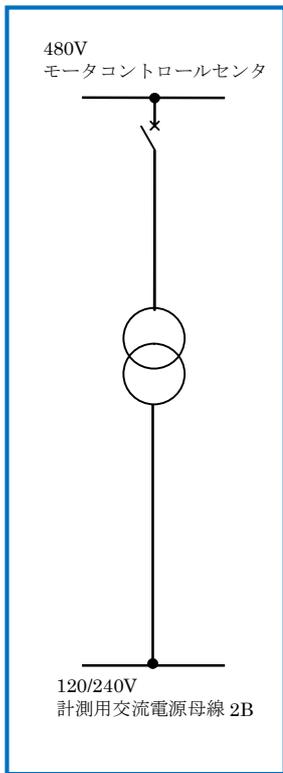
区分 II



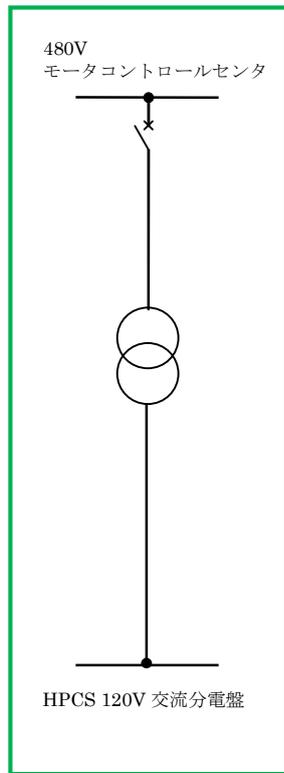
区分 I



区分 II

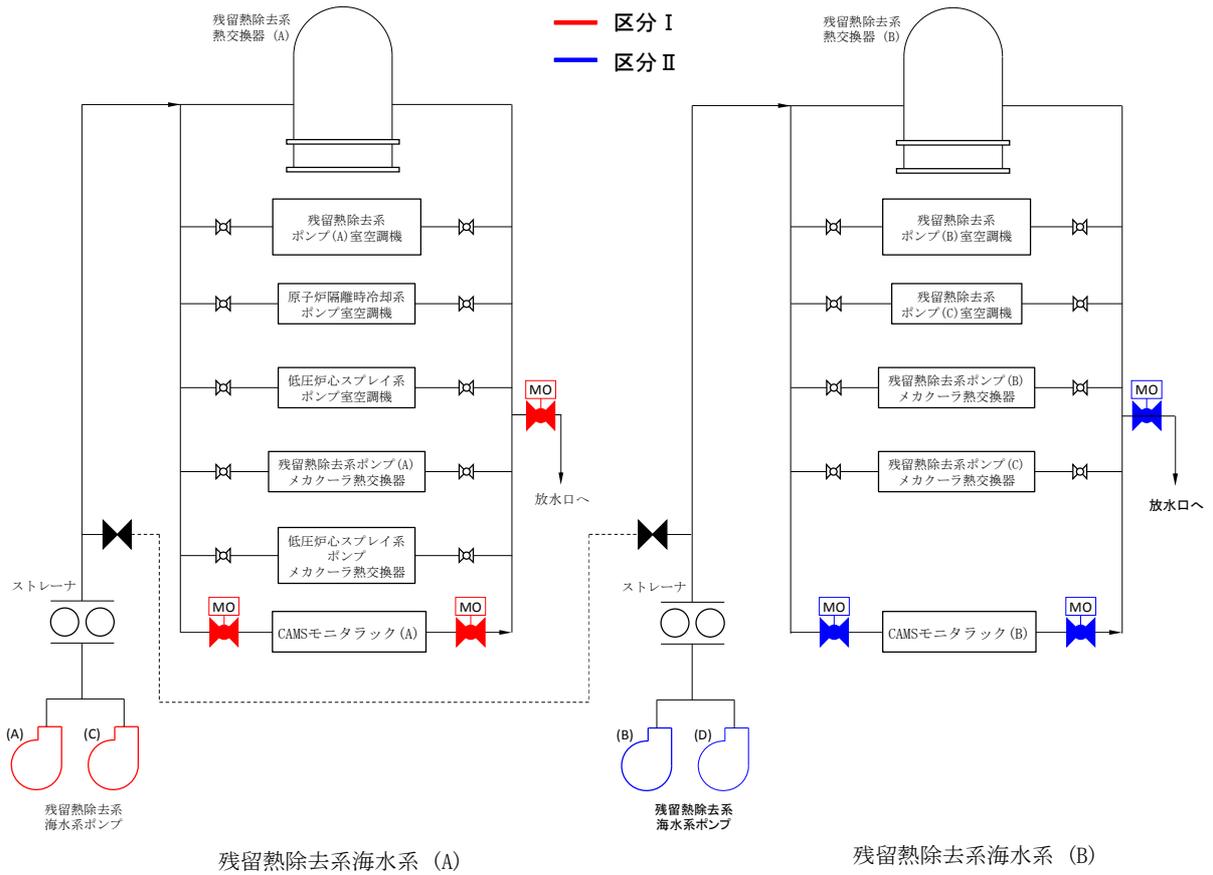


区分 III

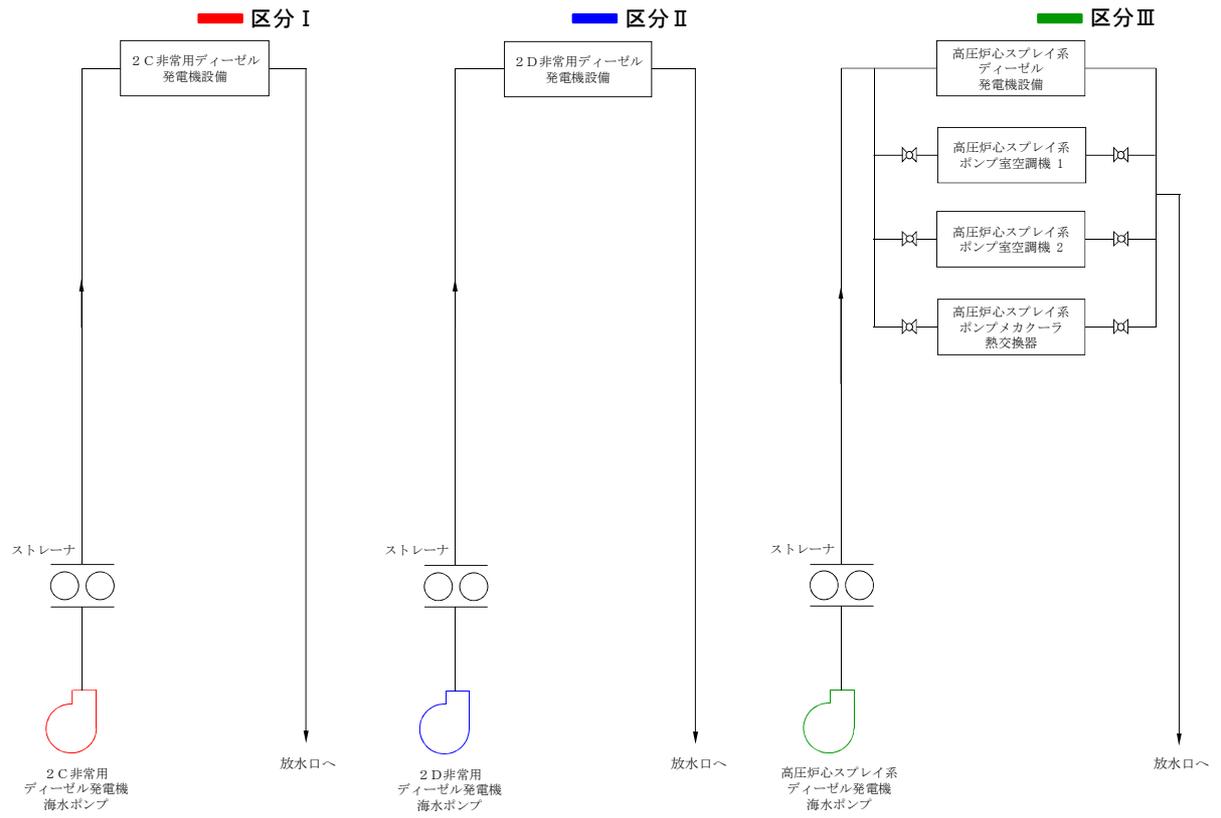


第 17-1 図 計装用電源設備 系統概略図

No.	18, 19	
安全機能	補機冷却機能 冷却用海水供給機能	
系統・機器	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	
多重性又は多様性	有	<p>残留熱除去系海水系は2系統設置しており、多重性を有している。</p> <p>ディーゼル発電機海水系は、非常用ディーゼル発電機海水系が2系統、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が1系統の3系統設置しており、多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1) 残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、二次格納施設外の環境条件に想定される自然環境においても、健全に動作するよう設計されている。</p> <p>※ 自然現象としては、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を想定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、系統分離を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) 電源については、残留熱除去系海水系は区分Ⅰ、区分Ⅱ、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲの異なる区分から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>(4) 残留熱除去系海水系のA系とB系はタイラインにより接続しているが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないように適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており、重要度分類についても主配管から隔離弁までの範囲はMS-1相当で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。</p> <p>なお、隔離弁は手動弁であり、施錠により弁ハンドルを固定し誤操作防止措置を講じている。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって多様性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第19-1図 残留熱除去系海水系 第19-2図 ディーゼル発電機海水系	

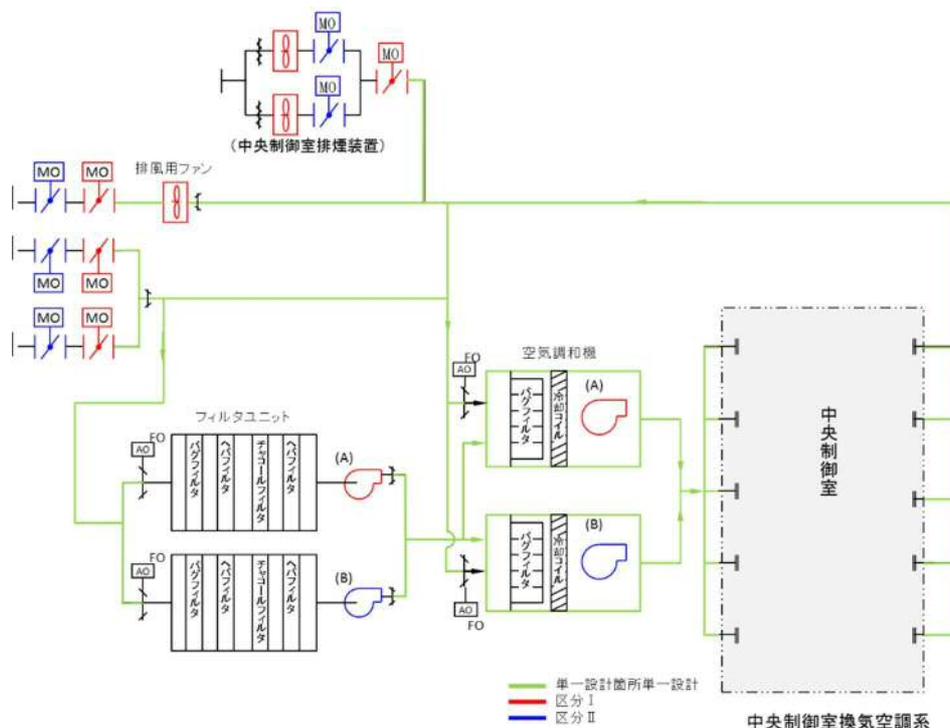


第 19-1 図 残留熱除去系海水系 系統概略図



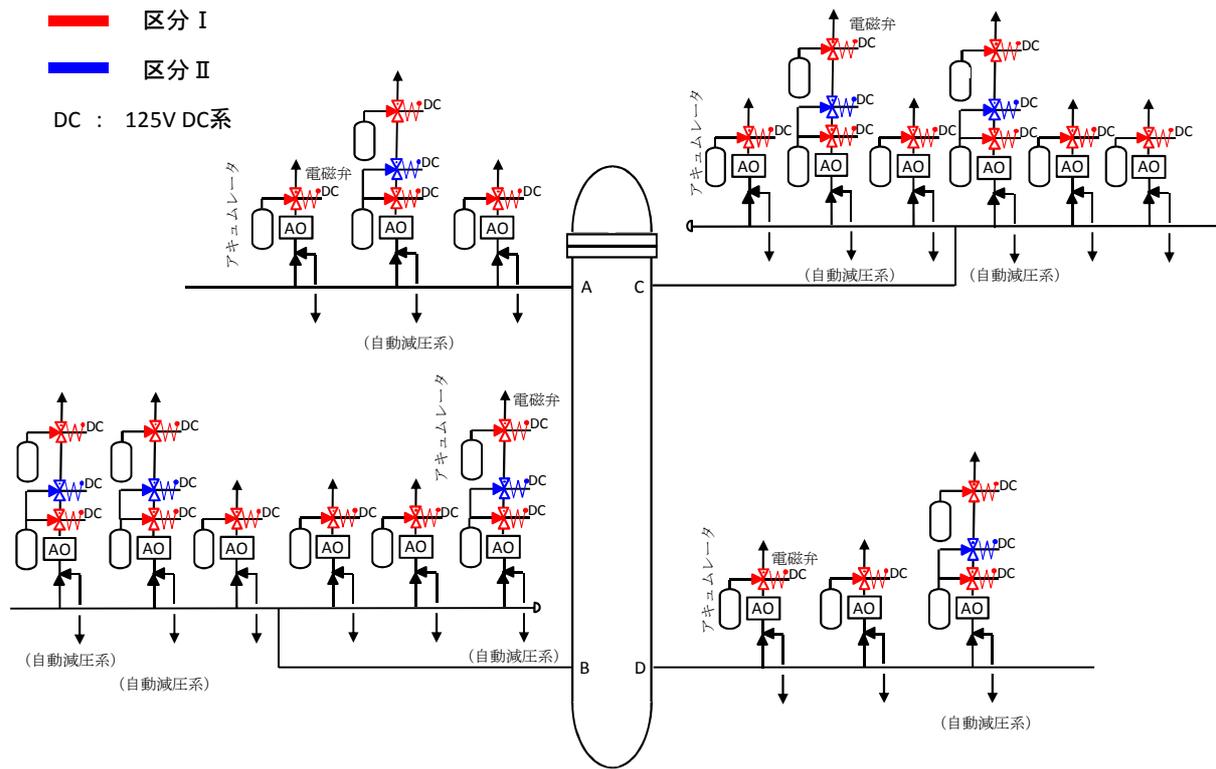
第 19-2 図 ディーゼル発電機海水系 系統概略図

No.	20	
安全機能	原子炉制御室非常用換気空調機能	
系統・機器	中央制御室換気系	
多重性又は多様性	無	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。 ただし、 <u>ダクトの一部及び空気調和機が単一設計となっている。</u>
独立性	有	<p>(1)中央制御室換気系は、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)中央制御室換気系は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については影響軽減対策を実施し、火災についても火災の発生防止対策を実施することで、機能喪失しないよう設計する。</p> <p>(3)中央制御室換気系の動的機器、フィルタユニットは多重化されており、それぞれ100%容量を有している。電源はそれぞれ異なる区分（区分Ⅰ，区分Ⅱ）から供給しており、1系統のサポート系の故障が他の系統に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>隔離弁は多重化しており、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しないよう、第1隔離弁と第2隔離弁の駆動電源の区分を分離している。</p> <p>フィルタユニット及び空気調和機の入口弁（空気作動弁）はフェイルオープンとなっており、サポート系の故障により系統機能に影響を及ぼさない設計としている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<u>使用期間は24時間以上の長期間。</u>
系統概略図	第20-1図 中央制御室換気系	

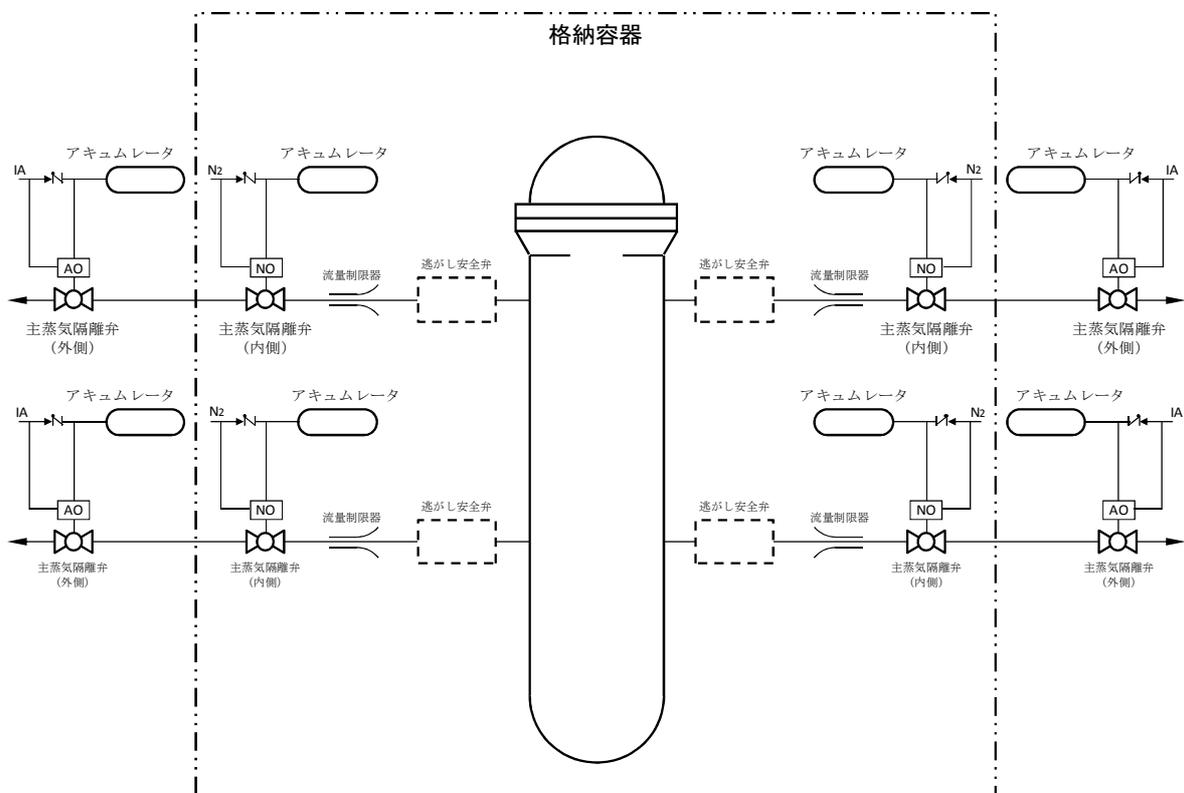


第20-1図 中央制御室換気系 系統概略図

No.	21	
安全機能	圧縮空気供給機能	
系統・機器	逃がし安全弁 [18 個] 及び自動減圧機能 [7 個] のアキュムレータ並びに主蒸気隔離弁 [8 個] のアキュムレータ	
多重性又は多様性	有	<p>逃がし安全弁のアキュムレータは 18 個の弁それぞれに設置されており、このうち 7 個の弁には自動減圧系のアキュムレータも別途設置されている。</p> <p>また、主蒸気隔離弁のアキュムレータについても 8 個の弁それぞれに設置されている。</p> <p>上記のとおり、弁そのものが多重性を有しており、それぞれ個別にアキュムレータを有していることから、アキュムレータについても多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1) 逃がし安全弁、自動減圧機能、主蒸気隔離弁のアキュムレータは、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するように設計している。</p> <p>(2) 逃がし安全弁、主蒸気隔離弁のアキュムレータは、耐震 S クラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3) 逃がし安全弁、主蒸気隔離弁のアキュムレータは、それぞれの弁に設置し、4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。</p> <p>サポート系についても、逃がし安全弁(自動減圧系)、主蒸気隔離弁の電源については 2 区分から供給しており、1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	<p>逃がし安全弁及び自動減圧機能のアキュムレータの使用期間は 24 時間以上の長期間。</p> <p>主蒸気隔離弁のアキュムレータの使用期間は主蒸気隔離弁が閉止するまでであり、24 時間未満の短期間。</p>
系統概略図	<p>第 21-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系</p> <p>第 21-2 図 主蒸気隔離弁</p>	

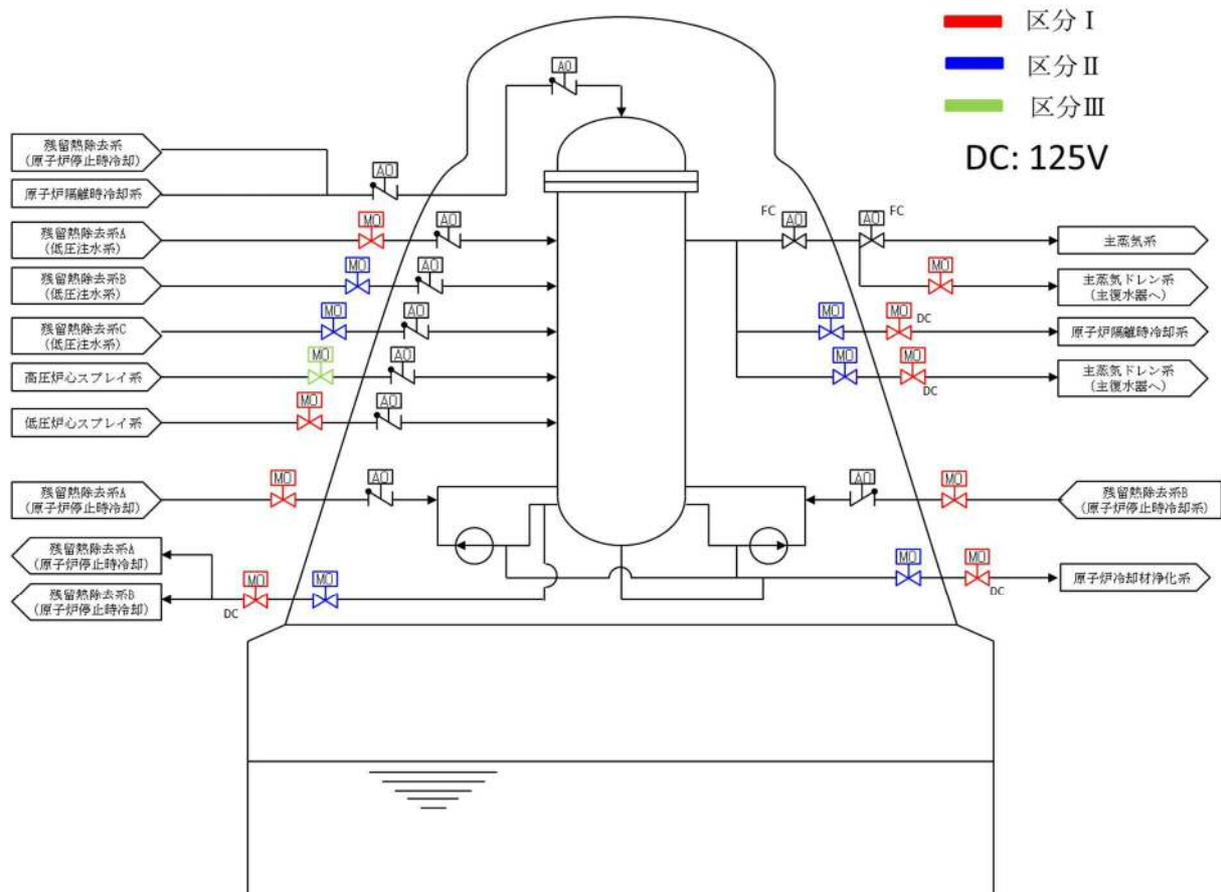


第 21-1 図 逃がし安全弁／自動減圧系 系統概略図



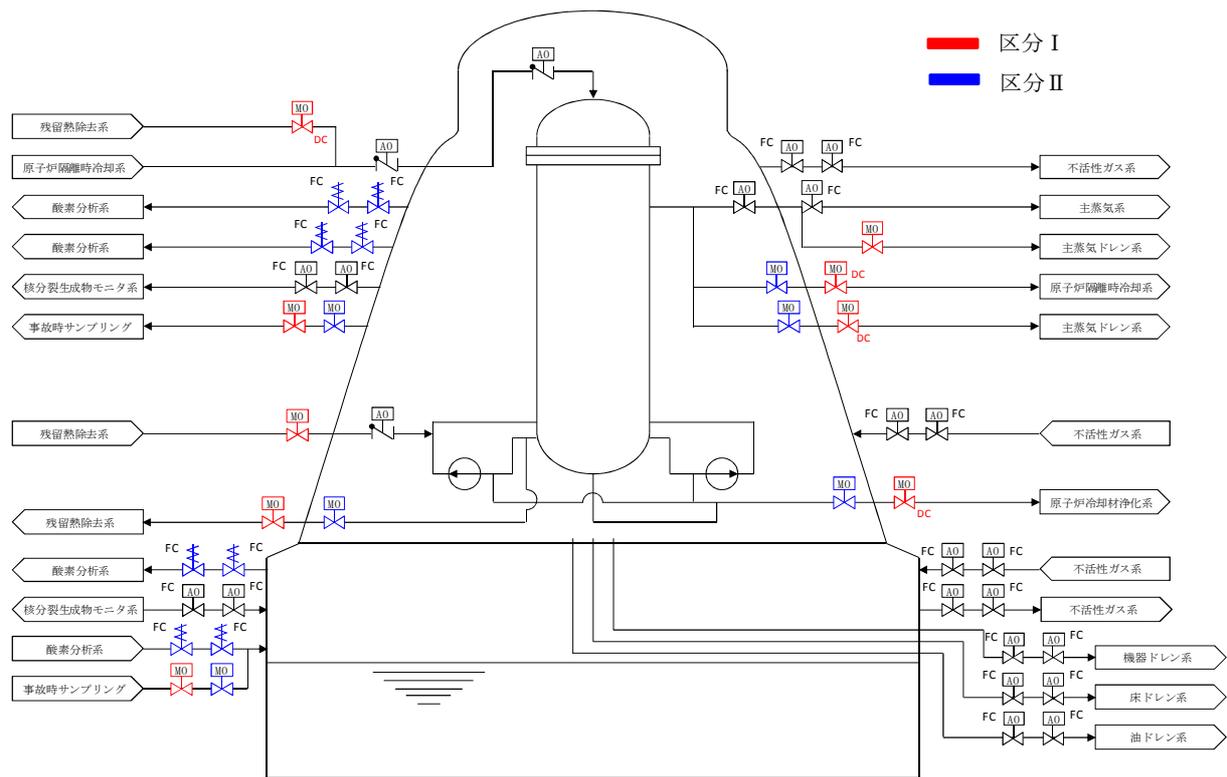
第 21-2 図 主蒸気隔離弁 系統概略図

No.	22	
安全機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	
系統・機器	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第十七条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。
独立性	有	<p>(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁は、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁と第2隔離弁がともに電動弁の場合には駆動電源の区分を分離している。 ・第1隔離弁と第2隔離弁がともに空気作動弁の場合にはフェイルクローズとなる設計としている。 ・第1隔離弁と第2隔離弁のうち一方が逆止弁の場合には、逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第22-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	



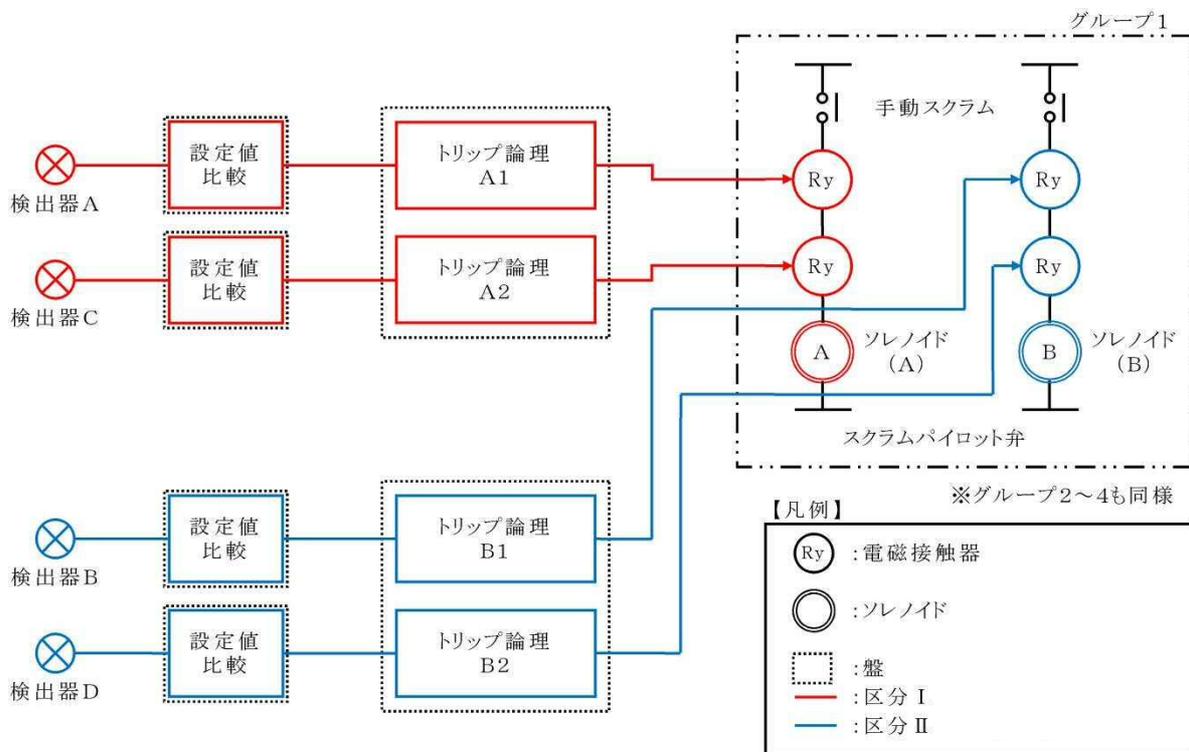
第 22-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁 系統概略図

No.	23	
安全機能	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	
系統・機器	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	
多重性又は多様性	有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。
独立性	有	<p>(1)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより、安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)原子炉格納容器バウンダリ隔離弁が2弁あるものについては、2つの隔離弁が同時に機能を喪失しない設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1隔離弁、第2隔離弁がともに電動弁である場合は、駆動電源の区分を分離している。 ・空気作動弁や電磁弁については、フェイルクローズとなる設計としている。 ・逆止弁については、逆止弁にて隔離機能を確保できる設計としている。 <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	隔離状態を維持するための使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第23-1図 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	



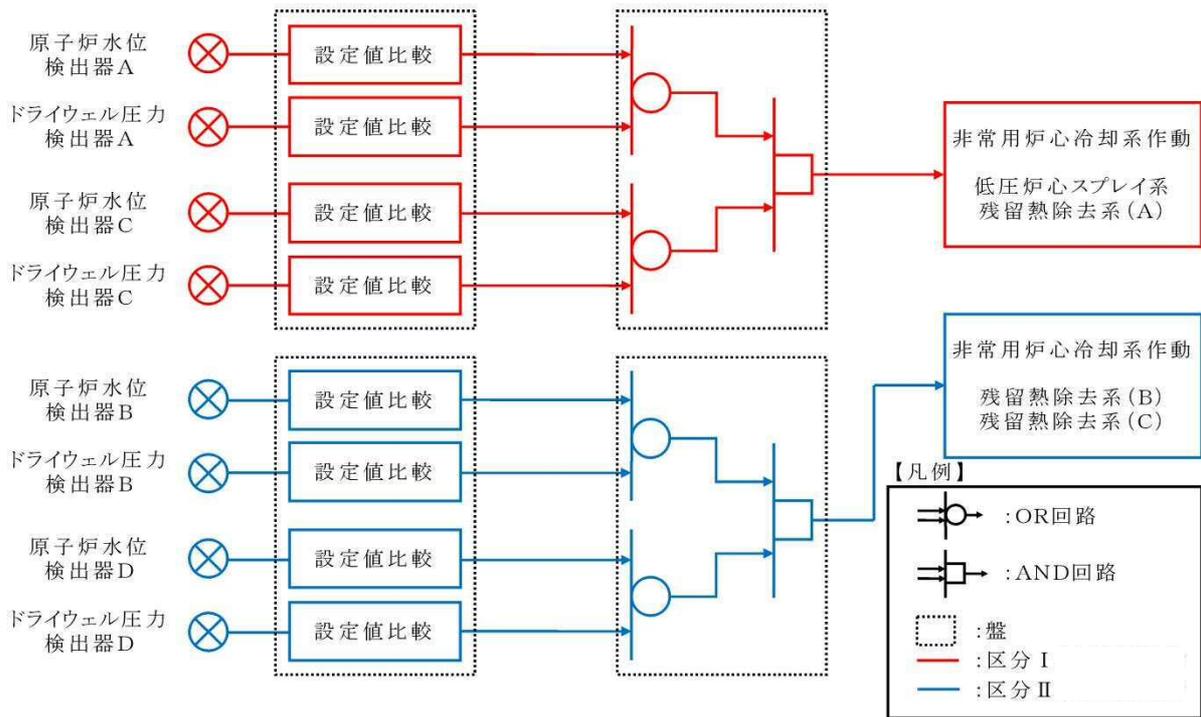
第 23-1 図 原子炉格納容器バウンダリ隔離弁 系統概略図

No.	24	
安全機能	原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	
系統・機器	安全保護系（スクラム機能）	
多重性又は多様性	有	安全保護系（スクラム機能）は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。 原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており、多重性を有している。
独立性	有	(1)原子炉緊急停止系は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。 (2)原子炉緊急停止系は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、安全機能を損なわないよう設計する。 (3)原子炉緊急停止系は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから、独立性を有している。
長期間にわたる要求	—	使用期間はスクラムのタイミングのみで短期間。
系統概略図	第24-1図 原子炉緊急停止系の安全保護回路	

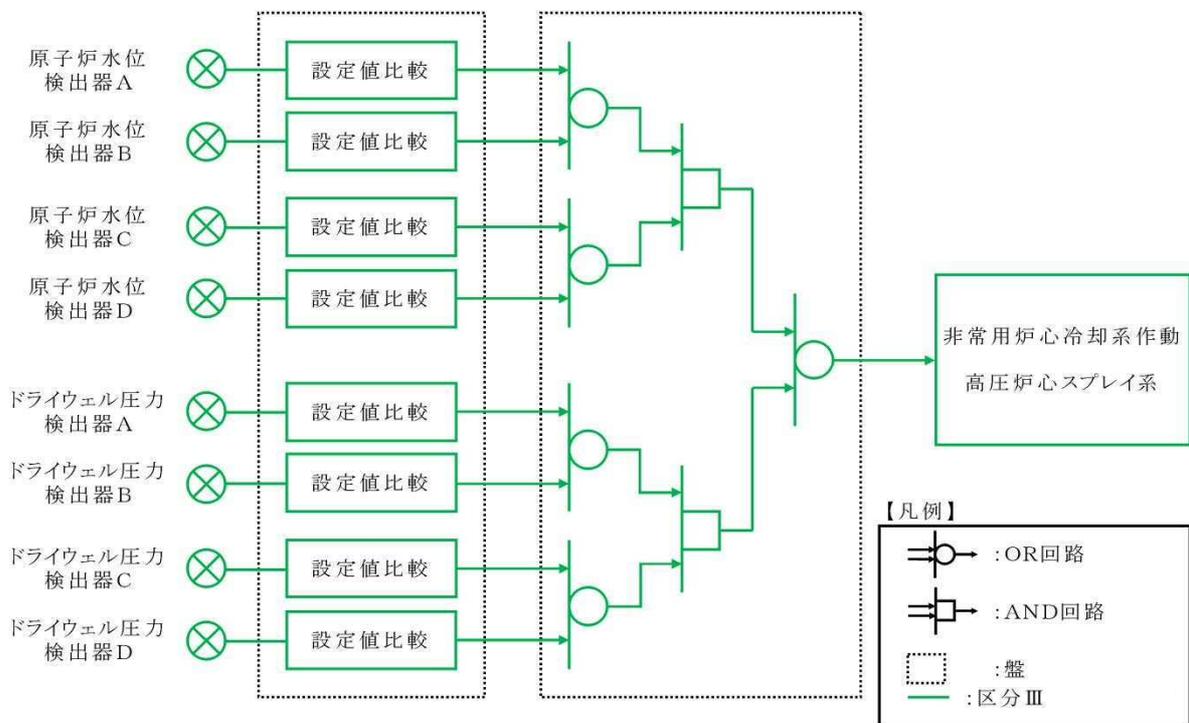


第24-1図 原子炉緊急停止系の安全保護回路 系統概略図

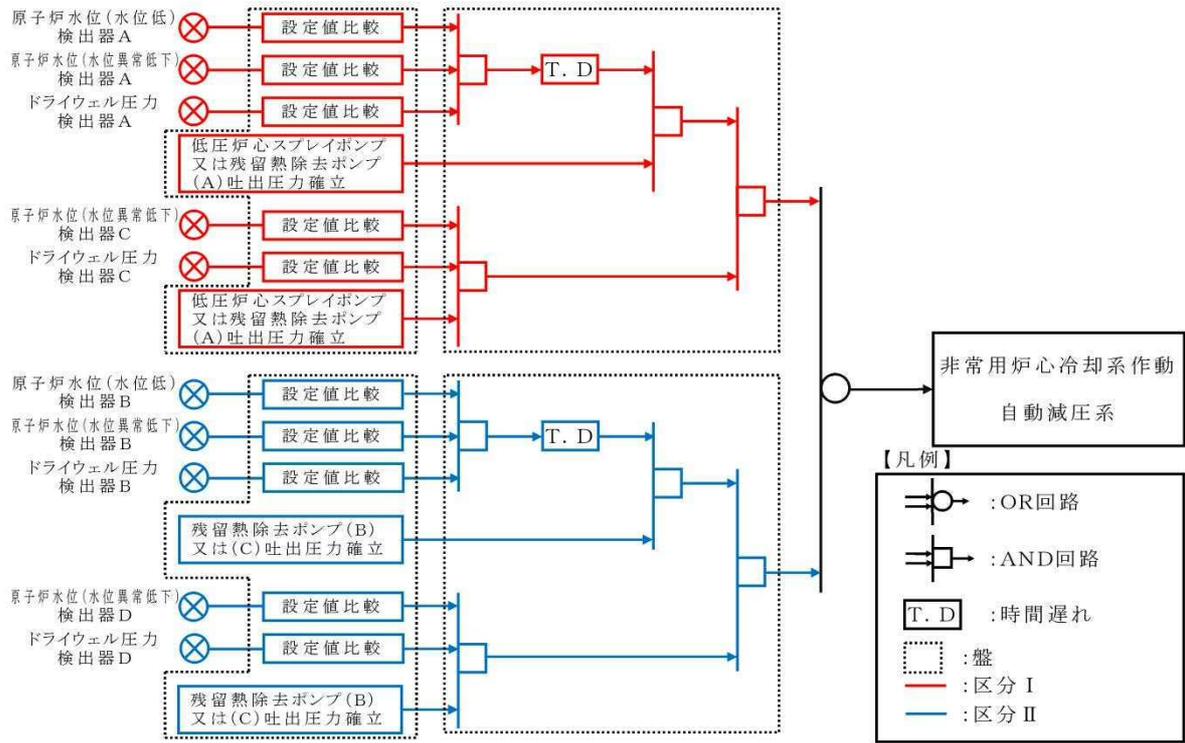
No.	25	
安全機能	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	
系統・機器	安全保護系（非常用炉心冷却系作動，主蒸気隔離，原子炉格納容器隔離，原子炉建屋ガス処理系作動）	
多重性又は多様性	有	<p>非常用炉心冷却系作動（低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，高圧炉心スプレイ系）の安全保護回路はそれぞれの区分に応じた複数の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性又は多様性を有している。</p> <p>非常用炉心冷却系作動（自動減圧系）の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>主蒸気隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>原子炉格納容器隔離の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路は2区分の検出器から得られた信号を用い，論理回路（1 out of 2 twice）を通じて作動信号を発生させており，多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)各回路は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)各回路は耐震Sクラス設備として設計している。また，その区分に応じ，それぞれ異なるエリアに設置しており，溢水，火災が発生した場合においても，安全機能を損なわないよう設計する。</p> <p>(3)各回路は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	<p>第 25-1-1 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系）</p> <p>第 25-1-2 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系）</p> <p>第 25-1-3 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系）</p> <p>第 25-2 図 主蒸気隔離の安全保護回路</p> <p>第 25-3 図 原子炉格納容器隔離の安全保護回路</p> <p>第 25-4-1 図 原子炉建屋ガス処理系(A)作動の安全保護回路</p> <p>第 25-4-2 図 原子炉建屋ガス処理系(B)作動の安全保護回路</p>	



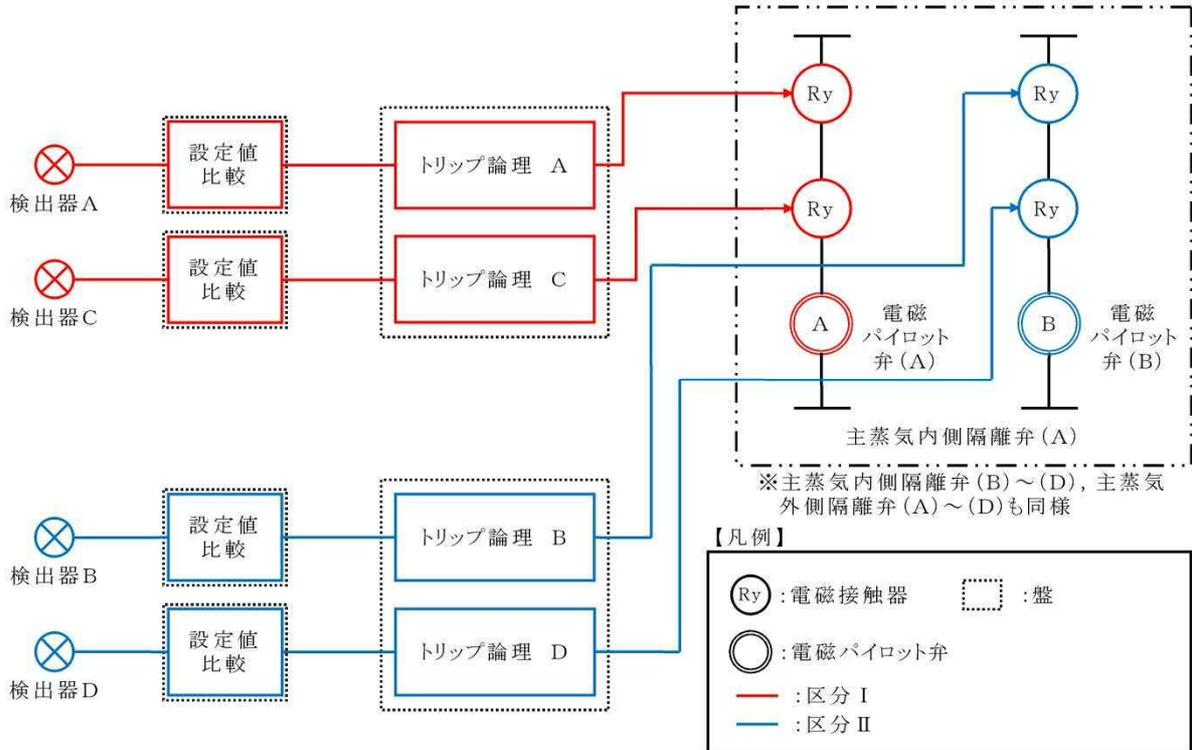
第 25-1-1 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（低圧炉心スプレイ系・残留熱除去系）系統概略図



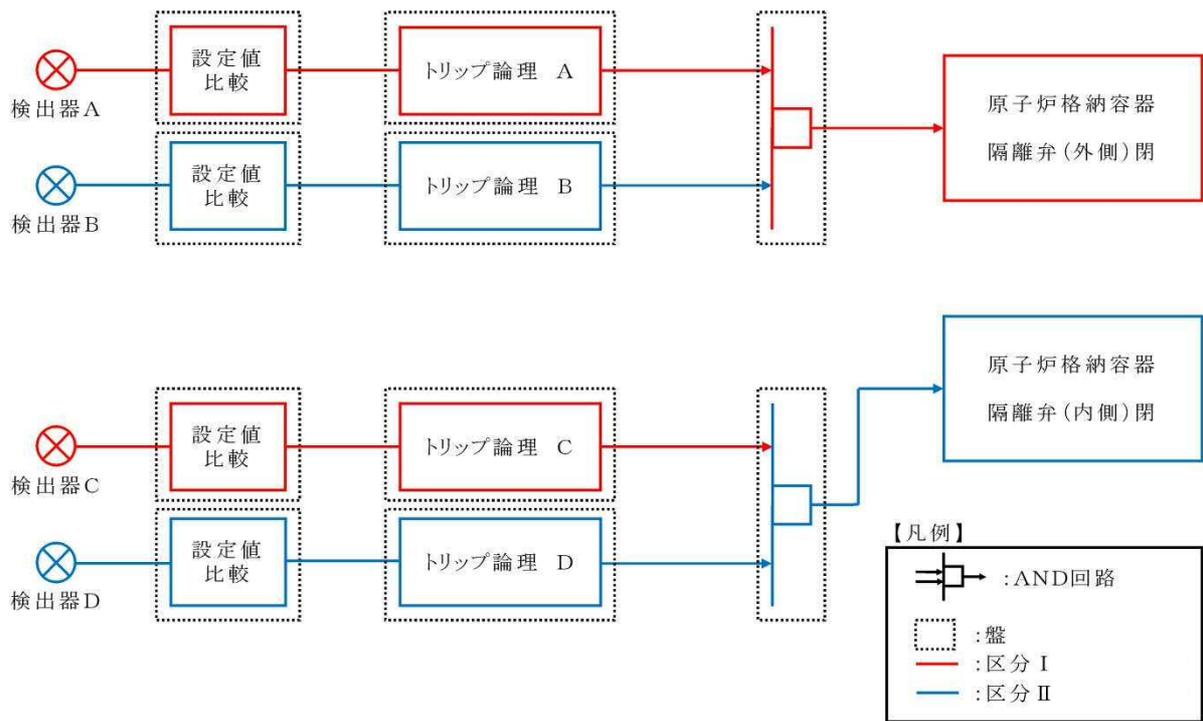
第 25-1-2 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（高圧炉心スプレイ系）系統概略図



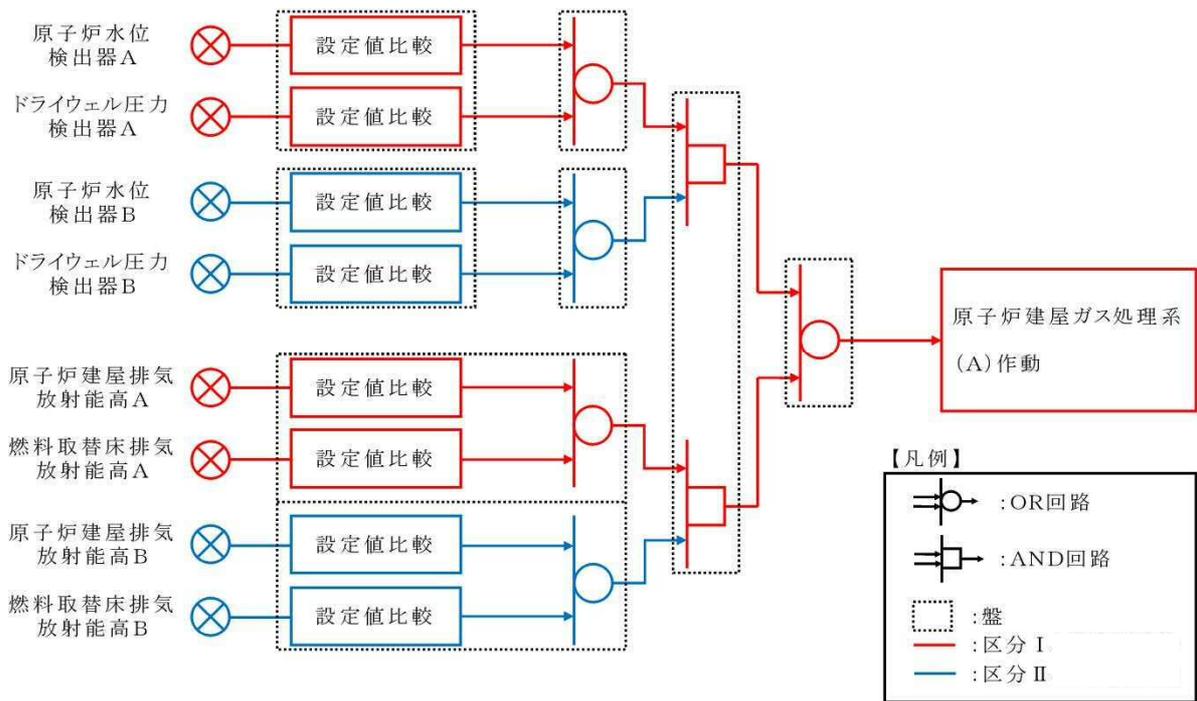
第 25-1-3 図 非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（自動減圧系） 系統概略図



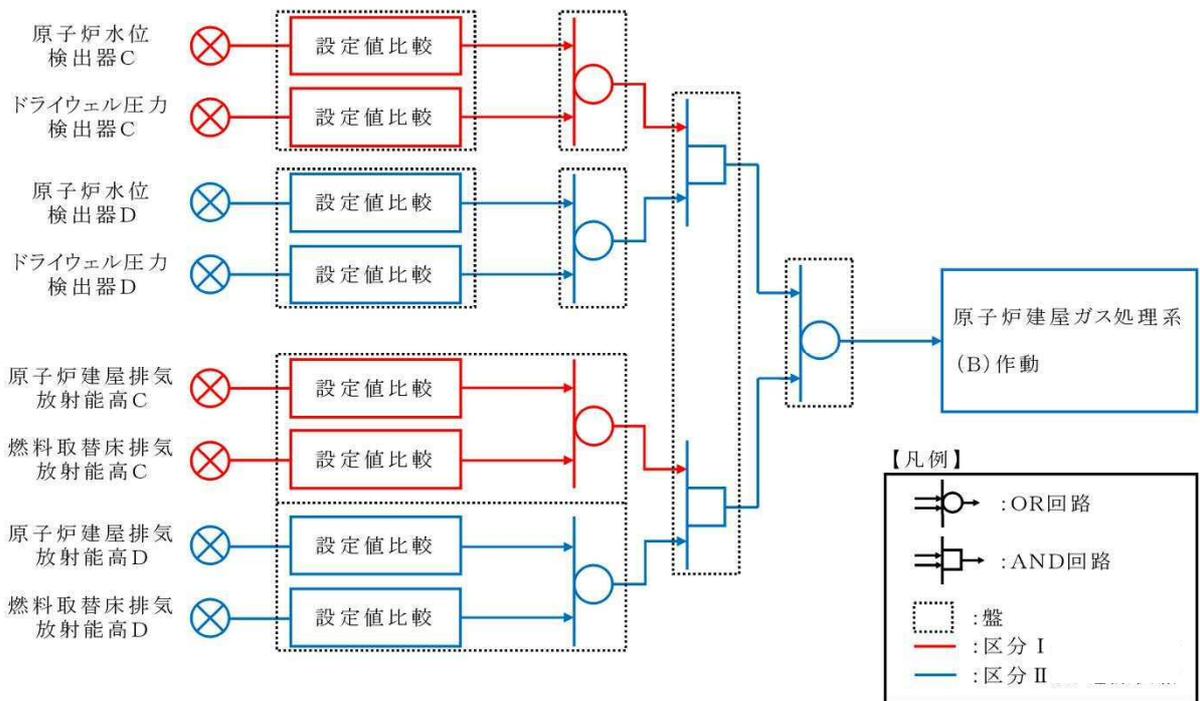
第 25-2 図 主蒸気隔離の安全保護回路 系統概略図



第 25-3 図 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 系統概略図

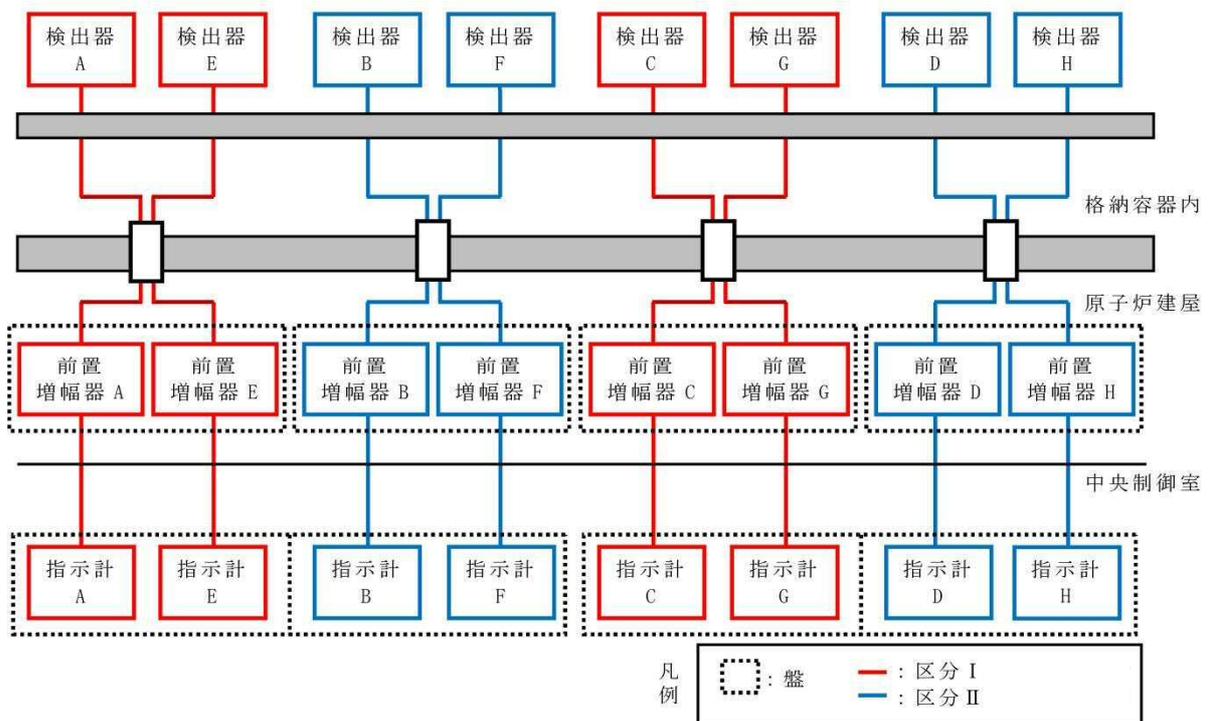


第 25-4-1 図 原子炉建屋ガス処理系 (A) 作動の安全保護回路 系統概略図

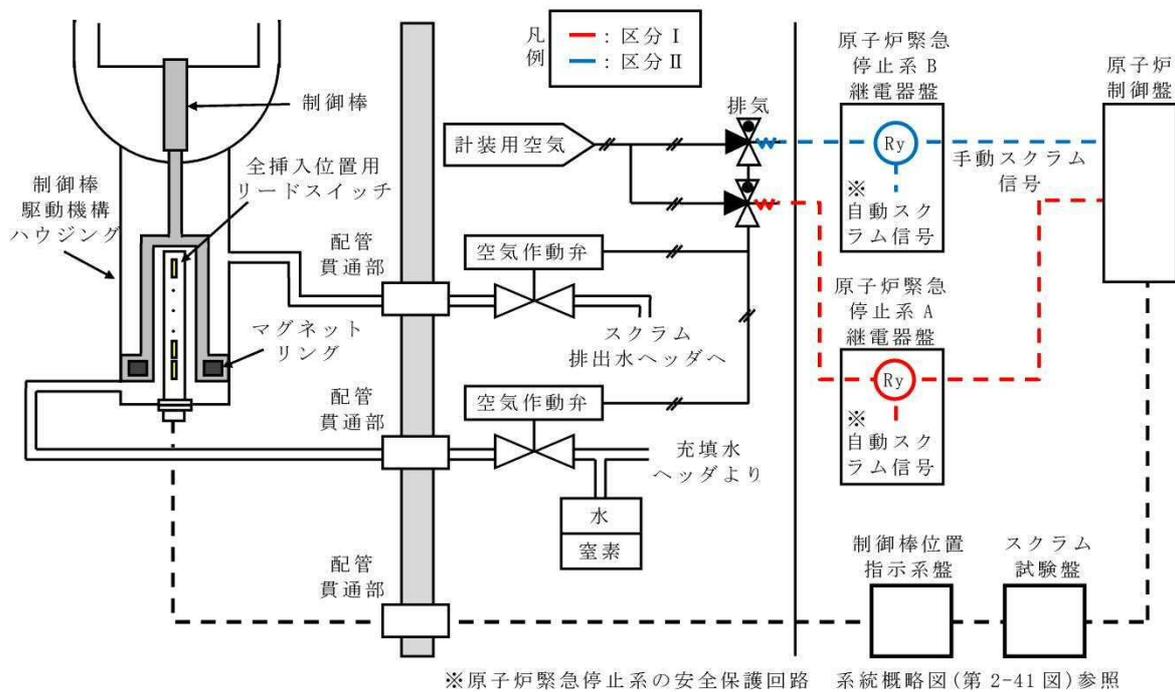


第 25-4-2 図 原子炉建屋ガス処理系 (B) 作動の安全保護回路 系統概略図

No.	26	
安全機能	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	
系統・機器	起動領域計装 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	
多重性又は多様性	有	<p>起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っており、多重性を有している。</p> <p>原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。</p>
独立性	有	<p>〈起動領域計装〉</p> <p>(1) 起動領域計装は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 起動領域計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。</p> <p>(3) 起動領域計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置、あるいは盤内において離隔して設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p> <p>〈原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備〉</p> <p>原子炉の停止状態を原子炉スクラム用電磁接触器の状態と制御棒位置で判断することにより、原子炉の停止状態を把握する。</p> <p>(1) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、二次格納施設外の環境条件において、空調機によって温度管理された状態で健全に動作するよう設計している。</p> <p>制御棒位置監視設備は、通常運転時の環境条件下において動作するよう設計している。</p> <p>(2) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、耐震Sクラス設備として設計している。また、溢水については、中央制御室は溢水源が無いこと、火災については常駐する運転員による早期感知・消火が可能であることから、機能に影響を及ぼすものではない。</p> <p>制御棒位置監視設備は、耐震Cクラス設備として設計している。</p> <p>(3) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>制御棒位置監視設備と原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備とは、物理的分離を行っている。</p> <p>上記(1)～(3)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第26-1図 起動領域計装 第26-2図 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	

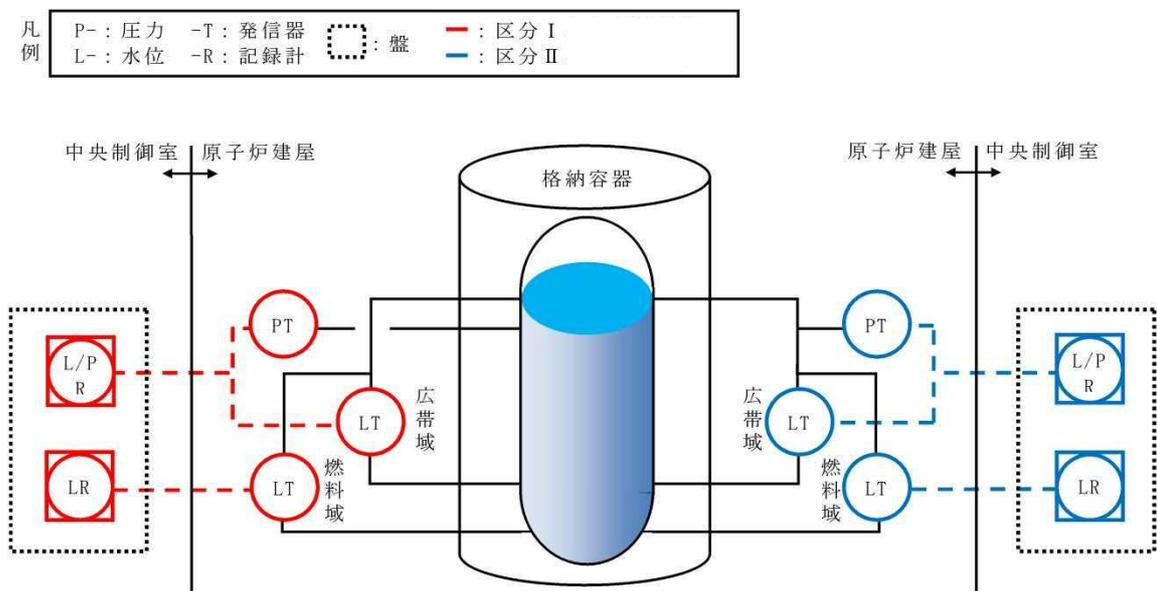


第 26-1 図 起動領域計装 系統概略図



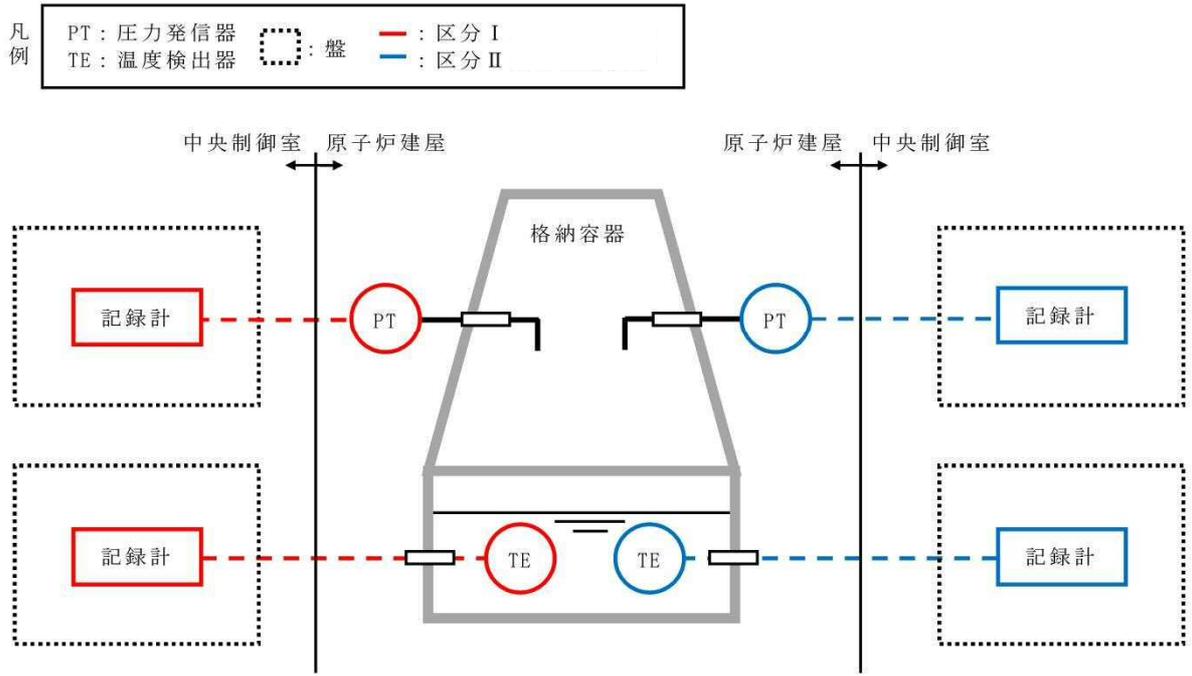
第 26-2 図 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備 系統概略図

No.	27	
安全機能	事故時の炉心冷却状態の把握機能	
系統・機器	原子炉水位計装（広帯域，燃料域） 原子炉圧力計装	
多重性又は多様性	有	原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉圧力計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)各計装は，いずれも耐震Sクラス設備として設計している。 また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 (3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の盤内において離隔して設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第27-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装	

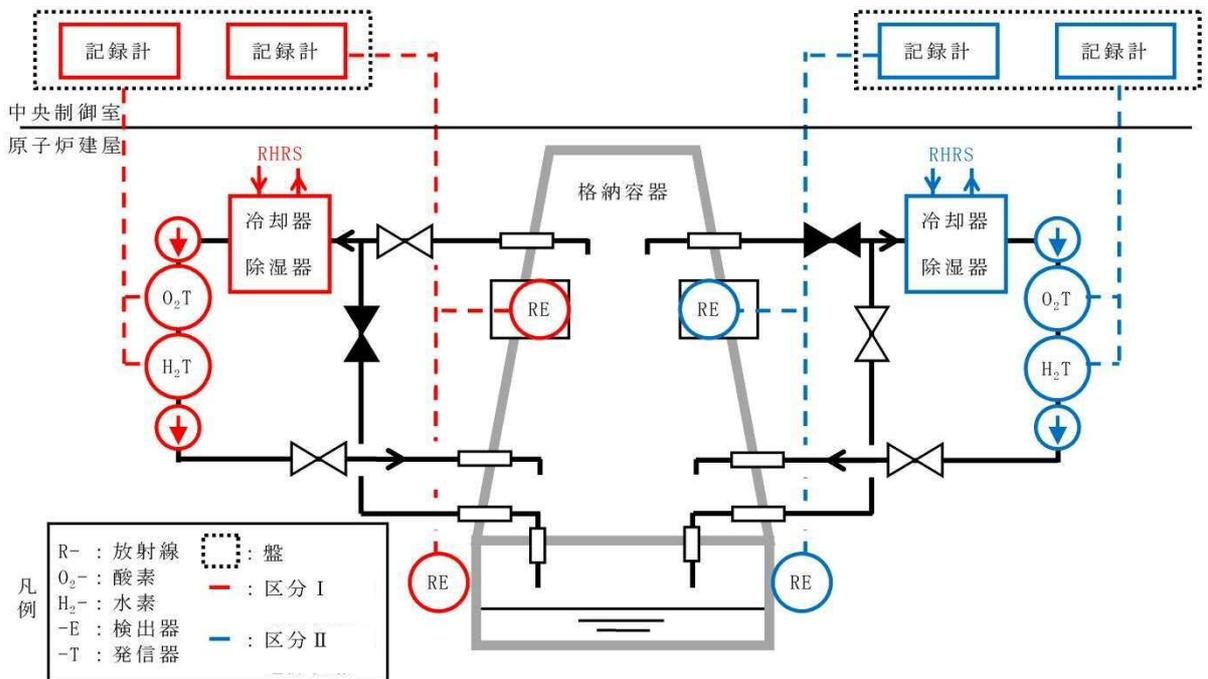


第27-1図 原子炉水位計装（広帯域，燃料域），原子炉圧力計装 系統概略図

No.	28	
安全機能	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	
系統・機器	原子炉格納容器圧力計装	
	サブプレッション・プール水温度計装	
	原子炉格納容器エリア放射線量率計装	
多重性又は多様性	有	各計装はそれぞれ2区分設置しており、多重性を有している。
独立性	有	<p>(1)各計装は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)サブプレッション・プール水温度計装及び原子炉格納容器エリア放射線量率計装は、いずれも耐震Sクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は、耐震Sクラス設備として設計する。また、溢水、火災については、位置的分散を図るとともに、溢水、火災の影響軽減対策等を実施することにより、同時に監視不能とならないよう設計する。</p> <p>(3)サブプレッション・プール水温度計装及び原子炉格納容器エリア放射線量率計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置しており、それぞれ分離して配置している。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(4)原子炉格納容器圧力計装は、その区分に応じ、中央制御室の異なる盤に設置、あるいは盤内において離隔して設置し、それぞれ分離して配置する設計とする。また、電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>上記(1)～(4)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	24時間以上の長期間。
系統概略図	第 28-1 図 原子炉格納容器圧力計装、サブプレッション・プール水温度計装 第 28-2 図 原子炉格納容器エリア放射線量率計装	



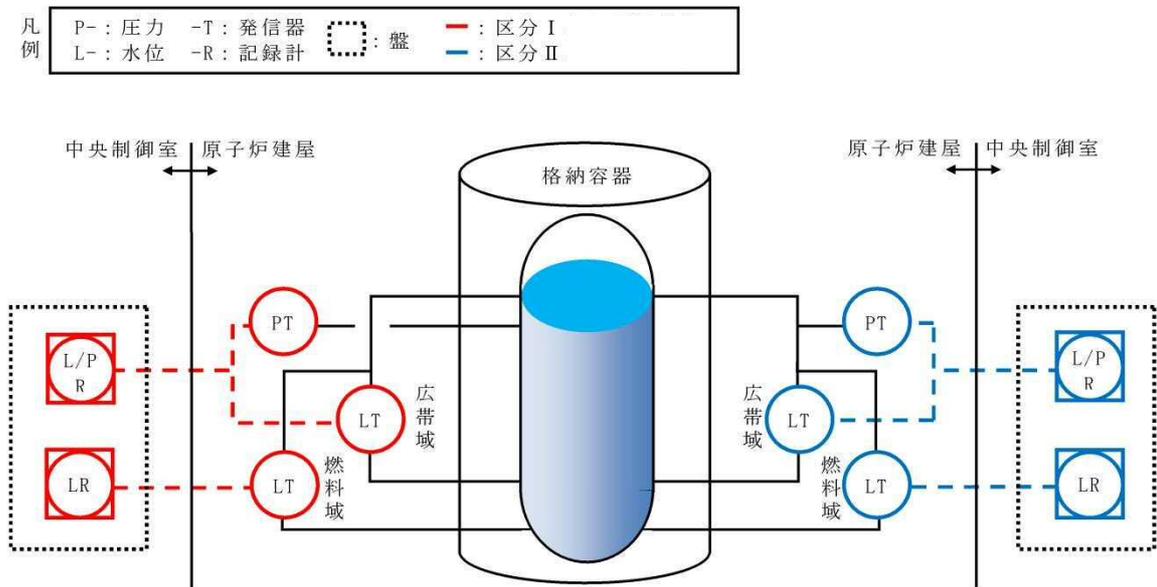
第 28-1 図 原子炉格納容器圧力計装, サプレッション・プール水温度計装 系統概略図



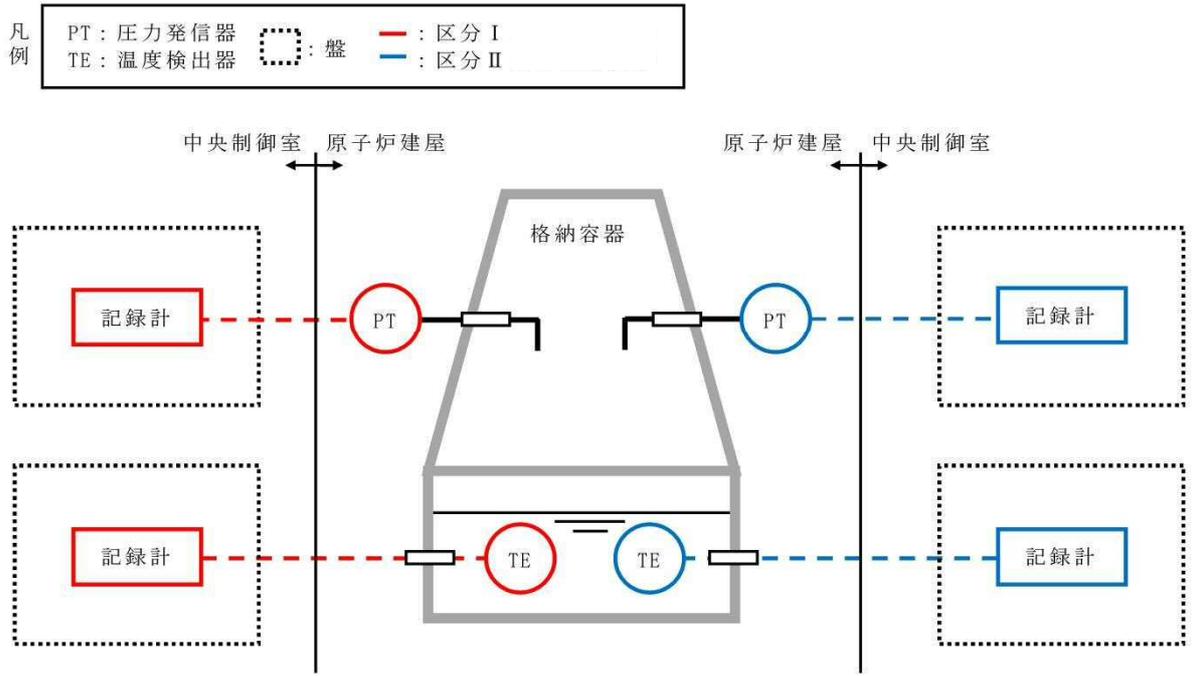
第 28-2 図 原子炉格納容器エリア放射線量率計装 系統概略図

No.	29	
安全機能	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	
系統・機器	<p>【冷温停止への移行】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力計装 ・原子炉水位計装（広帯域） <p>【ドライウェルスプレイ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力計装 <p>【サブプレッション・プール冷却】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位計装（広帯域，燃料域） ・サブプレッション・プール水温度計装 <p>【可燃性ガス濃度制御系起動】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器水素濃度計装 ・原子炉格納容器酸素濃度計装 <p>【放射性気体廃棄物処理系の隔離】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主排気筒放射線モニタ計装 	
多重性又は多様性	有	<p>【冷温停止への移行】</p> <p>原子炉圧力計装及び原子炉水位計装（広帯域）はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【ドライウェルスプレイ】</p> <p>原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及び原子炉格納容器圧力計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【サブプレッション・プール冷却】</p> <p>原子炉水位計装（広帯域，燃料域）及びサブプレッション・プール水温度計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【可燃性ガス濃度制御系起動】</p> <p>原子炉格納容器水素濃度計装及び原子炉格納容器酸素濃度計装はそれぞれ2区分設置しており，多重性を有している。</p> <p>【放射性気体廃棄物処理系の隔離】</p> <p>主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており，多重性を有している。</p>
独立性	有	<p>(1)各計装は，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。主排気筒放射線モニタは排気筒モニタ建屋に設置しており，放射性気体廃棄物処理施設破損時の排気筒モニタ建屋における環境下で健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2)各計装は，耐震Sクラス設備として設計している。原子炉格納容器圧力計装は，耐震Sクラス設備として設計する。また，溢水，火災については，位置的分散を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，同時に監視不能とならないよう設計する。 主排気筒放射線モニタ計装は，区分に応じて個別の盤・ラックに配置し，系統分離する。</p> <p>(3)各計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置しており，それぞれ分離して配置している。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。</p> <p>(4)原子炉格納容器圧力計装は，その区分に応じ，中央制御室の異なる盤に設置，あるいは盤内において離隔して設置し，それぞれ分離して配置する設計とする。また，電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し，1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p>

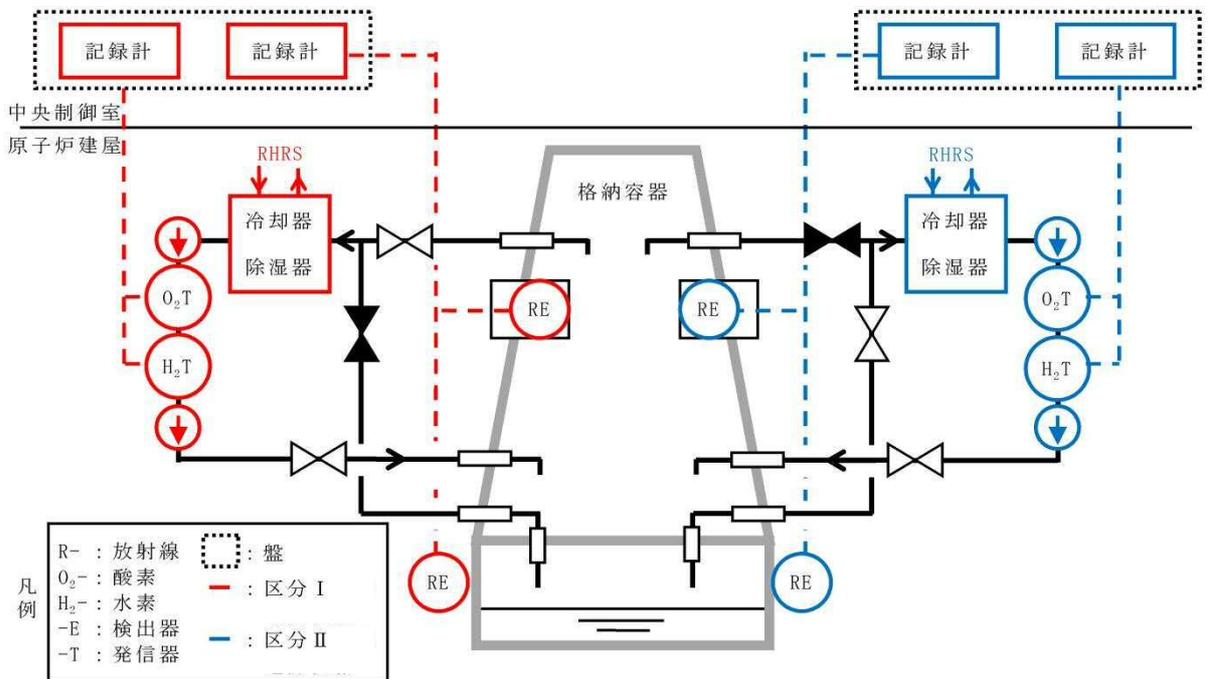
		<p>(5) 主排気筒放射線モニタ計装の電源についてはそれぞれ異なる区分から供給し、1つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>上記(1)～(5)により、共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p>
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	<p>第29-1図 原子炉水位計装（広帯域、燃料域）、原子炉圧力計装</p> <p>第29-2図 原子炉格納容器圧力計装、サブプレッション・プール水温度計装</p> <p>第29-3図 原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装</p> <p>第29-4図 主排気筒放射線モニタ計装</p>	



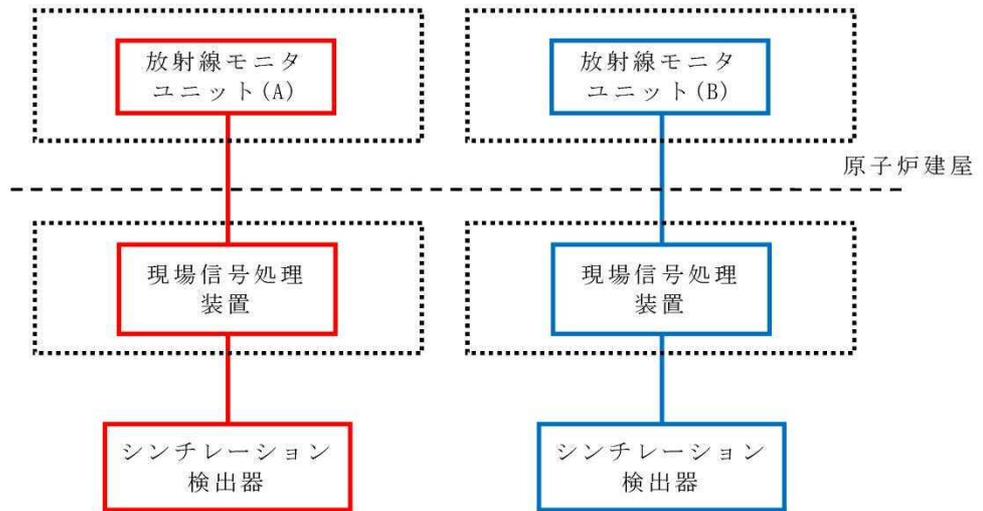
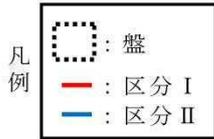
第29-1図 原子炉水位計装（広帯域、燃料域）、原子炉圧力計装 系統概略図



第 29-2 図 原子炉格納容器圧力計装, サプレッション・プール水温度計装 系統概略図



第 29-3 図 原子炉格納容器水素濃度計装及び酸素濃度計装 系統概略図



第 29-4 図 主排気筒放射線モニタ計装 系統概略図

安全施設に係る区分分離の基本原則について

1. はじめに

本資料では、東海第二発電所の安全施設に係る区分分離全体の基本原則について以下のとおり整理した。

2. 区分分離の種類

2.1 安全施設の区分分離

安全機能を有する構築物、系統及び機器（安全施設）のうち、重要度が特に高い安全機能を有するもの、及びそれ以外のものについての区分分離の考え方を以下に示す。

- (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器（安全施設）のうち、重要度が特に高い安全機能を有するもの

安全機能を有する構築物、系統及び機器（安全施設）のうち、重要度が特に高い安全機能を有するものについては、以下の（A）（B）のとおり設計している。

- (A) 多重性又は多様性を確保するために設置した同一の機能を有する安全施設との間において、「単一故障（従属要因による多重故障含む）」が発生した場合であっても機能できるよう「独立性」を確保

【設置許可基準規則第十二条第2項】

- (B) 他の安全施設との間、または非安全施設との間において、「その一方の運転又は故障等」により安全機能が阻害されないように「機能的隔離及び物理的分離」を実施

【設置許可基準規則第十二条第1項及び重要度分類指針】

(2) 安全施設のうち、①以外のもの

安全施設のうち、①以外のものについては、以下の（B）のとおり設計することとしている。

（B）他の安全施設との間、または非安全施設との間において、「その一方の運転又は故障等により」安全機能が阻害されないように「機能的隔離及び物理的分離」を実施

【同①（B）】

安全施設の区分分離の具体例を図1に、同一機能内の区分分離及び異なる機能間での区分分離の考え方を図2示す。

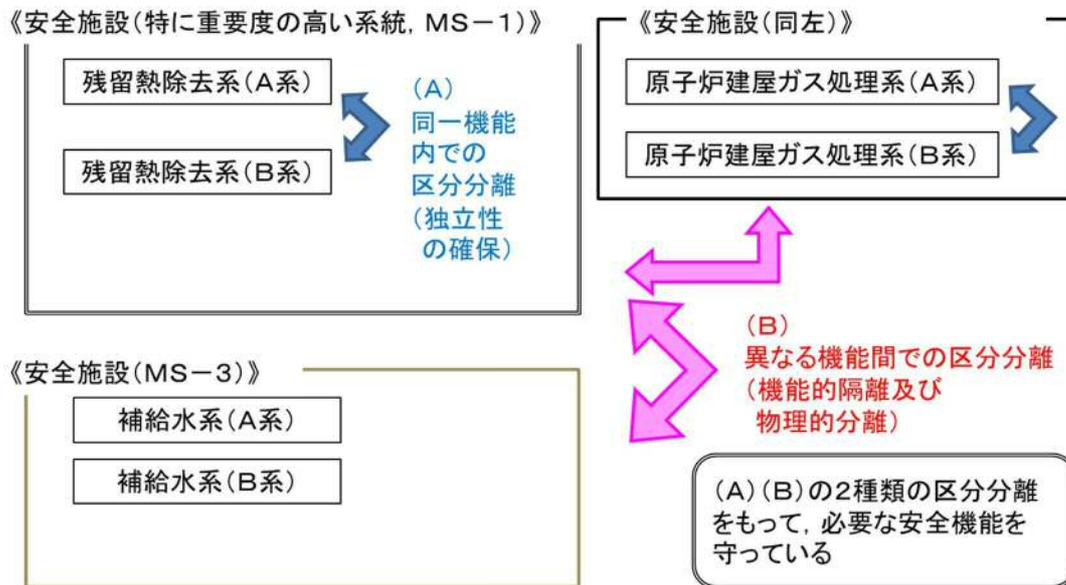


図1 安全施設の区分分離の具体例

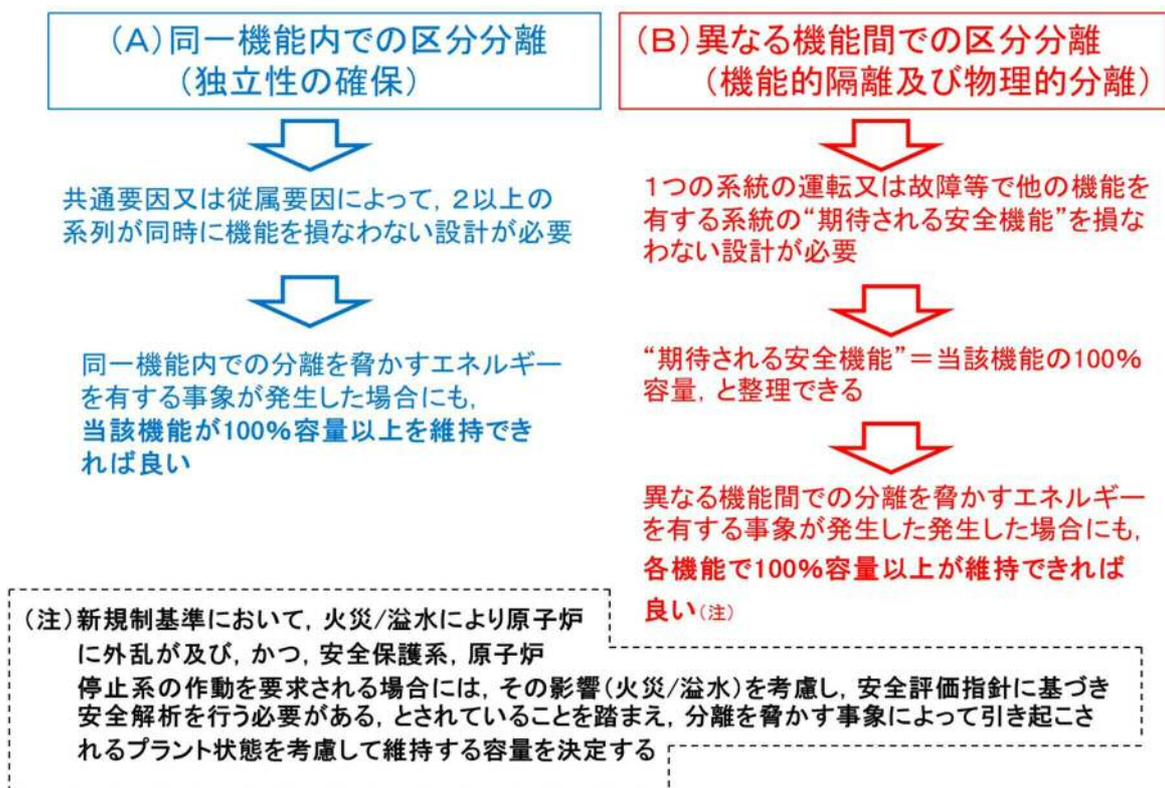


図2 同一機能内の区分分離及び異なる機能間での区分分離

東海第二発電所では、新規制基準を踏まえ、(A)(B)に加えて、設置許可基準規則第八条(火災による損傷の防止)に基づく区分分離や、設置許可基準規則第九条(溢水による損傷の防止)に基づく区分分離も実施することとしている。

ここで、(A)については、当該系(重要度の特に高い安全機能を有する系統)のみならず、直接関連系も対象となる。間接関連系については(A)を満足する必要はないが、共通要因又は従属要因とならないことが必要となる。

なお、(B)異なる機能間での区分分離(機能的隔離及び物理的分離)については安全施設全てを対象としているが、「同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように」することが目的であることを踏まえると、安全施

設のうちクラス3（PS-3，MS-3）の系統については、影響を受ける側の系統として見た場合、当該安全機能が阻害された場合においても代替性や復旧性を考慮すると原子炉施設の安全が損なわれることはない、と評価できる。

2.2 火災に対する分離について

火災に対する分離については、設置許可基準規則十二条に基づく分離と同第八条に基づく分離があり、以下の様な違いがある。

(1) (A) 同一機能内での区分分離（独立性の確保）

火災によっても他区分の設備が損傷しないよう、火災の影響を受ける可能性のある機器について、IEEE 384-1992（IEEE Standard Criteria Independence of Class 1E Equipment and Circuits）に基づく離隔距離の確保、又は耐火障壁の設置により、同一機能内での区分分離を実施

(2) (B) 異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）

火災によっても他機能の安全設備の機能を確保するよう、火災の影響を受ける可能性のある機器について、IEEE 384-1992（IEEE Standard Criteria Independence of Class 1E Equipment and Circuits）に基づく離隔距離の確保、又は耐火障壁の設置により、異なる機能間での区分分離を実施

(3) 区域又は区画内の安全機能が全喪失することを仮定した区分分離

(3時間耐火障壁による物理的分離)

上記(A)(B)の区分分離に加え、原子炉の高温停止及び冷温停止に係る安全機能を有する機器については、保守的に、火災により当該機器を設置する区域又は区画内の安全機能が全喪失することを仮定しても、少なくとも1区分以上の原子炉の高温停止及び冷温停止機能が確保されるよう

に、3時間耐火能力を有する耐火障壁の設置により、原則として、安全系区分Ⅰ・Ⅱ間での区分分離を行う。

2.3 同一機能内・異なる機能間での分離を脅かすエネルギーについて

同一機能内・異なる機能間での分離を脅かすエネルギーを、プラント内部で発生するエネルギー及びプラント外部で発生するエネルギーに分類すると、以下のとおり整理できる。

(1) プラント内部で発生するエネルギー

- ・環境条件
- ・火災
- ・溢水
- ・内的エネルギー（配管内のエネルギー、回転機器の回転エネルギー）

(2) プラント外部で発生するエネルギー

- ・地震
- ・津波
- ・その他自然現象，人為事象（偶発的）

3. 区分分離の設計方針

プラント内部で発生するエネルギー，プラント外部で発生するエネルギーを想定した分離設計の考えについて，分離方法毎に整理した結果を表1に示す。

表1 区分分離の設計方針について

分離方法	想定事象	機器		分離手段		設計方針
				距離	障壁	
物理的分離	内部エネルギー	配管の損傷において影響がある機器		○	—	(格納容器内) ・パイプホイップ評価を行い、配管の破断により安全機能が損なわれないような配置設計（必要に応じてパイプホイップレストレイントを設置）とする。
				○	○	(格納容器外) ・系統区分を考慮した配置とし、安全上重要な系統及び機器については、原則、各区分ごとに障壁による分離配置を行い、破断配管と分離する設計とする。
		回転機器の損傷において影響がある機器		○	○	(タービンミサイル) ・「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）に基づきタービンミサイル評価を行い、使用済燃料プール落下確率が 10^{-7} /年以下であるように配置上の考慮を行う。 ・タービンミサイルが貫通しない障壁を設ける設計とする。
				○	○	(その他ポンプ、モータ等のインターナルミサイル) ・ポンプ、モータ、タービン（RCIC系、給水系）などの異常によりミサイルが発生する確率が 10^{-7} /年以下であること。 ・上記が不可能な場合には、安全上重要な系統、機器へのミサイル落下確率（破壊に至らしめる確率）が 10^{-7} /年以下であること。 ・上記が不可能な場合には、隔離壁を追加する設計とする。
	火災	火災において影響がある機器	ケーブル	○	○	・IEEE Std 384-1992 (IEEE Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits)に基づく隔離距離により分離する設計とする。 ・耐火障壁等により分離する設計とする。
		補機	○	○		
		盤・ラック	○	○		
その他 (想定事象に対する頑健性の確保)	環境条件		各機器は想定される環境条件に耐えうる設計とする。			
	溢水*		溢水の発生要因（想定破損、消火等、地震起因）ならびに溢水影響モード（没水、被水、蒸気曝露）それぞれに対し、『溢水の発生防止』、『溢水の拡大防止』、『溢水の影響防止』の3方策を適切に組み合わせることにより、複数の安全区分が同時に機能喪失しないよう設計する。			
	地震		耐震重要施設は基準地震動に対してその機能を損なわない設計とする。			
	津波*		設計基準津波が各機器に到達しないよう防護する設計とする。			
	その他自然現象、人為事象（偶発的）*		屋内機器は影響を受けないこと、屋外機器は個別に防護する設計とする。			
分離方法	分離手段		設計方針			
機能的隔離	隔離装置		タイラインを有する系統間を弁の構成によって隔離する。計装系において光変換カード等を系統間に介在させる。電気系において遮断器等を用いた隔離部分を設ける設計とする。			

※想定事象に対する頑健性の確保のため、物理的分離を実施する場合がある。

4. まとめ

- (1) 区分分離には以下の2つの種類があり，これらによって必要な安全機能を守っている。
 - (A) 同一機能内での区分分離（独立性の確保）
 - (B) 異なる機能間での区分分離（機能的隔離及び物理的分離）

- (2) 区分分離を脅かすエネルギーとしては，プラント内部／外部で発生するエネルギーがそれぞれ考えられるため，各々について整理した。

- (3) 東海第二発電所は，当該系／関連系（直接関連系，間接関連系）について，本区分分離の基本原則に基づき，プラント設計を行っている。

地震，溢水，火災以外の共通要因について

1. 考慮するハザード

重要度の特に高い安全機能を有する系統における独立性の確認として，地震，溢水（内部溢水），火災（内部火災）による共通要因故障の有無を添付2にて整理している。ここでは，地震，溢水，火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードについて整理する。

設計基準対象施設について考慮するハザードは，設置許可基準規則の以下の条文に該当するものである。

第四条 地震による損傷の防止

第五条 津波による損傷の防止

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

第八条 火災による損傷の防止

第九条 溢水による損傷の防止等

これらの条文のうち，地震，溢水，火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードは，

第五条 津波による損傷の防止

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

である。

2. 津波による損傷の防止（設置許可基準規則第五条）

津波による損傷の防止については，設置許可基準規則第五条に対する適合性の説明の中で整理するが，重要度の特に高い安全機能を有する系統に対し

では、同別記3の通り、以下の対策をとることで基準津波に対して安全機能を損なわない設計としている。

- ・津波による遡上波が到達しない高い場所への配置
- ・津波が流入することを防止するための設備の設置等の津波防護対策
- ・基準津波による水位の低下に対する海水ポンプの機能保持対策

3. 外部からの衝撃による損傷の防止（設置許可基準規則第六条）

外部からの衝撃による損傷の防止については、設置許可基準規則第六条に対する適合性の説明の中で整理するが、重要度の特に高い安全機能を有する系統に対しては、以下の通り、安全機能を損なわない設計としている。

- ・発電所敷地で想定される洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合において，自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計
- ・「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示される重要安全施設は，科学的技術的知見を踏まえ，当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について，それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた設計
- ・発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害の原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であ

って人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない設計

- ・自然現象、人為事象の組み合わせについても、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の影響を考慮し、事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせを特定し、その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計

各ハザードに対する具体的な設計上の考慮は表1の通りである。

表1 設置許可基準規則第六条のハザードに対する設計上の考慮

ハザード	設計上の考慮
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害が生じることはない。
風（台風）	・安全施設は、設計基準風速による風荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは風（台風）による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
竜巻	・設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物が安全施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに安全施設に常時作用する荷重、運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせた荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性の確保若しくは飛来物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
凍結	・安全施設は、凍結に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは低温による凍結を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
降水	・安全施設は、設計基準降水量による浸水及び荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは降水による損傷を考慮して、代替設備により必要な機

ハザード	設計上の考慮
	能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
積雪	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、設計基準積雪深による荷重及び閉塞に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは積雪による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
落雷	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、設計基準電流値による雷サージに対し、安全機能を損なわない設計とすること若しくは雷サージによる損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、降下火砕物による直接的影響に対して機能維持すること若しくは降下火砕物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。 降下火砕物による間接的影響である7日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続できることにより安全機能を損なわない設計とする。
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、生物学的事象に対して健全性を確保すること若しくは生物学的事象による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、森林火災に対し防火帯及び離隔距離の確保若しくは森林火災による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
高潮	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P. +3.3m）以上に設置することで、その安全機能を損なわない設計とする。
飛来物 （航空機落下）	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設等への航空機の落下確率は防護設計の可否を判断する基準である10^{-7}回/炉・年を超えないため、飛来物（航空機落下）による防護については考慮不要である。
ダムの崩壊	<ul style="list-style-type: none"> 発電所敷地の北側に久慈川が位置しており、その支線の上流約30kmにダムが存在するが、久慈川は敷地の北方を太平洋に向かい東進していること、久慈川河口に対して標高3m～21mの上り勾配となっていることから、発電所敷地がダムの崩壊により影響をうけることはない。

ハザード	設計上の考慮
爆発	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、爆発源に対し、離隔距離の確保若しくは爆発による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
近隣工場等の火災	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、近隣工場等の火災に対し、離隔距離の確保若しくは近隣工場等の火災による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
有毒ガス	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、想定される有毒ガスの発生に対し、中央制御室換気系等により、中央制御室の居住性を損なわない設計とする。
船舶の衝突	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、航路を通行する船舶の衝突に対し、航路からの離隔距離を確保することにより、安全施設の船舶の衝突に対する健全性の確保若しくは船舶の衝突による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設は、電磁的障害に対し、健全性の確保若しくは電磁的障害による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。
重畳	<ul style="list-style-type: none"> 事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせを特定し、その中から荷重の大きさ等の観点で代表性のある、地震、津波、火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せの影響に対し、安全機能を損なわない設計とする。

4. 結論

地震、溢水、火災以外の共通要因故障の起因となりうるハザードについて整理した結果、設置許可基準規則第五条及び第六条に対する適合性を有しており、各々に対して安全機能を損なわない設計としていることを確認した。

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(1/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統	
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 [185本]	有	多重性 有	制御棒及び制御棒駆動系は185本 設置しており、多重性を有してい る。	—	—	短期	—	有
2	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 [185本]	有	多様性 有	2種類の異なる機構により未臨界 を維持することが可能な設計と なっており、多様性を有してい る。	—	—	長期	—	有
		ほう酸水注入系	—			—	—	短期	—	有
3	原子炉冷却材圧力バウンダリの 過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁とし ての開機能）	有	多重性 有	逃がし安全弁は18個設置してお り、安全弁機能は全てに備わっ ていることから、多重性を有してい る。	—	—	短期	—	有
4	原子炉停止後における除熱のため の崩壊熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止 時冷却系）	—	多様性 有	複数の除熱手段を有していること から、多様性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉隔離時冷却系	—			—	—		有	
		高圧炉心スプレイ系	—			—	—		有	
		逃がし安全弁（手動逃がし 機能）	有			—	—		有	
		自動減圧系（手動逃がし機 能）	有			—	—		有	
		残留熱除去系（サブレッ ション・プール冷却系）	有			—	—		有	
5	原子炉停止後における除熱のため の原子炉が隔離された場合の 注水機能	原子炉隔離時冷却系	—	多様性 有	動作原理の異なる複数のポンプに より原子炉への注水を行うことが 可能であり、多様性を有してい る。	—	—	長期	—	有
		高圧炉心スプレイ系	—			—	—		有	
6	原子炉停止後における除熱のため の原子炉が隔離された場合の 圧力逃がし機能	逃がし安全弁（手動逃がし 機能）	有	多重性 有	逃がし安全弁（手動逃がし機能） は18個設置されており、このうち 7個は自動減圧系（手動逃がし機 能）を兼ねている。 これらの弁には全て個別にアキュ ムレータが設けられ、個別に動作 させることが可能な設計としてお り、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		自動減圧系（手動逃がし機 能）	有			—	—		有	

12条-添付3-1

添付3

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(2/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統	
7	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系	—	多様性 有	事故後の高圧時における炉心冷却は、高圧炉心スプレイ系又は「自動減圧系による原子炉減圧及び低圧非常用炉心冷却系」によって達成できる設計としており、多様性を有している。	—	—	短期	—	有
		自動減圧系（逃がし安全弁）	有			—	—		—	有
		低圧炉心スプレイ系	—			—	—		—	有
		残留熱除去系（低圧注水系）	有			—	—		—	有
8	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系	—	多様性 有	低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系），高圧炉心スプレイ系によって多様性を有している。	—	—	長期	—	有
		残留熱除去系（低圧注水系）	有			—	—		—	有
		高圧炉心スプレイ系	—			—	—		—	有
9	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系（逃がし安全弁）	有	多重性 有	自動減圧系（逃がし安全弁）は7個設置しており、多重性を有している。	—	—	短期	—	有
10	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系，非常用ガス処理系）	—	—	原子炉建屋ガス処理系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。ただし、配管の一部が単一設計となっている。	○	配管の一部	長期	○	有
11	格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	—	—	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の動的機器は多重性を有している。ただし、スプレイヘッダ（サブレーション・チェンバ側）は単一設計となっている。	○	スプレイヘッダ（サブレーション・チェンバ側）	長期	○	有
12	格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	有	多重性 有	可燃性ガス濃度制御系は2系統設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
13	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（交流）	有	多重性 有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(3/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統	
14	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系(直流電源系統)	有	多重性有	非常用所内電源系(直流電源系統)の非常用所内電源、中性子モニタ用はそれぞれ3区分、2区分設置しており、それぞれ多重性を有している。	—	—	長期	—	有
15	非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備	有	多重性有	ディーゼル発電機設備は3区分あり、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
16	非常用の直流電源機能	直流電源設備	有	多重性有	直流電源設備の非常用所内電源、中性子モニタ用はそれぞれ3区分、2区分設置しており、それぞれ多重性を有している。	—	—	長期	—	有
17	非常用の計測制御用電源機能	計測制御用電源設備	有	多重性有	計測制御用電源設備は3区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
18	補機冷却機能	残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系	有	多重性有	残留熱除去系海水系は2区分、ディーゼル発電機海水系は3区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
19	冷却用海水供給機能									
20	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	—	—	中央制御室換気系の動的機器及びフィルタユニットは多重性を有している。ただし、ダクトの一部及び空気調和機が単一設計となっている。	○	ダクトの一部	長期	○	有
21	圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 [18個] のアキュムレータ	有	多重性有	弁そのものが多重性を有しており、それぞれ個別にアキュムレータを有していることから、アキュムレータについても多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		自動減圧機能 [7個] のアキュムレータ	有	多重性有		—	—	長期	—	有
		主蒸気隔離弁 [8個] のアキュムレータ	有	多重性有		—	—	短期	—	有
22	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	有	多重性有	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第十七条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。	—	—	長期	—	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(4/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統	
23	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	有	多重性 有	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁は、設置許可基準規則 第三十二条に適合する設計としており、多重性又は多様性を有している。	—	—	長期	—	有
24	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系(スクラム機能)	有	多重性 有	安全保護系(スクラム機能)は2つの独立した原子炉緊急停止系より構成されている。原子炉緊急停止系の各系は1つの測定変数に対して2つ以上の独立したトリップ接点を持っており、いずれかの接点の動作で当該系がトリップし、2系統が共にトリップした場合に原子炉がスクラムする設計となっており、多重性を有している。	—	—	短期	—	有
25	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系(非常用炉心冷却系作動, 主蒸気隔離, 原子炉格納容器隔離, 原子炉建屋ガス処理系作動)	有	多重性 又は多 様性有	安全保護系は、各区分において複数の検出器から得られた信号を用い、安全論理回路を通じて作動信号を発生させており、多重性又は多様性を有している。	—	—	長期	—	有
26	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装	有	多重性 有	起動領域計装は、中性子源領域と中間領域の2つの領域で8チャンネルによる中性子モニタリングを行っており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	—	多様性 有	原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備と制御棒位置監視設備による確認によって多様性を有している。	—	—		—	有
27	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)	有	多重性 有	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉圧力計装	有	多重性 有	原子炉圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有

重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果(5/5)

No.	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	対象系統・機器	フロー①に係わる抽出				フロー②に係わる抽出			独立性
			系統の 多重性 の有無	安全機能の多重性又は多様性の有無		フロー① 対象機器	静的機器 単一設計 箇所	使用 期間	対象 系統	
28	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力計装	有	多重性 有	原子炉格納容器圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		サプレッション・プール水温度計装	有	多重性 有	サプレッション・プール水温度計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有
		原子炉格納容器エリア放射線量率計装	有	多重性 有	原子炉格納容器エリア放射線量率計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有
29	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力計装	有	多重性 有	原子炉圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—	長期	—	有
		原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)	有	多重性 有	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域)は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有
		原子炉格納容器圧力計装	有	多重性 有	原子炉格納容器圧力計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有
		サプレッション・プール水温度計装	有	多重性 有	サプレッション・プール水温度計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有
		原子炉格納容器水素濃度計装	有	多重性 有	原子炉格納容器水素濃度計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有
		原子炉格納容器酸素濃度計装	有	多重性 有	原子炉格納容器酸素濃度計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有
		主排気筒放射線モニタ計装	有	多重性 有	主排気筒放射線モニタ計装は2区分設置しており、多重性を有している。	—	—		—	有

設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について

設計基準事故解析においては、異常影響緩和系によって、原則として運転員の介在なしで事象が収束することを確認している。安全保護回路等が動作することで必要な機能は満足され、プラント状態把握は事象収束のためには必要とされない。ただし、運転員の介在をもって事象を収束させる設計基準事故もあり、このためにプラント状態把握を行う場合もある。

これら設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について、全て添付 1、添付 2 に含まれていることを確認する。

1. 確認方法

東海第二発電所の設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の系統・機器を抽出し、その重要度分類を確認する。

2. 確認結果

第 1 表に示すとおり、これらの設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の系統・機器は全て添付 1、添付 2 に含まれていることを確認した。

なお、設計基準事故解析において期待するMS-3の系統・機器は、主排気筒放射線モニタのみである。

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果 (1/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
・原子炉冷却材喪失	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	MS-1
	・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	
	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水系） ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系	炉心冷却機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（原子炉水位低） ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路（原子炉水位異常低下，ドライウエル圧力高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の重要度分類確認結果 (2/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化			
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉冷却材ポンプの軸固着 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 	MS-1
	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁（安全弁としての開機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気止め弁閉） 	<ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内電源系 	<ul style="list-style-type: none"> 安全上特に重要な関連機能 	
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化			
<ul style="list-style-type: none"> 制御棒落下 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 	MS-1
	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁（安全弁としての開機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉緊急停止の安全保護回路（出力領域中性子束高） 	<ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 	
	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内電源系 	<ul style="list-style-type: none"> 安全上特に重要な関連機能 	
環境への放射性物質の異常な放出			
<ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理施設の破損 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理系隔離弁 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外） 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質放出の防止機能 	MS-2
	<ul style="list-style-type: none"> 主排気筒放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 	MS-3

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の重要度分類確認結果 (3/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
環境への放射性物質の異常な放出			
・主蒸気管破断	・制御棒及び制御棒駆動系	原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能	MS-1
	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・原子炉隔離時冷却系 ・逃がし安全弁（手動逃がし機能） ・自動減圧系（手動逃がし機能）	原子炉停止後の除熱機能	
	・主蒸気流量制限器 ・主蒸気隔離弁	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	
	・原子炉緊急停止の安全保護回路（主蒸気隔離弁閉） ・主蒸気隔離の安全保護回路（主蒸気管流量大）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	
	・非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
・燃料集合体の落下	・遮蔽設備（二次遮蔽壁）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路（原子炉建屋放射能高） ・非常用所内電源系	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 安全上特に重要な関連機能	
	・原子炉建屋原子炉棟 ・原子炉建屋ガス処理系 ・非常用ガス処理系排気筒	放射性物質放出の防止機能	
	・原子炉冷却材喪失	・格納容器 ・格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁含む） ・原子炉建屋原子炉棟 ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） ・原子炉建屋ガス処理系 ・非常用ガス処理系排気筒 ・遮蔽設備（一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能
・制御棒落下	・主蒸気隔離弁	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・主蒸気隔離の安全保護回路（主蒸気管放射能高）	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生信号	

第1表 設計基準事故解析において期待する異常影響緩和系の
重要度分類確認結果 (4/4)

設計基準事故	期待する異常影響緩和系	機能	重要度分類
原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化			
・原子炉冷却材喪失	・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 残留熱除去系（低圧注水系） ・ 高圧炉心スプレイ系	炉心冷却機能	MS-1
	・ ベント管付き真空破壊弁 ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	
	・ 非常用所内電源系	安全上特に重要な関連機能	
	・ 原子炉水位（広帯域，燃料域） ・ 原子炉格納容器圧力	事故時のプラント状態の把握機能	MS-2
・可燃性ガスの発生	・ 可燃性ガス濃度制御系	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1
	・ 原子炉格納容器水素濃度 ・ 原子炉格納容器酸素濃度	事故時のプラント状態の把握機能	MS-2
・動荷重の発生	—	—	—

静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 非居住区域境界外の被ばく評価について

原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系）の機能を期待する想定事故は，設置許可申請書添付書類十の安全評価において，原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下があり，それぞれについて影響評価を実施した。

a. 解析条件

原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下時の主な解析条件を第 1 表及び第 2 表に示す。

また，原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物の放出経路の概略を第 1 図，燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出経路の概略を第 2 図に示す。なお，原子炉冷却材喪失時の希ガス及びよう素が大気中に放出するまでの過程を第 3 図及び第 4 図に，燃料集合体の落下時のよう素及び希ガスが大気中に放出するまでの過程を第 5 図及び第 6 図に示す。

第 1 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（1/2）

項目	評価条件		選定理由
冷却材中のよう素濃度	I-131 を約 $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに 応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成と して考慮		I-131 については保安規定 上許容される最大値
燃料棒から追加放 出される核分裂生 成物の量	I-131 を $2.22 \times 10^{14} \text{Bq}$ とし、それに 応じ他の核分裂生成物の組成を平衡組成と して考慮、希ガスについてはよう素の 2 倍 とする		I-131 については先行炉等 での実測値の平均値に適 切な余裕をみた値
燃料棒から追加放 出されるよう素の 割合	無機よう素 96% 有機よう素 4%		安全評価審査指針どおり
格納容器に放出さ れる核分裂生成物 のうち、格納容器内 部に沈着する割合	希ガス 0% 無機よう素 50% 有機よう素 0%		安全評価審査指針どおり
サプレッション・チ ェンバ内のプール 水への分配係数	希ガス 0 無機よう素 100 有機よう素 0		実験に基づく値
格納容器漏えい率	0.5%/d 一定		保守的に設計漏えい率で 一定と仮定
格納容器内及び原 子炉建屋内での減 衰	考慮する		放出までの崩壊を考慮
事故の評価期間	無限期間		安全評価審査指針に基づ き保守的に設定
非常用ガス再循環 系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 90% 換気率 4.8 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値
	24 時間以降	同上	
非常用ガス処理系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 97% 換気率 1 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以 降は非常用ガス処理系 の機能喪失を仮定する ため、原子炉建屋から大 気中へ漏えいすること となるが、この漏えい量 を換気率と同等として 1 回/d と仮定する。
	24 時間以降	考慮しない (機能喪失すると想定)	

第1表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失）（2/2）

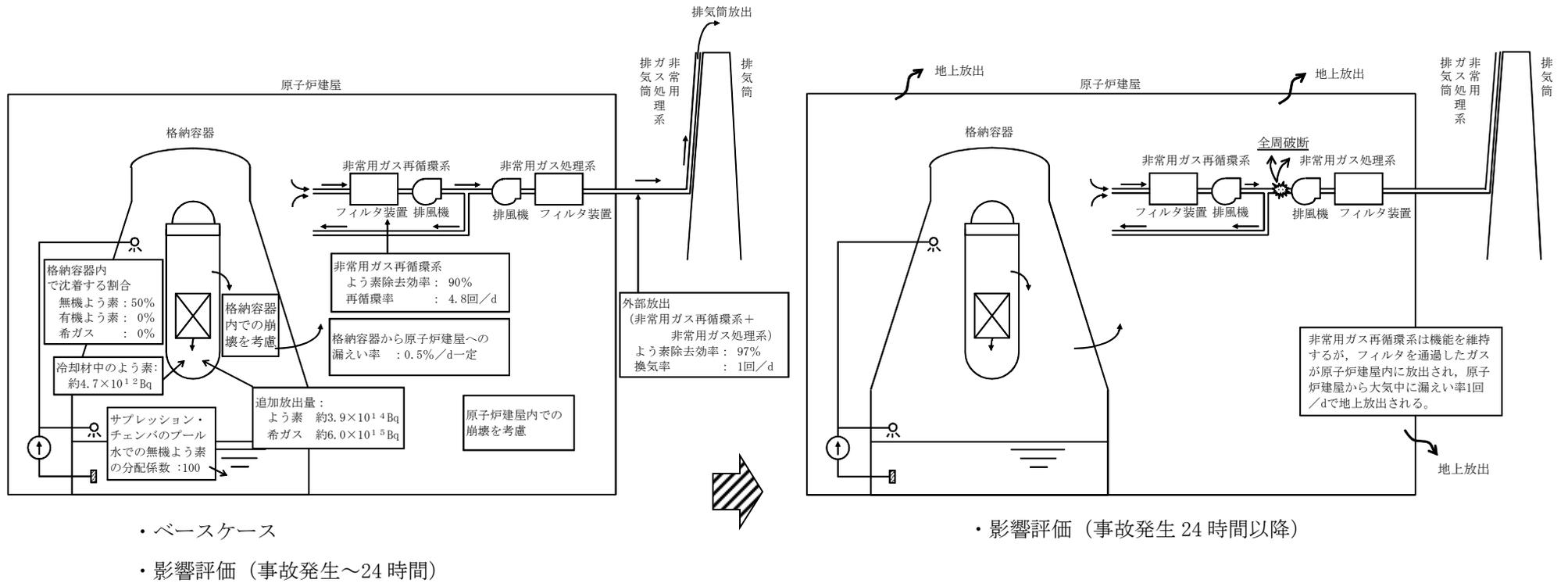
項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出 （原子炉建屋の影響を考慮）
実効放出継続時間	事故発生～ 24 時間	希ガス 10 時間 よう素 20 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス 140 時間 よう素 210 時間	
核分裂生成物の 拡散係数	事故発生～ 24 時間	D/Q 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) χ/Q 8.9×10^{-7} (s/m ³)	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D/Q 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) χ/Q 7.0×10^{-6} (s/m ³)	
放出位置	事故発生～ 24 時間	非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	事象に依じた放出口 からの放出を想定
	24 時間以降	原子炉建屋 （地上放出）	
気象資料	東海第二発電所において、2005 年 4 月～ 2006 年 3 月までに観測された、排気筒付 近を代表する標高 148m 地点（地上高 140m）及び地上付近を代表する標高 18m （地上高 10m）の風向及び風速データ		気象指針どおり

第 2 表 主な解析条件（燃料集合体の落下）（1/2）

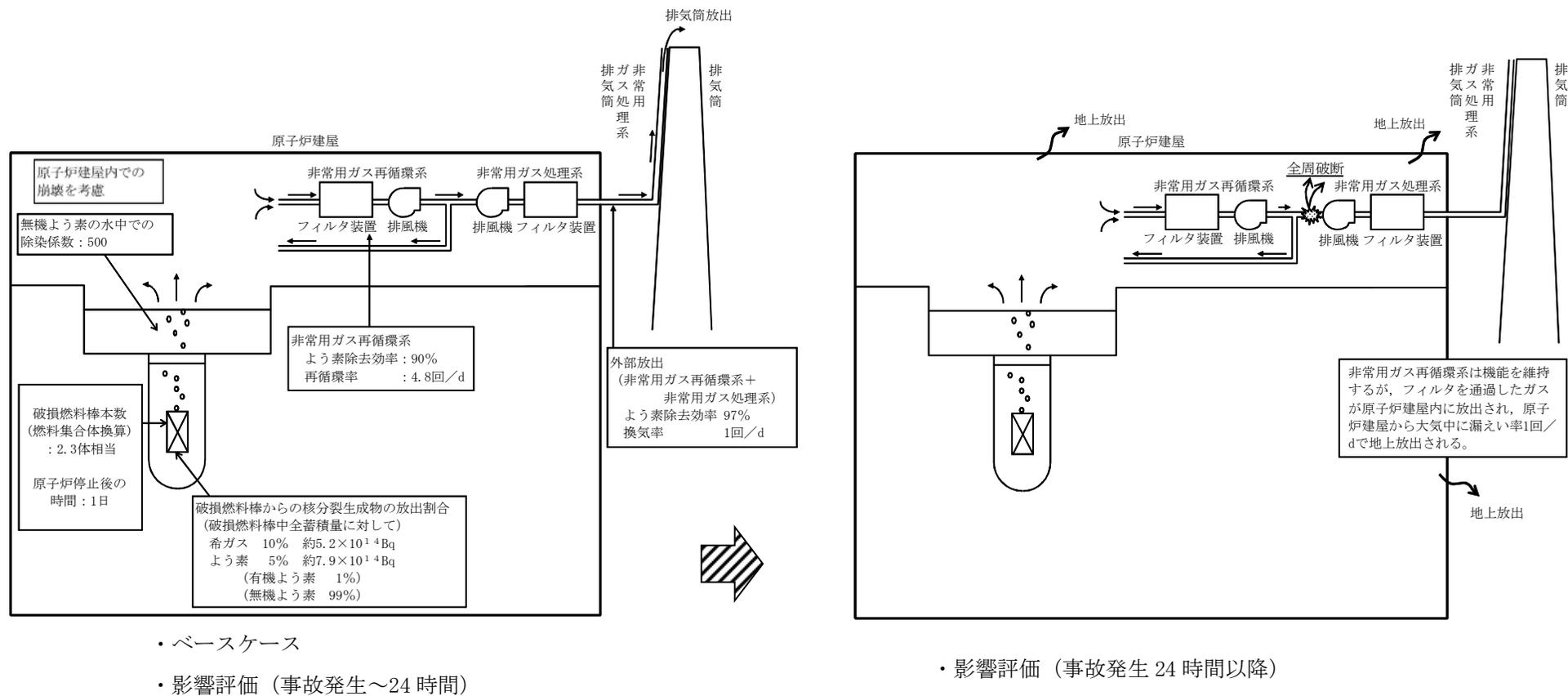
項目	評価条件		選定理由
原子炉停止前の原子炉熱出力	3,440MW		定格出力に余裕をみた値 （定格出力の約 105%）
原子炉運転時間	2,000 日		核分裂生成物の蓄積量が平衡に達する運転時間に余裕をみた上で、炉内平均滞在日数を考慮した値
原子炉停止後、事故発生までの時間	1 日		定検工程に余裕をみた値 （通常は原子炉停止数日後に燃料取替作業を行うが、保守的に 1 日を仮定）
破損燃料棒本数	2.3 体相当（燃料集合体換算）		事故解析結果に余裕をみた値
破損燃料棒から放出される核分裂生成物の割合	希ガス 10% よう素 5%		燃料棒ギャップ中の核分裂生成物の計算値に余裕をみた値
破損燃料棒から放出されるよう素の割合	無機よう素 99% 有機よう素 1%		実験結果に基づく値
無機よう素の水中での除染係数	500		安全評価審査指針どおり
非常用ガス再循環系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 90% 換気率 4.8 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値
	24 時間以降	同上	
非常用ガス処理系	事故発生～ 24 時間	よう素除去効率 97% 換気率 1 回/d	<ul style="list-style-type: none"> ・よう素除去効率 設計上定められた最小値 ・換気率 設計値 ・原子炉建屋漏えい率 事象発生から 24 時間以降は非常用ガス処理系の機能喪失を仮定するため、原子炉建屋から大気中へ漏えいすることとなるが、この漏えい量を換気率と同等として 1 回/d と仮定する。
	24 時間以降	考慮しない （機能喪失する想定）	

第2表 主な解析条件（燃料集合体の落下）（2/2）

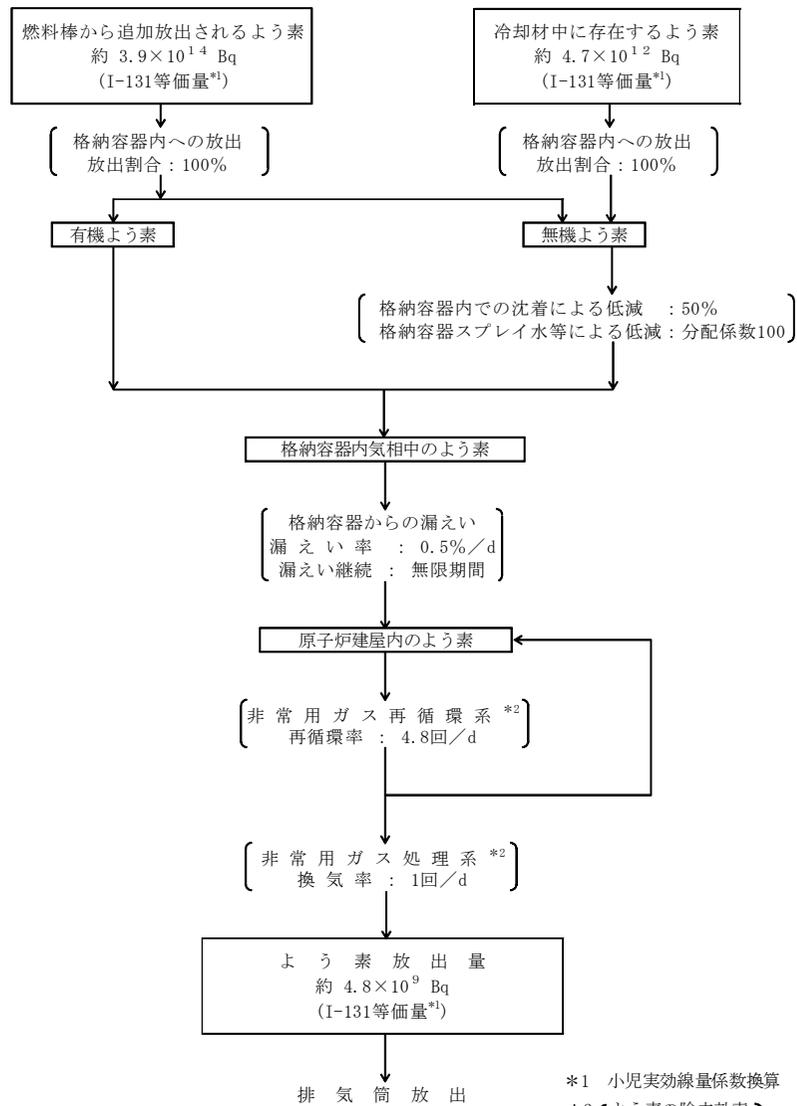
項目	評価条件		選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%		気象指針どおり
建屋の影響	考慮する		気象指針に従って算出（原子炉建屋の影響を考慮）
実効放出継続時間	事故発生～ 24 時間	希ガス 10 時間 よう素 1 時間	気象指針に従って算出
	24 時間以降	希ガス 10 時間 よう素 1 時間	
核分裂生成物の拡散係数	事故発生～ 24 時間	D/Q 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) χ/Q 2.0×10^{-6} (s/m ³)	気象指針に従って算出
	24 時間以降	D/Q 4.8×10^{-19} (Gy/Bq) χ/Q 2.4×10^{-5} (s/m ³)	
放出位置	事故発生～ 24 時間	非常用ガス処理系排気筒 （排気筒放出）	事象に依じた放出口からの放出を想定
	24 時間以降	原子炉建屋 （地上放出）	
気象資料	東海第二発電所において、2005 年 4 月～2006 年 3 月までに観測された、排気筒付近を代表する標高 148m 地点（地上高 140m）及び地上付近を代表する標高 18m（地上高 10m）の風向及び風速データ		気象指針どおり



第 1 図 原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物の放出経路の概略

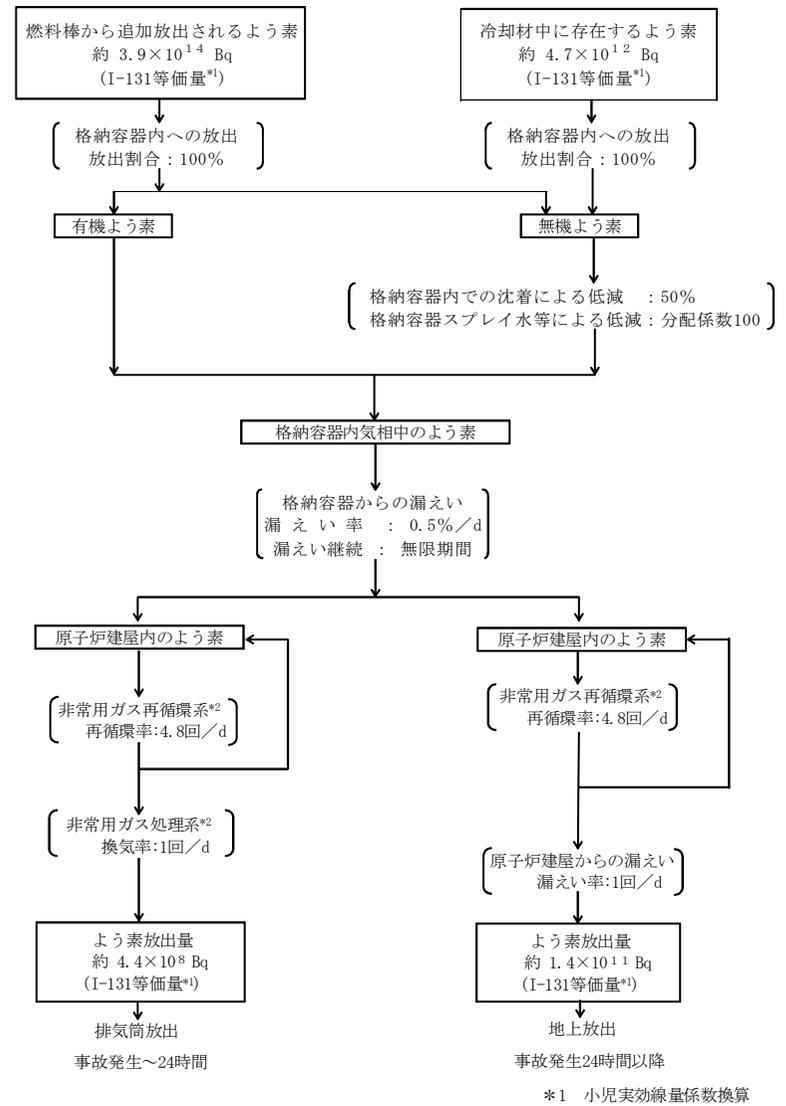


第 2 図 燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出経路の概略



ベースケース

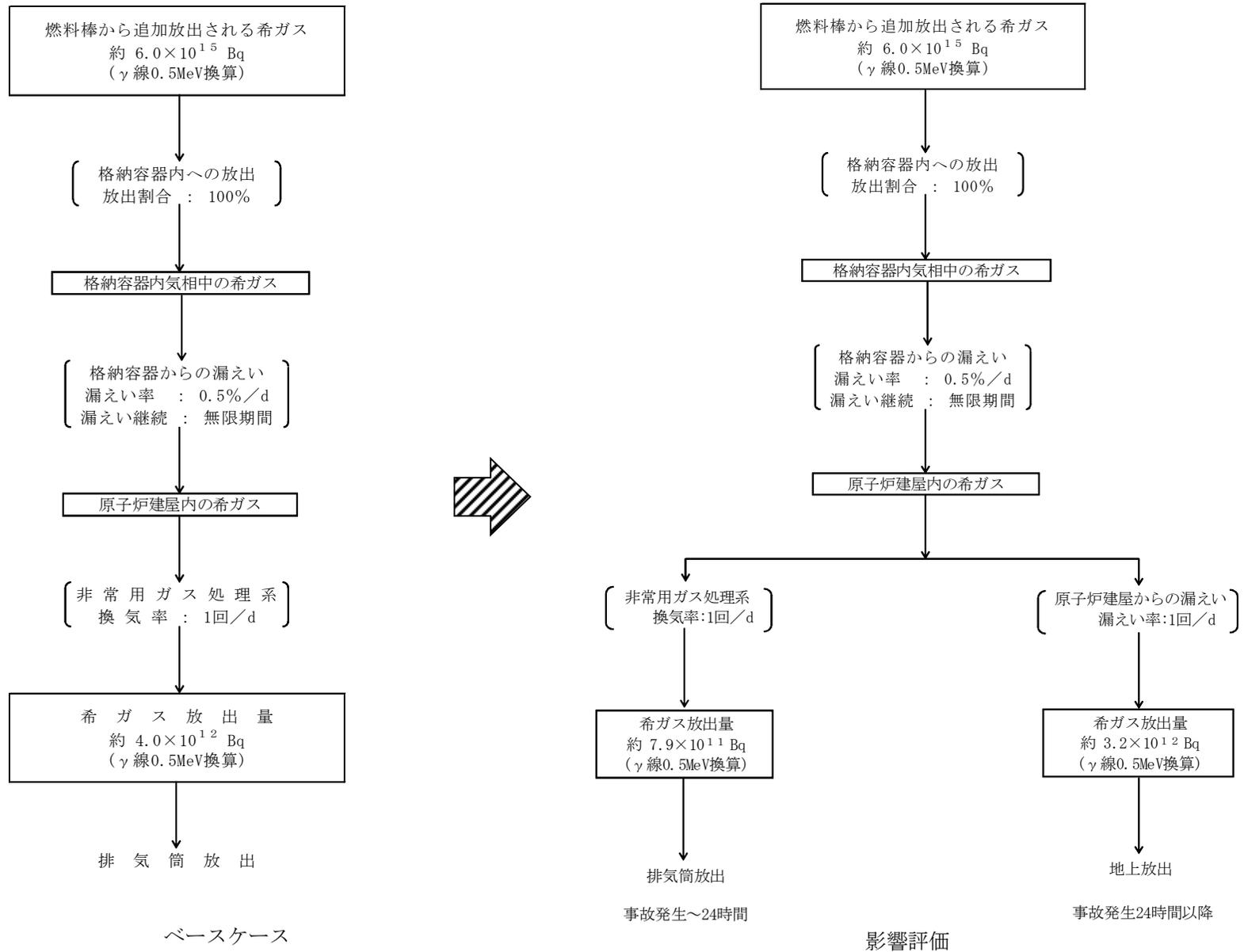
*1 小児実効線量係数換算
*2 〔よう素の除去効率〕
・再循環 90%
・外部放出 97%



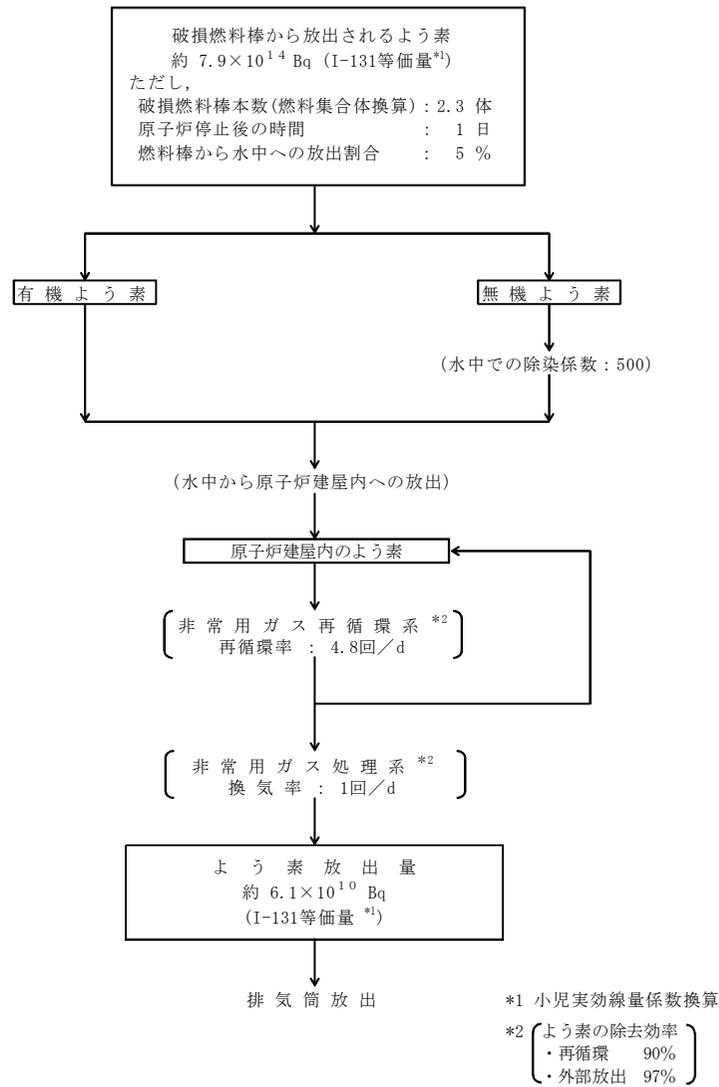
影響評価

*1 小児実効線量係数換算
*2 〔よう素の除去効率〕
・再循環 90%
・外部放出 97%

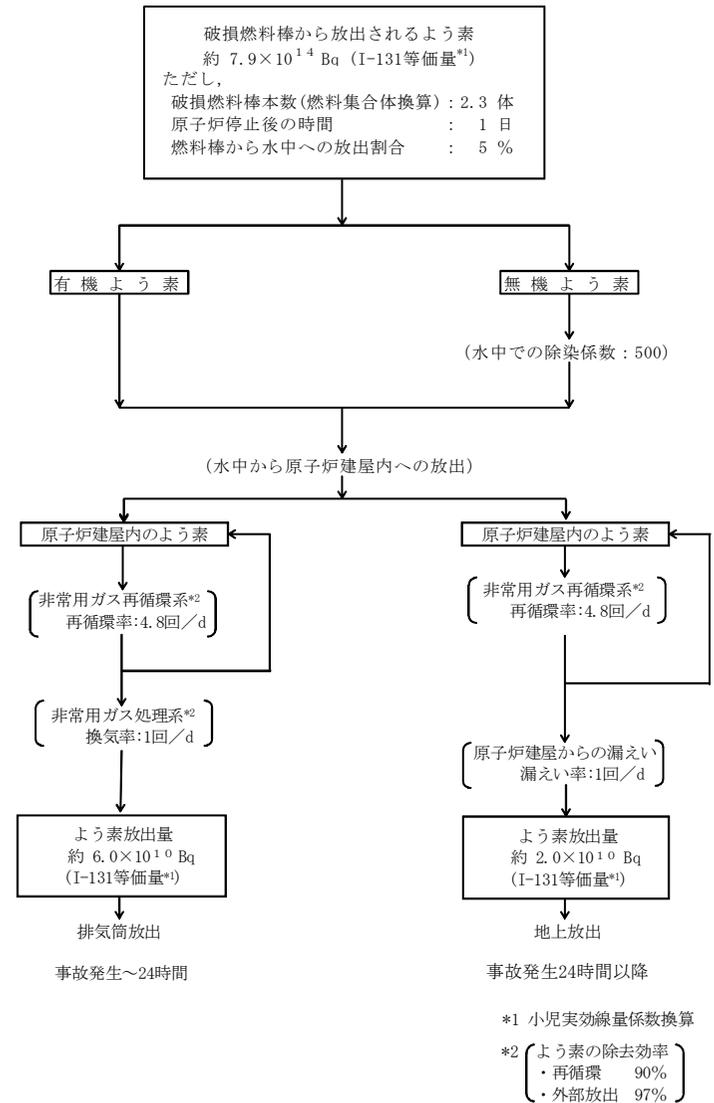
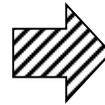
第3図 原子炉冷却材喪失時の放射性よう素の大気放出過程



第4図 原子炉冷却材喪失時の放射性希ガスの大気放出過程

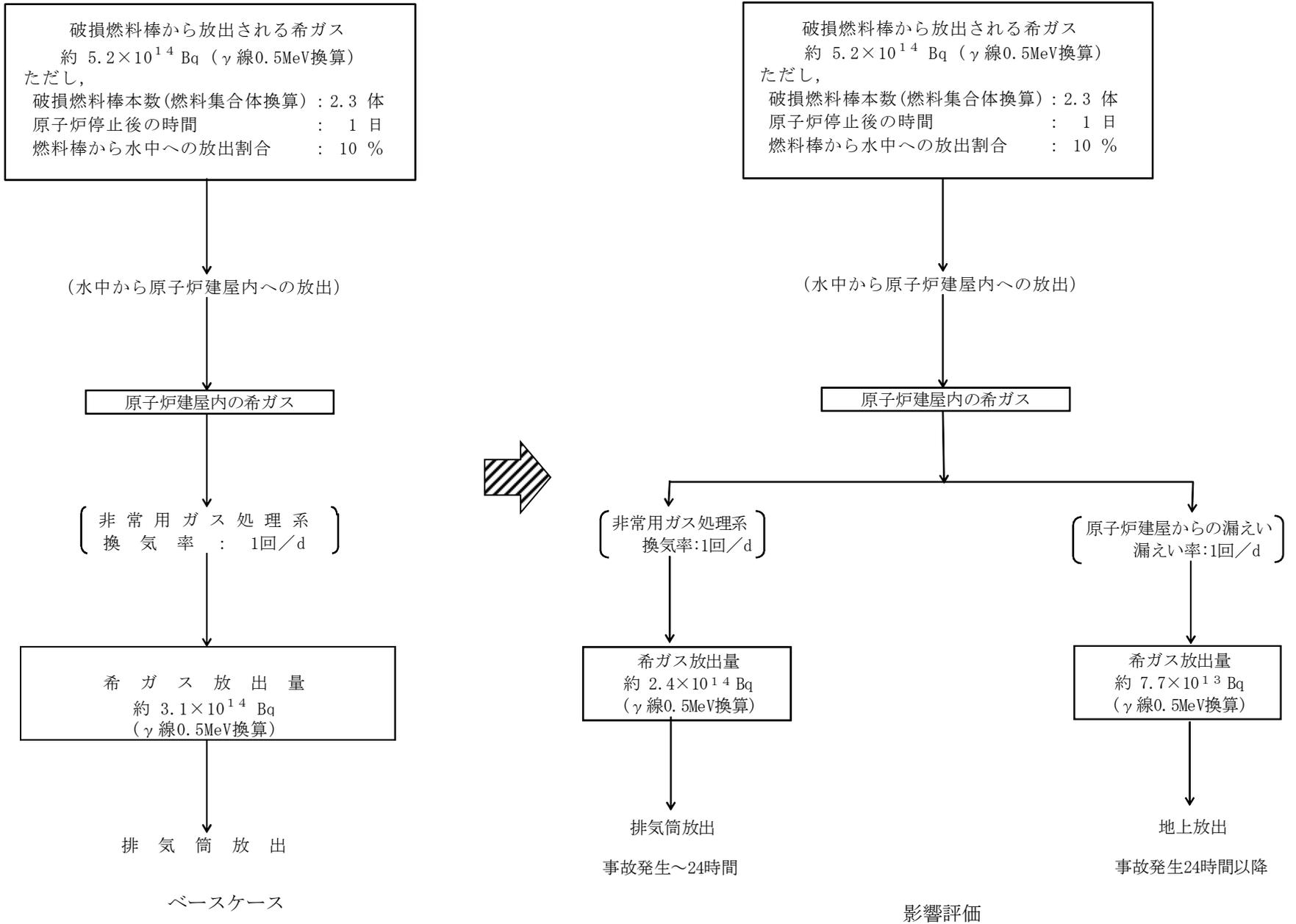


ベースケース



影響評価

第 5 図 燃料集合体の落下時の放射性よう素の大気放出過程



第 6 図 燃料集合体の落下時の放射性希ガスの大気放出過程

(2) 配管修復作業に係る作業員の被ばく評価について

原子炉建屋ガス処理系の配管を修復する際の影響について、被ばく評価上影響が大きい燃料集合体の落下を対象とし、修復期間を考慮して作業員の被ばくについて影響評価を実施した。

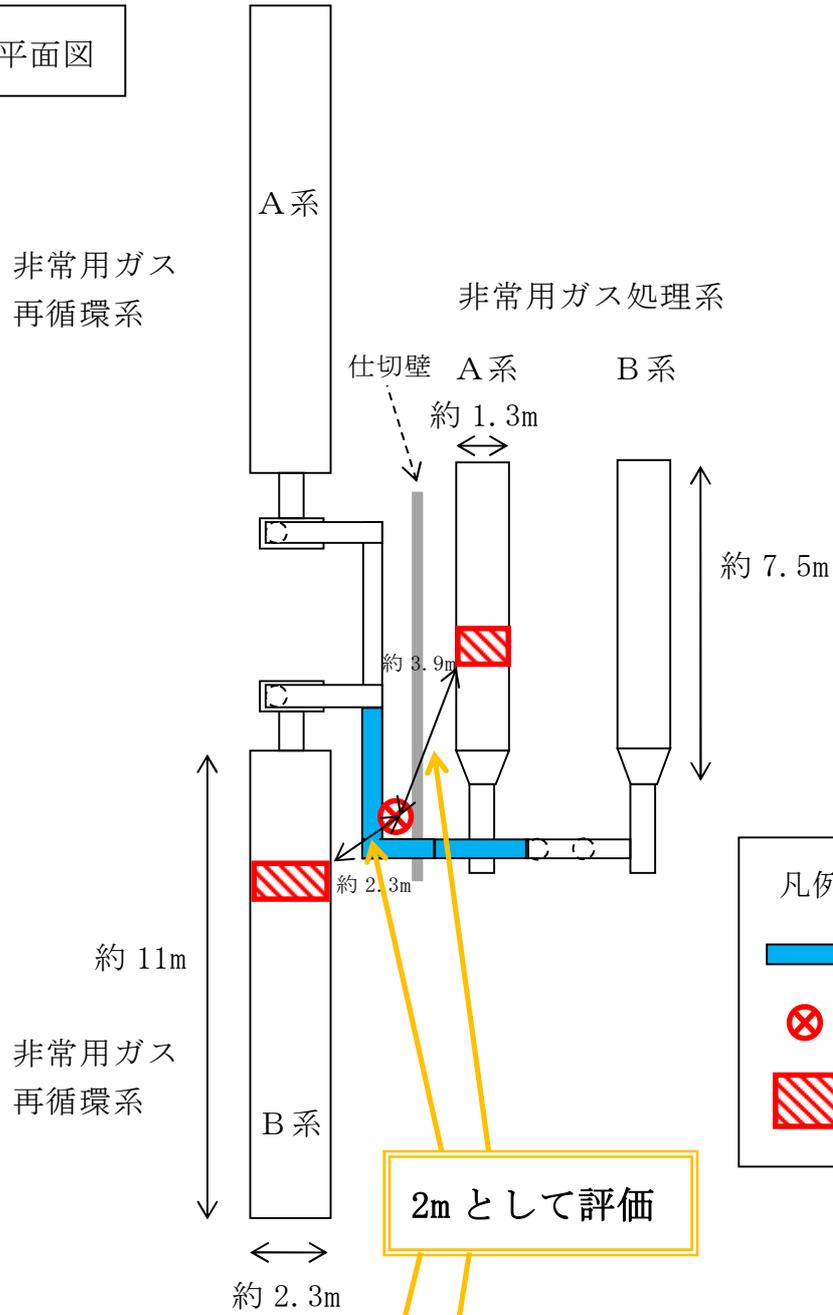
a. 解析条件

配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）を第3表に示す。

第3表 配管修復作業時の条件（燃料集合体の落下）

項目	評価条件		選定理由
単一故障想定箇所	非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管		環境への放射性物質の放出量が大きくなる箇所を想定
原子炉建屋ガス処理系の運転状態	～24時間	通常運転状態	単一故障及び修復作業を考慮する
	24時間～480時間（19日間）	配管に単一故障発生 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	
	480時間～528時間（2日間）	作業準備（足場設置等） 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	
	528時間～532時間（4時間）	配管修復作業 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	
	532時間～	通常運転状態	
修復期間	52時間 （作業開始は単一故障発生から19日後）		修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定（フィルタに蓄積した放射性物質の減衰を待って作業開始）
一人当たりの作業時間	4時間		交替を考慮する
修復作業エリア容積	2,200m ³		非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタユニットのある区画を仮定
線源からの距離	2m		線源である非常用ガス再循環系フィルタ等に最も近接する作業場所（第7図参照）
マスクによる防護係数	考慮しない		保守的に設定

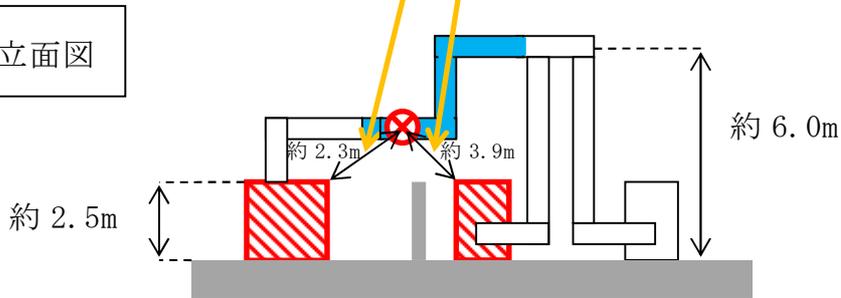
平面図



凡例

-  : 単一設計箇所
-  : 評価点
-  : 線源 (フィルタ) 位置

立面図



第7図 配管修復作業時の評価点 (燃料集合体の落下)

b. 評価結果

燃料集合体の落下における原子炉建屋ガス処理系の配管修復作業に係るエリアの線量率を第4表に示す。また、事故発生から20日後に4時間作業を行う場合の作業員の実効線量は約 5.2×10^1 mSvとなる。評価結果を第5表に示す。なお、原子炉冷却材喪失における作業員の実効線量は約 1.6×10^1 mSvとなる。

第4表 配管修復作業に係る線量率

(mSv/h)

事故後の時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく		原子炉建屋ガス処理系からの直接ガンマ線による外部被ばく		合計
	ガンマ線による外部被ばく	吸入による内部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	非常用ガス再循環系フィルタ	
1 (24)	約 4.9E+00	約 2.5E+01	約 2.6E+01	約 9.7E+01	約 1.5E+02
2 (48)	約 1.4E+00	約 2.6E-01	約 1.8E+01	約 6.7E+01	約 8.7E+01
3 (72)	約 4.4E-01	約 2.8E-03	約 1.4E+01	約 5.3E+01	約 6.7E+01
4 (96)	約 1.4E-01	約 3.1E-05	約 1.2E+01	約 4.4E+01	約 5.6E+01
5 (120)	約 4.5E-02	約 3.4E-07	約 1.0E+01	約 3.9E+01	約 4.9E+01
10 (240)	約 1.6E-04	約 5.5E-17	約 6.5E+00	約 2.4E+01	約 3.1E+01
15 (360)	約 5.5E-07	約 9.0E-27	約 4.2E+00	約 1.6E+01	約 2.0E+01
20 (480)	約 1.9E-09	約 1.5E-36	約 2.7E+00	約 1.0E+01	約 1.3E+01
25 (600)	約 6.9E-12	約 2.4E-46	約 1.8E+00	約 6.6E+00	約 8.4E+00
30 (720)	約 2.5E-14	約 4.0E-56	約 1.2E+00	約 4.3E+00	約 5.5E+00

第5表 作業員の実効線量評価結果

項目		影響評価 (mSv)
原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく	ガンマ線による外部被ばく	約 7.8×10^{-9}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-36}
原子炉建屋ガス処理系からの直接ガンマ線による外部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	約 1.1×10^1
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 4.1×10^1
合計		約 5.2×10^1

c. 参考評価

(a) 修復作業時の評価点の選定について

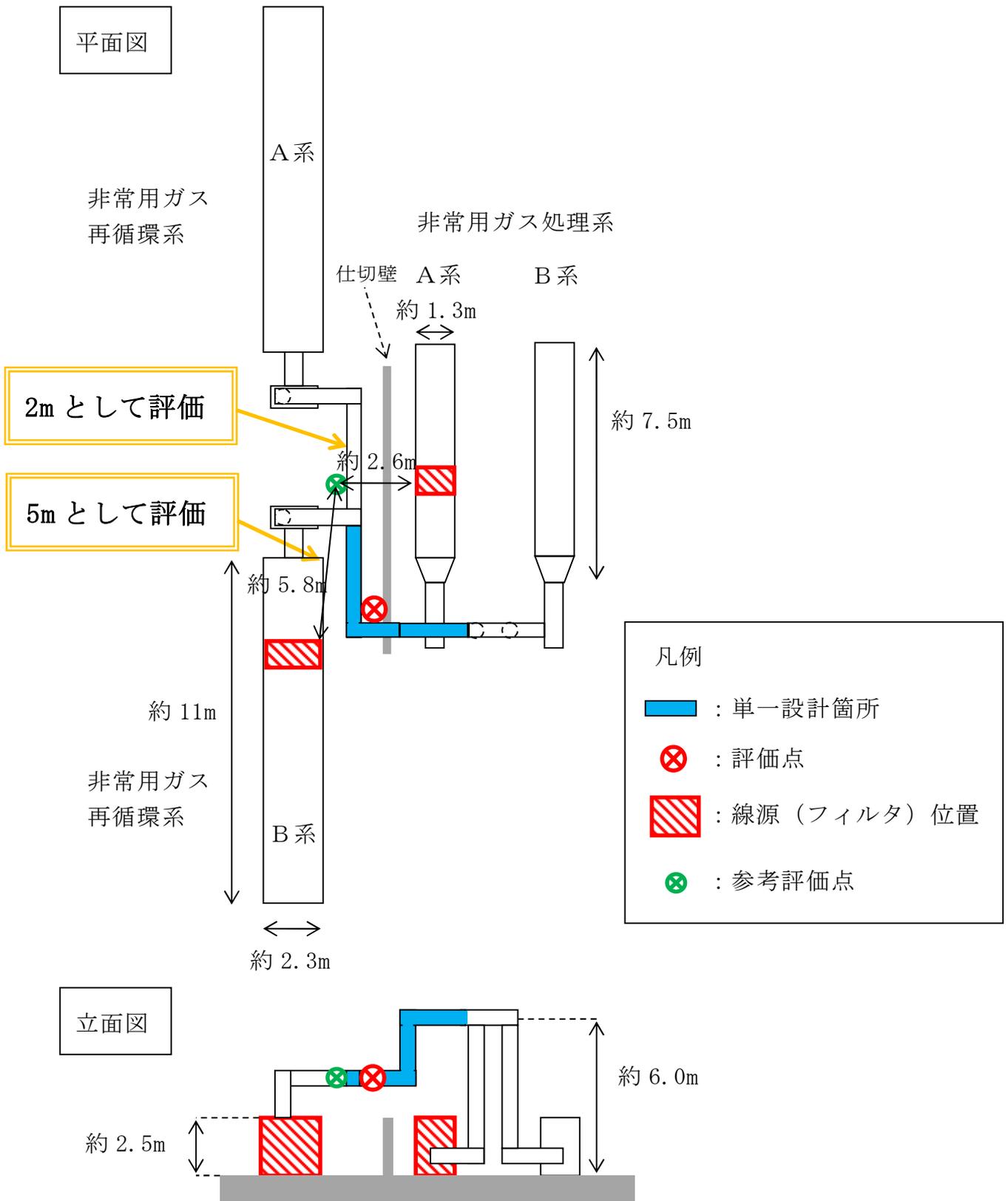
現状の原子炉建屋ガス処理系の配管修復作業時の評価点は、非常用ガス再循環系B系フィルタに最も接近する位置(2m)とし、その評価点では非常用ガス処理系A系フィルタについては約3.9mの距離が見込めるが保守的に2mとして評価を行っている。なお、フィルタで除去されることになる放射性物質は全て非常用ガス処理系A系フィルタ及び非常用ガス再循環系B系フィルタに保持されるとしている。

非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系ともに多重化されており、それぞれA系又はB系が使用される可能性があるが、保守的に考えて評価点がフィルタに近くなる非常用ガス処理系A系及び非常用ガス再循環系B系を使用することで評価している。これに対し、その他のパターン※では配管の位置は明らかに現評価点よりも離れた位置となっており、現状の評価点の方が保守的な設定となっている。

※非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の使用パターンとして、AB以外には、BA、AA、BB及び使用途中で系統を切り替えるパターンが考えられる。

参考として、二重化された配管であるが、単一設計部分に接続され隔離がされていない配管で、非常用ガス処理系のフィルタに最も接近する箇所として第8図に示す参考評価点を設定し線量評価を行った。参考評価点における線量率を第6表に、線量を第7表に示す。

事故発生から20日後に4時間作業を行う場合の作業員の実効線量は参考評価点で約 1.9×10^1 mSvとなる。一方、現評価点における実効線量は約 5.2×10^1 mSvであるため、現評価点が保守的な評価となることが確認できた。



第 8 図 配管修復作業時の参考評価点 (燃料集合体の落下)

第6表 参考評価点における配管修復作業に係る線量率

(mSv/h)

事故後の 時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく		原子炉建屋ガス処理系からの 直接ガンマ線による外部被ばく		合 計
	ガンマ線 による 外部被ばく	吸入による 内部被ばく	非常用ガス 処理系 フィルタ	非常用ガス 再循環系 フィルタ	
1 (24)	約 4.9E+00	約 2.5E+01	約 2.6E+01	約 1.9E+01	約 7.5E+01
2 (48)	約 1.4E+00	約 2.6E-01	約 1.8E+01	約 1.3E+01	約 3.3E+01
3 (72)	約 4.4E-01	約 2.8E-03	約 1.4E+01	約 1.0E+01	約 2.5E+01
4 (96)	約 1.4E-01	約 3.1E-05	約 1.2E+01	約 8.7E+00	約 2.1E+01
5 (120)	約 4.5E-02	約 3.4E-07	約 1.0E+01	約 7.6E+00	約 1.8E+01
10 (240)	約 1.6E-04	約 5.5E-17	約 6.5E+00	約 4.7E+00	約 1.1E+01
15 (360)	約 5.5E-07	約 9.0E-27	約 4.2E+00	約 3.1E+00	約 7.3E+00
20 (480)	約 1.9E-09	約 1.5E-36	約 2.7E+00	約 2.0E+00	約 4.7E+00
25 (600)	約 6.9E-12	約 2.4E-46	約 1.8E+00	約 1.3E+00	約 3.1E+00
30 (720)	約 2.5E-14	約 4.0E-56	約 1.2E+00	約 8.5E-01	約 2.0E+00

第7表 参考評価点における作業員の実効線量評価結果

項 目		影響評価 (mSv)
原子炉建屋内に放出された 放射性物質による被ばく	ガンマ線による外部被ばく	約 7.8×10^{-9}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-36}
原子炉建屋ガス処理系からの 直接ガンマ線による外部被ばく	非常用ガス処理系フィルタ	約 1.1×10^1
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 8.0×10^0
合 計		約 1.9×10^1

(b)原子炉建屋ガス処理系配管の修復を考慮した非居住区域境界外の公衆の被ばく評価

静的機器の単一故障を想定した非居住区域境界外の公衆の被ばく評価は、事故発生から24時間後に原子炉建屋ガス処理系配管（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断すると想定し、配管破断後の修復を考慮せずに、破断箇所からの放出（地上放出）が無限期間続くものとして評価を行っている。

しかしながら、現実的には破断箇所の修復が可能であることから、修復を考慮した場合の非居住区域境界外の公衆の被ばく評価を以下のとおり実施した。

配管破断発生から配管の修復までの間は、破断箇所から放出（地上放出）されるものとし、配管修復後は原子炉建屋ガス処理系を通した放出（排気筒放出）が無限期間続くものとして、第8表に示す条件で評価を行った。

結果は第9表に示すとおりであり、非居住区域境界外の実効線量は、原子炉冷却材喪失では約 9.8×10^{-3} mSv、燃料集合体の落下では約 5.9×10^{-2} mSvで判断基準（実効線量5mSv以下）を満足することを確認した。

第8表 原子炉建屋ガス処理系の配管の修復を考慮した評価条件

作業時間	原子炉建屋ガス処理系の状況	放出経路	環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件			
			原子炉冷却材喪失		燃料集合体の落下	
			実効放出 継続時間	D/Q及び χ/Q	実効放出 継続時間	D/Q及び χ/Q
事故発生～ 24時間 [1日間]	通常運転状態	排気筒 放出	希ガス：10時間 よう素：20時間	5.6×10^{-20} (Gy/Bq) 8.9×10^{-7} (s/m ³)	希ガス：10時間 よう素：1時間	5.6×10^{-20} (Gy/Bq) 2.0×10^{-6} (s/m ³)
24時間～ 480時間 [19日間]	配管に単一故障発生 非常用ガス処理系停止 非常用ガス再循環系運転	地上 放出	希ガス：130時間 よう素：190時間	2.5×10^{-19} (Gy/Bq) 7.1×10^{-6} (s/m ³)	希ガス：10時間 よう素：1時間	4.8×10^{-19} (Gy/Bq) 2.4×10^{-5} (s/m ³)
480時間～ 528時間 [2日間]	作業準備（足場設置等） 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	地上 放出				
528時間～ 532時間 [4時間]	配管修復作業 非常用ガス処理系及び 非常用ガス再循環系停止	地上 放出				
532時間 以降	通常運転状態	排気筒 放出	希ガス：210時間 よう素：70時間	2.2×10^{-20} (Gy/Bq) 4.3×10^{-7} (s/m ³)	—※	—※

※ 532 時間以降は事象が収束していることから放出がない。

第9表 配管の修復を考慮した放出量及び線量評価結果

項 目			原子炉冷却材喪失	燃料集合体の落下
環境に放出される希ガス（ γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値）	事象発生～24時間	排気筒放出	約 7.9×10^{11} Bq	約 2.4×10^{14} Bq
	24時間～532時間	地上放出	約 3.0×10^{12} Bq	約 7.7×10^{13} Bq
	532時間以降	排気筒放出	約 2.2×10^{11} Bq	—
環境に放出されるよう素（I-131等価量—小児実効線量係数換算）	事象発生～24時間	排気筒放出	約 4.4×10^8 Bq	約 6.0×10^{10} Bq
	24時間～532時間	地上放出	約 1.3×10^{11} Bq	約 2.0×10^{10} Bq
	532時間以降	排気筒放出	約 6.6×10^8 Bq	—
実効線量	希ガスの γ 線の外部被ばくによる実効線量		約 8.0×10^{-4} mSv	約 5.0×10^{-2} mSv
	よう素の内部被ばくによる実効線量		約 8.9×10^{-3} mSv	約 8.4×10^{-3} mSv
	建屋からの直接線及びスカイシャイン線の外部被ばくによる実効線量		約 1.0×10^{-4} mSv	—
	合 計		約 9.8×10^{-3} mSv	約 5.9×10^{-2} mSv

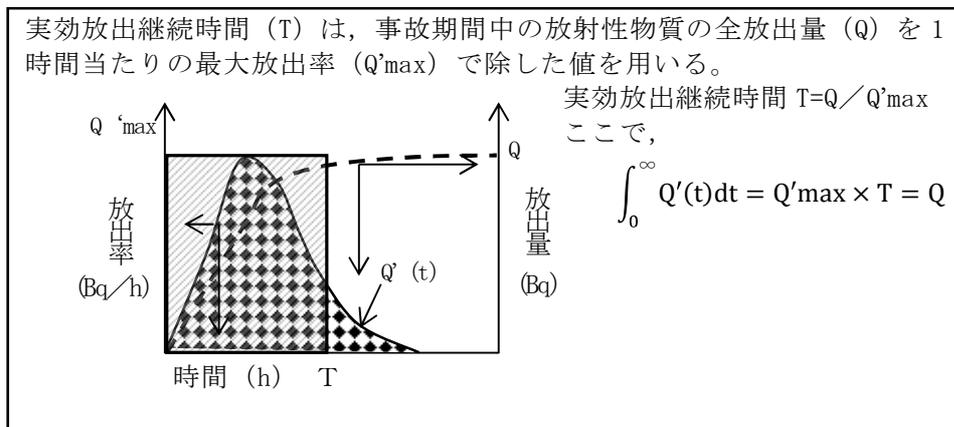
(3) 実効放出継続時間変更について

希ガス及びよう素の実効放出継続時間について、従来の設置許可申請書では、実効放出継続時間が24時間を超える場合（原子炉冷却材喪失）は、保守的に24時間を用いており、今回評価のベースケースも同様の値を用いているが、影響評価では、気象指針[※]に例示された手法により算出した値を使用した。（第10表、第11表）

※（気象指針解説抜粋）

(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

(実効放出継続時間の補足説明図)



第 10 表 実効放出継続時間（原子炉冷却材喪失）

	影響評価	ベースケース
希ガス	【事故発生～24 時間】 10 時間 【24 時間以降】 140 時間	24 時間
よう素	【事故発生～24 時間】 20 時間 【24 時間以降】 210 時間	24 時間

第 11 表 実効放出継続時間（燃料集合体の落下）

	影響評価	ベースケース
希ガス	【事故発生～24 時間】 10 時間 【24 時間以降】 10 時間	15 時間
よう素	【事故発生～24 時間】 1 時間 【24 時間以降】 1 時間	5 時間

(4) 相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) について

(3)の実効放出継続時間を基に、非居住区域境界外における相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) を算出した結果を第 12 表, 第 13 表に示す。

なお, 事故発生から 24 時間までは非常用ガス処理系排気筒から高所放出, 24 時間以降は原子炉建屋から地上放出として評価している。

第 12 表 相対線量及び相対濃度 (原子炉冷却材喪失)

	影響評価	ベースケース
相対線量 (D/Q)	【事故発生～24 時間】 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) ※ ¹ 【24 時間以降】 2.4×10^{-19} (Gy/Bq) ※ ²	4.5×10^{-20} (Gy/Bq)
相対濃度 (χ/Q)	【事故発生～24 時間】 8.9×10^{-7} (s/m ³) ※ ¹ 【24 時間以降】 7.0×10^{-6} (s/m ³) ※ ²	8.0×10^{-7} (s/m ³)

※1：非常用ガス処理系排気筒から放出 ※2：原子炉建屋から地上放出

第 13 表 相対線量及び相対濃度 (燃料集合体の落下)

	影響評価	ベースケース
相対線量 (D/Q)	【事故発生～24 時間】 5.6×10^{-20} (Gy/Bq) ※ ¹ 【24 時間以降】 4.8×10^{-19} (Gy/Bq) ※ ²	5.1×10^{-20} (Gy/Bq)
相対濃度 (χ/Q)	【事故発生～24 時間】 2.0×10^{-6} (s/m ³) ※ ¹ 【24 時間以降】 2.4×10^{-5} (s/m ³) ※ ²	2.0×10^{-6} (s/m ³)

※1：非常用ガス処理系排気筒から放出 ※2：原子炉建屋から地上放出

2. 中央制御室換気系

(1) 中央制御室の居住性に係る被ばく評価について

中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(以下「内規」という。)に従い、原子炉冷却材喪失(仮想事故)及び主蒸気管破断(仮想事故)について影響評価を実施した。

a. 解析条件

原子炉冷却材喪失(仮想事故)の主な解析条件を第14表、主蒸気管破断(仮想事故)の主な解析条件を第15表に示す。また、影響評価で想定した中央制御室換気系の条件を第16表に示す。

第 14 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（1/2）

項目	評価条件	選定理由
原子炉停止前の 原子炉出力	3,440MW	定格出力に余裕を見た値 (定格出力の 105%)
原子炉運転時間	2,000 日	核分裂生成物の蓄積量が平衡に達 する運転時間に余裕をみた上で、 燃料の平均炉内滞在日数に余裕 をみた値
燃料棒から放出される核 分裂生成物の割合	炉内蓄積量に対し 希ガス 100% よう素 50%	安全評価審査指針どおり
燃料棒から放出されるよ う素の割合	無機よう素 90% 有機よう素 10%	安全評価審査指針どおり
格納容器に放出される核 分裂生成物のうち、格納 容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 無機よう素 50% 有機よう素 0%	安全評価審査指針どおり
サブプレッション・チェン バ内のプール水への分配 係数	希ガス 0 無機よう素 100 有機よう素 0	安全評価審査指針どおり
格納容器漏えい率	0.5%/d 一定	設計上定められた最大値で一定 を仮定
格納容器及び原子炉建屋 内での減衰	考慮する	放出までの崩壊を考慮
非常用ガス再循環系	よう素除去効率 80% 再循環率 4.8 回/d	よう素除去効率は設計上定めら れた最小値に余裕をみた値、再循 環率は設計値
非常用ガス処理系	よう素除去効率 90% 換気率 1 回/d	よう素除去効率は設計上定めら れた最小値に余裕をみた値、換気 率は設計値

第 14 表 主な解析条件（原子炉冷却材喪失（仮想事故））（2/2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針どおり
建屋の影響	考慮しない	排気筒放出であるため、建屋影響は小さい
実効放出継続時間	希ガス 24 時間 よう素 24 時間	保守的に設定
拡散条件(室内濃度)	D/Q 4.9×10^{-20} (Gy/Bq) λ/Q 1.2×10^{-6} (s/m ³)	気象指針に従って算出
放出位置	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	内規どおり
気象資料	東海第二発電所において、 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日までに観測さ れた気象データ	内規どおり(排気筒高さを代表 する気象データを使用)
事故の評価期間	30 日	内規どおり
運転員の交替	5 直 2 交替	平常時の勤務形態を基に設定

第 15 表 主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（1/2）

項目	評価条件	選定理由
冷却材中のハロゲン等濃度	I-131 を約 $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じ他のハロゲン等の組成を拡散組成として考慮	I-131 については保安規定上許容される最大値
燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 を $4.44 \times 10^{14} \text{Bq}$ とし、それに応じ他の核分裂生成物の組成を平衡組成として考慮、希ガスについてはよう素の 2 倍とする	I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出核分裂生成物の量	1%	安全評価審査指針どおり
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後に全て冷却材中に放出	安全評価審査指針どおり
燃料棒から追加放出されるよう素の割合	無機よう素 90% 有機よう素 10%	安全評価審査指針どおり
有機よう素が分解したよう素，無機よう素及びよう素以外のハロゲンのキャリアオーバー割合	2%	安全評価審査指針どおり
タービン建屋内で床，壁等に沈着する割合	0%	保守的に設定
原子炉压力容器からサプレッション・チェンバへの換気率	原子炉压力容器気相体積の 100 倍/d	崩壊熱相当の蒸気がサプレッション・チェンバ内のプール水中に移行する割合を等価的に表した値
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/d 一定	安全評価審査指針どおり

第 15 表 主な解析条件（主蒸気管破断（仮想事故））（2/2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針どおり
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針どおり
建屋の影響	考慮する	内規どおり (原子炉建屋の拡散への影響, 巻き込み効果を考慮)
実効放出継続時間	希ガス 1 時間 よう素 20 時間	保守的に設定
拡散条件(室内濃度)	D/Q 2.9×10^{-18} (Gy/Bq) λ/Q 希ガス 8.3×10^{-4} (s/m ³) よう素 4.9×10^{-4} (s/m ³)	気象指針に従って算出
放出位置	タービン建屋 (地上放出)	内規どおり
気象資料	東海第二発電所において, 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日までに観測され た気象データ	内規どおり(地上付近を代表 する気象データ)
事故の評価期間	30 日	内規どおり
運転員の交替	5 直 2 交替	平常時の勤務形態を基に設定

第 16 表 中央制御室換気系の条件

項目	評価条件	選定理由
中央制御室容積	2,800m ³	設計値
再循環フィルタ流量	0～15分 0m ³ /h 15分～24時間 5,100m ³ /h 24時間以降 0m ³ /h	同上
外気取り込み量	0～15分 3,400m ³ /h 15分～24時間 0m ³ /h 24時間以降 45,900m ³ /h	単一故障発生後（24時間以降）は系統流量が中央制御室内に流入すると想定する。
チャコールフィルタの除去効率	0～15分 0% 15分～24時間 90% 24時間以降 0%	同上
外気リークイン量	2,800m ³ /h (1回/h)	空気流入率試験結果（0.45回/h）に余裕を見た値
非常時運転モードへの切替時間	15分	運転操作時間に余裕を見た値

(2) ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価について

中央制御室換気系のダクトを修復する際の影響について、主蒸気管破断（仮想事故）を対象とし、修復期間を考慮して作業員の被ばく評価を実施した。

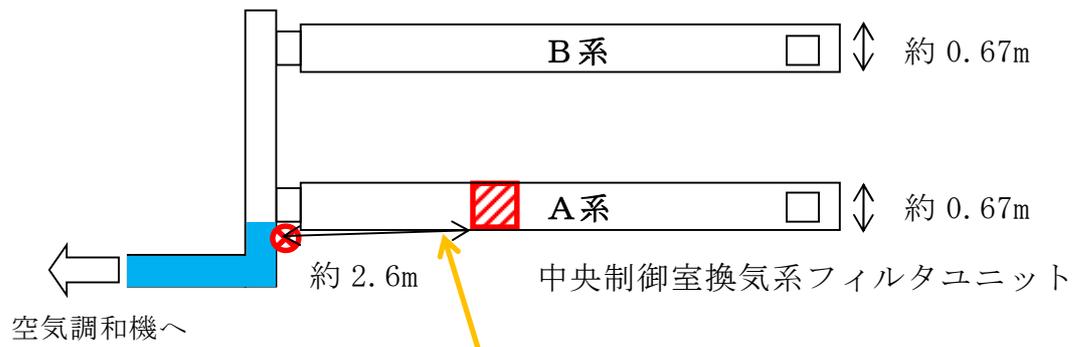
a. 解析条件

ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））を第 17 表に示す。

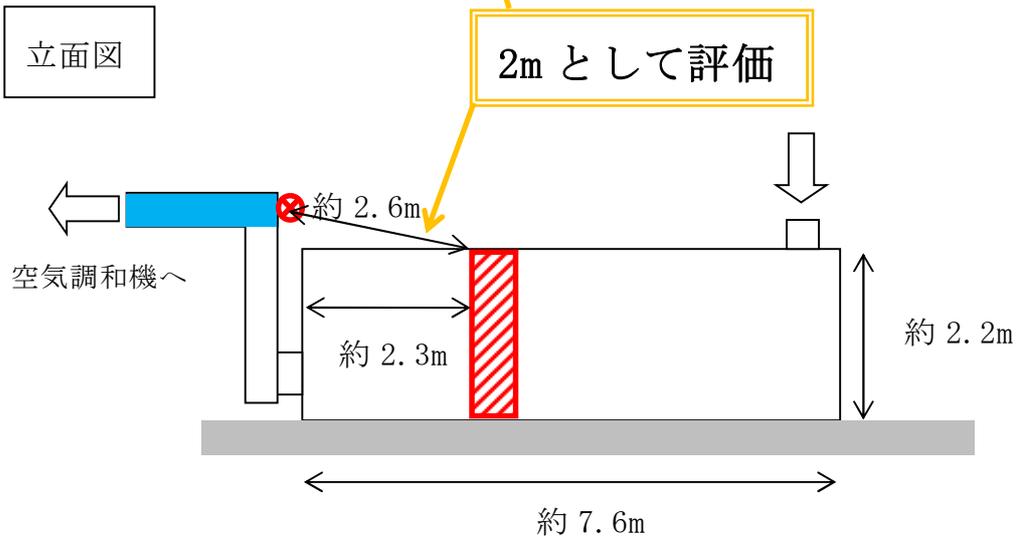
第 17 表 ダクト修復作業時の条件（主蒸気管破断（仮想事故））

項目	評価条件		選定理由
単一故障想定箇所	中央制御室換気系ダクト		被ばく評価上最も厳しい箇所を想定
中央制御室換気系の運転状態	0 分 ～15 分	通常運転状態	単一故障及び修復作業を考慮
	15 分 ～24 時間	再循環運転状態	
	24 時間～72 時間 (2 日間)	ダクトに単一故障発生 作業準備（足場設置等） 再循環運転状態	
	72 時間～76 時間 (4 時間)	ダクト修復作業 換気系停止状態	
	76 時間～	再循環運転状態	
修復期間	単一故障発生直後から 52 時間		修復作業が困難で最も修復期間が長くなる箇所の修復を想定
一人当たりの作業時間	12 時間		交替を考慮する
修復作業エリア容積	(作業エリアの放射性物質濃度は外気と同じと仮定)		換気設備がバウンダリの外側にあることから保守的に設定
線源からの距離	2m		線源である中央制御室換気系フィルタに最も近接する作業場所（ 第 9 図 参照）
マスクによる防護係数	考慮しない		保守的に設定

平面図



立面図



- 凡例
-  : 単一設計箇所
 -  : 評価点
 -  : 線源 (フィルタ) 位置

第 9 図 配管修復作業時の評価点 (主蒸気管破断 (仮想事故))

b. 評価結果

主蒸気管破断（仮想事故）における中央制御室換気系のダクト修復作業に係るエリアの線量率を第 18 表に示す。また、修復作業期間中に被ばく線量が最も厳しくなる、単一故障発生直後から 12 時間作業する作業員の実効線量は、約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。評価結果を第 19 表に示す。なお、原子炉冷却材喪失（仮想事故）における作業員の実効線量は約 $2.0 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となる。

第 18 表 ダクト修復作業に係るエリアの線量率

事故後の時間 [日(時間)]	原子炉建屋内に放出された放射性物質による被ばく		換気空調系フィルタからの直接ガンマ線による外部被ばく	合計
	ガンマ線による外部被ばく	吸入による内部被ばく		
1 (24)	約 $1.2\text{E-}04$	約 $4.9\text{E-}02$	約 $2.8\text{E-}03$	約 $5.2\text{E-}02$
2 (48)	約 $6.1\text{E-}05$	約 $3.8\text{E-}02$	約 $4.4\text{E-}03$	約 $4.2\text{E-}02$
3 (72)	約 $4.0\text{E-}05$	約 $3.1\text{E-}02$	約 $4.8\text{E-}03$	約 $3.6\text{E-}02$
4 (96)	約 $2.9\text{E-}05$	約 $2.6\text{E-}02$	約 $5.1\text{E-}03$	約 $3.1\text{E-}02$
5 (120)	約 $2.2\text{E-}05$	約 $2.2\text{E-}02$	約 $5.4\text{E-}03$	約 $2.7\text{E-}02$
6 (144)	約 $1.8\text{E-}05$	約 $1.9\text{E-}02$	約 $5.6\text{E-}03$	約 $2.4\text{E-}02$
7 (168)	約 $1.4\text{E-}05$	約 $1.6\text{E-}02$	約 $5.8\text{E-}03$	約 $2.2\text{E-}02$
8 (192)	約 $1.2\text{E-}05$	約 $1.4\text{E-}02$	約 $5.9\text{E-}03$	約 $2.0\text{E-}02$
9 (216)	約 $9.8\text{E-}06$	約 $1.2\text{E-}02$	約 $5.9\text{E-}03$	約 $1.8\text{E-}02$
10 (240)	約 $8.2\text{E-}06$	約 $1.0\text{E-}02$	約 $5.8\text{E-}03$	約 $1.6\text{E-}02$

第 19 表 作業員の実効線量評価結果

項目		実効線量 (mSv)
外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（外気と同じと仮定）	ガンマ線による外部被ばく	約 1.5×10^{-3}
	吸入による内部被ばく	約 5.9×10^{-1}
フィルタからのガンマ線による外部被ばく		約 3.4×10^{-2}
合計		約 6.2×10^{-1}

c. 参考評価

(1) 中央制御室換気系ダクトの修復を考慮した中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価

静的機器の単一故障を想定した中央制御室の居住性に係る運転員の被ばく評価は、事故発生から 24 時間後に中央制御室換気系ダクトが全周破断すると想定し、ダクト破断後の修復を考慮せずに、破断箇所からフィルタを通らない外気が中央制御室に流入するものとして、事故発生後 30 日間の運転員の被ばく評価を行っている。

しかしながら、現実的には破断箇所の修復が可能であることから、修復を考慮した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価を以下のとおり実施した。

ダクト破断発生からダクトの修復までの間は、破断箇所からフィルタを通らない外気が中央制御室に流入するものとし、配管修復後は中央制御室換気系について再循環運転（閉回路循環運転[※]）を行うとして、第 20 表に示す条件で評価を行った。

結果は第 21 表に示すとおりであり、中央制御室の運転員の実効線量は、原子炉冷却材喪失は約 2.9mSv、主蒸気管破断は約 2.1mSv でともに判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。

※ 閉回路循環運転 27 時間、外気取入運転 3 時間を交互に行う間欠運転を想定。

第 20 表 中央制御室換気系ダクトの修復を考慮した評価条件

作業時間	中央制御室換気系の状況	室内取込流量
事故発生～ 15分	通常運転状態	外気取込量 : 3,400m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 2,800m ³ /h
15分～ 24時間	再循環運転状態 (閉回路循環運転)	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 5,100m ³ /h インリーク量 : 2,800m ³ /h
24時間～ 72時間 [2日間]	ダクトに単一故障発生 作業準備(足場設置等) 換気系停止状態	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 48,700m ³ /h
72時間～ 76時間 [4時間]	ダクト修復作業 換気系停止状態	外気取込量 : 0m ³ /h 再循環流量 : 0m ³ /h インリーク量 : 48,700m ³ /h
76時間 以降	再循環運転状態 (閉回路循環運転 27 時間, 外気取入運転 3 時間の間欠運 転)	外気取込量 : 0m ³ /h (3,400m ³ /h) 再循環流量 : 5,100m ³ /h (1,700m ³ /h) インリーク量 : 2,800m ³ /h (2,800m ³ /h) ※()内は外気取入運転時の値

第 21 表 ダクトの修復を考慮した中央制御室の運転員の線量評価結果

(単位:mSv)

項 目		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
室内滞在時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.6×10^0	約 4.3×10^{-3}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}
	室内に取り込まれる放射性物質による被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 1.8×10^0
入退域時	建物内放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく	約 1.0×10^0	約 1.6×10^{-1}
	大気中放射性物質による被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
合 計		約 2.9×10^0	約 2.1×10^0

(3) 空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号）の別添資料「原子力発電所の中央制御室空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所の中央制御室について平成 27 年 2 月に試験を実施した。試験結果は第 22 表に示すとおりであり，空気流入率は最大で 0.47 回/h である。

第 22 表 中央制御室空気流入率試験結果

項目	内容	
試験期間	平成 27 年 2 月 24 日～平成 27 年 2 月 26 日	
試験結果	系統	空気流入率(95%信頼限界値)
	A	0.47 回/h(±0.012)
	B	0.44 回/h(±0.012)

3. 線量評価に用いた気象データについて

(1) はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

(2) 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

設置変更許可申請における線量評価については、原子炉熱出力向上の検討の一環で準備していた、敷地の気象の代表性が確認された 2005 年度の気象データを用いた風洞実験結果※を用いている。

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たり、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果が整備されている 2005 年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。

これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした。

※：風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に2005年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは、2011年3月以前、東海第二発電所において、次のように2005年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の5%増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、新規制定された「(社)日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982年）以降に増設された建屋も反映し、2005年度の気象データを用いて風洞実験を実施した。

(3) 2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された1年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の

気象データと比較し、以下について確認する。

- ・ 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- ・ 異常年検定

(4) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

a. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005年度）と最新の気象（2015年度）との比較を行った。その結果、2005年度気象での相対濃度※は $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ である。2005年度に対し2015年度の相対濃度は約1%の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲30%以内）であり、2005年度の気象データに特異性はない。

※：排気筒放出における各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

b. 異常年検定

1) 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第23-1表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方気象台、小名浜特別地域気象観測所）の観測記録についても使用した。

第 23-1 表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年 ^{※1}	観測地点 ^{※2}
2005 年度： 2005 年 4 月 ～ 2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 (申請時最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 (最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m) <参考> ・水戸地方气象台 ・小名浜特別地域気象 観測所

※1：2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

2) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

3) 検定結果 (①～⑩ 棄却検定表参照)

検定結果は第 23-2 表のとおりであり、最新の気象データ (2004 年 4 月～2016 年 3 月) を用いた場合でも、有意水準 (危険率) 5%での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準 (危険率) 5%での棄却数は少なく、2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第 23-2 表 検定結果

検定年	統計年 ^{※1}	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m ^{※2}	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	—	—
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※1：①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

(5) 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度 17 項目、風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象（2005 年度）を最新の気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）にて検定した結果、最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位は E N E， E， E S E， S S W である。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005 年度と 2015 年度を第

23-3 表のとおり比較した。

E N E, E, E S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5~0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的low相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第23-3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度※ (s/m ³) (2005年度) : A	相対濃度※ (s/m ³) (2015年度) : B	比 (B/A)
E N E	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
E	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
E S E	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
S S W	1.265×10^{-6}	1.421×10^{-6}	1.123

※：燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

(6) 結論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- a. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以

内) の範囲に収まり, 2005 年度の気象データに特異性はない。

- b. 2005 年度の気象データについて申請時の最新気象データ (2001 年 4 月～2013 年 3 月) 及び最新気象データ (2004 年 4 月～2016 年 3 月) で異常年検定を行った結果, 棄却数は少なく, 有意な増加はない。また, 気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても, 2005 年度の気象データは棄却数は少なく, 異常年とは判断されない。
- c. 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については, 最新気象データと比べて保守的, あるいは, ほぼ同等となっており, 線量評価結果への影響を与えない。

以上より, 2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5~1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5~2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5~3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5~4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5~5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5~6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5~7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5~8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5~9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5~1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5~2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5~3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5~6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5~7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5~8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m、地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m、地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5~1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5~2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5~7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

(参考)

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

静的機器単一故障時の原子炉格納容器冷却機能代替性確認評価

1. 評価条件

本評価では、静的機器の単一故障が発生した場合における原子炉格納容器冷却機能の代替性を確認する。

原子炉冷却材喪失を対象として、事象発生後 15 分（残留熱除去系による低圧注水系から格納容器スプレイ冷却系への切替え）時点でスプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断が発生すると仮定して評価を実施する。

動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、静的機器の単一故障を考慮した代替性確認評価の条件比較を第 1 表に示す。

第 1 表 評価条件の比較（原子炉冷却材喪失）

項目	代替性確認評価 ケース1	代替性確認評価 ケース2	ベースケース
原子炉格納 容器冷却系 の機能	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×2系統 ・サブプレッション・ チェンバ側 ：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×1系統 ・サブプレッション・ チェンバ側 ：0%	スプレイ流量 ・ドライウエル側 ：95%×1系統 ・サブプレッション・ チェンバ側 ：5%×1系統
作動系統	残留熱除去系(2/2系統) ・格納容器スプレイ冷却 ：2系統	残留熱除去系(2/2系統) ・格納容器スプレイ冷却 ：1系統 ・サブプレッション・ プール冷却 ：1系統	残留熱除去系(1/2系統) ・格納容器スプレイ冷却 ：1系統

2. 評価結果

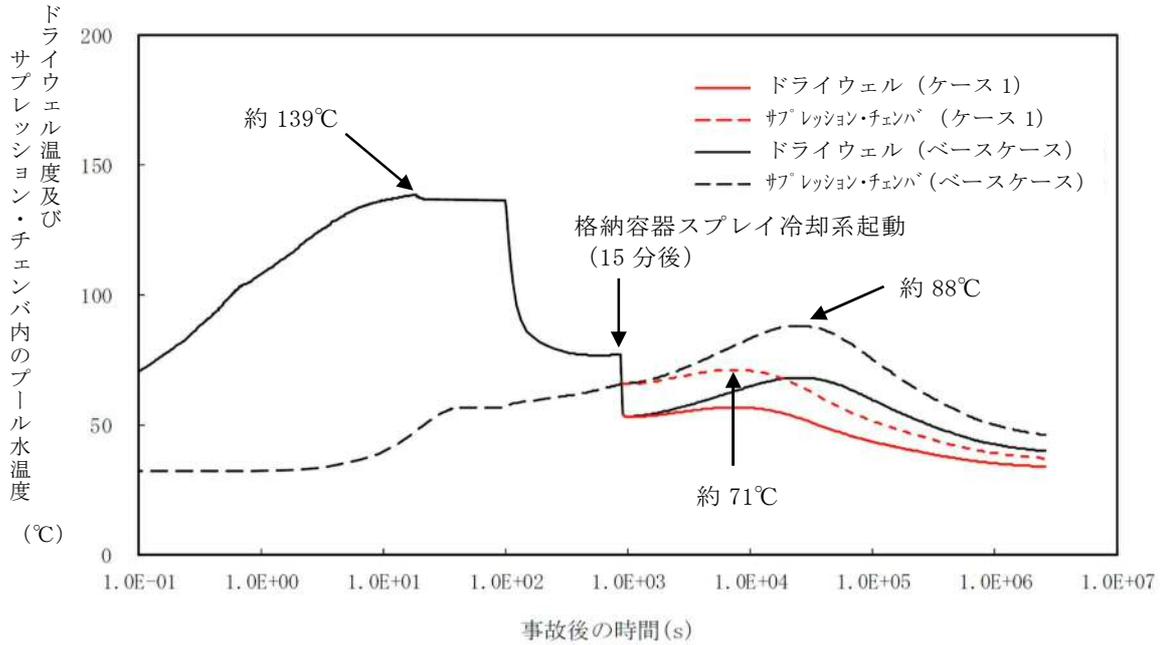
前述の条件で評価を実施した結果を第 2 表、第 1 図～第 4 図に示す。

静的機器の単一故障を仮定した場合、ベースケースよりもサプレッション・プール水温の余裕が大きくなり、他のパラメータは同等となった。

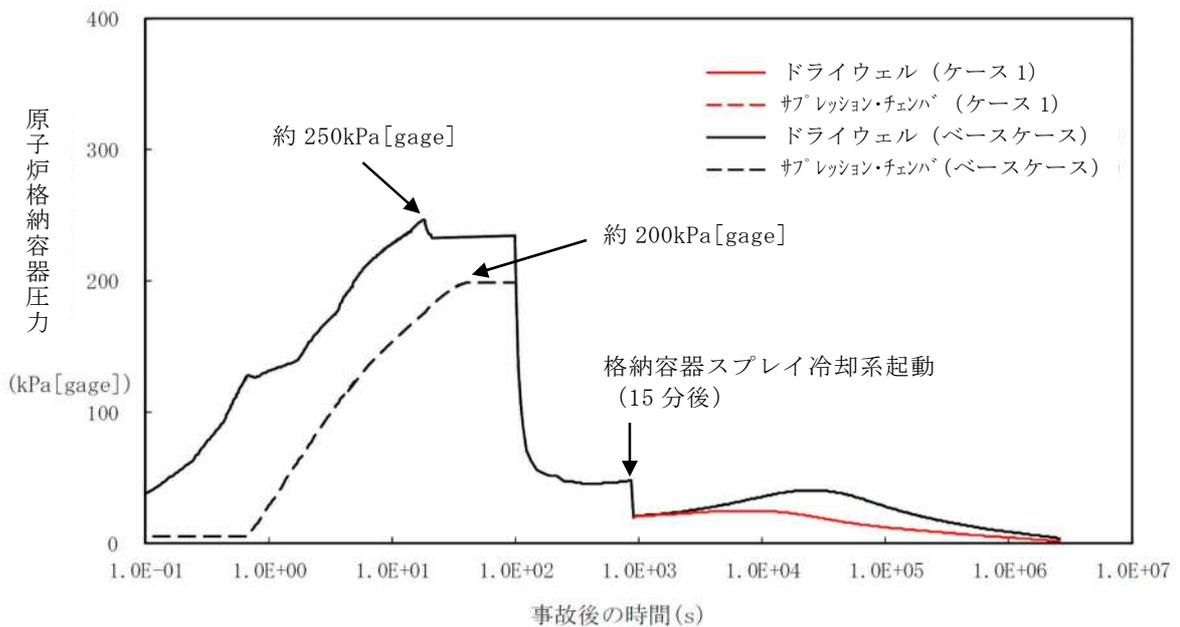
この結果から、静的機器の単一故障が発生した場合における原子炉格納容器冷却機能の代替性を有していることが確認された。

第2表 評価結果の比較（原子炉冷却材喪失）

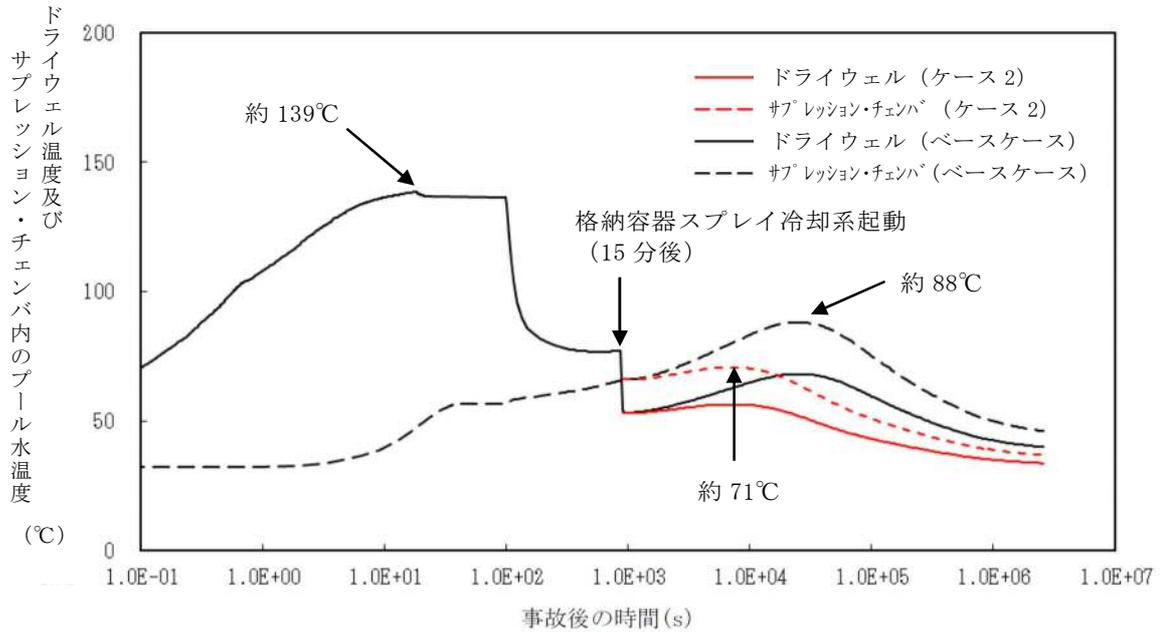
項目	代替性確認評価 ケース1	代替性確認評価 ケース2	ベースケース	判断基準
ドライウエル 最高温度 (°C)	約 139	約 139	約 139	171
ドライウエル 最高圧力 (kPa[gage])	約 250	約 250	約 250	310
サプレッション・ チェンバ内のプー ル水最高水温 (°C)	約 71	約 71	約 88	104
サプレッション・ チェンバ最高圧力 (kPa[gage])	約 200	約 200	約 200	310



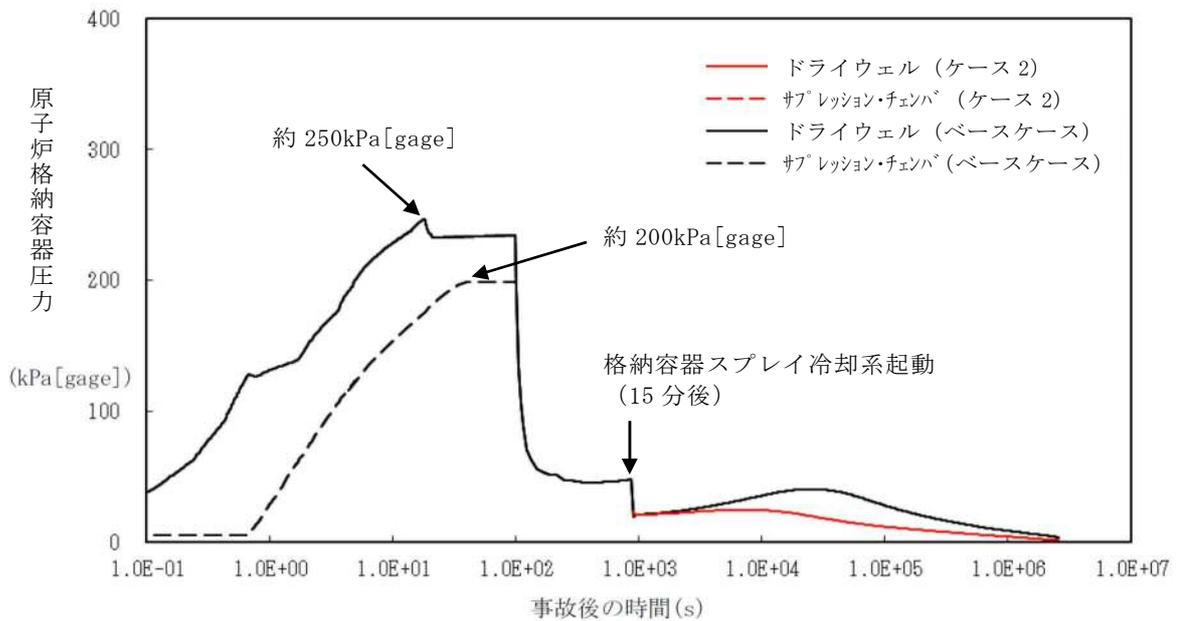
第1図 代替性確認評価ケース1とベースケースの
評価結果比較（原子炉格納容器温度）



第2図 代替性確認評価ケース1とベースケースの
評価結果比較（原子炉格納容器圧力）



第3図 代替性確認評価ケース2とベースケースの
評価結果比較（原子炉格納容器温度）



第4図 代替性確認評価ケース2とベースケースの
評価結果比較（原子炉格納容器圧力）

修復作業の成立性に関する検討について

1. 原子炉建屋ガス処理系配管

(1) 修復作業の実施について

a. 実施時期

原子炉建屋ガス処理系の単一設計箇所については、配管に全周破断を想定したとしても安全上支障のない期間内に修復可能であることから、基準に適合していることを確認している。

燃料集合体落下の発生を起点として、24時間後に単一設計箇所が故障したと想定する。燃料集合体の落下における非居住区域境界外の公衆被ばく評価により、事故収束までの全期間にわたって判断基準（実効線量5mSv以下）を満足することが確認できたため、以下に示す作業期間は安全上支障のない期間とできる。

修復作業の作業期間は、緊急作業時の線量限度（100mSv）を満足できることを考慮した。

これにより安全上支障のない期間に確実に修復できることが確認できた。



なお、設定した作業期間は原子炉建屋ガス処理系の機能を回復させるための最短の時期を示しており、実運用における作業期間は公衆や作業員の被ばくを考慮した上で決定する。なお、作業期間におけるタイムチャートについては「(3)詳細工程について」で示す。

(2) 作業手順について

a. 作業手順

配管の修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

- ・現場の状況（修復箇所表面の温度，作業エリアの汚染の状況等）に応じた保護具を装着する。
- ・作業安全確保のため，原子炉建屋ガス処理系排風機の隔離（スイッチ“停止”及び電源“切”）を行う。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し，チェーンブロック等により芯合せを行う。

④ 配管破断箇所に，修復用資機材（補修用パテ，クランプ等）を取り付ける。

なお，修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

b. 修復方法

原子炉建屋ガス処理系配管の修復方法を以下に図示する。

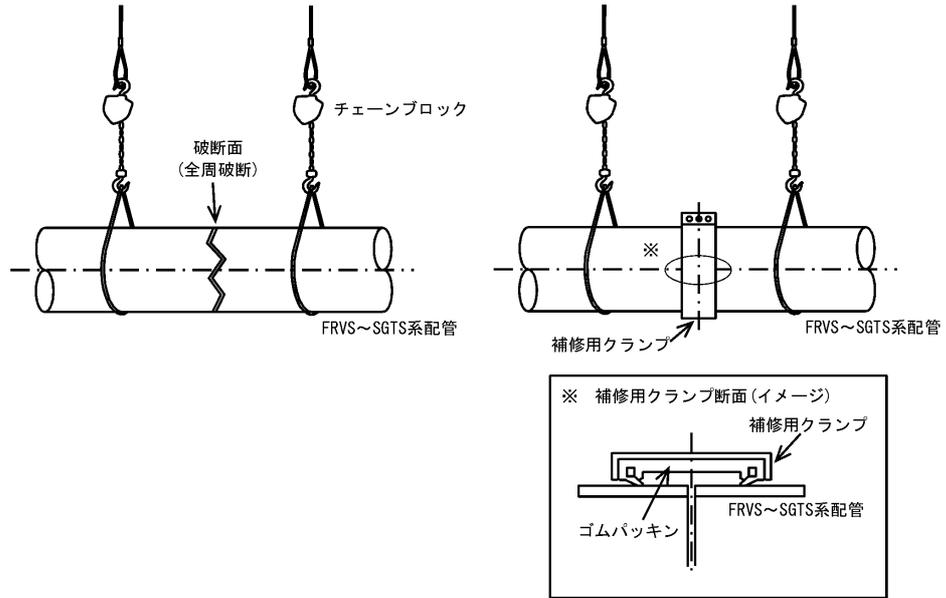
原子炉建屋ガス処理系配管には，直管部，エルボ部，分岐（T字，Y字）部，壁貫通部，サポート部があり，いずれの部位に故障が発生した

場合にも対応できるよう検討した。

なお、修復方法については、必要に応じて追加・見直しを行う。

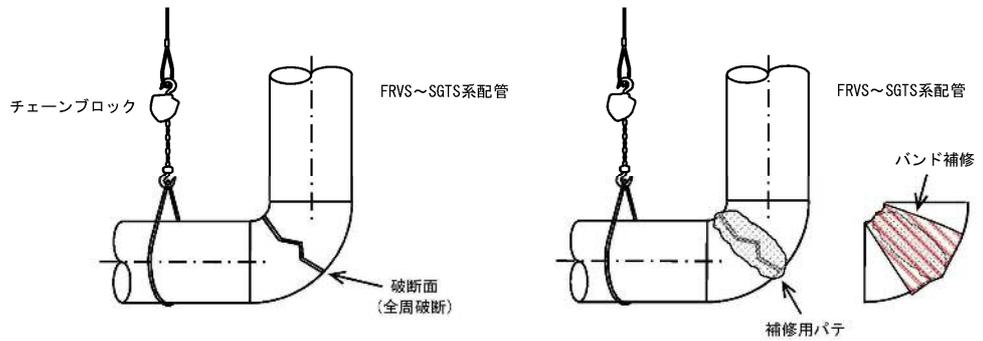
①直管部の修復

- ・補修用クランプにて固定



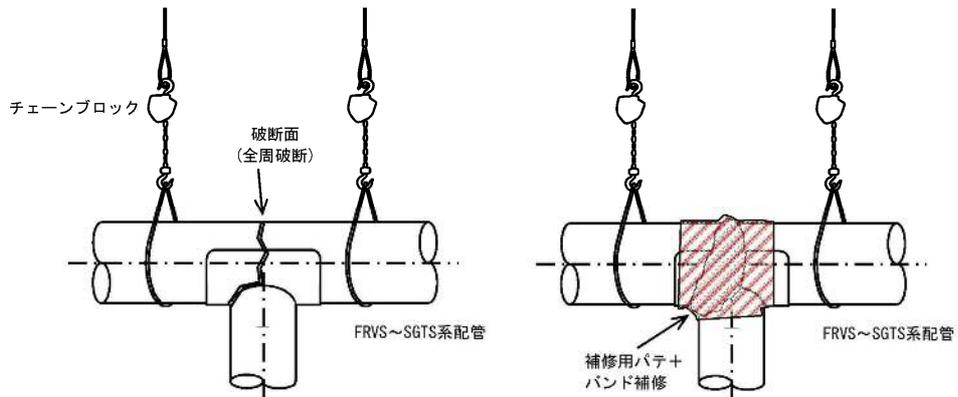
②エルボ部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



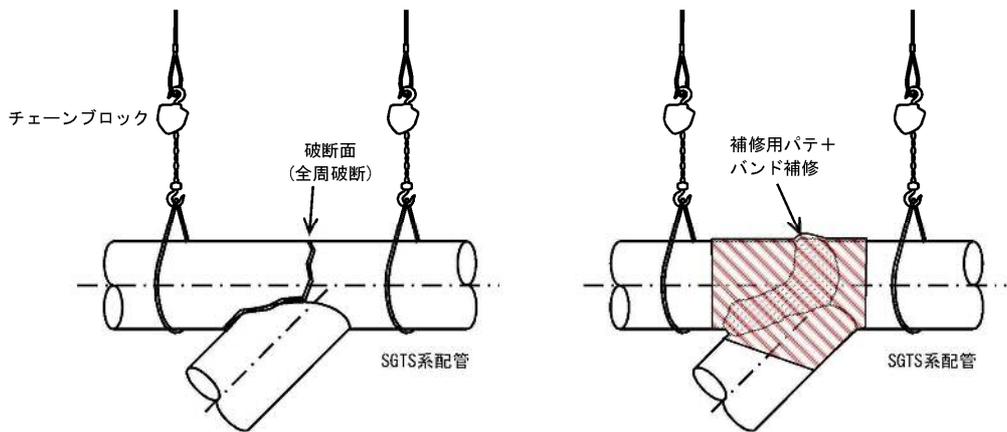
③分岐部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



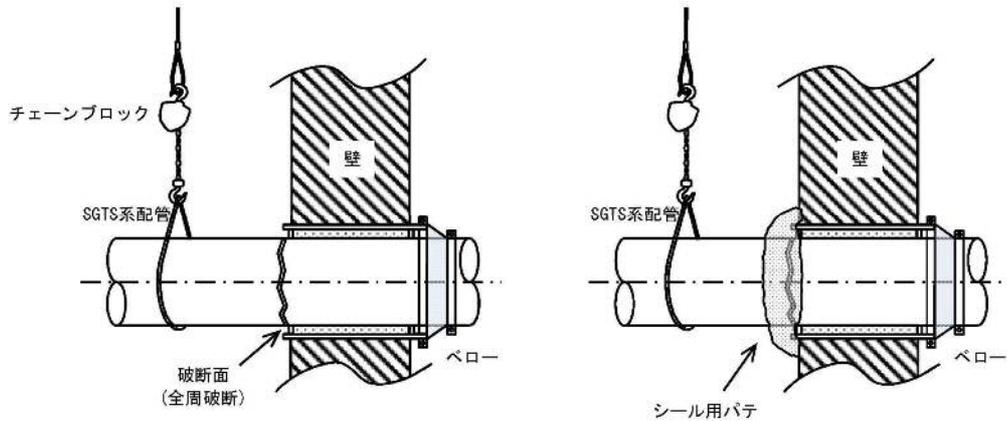
④分岐部の修復

- ・補修用パテ+バンドにて補修



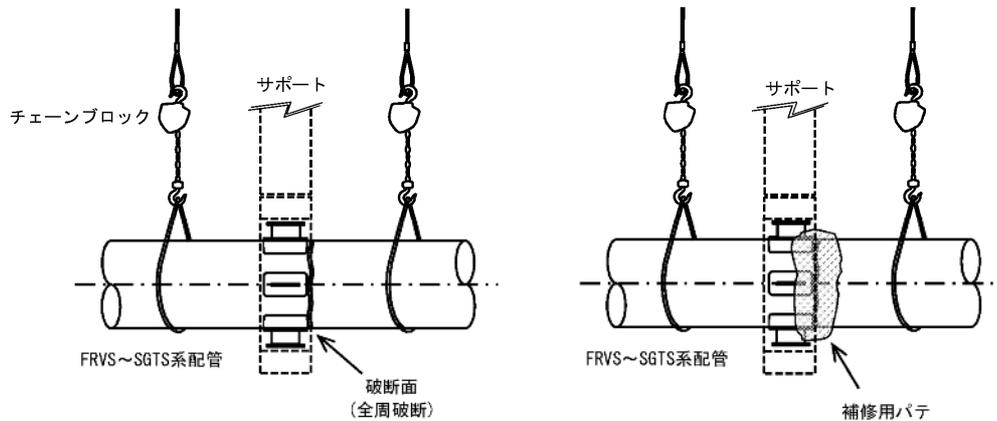
⑤建屋貫通部の修復

- ・シール用パテによる補修



⑥サポート部の修復

- ・補修用パテによる補修



c. 修復用資機材

修復用資機材としては以下のものが挙げられる。

修復用資機材については、使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のあるものを準備することとし，発電所構内に保管する。

なお，修復用資機材については，必要に応じて追加・見直しを行う。

- 鋼管足場資材（足場パイプ，足場板，クランプ，ベース等）
- 高所作業時安全装備品（安全帯，安全ネット，親綱，セーフティブロック等）
- 吊り具（チェーンブロック，ワイヤーロープ等）
- 補修用クランプ（600A用，450A用），補修用パテ，バンド等
- 研削工具

(3) 詳細工程について

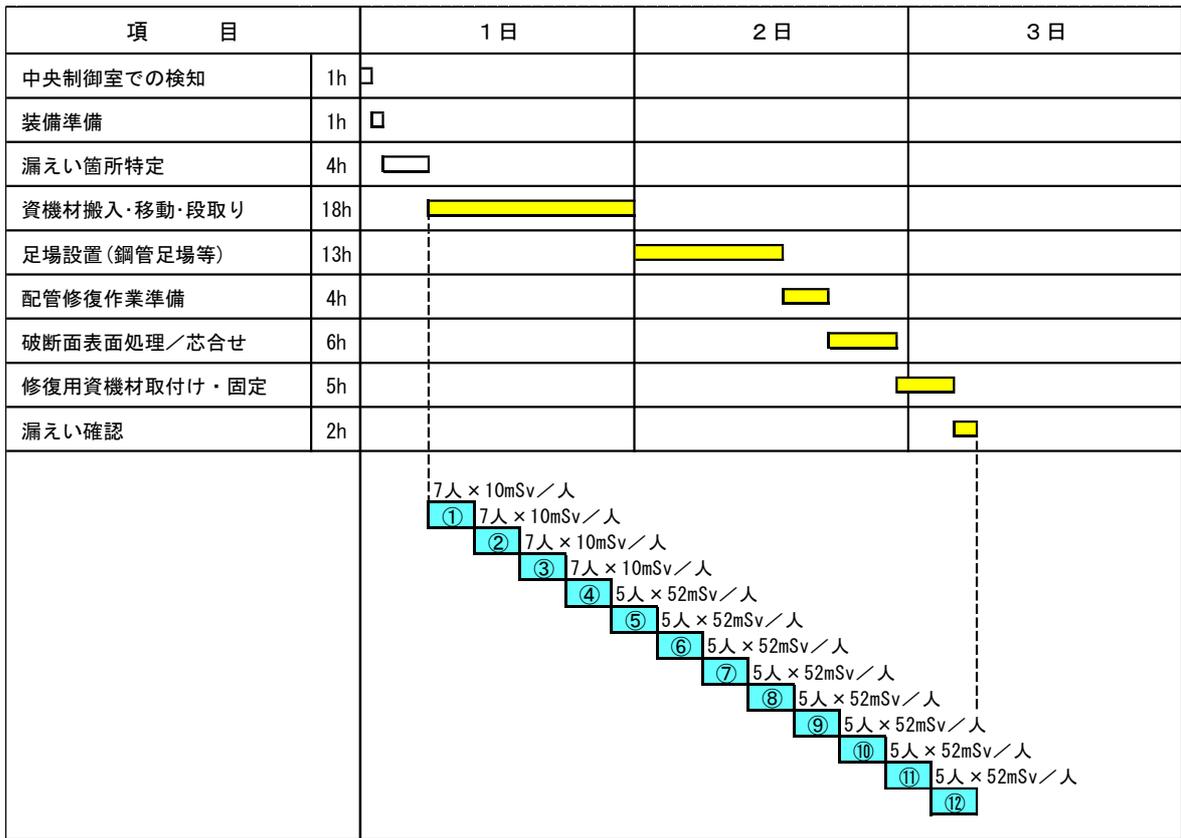
a. 屋内作業

修復は破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できる

ことから、足場の組立作業を含めても2日間程度で可能である。なお、足場解体作業は、事故収束後（後日）の対応とする。

原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業についてモックアップを行い、タイムチャートを作成した。これにより2日間での修復作業の成立性を確認することができた。

また、被ばく評価の結果に基づき、配管修復作業における1人当たりの作業時間を4時間とすると、12班（作業員総数68名）で修復作業を実施することができ、作業員1人当たりの被ばく量は最大で52mSv（4時間）となることが確認できた。



※ [Yellow bar] : 修復作業

最も被ばく線量が厳しい箇所の故障を想定した場合、修復作業に68名の作業員（作業責任者、放管員含む）が必要となる。しかし、当該作

業の想定では事故発生から 20 日後に作業を開始することになっており、必要な作業員を確保ための時間は十分あると考える。

また、非居住区域境界外の被ばくの評価結果から、作業開始を遅らせることも可能であり、これにより被ばく線量を低減することができ、必要な要員数を削減できる。

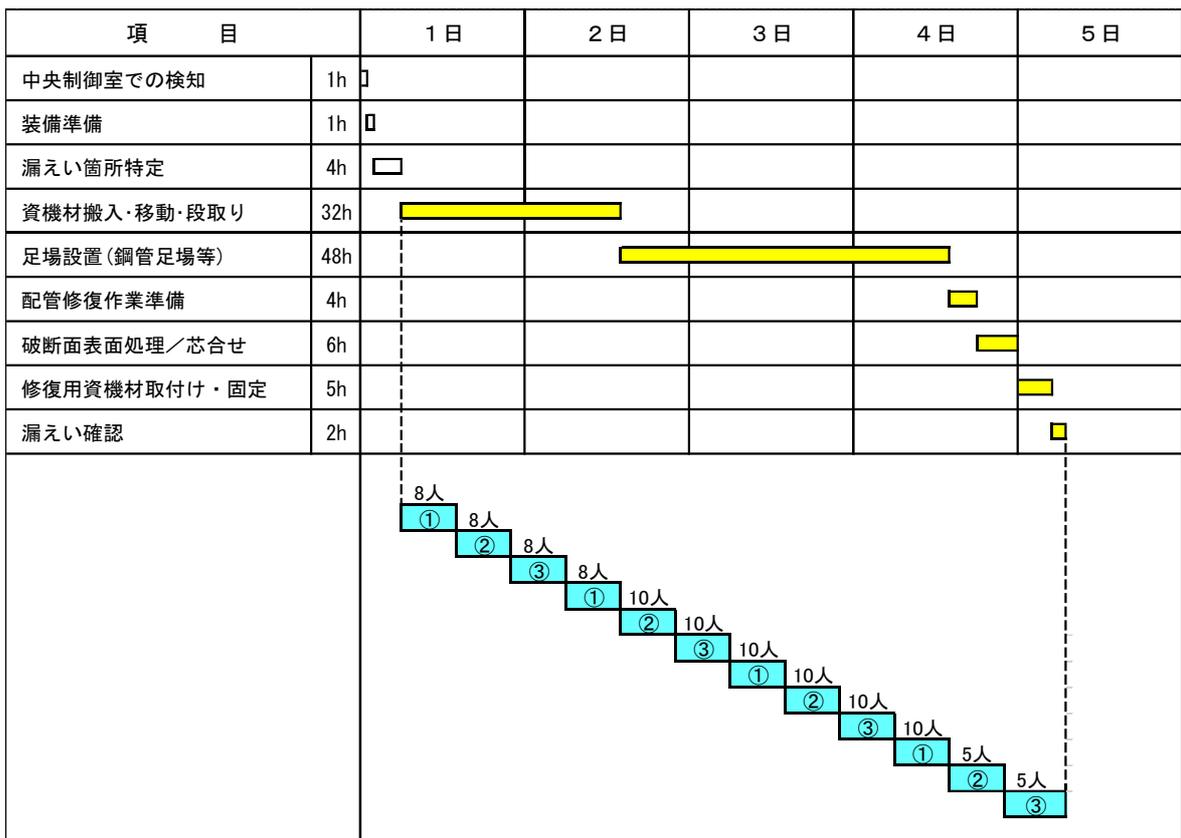
なお、故障発生箇所がチャコールフィルタから離れた場所であれば、作業場所の線量が低下するため、必要な要員数は低減される。

b. 屋外作業

原子炉建屋ガス処理系配管のうち、屋外配管の修復作業についてのタイムチャートを以下に示す。

屋外作業では高さ 15m の足場組立を想定しているため、屋内作業に比べて足場組立の作業量が増加することになり、修復には約 4 日間を要する。しかし、建屋外のため放射線源であるフィルタを考慮する必要が無いこと、配管中のガスはフィルタで浄化したものであることから、修復作業を通常の 3 交替で実施することができる。

したがって、配管修復作業は 3 班、30 名（延べ人数 102 名）で実施することができる。



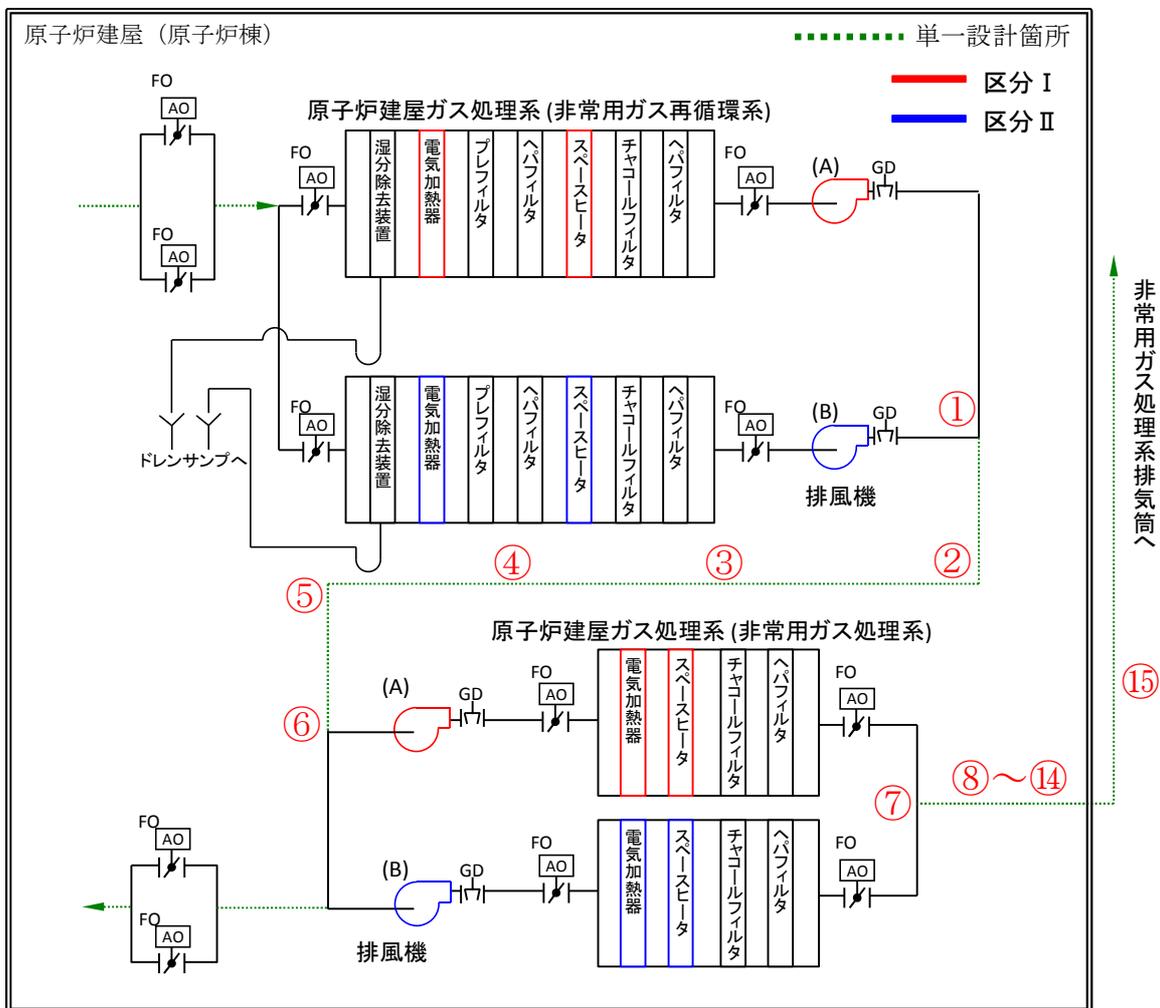
※ ■ : 修復作業

(4) 狭隘部の作業

原子炉建屋ガス処理系配管の単一設計箇所にて修復作業が困難な狭隘部が存在するかを現場点検により確認した。

その結果、原子炉建屋ガス処理系配管は全範囲において目視により破損状況を確認することが可能であり、修復作業が困難な狭隘部も存在しないことを確認した。確認に当たっては、最も作業性が悪い箇所（写真⑤）を選定したモックアップ作業も実施している。

以下に配管の敷設状況を示す。



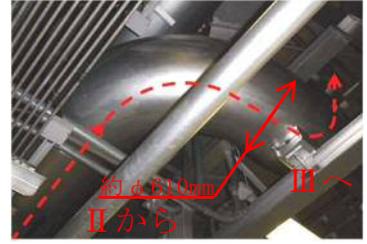
①



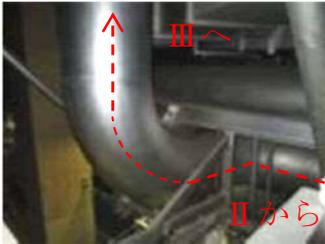
②



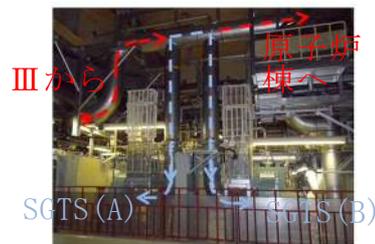
③



④



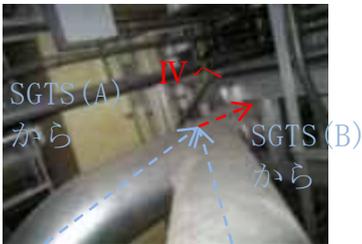
⑤



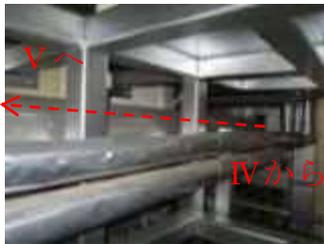
⑥



⑦



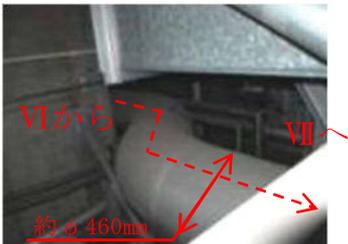
⑧



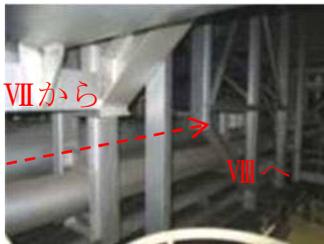
⑨



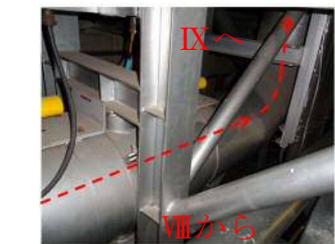
⑩



⑪



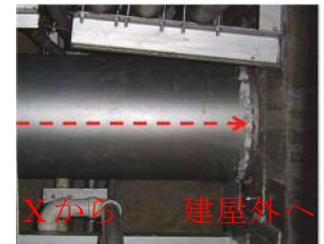
⑫



⑬



⑭



⑮



2. 中央制御室換気系

(1) 修復作業の実施時期について

中央制御室換気系の単一設計箇所については、ダクトに全周破断を想定し、安全上支障のない期間内に修復可能であることから、基準に適合していることを確認している。

主蒸気管破断の発生を起点として、24時間後に単一設計箇所が故障したと想定する。主蒸気管破断における中央制御室運転員の被ばく評価により事故収束までの全期間にわたって判断基準（実効線量100mSv以下）を満足すると評価できることから、以下に示す作業期間は、安全上支障のない期間とできる。

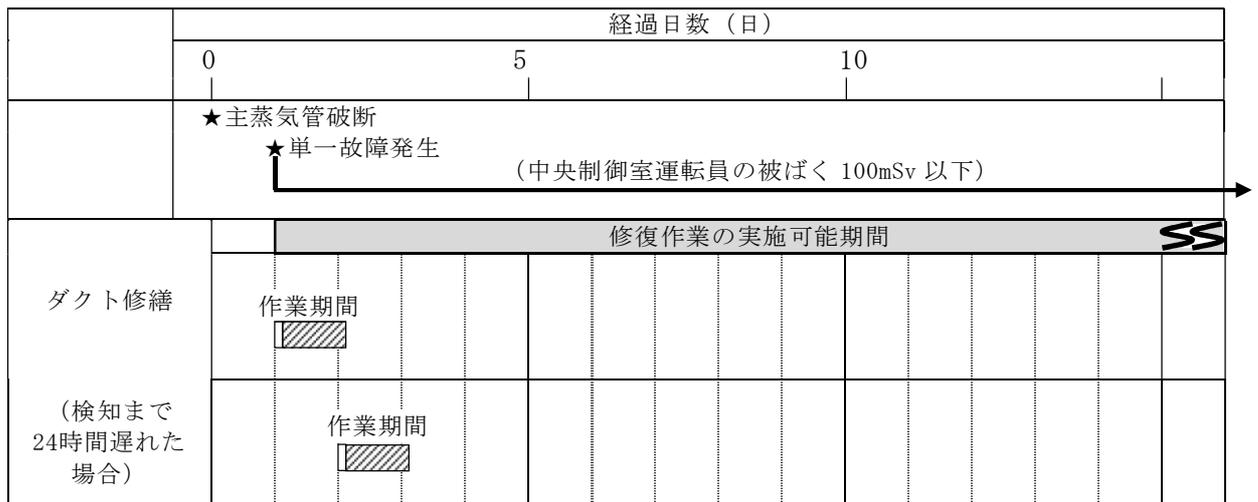
修復作業の作業実施時期は、ダクト修復作業に係る作業員の被ばく評価結果から、故障発生後、直ちに作業着手可能であるため、故障発生の直後と設定した。

これにより安全上支障のない期間内に確実に修復できることが確認できた。

なお、設定した作業実施時期は中央制御室換気系の機能を回復させるための最短の時期を示しており、実運用における作業期間は中央制御室の運転員や作業員の被ばくを考慮した上で決定する。

故障が小規模破損で検知に時間を要し、作業開始が24時間遅れた場合であっても、安全上支障のない期間内に確実に修復できることも確認できた。

なお、作業期間におけるタイムチャートについては「(3)詳細工程について」で示す。



(2) 作業手順について

a. 作業手順

ダクトの修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。

① 準備作業（修復用資機材運搬等）

- ・ 修復用資機材は発電所構内に保管する。
- ・ 修復用資機材は使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。

② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。

③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。

④ ダクト破断箇所に、修復用資機材（ゴムシート，当て板等）を取り付ける。

なお、修復作業については協力会社を含めた作業員の召集体制，資機材の準備，作業手順，訓練の実施等の必要事項を今後社内規程として整備する。

b. 作業イメージ図

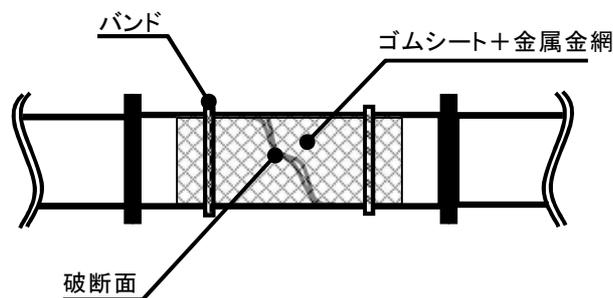
中央制御室換気系ダクトの修復方法を以下に図示する。

中央制御室換気系ダクトには、直管部、エルボ部、分岐（T字）部、床貫通部、サポート部があり、いずれの部位に故障が発生した場合にも対応できるよう検討した。なお、修復方法については、必要に応じて追加・見直しを行う。

また、軽微な故障の場合は当て板、紫外線硬化型FRPシート、コーキング等、通常の補修方法を適用することができる。

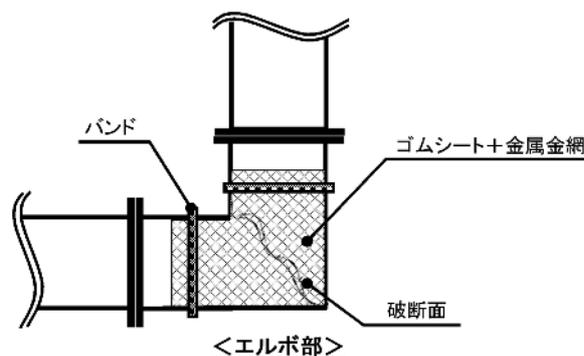
①中央制御室空調ダクト直管部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



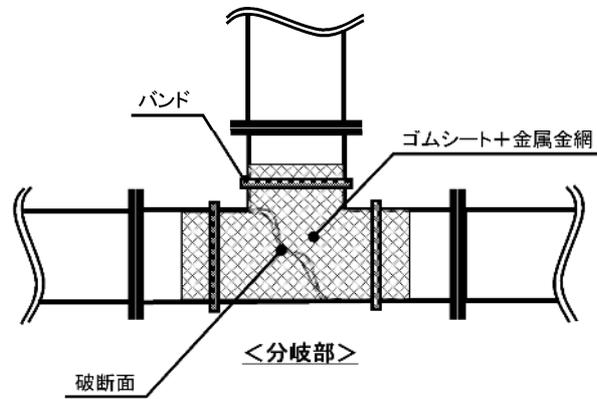
②中央制御室空調ダクトエルボ部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



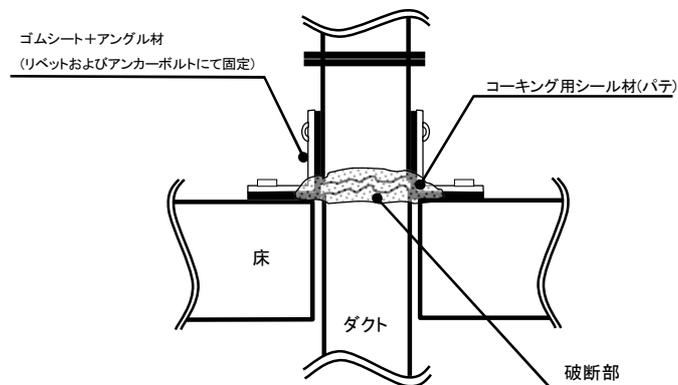
③中央制御室空調ダクト分岐部における修復方法

- ・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



④中央制御室空調ダクト貫通部における修復方法

- ・ゴムシート+アングル材にてダクトを固定，破断面をコーキング処理



c. 修復用資機材

修復用資機材としては以下のものが挙げられる。

修復用資機材については、使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様のもを準備することとし，発電所構内に保管する。

なお，修復用資機材については，必要に応じて追加・見直しを行う。

- i) 鋼管足場資材（足場パイプ，足場板，クランプ，ベース等）
- ii) ゴムシート，金属板，アルミテープ，ラチェットバンド，コーキング材等
- iii) チェーンブロック・ジャッキ等
- iv) 保温板金（ロール状），アングル鋼材等（固定用）等

(3) 詳細工程について

修復は破断箇所を特定した後に行うため，足場設置箇所が限定できることから，足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。なお，足場解体作業は，事故収束後（後日）の対応とする。

中央制御室換気系ダクトの修復作業についてモックアップを行い，タイムチャートを作成した。これにより2日間での修復作業の成立性を確認することができた。

また，被ばく評価の結果から，中央制御室換気系ダクトの修復作業では最も厳しい条件であっても線量率は約 5.2×10^{-2} mSv/hであり，3交替で作業することができる。したがって，中央制御室換気系ダクトについては，3班，24名（延べ41名）にて修復作業が実施可能であることを確認できた。

項 目		1 日	2 日	3 日
中央制御室での検知	1h	<input type="checkbox"/>		
装備準備	1h	<input type="checkbox"/>		
漏えい箇所特定	2h	<input type="checkbox"/>		
資機材搬入・移動・段取り	16h			
足場設置(鋼管足場等)	18h			
作業準備	6h			
ダクト破断面の整形	2h			
ゴム板・金網による固定(壁貫通部は当て板使用)	4h			
漏えい確認	2h			
		<p>① 10人×0.40mSv/人 ② 7人×0.42mSv/人 ③ 7人×0.42mSv/人 ① 5人×0.42mSv/人 ② 5人×0.42mSv/人 ③</p>		

※ : 修復作業

中央制御室換気系ダクトの修復作業における被ばく評価の結果から、当該作業の被ばく線量は十分低い値であり、修復作業の実現性に問題はない。

なお、故障が小規模破損で検知に時間を要し、作業開始が24時間遅れた場合を想定したタイムチャートは以下のとおりである。この場合も、修復作業の実現性に問題はない。

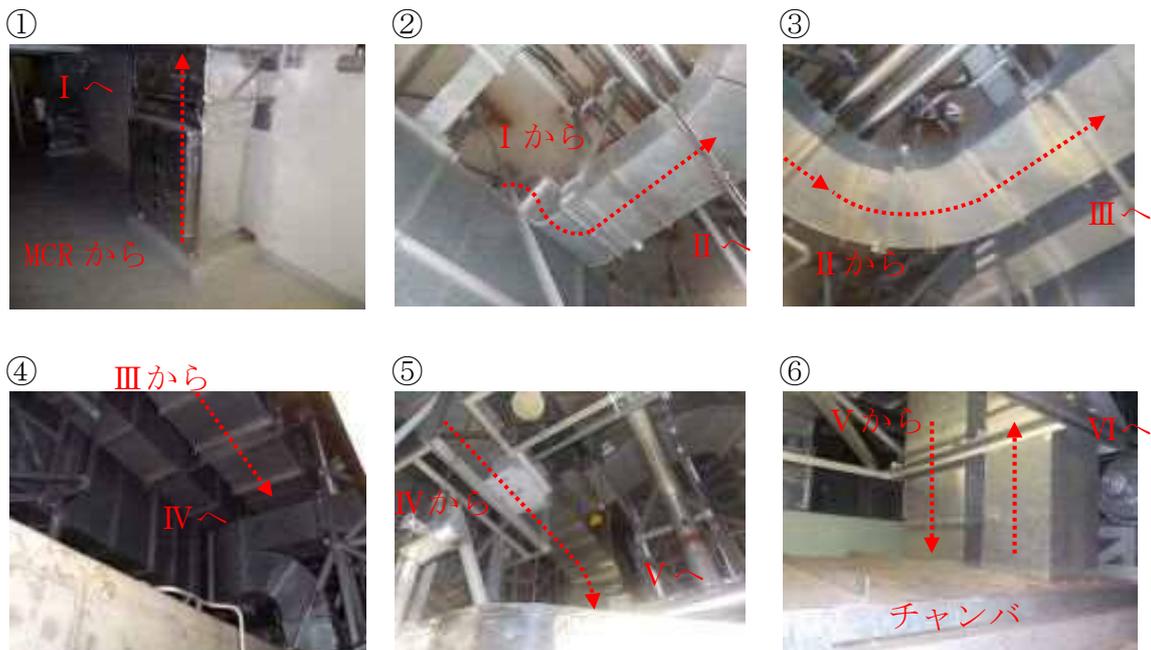
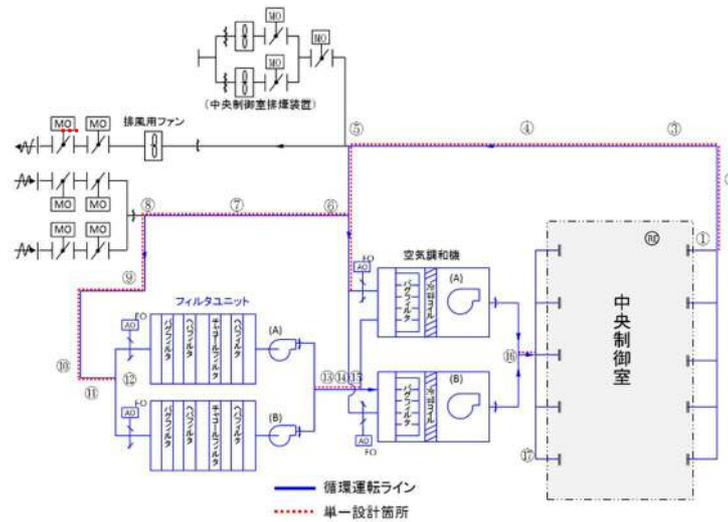
項 目		1 日	2 日	3 日	4 日
(中央制御室での検知不可)	24h				
漏えい箇所特定(巡視点検による検知)	2h		<input type="checkbox"/>		
資機材搬入・移動・段取り	16h				
足場設置(鋼管足場等)	18h				
作業準備	6h				
ダクト破断面の整形	2h				
ゴム板・金網による固定(壁貫通部は当て板使用)	4h				
漏えい確認	2h				
		<p>① 10人×0.40mSv/人 ② 7人×0.42mSv/人 ③ 7人×0.42mSv/人 ① 5人×0.42mSv/人 ② 5人×0.42mSv/人 ③</p>			

※ ■ : 修復作業

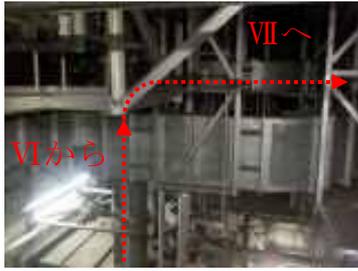
(4) 狭隘部の作業

中央制御室系ダクトについて修復作業が困難な狭隘部が存在するかを現場点検により確認した。その結果、中央制御室換気系ダクトは全範囲において目視により破損状況を確認することが可能であり、修復作業が困難な狭隘部も存在しないことを確認した。確認に当たっては、最も作業性が悪い箇所（写真⑧）を選定したモックアップ作業も実施している。

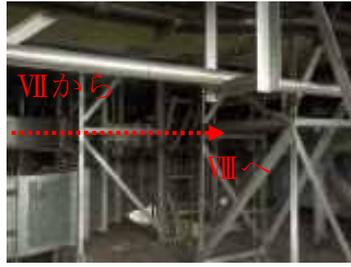
以下にダクト敷設状況を示す。



⑦



⑧



⑨



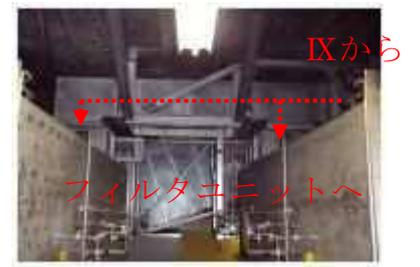
⑩



⑪



⑫



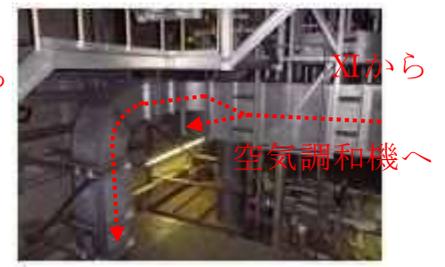
⑬



⑭



⑮



⑯



⑰



3. モックアップによる修復作業の成立性確認

原子炉建屋ガス処理系配管及び中央制御室換気系ダクトについて、全周破断を想定した修復作業のモックアップを実施することにより、修復作業の成立性を確認し、作業ステップ毎のタイムチャートを作成した。確認項目は以下のとおり。

- ① 破断箇所が高所であった場合、安全・確実に足場を設置することが可能であること。
- ② 狭隘部に対して、バンド巻き等の修復作業を実施できること。
- ③ 当該系統の配管（ダクト）形状に対して修復作業を適用できること。
- ④ 作業ステップ毎に必要な要員数、作業時間を確認し、タイムチャートを作成する。

モックアップの結果、原子炉建屋ガス処理系配管及び中央制御室換気系ダクトに全周破断が発生した場合、修復作業が実施可能であることが確認できた。以下にモックアップの状況を示す。

(1) 原子炉建屋ガス処理系配管

原子炉建屋ガス処理系配管について修復作業のモックアップを実施することにより作業の成立性を確認した。

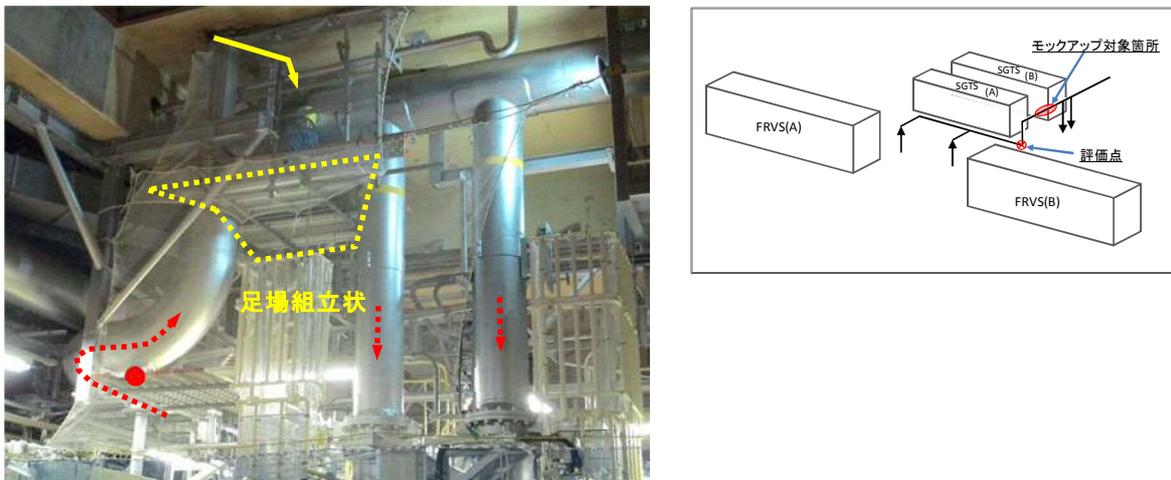
a. モックアップ対象箇所

原子炉建屋ガス処理系配管の全てのラインについて現場確認を行い、作業性（高所，狭隘）及び想定される雰囲気線量から，最も作業が困難である場所（非常用ガス再循環系から非常用ガス処理系への連絡配管）を選定した。

b. 足場設置状況

原子炉建屋ガス処理系配管は高所に敷設されていることから、破断想定箇所での作業性確保のため足場等を設置することが可能であるかを、モックアップ対象箇所ですら実際に足場を設置することにより確認した。第1図に足場組立状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に足場組立を行うことが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所、狭隘、高線量である場所を現場確認により選定していることから、原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で足場設置可能であると評価する。



第1図 現場モックアップ状況（足場組立全景）

c. 狭隘部における作業状況

破断想定箇所に対して補修作業が実施できることを確認するため、モックアップ対象箇所には補修用バンドの巻付けを行った。第2図に作業状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に補修作業を実施できることが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所、狭隘、高線量である場所を現場確認により選定していることから、原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で補修

作業が実施可能であると評価する。



第2図 狭隘部作業状況

d. 補修作業の実施状況

原子炉建屋ガス処理系配管の形状には、直管、エルボ管、分岐管（T字、Y字）がある。これらの配管形状について補修用バンドの巻付けが実施可能であることを確認した。モックアップ対象箇所は直管であるため、その他の形状については別系統の大口径配管を用いた。

なお、原子炉建屋ガス処理系には壁貫通部とサポート部があるが、これらについては補修用パテにより修復を行う計画である。

作業状況を第3図に示す。図に示すとおり、補修用バンドの巻付けは様々な形状に適用できることが確認できた。これにより原子炉建屋ガス処理系配管の全範囲で、補修作業が実施可能であると評価する。

① 直管部（実機）



② エルボ部（模擬・別系統）



③ 分岐部（模擬・別系統）



第3図 修復模擬作業状況

e. モックアップの実測データ

モックアップにより実測したデータを以下に示す。

(a) 作業時間

作業項目	作業時間	作業員 ^{※3}	備考
資機材準備	18h ^{※1}	5人	
足場組立	13h ^{※1}	3人	床面高さ約5m
配管修復準備	10h ^{※2}	3人	
配管修復	5h ^{※1}	3人	補修用パテの硬化時間は10～60分

※1 保守的な評価として実測値を1.5倍した。

※2 破断面の処理や配管の芯合せ等、モックアップできない作業につ

いては予想時間とした。

※3 実際の作業では、作業員の他に監督者及び放管員が必要となる。

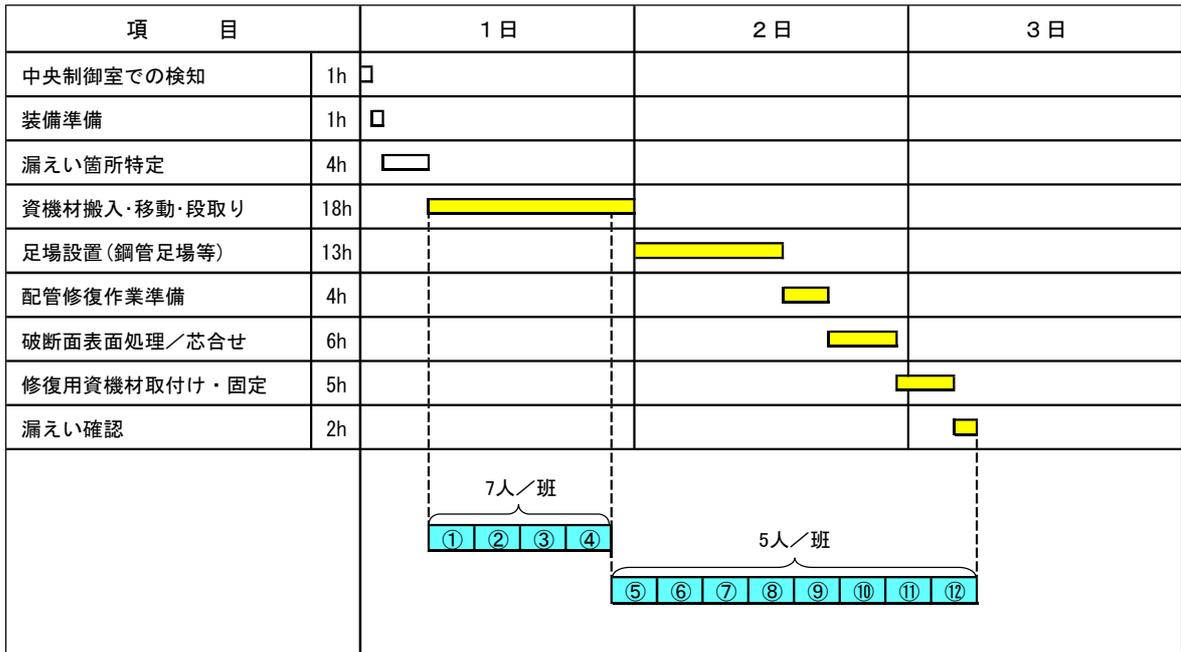
(b) 必要資機材

足場設置用の資機材を以下に示す。

(使用材料)			
足場板	2m×8	ベース	2
足場板	1.5m×6	キャッチ	14
足場板	1m×2	直交	40
メッシュ	1m×1	自在	1
足場パイプ	2.5×7	ジョイント	3
足場パイプ	2m×10	ステップバー	10
足場パイプ	1.5m×15	セイフティブロック	1
足場パイプ	1m×6	安全ネット	2
足場パイプ	0.5m×1	ワイヤー	1

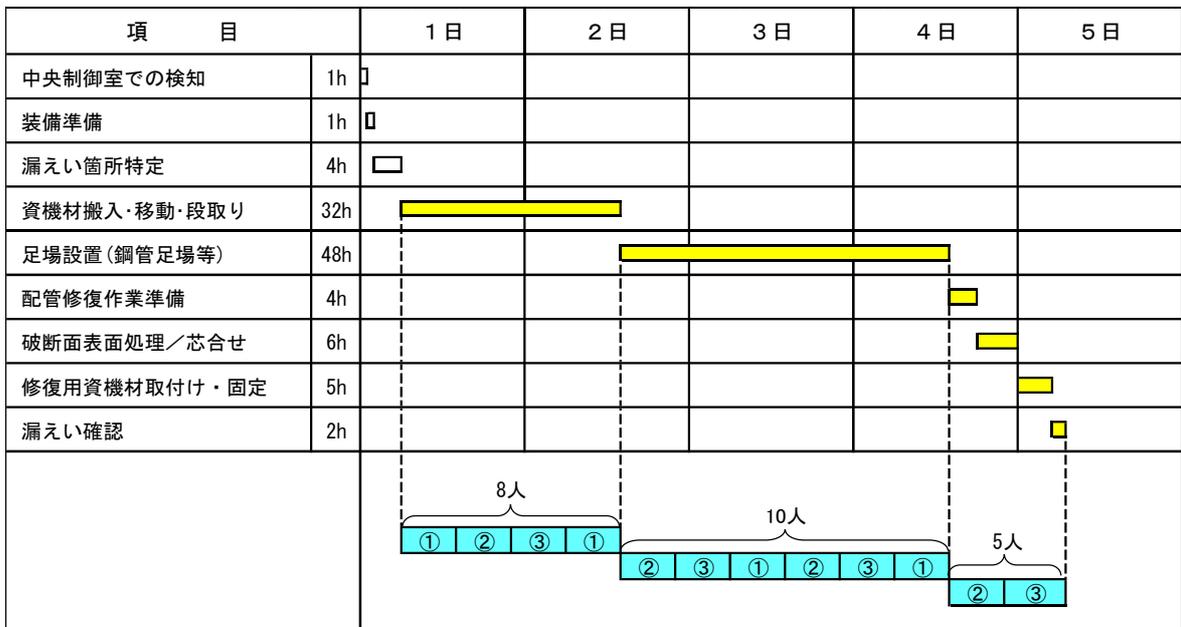
f. タイムチャート

モックアップの実績に基づき原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業について、作成したタイムチャートを以下に示す。モックアップは原子炉建屋ガス処理系配管の中で最も作業困難な箇所を選定して実施していることから、ここに示すタイムチャートは最も時間のかかる作業におけるものである。



※ [Yellow bar] : 修復作業

なお、屋外作業について、足場設置までは過去の工事実績から、配管補修についてはモックアップの実績から作成したタイムチャートを以下に示す。



※ [Yellow bar] : 修復作業

(2) 中央制御室換気系ダクト

中央制御室換気系ダクトについて修復作業のモックアップを実施することにより作業の成立性を確認した。

a. モックアップ対象箇所

中央制御室換気系ダクトの全てのラインについて現場確認を行い、作業性（高所、狭隘）及び想定される雰囲気線量から、最も作業が困難である場所（フィルタユニットの循環ライン（入口側））を選定した。

b. 足場設置状況

中央制御室換気系ダクトには高所に敷設されている箇所があることから、破断想定箇所での作業性確保のため足場を設置することが可能であるかを、モックアップ対象箇所です実際に足場を設置することにより確認した。第4図に足場組立状況を示す。図に示すとおり、モックアップ対象箇所において安全・確実に足場組立を行うことが確認できた。



第4図 現場モックアップ状況（足場組立全景）

モックアップ対象箇所は高所，狭隘である場所を現場確認により選定していることから，中央制御室換気系ダクトの全範囲で足場設置可能であると評価する。

c. 狭隘部における作業状況

破断想定箇所に対して補修作業が実施できることを確認するため，モックアップ対象箇所にゴムシート+金属金網の取付けを行った。第5図に作業状況を示す。図に示すとおり，モックアップ対象箇所において安全・確実に補修作業を実施できることが確認できた。

モックアップ対象箇所は高所，狭隘，高線量である場所を現場確認により選定していることから，中央制御室換気系ダクトの全範囲で補修作業が実施可能であると評価する。



第5図 狭隘部作業状況

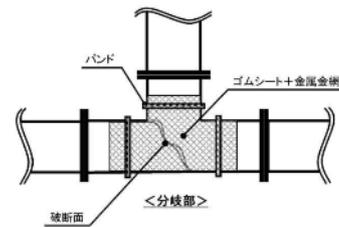
d. 補修作業の実施状況

中央制御室換気系ダクトの形状には，直管，エルボ管，分岐管（T字）がある。これらのダクト形状についてゴムシート+金属金網による補修作業が実施可能であることを確認するため，モックアップ対象箇所にゴムシート+金属金網の取付けを行う。

作業状況を第6図に示す。図に示すとおり，ゴムシート+金属金網の取付けはモックアップ対象箇所に対して実施可能であることが確認できた。モックアップ対象箇所は最も作業性の悪いT字分岐管を選定していることから，その他の形状については適用できると評価する。

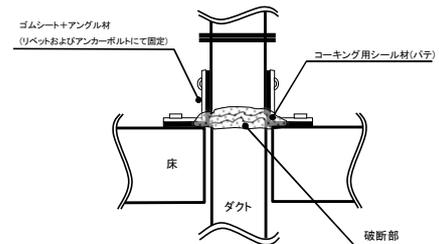


中央制御室空調ダクト分岐部における修復方法
・ゴムシート+金属金網（メッシュ）により補強，バンドにて固定



第6図 分岐部修復状況

また，中央制御室換気系ダクトの床貫通部についても，補修作業（模擬）を実施した。作業状況を第7図に示す。床貫通部には高所，狭隘など作業性の悪い箇所はなく，図に示すとおり，問題なく補修することができる。



第7図 床貫通部模擬作業状況

以上により中央制御室換気系ダクトの全範囲で、補修作業が実施可能であると評価する。

e. モックアップの実測データ

モックアップにより実測したデータを以下に示す。

(a) 作業時間

作業項目	作業時間	作業員 ^{※3}	備考
資機材準備	16h ^{※1}	8人	
足場組立	18h ^{※1}	5人	床面高さ約5m
ダクト修復準備	8h ^{※2}	3人	
ダクト修復	4h ^{※1}	3人	

※1 保守的な評価として実測値を1.5倍した。

※2 破断面の処理等、モックアップできない作業については予想時間とした。

※3 実際の作業では、作業員の他に監督者及び放管員が必要となる。

(b) 作業資機材

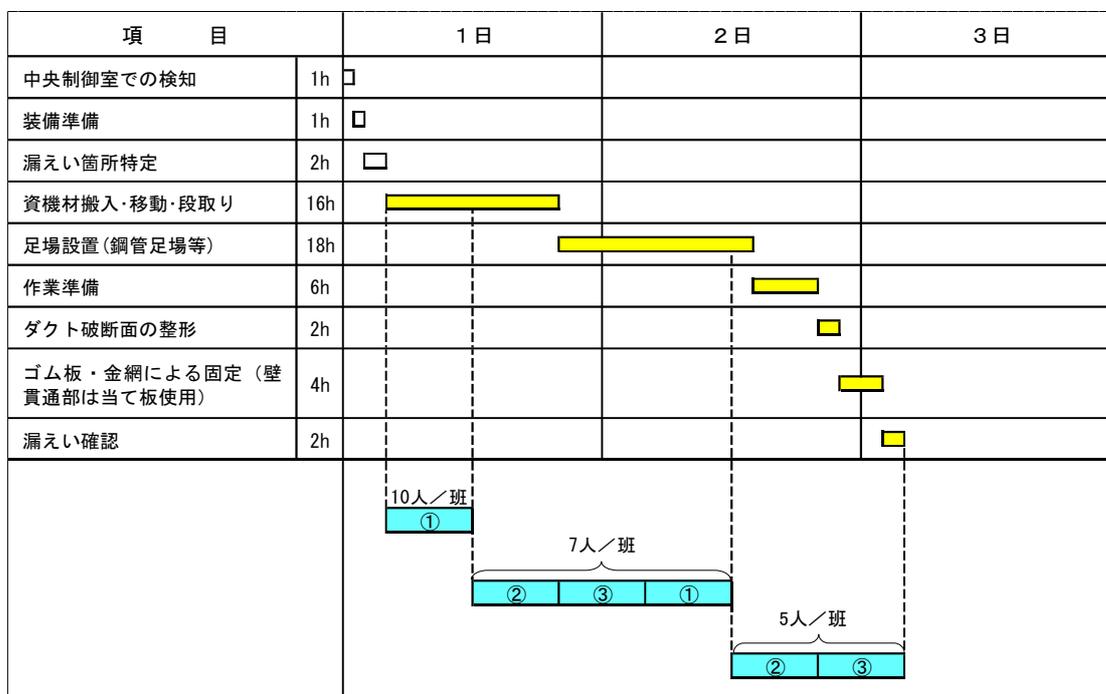
足場設置用の資機材を以下に示す。

(使用材料)			
足場板	3m×4	キャッチ 直交	14
足場板	2m×6	キャッチ 自在	1
足場板	1.5m×10	ジョイント	1
足場板	1m×3	ベース	1
足場パイプ	3m×7	敷角	1

足場パイプ	2m×8	梯子	4.5m×1
足場パイプ	1.5m×10	セイフティブロック	1
足場パイプ	1m×8	クランプカバー	10
メッシュ	12	パイプカバー	10
直交	50	造り番線	1箱
自在	10		

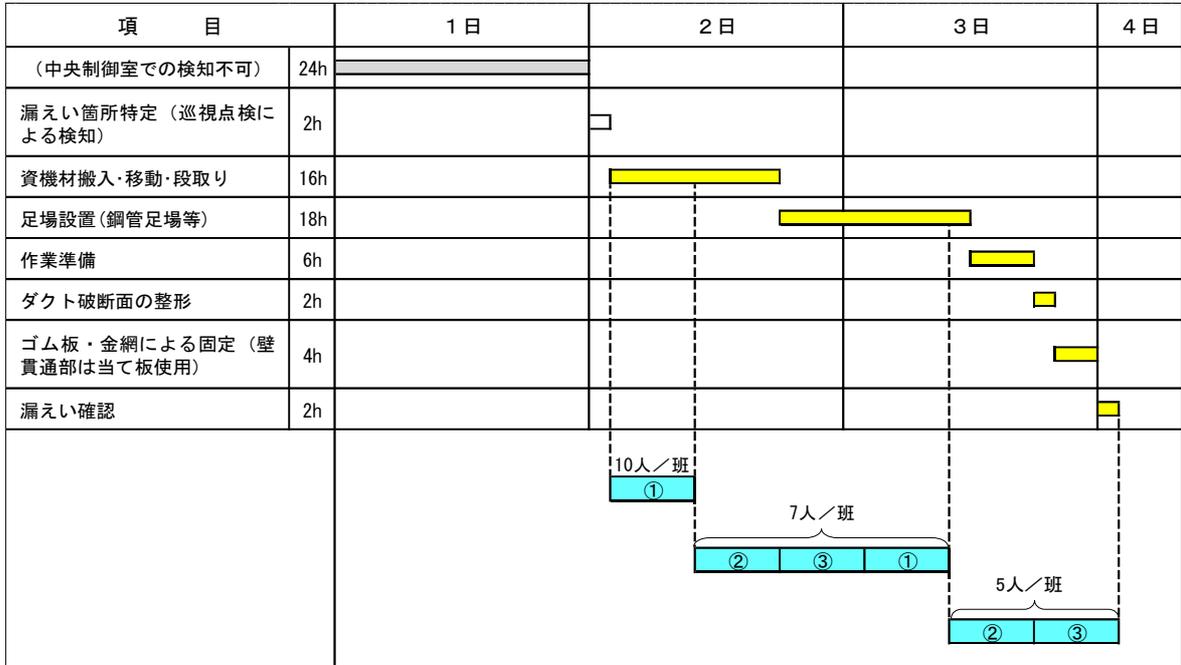
f. タイムチャート

モックアップの実績に基づき中央制御室換気系ダクトの修復作業におけるタイムチャートを作成した。モックアップは中央制御室換気系ダクトの中で最も作業困難な箇所を選定して実施していることから、ここに示すタイムチャートは最も時間のかかる作業におけるものである。



※ ■ : 修復作業

また、故障が小規模破損で検知に時間を要し、作業開始が 24 時間遅れた場合を想定したタイムチャートを以下に示す。破損が小規模であれば修復作業に要する時間を短縮できるが、タイムチャート作成に当たっては、全周破断の修復作業に要する作業時間を用いた。



※ : 修復作業

4. 補修工法の妥当性

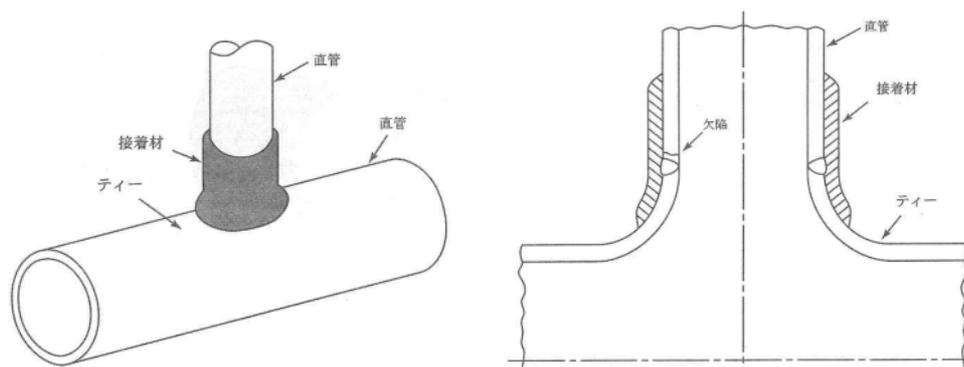
(1) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系の設計仕様は最高使用圧力0.014MPa[gage]，最高使用温度72℃であり，単一故障の修復に当たっては使用環境（耐圧性，耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

モックアップで使用した補修用パテについても当該配管の設計条件を満足する仕様であり，事故時の原子炉建屋ガス処理系の環境においても応急処置として使用可能である。

(補足) 補修用パテ+補修用バンドによる修復方法の妥当性確認

原子炉建屋ガス処理系配管の修復としては補修用パテを用いた方法を行うこととしている。社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」には暫定修復方法として「接着材による補修方法」が規定されており，東海第二発電所においても接着材を用いた修復は多くの実績がある。



第1図 配管（ティー部）への適用例

（社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）」より）

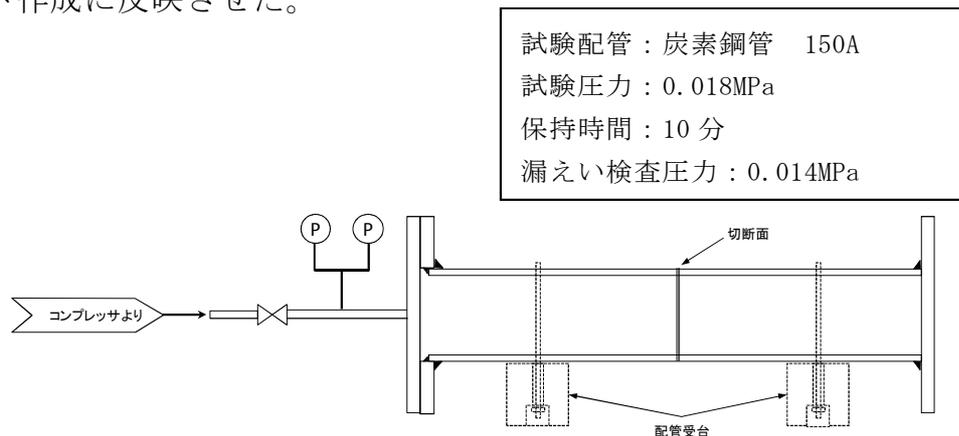
しかしながら，全周破断の修復への適用は想定されていないことから，

実証試験を行い、全周破断した配管に適用した場合でも漏えいを止めることが可能であることを確認した。

原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業のモックアップでは、補修用パテを塗布し、補修用バンドを巻き付ける方法について、実機に施工可能であることを確認した。

ここでは、全周破断させた模擬配管を用いて、補修用パテによる修復方法の妥当性について検証を行った。試験方法を第8図に示す。なお、試験については、社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版）」に基づき実施した。

なお、本試験では補修用パテを塗布する作業時間を測定し、タイムチャート作成に反映させた。



第8図 試験方法

試験の結果、補修箇所からの漏えいがないことを確認した。これにより、全周破断した配管であっても、応急処置として補修用パテによる修復が可能であるということが確認できた。

なお、原子炉建屋ガス処理系の最高使用温度は72℃であるが、作業実施に当たっては、配管の表面温度を考慮した適切な保護具を装着して行う。また、補修作業は原子炉建屋ガス処理系排風機を停止した状態で行うことから、配管の表面温度は周辺環境と同じ温度となることから、作業実施に支障を与えることはない。

(2) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の運転条件は運転圧力0.98kPa[gage]以下、運転温度10℃～40℃であり、単一故障の修復に当たっては使用環境（耐圧性、耐熱性）を考慮した仕様の資機材を準備する。

モックアップで使用したゴムシートについても運転条件を満足する仕様であり、事故時の中央制御室換気系の環境においても応急処置としては使用可能である。

(補足) ゴムシートによる応急処置の実例

中央制御室換気系ダクトの全周破断の修復としては、ゴムシート＋金属金網＋バンド固定の方法を行うこととしている。東海第二発電所において、ダクトの暫定的な修復にゴムシートを当て板として用いた事例を（参考）に示す。

このような実績からも、ゴムシート＋金属金網＋バンド固定による修復方法は中央制御室換気系ダクトの単一故障に対して適用可能であると考えられる。

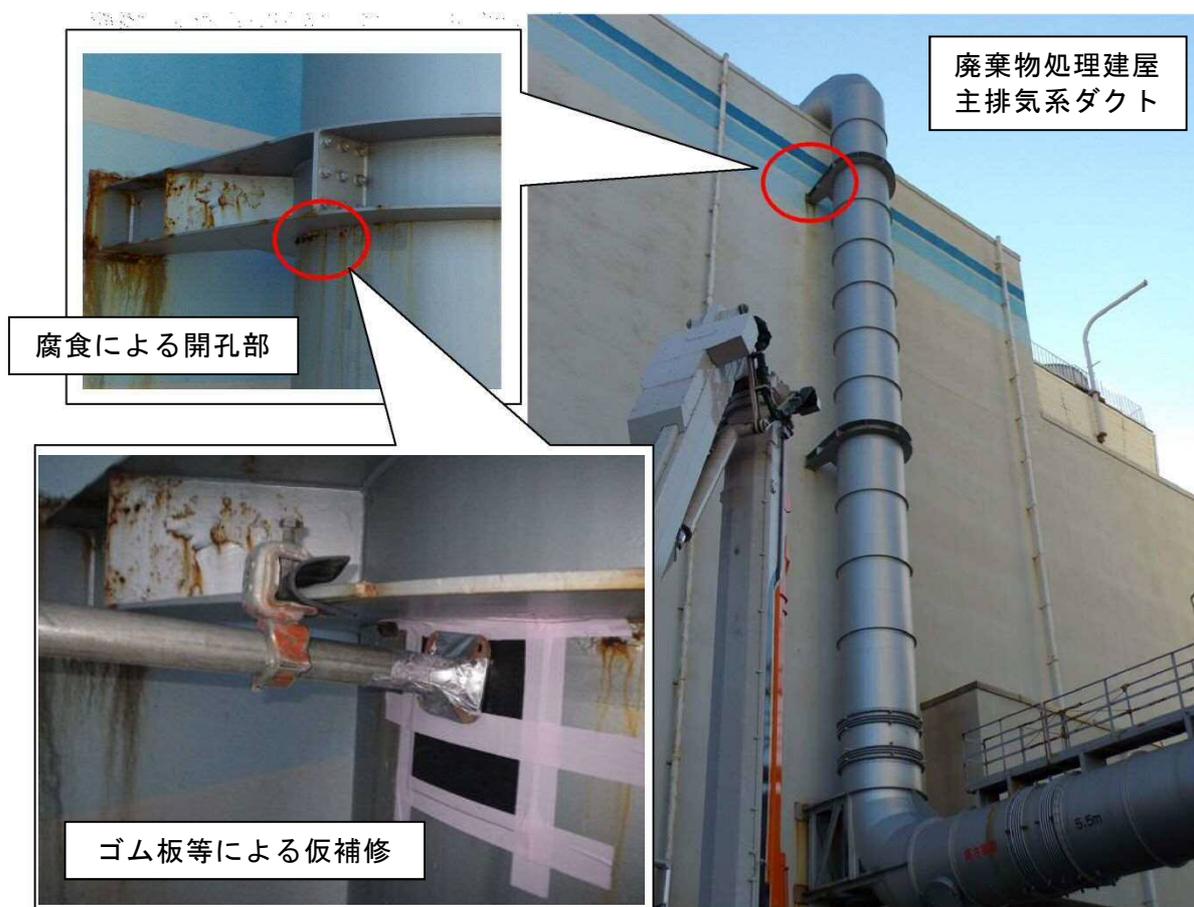
東海第二発電所におけるダクト修復（応急処置）の事例

1. 故障の概要

【廃棄物処理建屋主排気系ダクトの（屋外）開孔について】

- 平成24年11月15日より東海第二発電所の原子炉建屋、タービン建屋等の換気系屋外ダクトについて、計画に基づき点検作業を行っていたところ、平成24年11月20日、廃棄物処理建屋 主排気系ダクトに開孔（直径約5mm）があることを確認した。
- 平成24年11月20日、ゴム板等により仮補修を行い漏えいのないことを確認した。

2. 仮補修の状況



配管及びダクトの点検の実施状況について

東海第二発電所では、静的機器の単一故障を想定する機器として、3系統の配管、ダクトを評価している。これら単一設計となっている配管、ダクトについて、点検の実施状況を整理する。

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 内部点検の実施状況

原子炉建屋ガス処理系配管については、以下のとおり点検を実施し、異常のないことを確認している。

- ① 屋外の配管について、外面の補修塗装に併せ、肉厚測定を実施しており、著しい減肉がないことを確認している。
- ② 機器分解時等において近傍の配管内部を目視にて点検し、腐食等の異常がないことを確認している。

(2) 今後の点検方針

屋外の配管は海塩粒子の影響で、屋内配管に比べ腐食発生の可能性が高いものと考えられるが、これまでの内部に関する点検結果から屋外配管、屋内配管のいずれにも異常は認められていない。

今後も、屋外配管の肉厚測定等を継続することにより原子炉建屋ガス処理系配管の健全性を維持することが可能である。

2. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）

(1) 内部点検の実施状況

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッ

ション・チェンバ側)の内部については、以下のとおり点検を実施し、異常のないことを確認している。

- ① CCDカメラを用いた内部点検(抜取※)やノズルを外した状態での目視(全数)による内部点検を実施しており、腐食等の異常がないことを確認している。

※スプレイヘッドの構造はリング状であり、全周が同一口径で、スプレイノズルが下向きに取付けられていることから、内部に水が停滞することはない。したがって、どの位置でも同じ環境であると考えられることから、内部点検は抜取検査とした。

(2) 今後の点検方針

当該スプレイヘッドについては、これまでの内部に関する点検結果から、異常は認められていない。また、通常運転中は窒素雰囲気となるサブプレッション・チェンバ内にあり、配管内部も水を内包しないことから、急激に腐食が進行するとは考えられない。

今後も、スプレイヘッド内部の点検を継続することにより、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)のスプレイヘッド(サブプレッション・チェンバ側)の健全性を維持することが可能である。

3. 中央制御室換気系ダクト

東海第二発電所の中央制御室換気空調系ダクトの点検実績及び点検実績等に基づく点検計画の変遷は以下のとおりである。主な点検実績を第1表及び第1図に示す。

(1) 他社水平展開としての全箇所点検(2005, 2006年度)

2005年度に他プラント不具合の水平展開として外面及び内面の全ての範囲(保温材施工範囲は保温材を取外しを実施)の外観点検を実施した。点

検の結果、構造健全性に影響を与えるような有意な腐食は認められなかったが、ダクト外面に全体的に発錆がみられたため補修塗装を実施した。保温材については新品に取替え、結露の発生防止対策を図った。

2006年度には中央制御室気密試験準備のためダクトの外観点検を実施するとともに、インリーク箇所についてシール施工を実施した。

(2) 全箇所の点検に基づく点検方法、周期の変更（2007年度）

中央制御室換気空調系ダクトの点検は、従来、1回／10年の目視点検としていたが、2005年度、2006年度の点検の結果、ダクト外面に全体的に発錆が確認されたことから、点検周期及び点検内容の見直しを行った。点検周期については、屋内に設置されたダクトであり厳しい腐食環境ではないこと、点検の結果からも著しい腐食が認められなかった状況を勘案して、5年に設定した。点検内容については、錆の発生箇所に環境条件的な特異性はなかったこと、保温材施工範囲については近年に補修塗装による腐食防止及び保温材の取換えによる結露防止対策が図られていることから、機器の取替や点検にあわせて近傍のダクトの内面及び外面をサンプリング的に点検することとした。

(3) 敦賀1号機の水平展開としての点検（2009年度）

2009年度には、敦賀発電所1号機の中央制御室換気空調系外気取入れダクトの腐食事象（2008年12月）の水平展開として、外気取入れ口～空気調和機、及び排風用ファン～排気口の範囲にあるダクトの点検を実施した。

(4) 2009年度以降の点検

2011年度、2015年度には、点検計画に基づき、ダンパの取替や点検に合わせて近傍のダクトの点検（保温材施工部は保温材取外し）を実施し、異常のないことを確認した。

これらの点検実績を反映した点検周期及び点検内容については、保全計

画に定めるとともに、他プラントでの損傷実績があることを記載することで、形骸化を防止している。点検周期及び点検方法を第2表に示す。

なお、敦賀発電所1号機の事象の水平展開の一つとして、発電室が行う巡視点検において、静的機器であるダクトの錆、腐食への意識が高ければ早期に発見できた可能性があることから、上記の定期的な点検とは別に、発電室においても、1年毎にダクトの外面の目視点検（保温材施工部は保温材の取付状態の確認）を実施することとした。本点検については、点検の視点（錆、腐食、き裂、析出物、変色、塗装の剥がれ、変形の有無）を明確にしたチェックシート、系統図、前回点検時の写真を用いて行うこと、結果については保修室に通知することを社内規定に定め、形骸化防止を図っている。

(5) 今後の対応方針

2016年12月には、島根原子力発電所2号機の中央制御室空調換気空調系ダクトにおいて腐食事象が発生しているが、東海第二発電所では、本事象をうけ、今年度に中央制御室空調系ダクトの点検を計画している。

東海第二発電所においては、2005年度に類似箇所（外気取入れ口近傍のダクト内面及び外面）の点検を実施し、著しい腐食のないことを確認しているが、今年度に計画している点検の結果を踏まえ、腐食の要因となる結露の発生や海塩粒子の付着の観点から、ダクトの内面及び外面のそれぞれについて環境上厳しい部位を特定し、点検周期及び点検部位の見直しを検討し、点検計画に反映する方針である。

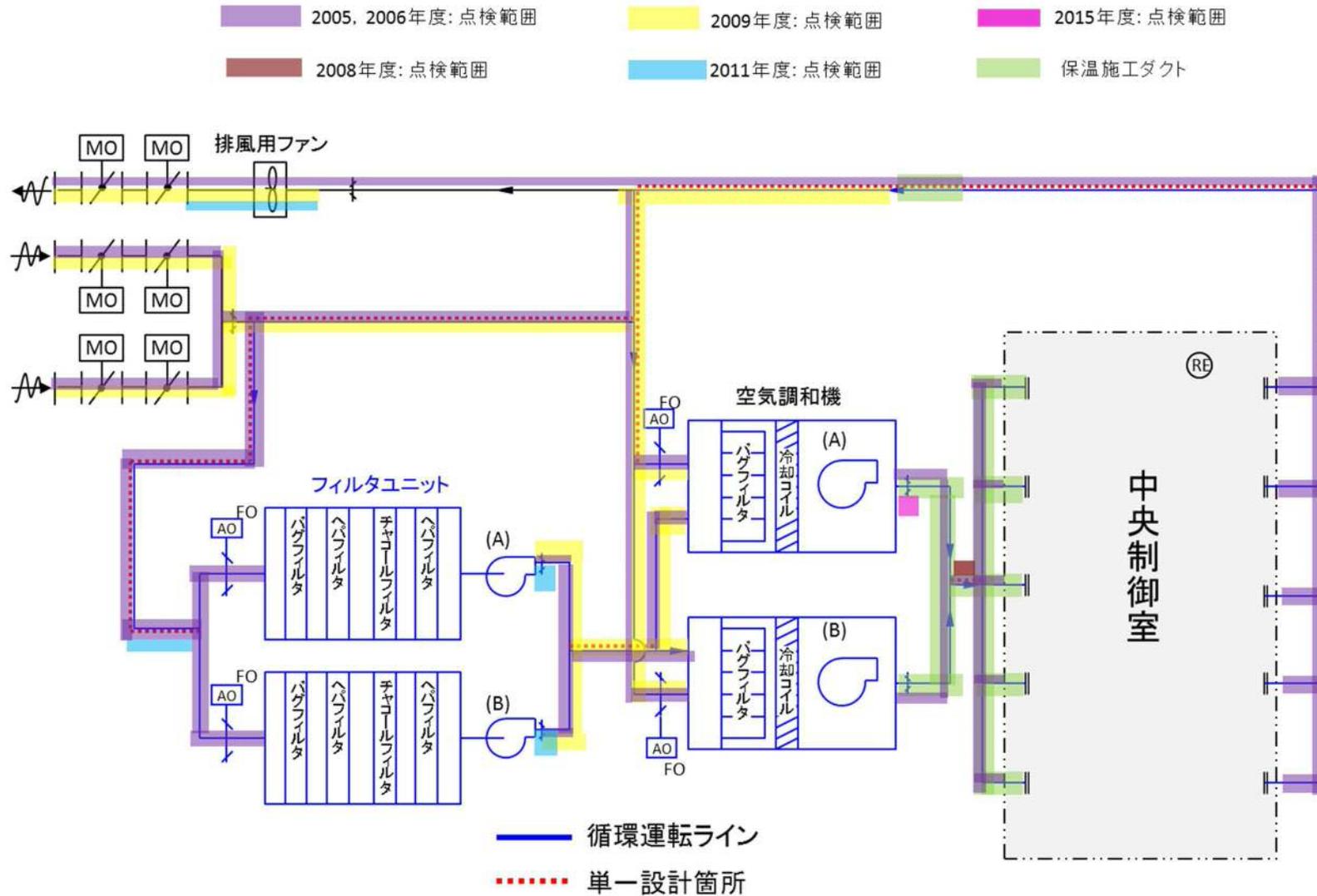
また、島根原子力発電所2号機の事象の原因が特定された場合には、東海第二発電所における類似箇所を特定し、合わせて点検計画に反映する方針である。

第1表 中央制御室換気空調系ダクトの主な点検実績

実施年度	点検範囲		点検方法	担当	備考
	外面	内面			
2005	全ての範囲 (保温材施工部は保温材取外し)	全ての範囲	目視点検	保修室	・他プラント水平展開
2006	全ての範囲 (保温材施工部は保温材取外し)	—	目視点検	保修室	・中央制御室気密試験準備
2007	—	—	—	—	・内面及び外面の点検を点検計画に反映
2008	空気調和機～ 中央制御室の一部 (部分的に保温材取外し)	空気調和機～ 中央制御室	目視点検	保修室	・中央制御室気密試験準備 ・空気調和機から中央制御室までのダクトの一部をサンプリング的に点検 ・敦賀発電所1号機の中央制御室換気空調系外気取入れダクトの腐食事象発生
2009	外気取入口～空気調和機 排風用ファン～排気口 (保温材が施工されていない範囲)	—	目視点検	保修室	・敦賀1号機トラブル事象の水平展開として実施
2010	—	—	—	—	
2011	取替ダンパ近傍 (保温材が施工されていない範囲)	取替ダンパ近傍	目視点検	保修室	・点検計画に基づき、取替ダンパ近傍のダクトをサンプリング的に点検
2015	点検ダンパ近傍 (部分的に保温材取外し)	点検ダンパ近傍	目視点検	保修室	・点検計画に基づき、点検ダンパ近傍のダクトをサンプリング的に点検

第2表 点検周期及び点検方法

点検方法及び周期	点検範囲		備考
	外面	内面	
目視点検 (1回/5年)	点検機器(ダクト, フランジ, ベローズ等)の近傍 (部分的に保温材取外し)	外気取入口～ 空気調和機	<ul style="list-style-type: none"> ・島根原子力発電所2号機の事象に対する点検結果を踏まえ、必要に応じ見直しを行う。 ・島根原子力発電所2号機の事象の原因が特定された場合は、東海第二発電所の点検計画への反映を検討する。



第 1 図 中央制御室換気空調系ダクトの主な点検実績

小規模破損の検知及び修復について

1. 原子炉建屋ガス処理系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では、腐食による配管の全周破断を想定しているが、配管が腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく、腐食が配管を貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定し、全周破断に至る前の小規模の破損において検知可能であるかを検討した。小規模破損として、系統流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

(2) 検知性

事故発生後、中央制御室ではパラメータ（系統流量、原子炉建屋差圧、放射線モニタ等）を監視している。10%の漏えいであれば、系統流量、原子炉建屋の差圧、非常用ガス処理系排気筒モニタの指示値は変動するため、中央制御室にて系統の異常を検知し、現場確認（視覚、聴覚、触覚）により破断箇所を特定する。

中央制御室にて異常が検知されると、必要に応じて現場確認を行う。10%漏えい破損であれば、穴径が約136mm、損傷部から吹き出す風量が $357\text{m}^3/\text{h}$ （系統流量 $3,570\text{m}^3/\text{h}$ ）、風速約 $6.9\text{m}/\text{s}$ であり現場確認での異音の有無の確認や吹流しの使用等により破損箇所の特定が可能である。

また、故障発生直後における原子炉建屋の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件でも約 $150\text{mSv}/\text{h}$ であるため数十分程度は現場確認可能である。更に必要な場合には要員の交替を行うことで現場確認※を継続することも可能である。

※ 原子炉建屋ガス処理系の配管は原子炉建屋5階の限定された区域に敷設されており，通常状態であれば配管全体を確認したとしても40分～1時間で可能である。事故時の要員交替を勘案しても数時間程度で現場確認は可能である。よって，原子炉建屋ガス処理系配管の修復作業に係るタイムチャートにおいては，漏えい箇所特定の時間を4時間と見積もっている。

項 目		1日	2日	3日
中央制御室での検知	1h □			
装備準備	1h □			
漏えい箇所特定	4h ■			
資機材搬入・移動・段取り	18h	■		
足場設置(鋼管足場等)	13h		■	
配管修復作業準備	4h		■	
破断面表面処理/芯合せ	6h			■
修復用資機材取付け・固定	5h			■
漏えい確認	2h			□

(補足) 監視計器一覧

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
FRVS トレイン流量計	0～25,000 m ³ /h	14,450 m ³ /h	定格流量： 16,500m ³ /h
SGTS トレイン流量計	0～ 6,000 m ³ /h	3,035 m ³ /h	定格流量： 3,570m ³ /h
SGTS 排気筒モニタ(低) : NaI(Tl)シンチ	0.1～1E+6 cps	200 cps	K = 1.7E-1 Bq/cc/cps
SGTS 排気筒モニタ(高) : 電離箱	1E-2～1E+4 mSv/h	2E-2 Sv/h	K = 7.09E+4 Bq/cc/(mSv/h)
原子炉建屋負圧計	-2.0～0 kPa	-0.981 kPa	SGTS 起動時： -0.063 kPa 以上

- ① FRVS 流量計 (指示計) のフルスパンは0～25,000m³/h (最小目盛 500m³/h) であり，定格流量 (16,500m³/h 以上) の

10%の変化 $1,650\text{m}^3/\text{h}$ は3目盛以上の指示変動となり、異常の検知は可能である。

S G T S 流量計（指示計）のフルスパンは $0\sim 6,000\text{m}^3/\text{h}$ （最小目盛 $100\text{m}^3/\text{h}$ ）であり、定格流量（ $3,570\text{m}^3/\text{h}$ 以上）の10%の変化 $357\text{m}^3/\text{h}$ は3目盛以上の指示変動となり、異常の検知は可能である。

なお、指示計による異常検知ができなかった場合でも、流量のトレンドを確認することにより、後から異常を検知することも可能である。

② 事故（F H A，L O C A等）発生後の放射線量率はS G T S 排気筒モニタの測定範囲内であり、指示値上昇は検知されている。配管の損傷によりS G T S 流量が10%程度低下したことに伴う指示低下は検知することができる。

③ 原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋（原子炉棟）負圧は 0.063 kPa （ $6.4\text{ mmH}_2\text{O}$ ）以上であり、中央制御室の指示計等で確認することとなっており、原子炉建屋（原子炉棟）負圧維持に異常が発生した場合は中央制御室にて検知することができる。

(3) 小規模破損の影響

原子炉建屋ガス処理系の配管に10%程度の漏えいが発生し、非常用ガス処理系の流量が90%になったと仮定しても、原子炉建屋の負圧は $6\text{mmH}_2\text{O}$ から $4.8\text{mmH}_2\text{O}$ に低下するものの機能は維持される。

更に小規模な破損で漏えい量もわずか場合は、中央制御室での検知が不可能であるが、原子炉建屋ガス処理系の安全機能が喪失することはなく、安全に影響を与えない。

なお、非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管に小規模破損が発生した場合は、非常用ガス処理系の機能が維持されるため、原子炉建屋の負圧は6mmH₂Oに維持される。

(4) 修復性

故障箇所が特定できた場合は、配管全周破断時と同様に修復を行う。

(5) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については、配管全周破断時における評価に包絡される。

2. 中央制御室換気空調系

(1) 故障の想定

静的機器の単一故障の評価では、腐食によるダクトの全周破断を想定しているが、ダクトが腐食により瞬時に全周破断する可能性は小さく、腐食がダクトを貫通してから徐々に貫通孔が拡大し全周破断に至る場合を想定し、全周破断に至る前の小規模の破損において検知可能であるかを検討した。小規模破損として、系統流量の10%の空気が漏えいする腐食孔を想定する。

(2) 検知性

10%漏えい破損では中央制御室の雰囲気線量率が低く、エリアモニタによる検知は困難であり、また、小規模破損であるため破断音の確認も難しい。よって、中央制御室換気系ダクトの小規模破損については、巡視点検により異常の有無を検知する。

10%漏えい破損が発生すれば、穴径が約164mm、損傷部から吹き出す風量が $510\text{m}^3/\text{h}$ （系統流量 $5,100\text{m}^3/\text{h}$ ）、風速約 $6.7\text{m}/\text{s}$ であるため、現場確認での異音の有無の確認や吹流しの使用等により破損箇所の特定は可能である※。

全周破断発生直後における当該区域の雰囲気線量率はフィルタに2mまで接近した厳しい条件で評価しても約 $5.2 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{h}$ であることから、現場確認の実施は十分可能である。

※ 中央制御室換気系ダクトの運転員による巡視点検及び詳細点検の実績からダクト全体を確認するために要する時間は1時間程度である。よって、中央制御室換気系ダクトの修復作業に係るタイムチャート（添付7より再掲）において漏えい箇所特定の時間を2時間と見積もっている。

故障が小規模破損であった場合は、中央制御室での検知は困難であるため、1回/日の頻度で実施する運転員の巡視点検により異常の検知及び破損箇所の特定を行う。よって、中央制御室換気系ダクト小規模破損の修復作業に係るタイムチャートにおいては、故障発生から漏えい箇所特定まで時間を26時間と見積もっている。

(中央制御室換気系ダクト全周破断の修復作業に係るタイムチャート)

項 目		1日	2日	3日
中央制御室での検知	1h	□		
装備準備	1h	□		
漏えい箇所特定	2h	■		
資機材搬入・移動・段取り	16h	▬		
足場設置(鋼管足場等)	18h		▬	
作業準備	6h		▬	
ダクト破断面の整形	2h			□
ゴム板・金網による固定(壁貫通部は当て板使用)	4h			▬
漏えい確認	2h			□

(中央制御室換気系ダクト小規模破損の修復作業に係るタイムチャート)

項 目		1日	2日	3日	4日
(中央制御室での検知不可)	24h	▬			
巡視点検(漏えい箇所特定)	2h		■		
資機材搬入・移動・段取り	16h		▬		
足場設置(鋼管足場等)	18h			▬	
作業準備	6h			▬	
ダクト破断面の整形	2h				□
ゴム板・金網による固定(壁貫通部は当て板使用)	4h				▬
漏えい確認	2h				□

(補足) 監視計器

監視計器	測定範囲	警報設定値	備考
MCRエリアモニタ	1E-4~1 mSv/h	5E-3 mSv/h	

全周破断における影響評価において、空調機械室の雰囲気線量率は事故発生24時間後(全周破断発生直後)で最大 1.2×10^{-4} mSv/h(添付5 第19表参照)であるが、これは中央制御室内に設置されたエリアモニタの下限程度である。小規模破損ではフィルタによる浄化が期待できるため、更に低いと考えられ、エリアモニタによる検知は困難である。

(3) 小規模破損の影響

中央制御室換気系のダクトに10%程度の漏えいが発生した場合、中央制御室内の雰囲気線量率はエリアモニタの下限以下であり、運転員への影響は小さい。

(4) 修復性

故障箇所が特定できた場合は、ダクト全周破断時と同様に修復を行う。

(5) 修復作業での被ばく評価

作業員の被ばく評価については、ダクト全周破断時における評価に包絡される。

中央制御室換気系の外気取入ラインについて

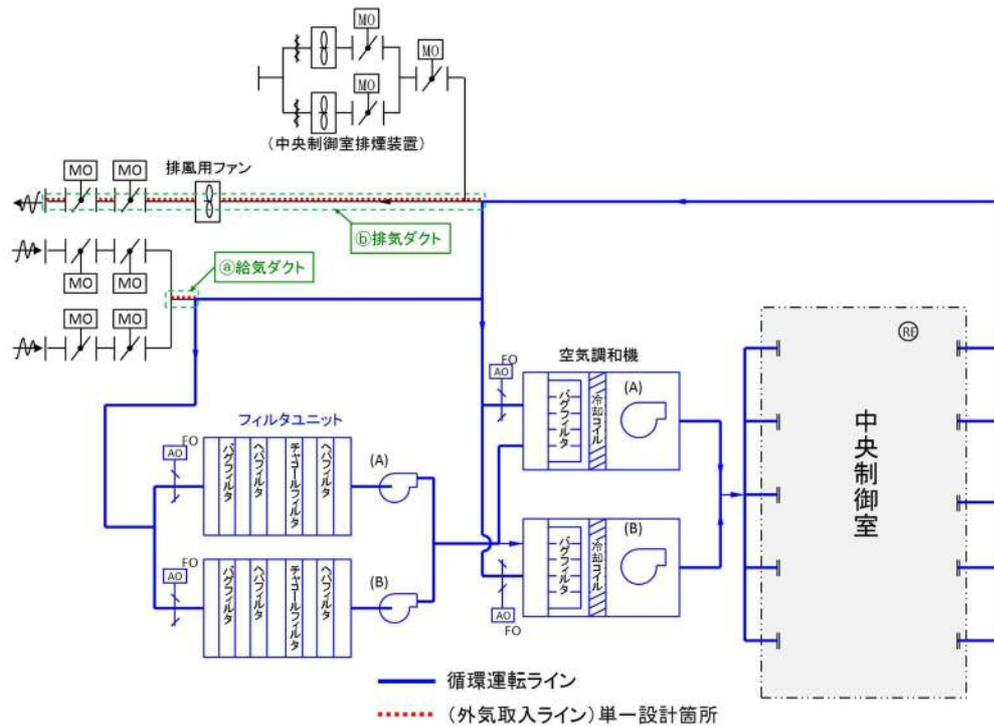
中央制御室換気系の評価においては、循環ラインのみを考慮の対象とし、外気取入ラインを除いている。期待される安全機能を達成する上で当該ラインによる外気取入機能の必要性を確認し、その考え方を示す。

1. 外気取入機能について

中央制御室換気系は、事故時に外気取入口を遮断し、フィルタユニットを通る閉回路循環方式で運転することで放射性物質を除去し、運転員の被ばくを低減する機能を有する。外気取入ライン（給気ダクト、排気ダクト）にはそれぞれ2個の隔離弁（電動弁）を有しており、第1隔離弁と第2隔離弁で異なる区分から電源を供給している。

循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができる。

ここでは中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能に外気取入ラインの機能が必要であるかを検討し、あわせて外気取入ライン故障時の影響を確認する。外気取入ライン（給気ダクト、排気ダクト）の概要図を第1図に示す。



第 1 図 中央制御室換気系 系統概要図

2. 中央制御室の居住性

(1) 外気取入機能について

事故時の中央制御室換気系の閉回路循環運転においては、外気取入ラインを遮断することとなるが、中央制御室の空気流入率測定試験結果から隔離運転時の空気流入量は約 $1,080\text{m}^3/\text{h}$ (0.4 回/h) ※1 であり、外気間欠取込 (27 時間隔離, 3 時間取入) における外気取込み量約 $340\text{m}^3/\text{h}$ ※2 に対して十分上回ることから、中央制御室の居住性に影響を与えることはない。

※1 空気流入率試験結果 0.468 回/h (A 系), 0.435 回/h を基に
保守的に設定。また、中央制御室の容積を $2,700\text{m}^3$ とする。

※2 $3,400\text{m}^3/\text{h} \times 3$ 時間 / (3 時間 + 27 時間)

以上から、中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するためには、外気取入ラインの外気取入機能を必要としない。

(2) 中央制御室の環境測定について

中央制御室には，対策要員の居住環境の確認のため，可搬型酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。外気の取り入れ遮断(循環運転開始)時から計測を開始し，連続監視する。

(参考) 空気流入率ゼロの場合の中央制御室居住性評価

中央制御室に外気のリークインが全くないと仮定した場合の評価は以下のようなになる。

a. 酸素濃度

(a) 評価条件

- ・ 在室人員 7人(運転員)
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積 2,700m³
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
- ・ 評価結果が保守的になるよう空気流入は無いものとして評価する。
- ・ 1人あたりの呼吸量は，事故時の運転操作を想定し，歩行時の呼吸量^{※1}を適用して，24L/minとする。
- ・ 1人あたりの酸素消費量は，成人吸気酸素濃度^{※1} (20.95%)，成人呼気酸素濃度^{※2} (16.40%) から 1.092L/minとする。
- ・ 許容酸素濃度 19.0%以上^{※3}

※1：空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編

※2：呼気には肺胞から蒸発した水蒸気が加わっており，吸気と等容積ではないため，CO₂排出量を計算するには，乾燥空気換算(%)を使用する。

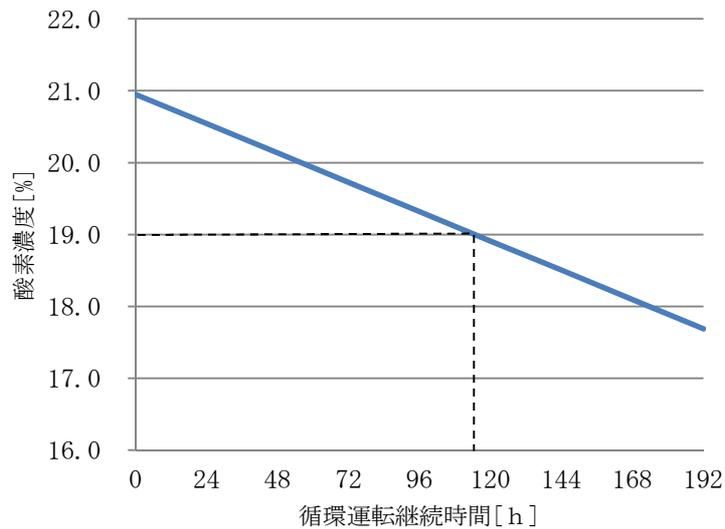
※3：鉱山保安法施行規則

(b) 評価結果

評価条件から求めた酸素濃度は、第1表のとおりであり、114時間まで外気取入れを遮断しても、中央制御室内に滞在可能である。

第1表 中央制御室換気系閉回路循環運転時の酸素濃度

時間	24時間	48時間	96時間	114時間
酸素濃度	20.5%	20.1%	19.3%	約19.0%



第2図 中央制御室換気系閉回路循環運転時の酸素濃度

b. 二酸化炭素濃度

(a) 評価条件

- ・ 在室人員 7人(運転員)
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積 2,700m³
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 評価結果が保守的になるよう空気流入は無いものとして評価する。

- ・ 1 人あたりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業での吐出量※¹を適用して、 $0.046\text{m}^3/\text{h}$ とする。

- ・ 許容二酸化炭素濃度 0.5%以下※²

※¹：空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編

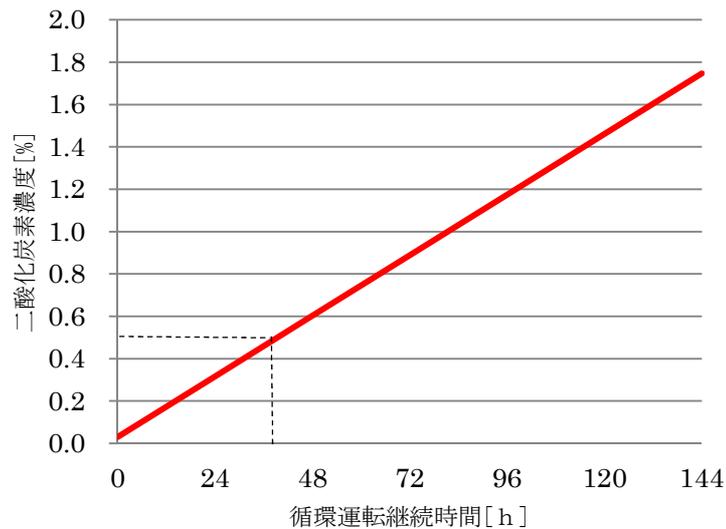
※²：原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する
規程（JEAC4622-2009）

(b) 評価結果

評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、第2表のとおりであり、39時間まで外気取入を遮断しても、中央制御室内に滞在可能である。

第2表 中央制御室換気系閉回路循環運転時の二酸化炭素濃度

時間	24 時間	39 時間
二酸化炭素濃度	0.32%	0.50%



第3図 中央制御室換気系閉回路循環運転時の二酸化炭素濃度

3. 故障の仮定

中央制御室換気系は、循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができる。

外気取入を行う場合、外気取入ダクトに故障が発生した場合の影響を以下に示す。

a. 全周破断の想定

給気・排気ダクトに全周破断を想定したとしても、破断箇所から外気取入を行うこととなり、外気取入機能に影響はない。

b. 閉塞の想定

中央制御室換気系ダクトについては、当該系の吸込み部は中央制御室の天井付近に配置しており、空気中の塵や埃等の浮遊物しか流入することではなく、ダクトの口径も大きいことから閉塞することはない。

また、給気口にフィルタは設置されていないため、フィルタによる閉塞はない。

c. 電動弁の故障

外気取入ラインの隔離弁（電動弁）の駆動電源が喪失した場合は、手動にて開操作することが必要となる。これは短時間で作業が可能であり、全周破断を想定した修復作業での被ばく評価においても雰囲気線量率は約 5.2×10^{-2} mSv/hであることから、手動による開操作は確実に実施することができる。また排風機が停止したとしても、ダクトを閉塞させることはないので外気取入機能を喪失させることはない。

4. 検討結果

以上に示したように、外気取入ダクトの外気取入機能は、中央制御室換気系が有する原子炉制御室非常用換気空調機能を達成するために必要な機能ではない。

なお、中央制御室換気系は、循環運転となった場合でも外気に汚染が無いことを確認できた場合は必要に応じて隔離信号をバイパスすることにより外気を取り入れることができるが、外気取入機能が喪失するような単一故障は発生しない。

故障・トラブル情報の活用について

東海第二発電所では、故障・トラブル情報の収集及び活用の仕組みとして、トラブル検討会及び不適合管理票がある。トラブル検討会では他プラントの事例を収集、水平展開の要否を検討しトラブルの未然防止を図る。不適合管理票では東海第二発電所の故障等を検出し、対策及び再発防止を管理する。

1. トラブル検討会

トラブル検討会で審議する主な情報としては次のものがある。

① 国内 原子力発電所

- ・ 法律に基づき報告された事象
- ・ 原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）に登録された情報

② 海外 故障・トラブル情報

- ・ WANO / INPO / NRC / IAEA 情報
- ・ メーカー故障・トラブル情報

③ 原子力発電所以外の国内施設故障・トラブル情報

これらについて、東海第二発電所への水平展開の必要性等を検討している。

東海第二発電所において、平成 16 年に QMS が導入されてから平成 26 年 10 月までにトラブル検討会で検討した事例のうちダクトに関するものは 18 件であった。なお、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

東海第二発電所への水平展開を実施した主な事例として「中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食（敦賀発電所1号炉）※1」がある。本事象を受け、中央制御室換気系ダクトについては定期的な内面・外面点検を実施し、汚染のおそれのある管理区域の気体が流れるダクトについては毎年外観点検を行い、腐食状況を確認することとした。

また、運転員が行う巡視点検において、点検範囲や着眼点を明確化するとともに、安全上重要な設備である中央制御室換気系ダクトについては、巡視点検に加えて、外観目視確認を定期的にも実施することとした。点検で確認された不具合等に対しては、不適合管理票を発行することを明確にした。

※1 中央制御室換気空調系送風機の試運転時に外気取り入れダクトに2箇所腐食孔が確認された。(平成20年12月11日発生)

2. 不適合管理票

東海第二発電所で検出された不具合には不適合管理票を発行し、原子力安全に与える影響に応じたレベル区分を設定し、必要な処置を行う。

東海第二発電所において、平成16年にQMSが導入されてから平成26年10月までに発行された不適合管理票のうちダクトに関するものは34件であった※2。その中で、中央制御室換気系ダクトに関する不適合管理票は1件であった。これは、ダクト表面の軽微な発錆の段階で検出された不適合事象であり、簡易な補修による対策で

設備の健全性を確保できるものであった。

その他の事象についても、原子力安全に影響を与えるものではなく、不適合管理票を活用することにより、設備の健全性維持を図っている。

なお、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系）配管に関する事例はなかった。

※2 東海発電所において発行された不適合管理票のうち、ダクトに関するものは41件であった。この中で、ニューシアにも登録された事例として「サイトバンカ（イ）排気ダクト腐食孔発生について」（平成21年5月11日発生）がある。これは、換気装置の排気ダクト（屋外）に腐食による貫通孔が確認されたものである。敦賀発電所1号炉「中央制御室換気系外気取り入れダクトの腐食」事象の再発防止対策も考慮し、巡視点検の充実と保全計画の見直しを実施した。

3. 保守管理の改善

以上に示すとおり、過去の故障・トラブル情報を検討し、巡視点検の充実や保全計画を見直す等、保守管理の継続的な改善を実施しており、原子炉建屋ガス処理系配管、中央制御室換気系ダクトについては、設備の健全性を確保・維持することが可能である。

東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

1. はじめに

原子力規制委員会より平成28年1月6日に指示文書「東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）」（原規規発第1601063号）（以下「指示文書」という。）が発出されており、これに従い、当社は平成28年3月31日に「東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）に係る対応について（報告）」を提出している。本報告においては、当社の要求事項である「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）」（以下「旧技術基準」という。）に照らし、不適切なケーブル敷設はないことを確認したことを報告している。（参考－1）

一方、平成25年6月に施行された「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「新技術基準」という。）に対しては、ケーブルの系統分離について対応が必要となる箇所が確認されていることから、新技術基準への適合方針について以下に説明する。

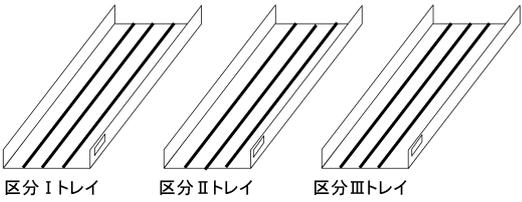
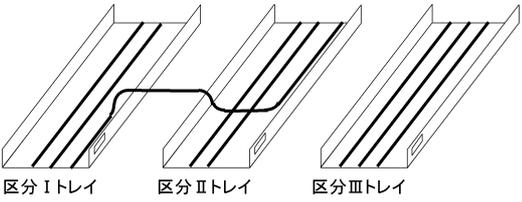
2. 東海第二発電所のケーブルの系統分離に対する要求

東海第二発電所は電源が3区分となっており、旧技術基準に基づいて設計されていることから、トレイ、電線管又はコンクリートピットにケーブルを敷設するにあたっては、電力ケーブルに対しては区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに分離して敷設する要求があるものの、制御・計装ケーブルに対しては分離の要求はない。また、同区分の非常用系と常用系のケーブルに対する分離の要求もない。

3. 新旧技術基準要求の比較と東海第二発電所の調査結果

旧技術基準と新技術基準のケーブルに関する系統分離（区分分離）の要求事項は第1表のとおり。東海第二発電所建設当時のケーブルの分離要求を考慮すると旧技術基準には適合するものの新技術基準に適合しない状況が確認されている。

第1表 新旧技術基準の要求の比較と東海第二発電所の調査結果

敷設状況	イメージ図	旧技術基準 適合性		新技術基準 適合性	
		電力 ケーブル	制御 計装 ケーブル	電力 ケーブル	制御 計装 ケーブル
区分間の跨ぎ無し		○	○	○	○
区分間の跨ぎ有り <small>（新技術基準第12条において、安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するケーブルが敷設されたトレイ等の区分間跨ぎ）</small>	 <p style="text-align: center;">【区分I～区分II間跨ぎの例】</p>	×	○※	×	×

※ 東海第二発電所では320箇所を調査にて確認（詳細は第2表のとおり。）

<p>東海第二発電所は、電源が3区分となっており、また、同区分の非常用系（安全系）と常用系（非安全系）のケーブルに対する分離の要求はなく、これらは同一のトレイに敷設されているため、第1表は第469回審査会合（平成29年5月25日）の当社3プラント共通の敷設パターン（右図）から東海第二発電所の敷設パターンに見直した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆ 同区分の非常用系（安全系）と常用系（非安全系）のケーブルは同一のトレイに敷設されているため右図（ii）は跨ぎなしと同じ。 ◆ 同区分の非常用系（安全系）と常用系（非常用系）のケーブルは同一のトレイに敷設されているため右図（iii）と（iv）は同じ。 	敷設パターン	イメージ図	旧技術基準 適合性		新技術基準 適合性	
	(i) 非安全系と安全系全てが分離		○	○	○	○
	(ii) 非安全系-安全系1区分跨ぎ		○	○	○	○
	(iii) 非安全系-安全系複数跨ぎ		×	○	×	×
	(iv) 安全系異区分跨ぎ		×	○※	×	×
※東海第二発電所では320箇所を調査にて確認						

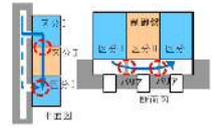
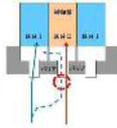
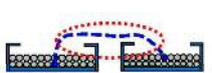
4. 区分跨ぎケーブルが発生した原因

東海第二発電所は、1978年（昭和53年）運転開始であり、運転開始時には非難燃ケーブルが敷設され、運転開始以降の増改良工事では難燃ケーブルが敷設された。当社の要求事項を明記した工事等仕様書では旧技術基準を満足するよう要求していたため、要求事項を満足するよう、電力ケーブルについては区分分離を行ったものの、制御及び計装ケーブルに対しては、区分分離の要求は無かったことから、異区分を跨ぐケーブルが敷設されたものと考えられる。なお、新技術基準施行後は新技術基準の要求事項を調達管理に反映しており、異区分を跨ぐケーブルは敷設されていない。

5. ケーブル用途（負荷）特定状況

指示文書に従い、東海第二発電所でのケーブル敷設状況を確認した結果、当社の要求事項である旧技術基準は満足していたが、新技術基準に適合させるための対策が必要な制御・計装ケーブルの跨ぎ箇所が320箇所確認された。このうち123箇所については、平成28年3月の指示文書報告時点でケーブル用途（負荷）が特定されている。また、この時点で用途（負荷）の特定ができなかった197箇所についても、新技術基準適合への対応として、ケーブル用途（負荷）の特定作業を行い、平成29年7月20日現在、ケーブル用途（負荷）の特定作業は完了した。（参考－2，3）

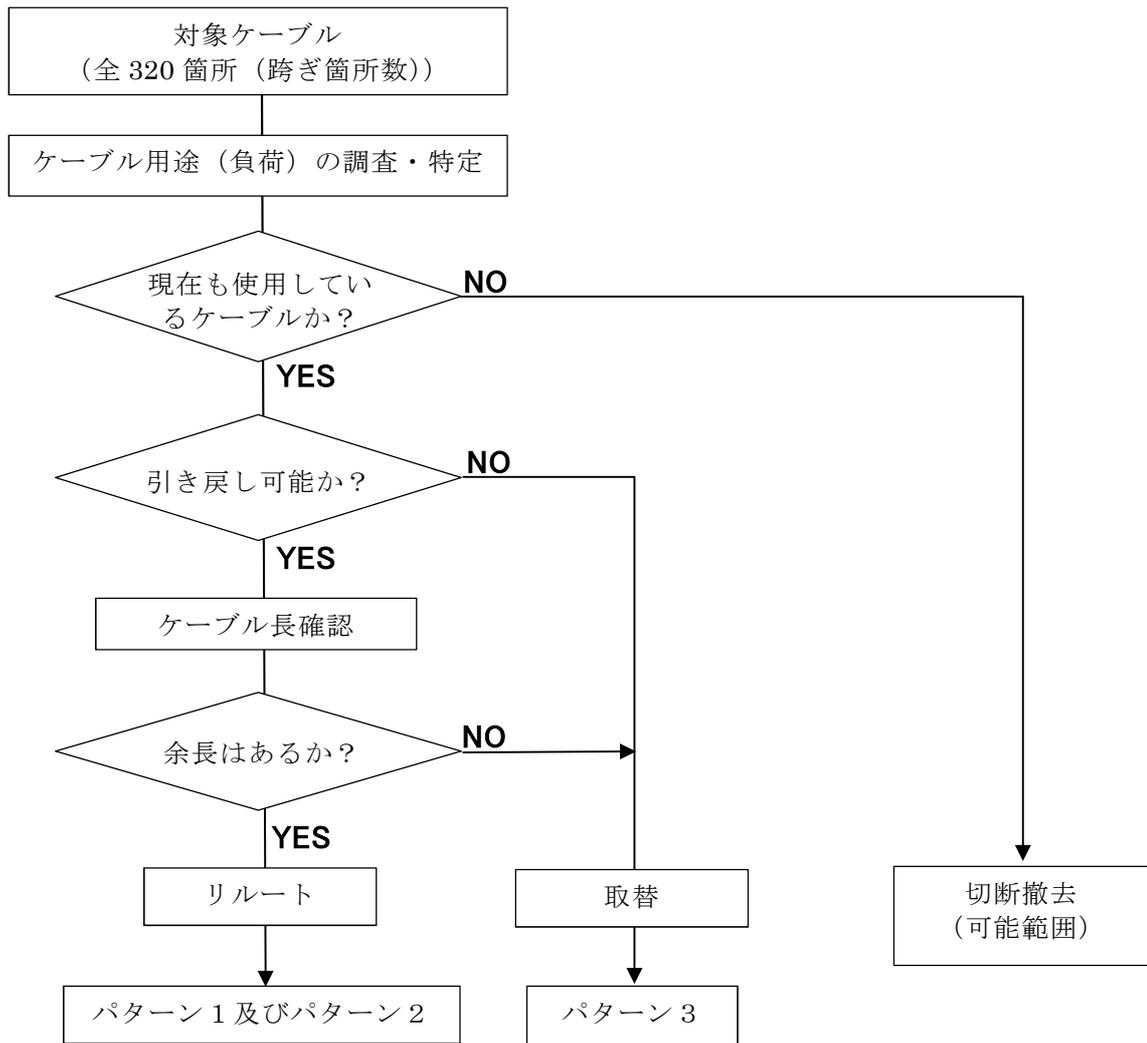
第2表 跨ぎケーブル特定状況（平成29年7月20日現在調査完了）

跨ぎ形態		ケーブル跨ぎ箇所 (全320箇所)	跨ぎ本数 ()内は未使用(切り離し) ケーブルであり、数値は外数	
中央 制御室	パターン1 (異区分の制御盤間の跨ぎ)		159	101(13)
ケーブル 処理室	パターン2 (制御盤入線部の跨ぎ)		72	70(1)
	パターン3 (ケーブルトレイ間跨ぎ)		77	72(5)
現場※	同上	ケーブルトレイ (I) ケーブルトレイ (II)	12	8(4)
合計			320	251(23)

※:「中央制御室」及び「ケーブル処理室」以外の原子炉建屋を「現場」とする

6. 対応方針

新技術基準に適合しないケーブルについては、新技術基準に適合させるため、以下のフローに従い対応し区分分離を図る。対応方針は第3表のとおり。



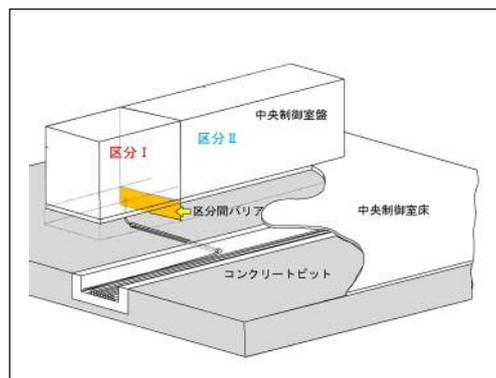
第3表 区分分離対応方針

異区分跨ぎパターン	状況イメージ図	解消方法	跨ぎ先ルート内に同一の安全機能がある場合の対応
パターン1 異区分の制御盤間の跨ぎ (中央制御室)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの識別(目視にて跨ぎ箇所から接続点まで確認) ● ケーブル切り離し ● 始点終点が盤内にある場合は、コンクリートビットを使って正規ルートで取替 ● 跨ぎがパターン2又はパターン3に起因するものは、それぞれに対応 ● ケーブル接続 ● 分離板復旧(分離壁に貫通、破損がある場合は、閉止又は取替を行う) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 1本ずつ隔離をするため影響なし
パターン2 制御盤入線部の跨ぎ(ケーブル処理室)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの識別(目視にて跨ぎ箇所から接続点まで確認) ● 同じルートに同一機能を持つ異区分の安全機能がないことを確認 ● ケーブル接続切り離し ● 跨ぎ箇所までひき戻し ● 正規ルートでケーブル敷設 ● ケーブル接続 	<ul style="list-style-type: none"> ● 1本ずつ隔離して引き戻し ● 引き戻せない場合は入線部で切断しルート ● 余長がない場合は取替しルート
パターン3 ケーブルトレイ間跨ぎ(ケーブル処理室、現場)		<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブルの特定(目視又は切離して電気的確認で負荷を特定) ● ケーブル接続切り離し ● 跨ぎケーブル等可能な範囲でケーブル撤去 ● 新ケーブルを正規ルートで敷設 ● ケーブル接続 	<ul style="list-style-type: none"> ● 取替のため影響なし

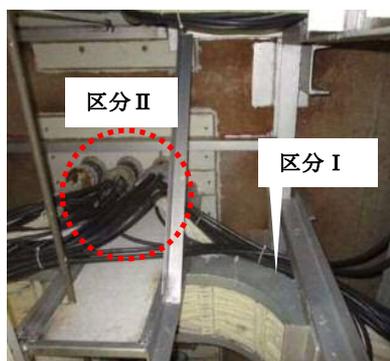
パターン1の例



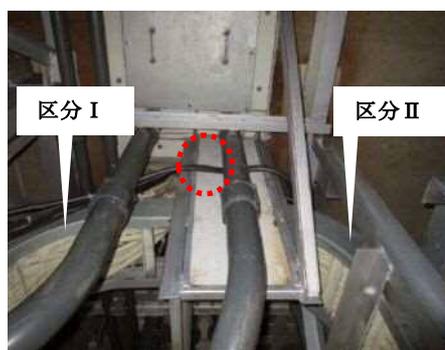
区分間バリアのイメージ



パターン2の例

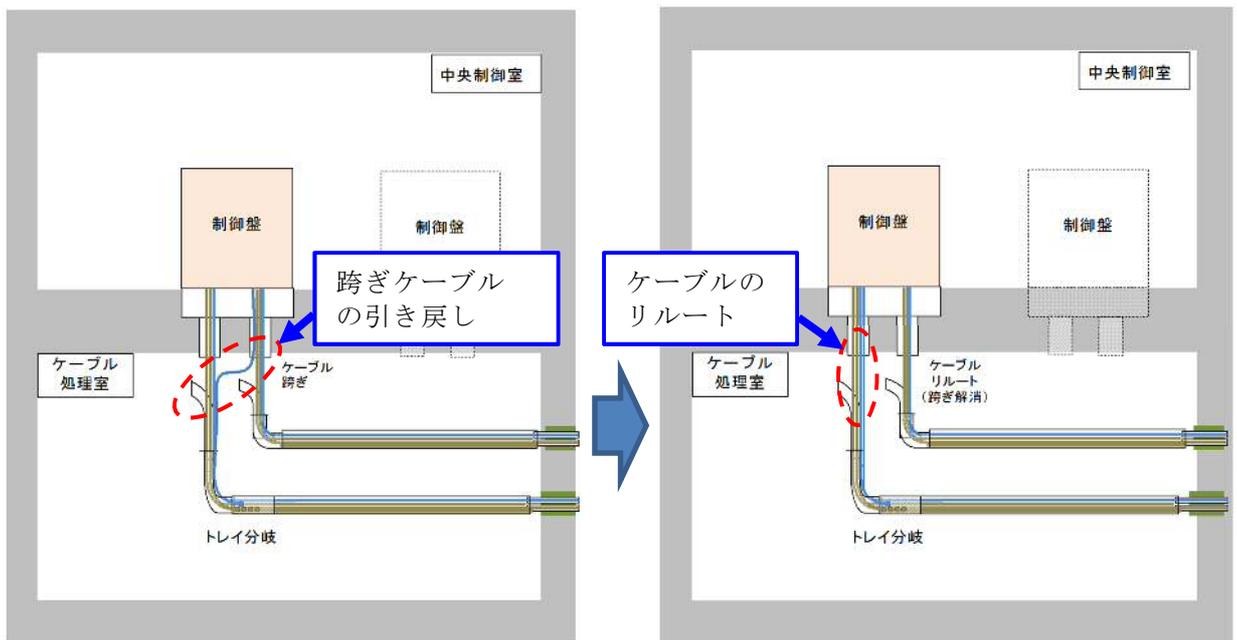


パターン3の例



【リルートによる区分分離の方法】

- ① 制御盤内で対象ケーブルを解線し，ケーブルをケーブル処理室まで引き戻す。
- ② 引き戻したケーブルは，適切な管路を確保して制御盤へ入線し，①で解線した箇所に結線することでリルート完了。



第1図 ケーブル処理室のケーブルリルート例

東海第二発電所における跨ぎケーブルの調査方法

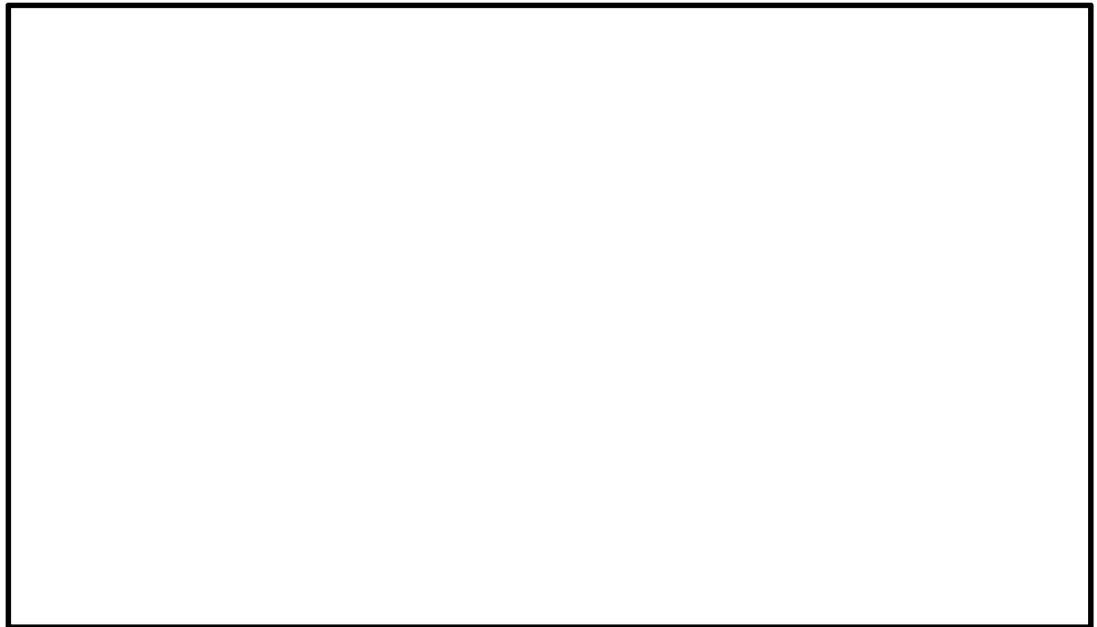
原子力規制委員会より平成28年1月6日に発出された指示文書「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）」（原規規発第1601063号）に従い、当社は、安全系ケーブルトレイに不適切なケーブル敷設がなされていないことを以下の方法により調査した。

- ・ 異区分跨ぎケーブルの調査は、中央制御室においてはコンクリートピットの蓋を開放し、盤下のケーブルに対しては盤の扉を開放して、目視にて確認できるような状態としてから跨ぎ箇所を調査した。
- ・ ケーブル処理室及び現場については、全てのトレイに対し確認漏れがないように、ケーブルトレイ配置図（第3図）を確認しながら、ケーブル処理室及び現場のケーブルトレイを追跡し、目視にて跨ぎ箇所を調査した。
- ・ 高所、暗所等の視認しづらい箇所に対しては、双眼鏡、脚立、投光器等を用いることで、目視にて確認できるような状態とすることで跨ぎ箇所の見落としを防止した。
- ・ 調査は2名以上の調査員で行い、跨ぎ箇所の見落としがないよう、相互に確認を行い、また、跨ぎ箇所が確認された場合は、調査員とは別の調査責任者も確認を行い、信頼性を確保している。
- ・ 本調査においては、当社からプラントメーカーへ業務を発注する際に、その内容を工事等仕様書に明記するとともに、同仕様書にて「適用設計基準、技術基準を熟知した者が判定すること」を要求している。これを

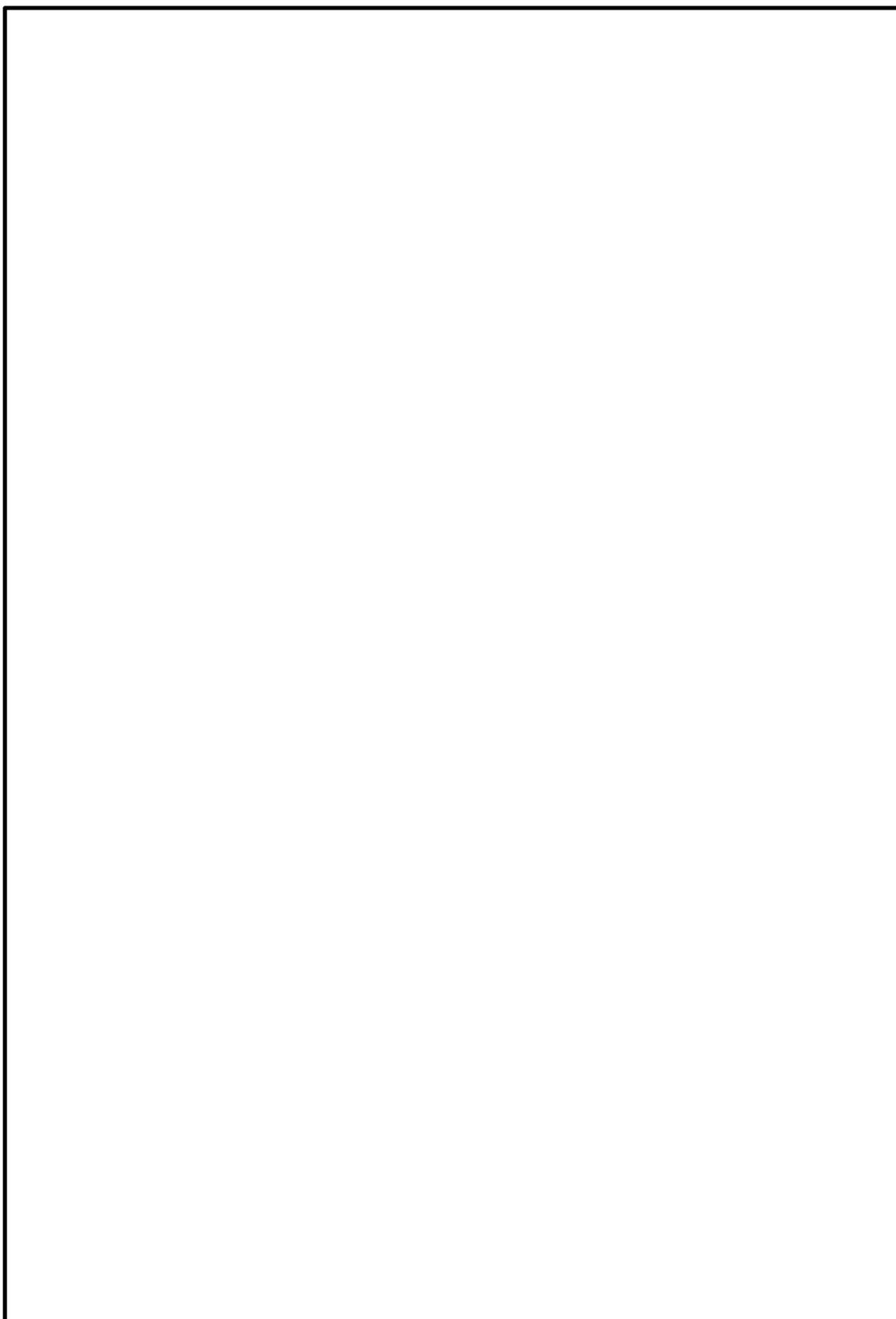
受け、プラントメーカーは調査に従事するにあたって必要な力量を有している」と認められた者を選任し、当社へ力量評価書（第3図及び第4図）を提出している。当社は、この力量評価書をもとに、調査に従事する者が、必要な力量を有していると判断している。

以上のおり信頼性の高い調査を実施したが、新技術基準への確実な適合のため、新技術基準に適合しないケーブル跨ぎ箇所を解消するための工事を行うにあたって、以下の再確認を実施する計画である。

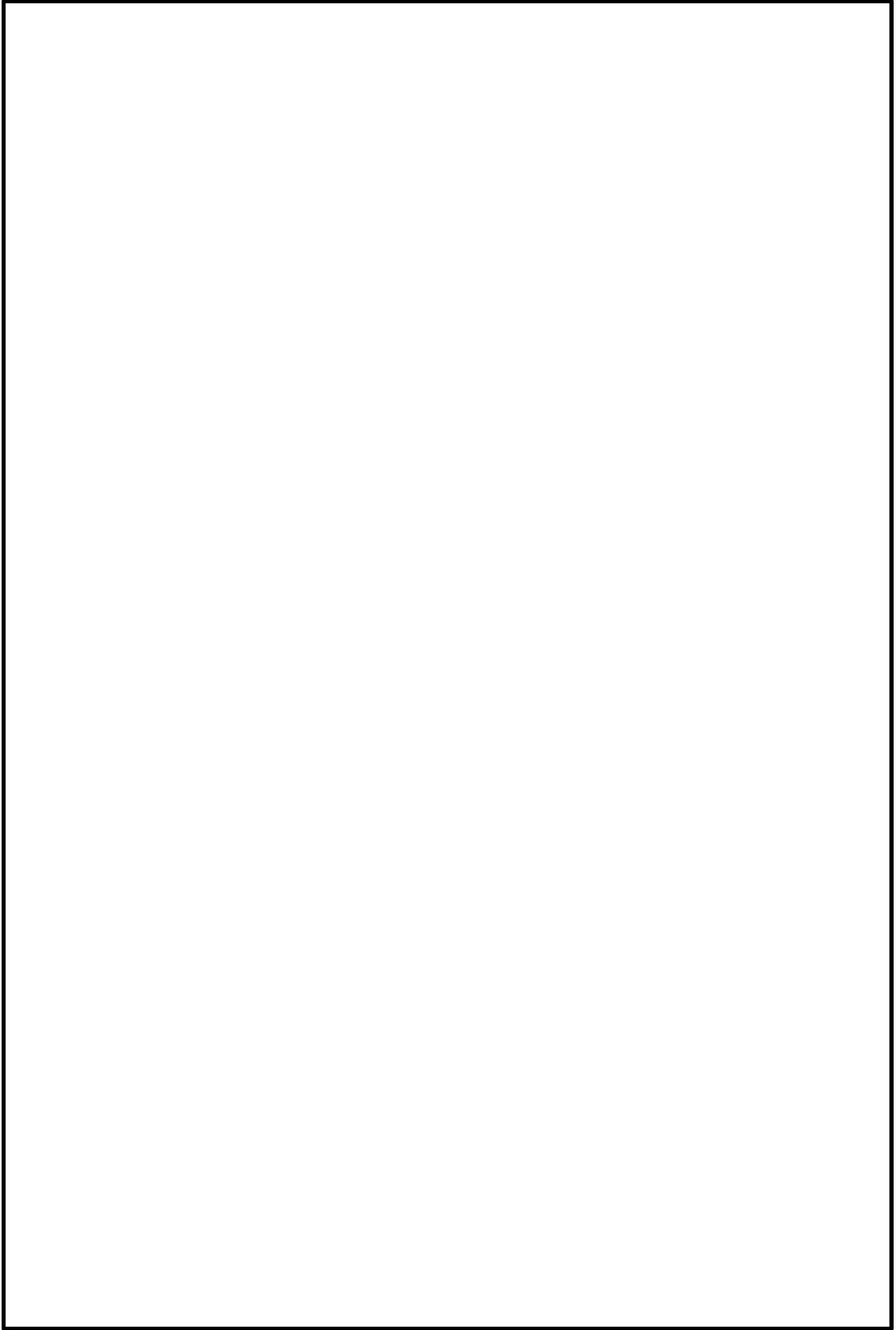
- (1) 中央制御室盤下ケーブル跨ぎ（パターン1）及び制御盤入線部の跨ぎ（パターン2）については、中央制御室盤下の区分間バリアに穴等の貫通箇所がないことを、工事結果の確認段階時に再確認する。
- (2) ケーブルトレイ間跨ぎ（パターン3）については、新技術基準適合のための複合体施工時にケーブルトレイ間の不適切な跨ぎケーブルがないことを再確認する。



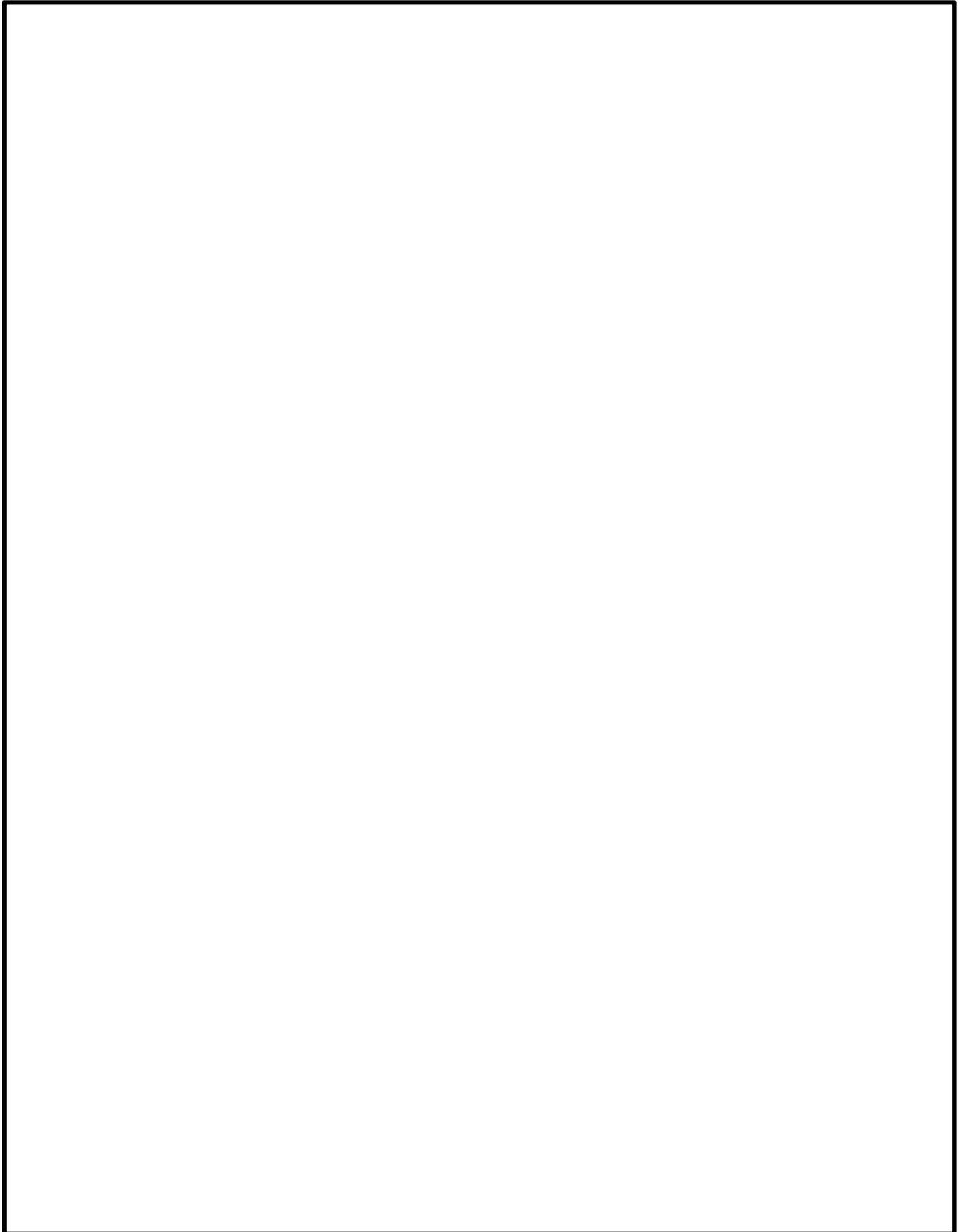
第2図 ケーブルトレイ配置図（例）



第3図 力量評価書（調査責任者）



第4図 力量評価書（調査員（1／2））



第4図 力量評価書（調査員（2／2））

東海第二発電所における跨ぎケーブルの用途（負荷）特定方法

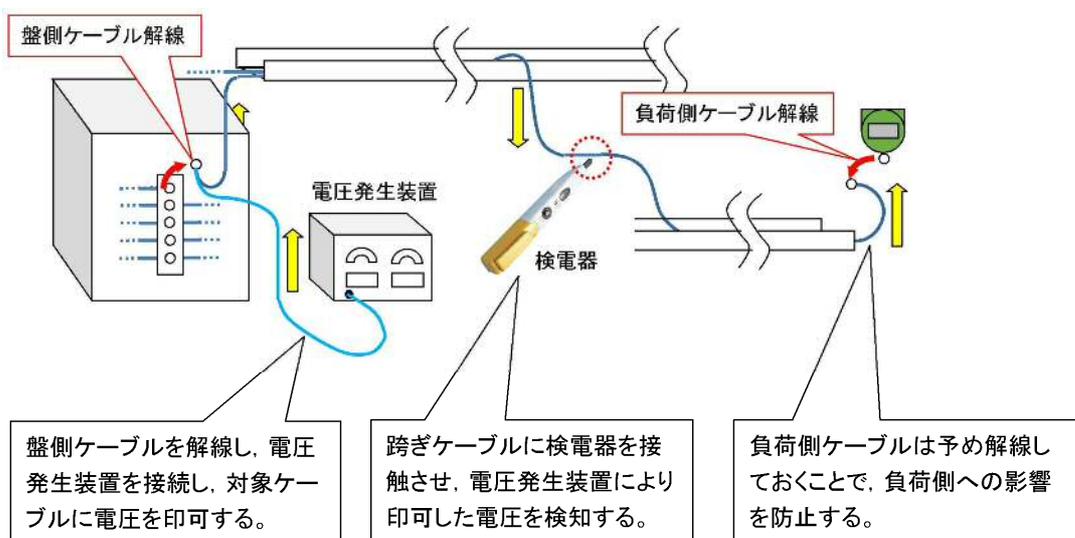
東海第二発電所では、跨ぎケーブルを新技術基準に適合させるため、跨ぎケーブルの用途（負荷）の特定作業を以下の方法により行っている。

a. 目視による確認

対象ケーブルを目視にてケーブル端まで追跡し、ケーブル用途（負荷）を特定する。また、目視による確認結果は、過去の増改良工事の履歴と照合することにより、調査の信頼性を高める。

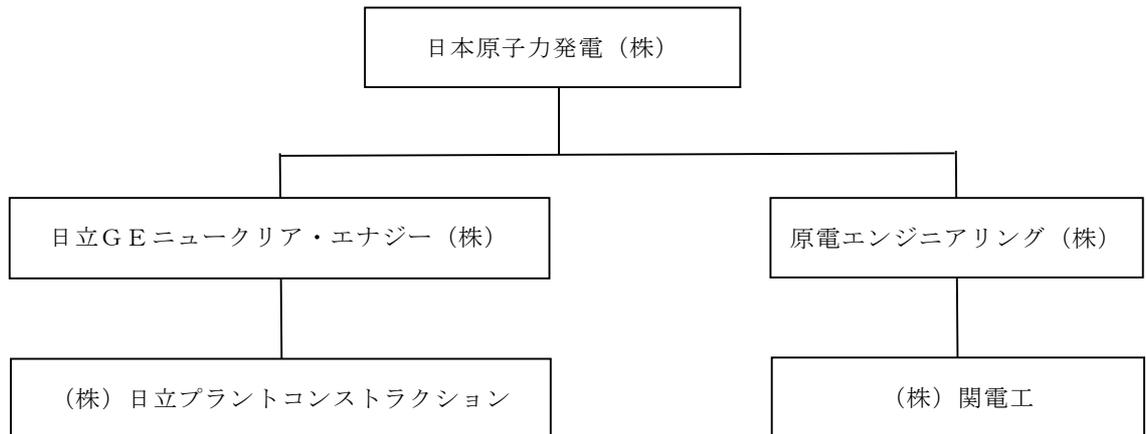
b. 電氣的信号による確認（負荷隔離による確認）

図面や現場の状態により調査対象ケーブルの用途（負荷）の範囲を限定したうえで、個別の負荷単位で隔離することにより、電圧発生装置及び検電器を用いてケーブル用途（負荷）を特定する。



第5図 電氣的信号による確認（負荷隔離による確認）の概要

なお、本調査は以下の体制で実施する。



第6図 ケーブル用途(負荷)特定調査体制表

受注者は調査に従事するにあたって必要な力量を有していると認められた者を選任し、当社へ力量評価書を提出している。当社は、この力量評価書をもとに、当該工事又は類似機器の工事の経験から調査に従事する者が、本調査に必要な力量を有していると判断している。

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
1	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
2	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
3	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
4	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
5	制御	難燃	発電長コンソールBOX	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
6	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
7	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
8	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
9	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
10	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
11	制御	難燃	E12-F170A開閉表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
12	制御	難燃	E12-F097開閉操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
13	制御	難燃	E12-F097開閉操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
14	制御	難燃	RCIC流量、吐出圧力検出回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
15	制御	難燃	DGSW運転表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
16	制御	難燃	PNL H13-P628制御回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
17	制御	難燃	DG HPCS室床漏えい検出回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
18	制御	難燃	SAMPLING & OFF GAS SYSTEM警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
19	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
20	制御	難燃	LPCS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
21	制御	難燃	HPCS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
22	制御	難燃	RPS系回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
23	制御	難燃	RHR流量記録計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
24	制御	難燃	警報回路監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
25	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
26	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
27	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
28	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
29	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
30	制御	難燃	E51-F080操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
31	制御	難燃	RCIC系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
32	制御	難燃	LDS系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
33	制御	難燃	RCIC出口流量	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
34	制御	難燃	DGSW運転表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
35	制御	難燃	非常時炉心冷却系流量記録計	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
36	制御	難燃	LCV-9-192操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
37	制御	難燃	LCV-9-192操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
38	制御	難燃	サンプルレベル警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
39	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RCW系電動弁サ-マルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
40	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RCW系電動弁サ-マルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
41	制御	難燃	TD-RFP TURNING GEAR操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
42	制御	難燃	RCW系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
43	制御	難燃	主発電機同期検定回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
44	制御	難燃	TD-RFP TURNING GEAR操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
45	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
46	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
47	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
48	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
49	制御	難燃	主発電機系監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
50	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
51	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	SOVP操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
52	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	SOVP操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
53	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
54	制御	難燃	M/C 2C/11監視計器	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
55	制御	難燃	放射線管理計算機	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
56	制御	難燃	放射線管理計算機	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
57	制御	難燃	給電情報	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
58	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
59	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
60	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
61	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
62	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
63	制御	難燃	LONP回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
64	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
65	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
66	制御	難燃	M/C 2C/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
67	制御	難燃	P/C 2C/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
68	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
69	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
70	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
71	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
72	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
73	制御	難燃	PI/O-2デジタル入力回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
74	制御	難燃	PI/O-3デジタル入力回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
75	制御	難燃	RFP出口流量警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
76	制御	難燃	RFP系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
77	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
78	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
79	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	MD-RFP出口流量警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
80	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	HPCP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
81	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	LPCP系警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
82	制御	難燃 (延焼防止剤塗布あり)	T/Bバイパス弁状態表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
83	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	TD-RFP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
84	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	主油タンク出口弁状態表示	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
85	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	MD-RFP警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
86	制御	非難燃 (延焼防止剤塗布あり)	RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
87	制御	非難燃	RCW サージタンクMAKE UP弁開表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
88	制御	非難燃	TCW サージタンクMAKE UP弁開表示回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
89	制御	難燃	T/D-RFP現場盤リレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
90	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
91	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
92	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
93	制御	難燃	M/C 2E/2B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
94	制御	難燃	M/C 2B-1/8操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	制御盤入線部の跨ぎ
95	制御	難燃	M/C 2B-1/6操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
96	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.274と同ケーブル)
97	制御	難燃	P/C 2D/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.277と同ケーブル)
98	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.272と同ケーブル)
99	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.263,276と同ケーブル)
100	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
101	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.282と同ケーブル)
102	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.264,273と同ケーブル)
103	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
104	制御	難燃	空気抽出器出口温度計測回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
105	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
106	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
107	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
108	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
109	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
110	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
111	制御	難燃	M/D RFP & T/D RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
112	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
113	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
114	制御	難燃	HPCP圧力監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
115	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
116	制御	難燃	HPCPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
117	制御	難燃	RCW SURGE TANK警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
118	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
119	制御	難燃	予備警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
120	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
121	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
122	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
123	制御	難燃	予備変り回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
124	制御	難燃	サーマルバイパス回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
125	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
126	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
127	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
128	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
129	制御	非難燃	不要ケーブル	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
130	制御	難燃	M/C 2B-3電圧計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
131	制御	難燃	M/C 2B-3/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
132	制御	難燃	M/C 2B-3/1表示灯回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
133	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
134	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
135	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
136	制御	難燃	常用系電源警報回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
137	制御	難燃	M/C 2B-2/9電流計回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
138	制御	難燃	M/C 2B-2/9操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
139	制御	難燃	M/C 2B-2/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
140	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.261と同ケーブル)
141	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ (No.266と同ケーブル)
142	制御	難燃	予備変保護回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
143	制御	難燃	M/C HPCS/3操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
144	制御	難燃	M/C HPCS/2リレー回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
145	制御	難燃	M/C 2E/3B操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
146	制御	難燃	M/C 2C/5操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	完了	制御盤入線部の跨ぎ
147	制御	難燃	M/C HPCS/4電流計回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
148	制御	難燃	DG HPCS電力、電流計回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
149	制御	難燃	FPC系表示灯回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
150	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
151	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
152	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
153	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
154	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
155	制御	非難燃	自動起動自動負荷試験回路	区分Ⅱ⇔区分Ⅲ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
156	制御	難燃	燃料プール出口弁操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
157	制御	難燃	燃料プール水位監視回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
158	制御	難燃	燃料プール出口弁操作回路	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
159	制御	難燃	通信用ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
160	制御	難燃	R/B6F南側カメラ	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
161	制御	難燃	不要ケーブル	区分Ⅰ⇔区分Ⅱ	今回調査完了	ケーブルトレイ間の跨ぎ
162	制御	難燃	H13-P615A制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
163	制御	難燃	通信用ケーブル	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
164	制御	難燃	盤内照明回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
165	制御	難燃	H13-P603制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
166	制御	難燃	H13-P610制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
167	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.242と同ケーブル)
168	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.247と同ケーブル)
169	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.240と同ケーブル)
170	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.249と同ケーブル)
171	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.234と同ケーブル)
172	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.235と同ケーブル)
173	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.236と同ケーブル)
174	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.244と同ケーブル)
175	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.237と同ケーブル)
176	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.243と同ケーブル)
177	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.245と同ケーブル)
178	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.238と同ケーブル)
179	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.239と同ケーブル)

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
180	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.246と同ケーブル)
181	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.252と同ケーブル)
182	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.248と同ケーブル)
183	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.250と同ケーブル)
184	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.251と同ケーブル)
185	制御	難燃	CRD系表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
186	制御	難燃	CRD ACCUMULATOR警報検出回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
187	制御	難燃	CRD ACCUMULATOR警報検出回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
188	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
189	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
190	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
191	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
192	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
193	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
194	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
195	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
196	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
197	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
198	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
199	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
200	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
201	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
202	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
203	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
204	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
205	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
206	制御	難燃	CRD系表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
207	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
208	制御	難燃	SRNM系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
209	制御	難燃	SRNM系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
210	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間の跨ぎ (No.283と同ケーブル)	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
211	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間の跨ぎ (No.284と同ケーブル)	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
212	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
213	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
214	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
215	制御	難燃	HPCS系警報回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
216	制御	難燃	DGSW出口圧力計	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
217	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
218	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
219	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
220	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
221	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
222	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
223	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
224	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
225	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
226	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
227	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
228	計装	難燃	プロコン	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
229	計装	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
230	制御	難燃	熱出力デジタル表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
231	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
232	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
233	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
234	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.171と同ケーブル)
235	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.172と同ケーブル)
236	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.173と同ケーブル)
237	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.175と同ケーブル)
238	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.178と同ケーブル)
239	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.179と同ケーブル)

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み

今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
240	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.169と同ケーブル)
241	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
242	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.167と同ケーブル)
243	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.176と同ケーブル)
244	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.174と同ケーブル)
245	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.177と同ケーブル)
246	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.180と同ケーブル)
247	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.168と同ケーブル)
248	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.182と同ケーブル)
249	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.170と同ケーブル)
250	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.183と同ケーブル)
251	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.184と同ケーブル)
252	制御	難燃	全炉心表示回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.181と同ケーブル)
253	制御	難燃	代替制御棒挿入系警報	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
254	制御	難燃	SLC STORAGE TANKレベル計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
255	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
256	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
257	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
258	制御	難燃	CRDポンプ制御回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
259	制御	難燃	代替制御棒挿入回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
260	制御	難燃	M/C 2E/3Aリレー回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
261	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.140と同ケーブル)
262	制御	難燃	DG HPCS同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
263	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.99,276と同ケーブル)
264	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.102,273と同ケーブル)
265	制御	難燃	DG 2D電力、電流計回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
266	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ (No.141と同ケーブル)
267	制御	難燃	同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
268	制御	難燃	同期検定回路	制御盤間跨ぎ	完了	制御盤間の跨ぎ
269	制御	難燃	通信用ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
270	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
271	制御	難燃	M/C 2E/4A操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
272	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.98と同ケーブル)
273	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.99,264と同ケーブル)
274	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.96と同ケーブル)
275	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
276	制御	難燃	M/C 2D/10操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.102,263と同ケーブル)
277	制御	難燃	P/C 2D/3B操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.97と同ケーブル)
278	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
279	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
280	制御	難燃	RFP-EHC信号	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
281	制御	難燃	RFP-EHC信号	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
282	制御	難燃	M/C 2D/1操作回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ (No.101と同ケーブル)
283	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
284	制御	難燃	自動起動自動負荷試験回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
285	計装	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
286	計装	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
287	計装	難燃	主タービン振動記録計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
288	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
289	制御	難燃	ヒータドレン系警報回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
290	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
291	制御	難燃	RFP系計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
292	制御	難燃	RFP系計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
293	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
294	制御	難燃	TD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
295	制御	難燃	主タービン回転速度計回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
296	制御	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
297	制御	難燃	MD-RFPリレー回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
298	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
299	制御	難燃	主タービン回転速度計記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

ケーブル敷設状況調査リスト

NO.	回路区分	ケーブル種別	用途	渡り区分	用途調査	備考
300	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
301	制御	難燃	主タービン振動位相角計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
302	制御	難燃	主タービン回転速度計記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
303	制御	難燃	RFP振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
304	制御	難燃	主タービン振動計測回路	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
305	制御	難燃	ブロン	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
306	制御	難燃	NATRASS	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
307	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
308	制御	非難燃	過渡時データ収集装置	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
309	制御	非難燃	過渡時データ収集装置	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
310	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
311	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
312	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
313	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
314	制御	難燃	不要ケーブル	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
315	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
316	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
317	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
318	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
319	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ
320	制御	難燃	サブプレッションプール温度記録計	制御盤間跨ぎ	今回調査完了	制御盤間の跨ぎ

完了：平成 28 年 3 月時点で用途特定済み
 今回調査完了：平成 29 年 3 月からの調査で用途特定済み

以上

共有／相互接続設備 抽出表

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって， (a) 炉心の著しい損傷，又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉圧力容器			
				原子炉再循環ポンプ			
				配管，弁			
				隔離弁			
				制御棒駆動機構ハウジング			
				中性子束計装管ハウジング			
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング			
				制御棒駆動機構カップリング			
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，制御棒案内管），燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	炉心シュラウド			
				シュラウドサポート			
				上部格子板			
				炉心支持板			
				燃料支持金具			
				制御棒案内管			
制御棒駆動機構ハウジング							
燃料集合体（上部タイプレート）							
燃料集合体（下部タイプレート）							
燃料集合体（スペーサ）							
燃料集合体	チャンネルボックス						
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））	制御棒	○		
				制御棒案内管	○		
				制御棒駆動機構	○		
				原子炉停止系の制御棒による系	○		
			水圧制御ユニット（スクラムパイロット弁，スクラム弁，アキュムレータ，窒素容器，配管，弁）				

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	2) 未臨界維持機能	原子炉停止系（制御棒による系，ほう酸水注入系）	制御棒	○			
				制御棒カップリング	○			
				制御棒駆動機構カップリング	○			
				原子炉停止系の制御棒による系	制御棒駆動機構	○		
					制御棒駆動機構ハウジング	○		
		ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ，注入弁，タンク出口弁，ほう酸水貯蔵タンク，ポンプ吸込配管及び弁，注入配管及び弁）	○					
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	逃がし安全弁（安全弁開機能）	○			
		4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，逃がし安全弁（手動逃がし機能），自動減圧系（手動逃がし機能））	残留熱除去系（ポンプ，熱交換器，原子炉停止時冷却系のルートとなる配管及び弁）		○		
				残留熱除去系	熱交換器バイパス配管及び弁	○		
				原子炉隔離時冷却系（ポンプ，サブプレッション・プール，タービン，サブプレッション・プールから注水先までの配管，弁）		○		
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁	○		
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サブプレッション・プールストレーナ	○		
		潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	○					
		高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッド）		○				

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統(残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，逃がし安全弁(手動逃がし機能)，自動減圧系(手動逃がし機能))	高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サブプレッション・プールストレーナ	○		
					逃がし安全弁(手動逃がし機能)	○		
				逃がし安全弁(手動逃がし機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
					駆動用窒素源(アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁)	○		
					自動減圧系(手動逃がし機能)	○		
				自動減圧系(手動逃がし機能)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
					駆動用窒素源(アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁)	○		

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 (低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系)	低圧炉心スプレイ系 (ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッド)	○			
				低圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サブプレッション・プールストレーナ	○		
				残留熱除去系 (低圧注水系) (ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールから注水先までの配管，弁 (熱交換器バイパスライン含む)，注水ヘッド)	○			
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サブプレッション・プールストレーナ	○		
				高圧炉心スプレイ系 (ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッド)	○			
高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○						
	サブプレッション・プールストレーナ	○						

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系 (低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系)	自動減圧系 (逃がし安全弁)		○		
				自動減圧系 (逃がし安全弁)	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
					駆動用窒素源 (アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁)	○		
		6) 放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器 (格納容器本体，貫通部，所員用エアロック，機器搬入ハッチ)		○		
				原子炉格納容器	ダイヤフラムフロア	○		
					ベント管	○		
					スプレイ管	○		
					ベント管付き真空破壊弁	○		
					原子炉建屋外側ブローアウトパネル	○		
					逃がし安全弁排気管のクエンチャ	○		
				原子炉建屋原子炉棟 (原子炉建屋外側ブローアウトパネル付)		○		
		原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	○				
		格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		○				
格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源 (アキュムレータ，アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管，弁)	○					

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器	○			
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（ポンプ，熱交換器，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールからスプレイ先（ドライウエル及びサブプレッション・プール気相部）までの配管，弁，スプレイヘッダ（ドライウエル及びサブプレッション・プール））		○		
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁	○		
					サブプレッション・プールストレーナ	○		
				原子炉建屋ガス処理系（乾燥装置，排風機，フィルタ装置，原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管，弁）		○		
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置（乾燥機能部分）	○		
					排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）			
				可燃性ガス濃度制御系（再結合装置，格納容器から再結合装置までの配管，弁，再結合装置から格納容器までの配管，弁）		○		
				可燃性ガス濃度制御系	残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給を司る部分）	○		
				排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）				
遮蔽設備（原子炉遮蔽壁，一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）		○						
2) 安全上必要なその他の構築物，系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	原子炉緊急停止の安全保護回路	○				
			<ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路 	○				

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	2)安全上必要なその他の構築物、系統及び機器	2)安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系(いずれも、MS-1関連のもの)	非常用所内電源系(ディーゼル機関、発電機、発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)	○			
				非常用所内電源系	燃料系	○		
					始動用空気系(機関～空気だめ)	○		
					吸気系	○		
					冷却水系	○		
				中央制御室	○			
				中央制御室遮蔽				
				中央制御室換気空調系(放射線防護機能及び有毒ガス防護機能)(非常用再循環送風機、非常用再循環フィルタ装置、空調ユニット、送風機、排風機、ダクト及びダンパ)	○			
				残留熱除去系海水系(ポンプ、熱交換器、配管、弁、ストレーナ(MS-1関連))	○			
				ディーゼル発電機海水系(ポンプ、配管、弁、ストレーナ)	○			
直流電源系(蓄電池、蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連))	○							
計装制御電源系(MS-1関連)	○							
その他	放水路ゲート							

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	主蒸気系、原子炉冷却材浄化系(いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ)	原子炉冷却材浄化系(原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分)			
				主蒸気系			
				原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン(原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで)			
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの)、使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	放射性気体廃棄物処理系(活性炭式希ガスホールドアップ装置)			
				使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む)			
				新燃料貯蔵庫(臨界を防止する機能)(新燃料貯蔵ラック)			
				使用済燃料乾式貯蔵容器			
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機			
				原子炉建屋クレーン			
				使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン			
燃料取扱設備							
			原子炉ウエル				
2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁(吹き止まり機能に関連する部分)	逃がし安全弁(吹き止まり機能に関連する部分)				

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-2	1) PS-2の構築物, 系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物, 系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系 (ポンプ, サプレッション・プール, サプレッション・プールから燃料プールまでの配管, 弁)				
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管, 弁			
					サプレッション・プールストレナ			
		2) 放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁, 排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)	放射性気体廃棄物処理系 (オフガス系) 隔離弁				
				排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)				
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁				
			燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟				
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			
				原子炉建屋ガス処理系				
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置 (乾燥装置部分)			
	排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)							
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物, 系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・中性子束 (起動領域計装)				
				・原子炉スクラム用電磁接触器の状態				
				・制御棒位置				
			・原子炉水位 (広帯域, 燃料域)					
			・原子炉圧力					
			・原子炉格納容器圧力					
			・サプレッション・プール水温度					
			・原子炉格納容器エリア放射線量率 (高レンジ)					

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) [ドライウェルスプレイ] ・原子炉水位 (広帯域，燃料域) ・原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] ・原子炉水位 (広帯域，燃料域) ・サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度			
		2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし	(対象外)			
		3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) の操作回路			
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって，PS-1及びPS-2以外の構築物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1，PS-2以外のもの)	計装配管，試料採取管	計装配管，弁			
				試料採取管，弁			
				ドレン配管，弁			
				ベント配管，弁			
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ，配管，弁，ライザー管 (炉内)，ジェットポンプ			
3) 放射性物質の貯蔵機能	サブプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設 (放射性インベントリの小さいもの)	復水貯蔵タンク					
		液体廃棄物処理系 (低電導度廃液収集槽，高電導度廃液収集槽)					
		固体廃棄物処理系 (CUW粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫 (ドラム缶))			共用 (固体廃棄物貯蔵庫)		

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	サブプレッション・プール水排水系、復水貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設(放射性インベントリの小さいもの)	新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック			
				給水加熱器保管庫				
				セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備(液体及び固体の放射性廃棄物処理系)			共用 (セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物作業建屋)	
		4) 電源供給機能(非常用を除く。)	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系(復水器を含む。), 給水系、循環水系、送電線、変圧器、開閉所	発電機及びその励磁装置(発電機、励磁機)				
				発電機及び励磁装置	固定子冷却装置			
					発電機水素ガス冷却装置			
					軸密封油装置			
					励磁電源系			
				蒸気タービン(主タービン、主要弁、配管)				
				蒸気タービン	主蒸気系(主蒸気/駆動源)			
					タービン制御系			
					タービン潤滑油系			
				復水系(復水器を含む)(復水器、復水ポンプ、配管/弁)				
				復水系(復水器含む)	復水器空気抽出系(蒸気式空気抽出系、配管/弁)			
				給水系(電動駆動給水ポンプ、タービン駆動給水ポンプ、給水加熱器、配管/弁)				
				給水系	駆動用蒸気			
循環水系(循環水ポンプ、配管/弁)								
循環水系	取水設備(屋外トレンチを含む)							
常用所内電源系(発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連以外))								
直流電源系(蓄電池、蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路(MS-1関連以外))								

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
PS-3	1) 異常状態の起回事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	4) 電源供給機能(非常用を除く。)	タービン、発電機及びその励磁装置、復水系(復水器を含む。), 給水系, 循環水系, 送電線, 変圧器, 開閉所	計測制御電源系(電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路(MS-1関連以外))				
				送電線				
				変圧器(所内変圧器, 起動変圧器, 予備変圧器, 電路)				
				変圧器	油劣化防止装置			
					冷却装置			
		開閉所(母線, 遮断機, 断路器, 電路)						
		5) プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。)	原子炉制御系(制御棒価値ミニマイザを含む。), 原子炉核計装, 原子炉プラントプロセス計装	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御系(制御棒価値ミニマイザを含む) 原子炉核計装 原子炉プラントプロセス計装 				
		6) プラント運転補助機能	所内ボイラ, 計装用圧縮空気系	所内ボイラ設備(所内ボイラ, 給水タンク, 給水ポンプ, 配管/弁)			共用	給水処理系(PS-3(所内ボイラ関連として))
				所内ボイラ設備	電気設備(変圧器)		共用	
				所内蒸気系及び戻り系(ポンプ, 配管/弁)			共用(所内蒸気系)	
				計装用圧縮空気設備(空気圧縮機, 中間冷却器, 配管, 弁)				
				計装用圧縮空気設備	後部冷却器			
					気水分離器			
					空気貯槽			
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却ポンプ, 熱交換器, 配管/弁)								
タービン補機冷却水系(タービン補機冷却ポンプ, 熱交換器, 配管/弁)								
タービン補機冷却水系	サージタンク							
補機冷却海水ポンプ, 配管/弁, ストレーナ								
復水補給水系(復水移送ポンプ, 配管/弁)								
復水補給水系	復水貯蔵タンク			給水処理系(PS-3(復水補給水系関連として))				

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管				
				上/下部端栓				
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系，復水浄化系	原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器，非再生熱交換器，CUWポンプ，ろ過脱塩装置，配管，弁）				
				復水浄化系（復水脱塩装置，配管，弁）				
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても，MS-1，MS-2とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁（逃がし弁機能），タービンバイパス弁	逃がし安全弁（逃がし弁機能）				
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管			
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）			
				タービンバイパス弁				
		タービンバイパス弁	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管					
			駆動用油圧源（アキュムレータ，アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管，弁）					
		2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能，制御棒引抜監視装置）	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉再循環制御系 制御棒引き抜き阻止回路 選択制御棒挿入回路 				
3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系（ポンプ，復水貯蔵タンク，復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管，弁）						
		制御棒駆動水圧系	ポンプサクションフィルタ					
				ポンプミニマムフローライン配管，弁				

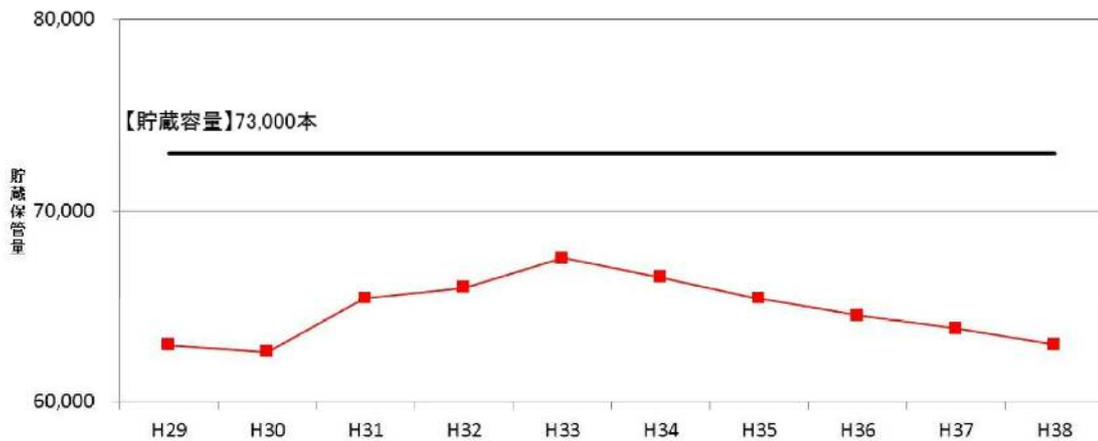
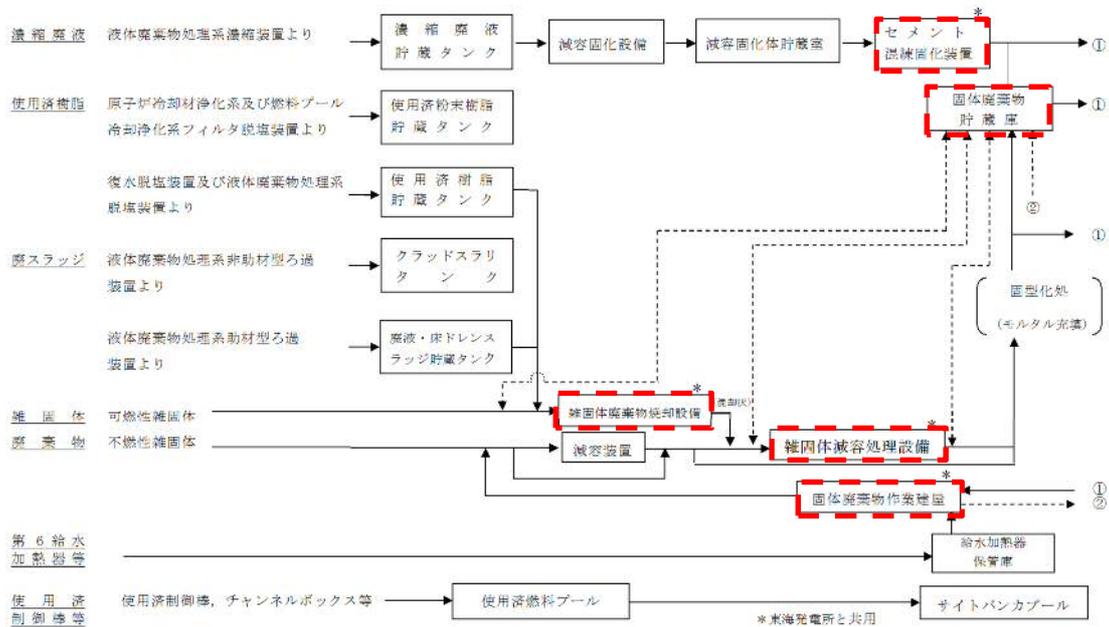
重要度分類指針			東海第二発電所						
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり		
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1, MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物，系統及び機器	3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系 (ポンプ，タービン，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールから注水先までの配管，弁)					
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁				
					ポンプミニマムフローライン配管，弁				
					潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管				
	2) 異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	緊急時対策所			共用		
				緊急時対策所	情報収集設備		共用		
					通信連絡設備		共用		
					資料及び器材		共用		
					遮蔽設備		共用		
				試料採取系 (異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析，原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析)					
				通信連絡設備			共用		
				放射線監視設備			共用 (固定モニタリング設備，環境試料測定設備，気象観測設備，放射能観測車，出入管理室)		
				事故時監視計器の一部					
				消火系 (水消火設備，泡消火設備，二酸化炭素消火設備，等)			共用 (構内消火設備のみ)		
消火系	消火ポンプ		共用 (構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ)						

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	消火系	ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 多目的タンク		共用 (原水タンク，多目的タンク)	給水処理系 (MS-3 (消火系関連として))
					火災検出装置 (受信機含む)			
					防火扉，防火ダンパ，耐火壁，隔壁 (消火設備の機能を維持担保するために必要なもの)			
				安全避難通路				
				安全避難通路	安全避難用扉			
非常用照明								

共用設備 概略図

(1) 固体廃棄物処理系

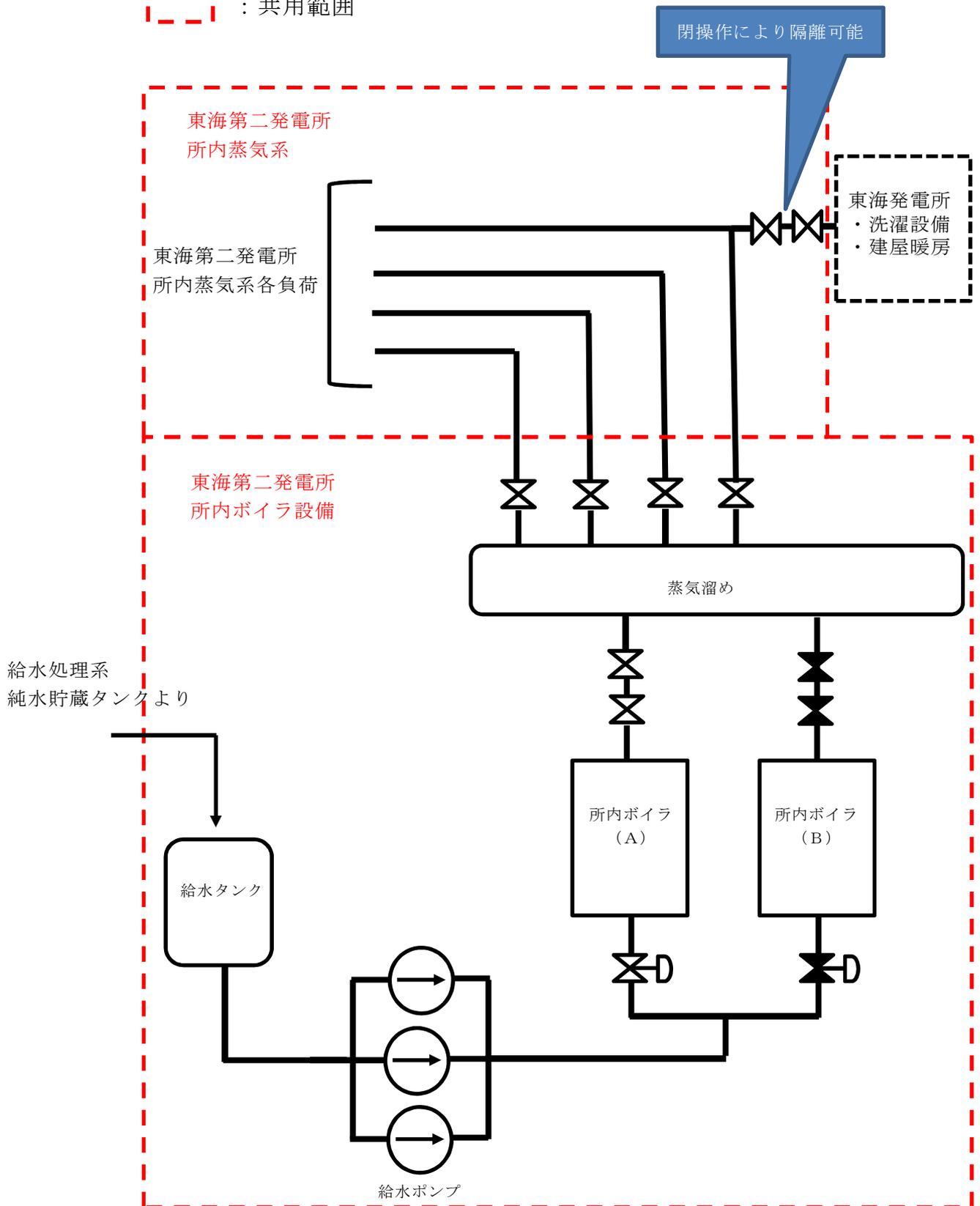
 : 共用範囲



固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所と共用）の貯蔵保管量予測

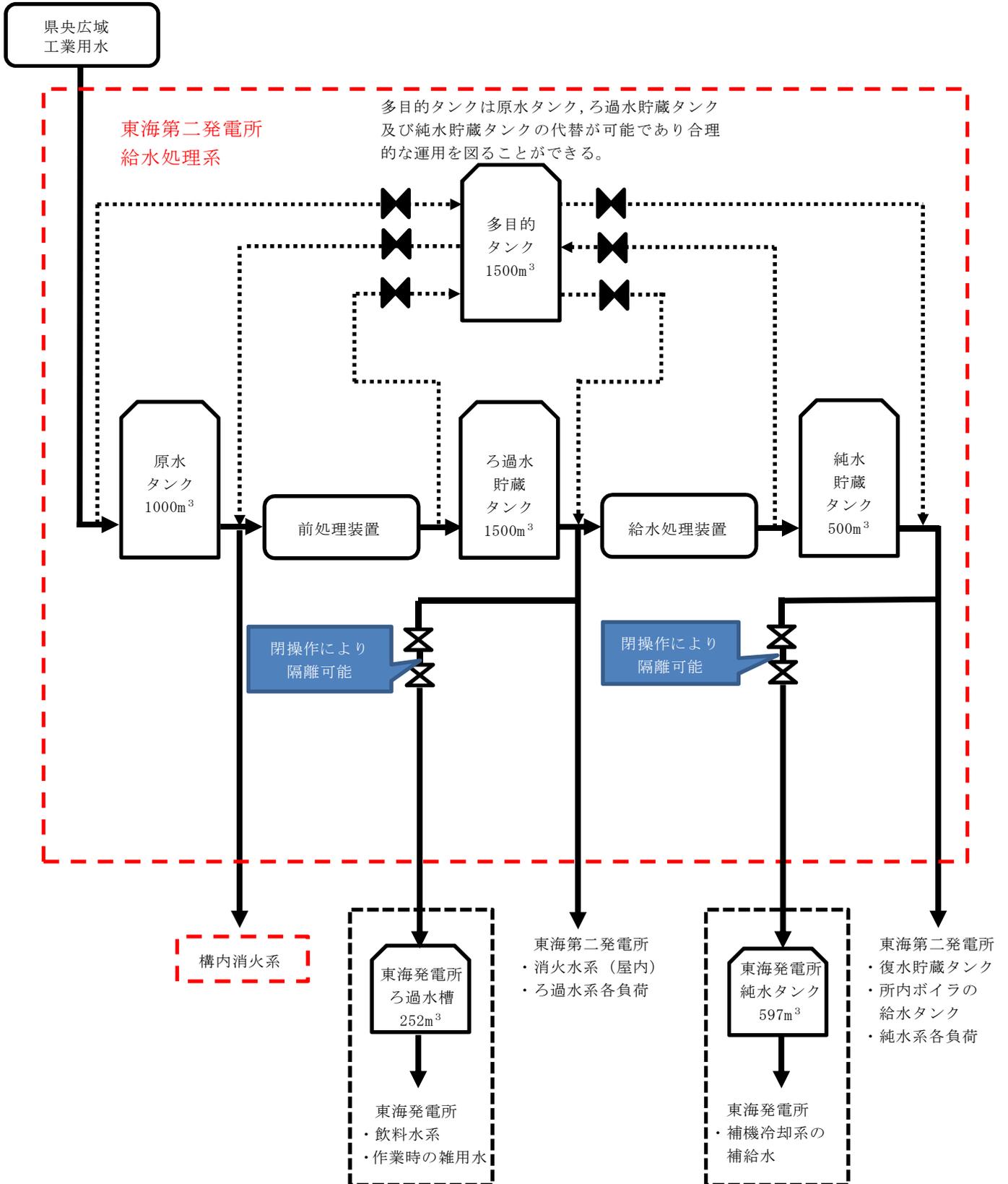
(2) 所内ボイラ設備, 所内蒸気系

--- : 共用範囲



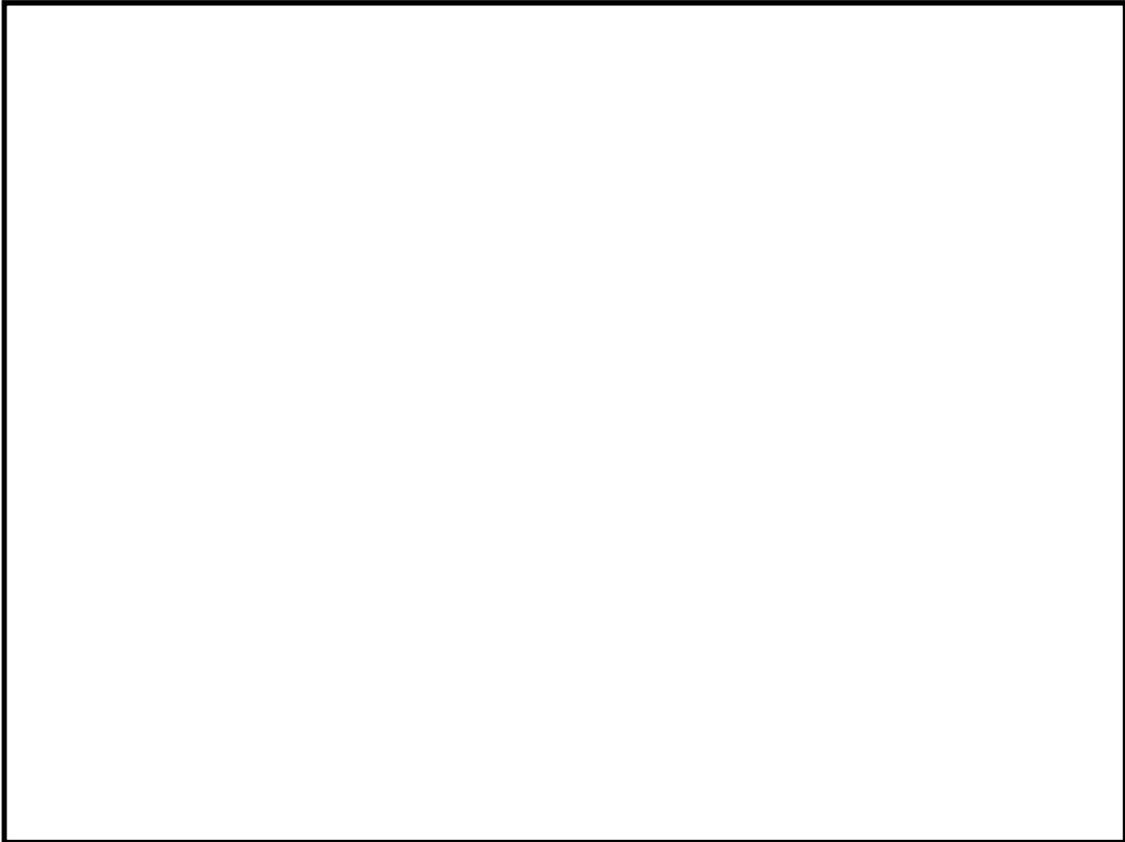
(3) 給水処理系

 : 共用範囲

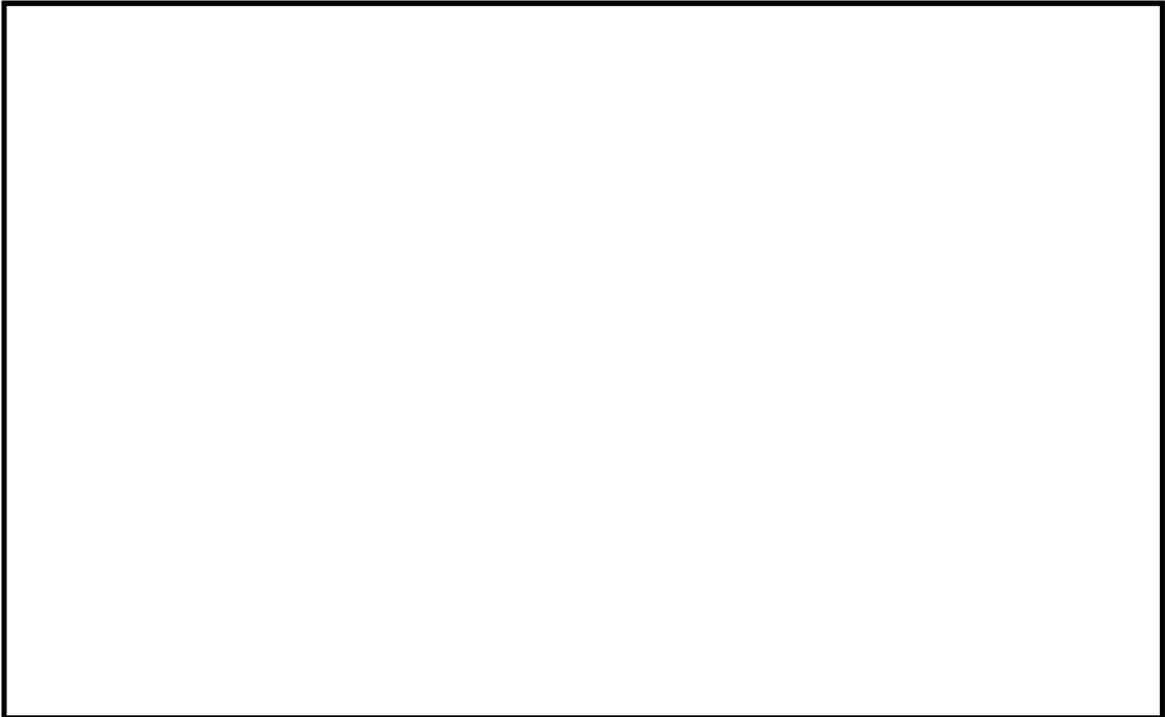


(4) 放射線監視設備

① 固定モニタリング設備 (モニタリングポスト)



② 気象観測設備



【超音波風向風速計】
(地上高さ)



【ドップラーソーダ (風向風速計)】
(排気筒高さ)



【日射計(左),放射収支計(右)】

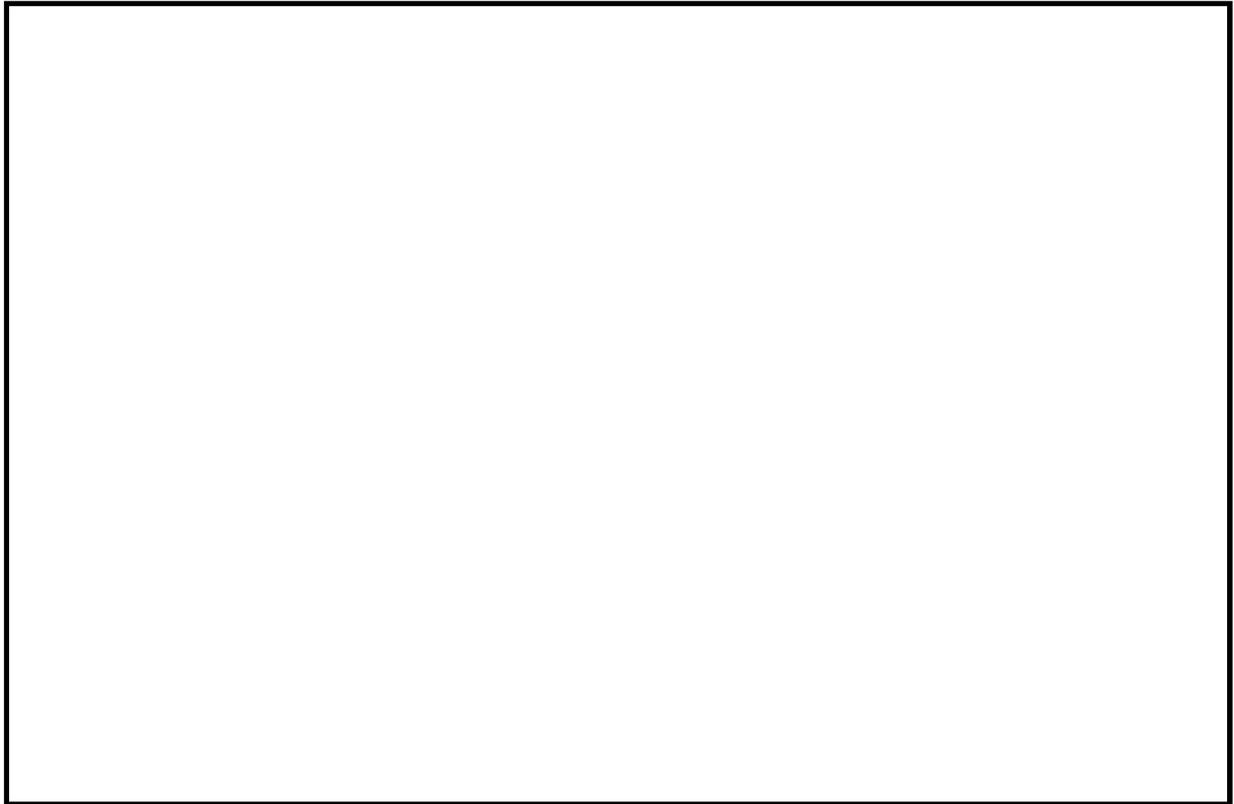


【温度計】



【雨量計】

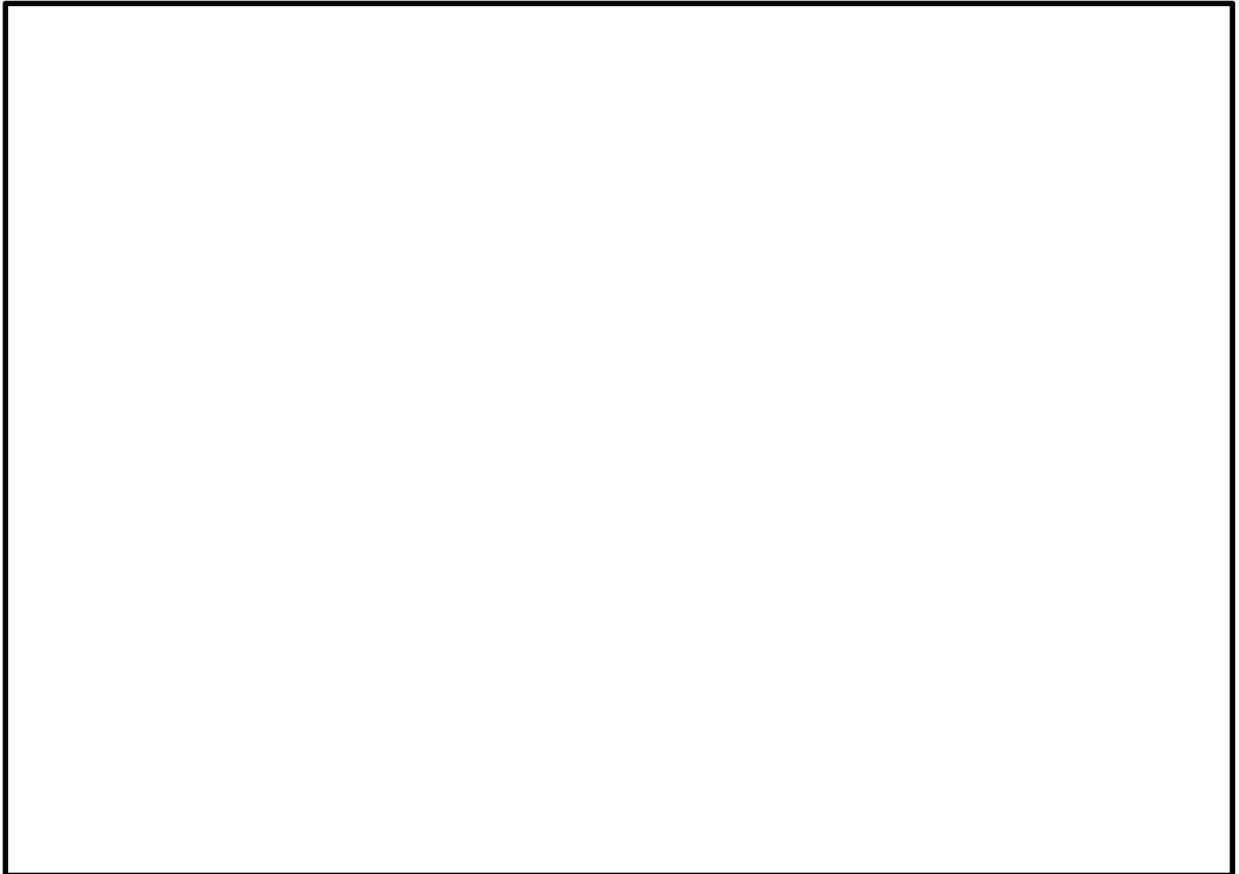
③ 放射能観測車



名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	N a I (T l) シンチレーション 半導体	B. G. $\sim 10^8$ nGy/h	記録紙	1
		プラスチックシンチレーション			
	ダスト モニタ	Z n S (A g) シンチレーション	B. G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1
	よう素 測定装置	N a I (T l) シンチレーション	B. G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1

<p>(その他主な搭載機器) 個数: 各1台</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ダスト・よう素サンプラ ・風向, 風速計 ・無線連絡設備 (放射能観測車搭載) 	 <p>(放射能観測車の写真)</p>
---	---

④ 環境試料測定設備，出入管理室



a. 環境試料測定設備

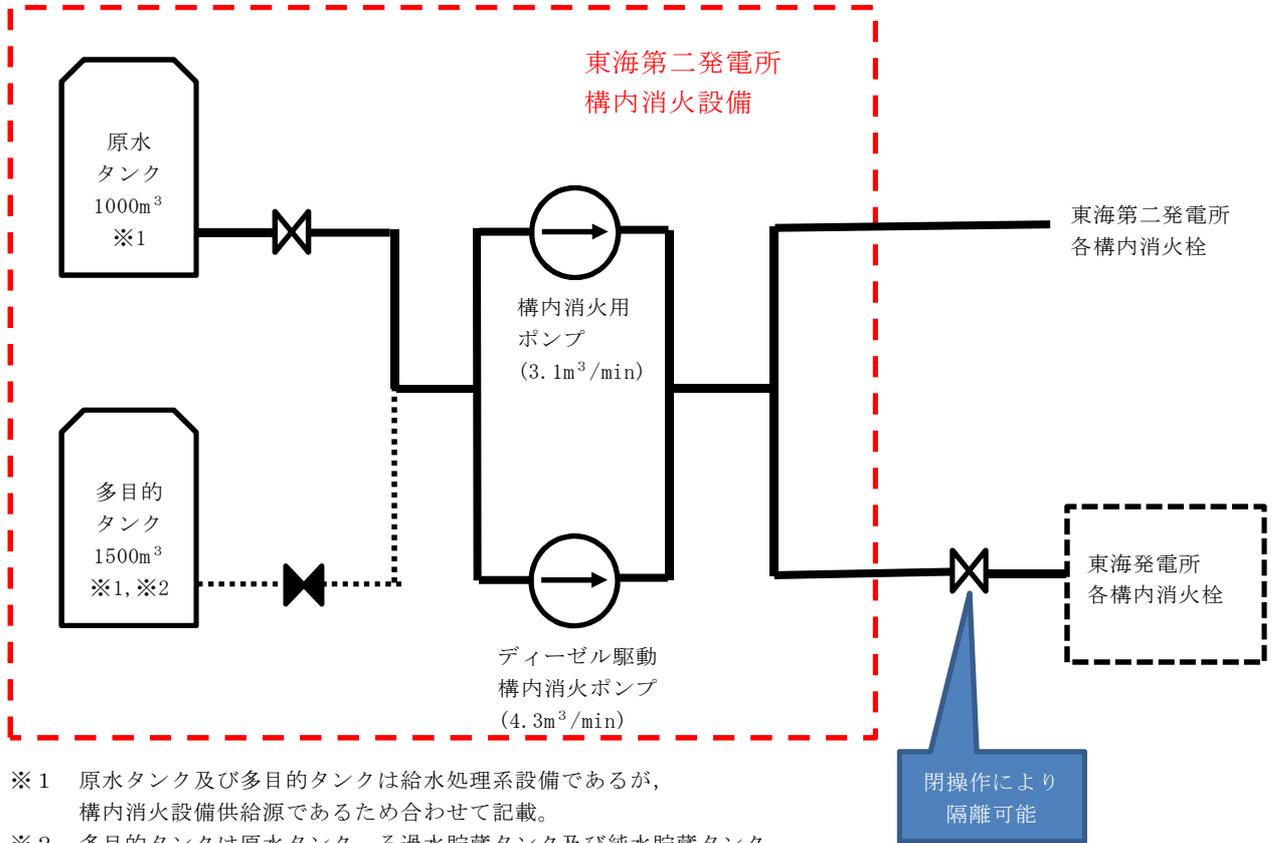
発電所周辺の水・食物・土壌などの環境試料の前処理や，放射線物質濃度を測定する設備を事務本館内にある環境試料測定室に設けている。

b. 出入管理室

東海発電所及び東海第二発電所（A区域）の管理区域の出入り管理及び被ばく線量を監視する設備を出入管理室に設けている。

(5) 消火系（構内消火設備）

 : 共用範囲



- ※1 原水タンク及び多目的タンクは給水処理系設備であるが、構内消火設備供給源であるため合わせて記載。
- ※2 多目的タンクは原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの代替が可能であり合理的な運用を図ることができる。

東海発電所及び東海第二発電所において共用としている消火系（構内消火設備）について、以下の通り、屋外の消火活動にて使用する屋外消火栓の必要水量は、消防法施行令第十九条（屋外消火栓設備に関する基準）の要求を満足するよう設計している。

$$\underline{\text{屋外消火栓必要水量} = 2 \text{ 箇所(消火栓)} \times 0.35\text{m}^3 / \text{min} \times 2 \text{ 時間} = 84.0\text{m}^3}$$

東海発電所、東海第二発電所それぞれに単一の火災が同時に発生し、消火栓による放水を実施した場合において、必要となる放水量は屋外消火栓

の放水量を倍（消火栓 4 か所に余裕を見て）として 200m^3 としても、供給する原水タンクの容量は $1,000\text{m}^3$ （多目的タンクを代替で使用時は $1,500\text{m}^3$ ）であり、十分確保される。

また、ポンプ容量について、消火栓 4 か所を使用した場合に必要となる送水容量は $2.0\text{m}^3/\text{min}$ ($0.35\text{m}^3/\text{min} \times 4$ か所に余裕を見て) としても、構内消火用ポンプ ($3.1\text{m}^3/\text{min}$) 及びディーゼル駆動構内消火ポンプ ($4.3\text{m}^3/\text{min}$) であり、十分確保される。

別添

運用，手順説明資料

12 条 安全施設

【要求事項】

安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち静的機器の単一系統（単一設計）であり、設計基準事故が発生した場合に、長時間（24 時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される設備

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できない設備

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できる設備

単一設計箇所の故障を安全上支障のない期間に除去又は修復
（対象箇所）

- ・ 原子炉建屋ガス処理系の配管の一部
- ・ 中央制御室換気系のダクトの一部

（対象箇所）

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ
（サプレッション・チェンバ側）

保

配管，ダクトの修復

設計基準事故時に長時間にわたって機能を要求する単一設計の静的機器において単一故障を仮定した場合でも、同等の原子炉格納容器冷却機能を有するよう設計する

【後段規制との対応】

- 工：工認（基本設計方針，添付書類）
- 保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
- 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】

- ：添付六，八に反映
- ：当該条文に該当しない
（他条文での反映事項他）

表 技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
<p style="text-align: center;">第12条 安全施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部 ・中央制御室換気系のダクトの一部 	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	日常点検 定期点検 損傷時の補修
		教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側） 	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第14条 全交流動力電源喪失対策設備

<目 次>

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合方針
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 全交流動力電源喪失対策設備

- 2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間
- 2.2 全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流設備について
- 2.3 電気容量の設定
 - 2.3.1 蓄電池（非常用）の容量について
 - 2.3.1.1 蓄電池（非常用）の運用方法について
 - 2.3.1.2 125V系蓄電池A系の容量
 - 2.3.1.3 125V系蓄電池B系の容量
 - 2.3.1.4 125V系蓄電池H P C S系の容量
 - 2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池A系の容量
 - 2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池B系の容量
 - 2.3.1.7 まとめ
 - 2.3.2 蓄電池（非常用）の配置の基本方針
 - 2.3.2.1 蓄電池（非常用）の主たる共通要因に対する頑健性

- 別紙1 常設代替交流電源設備から電力供給を開始する時間
- 別紙2 可搬型代替電源設備から電力供給を開始する時間
- 別紙3 所内常設蓄電式直流電源設備
- 別紙4 制御棒位置指示への給電について
- 別紙5 使用済燃料プール水位・温度監視について
- 別紙6 蓄電池の容量算出方法
- 別紙7 蓄電池の容量換算時間 K_i 値一覧
- 別紙8 蓄電池の放電終止電圧
- 別紙9 蓄電池容量の保守性の考え方
- 別紙10 蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳
- 別紙11 全交流動力電源喪失時における非常用直流電源系の信頼性について

3. 運用，手順説明資料

（別添資料）全交流動力電源喪失対策設備

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

全交流動力電源喪失対策設備について、設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条において、追加要求事項を明確化する。(第 1.1-1 表)

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条 要求事項

設置許可基準規則 第 14 条 (全交流動力電源喪失対策設備)	技術基準規則 第 16 条 (全交流動力電源喪失対策設備)	備考
<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間</u>、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間</u>、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を施設しなければならない。</p>	<p>追加 要求 事項</p>

1.2 追加要求事項に対する適合方針

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(i) 全交流動力電源喪失対策設備

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう，これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～68）】

(2) 安全設計方針

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.12 全交流動力電源喪失対策設備

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に

炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～68）】

(3) 適合性説明

第十四条 全交流動力電源喪失対策設備

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し、原子炉停止系の動作により発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～68）】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.1.1.2.2 全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～68）】

10.1.1.3 主要設備

10.1.1.3.4 直流電源設備

非常用直流電源設備は、第10.1-3図に示すように、非常用電源設備として、直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V及び±24V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器9個、蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統の故障及び±24V系2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要

因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり，非常用直流電源設備5組の電源の負荷は，工学的安全施設等の制御装置，電磁弁，無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため，原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ），125V系蓄電池B系及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池H P C S系（区分Ⅲ）の5組で構成し，据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり，非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また，蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah(125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系)，500Ah(125V系蓄電池H P C S系)，150Ah(中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系)であり，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は，例えば，発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等，発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系，発電用原子炉の停止，冷却，原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【説明資料 (2.1:14条-18～24) (2.3.1:14条-53～68)】

10.1.1.3.5 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用主母線盤120V/240V 2母線及び計装用分電盤120V 3母線で構成する。

計装用分電盤2 A及び2 Bは、2系統に分離独立させ、それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより、非常用の無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し、2 A及び2 Bの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確保のため、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分間を包絡した約8時間、電力供給が可能である。

なお、これらの電源を保守点検する場合は、必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。

また、計装用主母線盤及び計装用分電盤H P C Sは、分離された非常用高圧母線又は非常用低圧母線から給電する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【説明資料 (2.1:14条-18～24) (2.2:14条-25～52) (2.3.1:14条-53～68)】

10.1.1.5 試験検査

10.1.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

形 式		鉛蓄電池
組 数		5
セル数	125V系 A系	120
	125V系 B系	120
	H P C S系	58
	中性子モニタ用 A系	24
	中性子モニタ用 B系	24
電 圧	125V系 A系	125V
	125V系 B系	125V
	H P C S系	125V
	中性子モニタ用 A系	±24V
	中性子モニタ用 B系	±24V
容 量	125V系 A系	約6,000Ah
	125V系 B系	約6,000Ah
	H P C S系	約500Ah
	中性子モニタ用 A系	約150Ah
	中性子モニタ用 B系	約150Ah

常用

形 式	鉛蓄電池
組 数	1
セル数	116
電 圧	250V
容 量	約2,000Ah

(2) 充電器

非常用（予備充電器は常用）

形 式	シリコン整流器		
個 数	125V系 A系, B系	2（予備1）	
	H P C S系	1（予備1）	
	中性子モニタ用 A系	2	
	中性子モニタ用 B系	2	
充電方式	浮動		
冷却方式	自然通風		
交流入力			
	125V系 A系	3相	50Hz 480V
	125V系 B系	3相	50Hz 480V
	H P C S系	3相	50Hz 480V
	中性子モニタ用 A系	単相	50Hz 120V
	中性子モニタ用 B系	単相	50Hz 120V

容量	125V系 A 系	約58.8kW
	125V系 B 系	約48.8kW
	(125V系 A 系, B 系予備)	約58.8kW
	H P C S 系	約14kW
	中性子モニタ用 A 系	約0.84kW
	中性子モニタ用 B 系	約0.84kW

直流出力電圧

125V系 A 系	125V
125V系 B 系	125V
H P C S 系	125V
中性子モニタ用 A 系	±24V
中性子モニタ用 B 系	±24V

直流出力電流

125V系 A 系	約420A
125V系 B 系	約320A
(125V系 A 系, B 系予備)	約420A)
H P C S 系	約100A
中性子モニタ用 A 系	約30A
中性子モニタ用 B 系	約30A

常用

形式	シリコン整流器
個数	1 (予備1)
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相 50Hz 480V

容 量	約98 kW
直流出力電圧	250V
直流出力電流	約350A

(3) 直流母線

非常用

個 数	5
電 圧	
125V系 A系	125V
125V系 B系	125V
H P C S系	125V
中性子モニタ用A系	±24V
中性子モニタ用B系	±24V

常用

個 数	1
電 圧	250V

第10.1-5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

形 式	静止型
個 数	2
容 量	約35kVA (1個当たり)
出力電圧	120V

b. 計装用交流主母線盤

個 数	5
電 圧	120V/ 240V (2個) 120V (3個)

(2) 常用

a. 無停電電源装置

形 式	静止型
個 数	1
容 量	約50kVA
出力電圧	120V/240V

b. 原子炉保護系用M-G装置

電動機

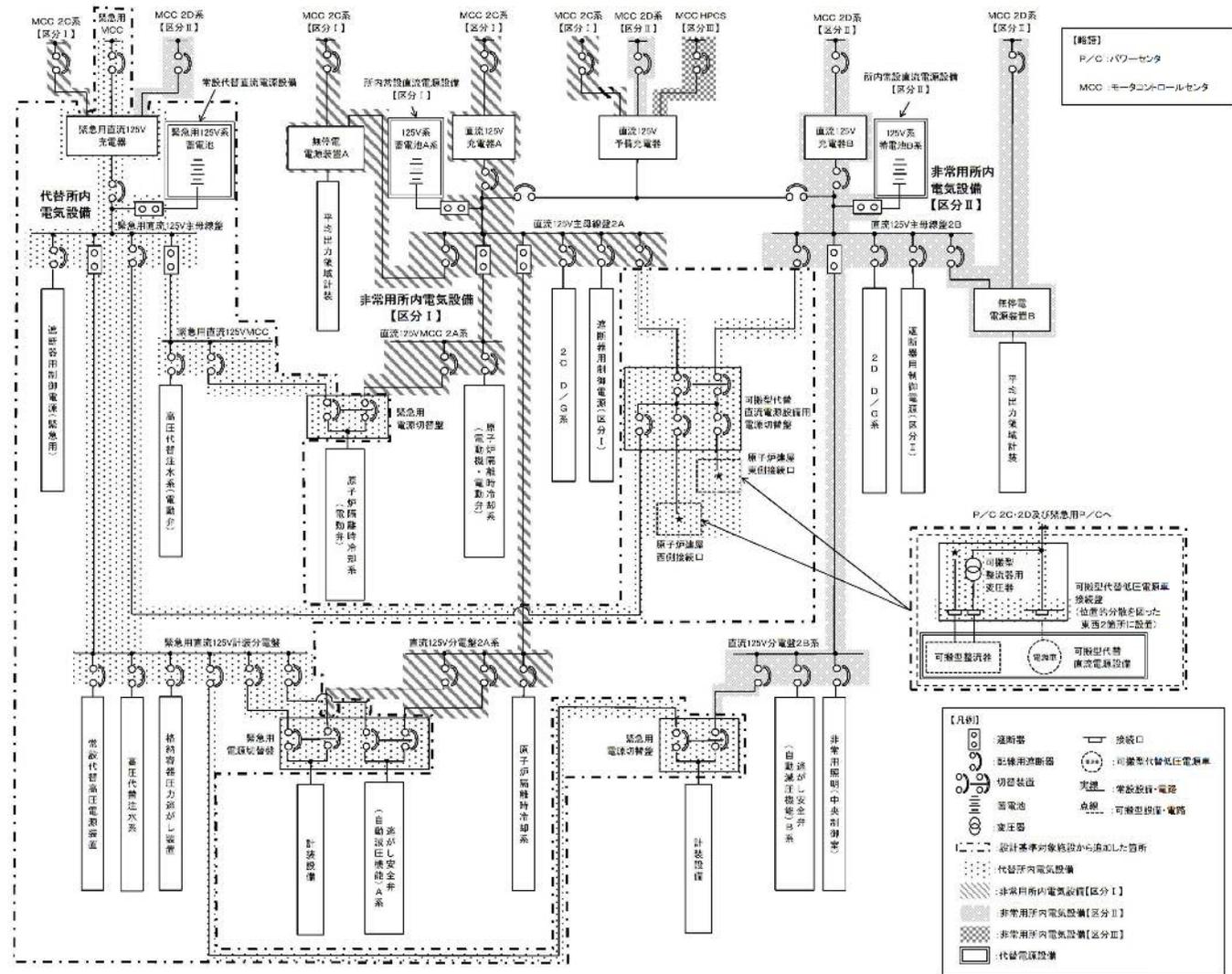
形 式	三相誘導電動機
台 数	2
定格容量	約44.76kW
電 圧	440V

発電機

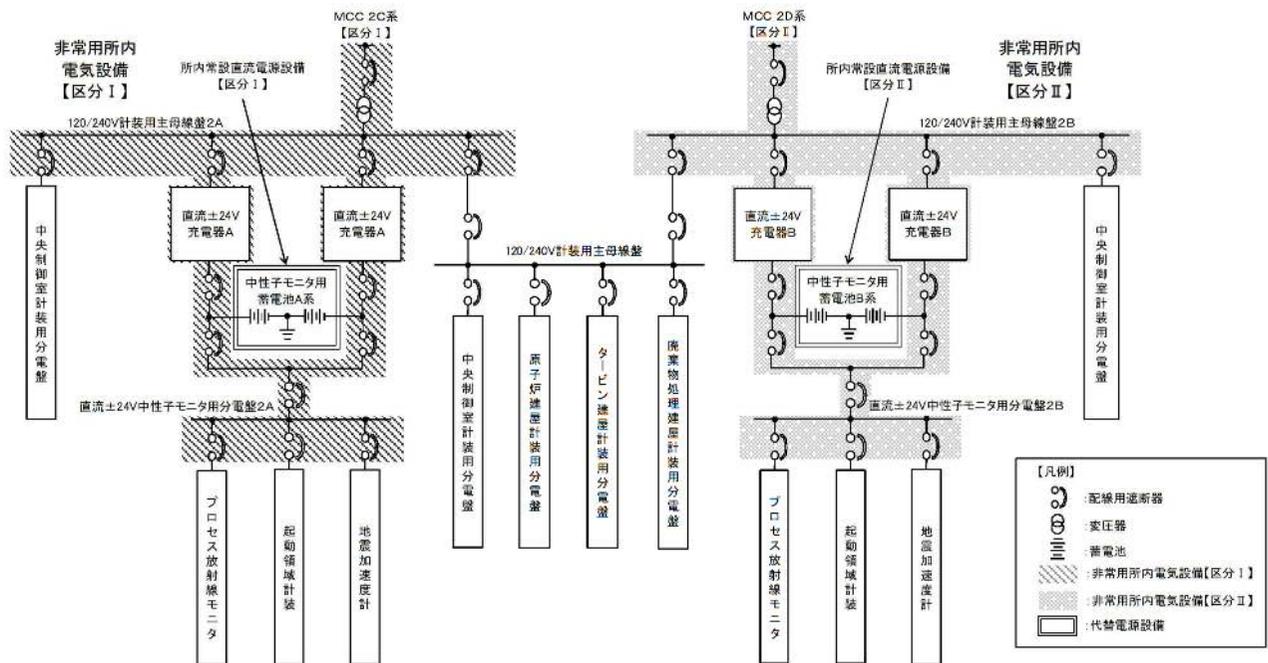
形 式	単相同期発電機
台 数	2
定格容量	約18.75kVA
電 圧	120V
周 波 数	50Hz

c. 計装用交流母線

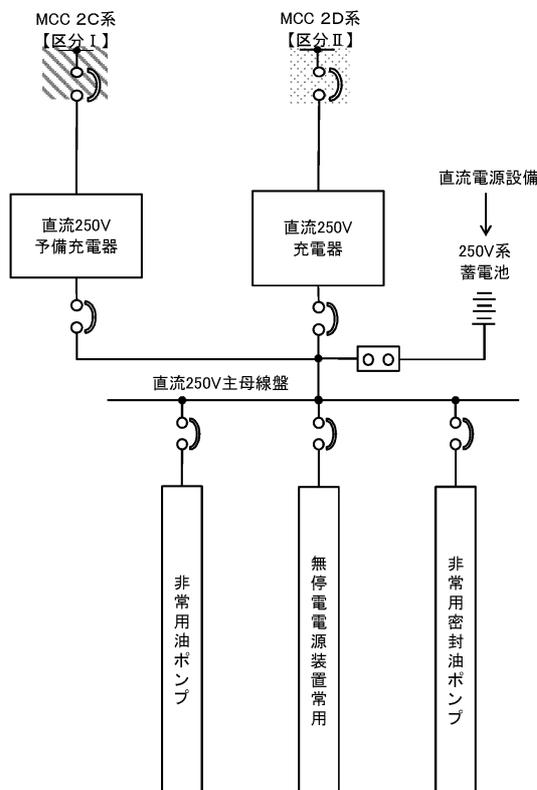
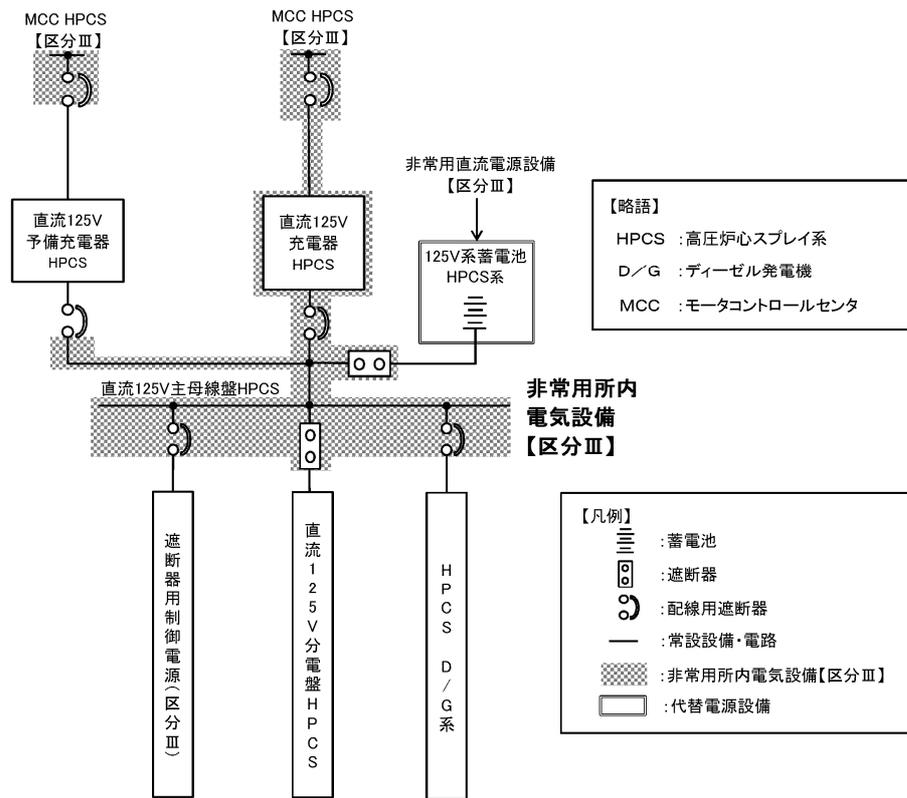
個 数	4
電 圧	120V/ 240V (2個)
	120V (2個)



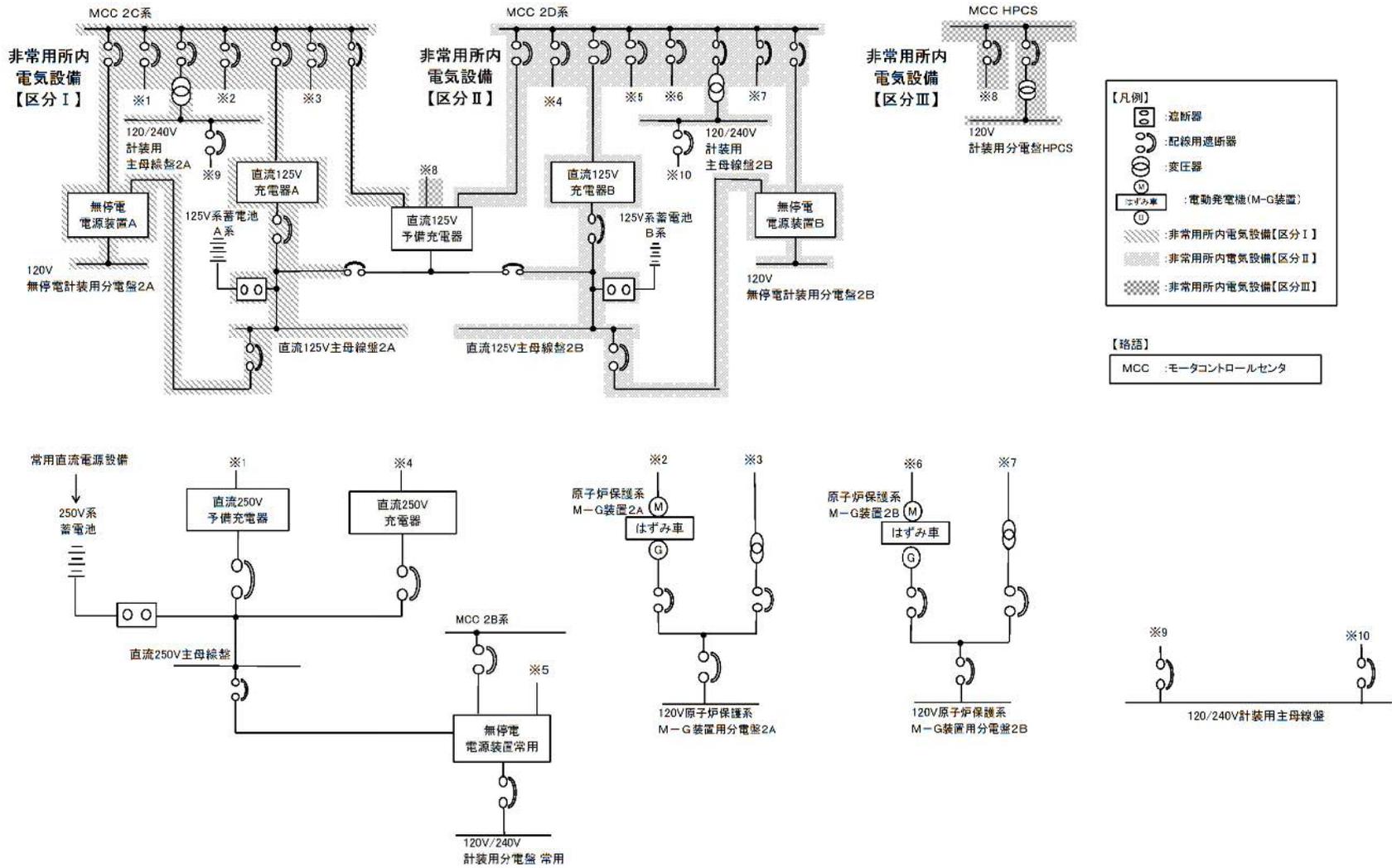
第 10.1—3 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図

2. 全交流動力電源喪失対策設備

2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1) 概要

非常用所内電気設備は外部電源から受電可能な設計としているが、外部電源が喪失した場合においても、設計基準事故に対処するために必要な設備への給電が可能となるよう、非常用交流電源設備として非常用ディーゼル発電機2系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1系統（区分Ⅲ）を設置する。また、非常用直流電源設備として、それぞれ独立した蓄電池，充電器，及び分電盤等で構成する3系統5組の直流電源設備を設置する。なお，非常用直流電源設備のうち，直流母線電圧が125Vの3系統3組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流125V蓄電池で構成し，主要な負荷は，ディーゼル発電機初期励磁，メタルクラッド開閉装置（以下「M/C」という），パワーセンタ（以下「P/C」という）遮断器の制御電源，計測制御系統設備等であり，直流母線電圧が±24Vの2系統2組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子モニタ用蓄電池で構成し，主要な負荷は起動領域計装等である。非常用直流電源設備は，いずれの1区分が故障しても，残りの区分で非常用ディーゼル発電機もしくは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，設計基準事故に対処するために必要な設備へ電力を供給することにより，原子炉の安全が確保できる設計とする。

また，外部電源が喪失し，更に3系統のディーゼル発電機が同時に機能喪失して全交流動力電源喪失が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から供給開始するまでの間，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用直流電源設備によって発電用原子炉を安全に停止し，発電用原子炉の停止後の原子炉冷却を行うとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作

することができるよう、これらの設備の動作に必要な電力が供給できる設備とする。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 2.1-1 表に、直流電源単線結線図を第 2.1-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される設計とする。

また、計測制御用電源単線結線図について第 2.1-2 図に示す。

(2) 蓄電池からの電力供給時間

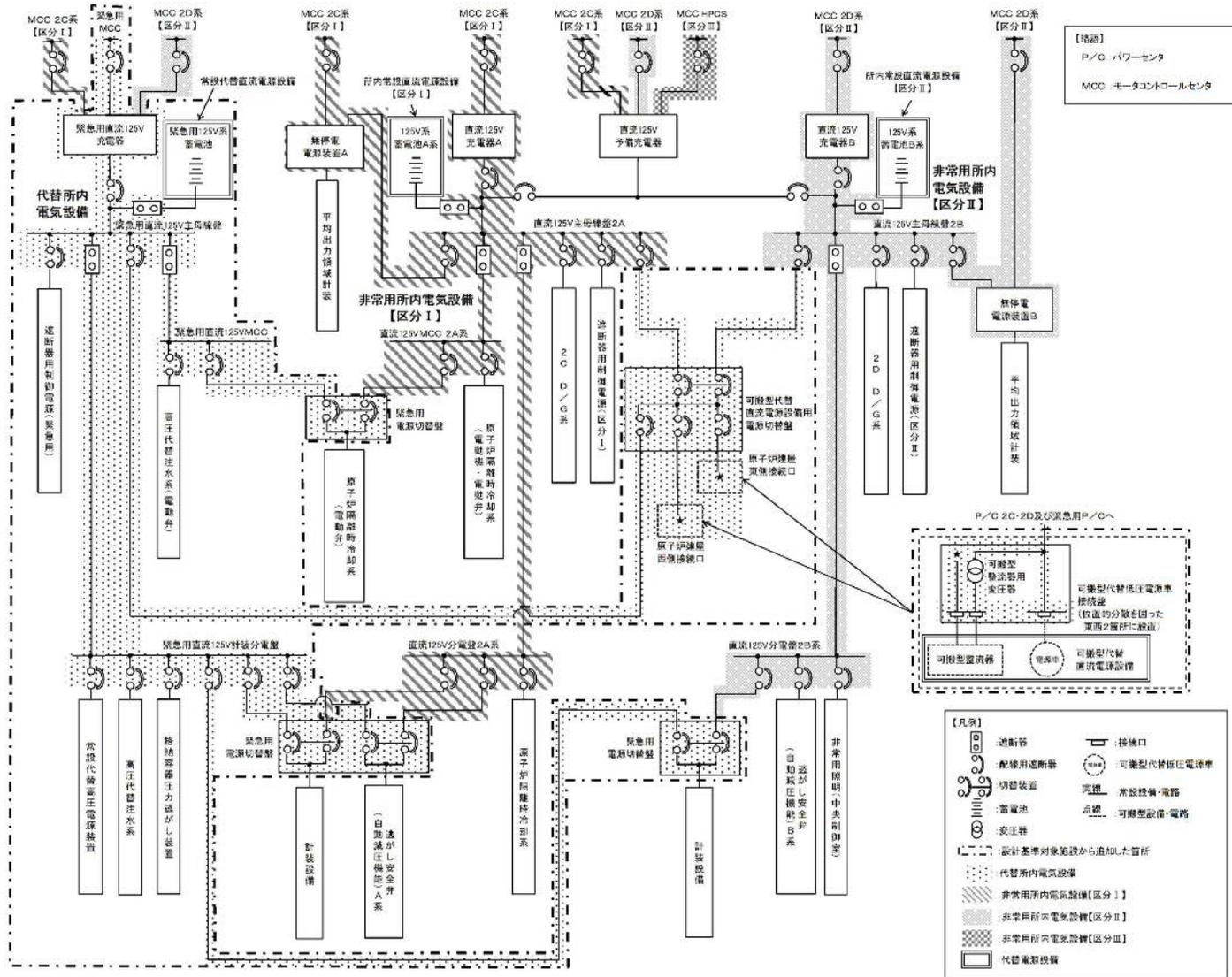
全交流動力電源喪失に備えて、非常用直流電源設備は発電用原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間給電できる蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 95 分以内（別紙 1 に示す）に給電を行うが、万一、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 180 分以内（全交流動力電源喪失後 275 分以内）に非常用所内電気設備へ給電を行う。（可搬型代替低圧電源設備から電力供給を開始する時間については別紙 2 に示す）

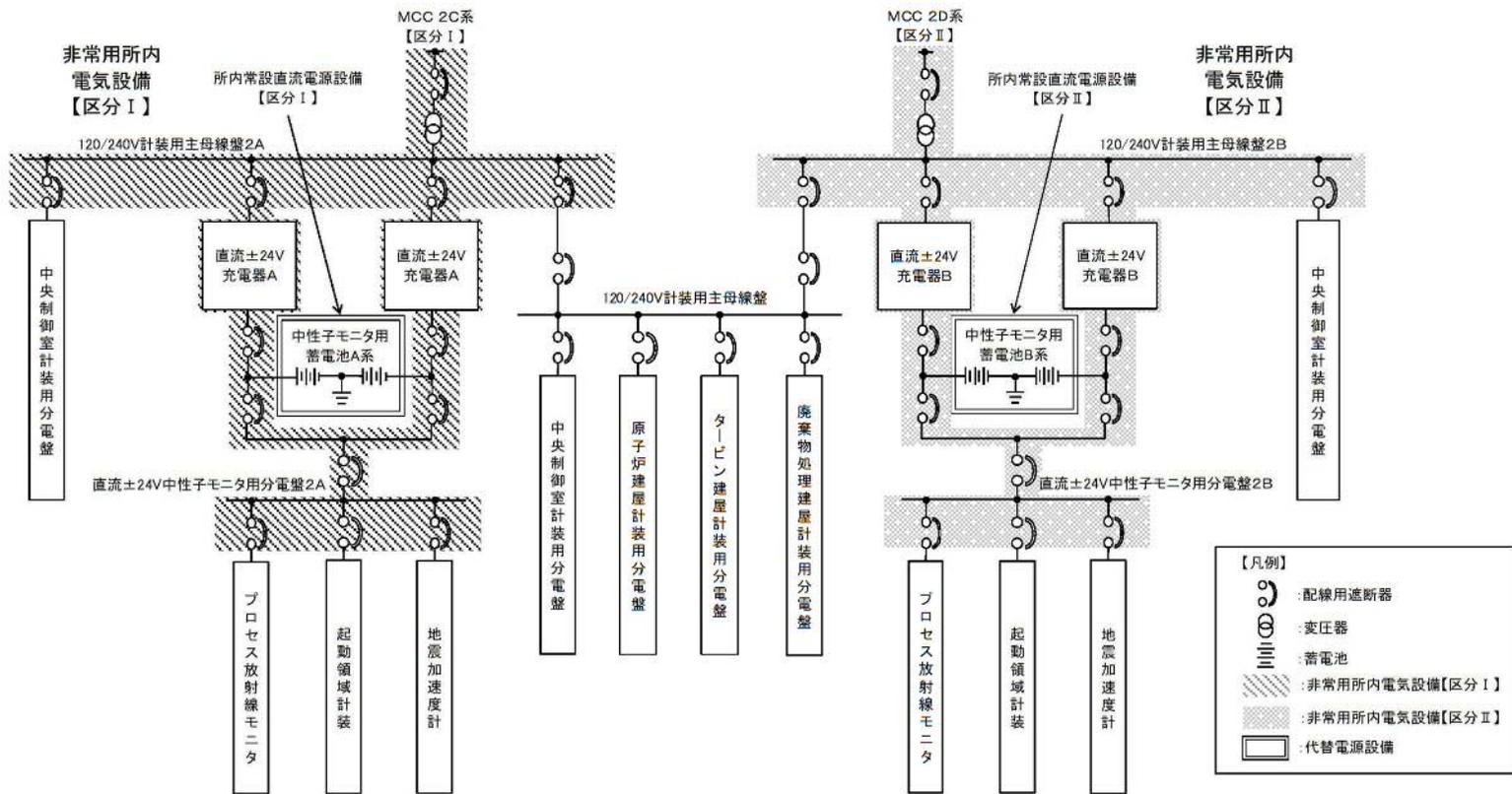
蓄電池（非常用）は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間電力供給できる設計とする。

第 2.1-1 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様

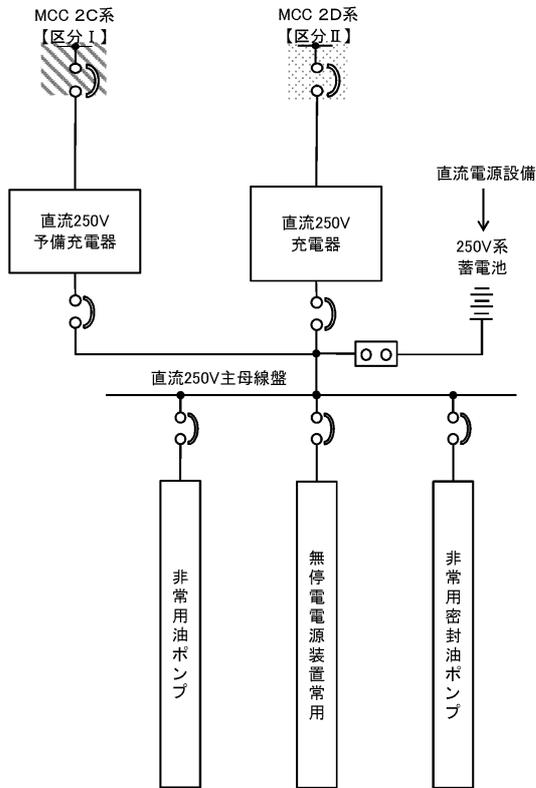
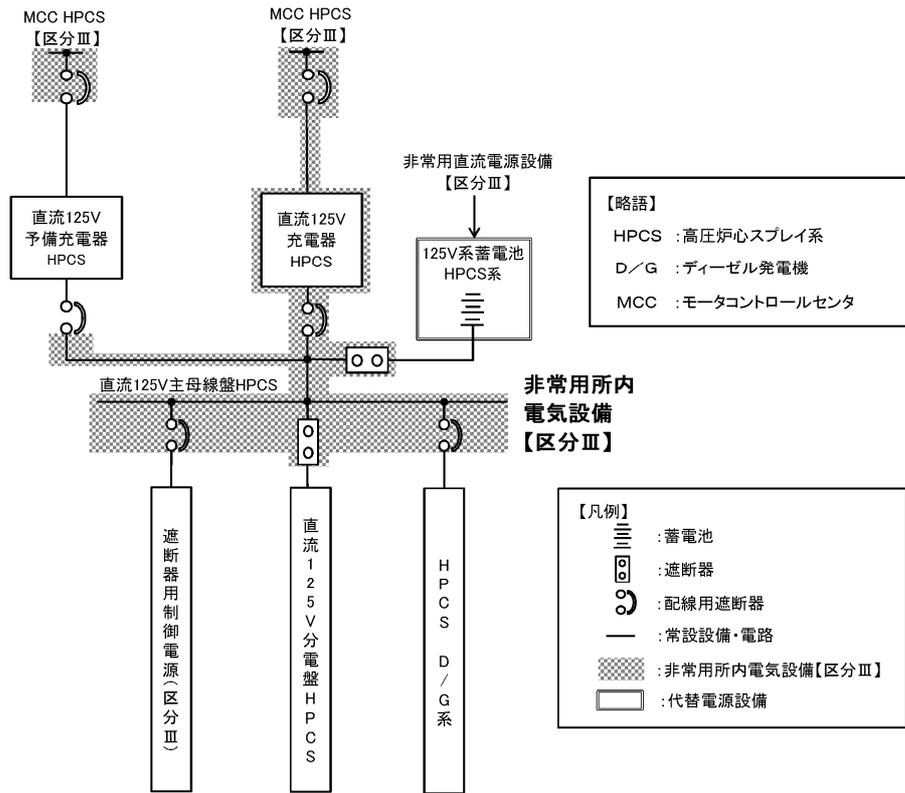
	設計基準事故対処設備 (DB) (重大事故等対処設備を兼ねる)					(参考) 重大事故等 対処設備 (SA)
	125V 系蓄電池 A系 (区分Ⅰ)	125V 系蓄電池 B系 (区分Ⅱ)	中性子 モニタ用 蓄電池A系 (区分Ⅰ)	中性子 モニタ用 蓄電池B系 (区分Ⅱ)	125V 系蓄電池 HPCS系 (区分Ⅲ) ※ ※全交流動力電源 喪失対策設備に は含まれない	緊急用 125V 系蓄電池
蓄電池 電 圧 容 量	125V 約 6,000Ah	125V 約 6,000Ah	±24V 約 150Ah	±24V 約 150Ah	125V 約 500Ah	125V 約 6,000Ah
充電器 個 数	2 (予備 1)		2	2	1 (予備 1)	1
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)



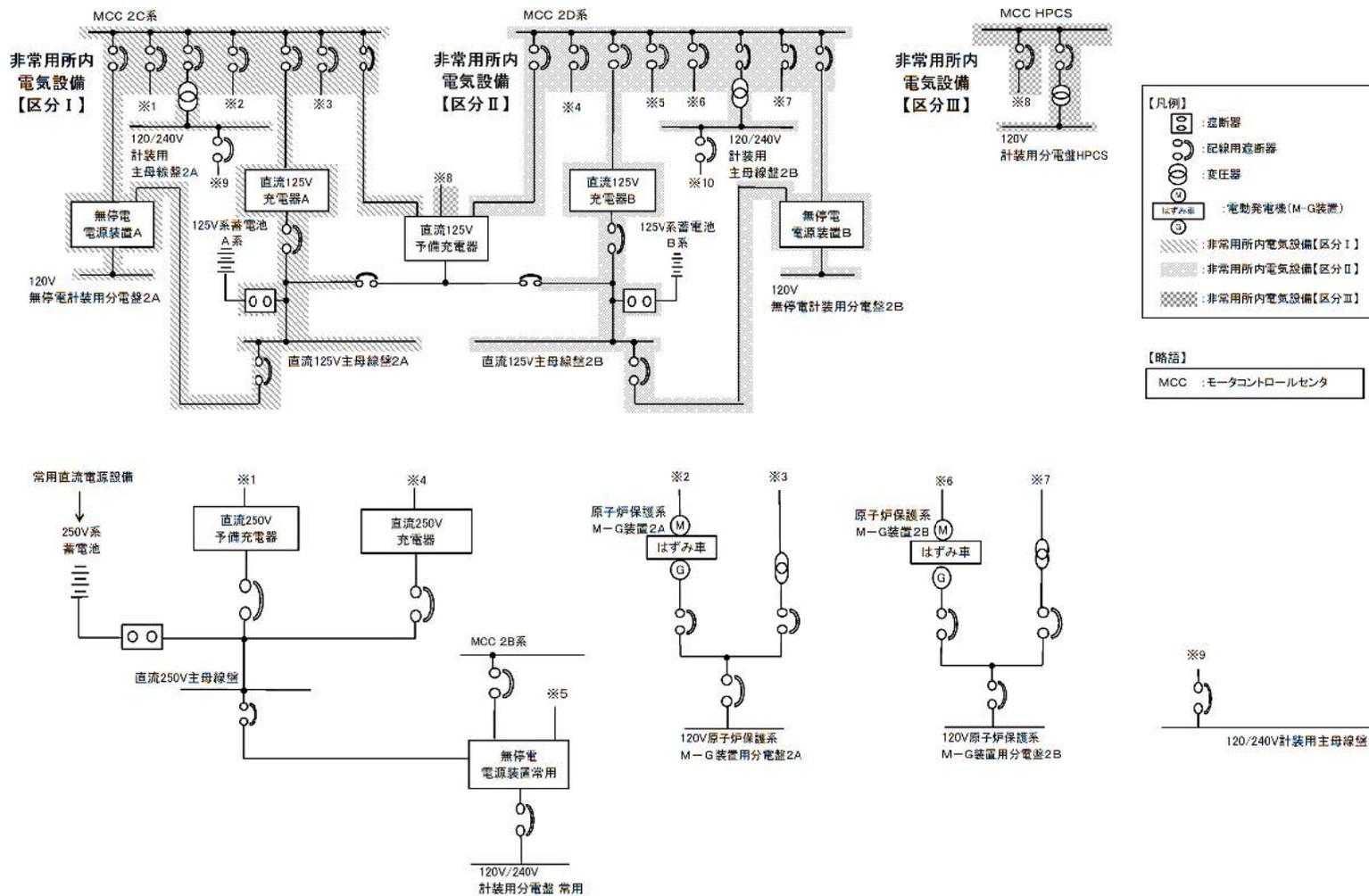
第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 2.1-2 図 計測制御用電源単線結線図

2.2 全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流設備について

(1) 基本的な考え方

全交流動力電源喪失時に、重大事故等に対処するための常設代替交流電源設備から電力が供給されるまでの間、事象緩和に直接的に期待する設備、事象緩和に直接的には期待しないが、事故対応において必要となる設備及び事故対応に必要なはないが安定した電力供給を行う必要がある設備に直流電源からの供給を行う設計とする。

(2) 非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備の選定方針

非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備のうち、全交流動力電源喪失時の対応上必要となる設備は、発電用原子炉の停止、発電用原子炉停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性確認を担う設備であり、その有効性を確認している全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備の中から選定することとする。

また、全交流動力電源喪失時において、事象緩和に直接的には期待しないが、全交流動力電源喪失時の事故対応において必要となる通信連絡設備等についても選定することとする。

(3) 非常用直流電源設備から電力供給する設備の分類

全交流動力電源喪失時に直流電源設備に接続する設備について、既設計で、非常用直流蓄電池の負荷となっているものは、そのままの負荷とすることを前提に以下の分類とした。

A-1 非常用直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備

- ① 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対応設備（重大事故等対応設備を兼ねるものも含む）であって、全交

流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。

- ② 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備。
- ③ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。
- ④ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備。

A-2 非常用直流電源設備に接続するが，全交流動力電源喪失時に切離しが可能な以下の設備。

- ① 既設で非常用直流電源設備の負荷であって，全交流動力電源喪失時に期待しない設備。
- ② 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に期待しないが，安定した電力供給が必要な設備

B-1 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

- ① 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。
- ② 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待し

ないが、事故対応において必要となる設備。

B-2 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）
であって、全交流動力電源喪失時に期待しないが、安定した電力供給が必要な設備

上記設備分類のフロー図を第 2.2-1 図に示す。また、全交流動力電源喪失時に必要となる設備を第 2.2-1 表に示す。

全交流動力電源喪失時に期待する重大事故等対処設備と設置許可基準規則との整理を第 2.2-2 表に、有効性評価の事故シーケンスグループ等と期待する設備の整理を第 2.2-3 表に示す。

(4) 非常用直流電源設備からの電力供給を要求する時間の設定方針及び対象設備

全交流動力電源喪失時に期待する設備は、用途に応じて機能維持すべき時間が異なる。このため、(3)で分類した非常用直流電源設備から給電される設備の要求時間設定方針を整理する。また、設定した要求時間及び設備の詳細を第 2.2-1 表に示す。

蓄電池の容量設定における要求時間設定においては、包絡的に設定する観点から、蓄電池負荷としては最大となる全交流動力電源喪失が長時間継続する有効性評価「全交流動力電源喪失（長期 T B）」及び同時発生することが想定される使用済燃料プールの冷却機能喪失状態を想定する。

a. 外部電源喪失から 1 分まで

全交流動力電源喪失が発生する起因として、外部電源喪失が考えられる。この場合、交流動力電源を確保するためにディーゼル発電機が

自動起動する。ディーゼル発電機から電力供給には、直流電源が必要となるが、この動作は 10 秒以内に完了する。

このため、ディーゼル発電機からの電力供給に係る要求時間を、保守的に 1 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

非常用ディーゼル発電機初期励磁

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁

M/C 及び P/C 遮断器の制御電源

(下線部：建設時、直流の電力供給を必要とした設備)

b. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失）から 60 分まで

ディーゼル発電機から電力供給に失敗（全交流動力電源喪失）した場合、(2) 及び (3) で選定した設備によって、事故対応を行う。このうち、原子炉停止状態の確認は、原子炉スクラム後数分以内に完了するため、原子炉停止及びその状態の確認に係る設備は、以降事故対応上必須ではなくなる。

このため、これら設備に係る要求時間を、未臨界状態が維持されていることの確認時間も含めて保守的に 60 分間と設定する。

なお、これら設備のうち、中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しが可能な設備については、60 分以内に切り離しを行う。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

平均出力領域計装

c. 全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

全交流動力電源喪失から 95 分後には、常設代替交流電源設備（常設

代替高圧電源装置) から電力供給が可能であり、蓄電池からの電力供給は不要となる。

このため、基本的に要求時間は 95 分と設定する。なお、有効性評価の全交流動力電源喪失では、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置)からの給電に期待していないことを考慮し、この場合の重大事故等対応に係る設備については 95 分以降も蓄電池からの給電を行うものとする。このうち、原子炉隔離時冷却系等 8 時間までの作動に期待する設備については、要求時間を 8 時間と設定する。

また、蓄電池(非常用) 2 区分からの給電が確保されている計装設備の一部について、全交流動力電源喪失で、同様の計装設備が重大事故等対処設備で確保している設備に対し、設計基準事故対処設備のうち 1 系統については、要求時間を 8 時間と設定する。

なお、8 時間以降に不要となる設備のうち、容易な操作で負荷削減に効果がある負荷については、切り離しを行うこととする。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

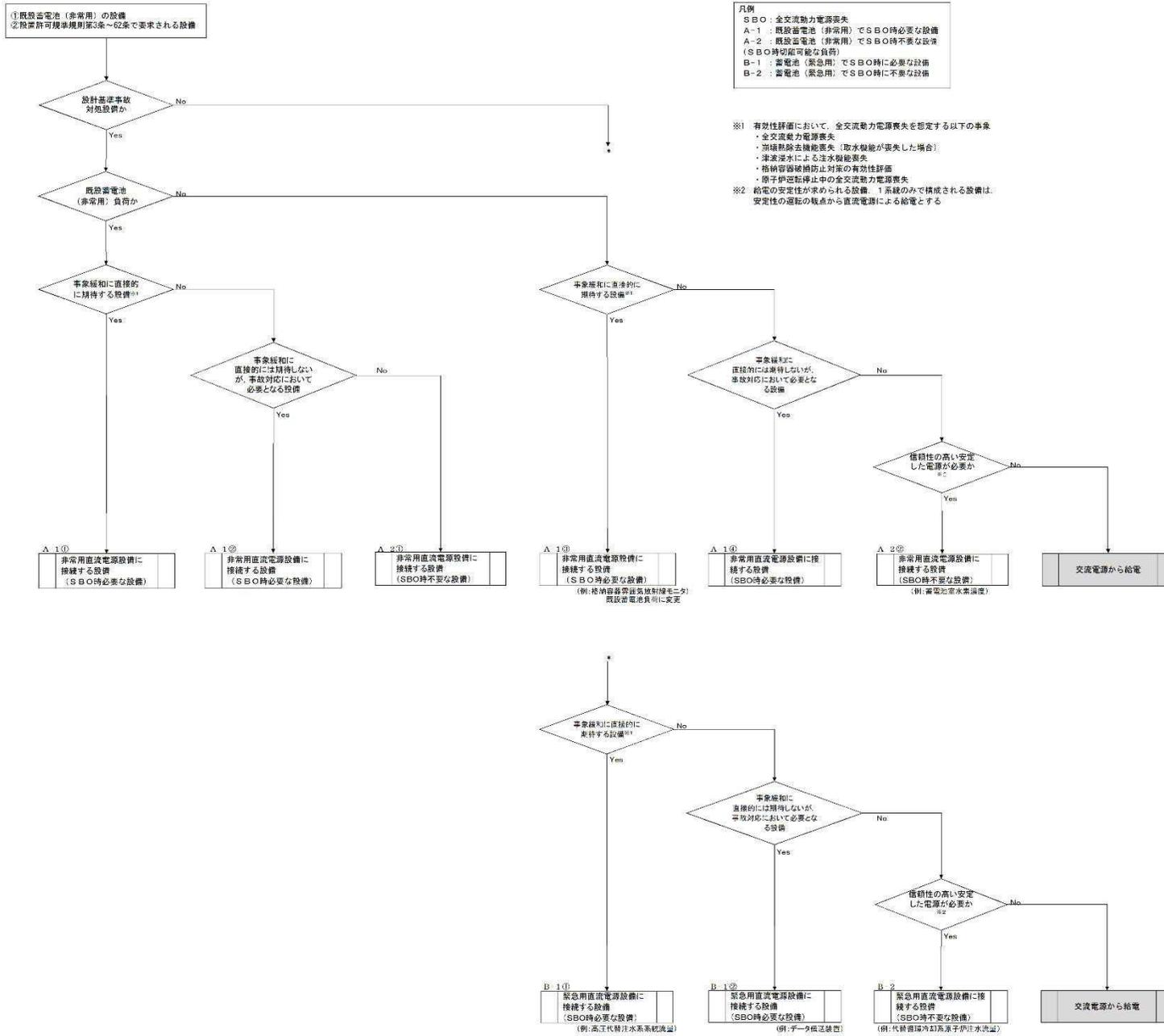
原子炉隔離時冷却系，直流非常灯

原子炉水位(広帯域)，原子炉水位(燃料域)，原子炉圧力

(下線部：建設時，直流の電力供給を必要とした設備)

d. 全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

c. の給電対象設備のうち、切り離しを行っていない残りの設備を給電継続対象設備とする。ここでの要求時間は、有効性評価の全交流動力電源喪失では 24 時間交流動力電源設備からの給電に期待していないこと、設置許可基準規則第 57 条では 24 時間蓄電池からの給電を要求していることを考慮し、24 時間を設定する。



第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（1/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時	注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時						
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4 条	地震による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	●④	—	—	—	95 分	9 時間	—	—	—	—
			5-2	潮位計	DB	●④	—	—	—	95 分	9 時間	—	—	—	—
			5-3	取水ピット水位計	DB	●④	—	—	—	95 分	9 時間	—	—	—	—
6 条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	—	第 26 条（原子炉制御室等）で抽出した設備により監視を行う											
7 条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	—	●②	—	●	95 分	9 時間	9 時間	—	—	24 時間
9 条	溢水による損傷の防止等	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
10 条	誤操作の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	●②	—	—	—	95 分	9 時間	24 時間	—	—	—
12 条	安全施設	有	—	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											
13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	—	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（2/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用） （参考）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参 考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 要 B 負 O 荷 時	不 要 B 負 O 荷 時	注 必 要 B 負 O 荷 時	不 要 B 負 O 荷 時						
15 条	炉心等	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度 （SA 広域）（54-1 と同じ）	DB/ SA	第 54 条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）の（54-1）で整理して記載									
			16-2	使用済燃料プールライナードレン 漏えい検知	DB	—	●①	—	—	95 分	24 時間	—	—	—	—
			16-3	原子炉建屋燃料取替床換気系排気 ダクト放射線モニタ	DB	—	●②	—	—	95 分	9 時間	9 時間	—	—	—
			16-4	原子炉建屋換気系排気ダクト放射 線モニタ	DB	—	●②	—	—	95 分	9 時間	9 時間	—	—	—
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
18 条	蒸気タービン	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 （21-2, 46-1 と同じ）	DB/ SA	第 46 条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の（46-1）で整理して記載									
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系*2 （21-1, 45-2 と同じ）	DB/ SA	第 45 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の（45-2）で整理して記載									
21 条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系*2 （20-1, 45-2 と同じ）	DB/ SA	第 45 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の（45-2）で整理して記載									
			21-2	逃がし安全弁 （19-1, 46-1 と同じ）	DB/ SA	第 46 条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の（46-1）で整理して記載									
22 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装*3 （58-1 と同じ）	DB/ SA	●③	—	—	—	60 分	60 分	60 分	—	—	—
			23-2	起動領域計装*3 （58-2 と同じ）	DB/ SA	●①	—	—	—	60 分	—	—	4 時間	—	—

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（3/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	(参考) 蓄電池（緊急用）				要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）			区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参 考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						A-1 注 必 S 要 B 負 O 荷 時	A-2 不 S 要 B 負 O 荷 時	B-1 注 必 S 要 B 負 O 荷 時	B-2 不 S 要 B 負 O 荷 時						
23 条	計測制御系統施設	無	23-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (58-3 と同じ)	DB/ SA	第 58 条(計測設備)の (58-3) で整理して記載									
			23-4	原子炉圧力 (58-5 と同じ)	DB/ SA	第 58 条(計測設備)の (58-5) で整理して記載									
			23-5	ドライウエル圧力 (DB)	DB	●②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-	-
			23-6	サプレッション・プール水温度 (DB)	DB	●②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-	-
			23-7	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (58-13 と同じ)	DB/ SA	第 58 条(計測設備)の (58-13) で整理して記載									
			23-8	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (58-14 と同じ)	DB/ SA	第 58 条(計測設備)の (58-14) で整理して記載									
			23-9	サプレッション・プール水位 (DB)	DB	●②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-	-
			23-10	原子炉隔離時冷却系系統流量 (58-21 と同じ)	DB/ SA	第 58 条(計測設備)の (58-21) で整理して記載									
24 条	安全保護回路	有	24-1	安全保護系	DB	●②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-	-
25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備 (構内監視カメラ等) *4	DB	●②	-	-	-	95 分	9 時間	-	-	-	-
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（4/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	(参考)				要求 時間	蓄電池からの電力供給時間					
						蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）			区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池	
						注) 必 要 負 荷 時	S 要 負 荷 時	注) 必 要 負 荷 時	S 要 負 荷 時							
29 条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
31 条	監視設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
32 条	原子炉格納施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
33 条	保安電源設備	有	33-1	M/C、P/C 遮断器の制御電源	DB/ SA	●②	-	-	-	1分	1分	1分	-	-	-	
			33-2	M/C 遮断器の制御電源	DB/ SA	-	●①	-	-	1分	-	-	-	1分	-	
			33-3	非常用ディーゼル発電機期励磁	DB/ SA	-	●①	-	-	1分	1分	1分	-	-	-	-
			33-4	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁	DB/ SA	-	●①	-	-	1分	-	-	-	-	1分	-
34 条	緊急時対策所	有	34-1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
35 条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備	DB	●②	-	-	-	8時間	24時間	-	-	-	-	
			35-2	衛星電話設備(62-1と同じ)	DB/ SA	第 62 条(通信連絡を行うために必要な設備)の(62-1)で整理して記載										
			35-3	データ伝送装置(62-2と同じ)	DB/ SA	第 62 条(通信連絡を行うために必要な設備)の(62-2)で整理して記載										
36 条	補助ボイラー	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
37 条	重大事故等の拡大の防止等	有	-	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う												

14 条-34

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（5/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能 ^{*1}	(参考)				要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）			区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時	注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時						
38 条	重大事故等対処施設の地盤	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
39 条	地震による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
40 条	津波による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
41 条	火災による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
42 条	特定重大事故等対処施設	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
43 条	重大事故等対処設備	有	-	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											
44 条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	S A	●①	-	-	-	60 分	9 時間	9 時間	-	-	-
			44-2	A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）	S A	●①	-	-	-	60 分	9 時間	9 時間	-	-	-
45 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1	高圧代替注水系 ^{*5} （51-1 と同じ）	S A	-	-	●①	-	8 時間	-	-	-	-	24 時間
			45-2	原子炉隔離時冷却系 ^{*2, *5, *11} （20-1, 21-1 と同じ）	D B / S A	●①	-	-	-	8 時間	24 時間	-	-	-	24 時間
46 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	有	46-1	逃がし安全弁 ^{*11} （19-1, 21-2 と同じ）	D B / S A	●①	-	●①	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
47 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント系 ^{*6}	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（6/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用） (参考)		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 要 S 負 O 荷 時	不 必 要 S 負 O 荷 時	注 必 要 S 負 O 荷 時	不 必 要 S 負 O 荷 時						
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-2	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (50-1, 52-1, 58-25 と同じ)	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
50 条	原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 52-1, 58-25 と同じ)	S A	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の (48-2) で整理して記載									
51 条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	有	51-1	高压代替注水系 (45-1 と同じ)	S A	-	-	●①	-	8 時間	-	-	-	-	24 時間
52 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	有	52-1	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 50-1, 58-25 と同じ)	S A	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の (48-2) で整理して記載									
53 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	有	53-1	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	S A	-	-	-	● ^{*12}	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			53-2	原子炉建屋水素濃度	S A	-	-	-	● ^{*12}	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			53-3	原子炉ウェル水位	自主	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ^{*11} (16-1 と同じ)	D B / S A	●③	-	●①	-	24 時間	-	24 時間	-	-	24 時間
			54-2	使用済燃料プール温度 (S A)	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（7/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	(参考) 蓄電池（緊急用）				要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）			区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						A-1 注 必 S 要 B 負 O 荷 時	A-2 不 S 要 B 負 O 荷 時	B-1 注 必 S 要 B 負 O 荷 時	B-2 不 S 要 B 負 O 荷 時						
55 条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
56 条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
57 条	電源設備	有	-	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											
58 条	計装設備	有	58-1	平均出力領域計装*3 (23-1 と同じ)	D B / S A	第 23 条(計測制御系統施設)の(23-1)で整理して記載									
			58-2	起動領域計装*3 (23-2 と同じ)	D B / S A	第 23 条(計測制御系統施設)の(23-2)で整理して記載									
			58-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (23-3 と同じ)	D B / S A	●①	-	-	-	24 時間	24 時間	9 時間	-	-	-
			58-4	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-5	原子炉圧力（23-4 と同じ）	D B / S A	●①	-	-	-	24 時間	24 時間	9 時間	-	-	-
			58-6	原子炉圧力（S A）	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-8	ドライウエル圧力	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-9	サプレッション・チェンバ圧力	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-10	ドライウエル券囲気温度	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-11	サプレッション・チェンバ券囲気 温度	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（8/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		(参考) 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						注) 必 要 B 負 O 荷時	不 S 要 B 負 O 荷時	注) 必 要 B 負 O 荷時	不 S 要 B 負 O 荷時						
58 条	計装設備	有	58-12	サプレッション・プール水温度	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (23-7 と同じ) *11	DB / SA	●①	-	●①	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
			58-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) *11 (23-8 と同じ)	DB / SA	●①	-	●①	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
			58-15	サプレッション・プール水位	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-16	格納容器下部水位	SA	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-17	代替淡水貯槽水位	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-18	高圧代替注水系系統流量	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-19	低圧代替注水系原子炉注水流量*8	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-20	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-21	原子炉隔離時冷却系系統流量 (23-10 と同じ)	DB / SA	●①	-	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	-
			58-22	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量*9	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-23	低圧代替注水系格納容器下部注水流量*10	SA	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-24	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	SA	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-25	格納容器圧力逃がし装置*7 (48-2, 50-1, 52-1 と同じ)	SA	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の (48-2) で整理して記載									

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（9/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						注) 必 要 B 負 O 荷時	不 必 要 B 負 O 荷時	注) 必 要 B 負 O 荷時	不 必 要 B 負 O 荷時						
58 条	計装設備	有	58-26	耐圧強化ベント系放射線モニタ	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-27	代替循環冷却系ポンプ入口温度	S A	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-28	原子炉建屋水素濃度	S A	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-29	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	D B / S A	●②	-	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	-
			58-30	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-31	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	D B / S A	-	●①	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	-
			58-32	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	D B / S A	-	●①	-	-	24 時間	24 時間	9 時間	-	-	-
			58-33	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	S A	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-34	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	●④	-	●②	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
			58-35	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	S A	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-36	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	S A	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-37	格納容器下部水温	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
59 条	原子炉制御室	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
60 条	監視測定設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
61 条	緊急時対策所	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（10/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		(参考) 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時	注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時						
62 条	通信連絡を行うために必要な 設備	有	62-1	衛星電話設備 (35-2 と同じ)	D B / S A	●④	—	●②	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間
			62-2	データ伝送装置 (35-3 と同じ)	D B / S A	●④	—	●②	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

(凡例)

■ : 区分Ⅰの蓄電池(125V系蓄電池A系)から電力供給

■ : 区分Ⅱの蓄電池(125V系蓄電池B系)から電力供給

■ : 中性子モニタ用蓄電池A系又は中性子モニタ用蓄電池B系から電力供給

■ : 区分Ⅲの蓄電池(125V系蓄電池HPCS系)から電力供給

■ : 緊急用125V系蓄電池から電力供給

— : 建設時直流の電力供給を必要としていた設備

(略語)

D/W : ドライウェル

S/C : サプレッション・チェンバ

- ※1 DBは設計基準事故対処設備を示す。SAは重大事故等対処設備を示す。自主は自主対策設備を示す。
- ※2 重大事故等対処設備である高圧代替注水系と共用している電動弁については、緊急用125V系蓄電池から供給可能な設計とする。
- ※3 平均出力領域計装及び起動領域計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うため、蓄電池から当該設備への給電時間は、60分間で設定する。なお、起動領域計装については全交流動力電源喪失後約4時間監視可能である。
- ※4 外の状況を監視する設備は、構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計、気象観測設備、モニタリング・ポスト等がある。このうち構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計は、全交流動力電源喪失後約8時間監視可能である。
- ※5 全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系による原子炉への

注水に失敗している場合は、重大事故等対処設備である高圧代替注水系により、原子炉への注水が可能な設計とする。

- ※6 耐圧強化ベント系は、耐圧強化ベント系放射線モニタを示す。
- ※7 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置入口水素濃度を示す。
- ※8 低圧代替注水系原子炉注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水流量の監視に用いる。
- ※9 低圧代替注水系格納容器スプレー流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器へのスプレー流量の監視に用いる。
- ※10 低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水流量の監視に用いる。
- ※11 区分Ⅰ又は区分Ⅱの蓄電池から電力供給ができない場合には、電源切替盤にて電源切替操作することにより、緊急用 125V 系蓄電池から電力供給が可能である。
- ※12 原則、直流機器を選定することで監視システム設備の構成上有利となる。

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備(1/3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)															
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	
原子炉圧力容器温度	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉圧力	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉圧力 (S A)	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (広帯域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (燃料域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (S A 広帯域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (S A 燃料域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
高压代替注水系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
ドライウエル雰囲気温度	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・プール水温度	○	-	○	-	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	○	
格納容器下部水温	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
ドライウエル圧力	-	-	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・チェンバ圧力	-	-	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・プール水位	-	○	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	○	-	○	
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
格納容器内水素濃度 (S A)	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	-	-	○	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	-	-	○	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
起動領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
平均出力領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置水位	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備 (2/3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
代替淡水貯槽水位	-	-	-	○	-	○	-	○	○	-	○	-	○	-	○
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	○
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	○	○	-	-	-	○
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○
格納容器内酸素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高圧炉心スプレイ系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系系統流量	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	○
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	○	-	-	○	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備 (3/3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
残留熱除去系熱交換器出口温度	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系海水系系統流量	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
西側淡水貯水設備水位	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	○	-	○	-	○

■ : 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (1/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
【動力電源対象】																							
原子炉隔離時冷却系	-	-	○	-	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高压代替注水系	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-
【制御電源対象】																							
原子炉圧力容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-
原子炉圧力 (SA)	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-
原子炉水位 (広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉水位 (SA広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (SA燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高压代替注水系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	○	-	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (2/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	○	-	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウェル雰囲気温度	-	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水温度	-	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器下部水温	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウェル圧力	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ圧力	○	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水位	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内水素濃度 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (3/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
起動領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置圧力	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替淡水貯槽水位	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (4/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内酸素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (5/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
残留熱除去系海水系系統流量	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
残留熱除去系海水系系統流量	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
西側淡水貯水設備水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

(凡例)

☒: 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している事故シーケンス及び設備

■: 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

(5) 全交流動力電源喪失時の電力供給の方法

125V系蓄電池A系又は125V系蓄電池B系から24時間電力供給が必要な直流設備に電力源供給を行う場合、蓄電池の容量を考慮し、下記のとおり不要な負荷の切離し操作を行う。

【全交流動力電源喪失から60分以内】

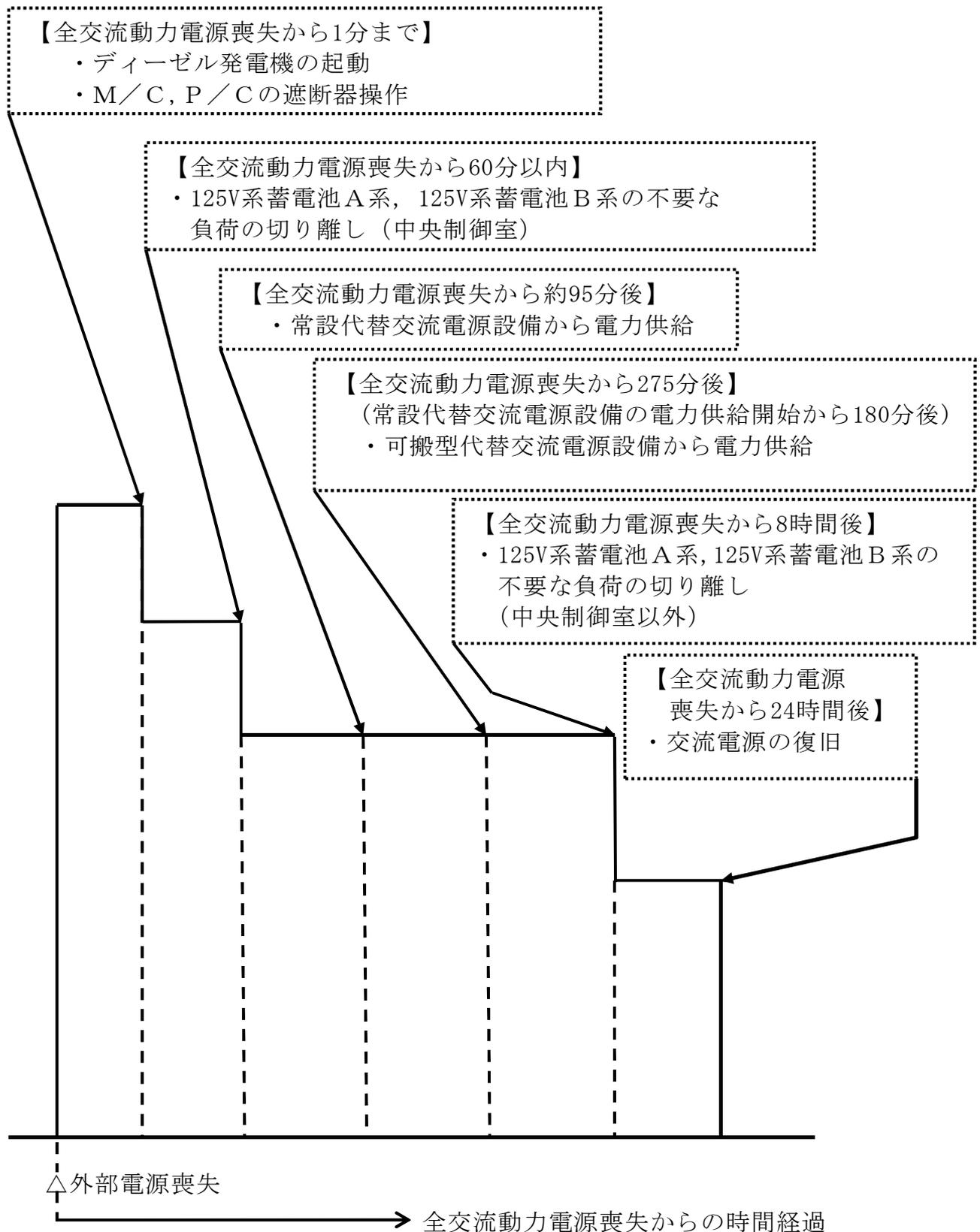
- ・125V系蓄電池A系の不要な負荷の切り離し^{※1}
- ・125V系蓄電池B系の不要な負荷の切り離し^{※1}

※1 中央制御室または隣接する電気室等において簡易な操作にて切り離し可能な負荷

【全交流動力電源喪失から8時間後】

- ・125V系蓄電池A系の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）
- ・125V系蓄電池B系の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）

全交流動力電源喪失直後から24時間後までの間に考慮する設備操作の時刻系列を第2.2-2図に示す。



第 2.2-2 図 全交流動力電源喪失発生以降において考慮する設備操作の時系列

2.3 電気容量の設定

2.3.1 蓄電池（非常用）の容量について

2.3.1.1 蓄電池（非常用）の運用方法について

蓄電池（非常用）の運用方法は以下のとおり。

(1) 125V 系蓄電池 A 系（区分Ⅰ）

全交流動力電源喪失から 60 分後に 125V 系蓄電池 A 系の不要な負荷のうち中央制御室にて簡易な操作により切り離し可能な負荷について、切り離しを行う。その後、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16 時間にわたり使用する。

(2) 125V 系蓄電池 B 系（区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から 60 分後に 125V 系蓄電池 B 系の不要な負荷のうち中央制御室にて簡易な操作により切り離し可能な負荷について、切り離しを行う。その後、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16 時間にわたり使用する。

(3) 125V 系蓄電池 H P C S 系（区分Ⅲ）

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 24 時間後まで使用する。

(4) 中性子モニタ用蓄電池（A 系：区分Ⅰ，B 系：区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 4 時間後まで使用する。

2.3.1.2 125V系蓄電池A系の容量

(1) 125V系蓄電池A系の負荷内訳

125V系蓄電池A系は、以下の第2.3.1-1表に示す負荷に電力を供給する。また、125V系蓄電池A系による負荷給電パターンを、第2.3.1-1図に示す。

第2.3.1-1表 125V系蓄電池A系負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間 ^{※1}	9-24時間
M/C, P/C遮断器の制御電源				
2C非常用ディーゼル発電機初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
その他の負荷 ^{※3}				
合計	1,750	255	238	134

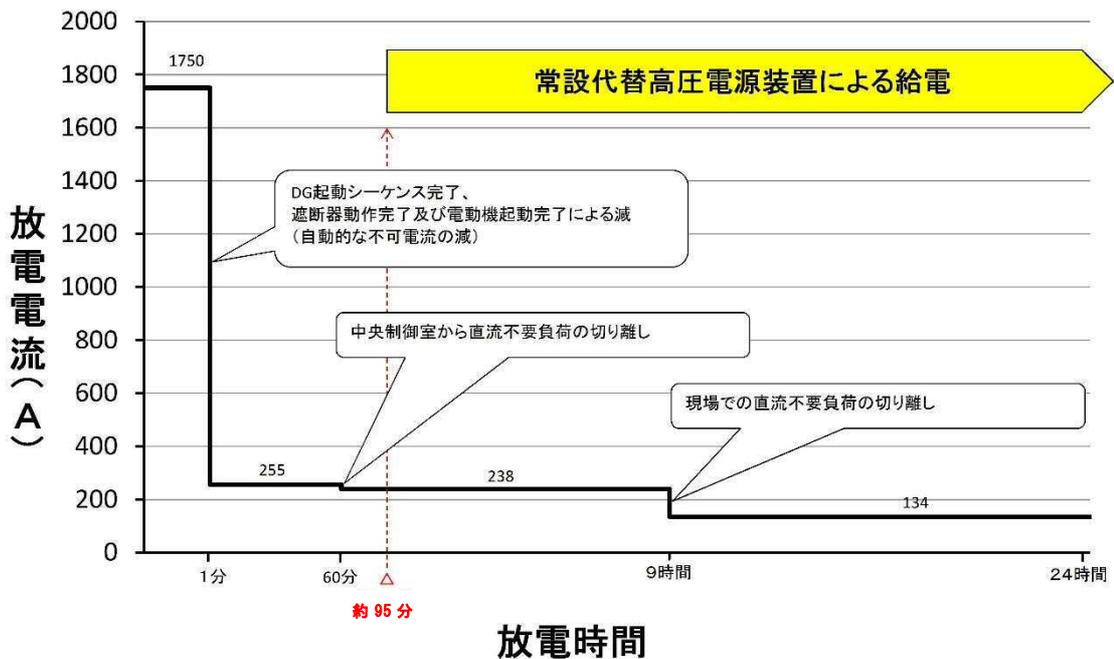
単位：A

※1 事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し、容量計算では9時間まで給電を継続するものとしている。

※2 2C非常用ディーゼル発電機初期励磁はM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、2C非常用ディーゼル発電機初期励磁電流  はM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）に1分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算す

る。

※3 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳」に示す。



第 2.3.1-1 図 125V 系蓄電池 A系負荷給電パターン

(2) 125V 系蓄電池 A系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙 6 に示す。）

① 1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1,750] = 1,444 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 1,750 \text{ (A)}$$

② 60 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1,750 + 1.98 \times (255 - 1,750)]$$

$$= 675 \text{Ah}$$

$$K_1 : 2.00 \text{ (60 分)}, I_1 : 1,750 \text{ (A)}$$

$K_2 : 1.98$ (59 分), $I_2 : 255$ (A)

③ 9 時間 (540 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_3 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1,750 + 9.43 \times (255 - 1,750) + 8.72 \times (238 - 255)] \\ &= 2,843 \text{Ah} \end{aligned}$$

$K_1 : 9.44$ (540 分), $I_1 : 1,750$ (A)

$K_2 : 9.43$ (539 分), $I_2 : 255$ (A)

$K_3 : 8.72$ (480 分), $I_3 : 238$ (A)

④ 24 時間 (1,440 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_4 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1,750 + 24.31 \times (255 - 1,750) + 23.32 \times (238 - 255) + 15.32 \times (134 - 238)] \\ &= 5,284 \text{Ah} \end{aligned}$$

$K_1 : 24.32$ (1,440 分), $I_1 : 1,750$ (A)

$K_2 : 24.31$ (1,439 分), $I_2 : 255$ (A)

$K_3 : 23.32$ (1,380 分), $I_3 : 238$ (A)

$K_4 : 15.32$ (900 分), $I_4 : 134$ (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より，全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5,284Ah であり，125V 系蓄電池 A 系の容量（約 6,000Ah）以下であることから，125V 系蓄電池 A 系は必要な容量を有している。

2.3.1.3 125V系蓄電池B系の容量

(1) 125V系蓄電池B系の負荷内訳

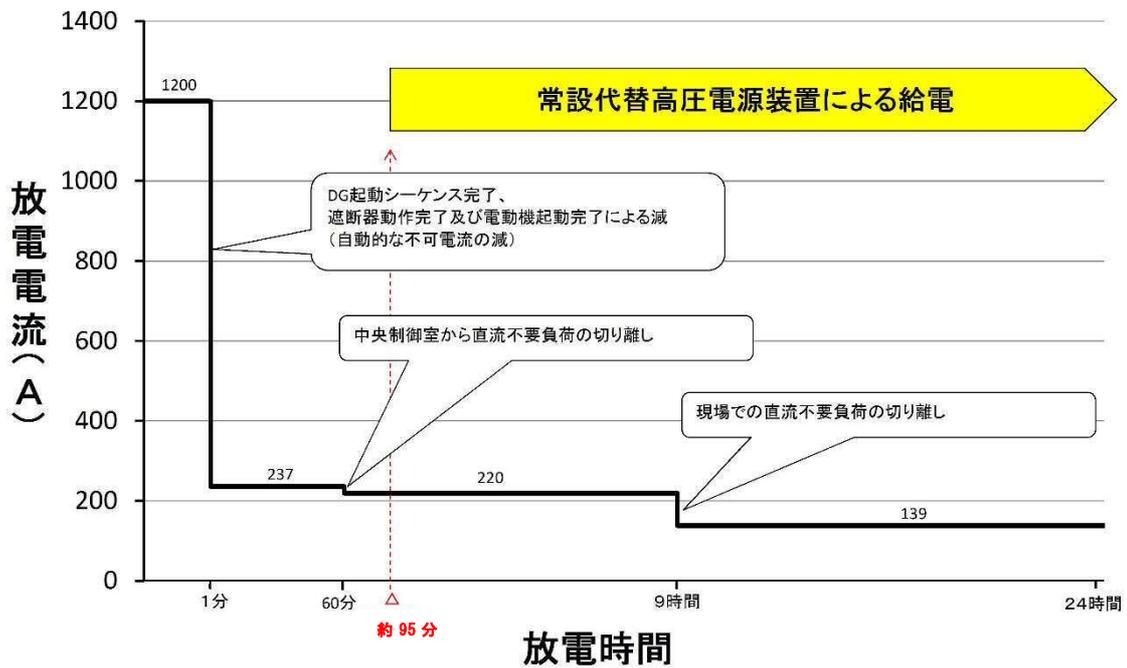
125V系蓄電池B系は、以下の第2.3.1-2表に示す負荷に電力を供給する。また、125V系蓄電池B系による負荷給電パターンを、第2.3.1-2図に示す。

第2.3.1-2表 125V系蓄電池B系負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間 ^{※1}	9-24時間
M/C, P/C遮断器の制御電源				
2D非常用ディーゼル発電機初期励磁				
その他の負荷 ^{※3}				
合計	1,200	237	220	139

単位：A

- ※1 事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し、容量計算では9時間まで給電を継続するものとしている。
- ※2 2D非常用ディーゼル発電機初期励磁はM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、2D非常用ディーゼル発電機初期励磁電流 はM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C, P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）に1分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算する。
- ※3 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳」に示す。



第 2.3.1-2 図 125V 系蓄電池 B 系負荷給電パターン

(2) 125V 系蓄電池 B 系の容量計算結果 (蓄電池の容量算出方法は別紙 6 に示す。)

① 1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1,200] = 990 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 1,200 \text{ (A)}$$

② 60 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_2 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1200 + 1.98 \times (237 - 1,200)] \end{aligned}$$

$$= 617 \text{Ah}$$

$$K_1 : 2.00 \text{ (60 分)}, I_1 : 1,200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 1.98 \text{ (59 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)}$$

③ 9 時間 (540 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned}
C_3 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)] \\
&= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1,200 + 9.43 \times (237 - 1,200) + 8.72 \times (220 - 237)] \\
&= 2,624\text{Ah}
\end{aligned}$$

K_1 : 9.44 (540 分), I_1 : 1,200 (A)

K_2 : 9.43 (539 分), I_2 : 237 (A)

K_3 : 8.72 (480 分), I_3 : 220 (A)

④ 24 時間 (1,440 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned}
C_4 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)] \\
&= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1,200 + 24.31 \times (237 - 1,200) + 23.32 \times (220 - 237) + 15.32 \times (139 - 220)] \\
&= 5,171\text{Ah}
\end{aligned}$$

K_1 : 24.32 (1,440 分), I_1 : 1,200 (A)

K_2 : 24.31 (1,439 分), I_2 : 237 (A)

K_3 : 23.32 (1,380 分), I_3 : 220 (A)

K_4 : 15.32 (900 分), I_4 : 139 (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5,171Ah であり, 125V 系蓄電池 B 系の容量 (約 6,000Ah) 以下であることから, 125V 系

蓄電池B系は必要な容量を有している。

2.3.1.4 125V系蓄電池HPC S系の容量

(1) 125V系蓄電池HPC S系の負荷内訳

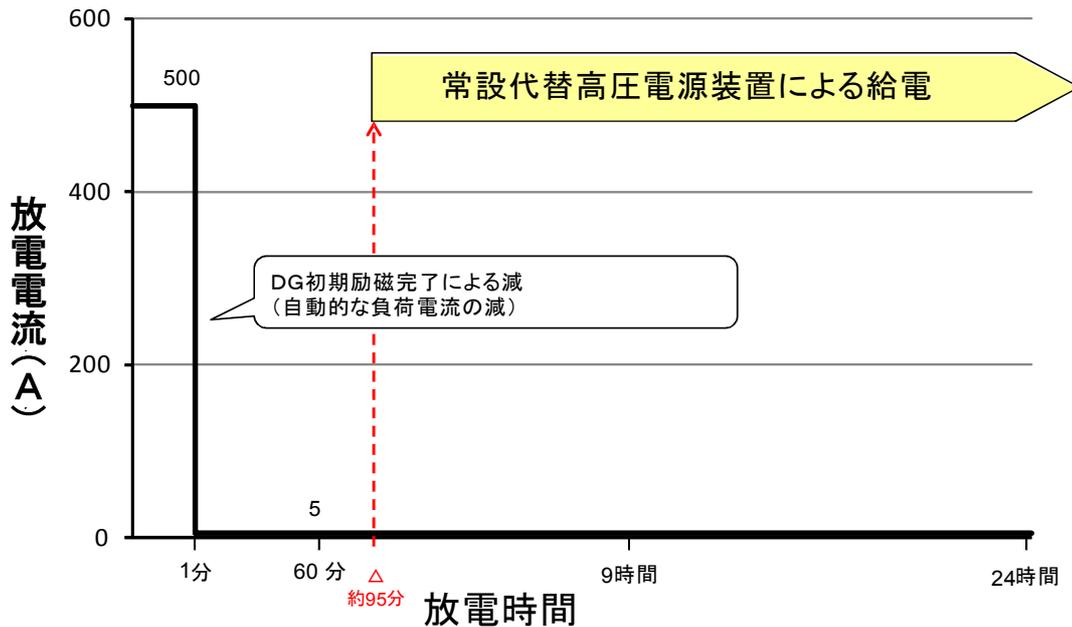
125V系蓄電池HPC S系は、以下の第2.3.1-3表に示す負荷に電力を供給する。また、125V系蓄電池HPC S系による負荷給電パターンを、第2.3.1-3図に示す。

第2.3.1-3表 125V系蓄電池HPC S系負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-24時間
M/C遮断器の制御電源		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁		
その他の負荷※2		
合計	500	5

単位：A

- ※1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁はM/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、M/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し：A）は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁電流より小さいため、電流値の大きい高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁電流に1分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算する。
- ※2 その他の負荷の内訳は「別紙10 蓄電池（非常用）の容量内訳」に示す。



第 2.3.1-3 図 125V 系蓄電池 H P C S 系負荷給電パターン

(2) 125V 系蓄電池 H P C S 系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙添 6 に示す。）

① 1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 500 \text{ (A)}$$

② 24 時間 (1440 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)] = 159 \text{Ah}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1,440 分)}, K_2 : 24.31 \text{ (1,439 分)}$$

$$I_1 : 500 \text{ (A)}, I_2 : 5 \text{ (A)}$$

注) C_i : +10°C における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間 (時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度によ

り定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス _{i} (添え字)1, 2, 3・・・, n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3 \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 413Ah であり, 125V 系蓄電池 H P C S 系の容量 (約 500Ah) 以下であることから, 125V 系蓄電池 H P C S 系は必要な容量を有している。

2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池A系の容量

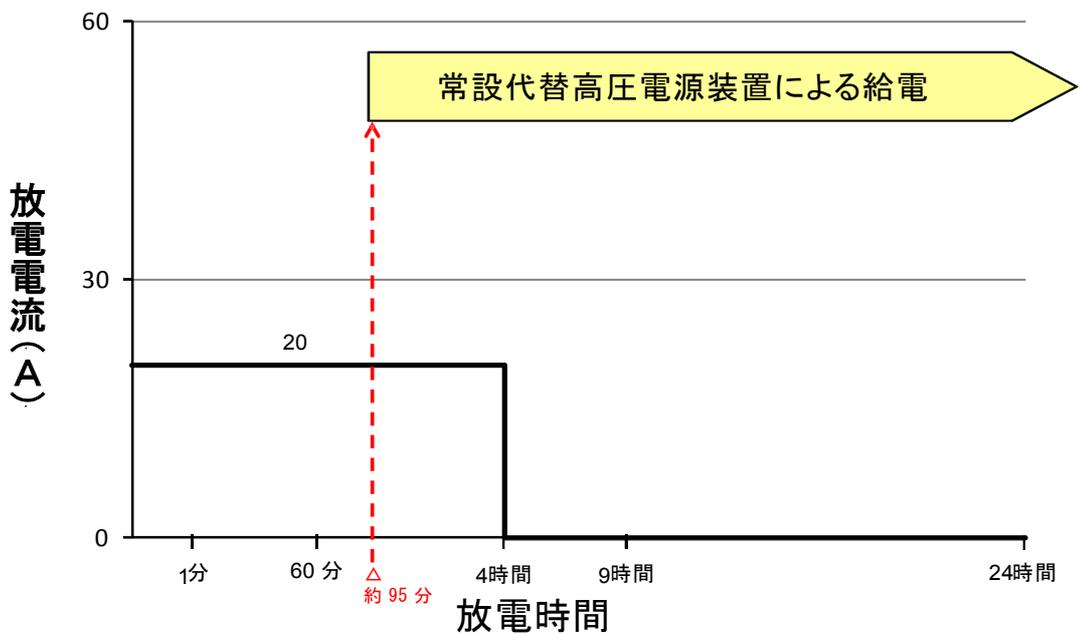
(1) 中性子モニタ用蓄電池A系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池A系は、以下の第2.3.1-4表に示す負荷に電力を供給する。また、中性子モニタ用蓄電池A系による負荷給電パターンを、第2.3.1-4図に示す。

第2.3.1-4表 中性子モニタ用蓄電池A系負荷一覧表

負荷名称	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計	20.0	20.0

単位：A



第2.3.1-4図 中性子モニタ用蓄電池A系負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池A系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙6に示す。）

① 4時間（240分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

K_1 : 5.30 (240分), I_1 : 20.0 (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i(添え字) 1, 2, 3..., n: 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり, 中性子モニタ用蓄電池A系の容量 (約 150Ah) 以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池A系は必要な容量を有している。

2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池B系の容量

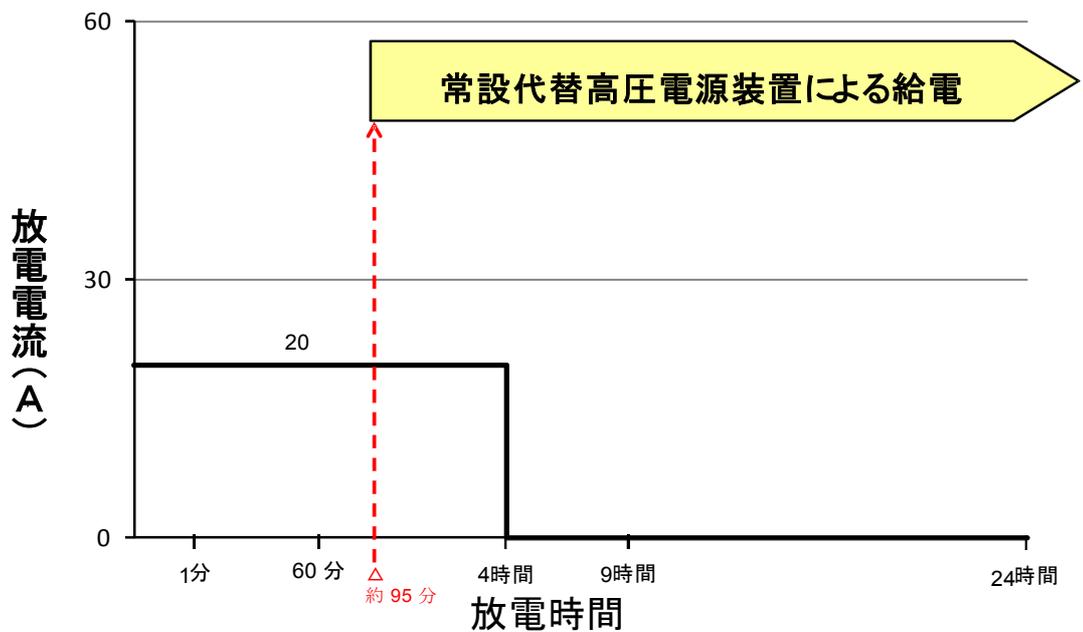
(1) 中性子モニタ用蓄電池B系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池B系は、以下の第 2.3.1-5 表に示す負荷に電力を供給する。また、中性子モニタ用蓄電池B系による負荷給電パターンを、第 2.3.1-5 図に示す。

第 2.3.1-5 表 中性子モニタ用蓄電池B系負荷一覧表

負荷名称	4 時間	
	+側	-側
起動領域計装	20.0	20.0
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計		

単位：A



第 2.3.1-5 図 中性子モニタ用蓄電池B系負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池B系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙6に示す。）

① 4時間（240分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

K_1 : 5.30 (240分), I_1 : 20.0 (A)

注) C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス_i(添え字)1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3 \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より、全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は133Ahであり、中性子モニタ用蓄電池B系の容量（約150Ah）以下であることから、中性子モニタ用蓄電池B系は必要な容量を有している。

2.3.1.7 まとめ

蓄電池(非常用)の定格容量及び保守率を考慮した必要容量の算出結果を、第2.3.1-6表に示す。

本結果より、全交流動力電源喪失に備えて、蓄電池(非常用)が、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間(24時間)以上確保でき、設置許可基準規則第14条の要求事項を満足する。

第2.3.1-6表 蓄電池(非常用)の容量判定

	定格容量	各時間までの保守率を考慮した必要容量	保守率を考慮した必要容量	判定 (保守率を考慮した必要容量 < 定格容量)
125V系蓄電池A系	約6,000Ah	1分間→1,444Ah 60分間→675Ah 9時間→2,843Ah 24時間→ <u>5,284Ah</u>	約5,284Ah	○
125V系蓄電池B系	約6,000Ah	1分間→990Ah 60分間→617Ah 9時間→2,624Ah 24時間→ <u>5,171Ah</u>	約5,171Ah	○
中性子モニタ用蓄電池A系	約150Ah	4時間→ <u>133Ah</u>	約133Ah	○
中性子モニタ用蓄電池B系	約150Ah	4時間→ <u>133Ah</u>	約133Ah	○
125V系蓄電池HPCS系(参考)	約500Ah	1分間→ <u>413Ah</u> 24時間→159Ah	約413Ah	○

*下線は各蓄電池の必要容量

2.3.2 蓄電池（非常用）の配置の基本方針

2.3.2.1 蓄電池（非常用）の主たる共通要因に対する頑健性

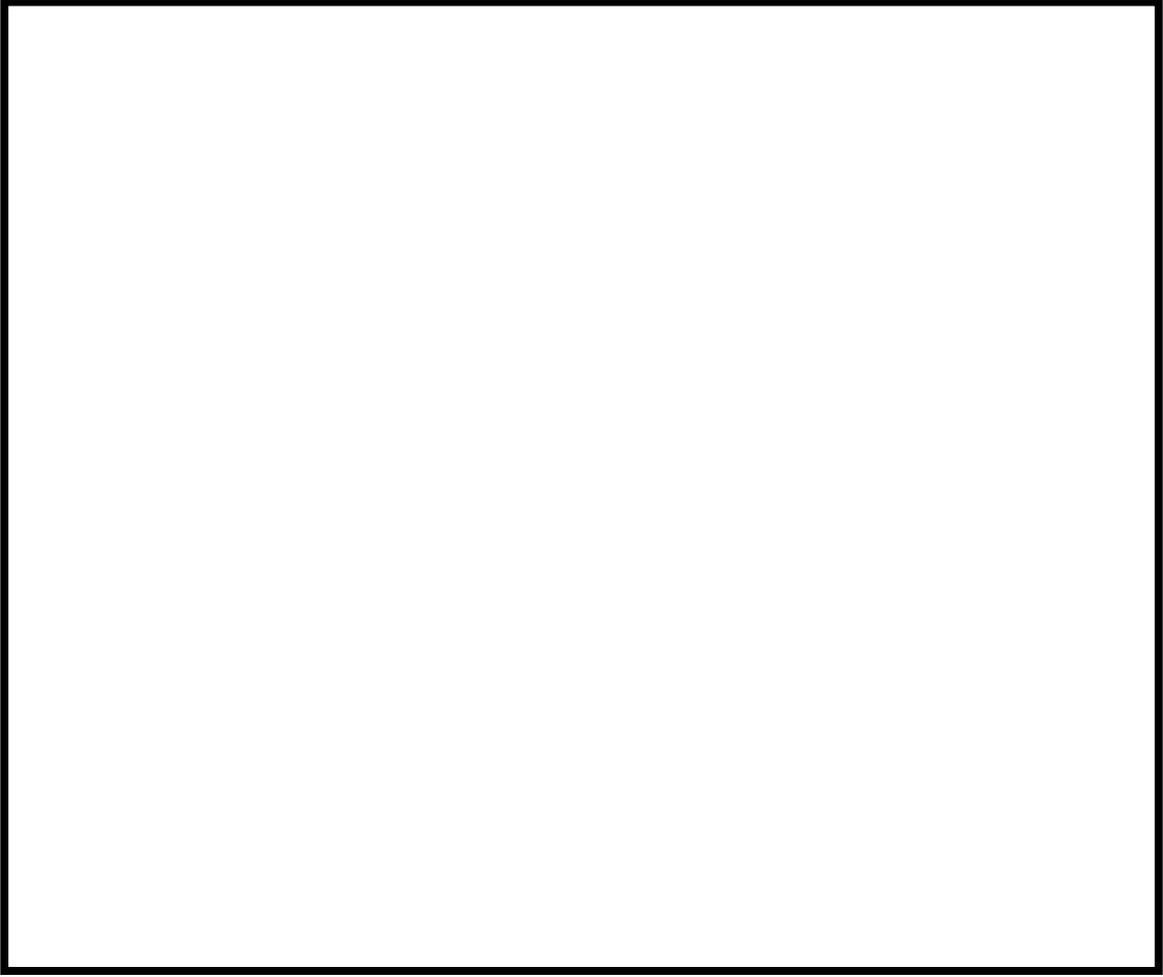
蓄電池（非常用）の配置を、第 2.3.2-1 図に示す。

蓄電池（非常用）は、非常用 3 系統をお互い別の場所に設置しており、主たる共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、地震、津波、内部火災及び溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

また、発電所敷地で想定される地震、津波以外の自然現象として、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮が選定される。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮に対して外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内に設置し、各自然現象によって機能が喪失することがない設計とする。落雷については、避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより落雷により機能を喪失することがない設計とする。洪水については、立地的要因から設計上の考慮は不要である。

主たる共通要因に対する頑健性を、第 2.3.2-1 表に示す。



第 2.3.2-1 図 蓄電池（非常用）配置図

第 2.3.2-1 表 主たる共通要因に対する頑健性

共通要因	対応（確認）方針	状況
地震	基準地震動に対して、十分な耐震性を有する設計とする。	基準地震動に対して、建屋及び蓄電池（非常用）が機能維持できる設計とする。
津波	基準津波に対して、浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	新設する防潮堤により蓄電池室が、津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	異なる系統の蓄電池室については、火災防護基準で要求されている 3 時間以上の耐火能力を有する防火壁又は隔壁等により分離する設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水・蒸気・被水）に対し、影響のないことを確認、もしくは溢水源等に対し溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震や火災による溢水に対して蓄電池（非常用）が機能喪失にならないことを確認する。 また、蓄電池室には、蒸気源及び被水源がないため影響を考慮する必要がない。

別紙 1 常設代替交流電源設備から電力供給を開始する時間

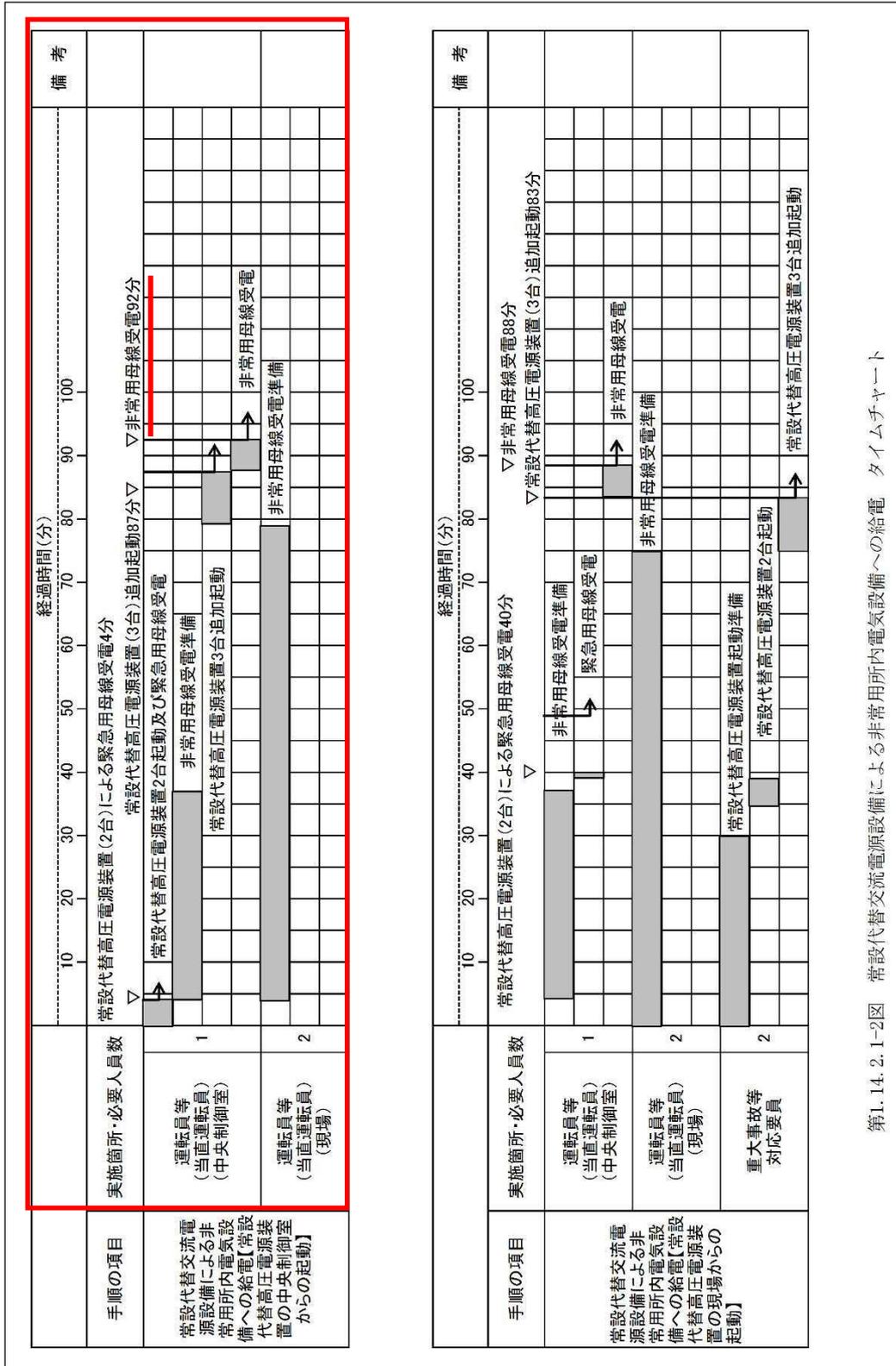
常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの電力供給開始に要する時間は、「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」に記載する。同資料に記載する電力供給開始に係る時間評価結果を第 1 図に示す。

全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2 台）から代替所内電気設備（緊急用M/C）への給電に要する時間は 4 分であり、代替所内電気設備に接続している重大事故等対処設備（常設低圧代替冷却系ポンプ等）が使用可能となる。なお、常設代替高圧電源装置 2 台で代替所内電気設備に接続している重大事故等対処設備が使用可能な負荷容量となっている。

その後、2 C 及び 2 D 非常用ディーゼル発電機の故障により非常用所内電気設備（M/C 2 C 及び M/C 2 D）の母線電圧が喪失している場合には、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 3 台）を追加起動することにより、緊急用M/Cを経由して、非常用所内電気設備（M/C 2 C 又は M/C 2 D）へ給電する。

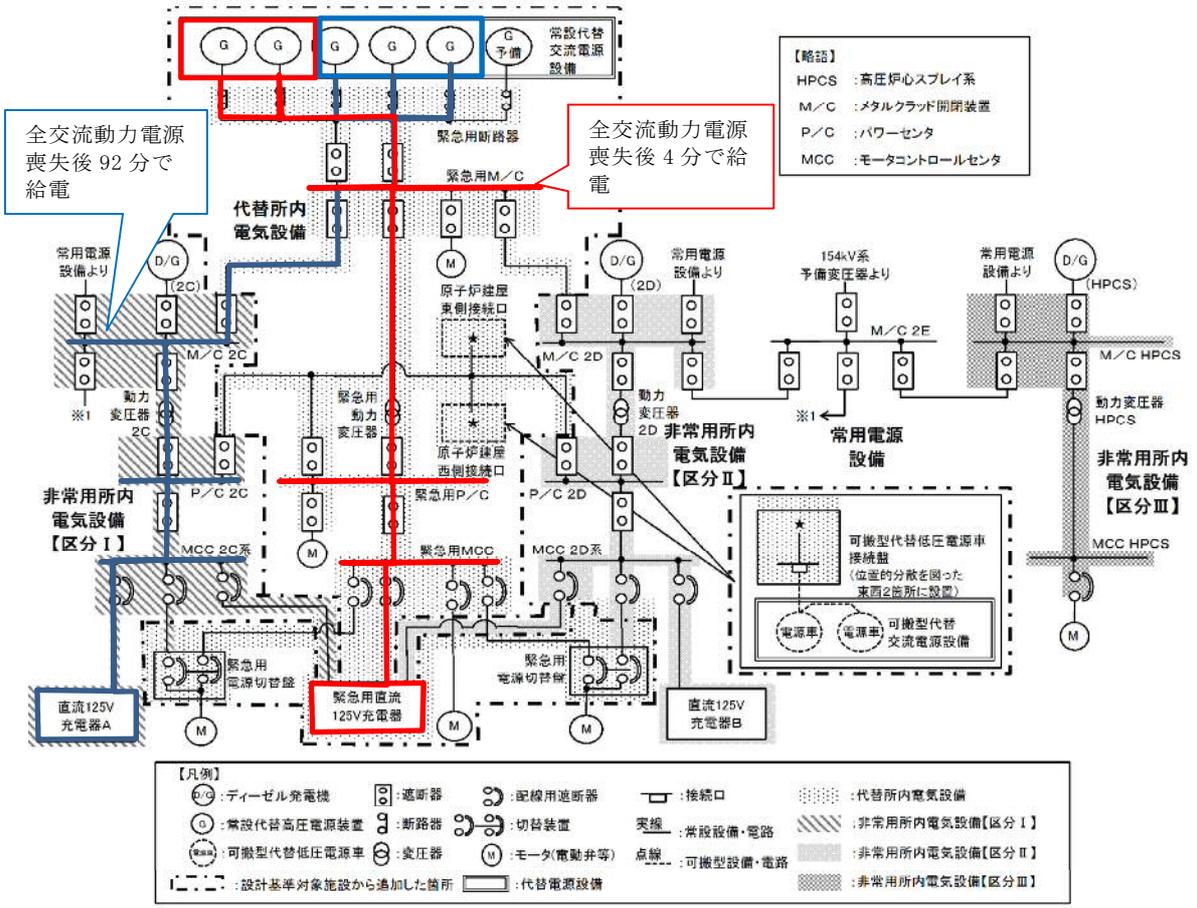
常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）から非常用所内電気設備へ給電に要する時間は 92 分であり、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備に接続している設備（設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備）が使用可能となる。（第 2 図交流単線結線図参照）

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備へ給電が完了する時間は 92 分であるため、約 95 分で電力供給可能としている。



第1.14.2.1-2図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

第1図 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋



第 2 図 交流単線結線図

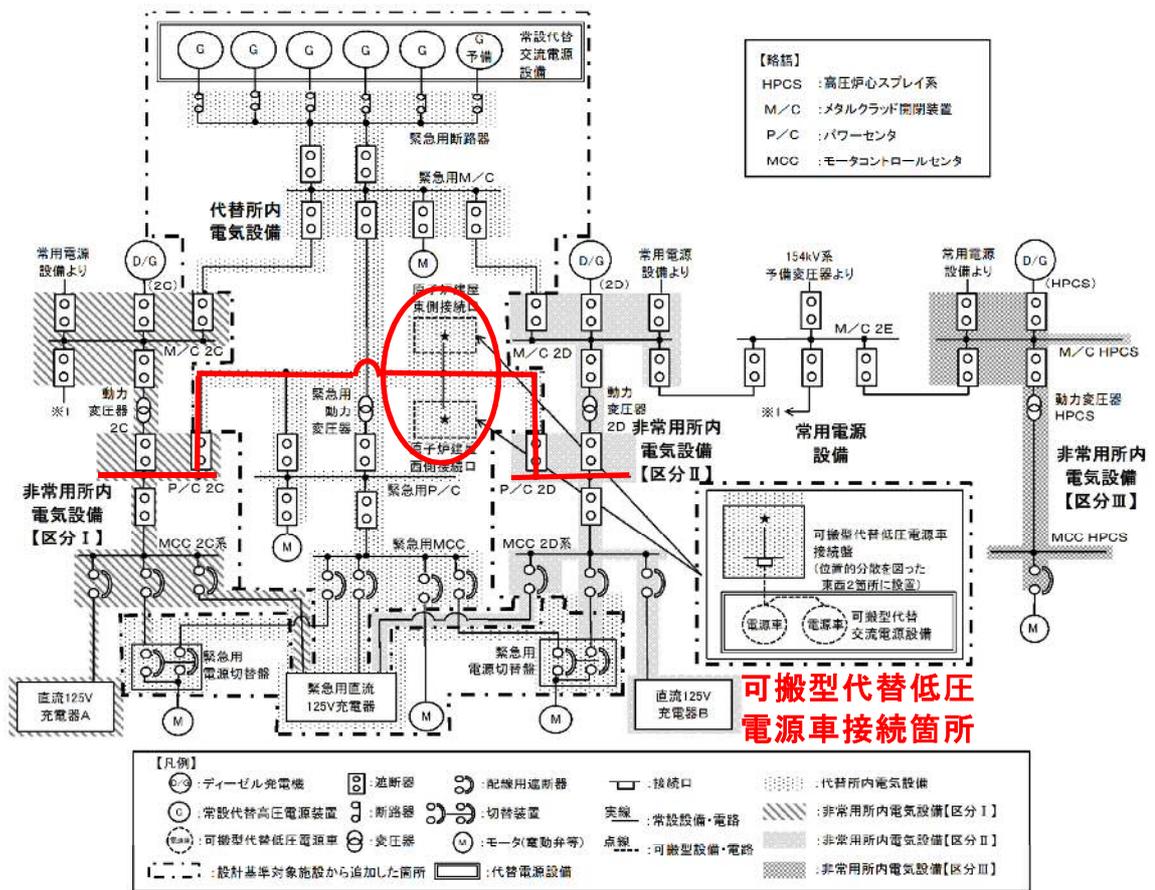
別紙 2 可搬型代替電源設備から電力供給を開始する時間

可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備への電力供給方法は、非常用 P / C への電力供給（第 1 図参照）と、可搬型整流器を用いた直流 125V 主母線盤への電力供給（第 2 図参照）がある。

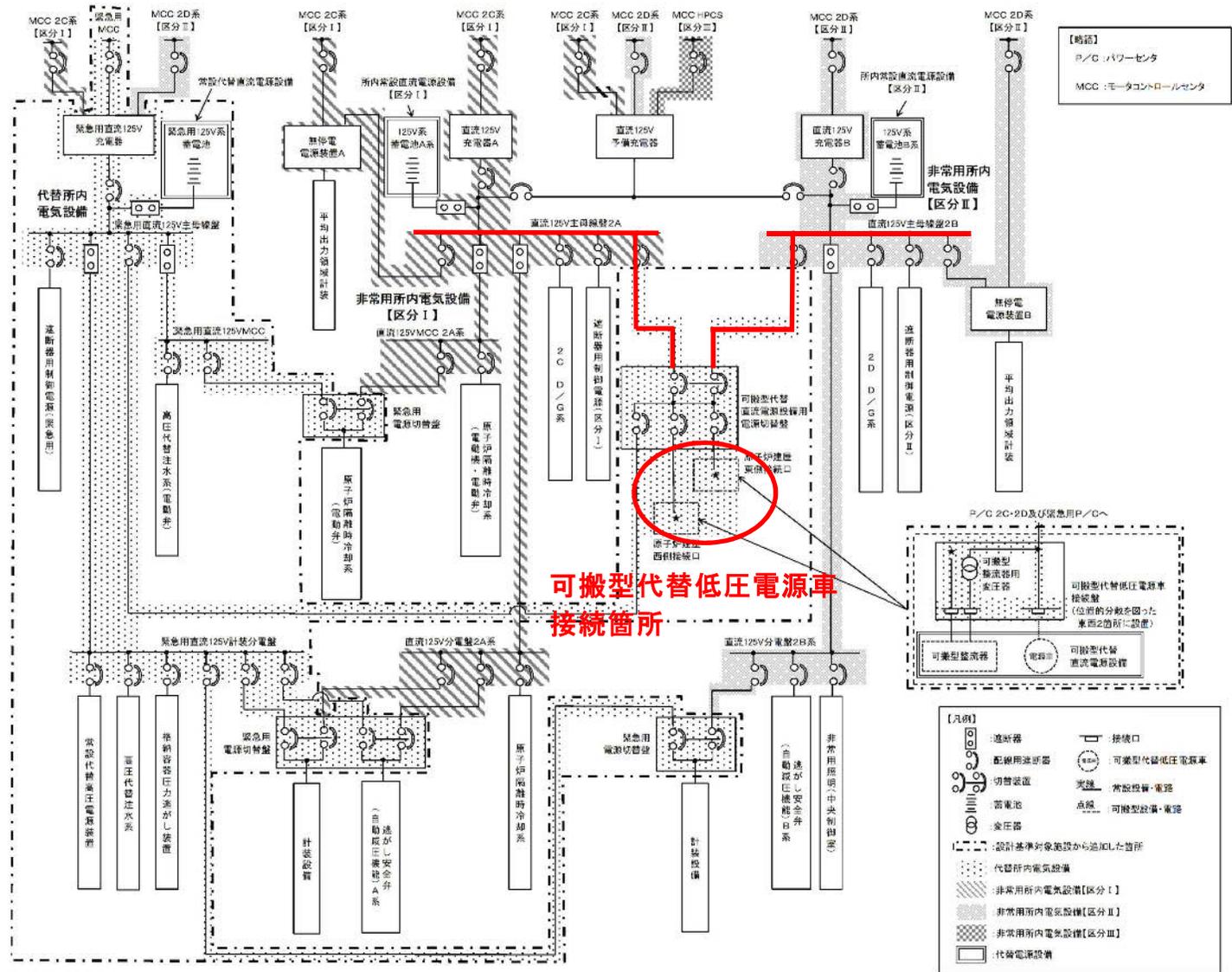
非常用 P / C への電力供給は 180 分（第 3 図参照）、直流 125V 主母線盤への電力供給は 250 分（第 4 図参照）で完了する。

設置許可規準規則第 14 条においては、全交流動力電源喪失から重大事故等に対処するために必要な電力が交流動力電源設備から供給開始されるまでの間、必要負荷に電力を供給することを要求している。

このため、可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備の電力供給開始までの時間は、交流動力電源を供給する非常用 P / C への電力供給時間 180 分を使用する。



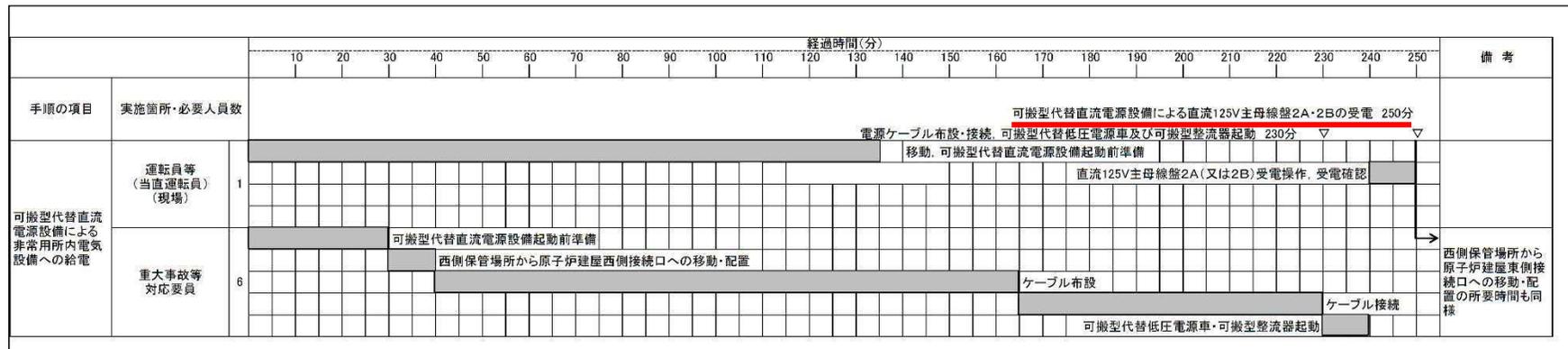
第1図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（非常用P/C）への電力供給経路図



第 2 図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（125V 主母線盤）への電力供給経路図



第3図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（非常用P/C）電力供給給電タイムチャート※1



第4図 可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（直流125V主母線盤）への電力供給タイムチャート※1

※1 「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」の抜粋

別紙 3 所内常設蓄電式直流電源設備

125V 系蓄電池 A 系，125V 系蓄電池 B 系及び 125V 系蓄電池 H P C S 系は，重大事故等対処設備として要求される所内常設蓄電式直流電源設備と兼用しており，設置許可基準規則第 57 条電源設備 解釈 1b)にて以下の規定がある。

所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能とする。

上記の要求事項を満足するために、代替電源設備を含む交流電源の復旧に時間を要する場合，125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系は全交流動力電源喪失発生後 1 時間及び 8 時間後以降に不要負荷を切り離す手順とする。ただし，125V 系蓄電池 H P C S 系は切り離し操作をすることなく 24 時間後まで使用する。

別紙 4 制御棒位置指示への給電について

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針では、事故時のプラント状態の把握機能は重要度分類のクラス 2 に分類され、非常用電源からの給電要求がある。

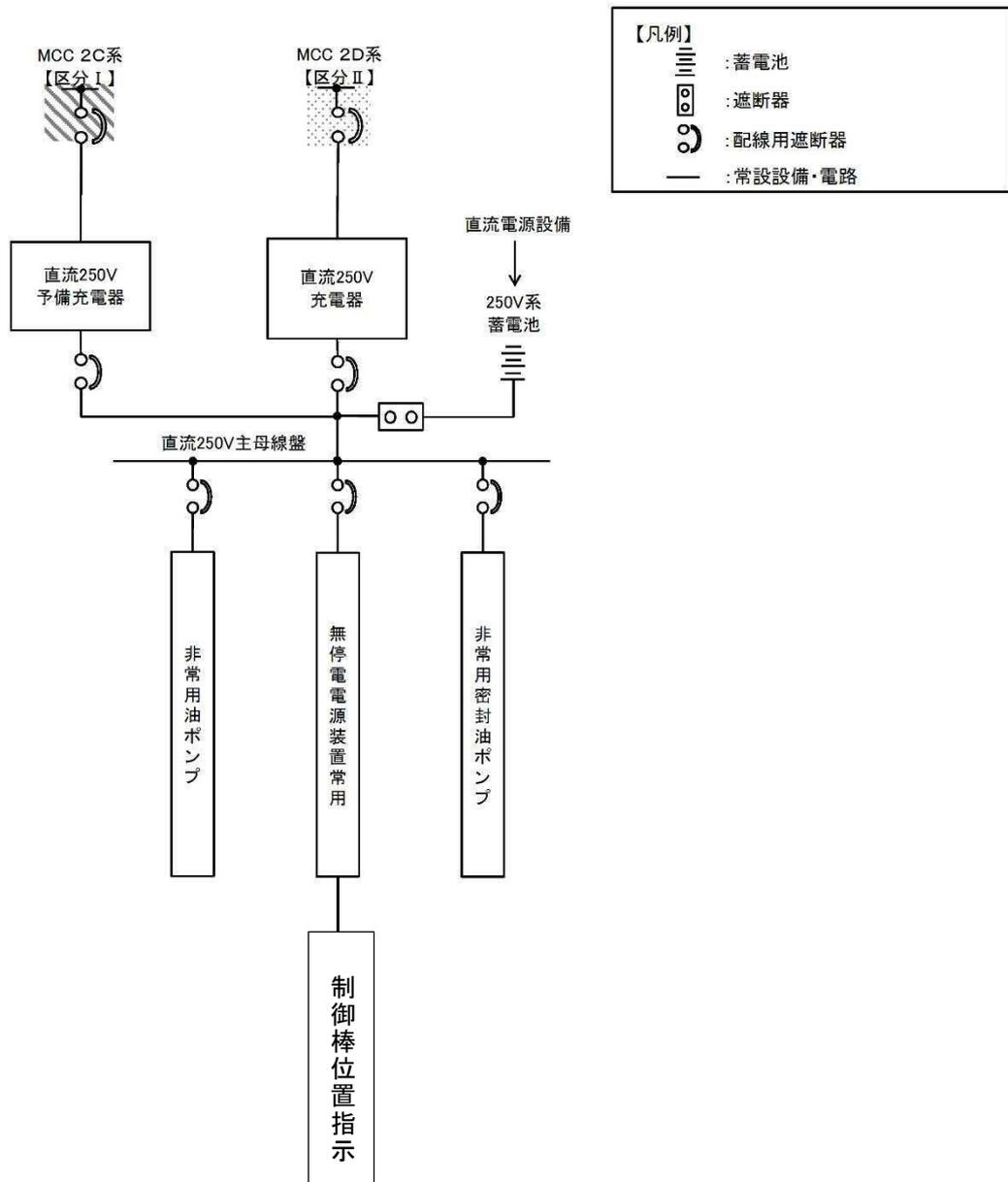
制御棒位置指示は「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(J E A G 4 6 1 1 - 2 0 0 9) において上記事故時のプラント状態の把握機能を有する設備と位置付けているが、本文第 2.2-1 表の全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流電源設備としては選定していない。これは、以下の理由によるものがある。

- (1) 制御棒位置指示は耐震 C クラス設計であること。

「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(J E A G 4 6 1 1 - 2 0 0 9) では、制御棒位置指示の耐震クラスが低いことを考慮し、原子炉スクラム用電磁接触器と相まってクラス 2 要求を満足する設備と位置付けていること。

- (2) 東海第二発電所の制御棒位置指示は無停電電源設備より給電するが、第 1 図に示すとおり直流電源系は常用蓄電池より給電する設計となっていること。

- (3) 上記設計を考慮し、全交流動力電源喪失の有効性評価では原子炉停止状態を確認するためのパラメータとして平均出力領域計装及び起動領域計装を選定していること。



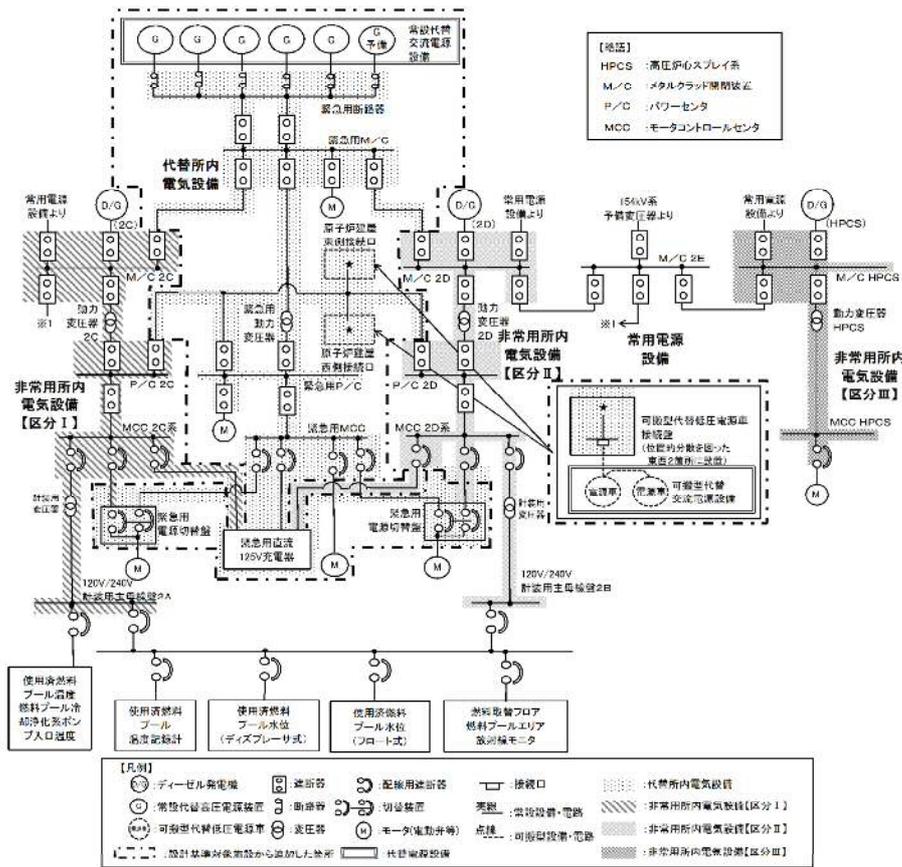
第 1 図 制御棒位置指示への給電系統

別紙 5 使用済燃料プールの水位・温度監視について

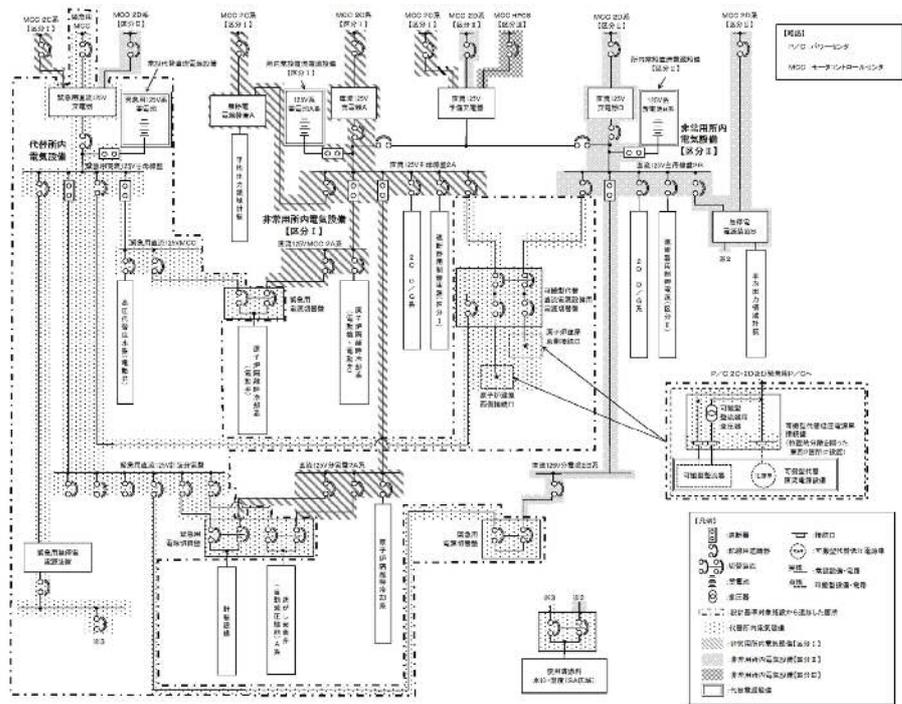
使用済燃料プールの水位・温度の監視は、設置許可基準規則第 16 条第 3 項第 2 号において、外部電源が利用できない場合における使用済燃料プールの水位・温度の監視機能が要求されている。

東海第二発電所の既設の使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度は、第 1 図に示すとおり非常用交流母線より給電される設計となっている。このため、全交流動力電源喪失時にも使用済燃料プールの水位・温度の監視を可能とするため、蓄電池（非常用）から給電される使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）を新たに設置する（第 2 図）。

なお、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）は、重大事故等対策の有効性評価における重要事故シーケンスである蓄電池（非常用）機能が喪失する全交流動力電源喪失（T B D）時においても、使用済燃料プールの水位及び温度監視を可能とするため、常設代替直流電源設備からも給電可能な設計とする。



第1図 交流電源概略図



第2図 直流電源概略図

別紙 6 蓄電池の容量算出方法

1. 計算条件

- (1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

- (2) 蓄電池温度は+10℃とする。
- (3) 放電終止電圧は1.80V/セルとする。(別紙8)
- (4) 保守率は0.8とする。
- (5) 容量算出の一般式

$$C_i = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに,

C_i : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

2. 計算例 (125V 系蓄電池H P C S 系容量)

(1) 1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

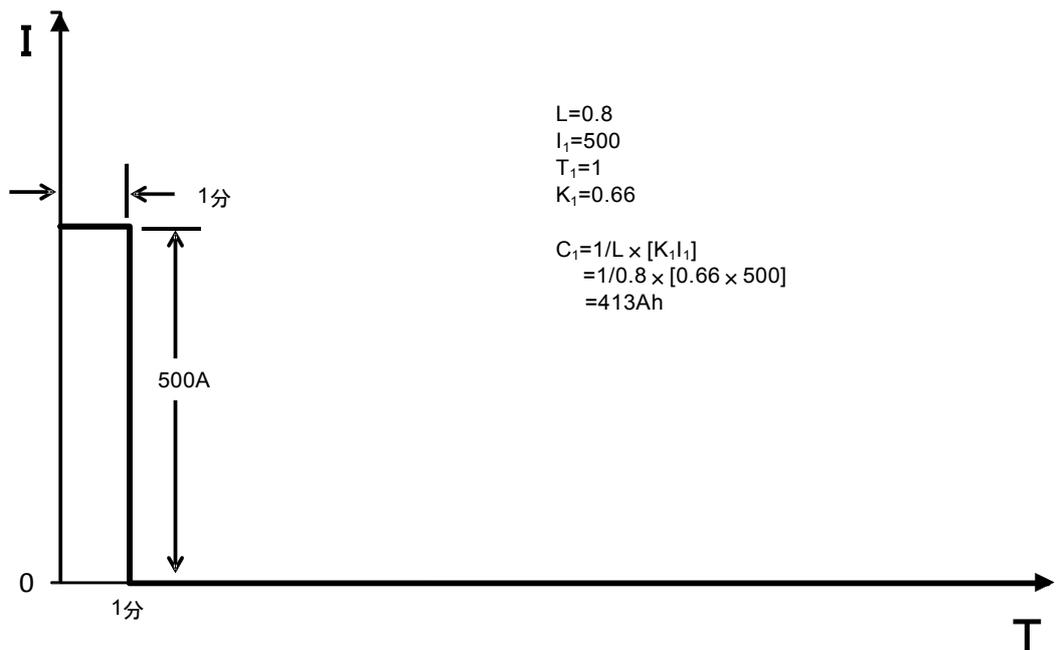
$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413\text{Ah}$$

(2) 24 時間 (1,440 分) 電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_{1440} = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)]$$
$$= 159\text{Ah}$$

給電開始から 1 分までの蓄電池容量 $C_1 = 413\text{Ah}$ である。

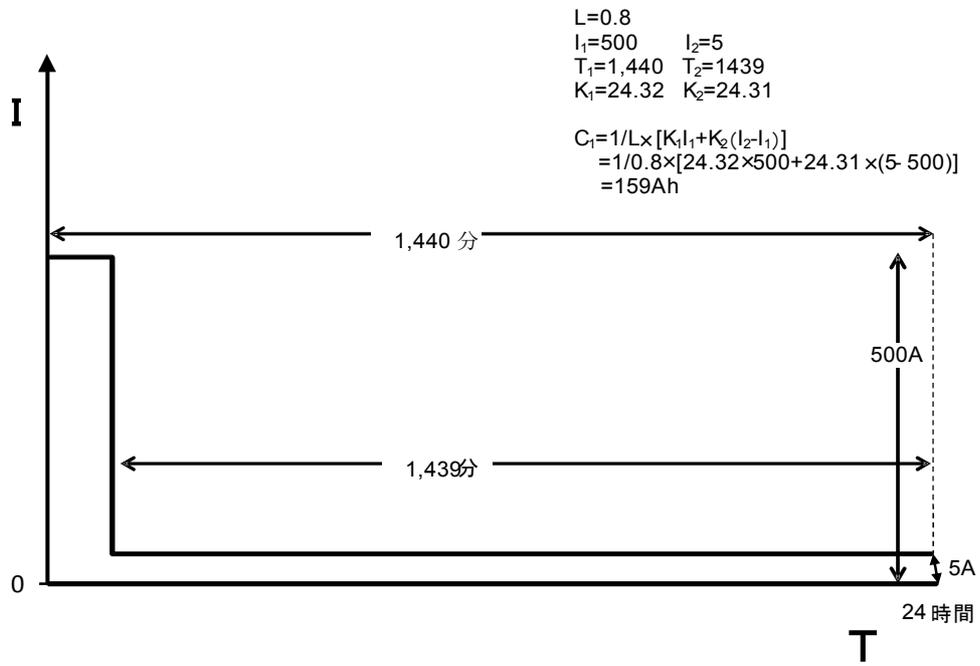
給電開始から 1 分までの負荷曲線を第 1 図に示す。



第 1 図 給電開始から 1 分までの負荷曲線

給電開始から 24 時間 (1,440 分) 後までの蓄電池容量 $C_2=159\text{Ah}$ である。

給電開始から給電開始から 24 時間 (1,440 分) 後までの負荷曲線を第 2 図に示す。



第 2 図 給電開始から 24 時間 (1,440 分) 後までの負荷曲線

別紙 7 蓄電池の容量換算時間 K_i 値一覧

蓄電池（非常用）の容量換算時間を第 1 表に示す。

第 1 表 125V 系蓄電池 A 系, 125V 系蓄電池 B 系, 125V 系蓄電池 H P C S 系,
中性子モニタ用蓄電池 A 系及び中性子モニタ用蓄電池 B 系（制御弁
式）容量換算時間

放電時間 T（分）	容量換算時間 K_i （時）
1	0.66
59	1.98
60	2.00
240	5.30
480	8.72
539	9.43
540	9.44
599	10.32
600	10.32
900	15.32
1,380	23.32
1,439	24.31
1,440	24.32

別紙 8 蓄電池の放電終止電圧

蓄電池の容量換算時間 K_1 値は、蓄電池の放電終止電圧に依存する。蓄電池の放電終止電圧は、蓄電池から電力供給を行う負荷の最低動作電圧に、蓄電池から負荷までの電路での電圧降下を加味して決定される。

東海第二発電所では、放電終止電圧を次のとおりとする。

125V系蓄電池A系，125V系蓄電池B系，125V系蓄電池HPC S系，
中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系：1.80V／セル

別紙 9 蓄電池容量の保守性の考え方

蓄電池の容量は、使用開始から寿命までの間変化し、使用年数を経るに従い容量が低下する。このため、蓄電池の容量は、必要容量に対し以下のような保守性を考慮することで、余裕を持った容量設計とする。

- (1) 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(S B A S O 6 0 1 - 2 0 1 4) による保守率 0.8 を採用することで、必要容量に対して余裕を持った定格容量を設定している。(定格容量 > 必要容量 / 保守率 0.8)
- (2) 各負荷の電流値は、設計値を用いている。

別紙 10 蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳

125V 系蓄電池 A 系，125V 系蓄電池 B 系，125V 系蓄電池 H P C S 系の「その他の負荷」内訳は以下の第 1 表～第 3 表のとおりである。

第 1 表 125V 系蓄電池 A 系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1 分	1 分-60 分	1-9 時間	9-24 時間
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁				
その他 原子炉隔離時冷却系弁				
無停電電源装置 A ^{※1}				
DB / SA 分離盤（区分 I）（突合せ給電を除く） ※2				
DB / SA 分離盤（区分 I）（突合せ給電） ^{※3}				
直流非常灯				
主蒸気ラインドレン弁				
CUW 系 電動弁				
FRVS / SGT S CP - 6 A				
DC 制御他 ^{※4}				
負荷余裕 ^{※5}				
合計				

単位：A

※1 無停電電源装置 A の負荷は以下の設備

- ・平均出力領域計装，外の状況を監視する設備，津波監視カメラ，潮位計，取水ピット水位計，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，無線連絡設備

※2 DB／SA分離盤（区分I）（突合せ給電を除く）は以下の設備

- ・原子炉隔離時冷却系系統流量，ドライウェル圧力，サブプレッション・プール水温度（DB），サブプレッション・プール水位，原子炉水位用凝縮槽温度

※3 DB／SA分離盤（区分I）（突合せ給電）は以下の設備

- ・原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※4 DC制御他は以下の設備

- ・安全保護系計装・制御回路，蓄電池水素濃度，逃がし安全弁，格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W），格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C），ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能），ATWS緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能），使用済プールライナードレン漏えい検知，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，タービン制御系，計測制御設備等の小容量設備を集約

※5 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1分に負荷余裕を見込んでいる。

第2表 125V系蓄電池B系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間	9-24時間
無停電電源装置B ^{※1}				
DB/S A分離盤(区分Ⅱ)(突合せ給電を除く) ^{※2}				
DB/S A分離盤(区分Ⅱ)(突合せ給電) ^{※3}				
データ伝送装置				
直流非常灯				
FRVS / SGTSCP-6B				
DC制御他 ^{※4}				
負荷余裕 ^{※5}				
合計				

単位：A

※1 無停電電源装置Bの負荷は以下の設備

- ・平均出力領域計装，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，衛星電話設備，データ伝送装置

※2 DB/S A分離盤(区分Ⅱ)(突合せ給電を除く)は以下の設備

- ・ドライウェル圧力，サプレッション・プール水温度(DB)，サプレッション・プール水位(DB)，原子炉水位用凝縮槽温度

※3 DB/S A分離盤(区分Ⅱ)(突合せ給電)は以下の設備

- ・原子炉圧力，原子炉水位(広帯域)，原子炉水位(燃料域)，残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※4 DC制御他は以下の設備

- ・安全保護系計装・制御回路，蓄電池室水素濃度，使用済燃料プール水位・温度（S A 広域），逃がし安全弁，格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C），A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能），A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能），タービン制御系，計測制御設備等の小容量設備を集約

※5 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

第 3 表 125V 系蓄電池 H P C S 系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1 分	1 分-24 時間
D C 制御他 ^{※1}		
負荷余裕 ^{※2}		
合計		

単位：A

※1 D C 制御他は以下の設備

- ・計測制御設備等の小容量設備を集約

※2 将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

別紙 11 全交流動力電源喪失時における非常用直流電源系の信頼性について

1. はじめに

全交流動力電源喪失時において、交流電源設備が復旧するまでの間、原子炉隔離時冷却系等の必要な設備に給電するための設備として、非常用直流電源系を用いる。この非常用直流電源系の信頼性について、以下のとおり考察を行った。

2. 非常用直流電源系の信頼性

非常用直流電源系は、単線結線図（第1図）に示すとおり、蓄電池、充電器、計測制御装置、遮断器、配線用遮断器電路（母線、ケーブル）で構成される。この非常用直流電源系は、通常時は交流電源から充電器を経由して負荷に電力給電するとともに蓄電池を充電している。全交流動力電源喪失時には、常設代替交流電源設備により電力供給可能となる約95分後までの間、遮断器の操作等を伴わず、待機していた系統構成を変えずに、蓄電池から継続して電力供給する。

非常用直流電源系は、回転機器等の可動部位を有しない蓄電池等の静的機器で構成されており、回転機器等で構成される設備と比較して信頼性の高い設備である。

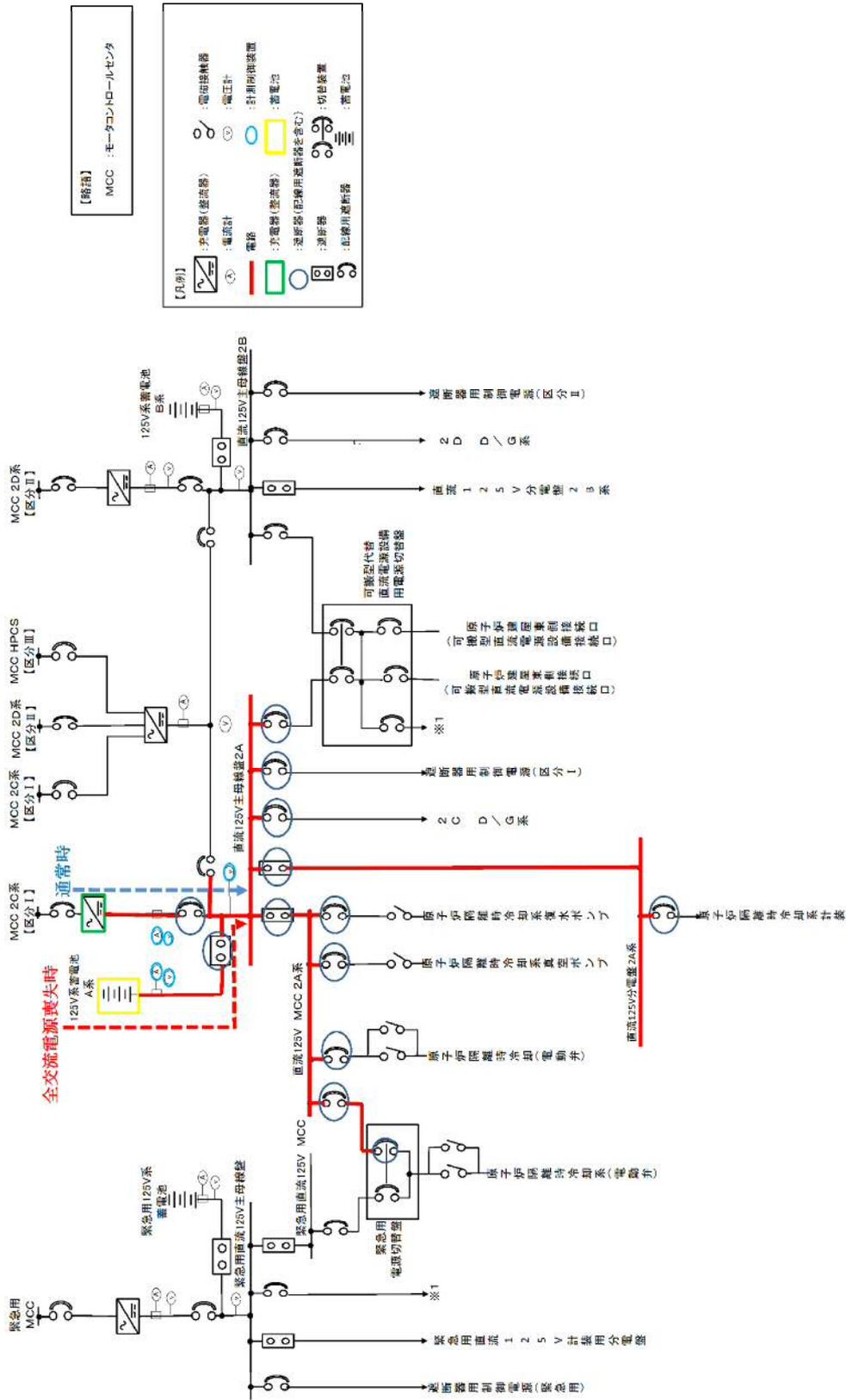
なお、構成機器のうち遮断器は可動部位を有する構造となっているが、遮断器は、電気系統に故障が生じた場合に、故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化する目的で設置しているものであり、交流電源喪失時において動作するものではない。また、遮断器は上記目的以外のインターロックにより、動作することはない。

以上より、非常用直流電源系は十分信頼性が高い系統であり、全交流動力

電源喪失時でも高い信頼性で電力供給可能と考えられる。

万一、非常用直流電源系が使用できない場合においても、重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備から高圧代替注水系等の必要な設備に給電することが可能である

以上



第 1 図 単線結線図

別添

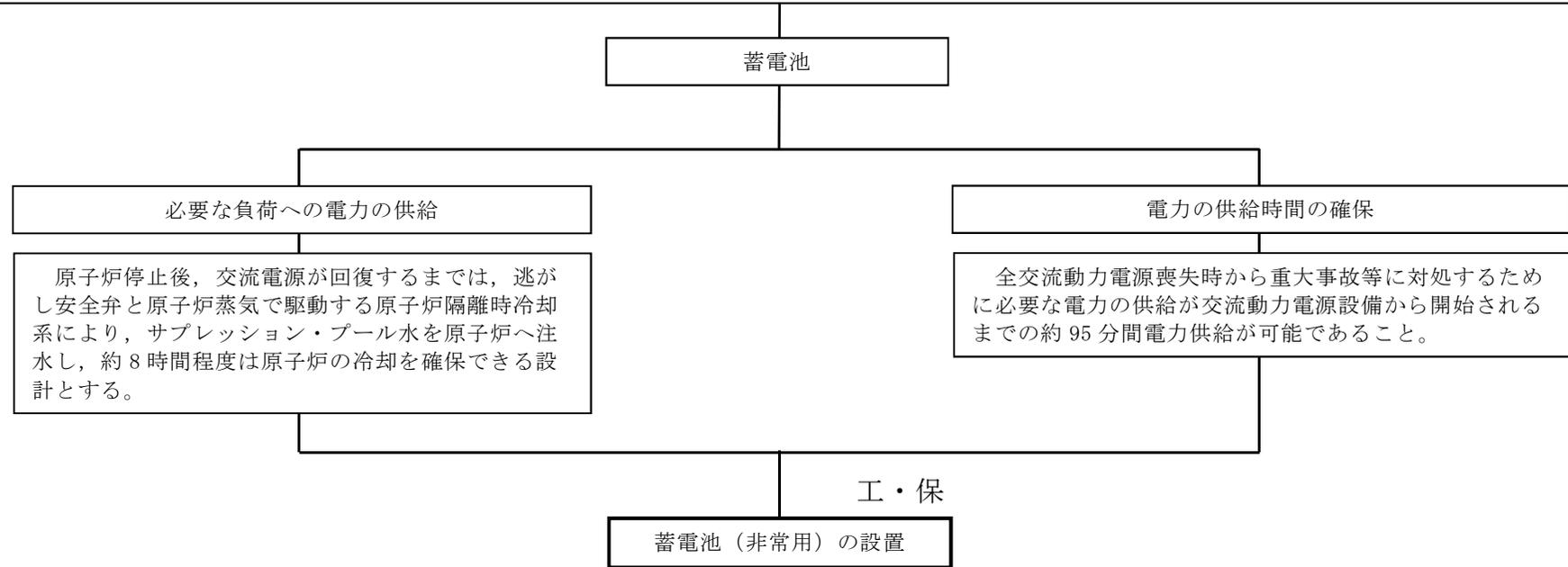
東海第二発電所

運用，手順説明資料
全交流動力電源喪失対策設備

第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備

設置許可基準規則 第 14 条

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。



【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針，添付書類）
 保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付八への反映事項】

 ：添付八
 ：当該条文に該当しない
 （他条文での反映事項他）

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対象等
<p>第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備</p>	<p>蓄電池 (非常用)</p>	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 16 条：燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

目 次

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 追加要求事項及び評価条件変更に対する適合性
 - (1) 位置，構造及び設備
 - (2) 安全設計方針
 - (3) 適合性説明
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等(手順等含む)
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について
 - 2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について
3. 別添資料
 - 別添資料 1 使用済燃料プールへの重量物落下について
 - 別添資料 2 使用済燃料プール監視設備について
 - 別添資料 3 運用，手順説明資料 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
 - 別添資料 4 使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について

< 概 要 >

1. において、設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準対象施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。
4. において、設計にあたって実施する各評価に必要な入力条件等の設定を行うため、設備等の設置状況を現場にて確認した内容について整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 16 条並びに技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条を第 1 表に示す。また，第 1.1-1 表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 16 条及び技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条要求事項

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備考
<p>発電用原子炉施設には，次に掲げる ところにより，通常運転時に使用する 燃料体又は使用済燃料（以下この条に おいて「燃料体等」という。）の取扱 施設（安全施設に係るものに限る。） を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有 するものとする事。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそ れがないものとする事。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融 しないものとする事。</p>	<p>通常運転時に使用する燃料体又は使 用済燃料（以下この条において「燃料 体等」という。）を取り扱う設備は， 次に定めるところにより施設しなけれ ばならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有 するものであること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそ れがない構造であること。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融 しないものであること。</p>	変更なし
—	<p>四 取扱中に燃料体等が破損しな いこと。</p> <p>五 燃料体等を封入する容器は，取 扱中における衝撃，熱その他の容 器に加わる負荷に耐え，かつ，容 器に破損しないものであること。</p>	変更なし

<p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p>	<p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。</p>	<p>七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するも</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放</p>	<p>変更なし</p>

<p>の及び放射性物質の放出を低減するものとする。</p> <p>ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p>	<p>出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p> <p>三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	
<p>二 使用済燃料の貯蔵施設(使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)を除く。)にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。</p> <p>ハ 使用済燃料貯蔵槽(安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。)から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであつて、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れいした場合において水の漏れいを検知することができるものとする。</p>	<p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽(以下「使用済燃料貯蔵槽」という。)は、次に定めるところによること。</p> <p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。</p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p>	<p>変更なし</p>

	ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。	
ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。	ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。	追加要求事項
—	七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。	
<p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p> <p>二 <u>外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものと</u></p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>3 <u>第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、外部電源が喪失した場</u></p>	追加要求事項

<p><u>すること。</u></p>	<p><u>合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</u></p>	
	<p>4 <u>第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p>	<p>追加要求事項</p>
<p>(再掲)</p> <p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする</p> <p>こと。</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、<u>自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u>ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>4 キャスクを設ける場合には、その</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に</p>	<p>変更なし</p>

<p>キャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。</p> <p>三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。</p>	<p>定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>六 使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。</p> <p>ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。</p> <p>ハ 使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。</p> <p>ニ キャスク本体その他のキャスクを構成する部材は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。</p> <p>七 取扱者以外の物がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	
---	--	--

1.2 追加要求事項及び評価条件変更に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ． 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(k) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の取扱施設(安全施設に係るものに限る。)は，燃料体等を取り扱う能力を有し，燃料体等が臨界に達するおそれがなく，崩壊熱により燃料体等が熔融せず，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵施設(安全施設に属するものに限る。)は，燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において，放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため，燃料貯蔵設備を格納でき，放射性物質の放出を低減できる設計とする。また，燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するとともに，燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により熔融しないものであって，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有し，使用済燃料プールから放射性物質を含む水があふれ，又は漏れないものであって，使用済燃料プールから水が漏れいした場合において，水の漏れいを検知することができる設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とすることとし、使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下しない設計とする。

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを中央制御室に伝えるとともに、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により、使用済燃料プールの水位及び水温並びに放射線量を監視することが可能な設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるとともに、使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができる設計とする。

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備の記述を以下のとおり変更する。

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取扱装置、原子炉建屋クレーン等で構成する。

新燃料は、原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵施設から原子炉建屋クレーン等で使用済燃料プールに移し、燃料取扱装置により炉心に挿入する。

燃料の取替えは、原子炉上部のウェルに水を張り、水中で燃料取扱装置を用いて行う。

使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で燃料取扱装置

により移送し，原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの水中に貯蔵するか，又は使用済燃料プールの水中に7年以上貯蔵した後，使用済燃料乾式貯蔵設備に貯蔵する。

燃料取扱装置は，燃料取扱時において燃料体が臨界に達することのない設計とする。

また，燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止する設計とするとともに，使用済燃料プール周辺の設備状況等を踏まえて，使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下を防止できる設計とする。

なお，使用済燃料の事業所外への搬出には，使用済燃料輸送容器を使用する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(i) 新燃料貯蔵施設

a 構造

新燃料貯蔵施設は，新燃料を貯蔵ラックに挿入して貯蔵するものであり，原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

新燃料貯蔵施設は，想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。

b 貯蔵能力

全炉心燃料の約30%相当分

(ii) 使用済燃料貯蔵施設

a 使用済燃料プール

(a) 構造

使用済燃料プールは，使用済燃料及び新燃料を水中の貯蔵ラックに入れて貯蔵する鉄筋コンクリート造，ステンレス鋼内張りの水槽であり，原子

炉建屋原子炉棟内に設ける。

使用済燃料プールは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール水温、使用済燃料プール上部の空間線量率及び使用済燃料プール水の漏えいを監視する設備を設ける。

使用済燃料プールは、想定されるいかなる状態においても燃料体等が臨界に達することのない設計とする。

また、使用済燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

使用済燃料プールは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料体等の貯蔵機能を確保する設計とする。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。

(b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約290%相当分

b 使用済燃料乾式貯蔵設備

(a) 構造

使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を保管する使用済燃料乾式貯蔵建屋等からなる。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料をヘリウムガス雰囲気中に貯蔵する適切な遮蔽機能及び密封機能を有した鋼製の容器である。

使用済燃料乾式貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても使用済燃料が臨界に達することのない設計とする。

また、使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去する設計とする。

(b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約190%相当分

貯蔵対象燃料 8×8燃料，新型8×8燃料，新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系は、ポンプ、熱交換器、ろ過脱塩装置等で構成し、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。さらに、全炉心燃料を取り出した場合においても、残留熱除去系を併用して、使用済燃料プール水の十分な冷却が可能な設計とする。また、補給水ラインを設け、使用済燃料プール水の補給も可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て、最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台数 2

容量 約 125m³/h (1台当たり)

b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基 数 2

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

- 1 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下この条において「燃料体等」という。)の取扱施設(安全施設に係るものに限る。)を設けなければならない。
 - 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
 - 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。
- 2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設(安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。)を設けなければならない。
 - 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。
 - イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物

質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする。

ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。

ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。

二 使用済燃料の貯蔵施設(使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)を除く。)にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。

イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。

ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。

ハ 使用済燃料貯蔵槽(安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。)から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであつて、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができるものとする。

二 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。

一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制する

ことができるものとする。

二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項(以下「パラメータ」という。)を監視することができるものとする。

4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。

二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。

三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。

適合のための設計方針

以下、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）のうち、チャンネル・ボックスを除いたものを燃料集合体という。

第1項第1号について

燃料取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。

第1項第2号について

燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

第1項第3号について

燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、すべて水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。

第1項第4号について

使用済燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮蔽深さが確保される設計とする等、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするような設計とする。

第1項第5号について

燃料取替機の燃料つかみ具は二重ワイヤや種々のインターロックを設け、燃料移動中の燃料体等の落下を防止できる設計とする。

また、原子炉建屋クレーンの主要要素は、吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は、使用済燃料プール上を走行できないなどのインターロックを設ける設計とする。

第2項第1号イについて

貯蔵設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、適切な雰囲気換気空調系で維持する設計とする。また、燃料等の落下により放射性物質が放出された場合は、原子炉建屋原子炉棟で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系で処理する設計とする。

第2項第1号ロについて

新燃料貯蔵庫の貯蔵能力は、全炉心燃料の約30%とする。

使用済燃料プールは、全炉心燃料の約290%相当分貯蔵できる容量を有し、使用済燃料乾式貯蔵設備の貯蔵能力である全炉心燃料の約190%相当分と合わせて、発生する使用済燃料を貯蔵する。

第2項第1号ハについて

燃料体等の貯蔵設備としては、新燃料貯蔵庫、使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備がある。

- (1) 新燃料貯蔵庫は、浸水を防止し、かつ、水が入ったとしても排水可能な構造とする。
- (2) 新燃料貯蔵ラックは、燃料間距離を十分とることにより、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保つことができる設計とする。

なお、実際に起きることは考えられないが、反応度が最も高くなるような水分雰囲気を満たされた場合を仮定しても臨界未満にできる設計とする。

- (3) 使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックは、耐震Sクラスで設計し、使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより燃料が相互に接近しないようにする。また、貯蔵能力最大に燃料を収容し、使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を0.95以下に保つことができる設計とする。
- (4) 燃料装填後貯蔵された状態において使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物は、耐震Sクラスで設計し、貯蔵容器内のバスケットは、適切な燃料集合体間隔を保持することにより、燃料集合体が相互に接近しないようにする。また、貯蔵容器最大に燃料集合体を収容し、貯蔵容器内の燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が0.95以下となる設計とする。

第2項第2号イについて

使用済燃料の貯蔵設備については、以下のように設計する。

使用済燃料プール内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を施すとともに、使用済燃料の上部は十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

第2項第2号ロについて

使用済燃料プールの崩壊熱は、燃料プール冷却浄化系の熱交換器で使用済燃料プール水を冷却して除去するが、必要に応じて残留熱除去系の熱交換器を併用する。燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

また、燃料プール冷却浄化系は、ろ過脱塩装置を設置して使用済燃料プール水の浄化を行う設計とする。

第2項第2号ハについて

使用済燃料プールの耐震設計は、Sクラスで設計し、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。また、使用済燃料プールには排水口を設けないとともに、使用済燃料プールに入る配管には真空破壊弁を設けサイフォン効果により使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

また、万一の使用済燃料プールライニングの破損による漏えいを監視するため、漏えい検知装置及び水位警報装置を設ける設計とする。

第2項第2号ニについて

燃料取替機の燃料つかみ具は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、かつ、ワイヤ、インターロック等は、その使用前に必ず機能試験、検査を実施するので燃料体等取扱中に燃料体等が落下することはないと考えるが、

使用済燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じない設計とする。

また、燃料取替機本体等の重量物については、使用済燃料プールに落下しない設計とする。

なお、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器の落下については、キャスクピットは使用済燃料プールとは障壁で分離し、かつ、原子炉建屋クレーンは吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とするので、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器が使用済燃料プールに落下することを想定する必要はない。

第3項について

使用済燃料プールには、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を設け、異常が検知された場合には、中央制御室に警報を発することが可能な設計とする。また、これらの計測設備については非常用所内電気設備から受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視が可能な設計とする。

第4項について

- (1) 使用済燃料乾式貯蔵設備は、適切な遮蔽能力を有する設計とする。
- (2) 使用済燃料乾式貯蔵設備は、自然冷却によって使用済燃料の崩壊熱を外部に放出できる構造とし、使用済燃料乾式貯蔵容器内部にはヘリウムガスを封入して燃料被覆管の腐食を防止する設計とする。

- (3) 燃料装填後貯蔵された状態において、使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物は耐震Sクラスの設計とし、冷却媒体であるヘリウムガスを保持し、密封監視装置により漏えいを監視できる設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等(手順等含む)

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時

4.1.1.1 概要

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料貯蔵庫、使用済燃料プール、使用済燃料乾式貯蔵設備（以下4. では「乾式貯蔵設備」という。）、燃料取替機、原子炉建屋クレーン、除染装置等で構成する。

なお、使用済燃料の事業所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールの概要図を第4.1-1図に、使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物概要図を第4.1-2図に示す。

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから炉心に装荷するまで、及び使用済燃料を炉心から取り出し事業所外へ搬出までの貯蔵、並びに取り扱いを行うものである。

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量は中央制御室で監視できるとともに、異常時は中央制御室に警報を発信する。

4.1.1.2 設計方針

(1) 未臨界性

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、幾何学的な安全配置又は適切な手段により、臨界を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵設備は、燃料体等を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん、想定されるいかなる場合でも、未臨界性を確保できる設計とする。また、燃料体等の取扱設備は、燃料体等を直接取り扱う場合には、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

(2) 非常用補給能力

使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバの水を補給できる設計とする。

(3) 貯蔵能力

使用済燃料プール及び乾式貯蔵設備は、使用済燃料を計画どおりに貯蔵した後でも、炉心内の全燃料を使用済燃料プールに移すことができるような貯蔵能力を有した設計とする。また、新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有した設計とする。

(4) 遮蔽

使用済燃料プール内の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、使用済燃料の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

また、乾式貯蔵設備は、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。

燃料体等の取扱設備は、使用済燃料の炉心から使用済燃料プールへの移送操作、使用済燃料プールから炉心への移送操作、使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器への収容操作等が、使用済燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計とする。

(5) 漏えい防止、漏えい監視及び崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態の監視

使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計とする。また、使用済燃料プールに接続された配管には真空破壊弁を設け、配管が破損しても、使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

万一の使用済燃料プール水の漏えいを監視するため、漏えい検知装置及び水位警報装置を設ける設計とする。また、使用済燃料プールの水温及び燃料取扱場所の放射線量を測定できる設計とする。

(6) 密封及び密封監視

乾式貯蔵設備は、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

また、二重の蓋を設け、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより、密閉性を監視できる設計とする。

(7) 構造強度

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

また、使用済燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

(8) 落下防止

落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の模擬燃料集合体（チャンネル・ボックス含む）の落下エネルギー（15.5kJ）以上となる設備等を抽出する。床面や壁面へ固定する設備等については、使用済燃料プールからの離隔を確保するため、使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

a. 原子炉建屋原子炉棟

原子炉建屋原子炉棟の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。また、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし、地震による剥落のない構造とする。

また、運転床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、運転床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動に対して使用済燃料プール内へ落下しない設計とする。

b. 燃料取替機

燃料取替機は、基準地震動による地震荷重に対し、燃料取替機本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料プールへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。また、燃料取替機は、ワイヤロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により、落下防止対策を講じた設計とする。

(a) 燃料取替機本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に燃料取替機本体に発生する応力が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をした燃料取替機の脱線防止装置について、想定される使用条件において

評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に脱線防止装置及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下であること。

(c) 走行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において、地震時に走行レールに発生する応力が許容応力以下であること。

c. 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料プールへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。また、原子炉建屋クレーンは、ワイヤロープストップ機構、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により落下防止対策を施すとともに、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とする。

(a) 原子炉建屋クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時にクレーン本体に発生する応力が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建屋クレーンの脱線防止装置について、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に脱線防止装置に発生する応力が許容応力以下であること。

(9) 雰囲気浄化

燃料体等の貯蔵設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、適切な雰囲気換気空調設備（「8. 放射線管理施設」参照）で維持する設計とする。また、燃料体等の落下により放射性物質等が放出された場合には、原子炉建屋原子炉棟で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系（「9. 原子炉格納施設」参照）で処理する設計とする。

(10) 除 染

使用済燃料輸送容器等の除染ができる設計とする。

(11) 被ばく低減

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低減する設計とする。

(12) 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を検出できるとともに、これを適切に放射線業務従事者へ伝えることができる設計とする。

(13) 試験検査

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備のうち安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1-1表に示す。

また、乾式貯蔵設備の主要仕様を第4.1-3表に示す。

4.1.1.4 主要設備

発電所に到着した新燃料は、受取検査後、原子炉建屋原子炉棟内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プールに貯蔵する。

(1) 燃料取替機

燃料取替機は、原子炉ウェル、使用済燃料プール及び気水分離器等貯蔵プール上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

また、燃料つかみ具は二重のワイヤや燃料体等を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気が喪失

した場合にも、燃料体等が外れない設計とする。

燃料取替作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため、燃料取替機は遠隔自動で運転できる設計とする。

(2) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、新燃料、使用済燃料輸送容器等の運搬に使用するとともに、原子炉遮蔽体、格納容器上蓋、原子炉压力容器上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器等の取外し、運搬及び取付けに使用する。

また、原子炉建屋クレーンの主要要素は、種々の二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

(3) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、発電所に到着した新燃料を受取検査後炉心に装荷するまで貯蔵する鉄筋コンクリート造の設備で、原子炉建屋原子炉棟内に設け、全炉心燃料の約30%を収納できる。燃料は堅固な構造のラックに垂直に入れ、乾燥状態で保管する。新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける。

なお、新燃料は発電所敷地内の倉庫に所定の保安上の措置を行った上、一時仮置することもある。

新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ。さらに実際には起こることは考えられないが、反応度が最も高くなるというような水分雰囲気で満たされる場合を仮定しても臨界未満とする。

(4) 使用済燃料プール

使用済燃料プールは、約290%炉心分の燃料の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取り扱いができるスペースをもたせる。壁の厚さは遮蔽を考慮して十分とり、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。使用済燃料プールの水深は約11.5mである。

なお、使用済燃料プールは通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保する。

使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。

使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない。使用済燃料プール水の漏えい又は崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため、使用済燃料プール監視設備として、使用済燃料プール水位、使用済燃料プールライナードレン漏えい検知、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設ける。

なお、外部電源が利用できない場合においても、使用済燃料プール監視設備は、非常用所内電源系より受電し、外部電源が喪失した場合においても計測が可能な設計とする。

また、使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバのプール水を補

給する。

キャスクピットは、使用済燃料プールとは障壁で分離し、万一の使用済燃料輸送容器等の落下事故の場合にも、使用済燃料プールの機能を喪失しないようにする。

なお、新燃料を使用済燃料プールに一時的に仮置することもある。

(5) 使用済燃料乾式貯蔵設備

乾式貯蔵設備は、使用済燃料を収納する使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料乾式貯蔵容器を支持する支持構造物、貯蔵中の密封監視等を行う装置及びこれらを収納する使用済燃料乾式貯蔵建屋(以下4.では「貯蔵建屋」という。)で構成する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋部、バスケット等で構成され、これらの部材は、設計貯蔵期間における放射線照射影響、腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性を有する材料を選択し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないようにする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、61体の使用済燃料の貯蔵が可能であり、24基を設ける。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器には次のとおり燃料の種別に応じた適切な期間使用済燃料プールで冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内で装填し、排水後内部にヘリウムガスを封入する。

8 × 8 燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が 33,000MWd/t 以下の場合

9年以上冷却

新型 8 × 8 燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が
35,000MWd/t以下の場合

7年以上冷却

新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が
36,000MWd/t以下の場合

7年以上冷却

高燃焼度 8 × 8 燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が
39,500MWd/t以下の場合

7年以上冷却

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が
41,000MWd/t以下の場合

8年3か月以上冷却

ヘリウムガスは、冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止する。

使用済燃料を装填した使用済燃料乾式貯蔵容器は、車両衝突等の事故を防止するための措置を行い、原子炉建屋原子炉棟から貯蔵建屋へ運搬し、貯蔵建屋内の支持構造物により支持され、そこで貯蔵される。

なお、使用済燃料を事業所外へ搬出する場合には、使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を運搬し、キャスクに詰め替えを行った後、事業所外へ搬出する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率100 μSv/h以下となるよう、装填さ

れる使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行う。

装填された使用済燃料から発生する崩壊熱は、伝導、輻射等により大気へ放散される。また、安全機能を有する構成部材が健全性を維持できる温度以下及び設計貯蔵期間貯蔵しても燃料被覆管の累積クリープ量が1%を超えない温度以下になるようにする。さらに、貯蔵建屋に排気温度等の監視装置を設け、異常が生じた場合には中央制御室に警報を出す。

個々の燃料集合体を使用済燃料乾式貯蔵容器内部の所定の位置に収納するためのバスケットは、中性子吸収材であるほう素を添加した材料を適切に配置するとともに、適切な燃料間距離を保持することにより燃料集合体が相互に接近しないようにする。

また、燃料集合体を全容量収納し、容器内の燃料位置等について想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋部及び金属ガスケットにより漏えいを防止し、設計貯蔵期間中貯蔵容器内部圧力を負圧に維持する。さらに、貯蔵容器の二重蓋間の空間部をあらかじめ加圧し、密封を監視するための密封監視装置を貯蔵建屋内に設け、異常が生じた場合には中央制御室に警報を出す。

その場合でも、あらかじめ貯蔵容器内部を負圧に維持しているため、内部の気体が外部に流出することはない。

万一、二重蓋間の圧力低下等が生じた場合には、原則として使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を搬入し、必要な措置を行うこととする。

なお、安全評価において想定すべき異常事象として抽出された使用済燃料乾式貯蔵容器の燃料取扱床等への異常着床、使用済燃料乾式貯蔵容器の支持構造物への衝突の各事象に対しても、設計方針で示した各安全機能が

満足される。

(6) キャスク除染ピット

キャスク除染ピットは使用済燃料プールに隣接して設け、使用済燃料輸送容器等の除染を行う。

(7) 破損燃料検出装置

破損燃料検出装置は、原子炉停止時に SHIPPING を行って、破損燃料を検出する。なお、SHIPPING とは、チャンネル・ボックス上にシッパキャップを載せ、各チャンネル・ボックス内の水を採取し、核種分析によって燃料の破損を検出する方法である。

(8) 使用済燃料プール水位

使用済燃料プール水位は、使用済燃料プール水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、異常を検知した場合は中央制御室に警報を発信する設計とする。

(9) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知は、使用済燃料プールライニングからの漏えいを検知できる計測範囲を有し、使用済燃料プールからの漏えいが発生した場合に中央制御室に警報を発信する設計とする。

(10) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視が可能な設計とする。

(11) 使用済燃料プール温度

使用済燃料プール温度は、使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。

(12) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）は、使用済燃料プール水位の異常な低下及び使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、水位の異常な低下時及び温度の異常な上昇時に警報を発信する設計とする。

(13) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは、燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検出し警報を発信する設計とする。

(14) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタは、燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料体等の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し、原子炉建屋原子炉棟の通常の換気空調系を停止するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。

(15) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタは、燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料体等の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検知できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し、原子炉建屋原子炉棟の通常の換気空調系を停止するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。

4.1.1.5 試験検査

- (1) 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備の機器は、その使用前に必ず機能試験，検査を実施する。
- (2) 乾式貯蔵設備は、定期的に点検を行い，その健全性を確認する。

4.1.1.6 手順等

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

- (1) 使用済燃料プールへの重量物落下防止対策
 - a. 使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については，あらかじめ定めた評価フローに基づき評価を行い，使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。
 - b. 日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込む物品については，必要最低限に制限するとともに落下防止措置を実施する。
 - c. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは，通常待機時，使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととする。また，原子炉建屋クレーンにより，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料保管容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器の移動範囲の制限に関する運用上の措置を講ずることとし，それらを手順等に整備し，的確に実施する。
 - d. 使用済燃料プール上で作業を行う原子炉建屋クレーンについては，クレーン等安全規則に基づき，定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに，クレーンの運転，玉掛けは有資格者が実施する。また，燃料取替機においても，定期点検及び作業開始前点検を実施する。

第 4.1-1 表 燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

(1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)

(2) 貯蔵能力 全炉心燃料の約 290%相当分

(3) 使用済燃料プール水位

個数 2

計測範囲 (水位低警報設定値)

通常水位 - 142mm (EL. 46, 053mm)

(水位高警報設定値)

通常水位 + 36mm (EL. 46, 231mm)

種類 ディスプレーサ/フロート
式

(4) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

個数 1

計測範囲 (警報設定値)

ドレン止め弁 (EL. 29, 150mm) より + 265mm (EL. 29, 415mm)

種類 フロート式

(5) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

個数 1

計測範囲 0°C ~ 300°C

種類 熱電対

(6) 使用済燃料プール温度

個 数 1
計測範囲 0°C～100°C
種 類 熱電対

(7) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

個 数 水位：1
温度：1（検出点2箇所）
計測範囲 水位：-4,300mm～+7,200mm
(EL. 35,077～46,577mm)
温度：0～120°C
種 類 水位：ガイドパルス式
温度：測温抵抗体

(8) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

個 数 1
計測範囲 10^{-3} mSv/h～ 10^1 mSv/h
種 類 半導体式

(9) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

個 数 4
計測範囲 10^{-3} mSv/h～ 10^1 mSv/h
種 類 半導体式

(10) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

個 数 4

計測範囲 10^{-4} mSv/h \sim 1mSv/h

種 類 半導体式

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について

使用済燃料プールへ重量物が落下した場合においても、使用済燃料プールの機能が損なわれないようにするため、使用済燃料プールへの落下が想定される重量物を抽出し、抽出された重量物が基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止できる設計とする。

(1) 使用済燃料プールへの落下が想定される重量物の抽出

a. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、図面等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書、設置変更許可申請書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認している。

b. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

上記(1)で抽出及び項目分類したものについて、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーが気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギーを比較し、使用済燃料プールの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

(2) 使用済燃料プールへの落下防止対策

a. 耐震性確保による落下防止対策

燃料取替機，原子炉建屋クレーンについて，基準地震動 S_s に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また，使用済燃料プール周辺に常設している重量物は，落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

b. 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として，フック外れ止め，ワイヤロープ二重化，フェイルセーフ機構等，設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

c. 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検，安全装置の使用，クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用，原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定に示す。

2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し，異常時に警報を発信する設計とする。また，これらの計測設備については非常用所内電気設備から受電し，外部電源が利用できない場合においても，監視できる設計とする。

東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下について

目 次

1. 新規制基準の追加要件について
 - 1.1 概 要
2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー
3. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出
 - 3.1 評価フローⅠ（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方
 - 3.1.1 現場確認による抽出
 - 3.1.2 機器配置図等による抽出
 - 3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出
 - 3.2 評価フローⅠの抽出結果
 - 3.2.1 現場, 機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等
4. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出
 - 4.1 評価フローⅡ（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方
 - 4.1.1 設置状況による抽出
 - 4.1.2 落下エネルギーによる抽出
 - 4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出
 - 4.2 評価フローⅡの抽出結果
 - 4.2.1 設置状況による抽出結果
 - 4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果
 - 4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要とする重量物の抽出結果
5. 落下防止対策の対応状況確認

5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方

5.2 評価フローⅢの評価

5.2.1 耐震性確保による落下防止対策

5.2.2 設備構造による落下防止対策

5.2.3 運用による落下防止対策

5.3 評価フローⅢの抽出結果

5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

6. 重量物の評価結果

（別紙）

1. 燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について
2. 使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上設備等との離隔概要について
3. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について
4. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて
5. 使用済燃料プール周辺における異物混入防止区域について

（補足説明資料）

1. 燃料取替機主ホイスト（ワイヤロープ，グラップルヘッド，ブレーキ）の健全性評価について
2. 原子炉建屋クレーン主巻（ワイヤロープ，フック，ブレーキ）の健全性評価について
3. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策
4. 過去トラブル事例に対する対応状況について

5. 新燃料の取り扱いにおける落下防止対策
6. キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響
7. キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

1. 新規制基準の追加要件について

1.1 概 要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、下記の規則において重量物の落下時の貯蔵施設の機能に関する規制要件が新たに追加された。

このため使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出するとともに、新規制基準への適合状況について確認した。

なお、当該規制については、使用済燃料の貯蔵施設における機能維持が要件となっているため、東海第二発電所 使用済燃料プールのライニング健全性維持について評価した。

また、燃料集合体の落下に関する規制要件については変更されていない(安全設計審査指針 指針 49 と同じ)ため、ここでは燃料集合体以外の重量物を対象とした。

<重量物落下に関する規制要件が新たに追加となった規則>

- a. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第十六条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)第 2 項 第二号 ニ
- b. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」
第二十六条(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)第 2 項 第四号 ニ

2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物について、以下のフローにより網羅的に評価した。

I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、機器配置図等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書、設置許可変更許可申請書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認する。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した設備等について、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーを気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーと比較し、使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

III. 落下防止の対策の要否判断

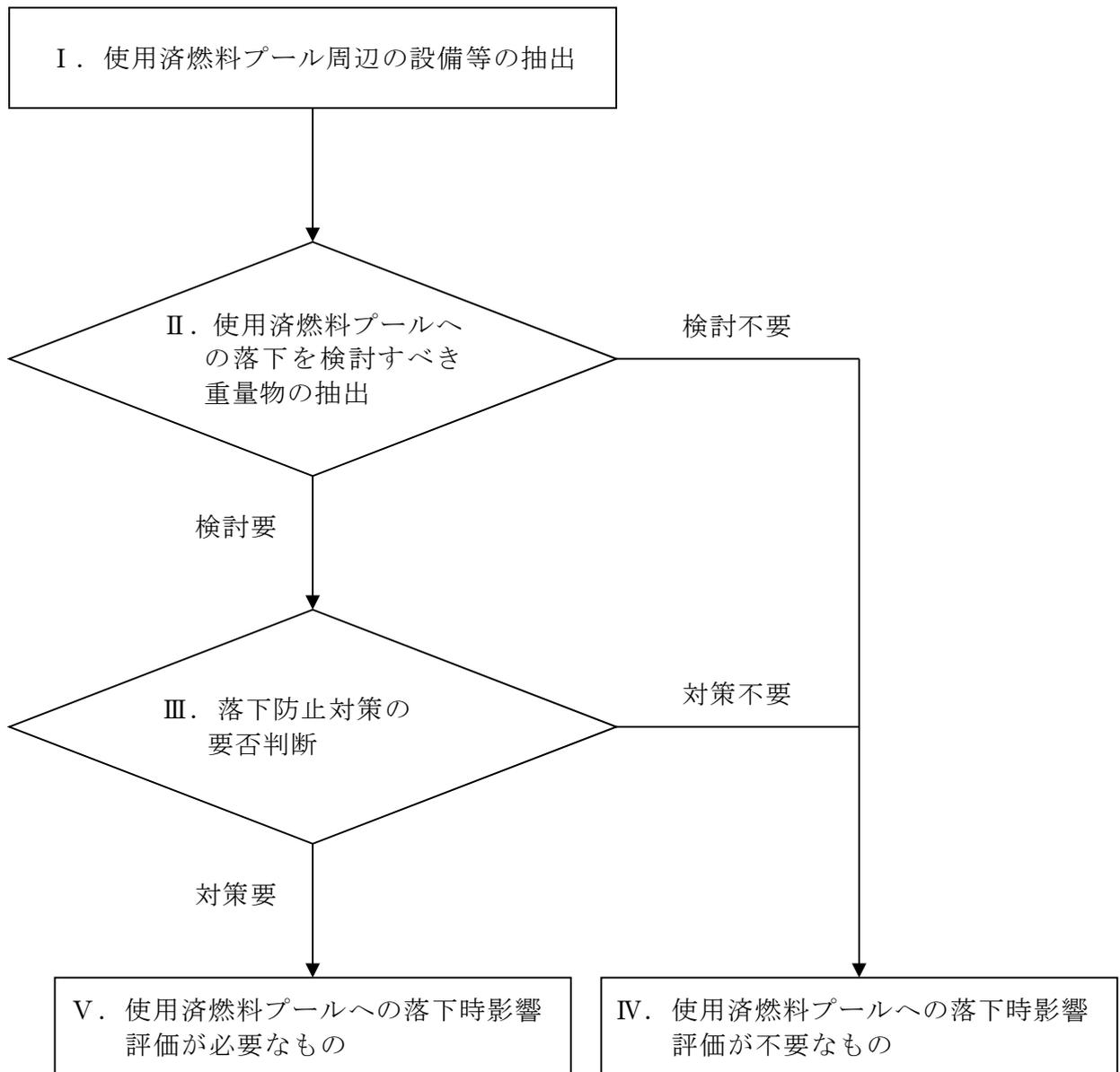
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況を踏まえて落下防止対策の要否を検討する。

IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フローⅢで落下防止対策が必要とされた重量物は、対策の有効性を検証するため、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フローⅡで検討不要,または評価フローⅢで対策不要としたものは、落下時影響評価は不要とする。



第 2.1-1 図 評価フロー

3. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

3.1 評価フロー I（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方

3.1.1 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）に設置されている設備等。

3.1.2 機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出する。なお、今後設置を計画している重大事故等対処設備についても抽出対象とする。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）に設置されている又は設置予定の設備等。

3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）の作業において、燃料取替機または原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等。

また、仮設機材類の持込品については、使用済燃料プールが、立入りと持込品を制限している区域内にあること及び、その落下エネルギーについては、燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため、抽出の対象外とする。

3.2 評価フロー I の抽出結果

3.2.1 現場，機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等

現場，機器配置図等による確認及び作業実績により，以下の設備等を抽出した。抽出した設備等の各項目の詳細については，第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表に示す。

【抽出した設備等】

- ① 原子炉建屋原子炉棟
- ② 燃料取替機
- ③ 原子炉建屋クレーン
- ④ その他クレーン類
- ⑤ PCV（取扱具含む）
- ⑥ RPV（取扱具含む）
- ⑦ 内挿物（取扱具含む）
- ⑧ プール内ラック類
- ⑨ プールゲート類
- ⑩ キャスク（取扱具含む）
- ⑪ 電源盤類

- ⑫ フェンス・ラダー類
- ⑬ 装置類
- ⑭ 作業機材類
- ⑮ 計器・カメラ・通信機器類
- ⑯ 試験・検査用機材類
- ⑰ コンクリートプラグ・ハッチ類
- ⑱ 空調機
- ⑲ 重大事故等対処設備
- ⑳ その他

使用済燃料プール周辺の主な作業としては、燃料集合体の移動作業がある。この作業で使用する燃料取替機は、原子炉压力容器と使用済燃料プール内ラック間の燃料集合体、キャスクへの使用済燃料集合体の移動作業を行う。原子炉建屋クレーンにおいては、キャスクの移動、プラント定検時の原子炉建屋原子炉棟6階床面における各機器の配置変更、搬入及び搬出を行う。

東海第二発電所の現場状況を以下に示す。



原子炉建屋クレーン



原子炉建屋原子炉棟 6階西側



原子炉建屋原子炉棟 6階平面図



原子炉建屋原子炉棟 6階東側



燃料取替機

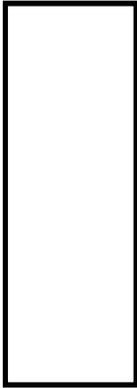
第 3.2-1 図 原子炉建屋原子炉棟 6階床面概要



燃料取替機本体

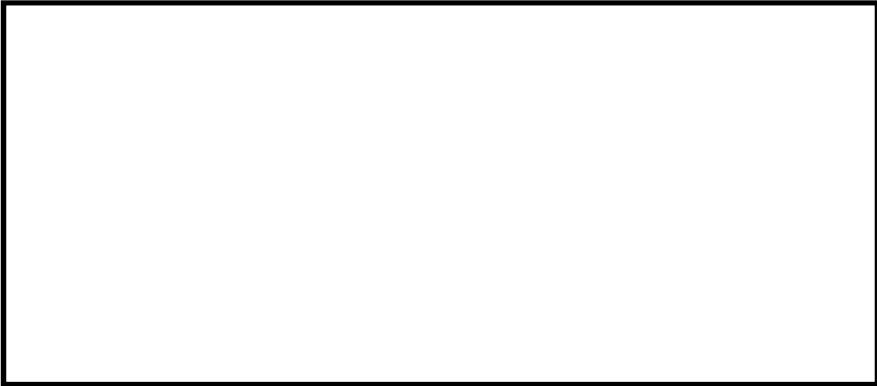


燃料集合体

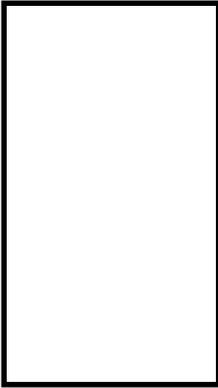


制御棒

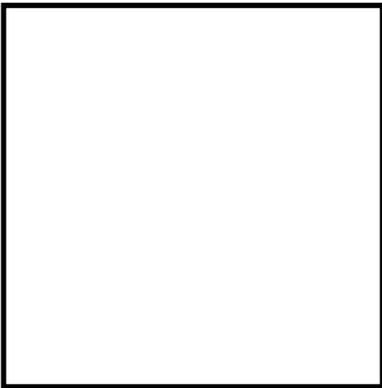
第 3.2-2 図 燃料取扱機本体及び取扱重量物



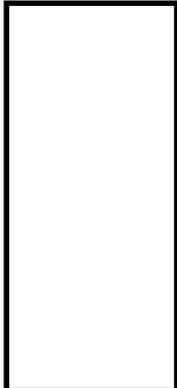
原子炉建屋クレーン本体



キャスク



キャスク吊具



使用済燃料プールゲート

第 3.2-3 図 原子炉建屋クレーン本体及び取扱重量物

第 3.2-1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（その 1）

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス, 耐震壁等
		照明
		クレーンランウェイガータ
2	燃料取替機	燃料取替機
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン
		新燃料検査台
5	PCV (取扱具含む)	PCV ヘッド
		PCV ヘッド吊り具
6	RPV (取扱具含む)	RPV ヘッド (+スタッドボルトテンション)
		RPV ヘッドフランジガasket
		ミラーインシュレーション
		スタッドボルト着脱装置
		ミラーインシュレーションペロー
7	内挿物 (取扱具含む)	ドライヤ
		セパレータ
		シュラウドヘッドボルト
		シュラウドヘッドボルトレンチ
		D/S 吊り具
		MS ラインプラグ
		MSLP 用電源箱
		MSLP 用空気圧縮機
		MSLP 用電動チェーンブロック
		マルチストロングバック
		燃料集集体
		チャンネル着脱機
		D/S 水中移動装置
		8
チャンネル貯蔵ラック		
使用済燃料貯蔵ラック		
制御棒・破損燃料貯蔵ラック		
LPRM 収納缶置台		
制御棒ハンガ		
9	プールゲート類	燃料プールゲート (大)
		燃料プールゲート (小)
		キャスクピットゲート

番号	抽出項目	詳細
10	キャスク (取扱具含む)	キャスク
		キャスク吊り具
		ドライキャスク
		ドライキャスク吊り具
		固体廃棄物移送容器
		固体廃棄物移送容器用垂直吊り具 (R/B 用)
11	電源盤類	照明用トランス
		照明用分電盤
		チャンネル着脱機制御盤
		作業用分電盤
		中継端子箱
		原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤
		水中照明電源箱
		シッピング用操作盤部
		シッピング動力盤
		開閉器
12	フェンス・ラダー 類	キャスクピット排水用電源盤
		手摺り (除染機用レール含む)
		可動ステージ開放用ホイスト架台
		原子炉ウェル用梯子
		DSP 昇降梯子
		パーテーション
13	装置類	集塵装置 (収納コンテナ含む)
		DSP パッキン用減圧器
		酸化膜厚測定装置
		水中テレビ制御装置
		燃料付着物採取用装置 (本体, ポール, ヘッド)
		水位調整装置
14	作業用機材類	リークテスト測定装置
		SFP ゲート用架台
		工具類
		大型セイバーソー
		遮へい体
		防災シート類
		足場材
		水中簡易清掃装置保管箱
		局所排風器
		ウェル用資機材
		ローリングタワー
フィルタ収納容器		
LPRM 収納箱		

第 3.2-2 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（その 2）

番号	抽出項目	詳細	番号	抽出項目	詳細
14	作業用機材類	テント	18	空調機	空調機
		酸化膜厚測定装置架台			FHM 操作室空調機
		工具箱（引き出しタイプ）鋼製	19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器
		ドロップライト収納箱			常設スプレイヘッド
		グラブール収納箱	20	その他	配管
		水中カメラ支持ポール			チェッカープレート
		チャンネル固縛仮置き架台			非常用誘導灯
		NFV 用吊り具ワイヤ			消火設備
		除染ピット用クーラー			掲示板
		スポットクーラー			ガラス
		注水ユニット			ダクト
		キャスク底部固定金具			ブローアウトパネル
		足場収納箱			ケーブル
		差圧計			救命用具
エリアモニタ	定検資機材				
プロセスモニタ	RCW サージタンク				
ページング	時計				
固定電話	手摺り収納箱				
監視カメラ	ステップ				
IAEA カメラ	カメラケース				
使用済燃料プール温度計	カメラ用架台				
使用済燃料プール水位計	ペリスコープ用架台				
水素濃度計	キャビネット（コンテナ類含む）				
DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）	使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）				
RCW サージタンク液位計	安全帯用ポール及び連結板				
地震計	内蓋吊金具収納箱				
16	試験・検査用機材類	テンション用テストブロック	垂直吊具エア操作ユニット		
		スタッドボルト試験片	リークテスト測定装置ホース収納箱		
		FHM 用テストウェイト	蓋仮置き台		
		シッパーキャップ架台 （16 キャップ含む）	フランジプロテクター		
		SHIPPING 装置架台	蓋吊具（DC 用、NFT 用）		
		可動ステージ	ボンベ台車		
17	コンクリートブラ グ・ハッチ類	キャスク除染ピットカバー	収納缶（冷却用）		
		DS プールカバー	ハンドリフター（2t）		
		原子炉ウェルシールドプラグ	加圧タンク		
		スキマサーージタンク用コンクリートプラグ	ヘリオット		
		SFP スロットプラグ	位置決めラグ		
		SFP スロットプラグ吊り具	RPV ヘッド架台		
		DSP スロットプラグ	真空乾燥装置		
		DSP スロットプラグ吊り具	新燃料容器		
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	コンテナ用枕木		
		FPC F/D コンクリートプラグ			
		CUW F/D コンクリートプラグ			

4 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

4.1 評価フローⅡ（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方

4.1.1 設置状況による抽出

使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法等を考慮して、使用済燃料プール内に落下するおそれがあるものを検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

4.1.2 落下エネルギーによる抽出

4.1.1「設置状況による抽出」にて検討要となった重量物について、落下エネルギーを算出し、気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギー（約 15.5kJ[※]）を超える重量物となる設備等を検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

※ 燃料体等の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料体等と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（別紙1）参照。

（落下エネルギーの算出方法）

$$E = m \times g \times h$$

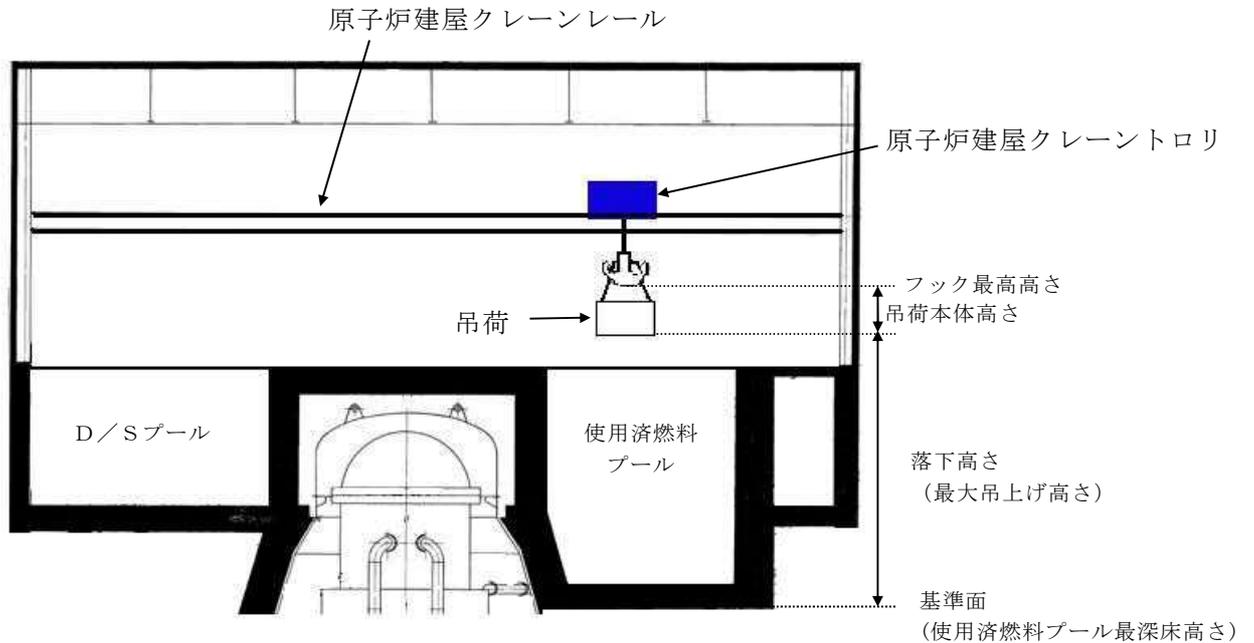
E：落下エネルギー [J]

m：質量 [kg]

g：重力加速度 [m/s²]

h：落下高さ [m]

ここで、落下高さは、各設備等の最大吊り上げ高さ（＝フック最高高さ－プール最深床高さ－吊荷本体高さ）とし、基準面は使用済燃料プール最深床高さとする。



第 4.1-1 図 落下高さ算出概要

4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の算出

4.1.1「設置状況による抽出」及び4.1.2「落下エネルギーによる抽出」により、検討要になるものを、評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断が必要となる重量物として抽出する。

4.2 評価フローⅡの抽出結果

4.2.1 設置状況による抽出結果

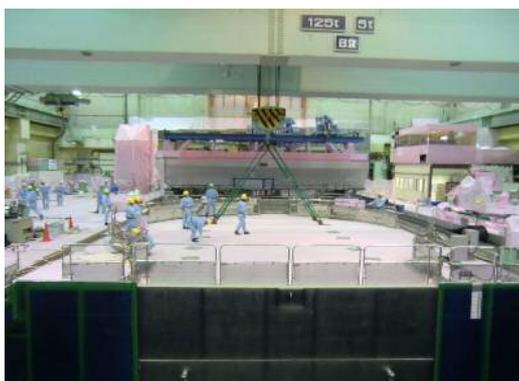
設置位置については、手摺りにより区画された外側に配置されていれば、使用済燃料に容易に落下することはないと考えられる。したがって、手摺りにより区画された外側に配置されていることで、使用済燃料プールとの離隔を確保していることとする。

下記項目の設備等は、使用済燃料プールの手摺りの外側に設置されており、使用済燃料プールとの離隔が確保されているとともに、設置方法として、転倒防止対策（電源盤類、空調機については、床面や壁面にボルト等にて固定または固縛）がとられており、仮に地震等により損壊・転倒したとしても使用済燃料プールまでの離隔がとられていることから、落下は防止される（詳細は、使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟6階床面上設備との離隔概要について（別紙2）参照）。

<検討不要となる項目※>

- ・⑤PCV（取扱具含む）
- ・⑪電源盤類
- ・⑱空調機
- ・⑲重大事故等対処設備

※各項目の詳細は第3.2-1表及び第3.2-2表を参照



使用済燃料プール周り（全体）



使用済燃料プール周り（手摺り）

4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果

下記項目の設備等は，4.1.2「落下エネルギーによる抽出」に示す落下エネルギーの算出方法により算出された落下エネルギーが，気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さくなり，検討不要となる。

<検討不要の項目* >

- ・ ⑧ プール内ラック類
- ・ ⑭ 作業用機材類
- ・ ⑮ 計器・カメラ・通信機器類

※各項目の詳細は第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表参照

上記項目の設備等は，使用中に仮に使用済燃料プールへ落下した場合においても，その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギーより小さいことから，検討不要とした。

4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果

4.2.1「設置状況による抽出」及び4.2.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要になる重量物として抽出した項目を下記に示す。

これらの項目は、落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、後段の評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断を実施する。

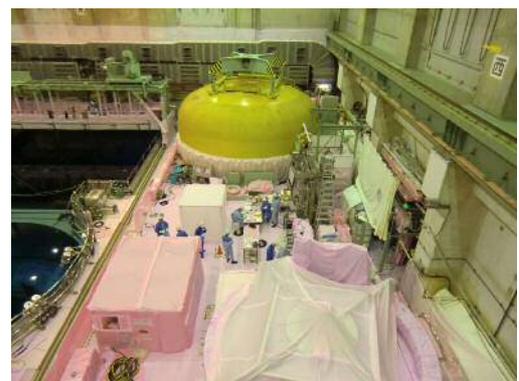
<検討要となる項目※>

- ・ ①原子炉建屋原子炉棟
- ・ ②燃料取替機
- ・ ③原子炉建屋クレーン
- ・ ④その他クレーン類
- ・ ⑥RPV（取扱具含む）
- ・ ⑦内挿物（取扱具含む）
- ・ ⑨プールゲート類
- ・ ⑩キャスク
- ・ ⑫フェンス・ラダー類
- ・ ⑬装置類
- ・ ⑯試験・検査用資材
- ・ ⑰コンクリートプラグ・ハッチ類
- ・ ⑳その他

※各項目の詳細は第3.2-1表及び第3.2-2表を参照



原子炉建屋原子炉棟（天井面）



原子炉建屋原子炉棟（壁面）

5. 落下防止対策の要否判断

5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方

評価フローⅡで検討要として抽出した重量物について、使用済燃料プールへの落下原因に応じて、落下防止措置を適切に実施する設計とする。

抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理について第 5.1-1 表に示す。

第 5.1-1 表 抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理

抽出した設備等※	該当する落下原因（a～d）及び落下対策（①～③）					
	a. 地震による設備等の損壊	b. 吊荷取扱装置の故障等		c. 吊荷取扱装置の誤操作		d. 吊荷取扱設備の待機位置等
	①	②	③	②	③	③
原子炉建屋原子炉棟	○	—	—	—	—	—
燃料取替機	○	—	○	—	○	○
原子炉建屋クレーン	○	—	○	—	○	○
その他クレーン類	○	○	○	○	○	—
RPV（取扱具含む）	—	○	○	○	○	—
内挿物（取扱具含む）	○	○	○	○	○	—
ブルゲート類	—	○	○	○	○	—
キャスク（取扱具含む）	—	○	○	○	○	○
フェンス・ラダー類	—	○	○	○	○	—
装置類	—	○	○	○	○	—
試験・検査用機材類	—	○	○	○	○	—
コンクリートプラグ・ハッチ類	—	○	○	○	○	—
その他	—	○	○	○	○	—

※項目の詳細は第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表参照

ここで、吊荷取扱設備とは、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンであり、吊荷取扱装置とは、吊荷取扱設備に設けている安全装置等をいう。

上記落下防止対策①～③については、具体的に以下により確認する。

① 耐震性確保による落下防止対策

原子炉建屋原子炉棟，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンについて，基準地震動 S_s に対する耐震評価により壊れて落下しないことを確認し，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また，使用済燃料プール周辺に常設している重量物は，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

② 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として、燃料取替機にはフック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等の設備構造上の落下防止措置が、原子炉建屋クレーンにはフック外れ止め、フェイルセーフ機構（ワイヤロープストッパ機構含む）等の設備構造上の落下防止措置が適切に講じられている設計とする。

③ 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策により、落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

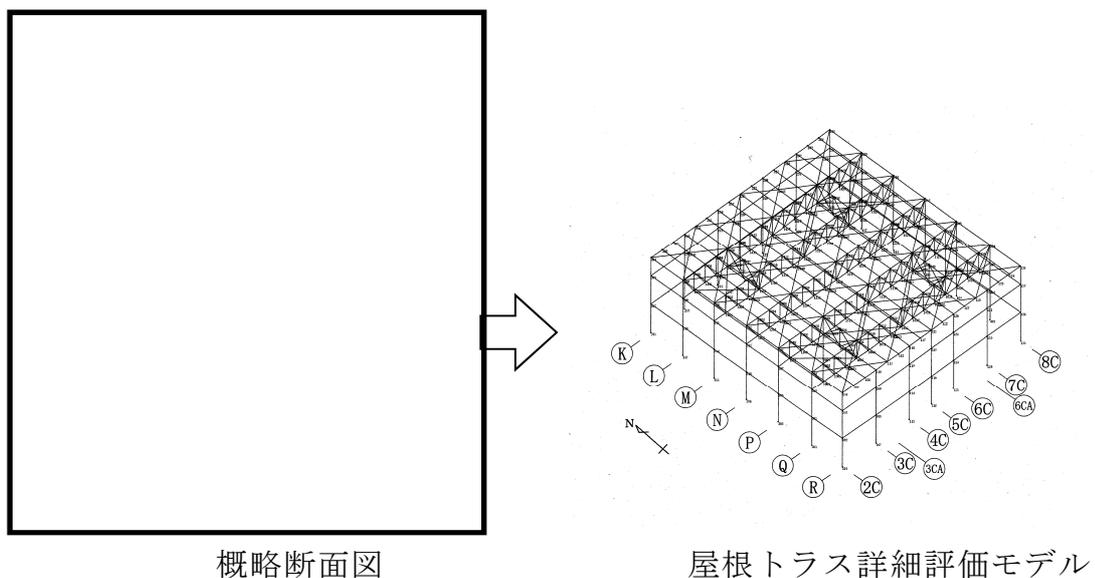
5.2 評価フローⅢの評価

5.2.1 耐震性確保による落下防止対策

(1) 原子炉建屋原子炉棟及び使用済燃料プール上部にある常設設備

原子炉建屋原子炉棟については、6階床面（EL. 46.5m）より上部の鉄筋コンクリート造の壁および鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動 S_s に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず、使用済燃料プール内に落下しないことを設計とする。なお、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。原子炉建屋原子炉棟6階床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、6階床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動 S_s に対して落下しない設計とする。

なお、使用済燃料プール上部にある常設設備としては天井照明があるが、その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいため、評価フローⅡにおいて検討不要としている。



第 5.2-1 図 原子炉建屋原子炉棟屋根評価モデル

(2) 燃料取替機

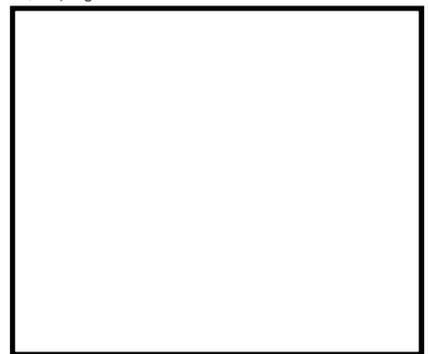
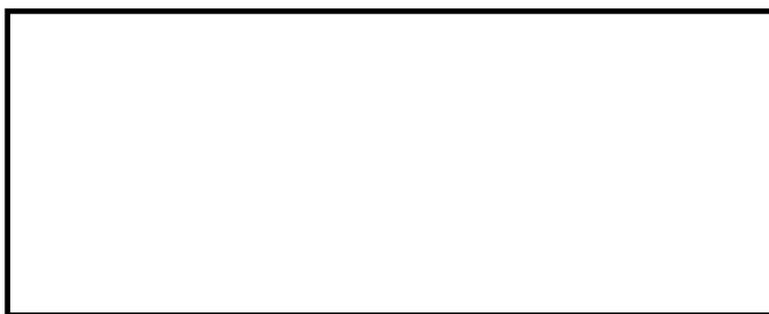
燃料取替機[※]は、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びD/Sプールをまたぐレール上を走行する取替機であり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

※ 耐震性評価においては燃料取替機の使用済燃料プール上で取り扱う吊荷となる項目全てを包絡する重量とする。

- 燃料集合体
- ブレードガイド
- 制御棒 等

燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。



燃料取替機本体



走行レール断面

走行レール上面

第 5.2-2 図 燃料取替機本体及び走行レール詳細

a. 燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

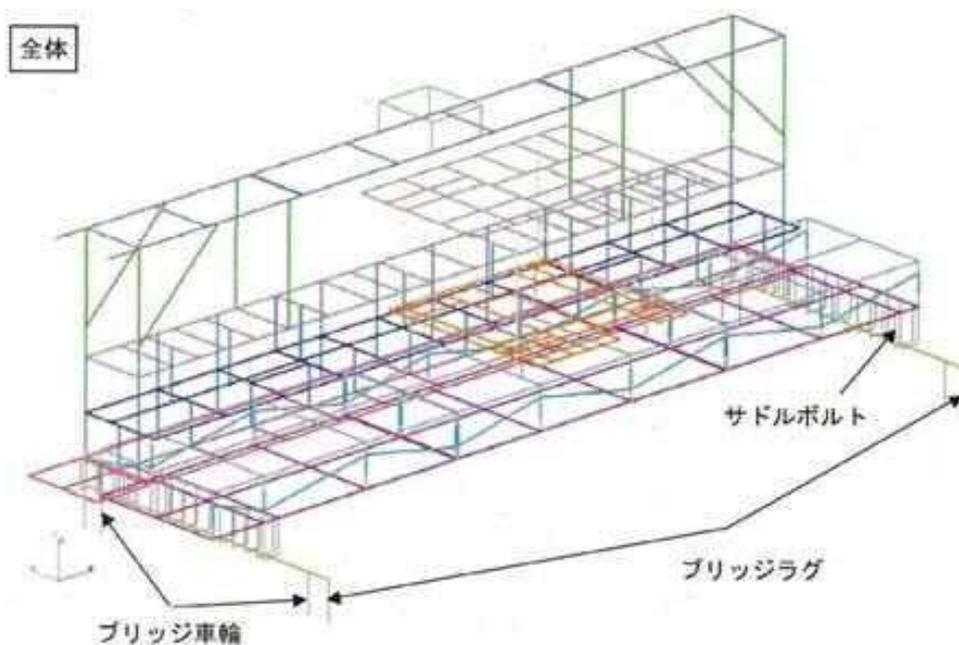
以下に、耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ii. トロリ脱線防止ラグ
- iii. ブリッジ脱線防止ラグ
- iv. 走行レール



第 5.2-3 図 燃料取替機解析モデル（イメージ）

i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して燃料取替機本体（構造物フレーム）に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行用レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）及びトロリ脱線防止ラグ（片爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造とする。

本装置は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上の走行用レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、燃料取替機が浮上り、走行レールより脱線しない構造とする。

本装置は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iv. 走行レール

走行レールは原子炉建屋原子炉棟 6 階床面に設置され、本レールが破損した場合、燃料取替機本体が使用済燃料プールに落下することを防止するため、想定される最大重量の吊荷を吊った状態におい

ても，基準地震動 S_s に対して走行レールに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，ワイヤロープ，フック及びブレーキは，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

燃料取替機本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ (S_u) による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については，重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト，モノレールホイスト及びフレームホイスト) について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 1 に，主ホイストにおける評価例を示す。

(3) 原子炉建屋クレーン

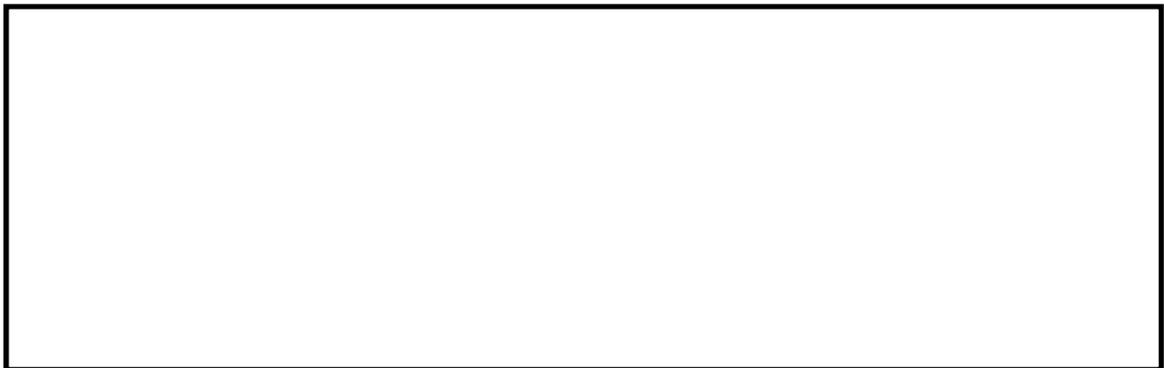
原子炉建屋クレーン[※]は、原子炉建屋原子炉棟内壁に沿って設置された走行レール上を走行するクレーンであり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガータ当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

原子炉建屋クレーンは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

※ 耐震性評価においては原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール上で取り扱う吊荷は、下記のように燃料取替機によりつられる項目を包絡する重量とする。

- キャスク
- プールゲート
- 燃料集合体等 等

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



第 5.2-4 図 原子炉建屋クレーン本体

a. 原子炉建屋クレーンの落下防止対策

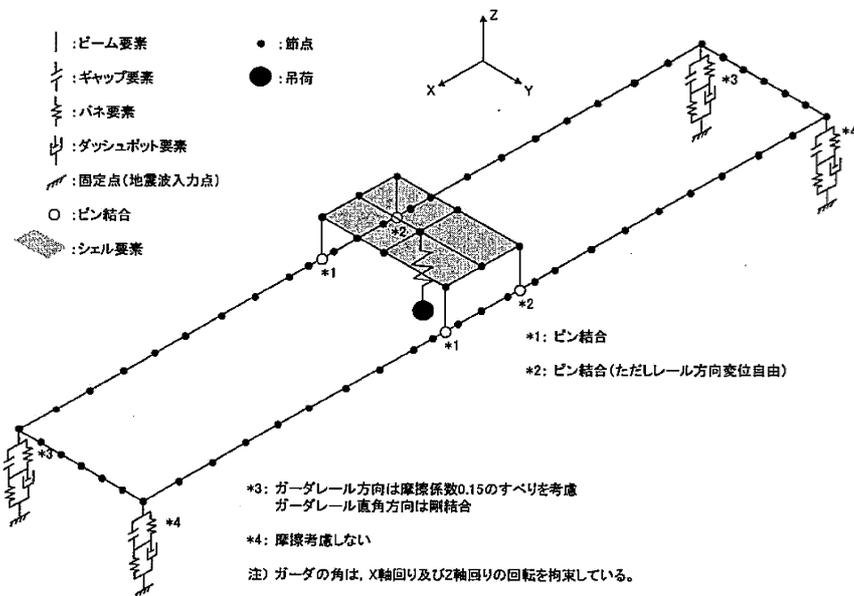
原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。耐震性評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. クレーン本体ガーダ
- ii. 脱線防止ラグ
- iii. トロリストoppa



第 5.2-5 図 原子炉建屋クレーン解析モデル (イメージ)

i. クレーン本体ガード

原子炉建屋クレーン本体ガードは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

ii. 脱線防止ラグ

走行脱線防止ラグは、ランウェイガード当り面に対し浮上り代を設けた構造とし、原子炉建屋クレーンが浮上り、ランウェイガードより脱線しない構造とする。

脱線防止装置は、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して脱線防止装置に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iii. トロリストッパ

トロリストッパは、横行レールに対し浮上り代を設けた構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造としている。

トロリストッパは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対してトロリストッパに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

b. 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，脱線防止ラグは，原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。耐震評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ (S_u) による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については，重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト及びモノレールホイスト) について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 2 に，主巻における評価例を示す。

5.2.2 設備構造による落下防止対策

(1) 燃料取替機

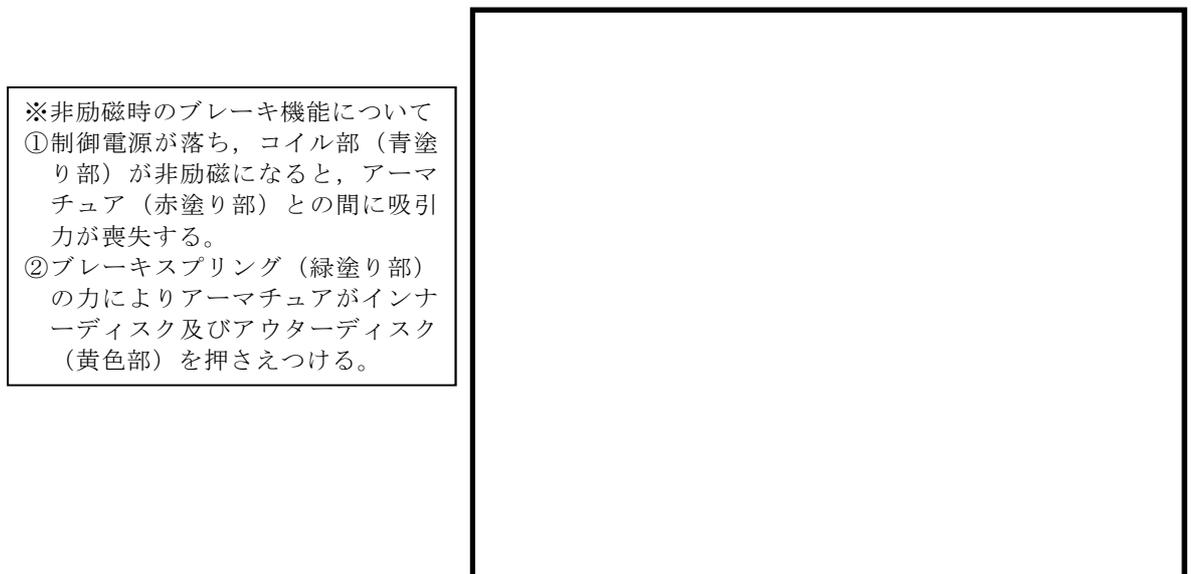
使用済燃料プール上において、燃料取替機で扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

a. 駆動電源の喪失対策

燃料取替機は、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2-6 図に示す。燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2-6 図の①、②に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

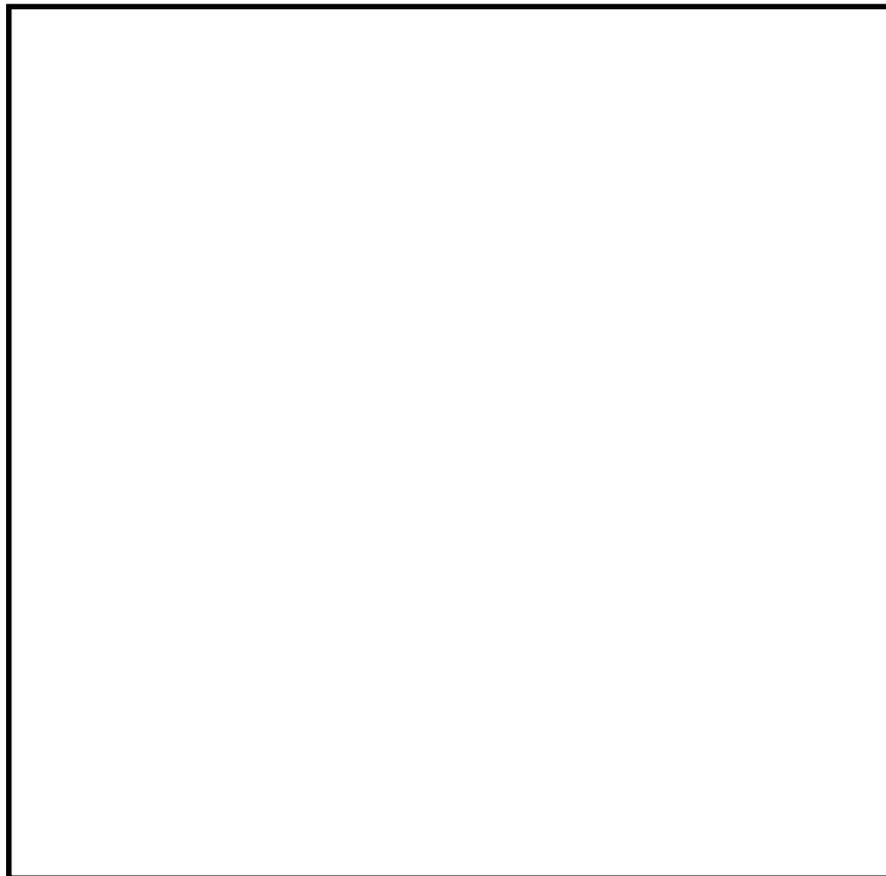


第 5.2-6 図 直流電磁ブレーキの概要

(b) 駆動用空気喪失時のブレーキ機能について

燃料つかみ具機構の概要について第 5.2-7 図に示す。また、燃料つかみ具機構の駆動用空気喪失時のブレーキ機能を以下に示す。

- ① 燃料つかみ具の操作用圧縮空気が喪失した場合でも、フックがつかみ方向に動作するようバネを内蔵するフェイルセーフ設計とする。
- ② 燃料が吊られている状態では、メカニカルインターロックカム構造により、燃料集合体は外れない設計とする。
- ③ 燃料つかみ具に燃料集合体の荷重があってもフック閉信号が出ていない場合には、燃料集合体を確実につかんでいないものとして吊り上げができないようインターロックを設ける。

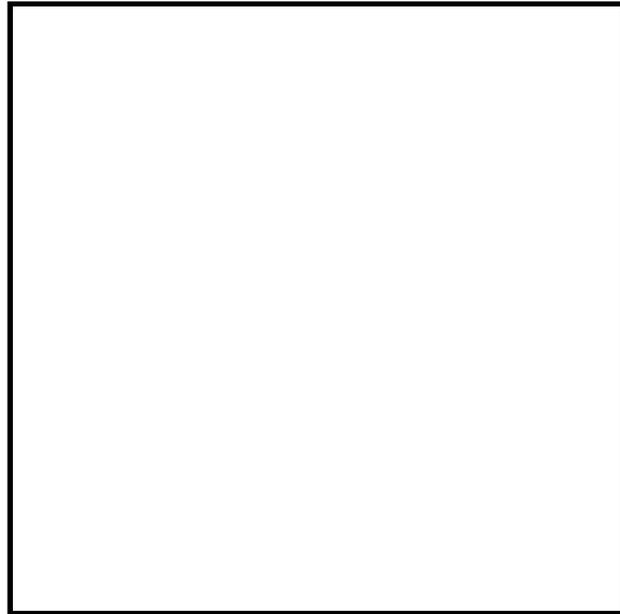


第 5.2-7 図 燃料つかみ具機構概要

b. ワイヤロープ 2 重化対策

ワイヤロープを 2 重化することで、仮にワイヤロープが 1 本切れた場合でも、残りのワイヤロープ※で重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする。

※ ワイヤロープ 1 本の耐荷重は約 9.7t であり、燃料集合体の 1 体の重量（約 300kg）は十分に保持可能である。



第 5.2-8 図 燃料取替機ワイヤロープ 2 重化構造

c. 速度制限

燃料取替機は、操作員からの入力指示に従い、計算機システムより駆動制御装置に運転指令を与え、一連の燃料取替作業を自動的に行える機能を有しており、この駆動を制御するための駆動制御装置及び駆動制御装置に指令を与える判断装置としての計算機システムにより、速度制限を行い、誤動作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

具体的には、運転員の入力指示に従い、計算機が安全な移送ルート、及び速度パターンを決定し、運転指令信号を出力することで、ブリッジ等を駆動し、速度制限による運転が行われる。

この他、手動による操作も可能であり、本操作時においても運転速度は制限され、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止する設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第 5.2-1 表 運転速度

単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイスト
自動 半自動	—			
手動	押ボタン			
	1ノッチ			
	2ノッチ			
	3ノッチ			

トロリホイスト及びフレームホイストについては、ペンダントにより高速（ m/min）、低速（ m/min）の選択が可能。

d. 過巻防止

主ホイスト、トロリホイスト及びフレームホイストには、過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために、過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けており、過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

(2) 原子炉建屋クレーン

使用済燃料プール上において、原子炉建屋クレーンで扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

a. 駆動電源の喪失対策

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2-9 図に示す。原子炉建屋クレーンのブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2-9 図の①、②に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について
①制御電源が落ち、電磁石コイルが非励磁になると、バネ（赤塗り部）の力によりブレーキドラム（黄色部）をブレーキライニング（青部）が挟み込み、強力な制動力を発生する。

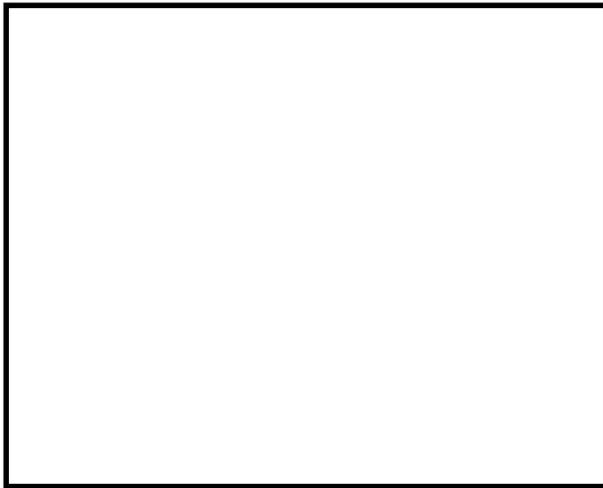


第 5.2-9 図 電磁ブレーキ構造

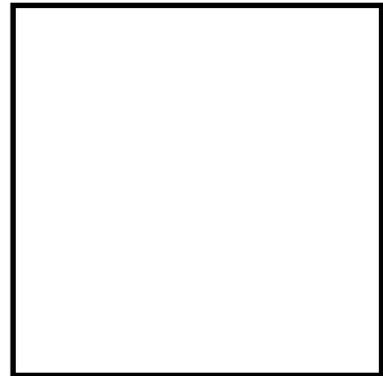
b. 主巻ワイヤロープストッパ方式及びフックの外れ止め金具

主巻のイコライザハンガをストッパ方式にすることで、仮にワイヤロープが切れた場合でも重量物が落下せず、安全に保持できる構造となっている。

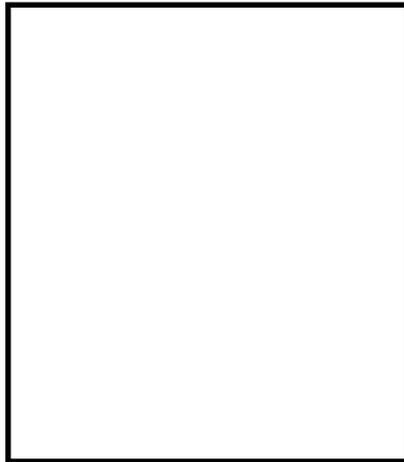
また、フックには、外れ止め金具が装備されており、フックとワイヤロープが外れて重量物が落下しない設計となっている。



イコライザハンガ構造図



ストッパ方式概念図



主巻フック構造図

第 5.2-10 図 イコライザハンガ及び主巻フック構造

c. 速度制限

原子炉建屋クレーンの主巻は操作室からの操作が可能であり，補巻は操作室からの操作とクレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。操作室で操作する場合は，低速－高速の切替運転，ペンダント操作による運転では，可変抵抗器により 10 段階速度で運転が可能である。

また，モノレールホイストについては，クレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第 5.2-2 表 運転速度

主巻及び補巻		単位：m/min	
運転操作	操作室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度／可変抵抗器目盛
主巻			
補巻			
横行			
走行			

モノレールホイスト		単位：m/min
運転操作	ペンダント操作	
巻上機		
横行		

運転操作における各設備操作の運転速度制限により，誤操作等による吊荷の振れを抑制し，吊荷の落下を防止している。

d. 過巻防止

主巻，補巻，モノレールホイスト巻上装置には，過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために，過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けることにより，過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

5.2.3 運用による落下防止対策

(1) 法令点検等による落下防止措置

クレーン等安全規則には、点検の実施や玉掛け作業は有資格者が実施することなどが規定されている。原子炉建屋クレーンによる燃料集合体や内挿物の移送作業においても、この規定に基づく作業前点検等を行い、クレーンや玉掛け用具の故障や不具合によって取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

また、燃料取替機においても、作業前点検等を実施することにより、原子炉建屋クレーン同様、取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

クレーン等安全規則（抜粋）

第二章 クレーン 第三節 定期自主検査等

（定期自主検査）

第三十四条 事業者は、クレーンを設置した後、一年以内ごとに一回、定期的に、当該クレーンについて自主検査を行なわなければならない。ただし、一年をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

- 2 事業者は、前項ただし書のクレーンについては、その使用を再び開始する際に、自主検査を行なわなければならない。
- 3 事業者は、前二項の自主検査においては、荷重試験を行わなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当するクレーンについては、この限りでない。
 - 一 当該自主検査を行う日前二月以内に第四十条第一項の規定に基づく荷重試験を行ったクレーン又は当該自主検査を行う日後二月以内にクレーン検査証の有効期間が満了するクレーン
 - 二 発電所、変電所等の場所で荷重試験を行うことが著しく困難なところに設置されており、かつ、所轄労働基準監督署長が荷重試験の必要がないと認めたクレーン
- 4 前項の荷重試験は、クレーンに定格荷重に相当する荷重の荷をつつて、つり上げ、走行、旋回、トロリの横行等の作動を定格速度により行なうものとする。

第三十五条 事業者は、クレーンについて、一月以内ごとに一回、定期的に、次の事項について自主検査を行なわなければならない。ただし、一月をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

- 一 巻過防止装置その他の安全装置、過負荷警報装置その他の警報装置、ブレーキ及びクラッチの異常の有無
- 二 ワイヤロープ及びつりチェーンの損傷の有無
- 三 フック、グラブバケット等のつり具の損傷の有無
- 四 配線、集電装置、配電盤、開閉器及びコントローラーの異常の有無
- 五 ケーブルクレーンにあっては、メインロープ、レールロープ及びガイロープを緊結している部分の異常の有無並びにウインチの据付けの状態

(作業開始前の点検)

第三十六条 事業者は、クレーンを用いて作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に、次の事項について点検を行なわなければならない。

- 一 巻過防止装置、ブレーキ、クラッチ及びコントローラーの機能
- 二 ランウェイの上及びトロリが横行するレールの状態
- 三 ワイヤロープが通っている箇所の状態

第八章 玉掛け 第一節 玉掛用具

(作業開始前の点検)

第二百二十条 事業者は、クレーン、移動式クレーン又はデリックの玉掛用具であるワイヤロープ、つりチェーン、繊維ロープ、繊維ベルト又はフック、シャックル、リング等の金具（以下この条において「ワイヤロープ等」という。）を用いて玉掛けの作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に当該ワイヤロープ等の異常の有無について点検を行なわなければならない。

- 2 事業者は、前項の点検を行なった場合において、異常を認めるときは、直ちに補修しなければならない。

第八章 玉掛け 第二節 就労制限

(就労制限)

第二百二十一条 事業者は、令第二十条第十六号に掲げる業務*（制限荷重が一トン以上の揚貨装置の玉掛けの業務を除く。）については、次の各号のいずれかに該当する者でなければ、当該業務に就かせてはならない。

- 一 玉掛け技能講習を修了した者
- 二 職業能力開発促進法（昭和四十四年法律第六十四号。以下「能開法という。）第二十七条第一項の準則訓練である普通職業訓練のうち、職業能力開発促進法施行規則（昭和四十四年労働省令第二十四号。以下「能開法規則」という。）別表第四の訓練科の欄に掲げる玉掛け科の訓練（通信の方法によって行うものを除く。）を修了した者
- 三 その他厚生労働大臣が定める者

※令第二十条第十六号に掲げる業務とは、つり上げ荷重が一トン以上のクレーンの玉掛けの業務が含まれる。

(2) 吊荷取扱設備の待機場所等による落下防止措置

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととし、使用済燃料プール上に落下することを防止する設計とする。また、原子炉建屋クレーンを使用した吊荷作業時においては、可動範囲をインターロックにより制限することで、吊荷等が使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

別紙 3 に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンにおける待機場所等について、別紙 4 に原子炉建屋クレーンのインターロックについて示す。

(3) 異物混入防止対策による落下防止措置

使用済燃料プールは，異物混入防止エリアを設置することで，異物混入による使用済燃料プールの損傷を未然に防止することとしている。管理項目として，出入口は原則 1 箇所とし，作業員による当該エリアでの物品の持込み，持出しについては監視員による確認等を行い，不要物品等の持込みを制限することで，落下防止対策が図られている。

別紙 5 に使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアの概要を示す。

5.3 評価フローⅢの抽出結果

5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

評価フローⅡで検討要となった重量物について，5.2.1「耐震評価による落下防止対策」，5.2.2「設備構造による落下防止対策」，及び5.2.3「運用による落下防止対策」を実施することで，使用済燃料プールへの落下時影響評価は不要とする。

6. 重量物の評価結果

(1) 評価結果

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価結果について第 6.1-1 表に示す（抽出した機器の重量は，系統設計仕様書，機器設計仕様書，外形図，構造図及び製作図を参照した）。

(2) まとめ

今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件への適合状況を確認するため、「2. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出」に基づき，落下時影響評価が必要な重量物を選定した。

評価フローⅠ及び評価フローⅡにおいて，使用済燃料プールへの落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがある重量物として，原子炉建屋原子炉棟，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備を選定した。

評価フローⅢにおいて，設備構造上の落下防止措置の確認及び運用状況の確認を実施し，落下防止対策が適切に実施されていることを確認した。また，耐震評価による確認として，基準地震動 S_s に対して落下防止のために必要な強度を有する設計とする。

以上のことから，今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件について，適合していることを示すことが可能である。

今回抽出した設備等以外の設備等で，今後，使用済燃料プール周辺に設置する，または取り扱う設備等については，本評価フローの考え方にに基づき，使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い，評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い，必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

第 6.1-1 表 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表

評価フロー I		評価フロー II				評価フロー III						評価フロー IV		
番号	抽出した設備等※1	評価①	評価②			選定結果	評価③					選定結果※2	落下時の影響評価※2	
		配置	重量	高さ	落下エネルギー		a.地震による設備等の破損 対策①	b.吊荷取扱装置の故障等 対策②	対策③	c.吊荷取扱装置の誤操作 対策②	対策③			d.吊荷取扱設備の待機位置等 対策③
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約 35m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	不要
2	燃料取替機	×	約 23 t	約 12m	約 2.7MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料プール外待機	○	不要
3	原子炉建屋クレーン	×	約 48 t	約 20m	約 9.4MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料プール外待機	○	不要
4	その他クレーン類	×	約 1000kg	約 17m	約 167kJ	×	○ 耐震評価	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
5	PCV (取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
6	RPV (取扱具含む)	×	約 4.6t	約 14m	約 631kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
7	内挿物 (取扱具含む)	×	約 430kg	約 12m	約 50.6kJ	×	○ 耐震評価	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
8	プール内ラック類	×	約 7.5 t	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
9	プールゲート類	×	約 2.7t	約 12m	約 318kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
10	キャスク	×	約 120t	約 14m	約 16.5MJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	○ 可動範囲制限	○	不要
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
12	フェンス・ラダー類	×	約 300 kg	約 12m	約 24kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
13	装置類	×	約 800 kg	約 12m	約 94kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
14	作業用機材類	×	<100kg	約 12m	<11.8kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
15	計器・カメラ・通信機器類	×	<300kg	約 4m	<11.8kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
16	試験・検査用機材類	×	約 500kg	約 14m	約 69 kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	×	約 7.5t	約 14m	約 1.0MJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
19	重大事故等対処設備	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
20	その他	×	約 1000kg	約 14m	約 137kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要

【凡例の説明】 ○：次のステップの評価は不要 ×：次のステップの評価が必要 —：対象外又は評価不要
 【評価フロー II による評価基準】 ・評価①：設置状況等により、使用済燃料プールへの落下が想定されない設備等は「○」、落下が想定される設備等は「×」
 ・評価②：模擬燃料集合体の落下エネルギー＝15.504kJ (310kg×5.1m×9.80665m/s²) 以上の場合は「×」、未満の場合は「○」
 ・選定結果：評価①もしくは評価②が「○」であれば選定結果を「○」、落下時影響評価は「不要」とする。選定結果が「×」の場合は評価フロー III による評価を実施する。
 【評価フロー III による評価基準】 ・評価③：a, b, c, d の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「○」、それ以外は「×」
 ・選定結果：a, b, c, d の項目全てが「○」であれば評価フロー III の選定結果を「○」、落下時の影響評価は「不要」。a, b, c, d の項目に一つでも「×」があれば選定結果を「×」、落下時の影響評価「必要」。

※1 具体的な設備は、別添資料 4「東海第二発電所 使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について」添付資料 1 の第 1 表を参照のこと。
 ※2 耐震評価による確認をもって、選定結果「○」とし、落下時の影響評価を「不要」とする。

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
- (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取り扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料体等の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することが確認されている^{※1}。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85 mm に対して 0.7 mm であった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

- ※1 「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。水中の燃料体等の重量は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

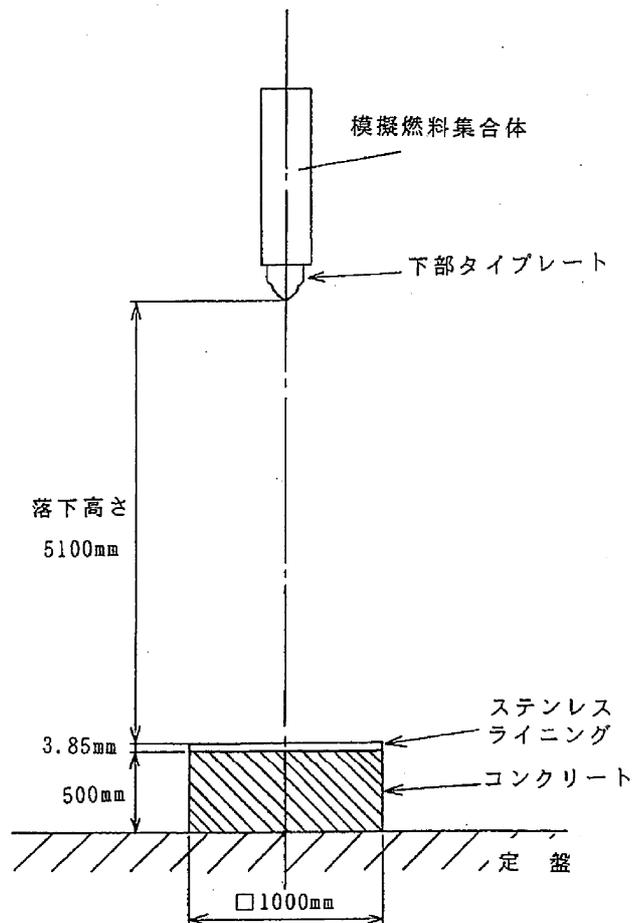


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネル・ボックスを含めた状態で310kgと保守的^{*2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネル・ボックス含む）は，表1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。

表1 燃料集合体重量

		燃料集合体重量 (kg)	
		気中	水中※3
実 機	8×8燃料		
	新型8×8燃料		
	新型8×8ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度8×8燃料		
	9×9燃料（A型）		
	9×9燃料（B型）		
模擬燃料集合体		310	

※3 表中の各燃料集合体の水中重量は，気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり，実際の水中重量は表中の値以下となる。

使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上設備等との

離隔概要について

評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて「検討不要」とした各項目の設備等については、使用済燃料プール手摺り外側にて設置、保管及び取り扱う設備等であり、使用済燃料プールと離隔距離を確保し、使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

また、分電盤、制御盤等については、離隔距離を確保し配置されていることに加え、床や壁面にボルト等にて固定または固縛されている設備等であることから、使用済燃料プールへ落下することはない。

表 1 に、評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類を示し、図 1 にこれら設備等と使用済燃料プールとの配置関係を示す。

表1 評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類

番号	抽出項目	No	詳細	落下防止分類
5	PCV（取扱具含む）	1	PCV ヘッド	①
		2	PCV ヘッド吊り具	①
11	電源盤類	3	照明用トランス	①, ②
		4	照明用分電盤	①, ②
		5	チャンネル着脱機制御盤	①, ②
		6	作業用分電盤	①, ②
		7	中継端子箱	①, ②
		8	原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	①, ②
		9	水中照明電源箱	①, ②
		10	SHIPPING用操作盤部	①, ②
		11	SHIPPING動力盤	①, ②
		12	開閉器	①, ②
		13	キャスクピット排水用電源盤	①, ②
18	空調機	14	空調機	①, ②
		15	FHM 操作室空調機	①, ②
19	重大事故等対処設備	16	静的触媒式水素再結合器	①, ②
		17	常設スプレイヘッダ	①, ②

【落下防止分類】

- ①使用済燃料プール周りに設置される手摺りの外側に設置，保管及び扱い
- ②床または壁面への固定

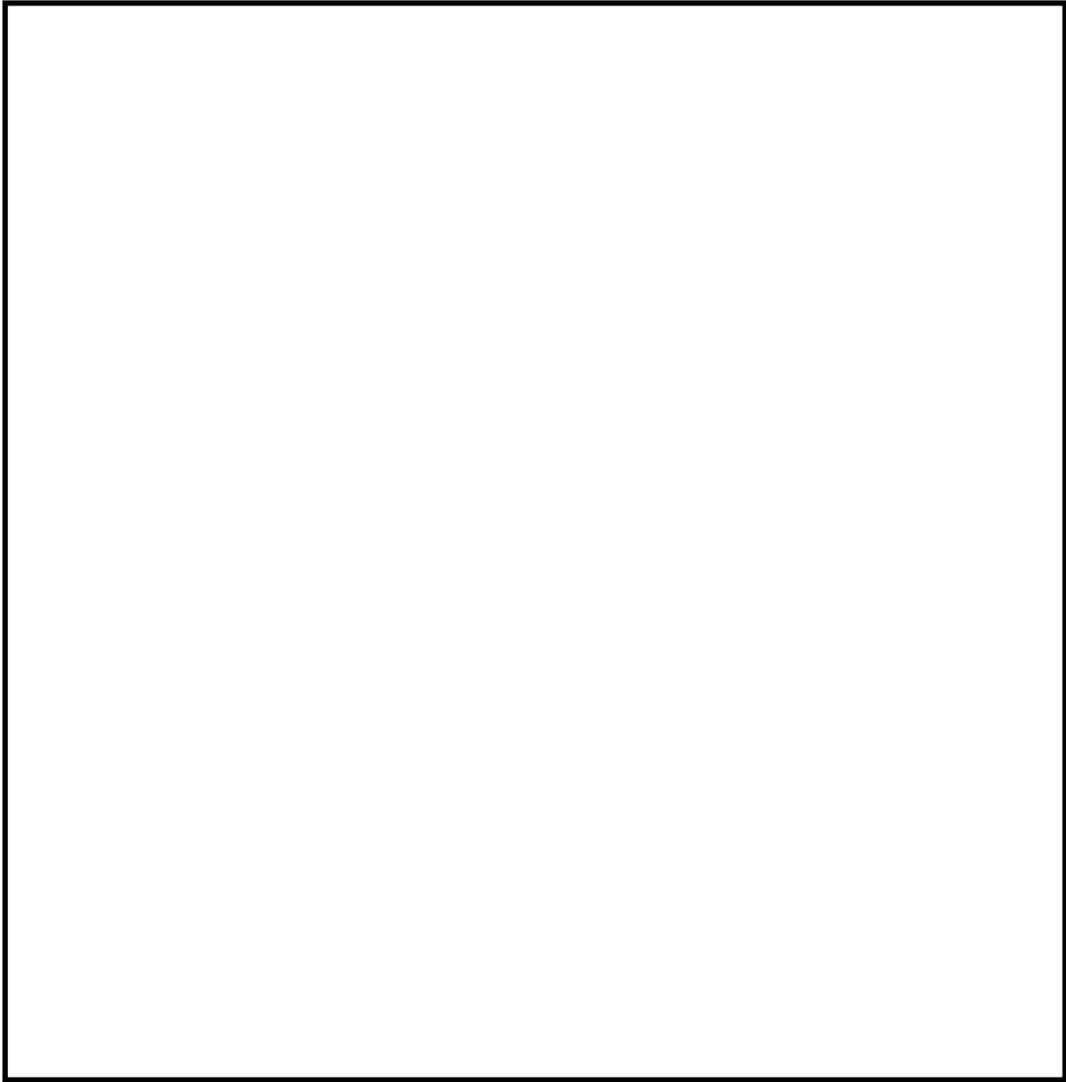


図 1 使用済燃料プールと周辺設備の配置図

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、待機時に使用済燃料プール上へ配置しない運用とすることで、使用済燃料プールへの落下は防止される。

以下に、東海第二発電所の燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機位置を示す。

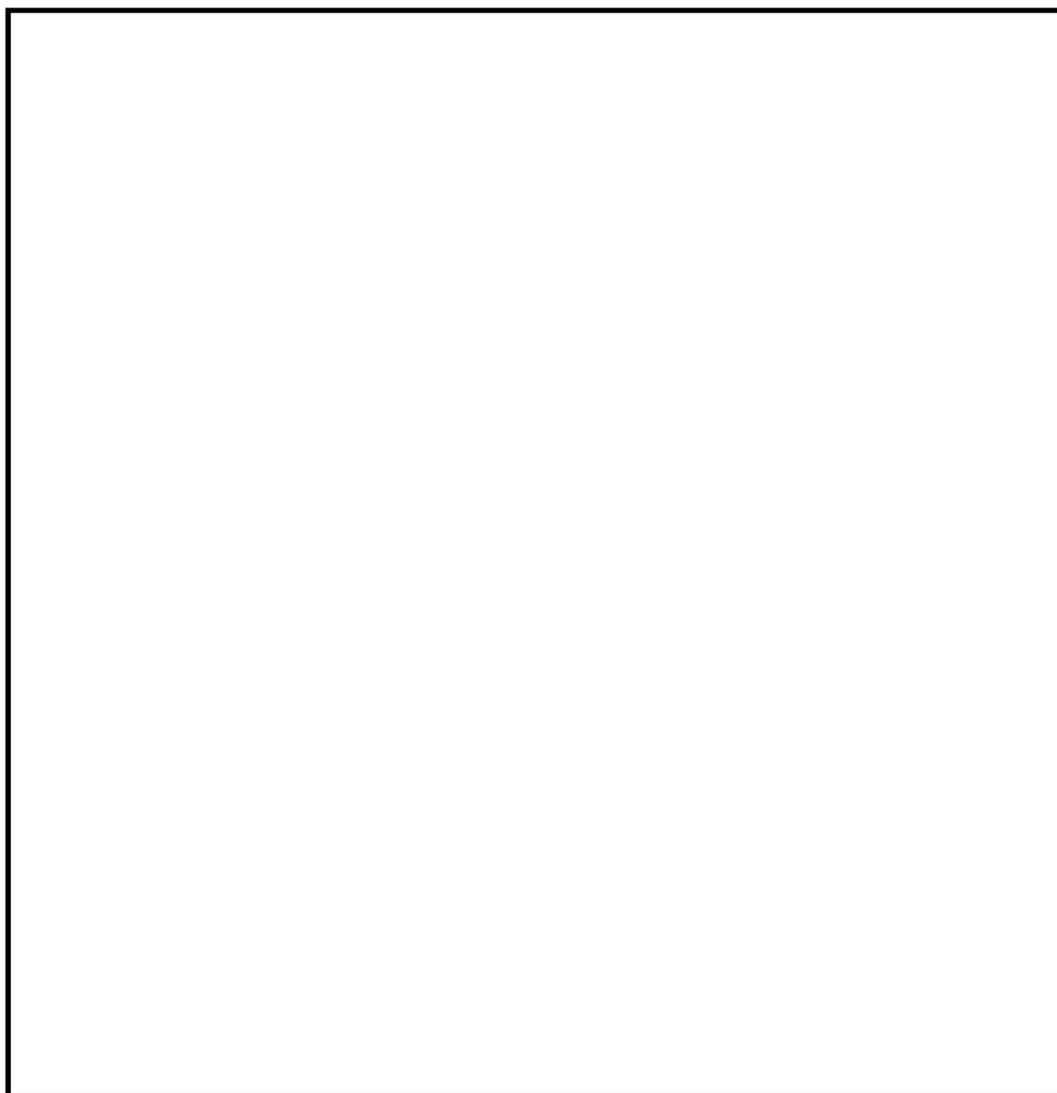


図 2 燃料取替機待機位置

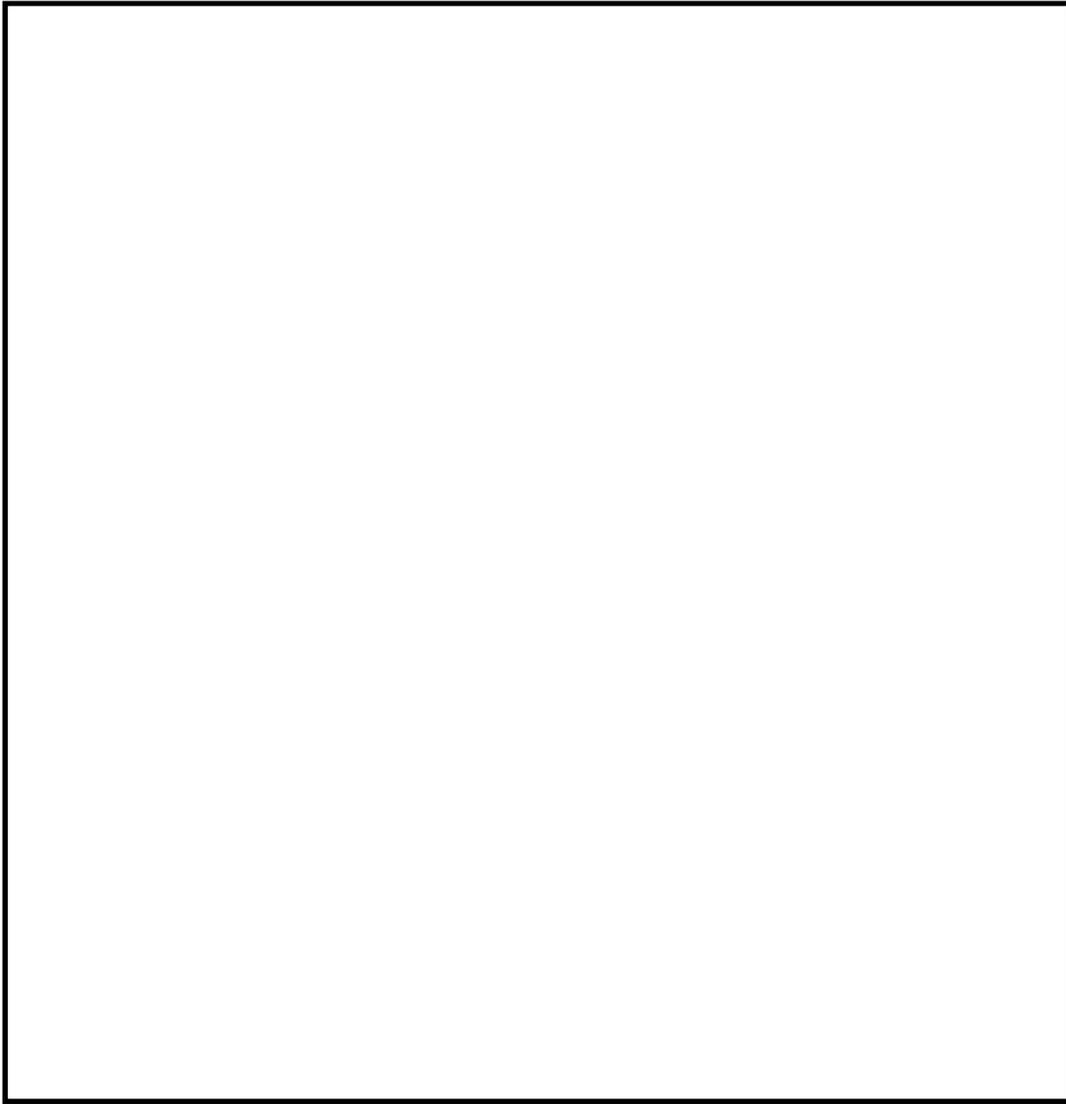


図3 原子炉建屋クレーン待機位置

原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上を重量物及びキャスクが走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設けている。

原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋原子炉棟運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

インターロックには3つのモードがあり、取り扱う重量物に応じてモード選択を行い、移送範囲を制限することで、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止している。

原子炉建屋クレーンの重量物移送及びキャスク移送のインターロックによる移送範囲とリミットスイッチ展開図の関係を図1, 2に示す。

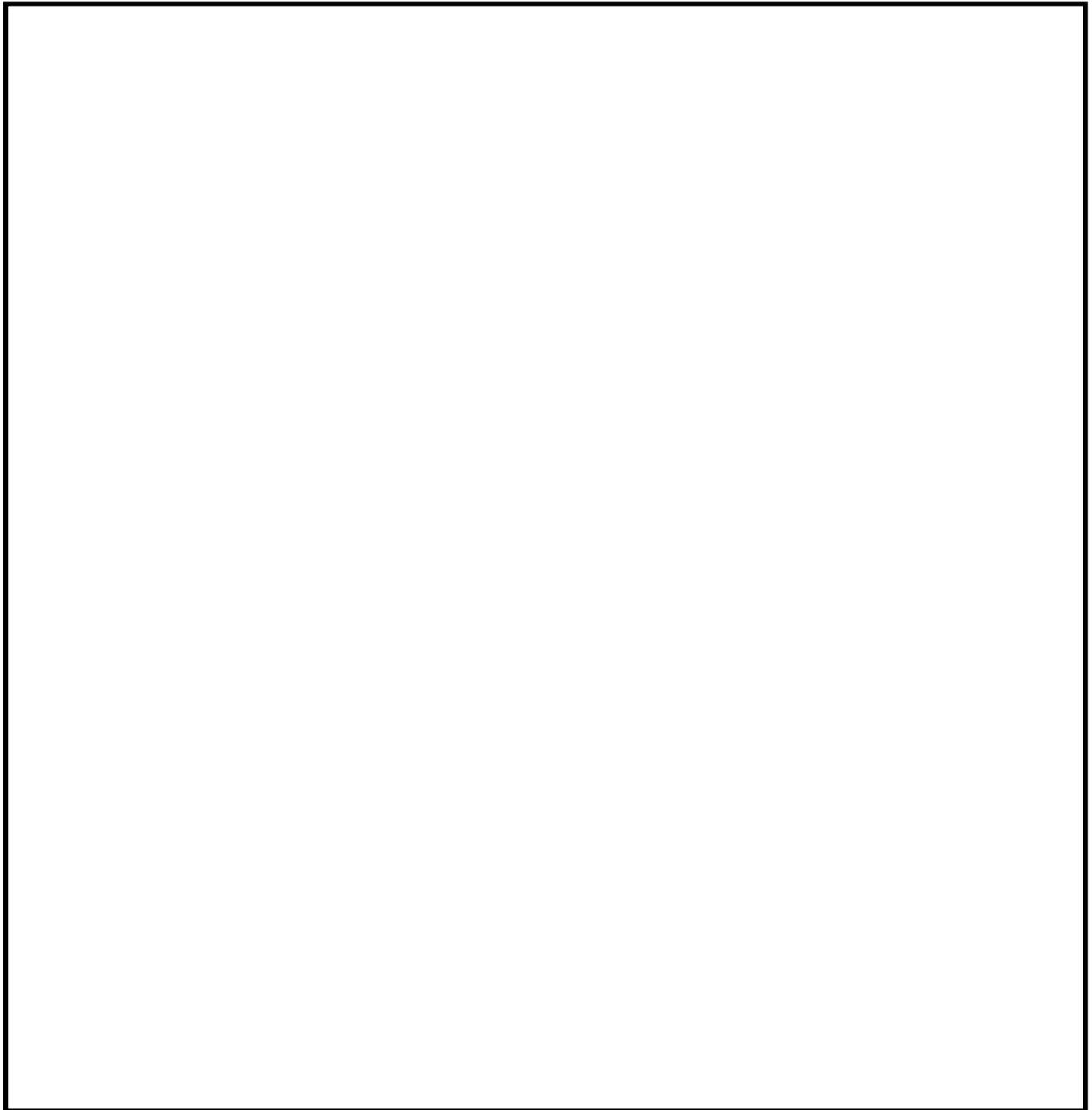


図 1 原子炉建屋クレーンのインターロック (Bモード) による
重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図

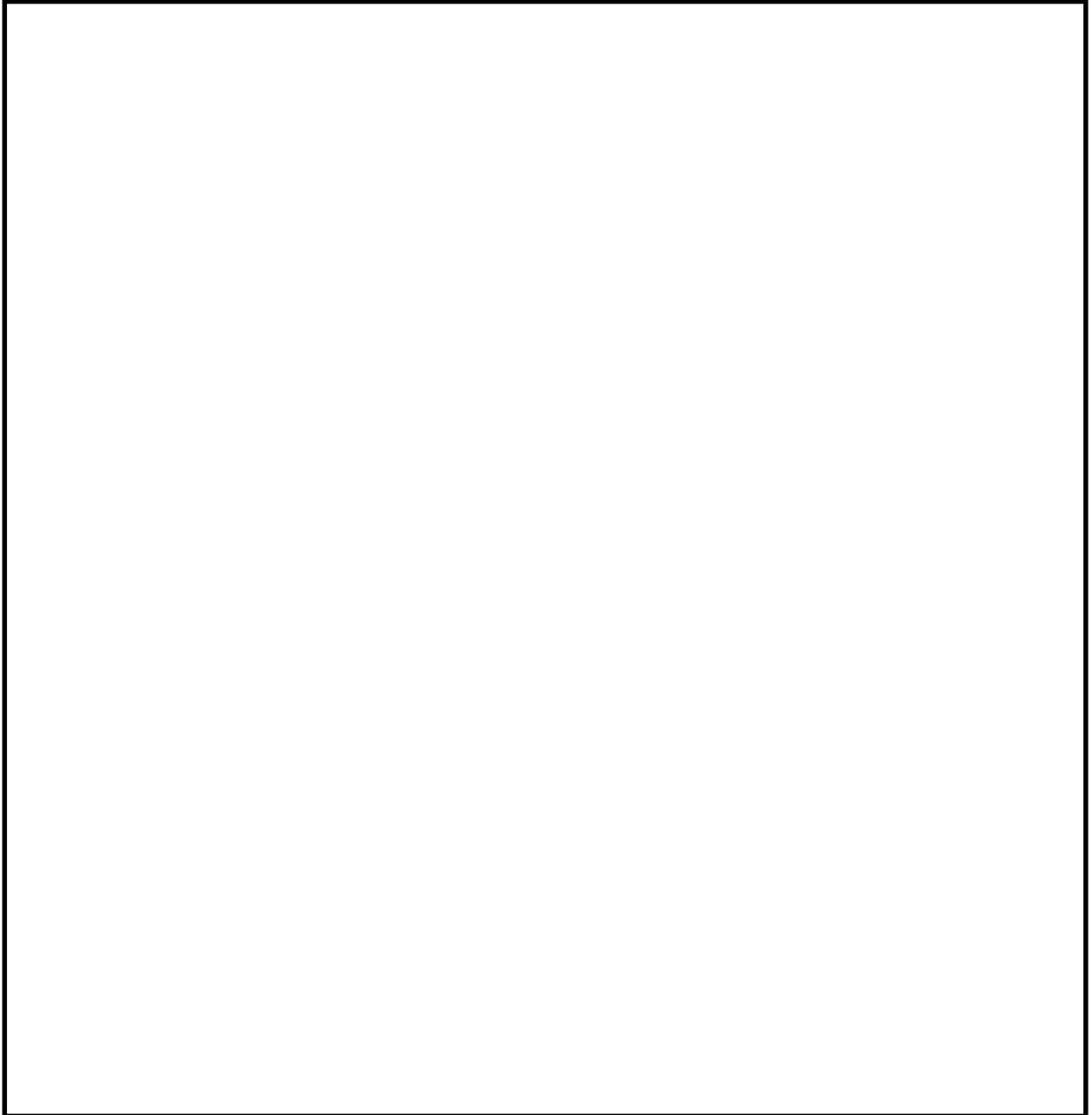


図2 原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

使用済燃料プール周辺における異物混入防止区域について

東海第二発電所の使用済燃料プール周りは、異物混入防止管理区域に指定されており、運転中及び定検中において、使用済燃料プール周辺で作業を実施する際は異物混入防止エリアを設定し、持ち込み物品を制限することで使用済燃料プールへの異物混入による損傷を未然に防止している。

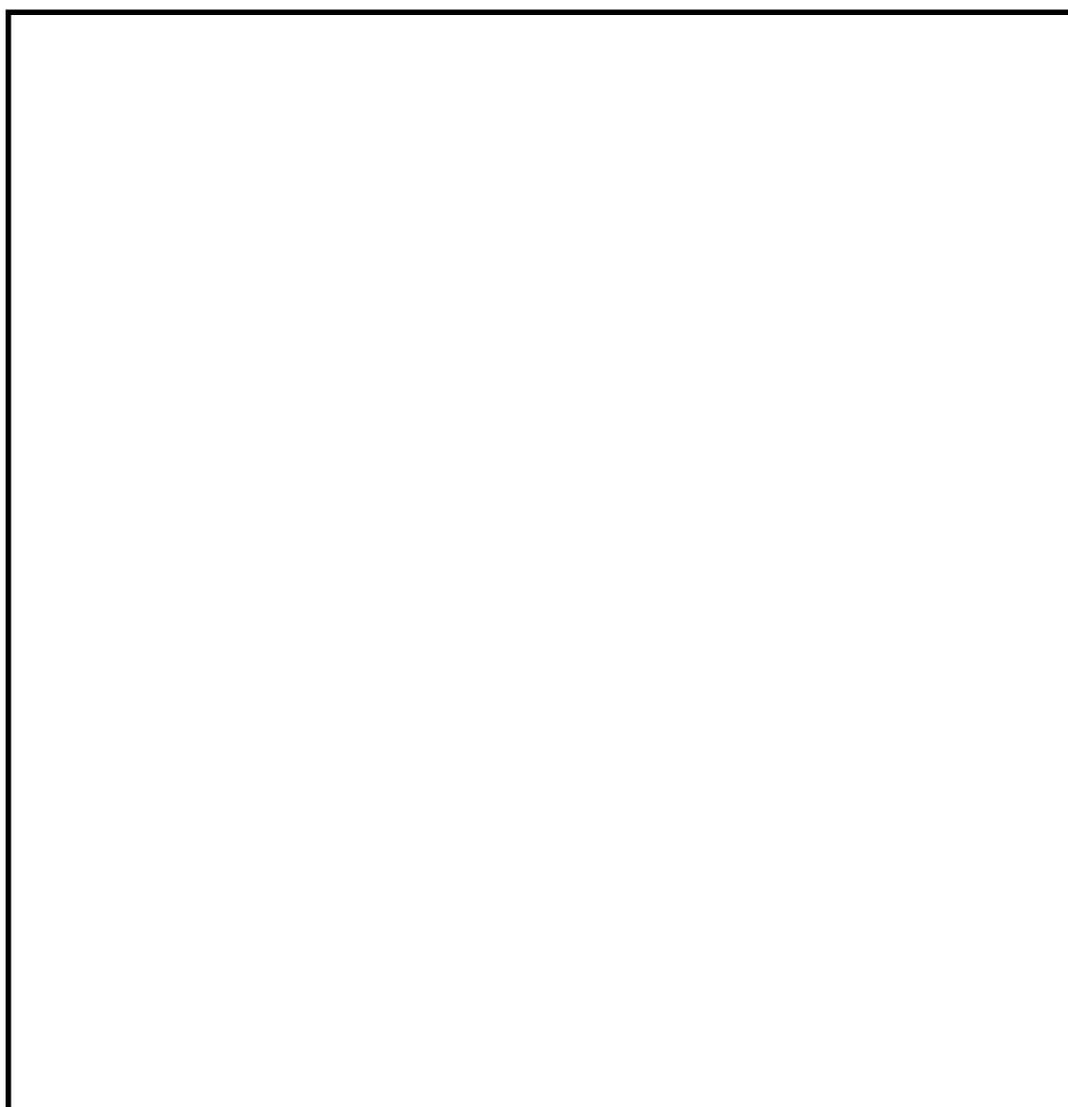


図 1 原子炉建屋 6 階異物混入防止管理区域

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の
健全性評価について

1. 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し、各部に作用する荷重を算出する。当該算出荷重により、各部の強度評価を行うこととする。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動 S_s

方向：鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上下方向床応答スペクトルとワイヤロープの固有周期を考慮した位置

3. 評価結果

燃料取替機主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。^(注 1)

表 1 取替機主ホイスト各部 裕度整理表

設備	部位	裕度	判定基準値	
燃料取替機	ワイヤロープ ^{※1}	(注 1)	(注 1) ^{※2}	
	グラップル ヘッド	フック ^{※1}	(注 1)	(注 1) ^{※2}
		シャフト ^{※1}	(注 1)	(注 1) ^{※2}
	ブレーキ ^{※1}	(注 1)	(注 1) ^{※2}	

※ 1 燃料取替機のワイヤロープ、フック、シャフトの構造については図 5.2.7 及び図 5.2.8 参照。ブレーキの構造については図 5.2.6 参照。

※ 2 本評価結果は、静的荷重によるものであり、地震動による吊荷の衝撃荷重等は考慮しないこととする。

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の
健全性評価について

1. 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施することとする。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動 S_s

方向：水平，鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上端

トロリ位置：ブリッジ中央

3. 評価結果

原子炉建屋クレーン主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。

(注 1)

表 2 原子炉建屋クレーン主巻各部 裕度確認整理表

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²
	フック※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²
	ブレーキ※ ¹	(注 1)	(注 1) ※ ²

※¹ 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ、フックについては第 5.2.10 図参照、ブレーキの構造については、図 5.2.9 参照。

※² ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生し、スリップすることが考えられるが、地震による加速度は交番加速度であり、スリップは一時的なものと考えられ、大きく落下することはない。なお、基準地震動 S_s 時における定格荷重でのすべり量は、評価にて算出する。

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策

○燃料取替機

燃料取替機は、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を燃料取替機、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行レールについては建屋壁面との離隔距離より、燃料取替機の全車輪がレールから脱線するおそれは無く、横行レールについては、ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。

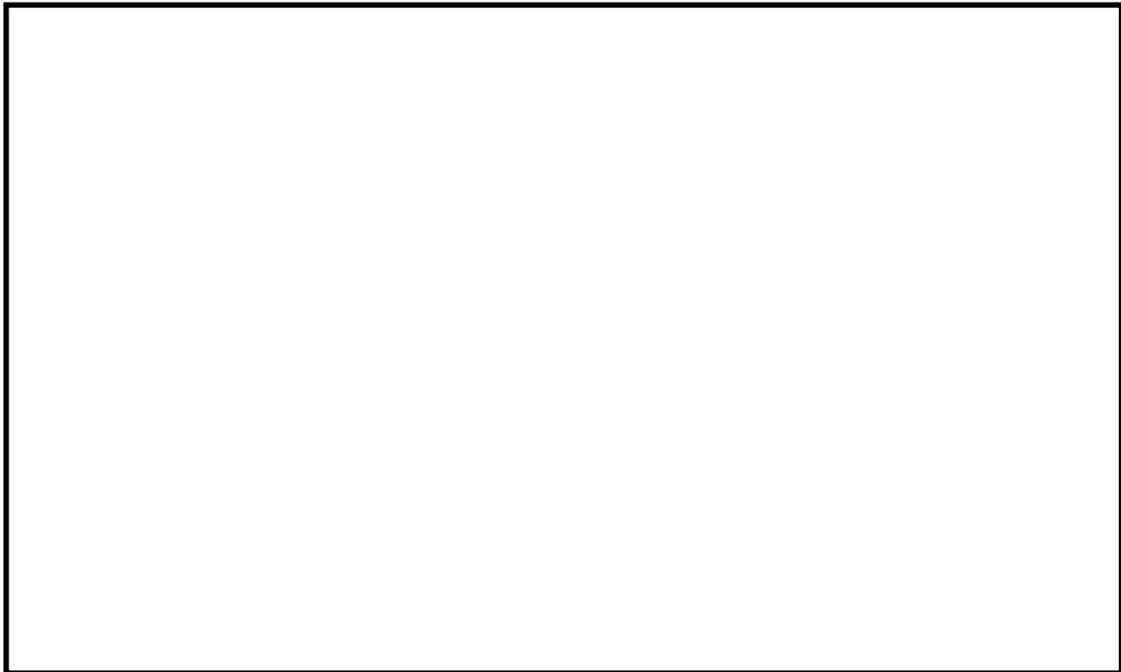


図 1 燃料取替機走行レールと壁面距離

○原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を原子炉建屋クレーン、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、各レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン、トロリがレールから脱線するおそれは無く、使用済燃料プールに落下することはない。

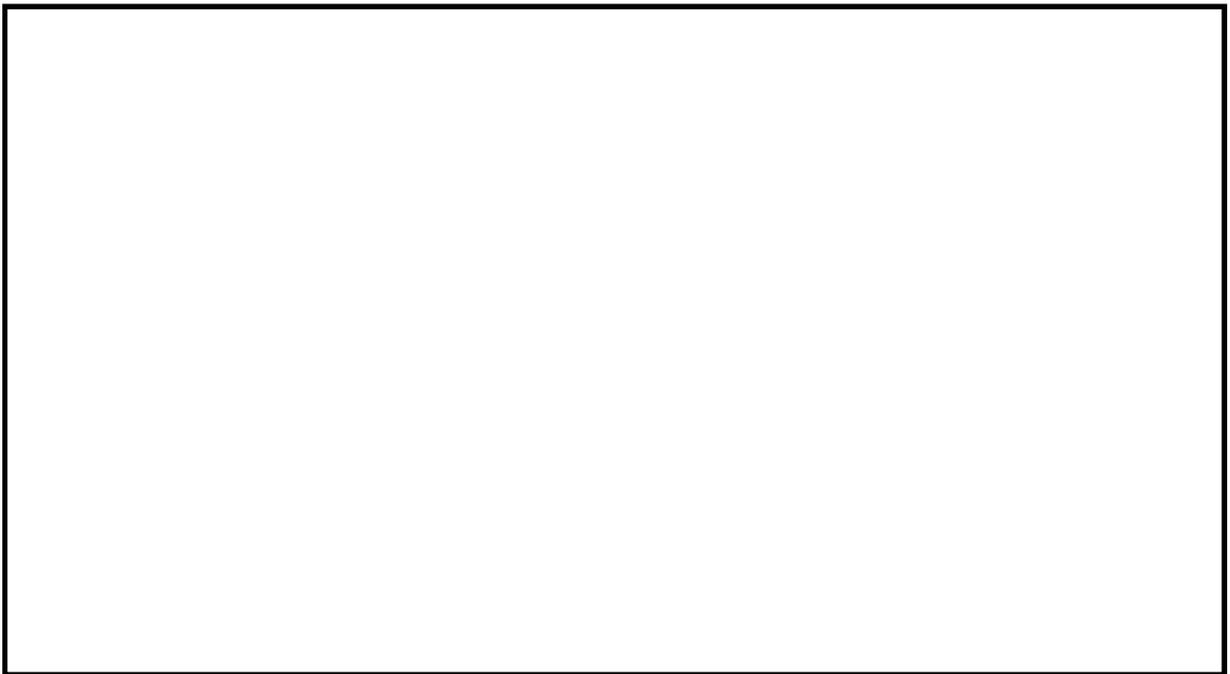


図2 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離

過去トラブル事例に対する対応状況について

1. 女川原子力発電所 1 号炉及び福島第二原子力発電所 3 号炉 原子炉建屋天井クレーン走行部損有事象について

1.1 事象概要

女川原子力発電所 1 号炉の原子炉建屋天井クレーンについて、平成 23 年 9 月 12 日に東北地方太平洋沖地震後の走行確認を実施していたところ、異音を確認された。その後の詳細点検において、走行部内部の軸受が損傷していることが確認された（図 1 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・東北地方太平洋沖地震に伴う軸方向の地震荷重により軸受つば部が損傷した。
- ・損傷したつば部の破片が、軸受コロに挟まれ、その後の当該クレーンの異音調査のための走行に伴い、軸受の損傷が拡大した。

また、本事象の再発防止対策として女川原子力発電所 1 号炉では、当該走行部を含む全ての走行部について、軸方向の荷重影響を受けにくい軸受を採用した新品の走行部に交換している（図 2 参照）。

なお、東北地方太平洋沖地震に伴う類似の事象は福島第二原子力発電所 3 号炉においても確認されている（図 3 参照）。

1.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

以下の観点から、本事象の東海第二発電所への水平展開は不要と判断している。

- ・本事象は、原子炉建屋天井クレーン走行部の軸受の一部が損傷していたものであるが、仮に全ての走行部軸受が機能喪失したとしても、東海第二発電所の原子炉建屋クレーンがランウェイ上から落下することはないと考えられる。
 - ・東海第二発電所の原子炉建屋クレーン走行部の軸受については、月次点検や年次点検時に行う走行確認で異常を検知することが可能であり、異常が検知された場合に当該部を交換することで復旧可能である。
- なお、異常発見時、速やかに復旧作業を行うため、軸受については予備品を保有することとしている。

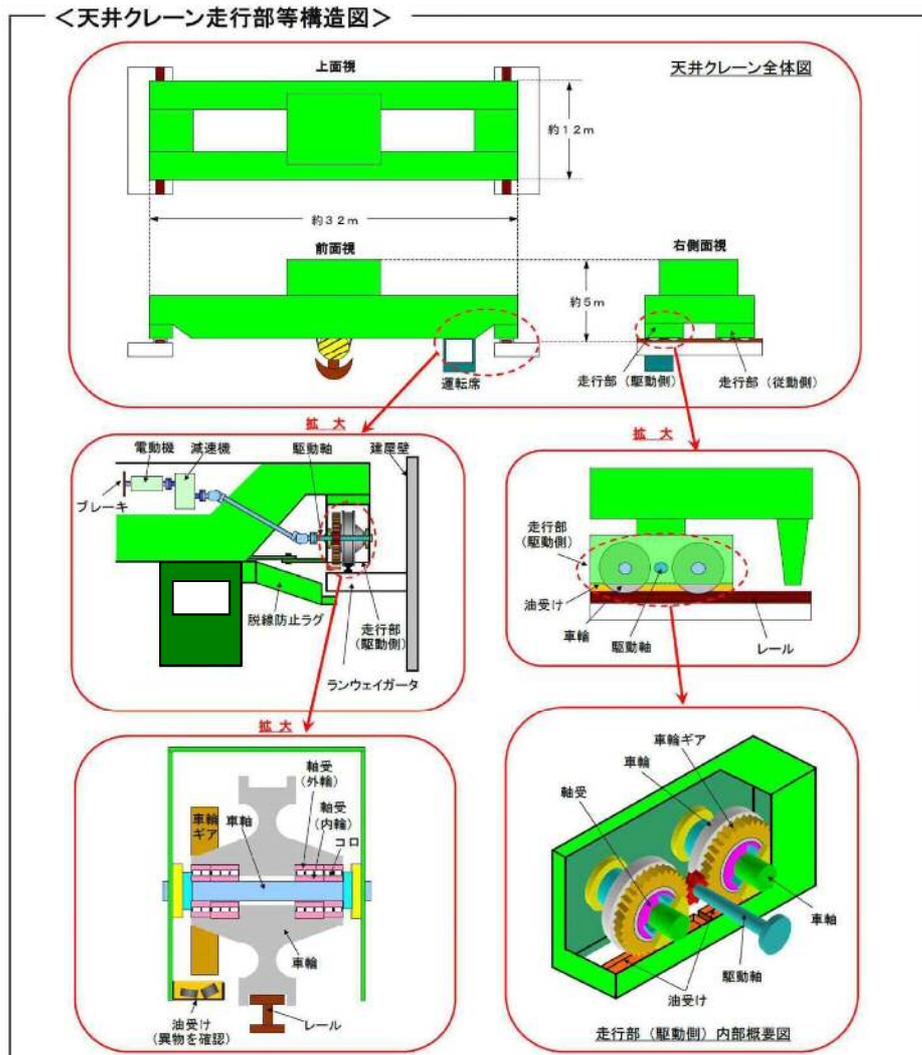


図1 女川原子力発電所1号炉 原子炉建屋クレーン走行部等構造図
(平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋)

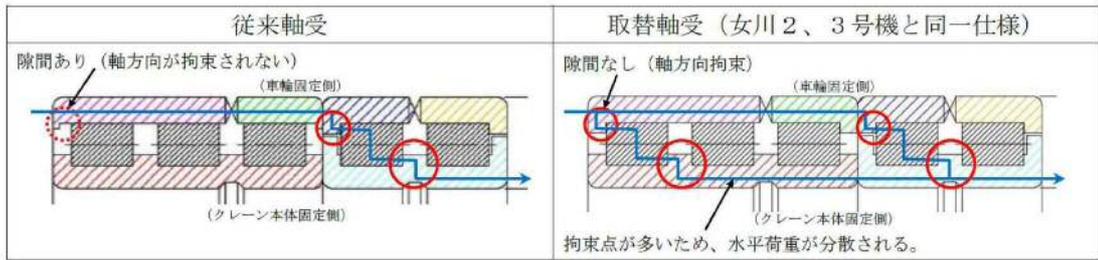


図2 女川原子力発電所1号炉 従来軸受と取替軸受の比較
 （平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋）

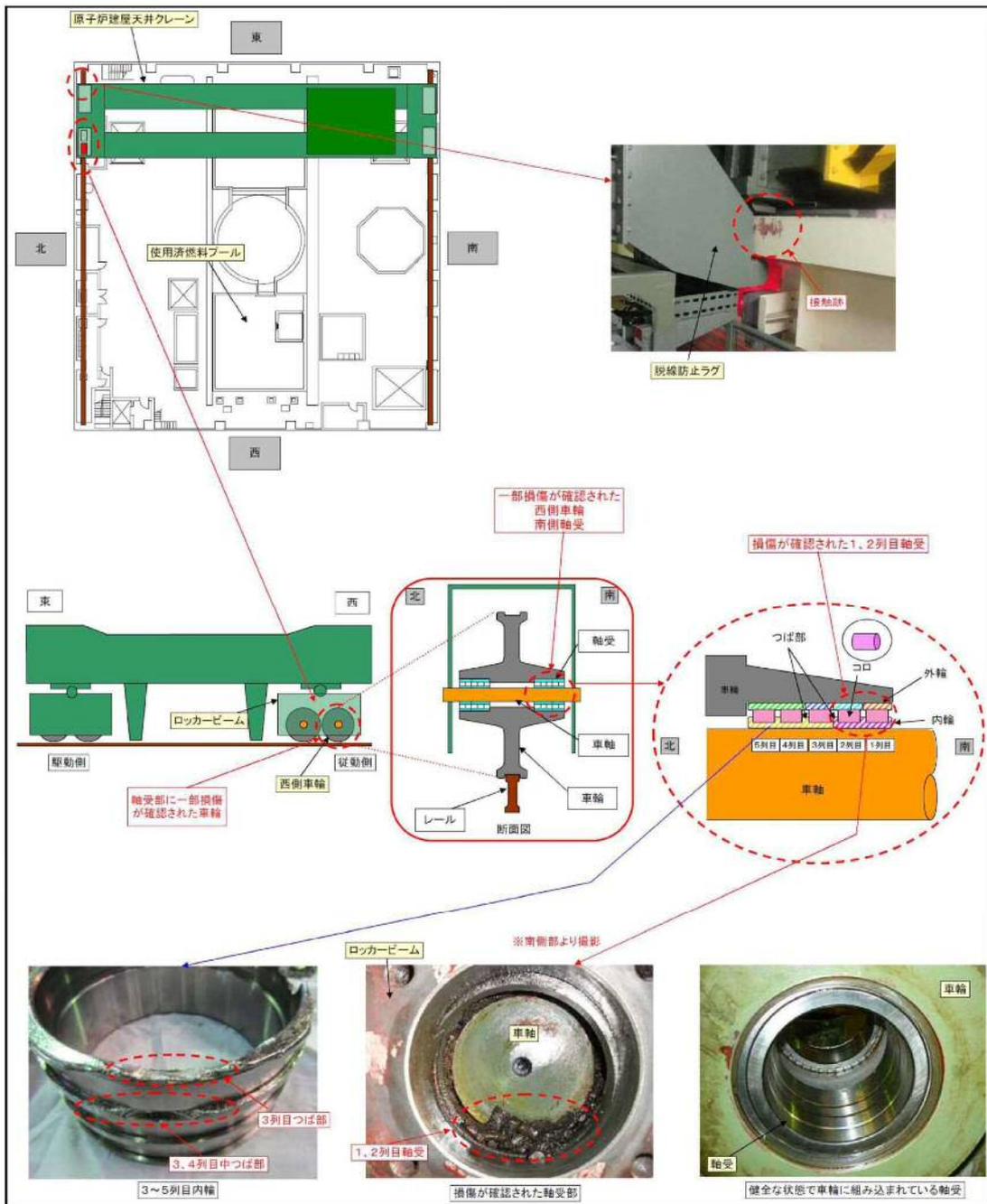


図3 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
 （平成25年12月25日 東京電力プレス資料より抜粋）

2. 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 原子炉建屋クレーン走行伝動用継手部の破損事象について

2.1 事象概要

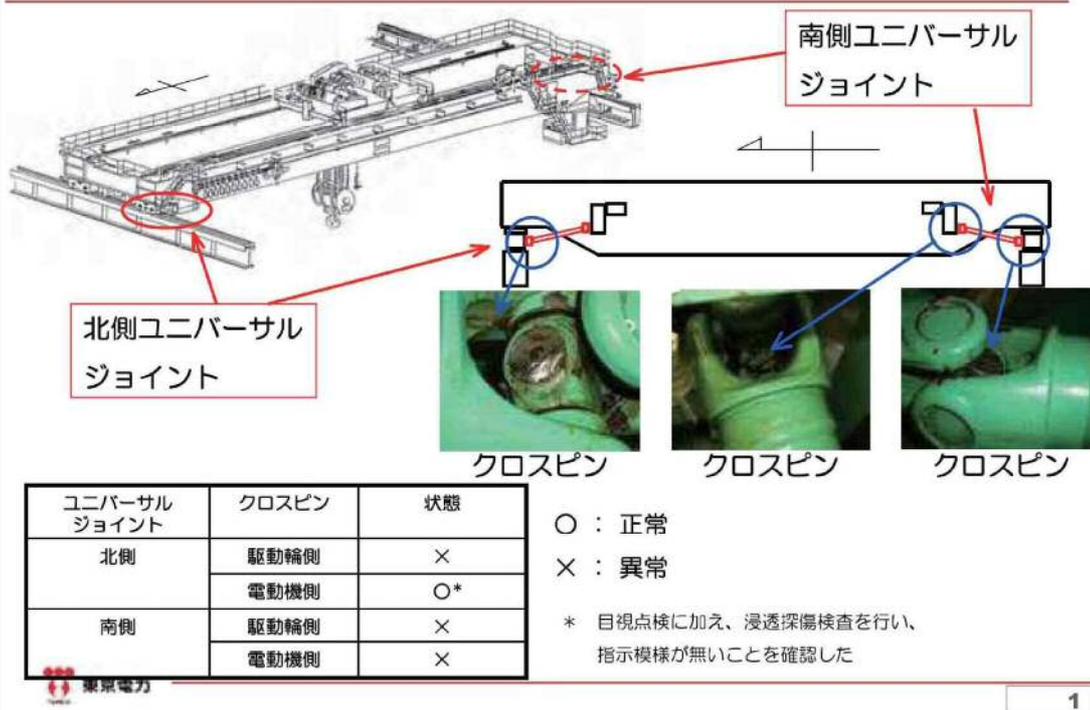
柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋クレーンについて、平成 19 年 7 月 24 日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ、走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（図 4 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・地震発生時、原子炉建屋クレーンは停止している状態であり、走行車輪はブレーキ（電動機側に設置されている）が掛かっている状態であった。
- ・地震動により強制的にクレーン走行方向の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したが、電動機側の回転を阻止する力（ブレーキ）の相反する作用により、走行車輪と電動機をつなぐユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、破損に至った。

2.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

東海第二発電所は設備構造上の違いからユニバーサルジョイントを使用していないため、水平展開は不要と判断している。

事象の概要 (1)



事象の概要 (2)

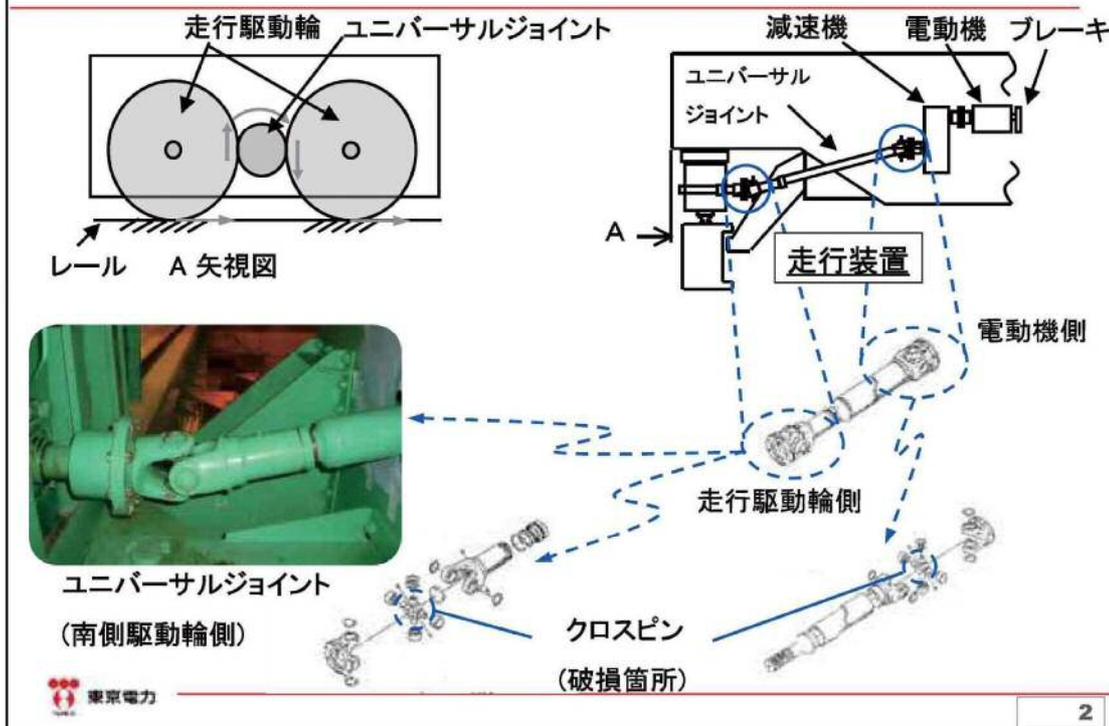


図 4 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について

3. その他トラブル事例に対する対応状況について

原子炉建屋クレーンに限らず，社外で発生したトラブル事例については，海外情報を含め，WANO，原子力安全推進協会，BWR 事業者協会等を通じて情報を収集している。

入手した情報については，社内要領に従い，社内検討会にてスクリーニングを行い，対応が必要と判断された案件については，当社における現状調査や予防処置の検討を実施することとしている。トラブル情報の処理フローについて図5に示す。

処理方法の詳細については，以下のとおり。

- ① 発電管理室及び東海第二発電所は，入手したトラブル情報等について，水平展開要否の検討を行う。また，発電管理室は，検討が必要と判断した場合，東海第二発電所に検討を依頼する。
- ② 東海第二発電所は，関連室にて「同様・類似設備の有無」，「発生プラントで行われた各対策に対する水平展開の要否及びその理由」等について検討し，トラブル検討会にてその妥当性を審議する。
- ③ 発電管理室は，トラブル検討会の審議結果を情報検討会に付議し，東海第二発電所の審議結果の妥当性を確認する。
- ④ 東海第二発電所は，対策を実施する。
- ⑤ 発電管理室は，トラブル検討が完了したことを管理リストへ反映する。

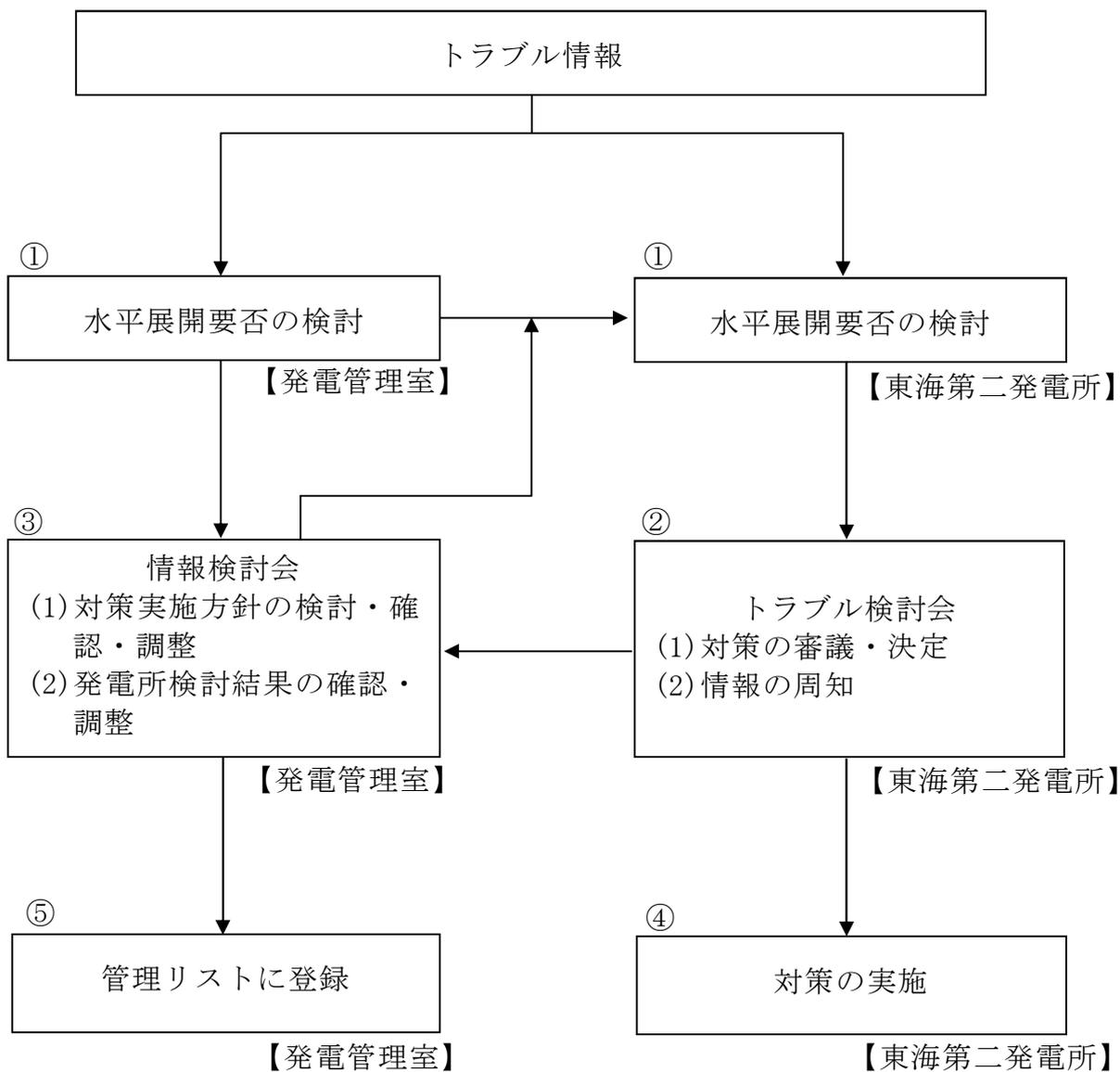


図5 トラブル情報の処理フロー

新燃料の取り扱いにおける落下防止対策

新燃料は、原子炉建屋クレーン及び燃料取替機にて取り扱われ、原子炉建屋原子炉棟内に搬入後、検査を行い、所定の場所（新燃料貯蔵庫，又は使用済燃料プール）へ保管され、燃料装荷の際に炉心へと移送される。

新燃料の取り扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図1に示す。

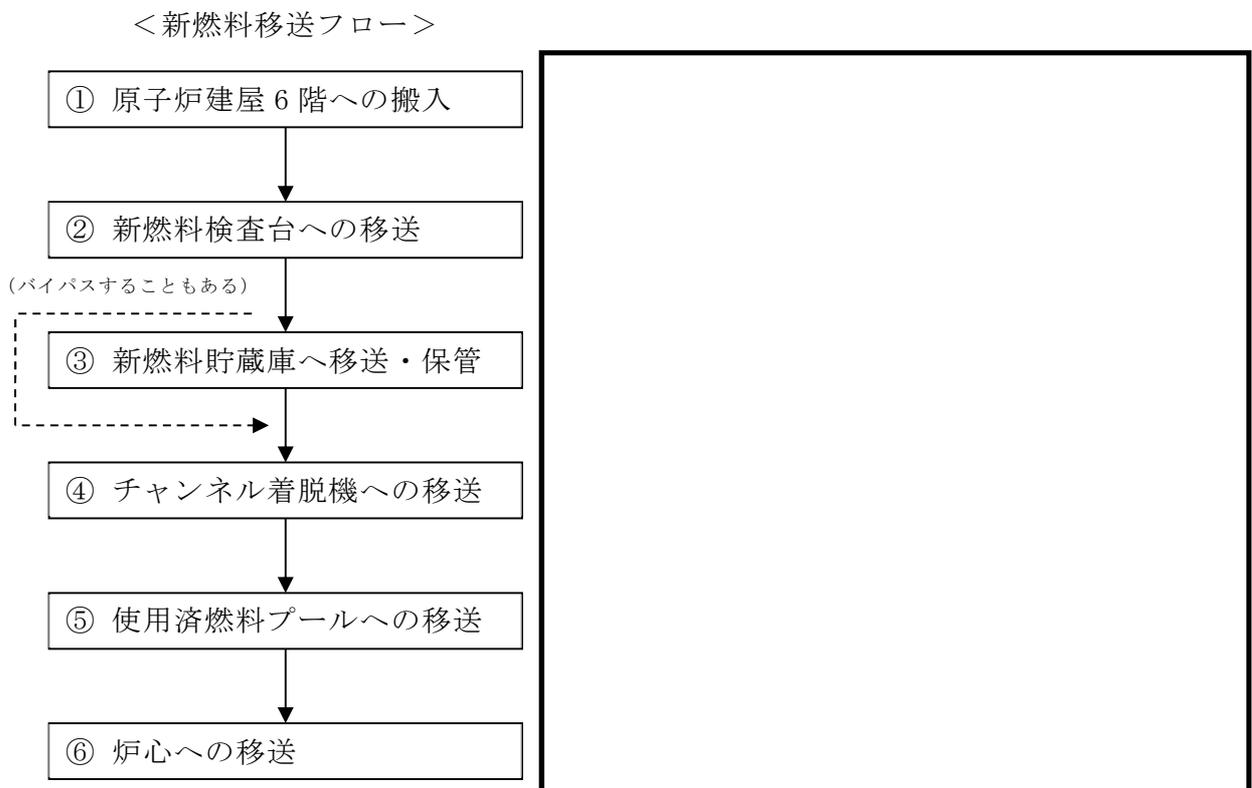


図1 新燃料の取り扱いに係る経路（例）

図1に示すとおり、新燃料の取り扱いに係る移送時においては、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用にて新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止しているが、チャンネル着脱機^{*}に装荷する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、新燃料の落

下を防止する構造としており，速度制限，過巻防止用のリミットスイッチにより，誤操作等による新燃料の落下は防止される。

炉心への燃料装荷の際には，燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが，燃料取替機についても，駆動源喪失時等における種々のインターロックが設けられており，新燃料の落下は防止される。

※ チャンネル着脱機は，新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。

キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

キャスクの取り扱い作業は原子炉建屋クレーンを使用し、機器ハッチより原子炉建屋原子炉棟 6 階床面へキャスクの移送を行い、キャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。作業概要について図 1 に示す。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、キャスクが使用済燃料プール上を通過することがないように、インターロックによる可動範囲制限を行うことで、使用済燃料プールへのキャスクの落下は防止される設計としている。

また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、キャスクの落下は防止される設計としている。

なお、キャスクピットでのキャスク取り扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ（横行、走行、巻上下）の機能が喪失した場合、キャスクは横行、走行方向及び鉛直方向に滑る恐れがあるが、キャスクをキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため、キャスクが横行、走行方向及び鉛直方向に滑った^{※1、2}としても、使用済燃料プール水位維持のためのライニング健全性は維持される。

※1 キャスク取り扱い時は、インターロック運転により可動範囲が制限されること及びキャスクピットはキャスクピットゲートにより燃料プールと隔離されることから、キャスクが横行、走行方向に滑ったとしてもキ

ヤスクがキャスクピットエリア外の燃料プール内に落下することはない
ものとする。

※2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る不可トルクが発生した場
合のすべり量は、基準地震動 S_s 時の評価にて示すこととする。

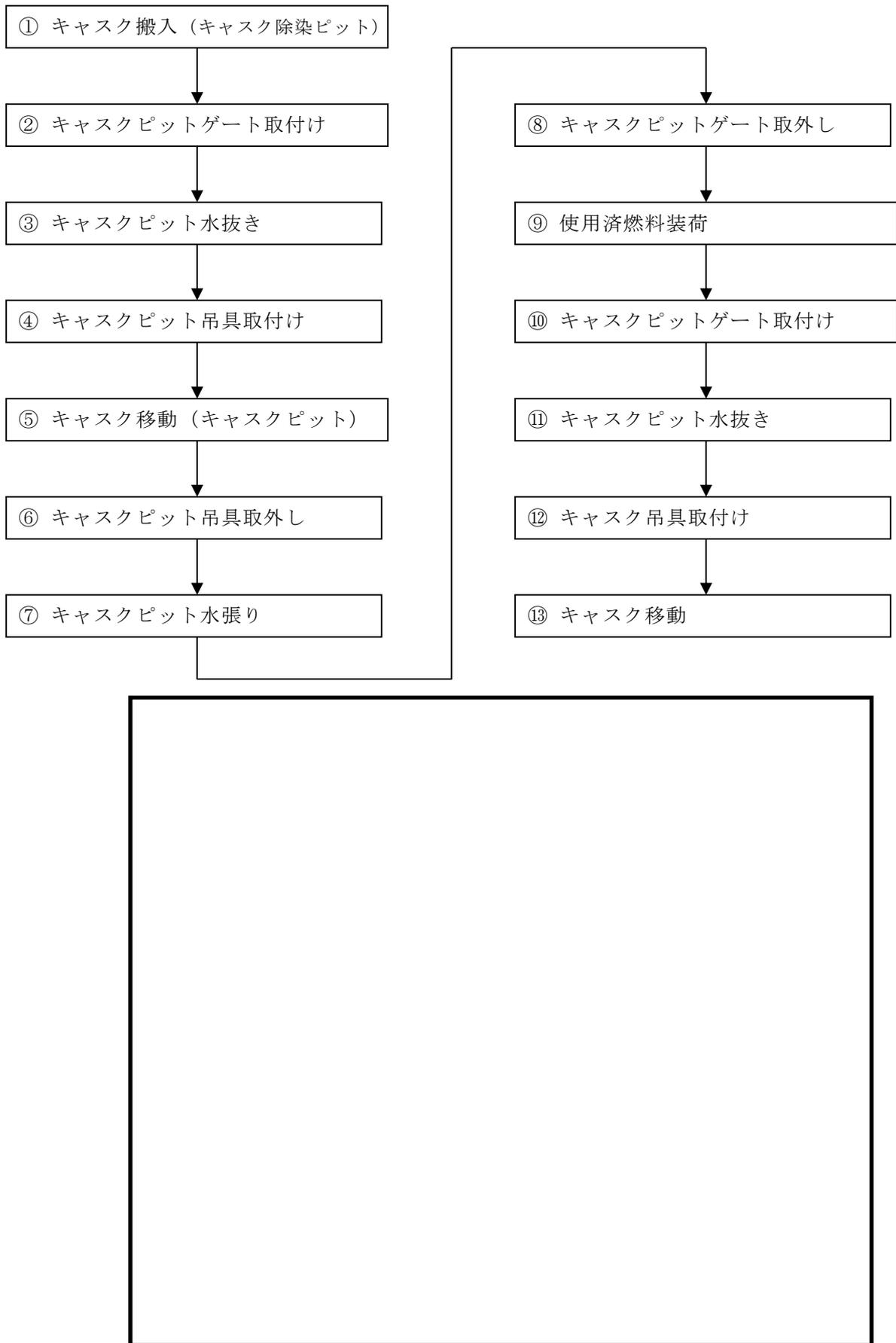
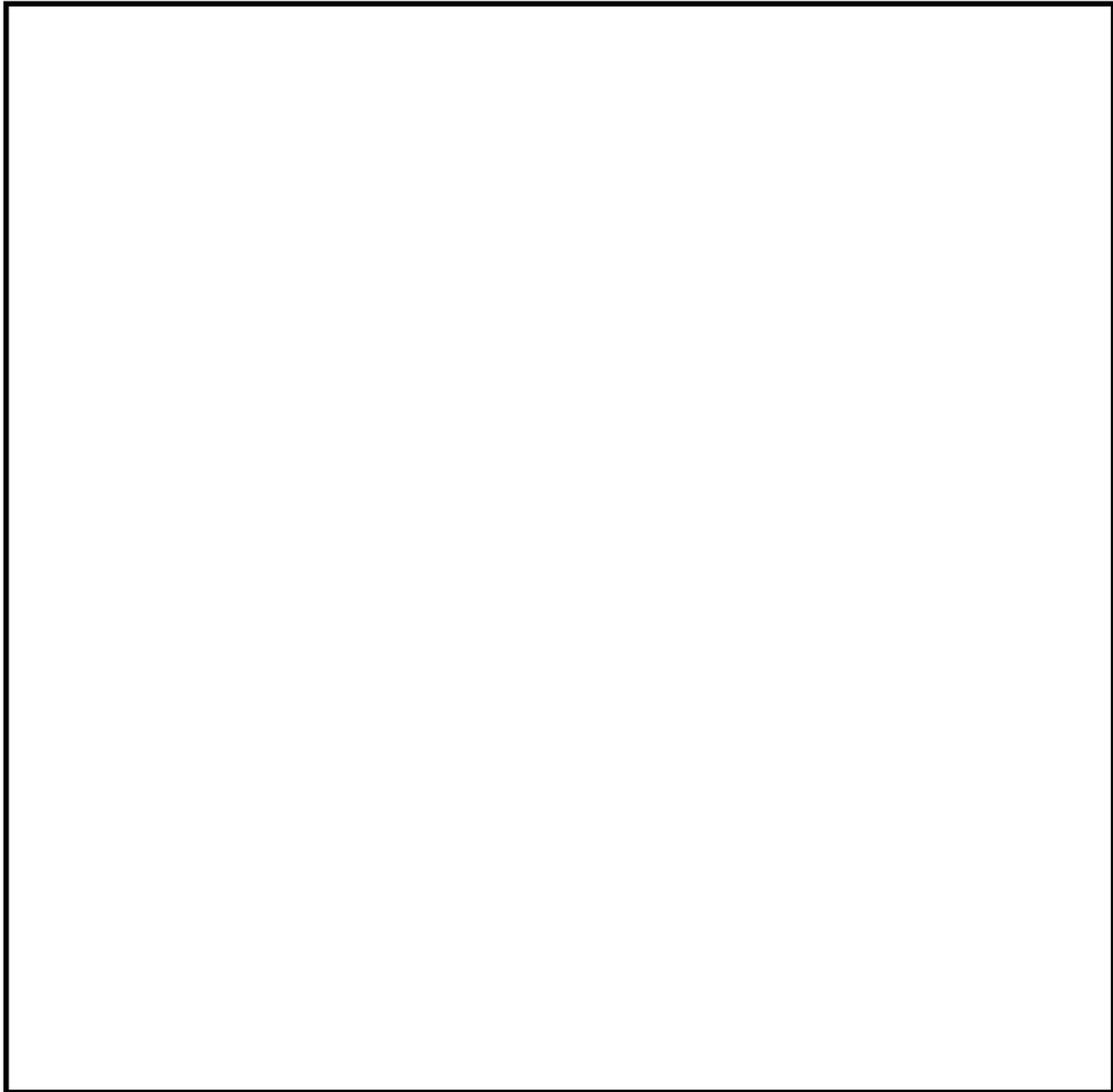


図1 キャスク取り扱い作業フロー



キャスクの種類

番号	名称	外形 (mm)
1	キャスク (NFT-32B 型)	
2	ドライキャスク (A 社製)	
3	ドライキャスク (B 社製)	
4	ドライキャスク (C 社製)	

図 2 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係

キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

キャスクは、原子炉建屋クレーン（主巻）にキャスク吊具を取付けて移送する。キャスクを移送する場合、キャスクはキャスク吊具によりトラニオン4か所ので支持されている。また、キャスク吊具と原子炉建屋クレーンはキャスク吊具の支持ピン（2本）とクレーンフックで支持されている。

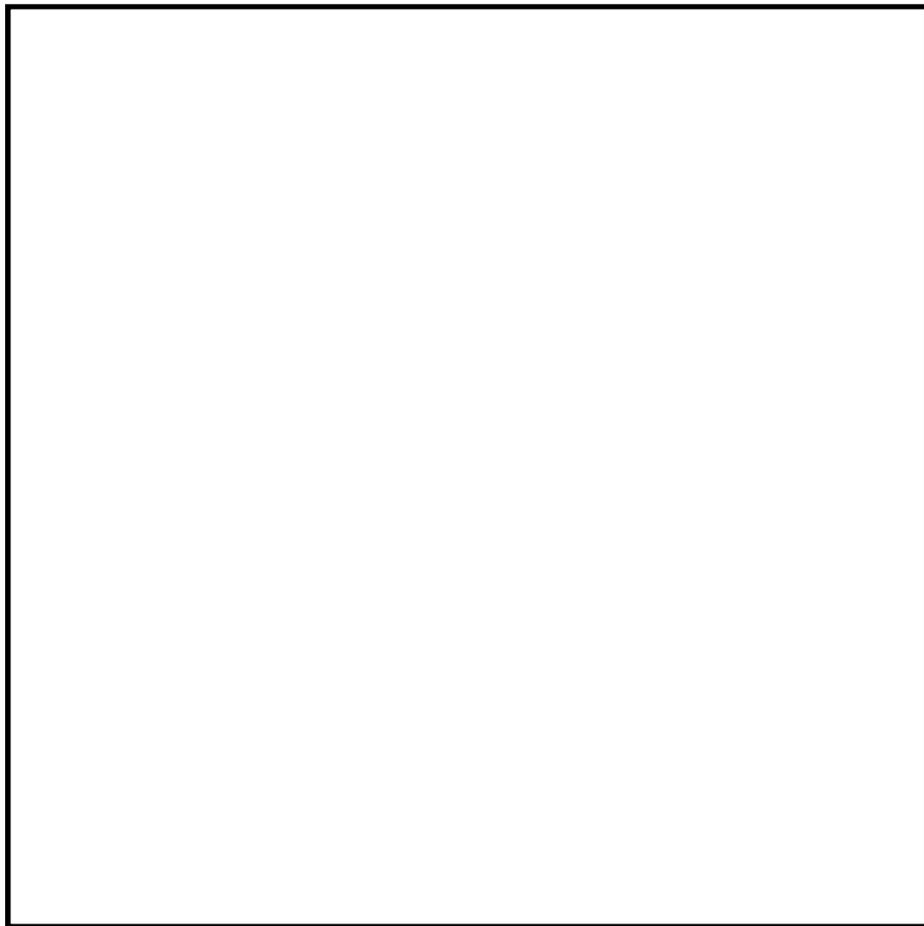


図1 キャスク吊具の構造図

東海第二発電所

使用済燃料プール監視設備について

<目 次>

1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

1.1 概要

1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

（別紙 1）各計測装置の記録及び保存について

（別紙 2）使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）について

（別紙 3）警報設定値について

1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

1.1 概要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）第十六条第 3 項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）において、「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備」の設置が要求されている。

このため、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、設計基準対象施設である使用済燃料プール監視設備について、以下のとおり基準適合性を確認した。

1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

設置許可基準規則第十六条第 3 項にて要求されている「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備」については、使用済燃料プール水位、使用済燃料プールライナードレン漏えい検知、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設置しており、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）を設置する設計としている。また、使用済燃料プールの水位低下、上昇及び温度上昇並びに使用済燃料プール付近の放射線量の異常を検知し、中央制御室に警報を発信する機能を有している。（第 1.2-1 表参照）

さらに、外部電源が利用できない場合においても、「発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）」として、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、使用済燃料プ

ール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（S A広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタについて，非常用所内電源系からの電源供給により監視継続が可能であるとともに，測定結果を表示，記録し，これを保存することとしている。

第 1.2-1 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）一覧（1 / 2）

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
使用済燃料プール水位	ディスプレイサ／フロート式	水位が通常水位 N.W.L (EL. 46, 195mm) 近傍であること。	—	水位低：EL. 46, 053 mm (通常水位 -142 mm) 水位高：EL. 46, 231 mm (通常水位 $+36$ mm)	原子炉建屋 原子炉棟 6階	2	C
使用済燃料プールライナードレン漏えい検知	フロート式	使用済燃料プールライナー部からの漏えいを検知すること。	—	EL. 29, 415 mm (ドレン止め弁 (EL. 29, 150 mm) $+265$ mm)	原子炉建屋 原子炉棟 4階	1	C
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対	使用済燃料プール温度は、燃料プール冷却浄化系により 52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度 65℃を包含して測定できる範囲としている。また、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール温度が監視できる十分な測定範囲としている。	0～300℃	—	原子炉建屋 原子炉棟 4階	1	C
使用済燃料プール温度	熱電対		0～100℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6階	1	C
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	ガイドパルス式	使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測できること。	$-4, 300$ mm $\sim +7, 200$ mm (EL. 35, 077mm ～ EL. 46, 577 mm)	水位低：EL. 46, 000mm (通常水位 -195 mm)	原子炉建屋 原子炉棟 6階	1	C (Ss) *
	測温抵抗体式	使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状態が把握できること。	0～120℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6階	1	C (Ss) *

※ 基準地震動 S_s による地震力に対して、機能を維持する設計とする。

第 1.2-1 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）一覧（2 / 2）

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
燃料取替フロア 燃料プールエリア放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値 (0.01mSv/h) を包含して測定できる範囲とする。	10^{-3} mSv/h ～ 10^1 mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	半導体式	使用済燃料プール区域排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し、原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測できる範囲としている。	10^{-3} mSv/h ～ 10^1 mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	4	S
原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	半導体式	原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し、原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測できる範囲としている。	10^{-4} mSv/h ～1mSv/h	高 バックグラウンド の 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 3 階	4	S

(1) 使用済燃料プール水位

○計測目的：使用済燃料プールの通常補給レベルの監視及び基準水位
(EL. 46, 195 mm以下「N. W. L」) からの水位の異常な低下並び
に上昇の監視を目的としている。

○構成概略：水位検出器（ディスプレイサ，フロート式）で検出された使
用済燃料プールの水位は，所定の警報設定値に達した場合，
水位低及び水位高の検出信号を中央制御室に発信し，中央制
御室に警報が発せられるとともに，プロセス計算機に出力し
記録する。（第 1.2-1 図参照）

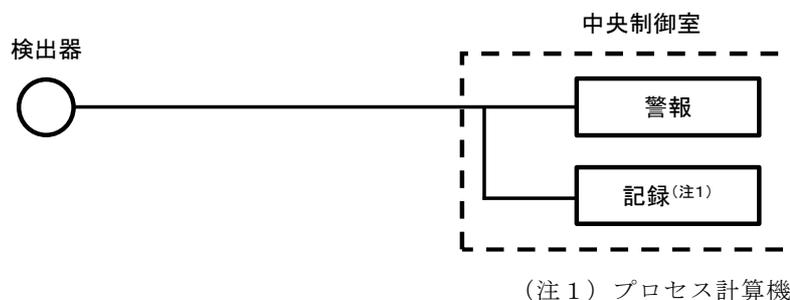
○警報設定：

水位高：EL. 46, 231mm（通常水位 +36mm）

使用済燃料プール水位の異常な上昇によって運転操作床面へ
プール水が溢れるのを事前に検知するために設定値を設けて
いる。（第 1.2-2 図及び第 1.2-3 図参照）

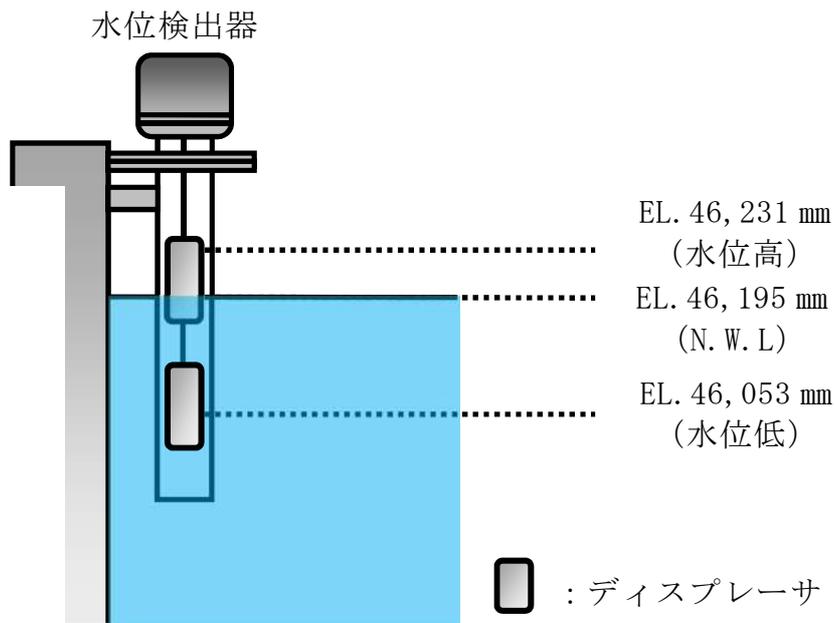
水位低：EL. 46, 053mm（通常水位 -142mm）

使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位
低下を早期に検知するため，設定値を設けている。（第 1.2-
2 図及び第 1.2-3 図参照）

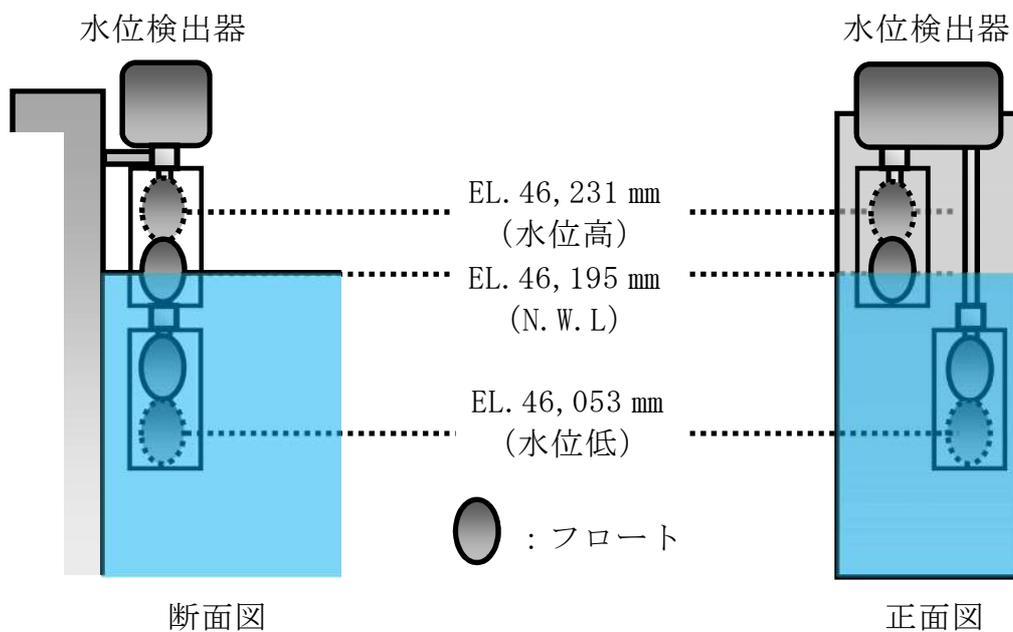


(注1) プロセス計算機

第 1.2-1 図 使用済燃料プール水位（ディスプレイサ，フロート式）の概略構成図



第 1.2-2 図 使用済燃料プール水位の警報設定値 (ディスプレーサ式)



第 1.2-3 図 使用済燃料プール水位の警報設定値 (フロート式)

(設備仕様)

個 数 : 各 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 水位高 EL. 46,231mm (通常水位 +36mm)

水位低 EL. 46,053mm (通常水位 -142mm)

警 報 : 「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

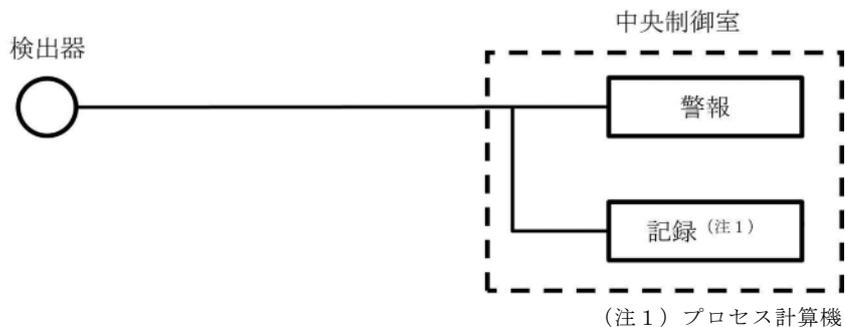
(2) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

○計測目的：使用済燃料プールライナーからの漏えいの早期発見を目的としている。

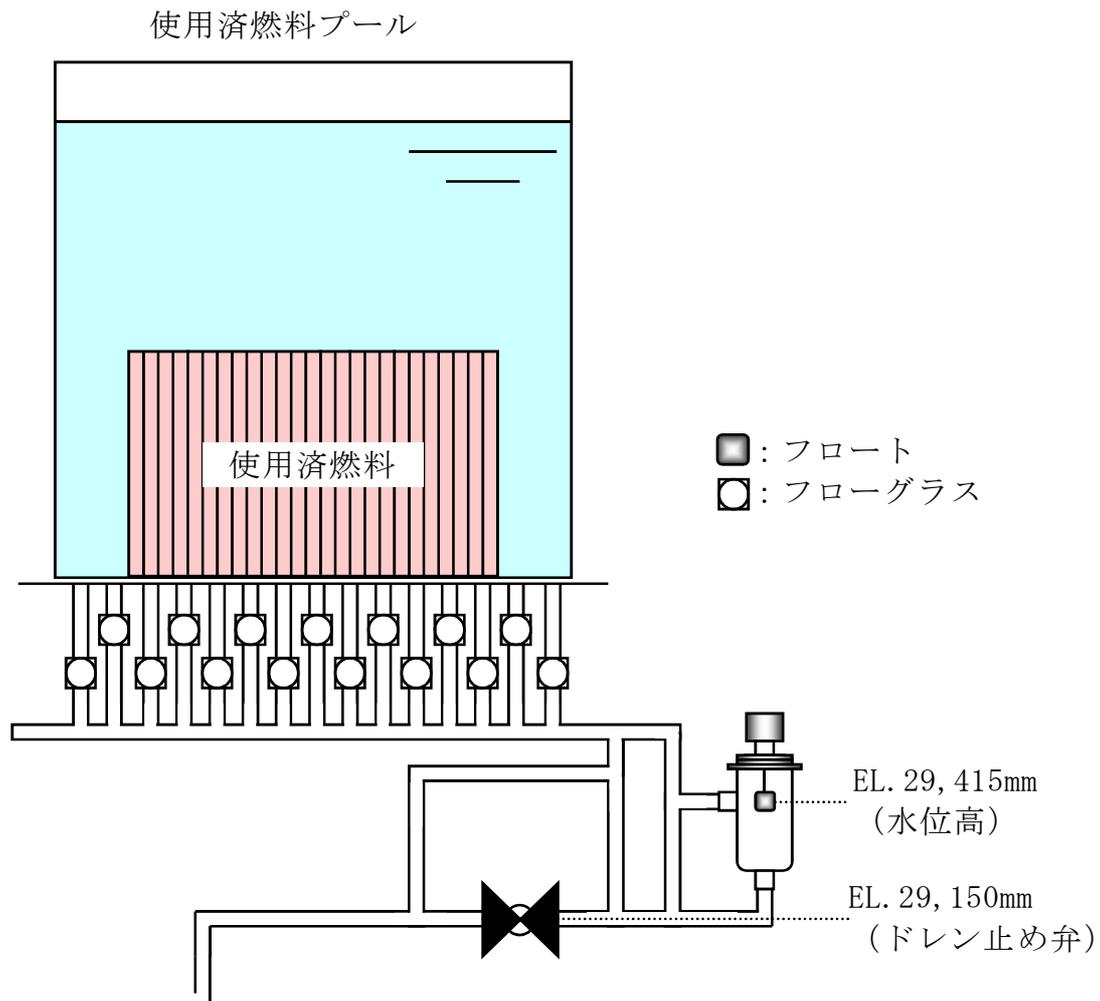
使用済燃料プールライナーから漏えいがある場合、漏えいしたプール水は使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まる。この漏えいしたプール水を検出することで使用済燃料プールライナーからの漏えいを検知する。

○構成概略：使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を水位検出器（フロート式）で検出し、使用済燃料プールライナーからの漏えい量が、所定の警報設定値に達した場合、漏えい水検出信号を発し、中央制御室に警報が発せられるとともに、プロセス計算機に出力し記録する。（第 1.2-4 図参照）

○警報設定：EL. 29, 415mm（ドレン止め弁（EL. 29, 150mm）+265mm）
使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を早期に検出する。（第 1.2-5 図参照）



第 1.2-4 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の概略構成図



第 1.2-5 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

(設備仕様)

個 数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟4階

警報設定値 : EL. 29, 415mm (ドレン止め弁 (EL. 29, 150mm) + 265mm)

警 報 : 「FUEL POOL LINER LEAKAGE」

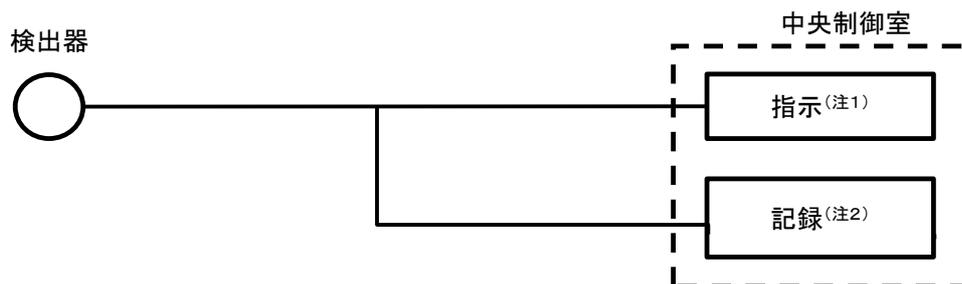
(3) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の監視を目的としている。

○構成概略：燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，熱電対にて温度を電気信号へ変換した後，中央制御室に指示及び記録される。

(第 1.2-6 図参照)

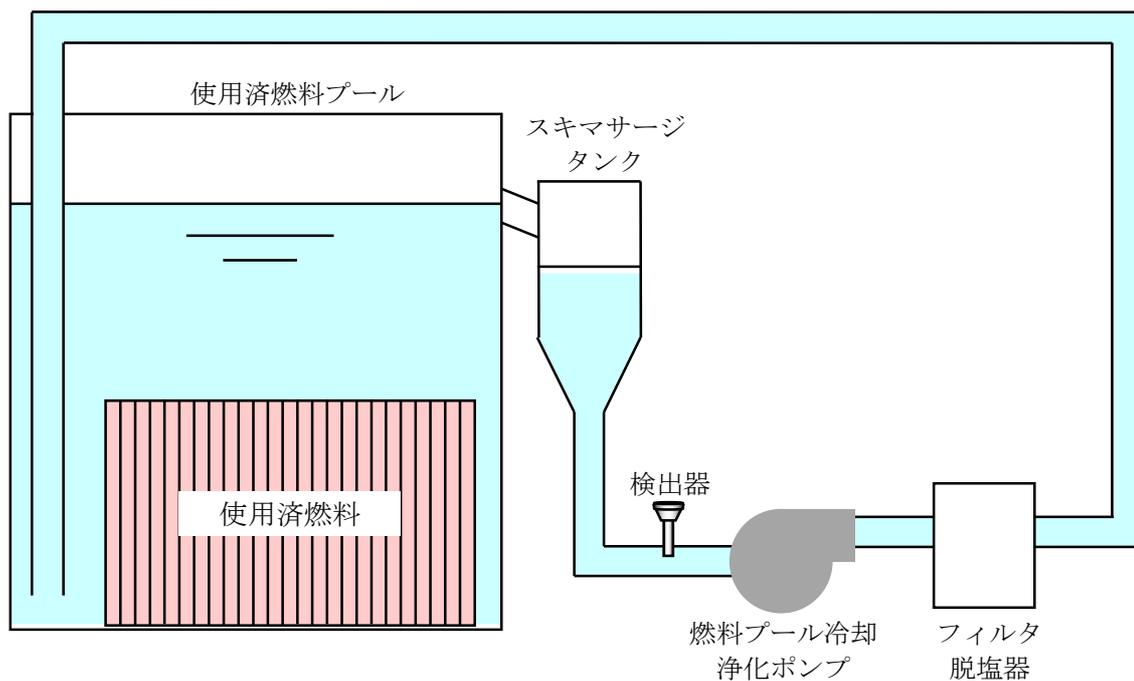
○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，0～300℃の温度計測を可能としている。(第 1.2-7 図参照)



(注 1) プロセス計算機

(注 2) 記録計

第 1.2-6 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図



第 1.2-7 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 : 0~300°C

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 4 階

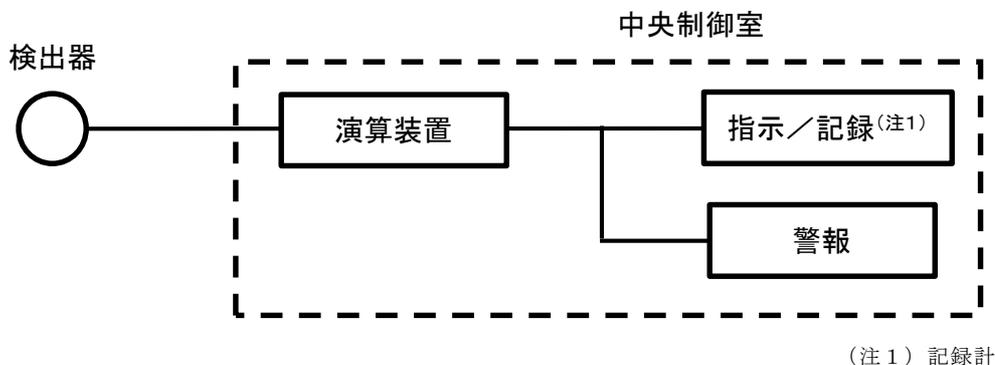
(4) 使用済燃料プール温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却水状態の把握を目的とする。

○構成概略：熱電対により検出された水温は，中央制御室の演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，温度高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。(第 1.2-8 図参照)

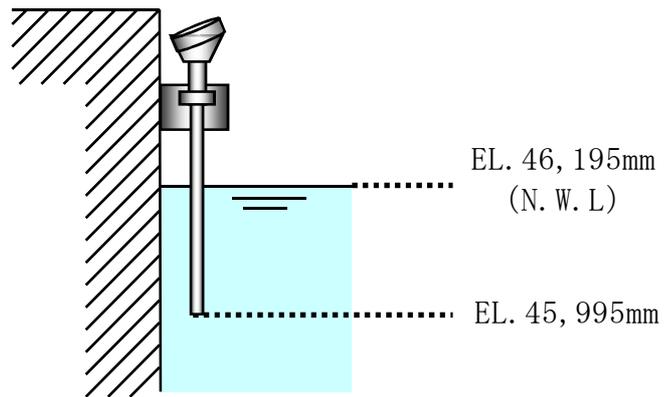
○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，0~100℃の温度計測を可能としている。(第 1.2-9 参照)

○警報設定：使用済燃料プール温度は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52℃以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し，65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃としている。



(注1) 記録計

第 1.2-8 図 使用済燃料プール温度の概略構成図



第 1.2-9 図 使用済燃料プール温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 : 0~100℃

個 数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 50℃

警 報 : 「FUEL POOL TEMP HIGH」

(5) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

- 計測目的（水位）：使用済燃料プール水位の異常な低下の監視を目的とし新たに設置する。
- 計測目的（温度）：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状態の把握を目的とし新たに設置する。
- 構成概略（水位）：パルス信号を発信し，プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し，水位信号に変換する処理を行った後，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。（第 1.2-10 図参照）
- 構成概略（温度）：測温抵抗体により検出された温度は，演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。（第 1.2-10 図参照）
- 計測範囲（水位）：使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測を可能とする。（第 1.2-11 図参照）
なお，基準地震動 S_s によるスロッシングを考慮した溢水時（通常水位から約 -0.70m 低下）においても水位計測を可能とする。

○計測範囲（温度）：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，
0～120℃の温度計測を可能とする。

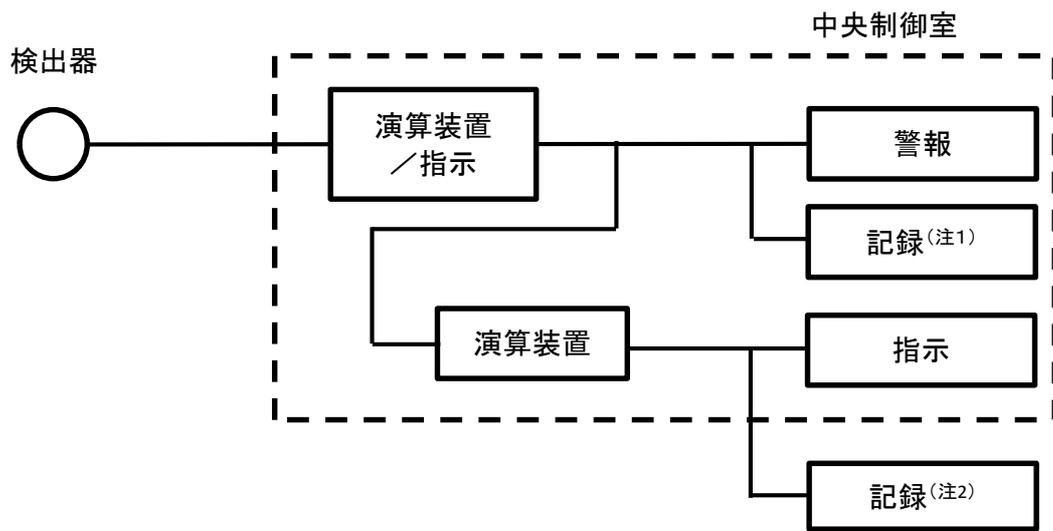
（第 1.2-11 図参照）

○警報設定（水位）：水位低 EL. 46,000mm（通常水位 -195mm）

使用済燃料プール水位（S A 広域）の設定値は，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止後，更に異常な水位低下が発生した場合に，これを早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

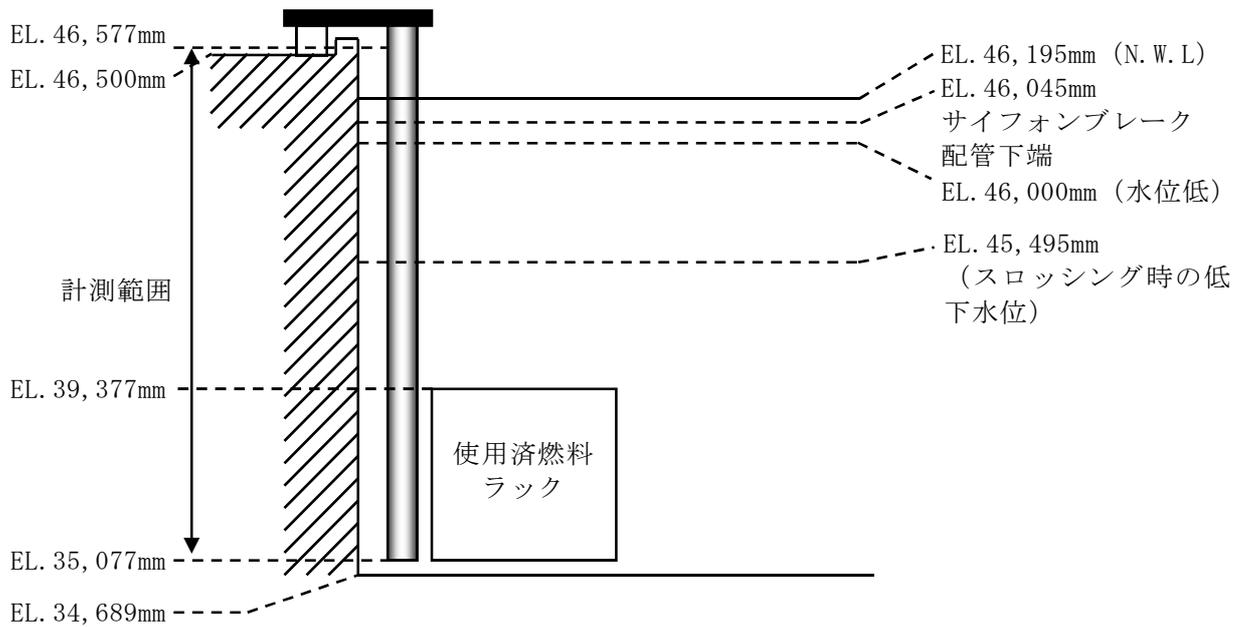
○警報設定（温度）：温度高 50℃

使用済燃料プール水温度（S A 広域）は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52℃以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し，65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃とする。

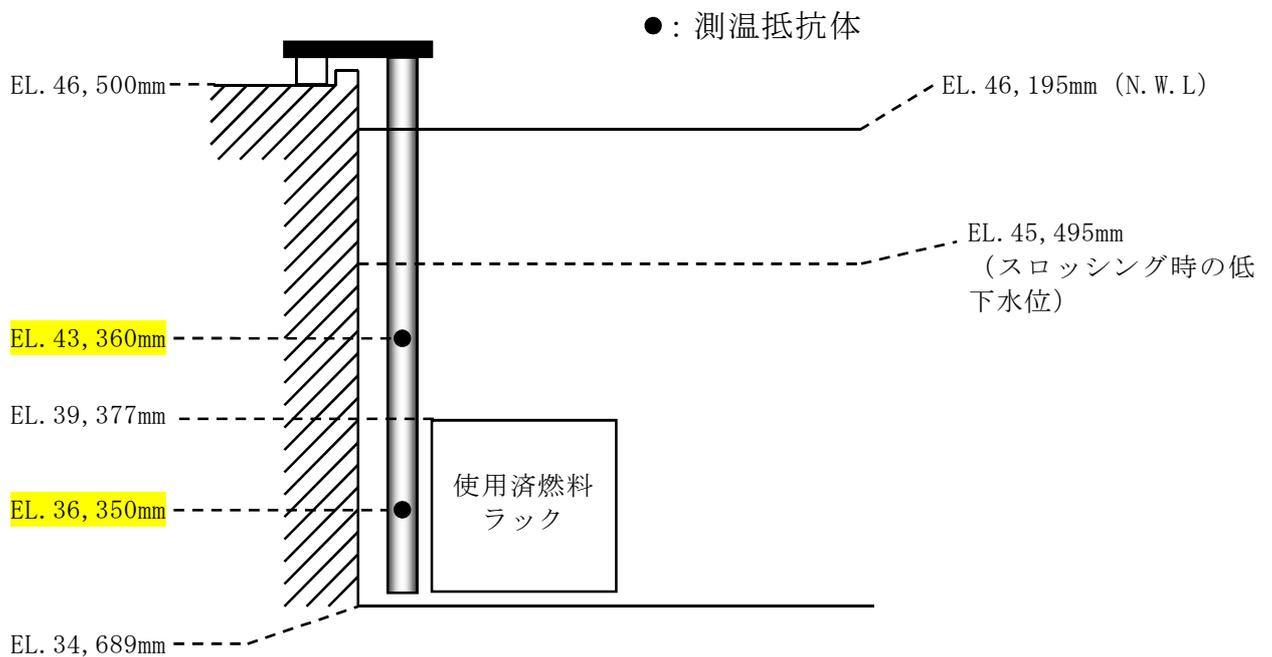


(注1) プロセス計算機
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

第 1.2-10 図 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) の概略構成図



使用済燃料プール水位・温度（SA広域）のうち，水位検出図



使用済燃料プール水位・温度（SA広域）のうち，温度検出図

図1.2-11 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の設置図

(設備仕様)

計測範囲：【水位】 -4,300mm～+7,200mm^{※1}

(EL. 35,077mm～EL. 46,577mm)

※1 基準点は使用済燃料ラック上端
EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)

【温度】 0～120℃

個数： 1

設置場所： 原子炉建屋原子炉棟 6階

警報設定値： 水位低 EL. 46,000mm (通常水位 -195 mm)

温度高 50℃

個別警報： 水位低「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

温度高「FUEL POOL TEMP HIGH」

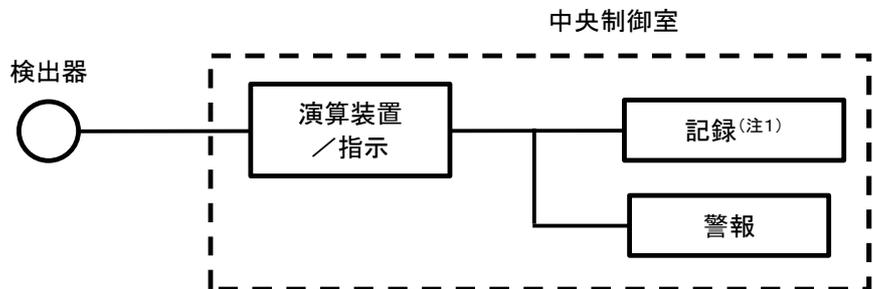
(6) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

○計測目的：作業従事者に対する放射線防護の観点から、使用済燃料プールエリアにおける線量当量率を監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を、半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、放射線レベル高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。(第 1.2-12 図参照)

○計測範囲：燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは、燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値 (0.01mSv/h) を包含して測定できる範囲とし、 10^{-3} mSv/h \sim 10^1 mSv/h の線量当量率を計測可能としている。

○警報設定：通常時の異常な放射線レベルの上昇を検知するため、警報設定値は、バックグラウンドの 10 倍以下としている。



(注1) 記録計

第 1.2-12 図 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 10^{-3} mSv/h \sim 10^1 mSv/h

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警報 : 「REFUELING FLOOR AREA RADIATION HIGH」

(7) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

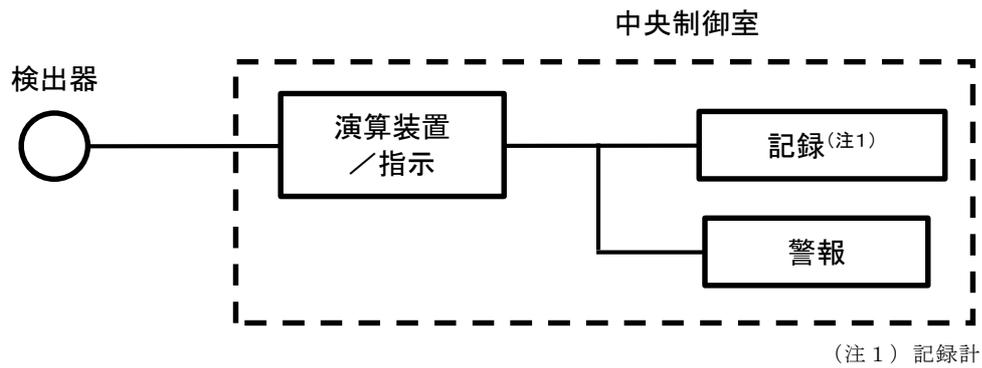
○計測目的：使用済燃料プールエリアでの燃料取扱事故を検出し，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。

(第 1.2-13 図参照)

○計測範囲：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し，異常な放射線上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



第 1.2-13 図 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 10^{-3} mSv/h ~ 10^1 mSv/h

個数 : 4

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの10倍以下

警報 : 「R/B REFUELING EXHAUST RADIATION HIGH」

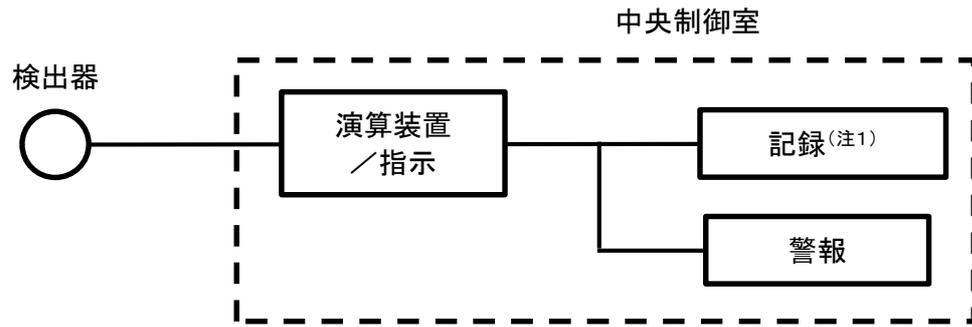
(8) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

- 計測目的：原子炉建屋原子炉棟内の異常な放射能上昇を検出し，原子炉建屋通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系排気ダクトの放射線量を監視する。

- 構成概略：原子炉建屋換気空調系の線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。（第 1.2-14 図参照）

- 計測範囲：原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

- 警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



(注1) 記録計

第 1.2-14 図 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : 10^{-4} mSv/h ~ 1 mSv/h

個数 : 4

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 3 階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警報 : 「R/B EXHAUST PLENUM RADIATION HIGH」

1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

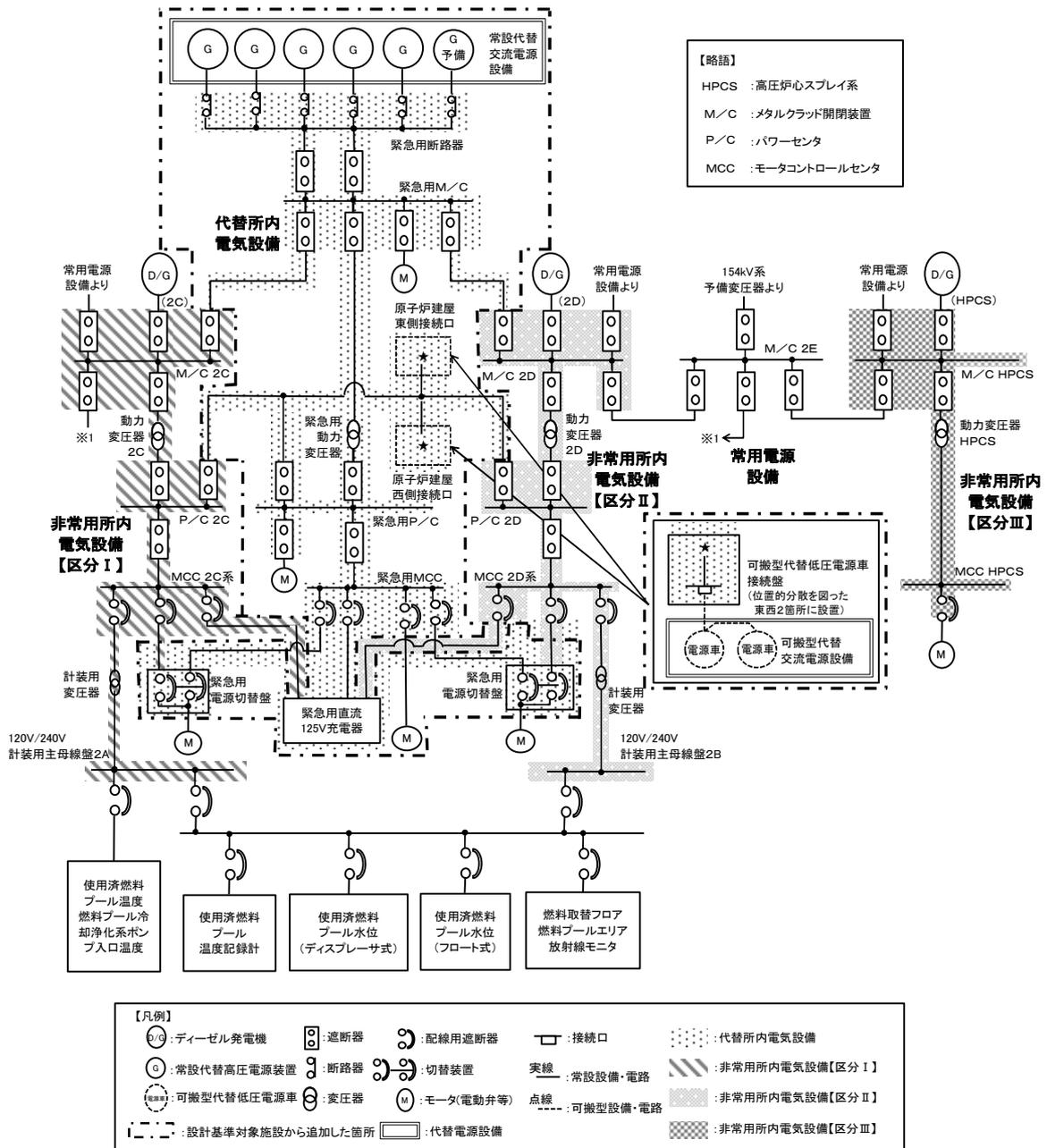
「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び燃料取扱場所の放射線量について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告 第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。（第 1.3-1 表参照）

第 1.3-1 表 使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	記録紙	5 年
十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料プール水位	アラームタイパー	5 年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5 年

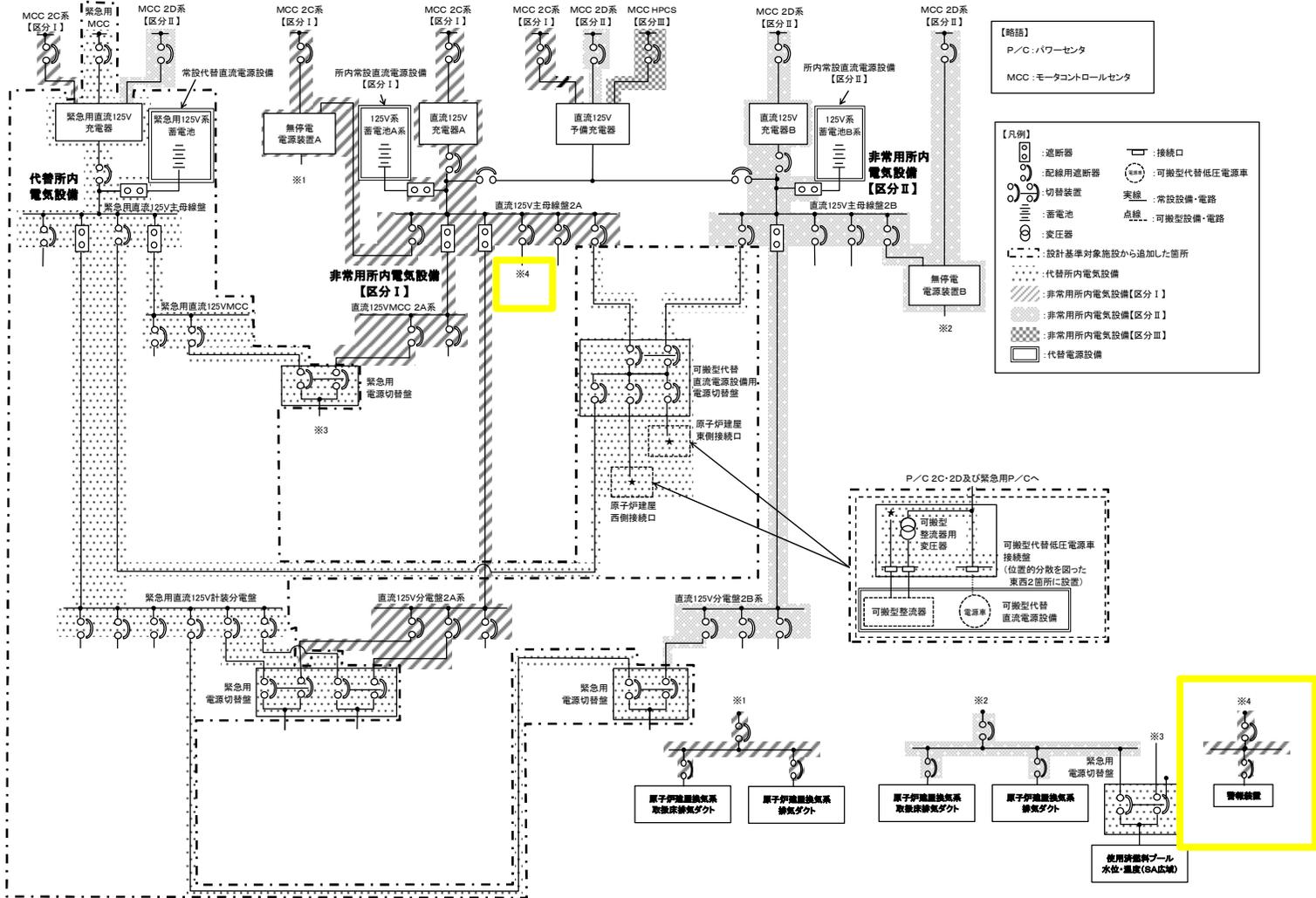
1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

外部電源が利用できない場合においても使用済燃料プールの水位，温度及び燃料取扱場所の放射線量を監視することが要求されていることから使用済燃料プール監視設備は，非常用所内電源系からの電源供給により，外部電源が喪失した場合においても計測が可能な設計としている。（設置許可基準規則第十六条 第3項）（第1.4-1図，第1.4-2図参照）



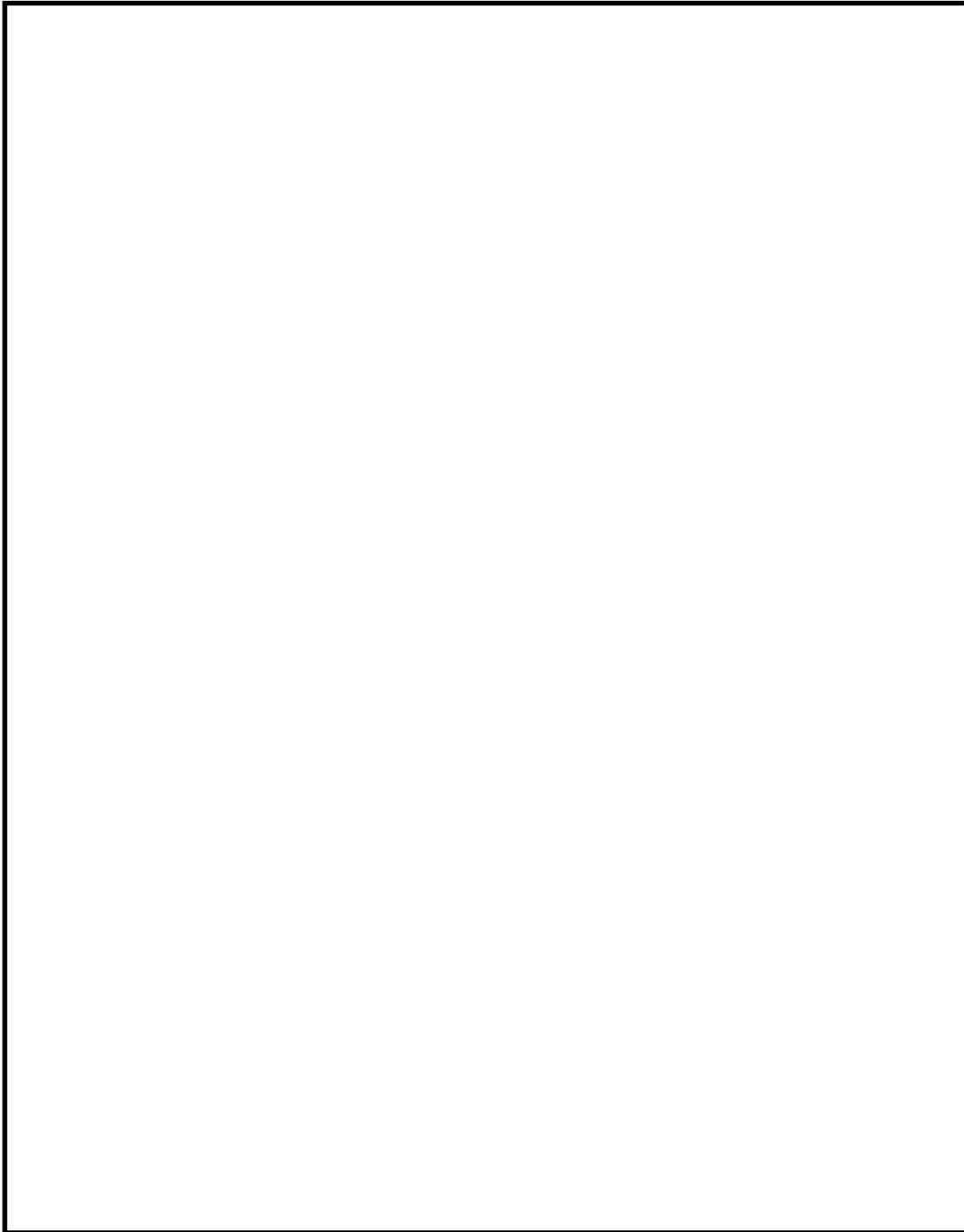
第 1.4-1 図 計測装置の電源構成概略図 (交流)

第 1.4-2 図 計測装置の電源構成概略図 (直流)

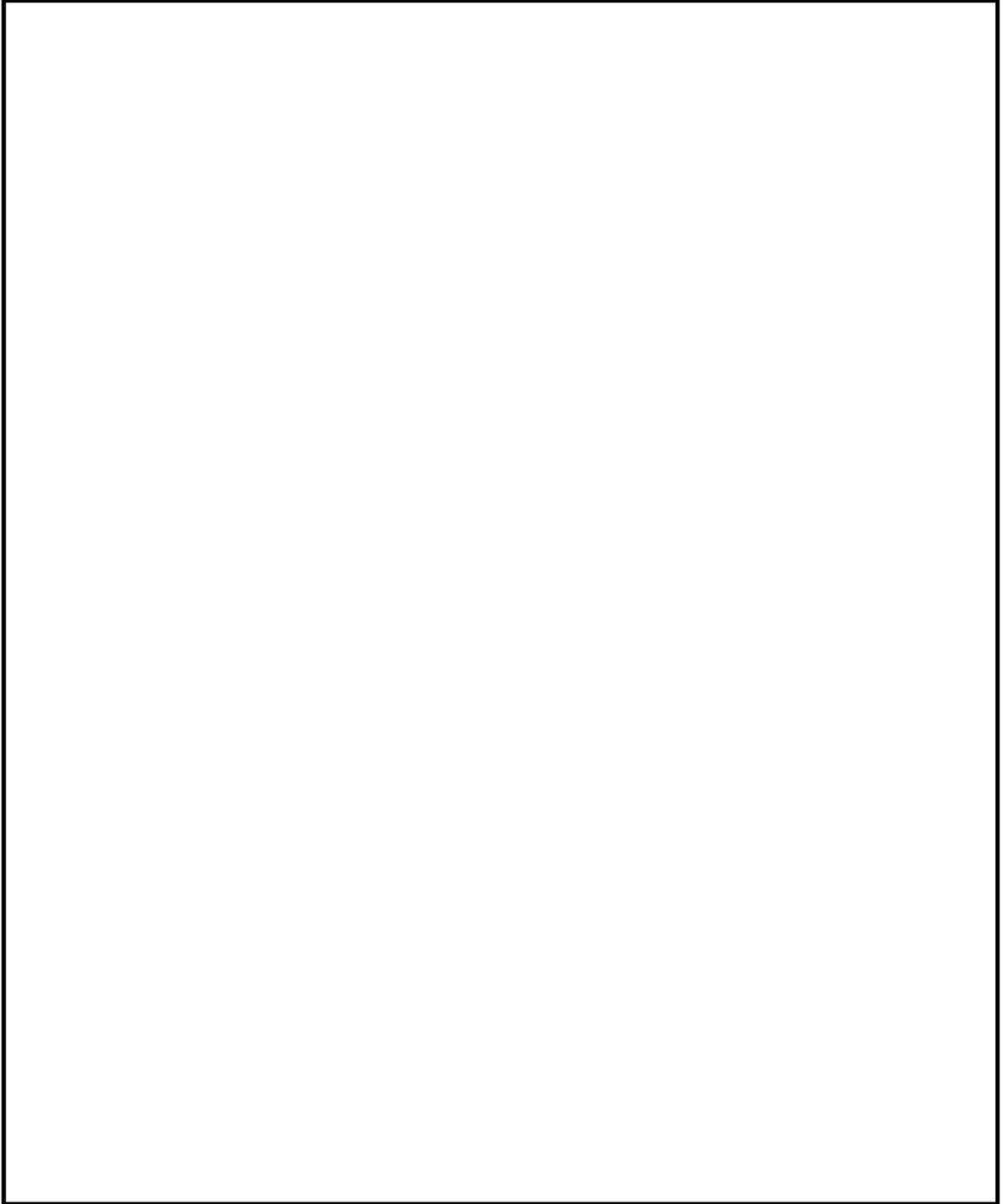


1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

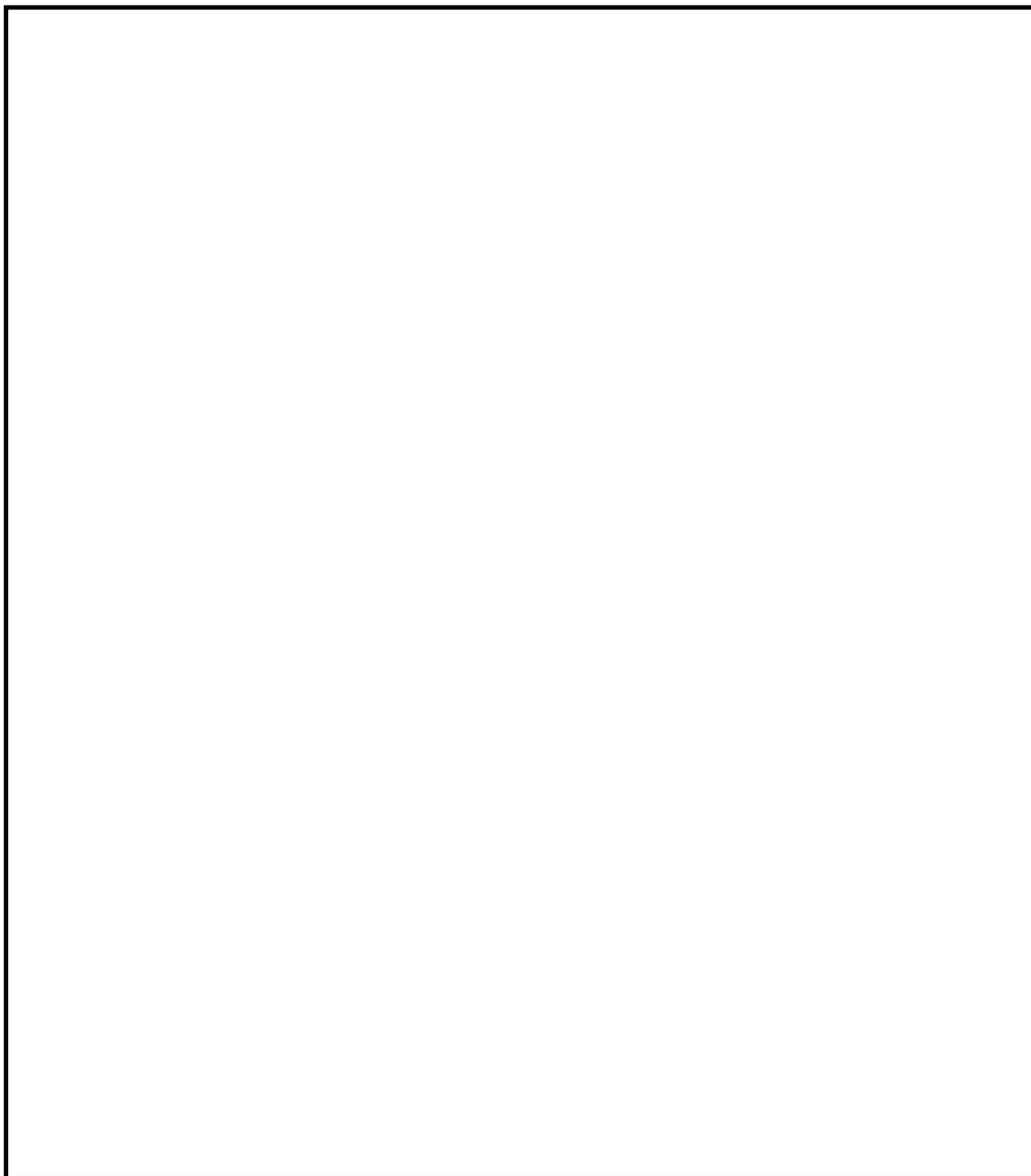
使用済燃料プール監視設備の設置場所を第1.5-1図～第1.5-3図に示す。



第1.5-1図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟6階)



第 1.5-2 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 4 階)



第 1.5-3 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 3 階)

各計測装置の記録及び保存について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び線量当量率について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告 第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
一 炉心における中性子束密度	起動領域モニタ	記録紙	10 年
	平均出力領域モニタ	記録紙	10 年
三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度	制御棒位置	制御棒位置記録	5 年
四 一次冷却材に関する次の事項			
イ 放射性物質及び不純物の濃度	原子炉水導電率	運転日誌	5 年
ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力	運転記録	10 年
	主蒸気流量	運転記録	10 年
	主蒸気温度	運転記録	10 年
	給水圧力	運転記録	10 年
	給水流量	運転記録	10 年
	給水温度	運転記録	10 年
五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位	原子炉水位（停止域）	—	—
	原子炉水位（燃料域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（広帯域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（狭帯域）	記録紙	5 年
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射線物質の濃度及び線量当量率	格納容器圧力	運転記録	10 年
	格納容器内温度	運転記録	10 年
	格納容器内水素ガス濃度	記録紙	5 年
	格納容器内酸素ガス濃度	記録紙	5 年
	原子炉格納容器モニタ	記録紙	5 年
	格納容器内核分裂生成物モニタ	記録紙	5 年

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ	記録紙	5年
	排ガスモニタ	記録紙	5年
八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度	PWRに対する要求		
九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
	非常用ガス処理系放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
	廃棄物処理建屋排気筒モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体プロセス放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場合を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	対象なし		

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	エリアモニタ	記録紙	5年
十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度	モニタリングポスト	記録紙	5年
十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料プール水位	アラームタイパー	5年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5年
十五 敷地内における風向及び風速	風向・風速	記録紙	10年

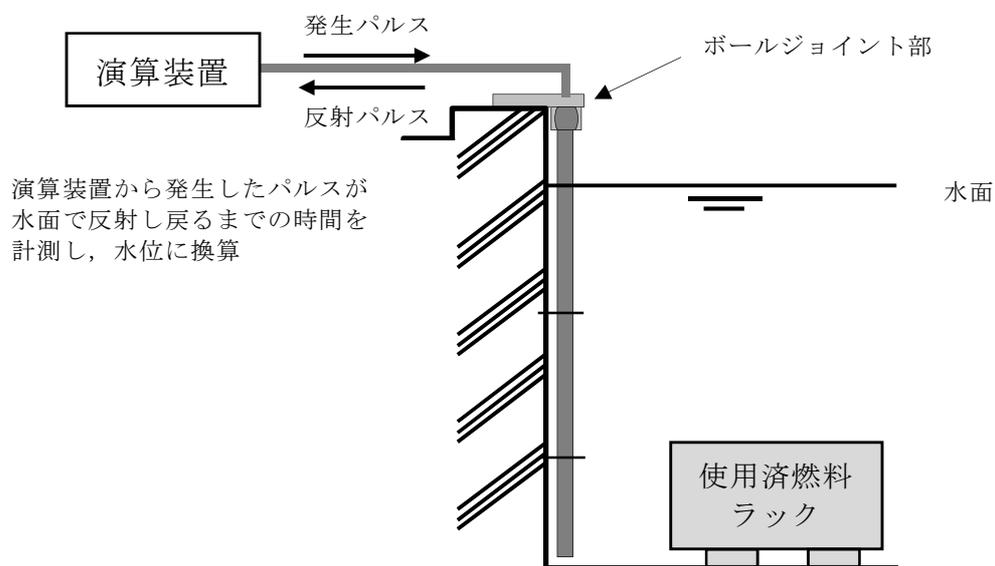
使用済燃料プール水位・温度（S A広域）について

1. 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の計測性能

(1) 水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、演算装置から高速電圧パルスを発生させ、検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が、演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。ガイドパルス式水位計による水位検出原理を第1図に示す。

検出器は伝達回路となる導体のステンレス芯棒が、同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており、検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第1図 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）は、電圧パルスによる水位測定に加え、測温抵抗体による温度計測により水温を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、液相にある2箇所を温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、温度計は測温抵抗体を使用し、連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては、空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により、同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

警報設定値について

1. 使用済燃料プール水位の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プール水位の水位高及び水位低の警報設定範囲は下記の考えに基づき設定している。

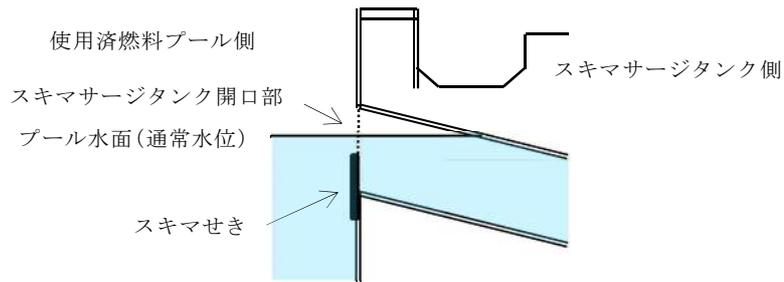
(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により運転操作床面へプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (N. W. L 46, 195mm) ～運転操作床面 (EL. 46, 500mm) の間で設定する。

(水位低) 使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を直接検知する。(燃料プール冷却浄化系の運転を停止した場合には、使用済燃料プール水位がスキマサージタンクオーバーフローゲート位置付近 (EL. 46, 043mm) まで低下することがある。第 1 図に使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図を示す。)

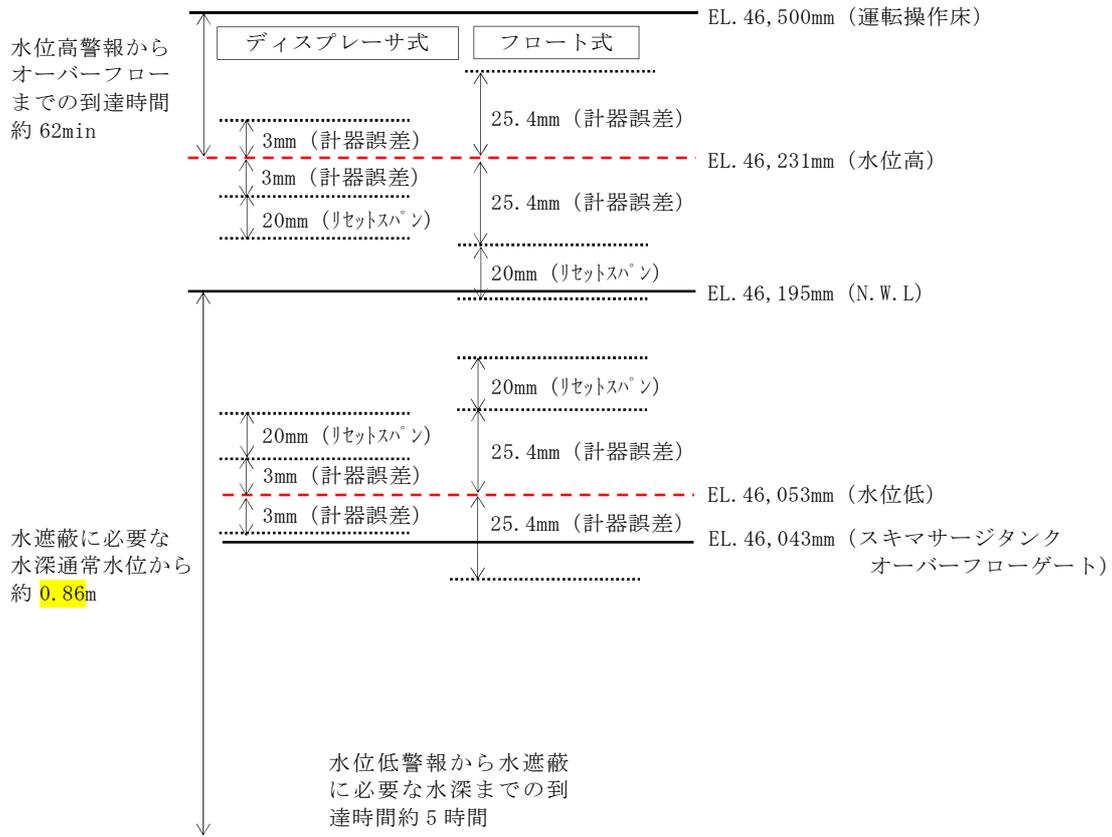
上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料プール水位の警報設定値を第 1 表に示す。また、第 2 図に使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値を設定している。

第 1 表 使用済燃料プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	通常水位 - 142mm (EL. 46, 053mm)
水位高	通常水位 + 36mm (EL. 46, 231mm)



第1図 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図



第2図 使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

以下の諸条件（有効性評価で使用）を用いて評価した。

- ・ プール保有水量：1,189m³
- ・ プール断面積：116m²
- ・ 使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後，プール水温上昇速度：

7.0°C/h

- ・使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、プール水位低下速度：

0.131m/h

水位低警報設定値は通常水位－142mm (EL. 46, 053mm) であり、必要な水遮蔽 (10mSv/h の場合) は通常水位から約－0.86m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発 (水位低下速度 0.131m/h) を想定した場合、水位低警報発生から必要となる水遮蔽 (水位) が失われるまでの時間は約 5 時間となり、使用済燃料プールへの補給操作に余裕^{※1}を持った設計としている。

水位高警報設定値は通常水位＋36mm (EL. 46, 231mm) であり、仮に復水移送系 (約 30m³/h) により使用済燃料プールへ補給をし続けてしまった場合、水位高警報発生から運転操作床面へプール水がオーバーフローするまで約 62 分であり、警報発生から補給停止操作をする上で余裕^{※1}を持った設計としている。

※1 運転員の手動操作の時間的余裕 (10 分) ＋補給開始又は補給停止操作 (約 16 分) を考慮しても余裕を持った設計としている。

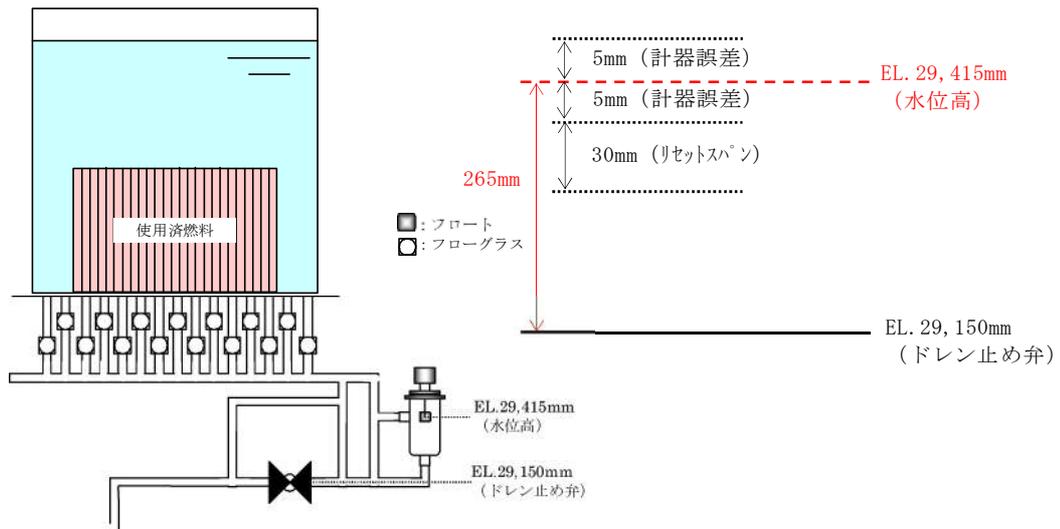
2. 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールライナーからの微小漏えいを監視するために、計器の設置スペースを考慮し警報を設定する。第2表に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値を、第3図に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図を示す。

第2表 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	ドレン止め弁+265mm (EL. 29, 415mm)



第3図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料プールライナー漏えい検知の水位高警報設定値は、ドレン止め弁+265mm (EL. 29, 415mm) であり、警報設定値までのドレン配管容積は、約 $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$ である。この容量は使用済燃料プール容積 (1, 189 m^3) に対して十分小さな値であり、燃料プールライナー漏えいの早期検知において余裕^{*2}を持った設計としている。

※2 仮に $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$ の水がドレン配管に溜まった場合、使用済燃料プールの水位低下は約 0.04mm 程度であり、必要な水遮蔽 (10mSv/h の場合) は通常水位から約 0.86m 下であることから、余裕を持った設計としている。

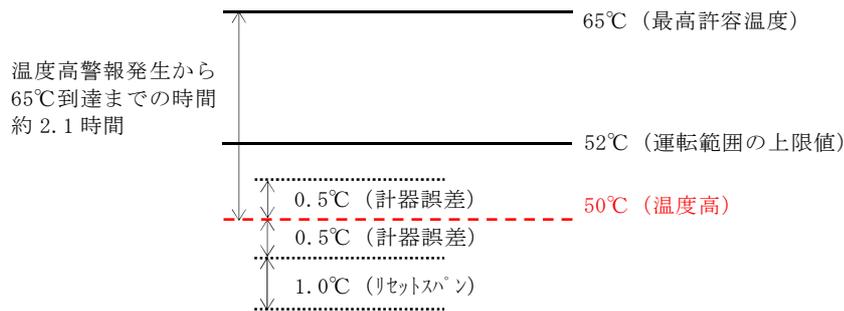
3. 使用済燃料プール温度の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールの水温異常上昇を注意喚起するため、通常時の燃料プール水温度の上限値 52℃ を超えない 50℃ に設定する。第 3 表に使用済燃料プール温度の警報設定値を、第 4 図に使用済燃料プール温度の警報設定概要図を示す。

第 3 表 使用済燃料プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	50℃



第 4 図 使用済燃料プール温度の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

有効性評価における使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後の温度上昇は約 7.0°C/h であり，温度高警報設定値 50°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約 2.1 時間であり，余裕^{※3}を持った設計としている。

※3 運転員の手動操作の時間的余裕（10 分）＋残留熱除去系による燃料プール冷却運転切替（約 126 分）に対して，使用済燃料プールの冷却系の機能喪失時の初期水温：約 40°C から警報設定値 50°C に達するまでに約 1.4 時間以上あり，さらに警報発生から最高許容温度 65°C に達するまでに約 2.1 時間あることを考慮すると，その間に残留熱除去系による燃料プール冷却運転へ切替することは可能であり，余裕を持った設計としている。

東海第二発電所

運用，手順説明資料

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

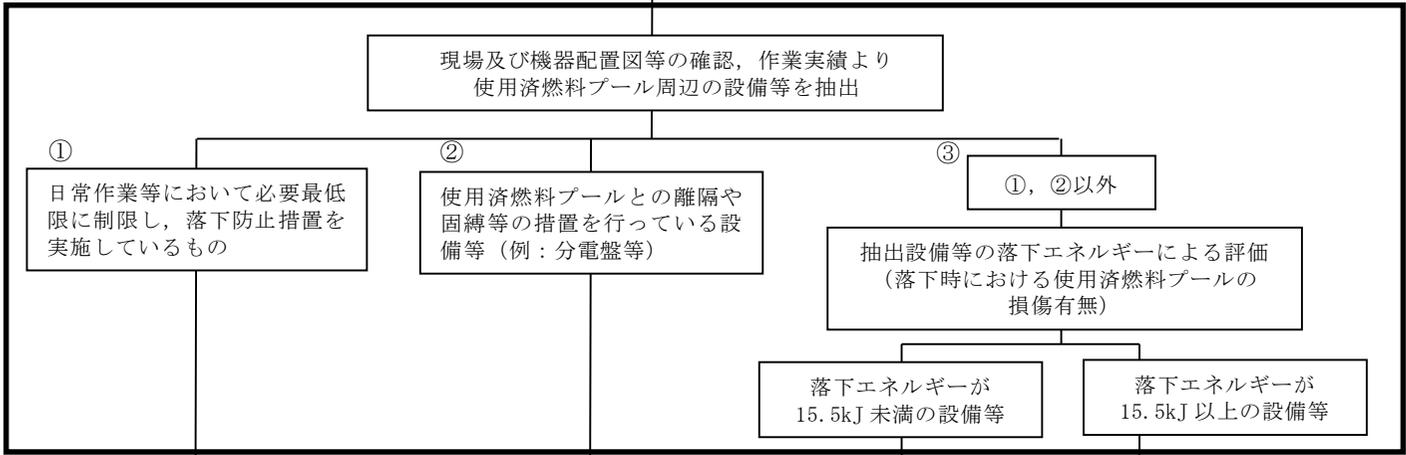
設置許可基準 第16条 第2項第二号ニ
燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

使用済燃料の貯蔵施設

燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

添付六、八への反映事項
(設計・手順に関する事項)

現場及び機器配置図等の確認、作業実績より
使用済燃料プール周辺の設備等を抽出



工・保

評価OK※1

評価OK※2

評価OK※3

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策①
【耐震評価により必要な強度を有していることの確認】
基準地震動 S_s に対する耐震評価を実施し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

工
評価OK

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策②
【設備構造上の落下防止措置の確認】
燃料取替機、原子炉建屋クレーンの安全機能として、フック外れ止め、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置を確認する。

工
評価OK

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策③
【運用状況による落下防止措置の確認】
クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、有資格者作業等の要求事項による落下防止措置とその適切性について確認する。

保
評価OK

○上記にて評価NGのもの
落下時の影響評価を実施する。

評価OK

※1 使用済燃料プール周辺は、異物混入エリア設置区域であり、持込品については必要最低限に制限し、落下防止措置を講じていることから評価OKとする。

※2 使用済燃料プールまでの隔離やボルト固定等による転倒防止が図られていることから評価OKとする。

※3 燃料集合体の気中落下試験時の落下エネルギーと比較し、設備等の落下エネルギーが小さいものについては使用済燃料プールライニングに損傷を与えないことが確認されている。

※4 原子炉建屋原子炉棟、燃料取替機、原子炉建屋クレーンの耐震評価による確認結果は、後段の工事計画認可申請にて示す。

【後段規制との対応】
工：工事計画認可申請(基本設計方針、添付書類)
保：保安規定(運用、手順に係る事項、下位文書含む)
核：核防規定(下位文書含む)

【添付六、八への反映事項】
□: 添付六、八に反映

別添 3-1

表1 運用、手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第16条 燃料体等の取扱施設および貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤーロープ二重化や動力電源喪失時保持機能等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。 ・使用済燃料プール内にて取り扱う吊荷について、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については、必要最低限に制限する。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。
		教育・訓練	—
	原子炉建屋クレーンにおける対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。 ・使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずることとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。 ・使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷について、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については、必要最低限に制限する。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。 ・クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛けは有資格者が実施する。
		教育・訓練	—

16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準 第 16 条 第 3 項第一号

使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。

設置許可基準 第 16 条 第 3 項第二号

外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

（使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ）

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室での監視及び警報発信が可能であること。

異常の検知

警報発信

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの設置。

工

中央制御室の警報発信回路。

工

外部電源が利用できない場合において、使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の監視が可能であること。

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電。

工

使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の計測結果を表示し、記録し、及び保存することができること。

使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度（S A 広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存。

工・保

【後段規制との対応】

工：工事計画認可申請（基本設計方針、添付書類）
 保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】

：添付六、八に反映

：当該条文中に該当しない

（他条文中での反映事項他）

表2 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
<p>第16条 燃料体等の取扱施設 及び貯蔵施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プールライナードレン漏えい検知 	運用・手順	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 ・使用済燃料プール温度 	体制	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ・燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 	保守・点検	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ ・原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ ・中央制御室の警報発信回路 	教育・訓練	—
	<p>使用済燃料プール水位, 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料プール温度, 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域),</p>	運用・手順	—
	<p>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電</p>	体制	—
	<p>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電</p>	保守・点検	—
	<p>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電</p>	教育・訓練	—
	<p>使用済燃料プール水位, 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料プール温度, 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域),</p>	運用・手順	—
	<p>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存</p>	体制	—
	<p>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存</p>	保守・点検	—
	<p>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ, 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存</p>	教育・訓練	—

東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下に係る

対象重量物の現場確認について

1. 基準要求

【第 16 条】 設置許可基準第 16 条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準第 26 条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設）にて、燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを要求されている。

当該基準を満足するにあたっては、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、燃料取替機及びクレーンはワイヤロープ二重化等落下防止対策を行う設計としている。

また、使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出する必要があることから、使用済燃料プール周辺の設備等について現場確認を行うこととする。

2. 確認項目及び内容

上記基準要求を満足するにあたっては、使用済燃料プール周辺の設備等が地震時に使用済燃料プールへの重量物とならないか調査する必要があり、現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討、また、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取扱う重量物について、作業実績に基づき抽出を行った。

(1) 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出した。

具体的には、使用済燃料プール周辺の設備等について、設置位置(高さ)、物量、重量、固定状況等を確認し、地震等により使用済燃料プール

への落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(2) 機器配置図等[※]による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出した。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

具体的には、内挿物等現場で確認出来ない重量物について、機器配置図等にて物量、重量、設置状況等確認し、使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(3) 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出した。

なお、仮設機材類の持込品については、使用済燃料プールが、立入りと持込品を制限している区域内にあること及び、その落下エネルギーについては、燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため、抽出の対象外とした。

3. 抽出物に対する評価

現場確認、機器配置図等の確認及び作業実績により抽出された設備につい

では、設置状況や落下エネルギーによる評価及び落下防止対策の状況により使用済燃料プールへの影響評価を実施した。

4. 今後の対応

今回抽出した設備等以外の設備等で、今後、使用済燃料プール周辺に設置する、または取り扱う設備等については、添付資料2「使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき、使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い、評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い、必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

現場確認等における抽出物の詳細

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場及び機器配置図等による確認、また使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う重量物について、網羅的に抽出を行った。

詳細について、第 1 表に整理する。

第 1 表の評価①では、使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」とする。

評価①で「×」としたものについて、評価②で落下エネルギーを評価し、基準値 15.5kJ を超えるものを「×」とする。

評価①及び評価②のいずれも「×」のものを評価フローⅡの抽出結果として選定する。

さらに、評価フローⅡで抽出されたもののうち、落下エネルギーが最大となるものを代表重量物とする。

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その1）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可， ～約35m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガータ	○	－	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約23t， 約12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約48t， 約20m)
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約1000kg， 約17m)
		新燃料検査台	○	－	○	
5	PCV（取扱具含む）	PCVヘッド	○	－	○	○ (約56t， 約14m)
		PCVヘッド吊り具	○	－	○	
6	RPV（取扱具含む）	RPVヘッド（+スタッドボルトテンショナ）	○	－	○	
		RPVヘッドフランジガスケット	○	－	○	
		ミラーインシュレーション	○	－	○	
		スタッドボルト保管架台	○	－	○	
		スタッドボルト着脱装置	×	×	×	○ (約4.6t， 約14m)
		ミラーインシュレーションペロー	×	×	×	
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ	○	－	○	
		セパレータ	○	－	○	
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×	
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	×	×	
		D/S吊り具	○	－	○	
		MSラインプラグ	○	－	○	
		MSLP用電源箱	○	－	○	
		MSLP用空気圧縮機	○	－	○	
		MSLP用電動チェーンブロック	○	－	○	
		マルチストロングバック	○	－	○	
		燃料集合体	×	×	×	
		チャンネル着脱機	×	×	×	○ (約430kg， 約12m)
		D/S水中移動装置	○	－	○	

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」

※2 評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その2）

評価フロー I			評価フロー II			代表重量物 ^{※2}
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○	
		チャンネル貯蔵ラック	×	○	○	
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○	○ (約 7.5t, -)
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		LPRM 収納缶置台	×	○	○	
		制御棒ハンガ	×	○	○	
9	プールゲート類	燃料プールゲート(大)	×	×	×	○ (約 2.7t, 約 12m)
		燃料プールゲート(小)	×	×	×	
		キャスクピットゲート	×	×	×	
10	キャスク (取扱具含む)	核燃料輸送容器	×	×	×	
		核燃料輸送容器吊り具	×	×	×	
		使用済燃料乾式貯蔵容器	×	×	×	○ (約 120 t, 約 14m)
		使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具 (R/B 用)	×	×	×	
11	電源盤類	照明用トランス	○	－	○	○
		照明用分電盤	○	－	○	
		チャンネル着脱機制御盤	○	－	○	
		作業用分電盤	○	－	○	
		中継端子箱	○	－	○	
		原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	○	－	○	
		水中照明電源箱	○	－	○	
		SHIPPING 用操作盤部	○	－	○	
		SHIPPING 動力盤	○	－	○	
		開閉器	○	－	○	
キャスクピット排水用電源盤	○	－	○			
12	フェンス・ラダー類	手摺り (除染機用レール含む)	×	○	○	
		可動ステージ開放用ホイスト架台	○	－	○	
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×	○ (約 300kg, 約 12m)
		DSP 昇降梯子	×	×	×	
		パーテーション	×	○	○	

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面, 壁面への固定設備等に該当する場合は「○」, しない場合は「×」
 ※2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち, 評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その3）

番号	抽出項目	評価フロー I		評価フロー II		
		詳細	評価①	評価②	選定結果	代表重量物※2
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
13	装置類	除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	
		DSP バックイン減圧器	○	－	○	
		酸化膜厚測定装置	×	○	○	
		水中テレビ制御装置	○	－	○	
		燃料付着物採取用装置（本体，ボール，ヘッド）	○	－	○	
		水位調整装置	○	－	○	
		リークテスト測定装置	○	－	○	
14	作業用機材類	SFP ゲート用架台	×	○	○	○ （<100kg, 約12m）
		工具箱	○	－	○	
		大型セイバーソー	○	－	○	
		遮へい体	○	－	○	
		防災シート類	○	－	○	
		足場材	○	－	○	
		水中簡易清掃装置保管箱	○	－	○	
		局所排風器	○	－	○	
		ウェル用資機材	○	－	○	
		ローリングタワー	○	－	○	
		フィルタ収納容器	○	－	○	
		LPRM 収納箱	○	－	○	
		テント	○	－	○	
		酸化膜厚測定装置架台	×	○	○	
		工具箱（引出タイプ）鋼製	○	－	○	
		ドロップライト収納箱	×	○	○	
		グラブ収納箱	×	○	○	
		水中テレビカメラ支持ボール（アルベルグ製）	×	○	○	
		チャンネル固縛仮置き架台（16kg/枚）	×	○	○	
		NFV 用吊り具ワイヤ	×	○	○	
		除染ビット用クーラー	○	－	○	
		スポットクーラー	×	○	○	
		注水ユニット	×	○	○	
キャスク底部固定金具	×	○	○			
足場収納箱（アトックス）	○	－	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その4）

番号	抽出項目	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物※2
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計	○	－	○	
		エリアモニタ	○	－	○	
		プロセスモニタ	○	－	○	
		ページング	○	－	○	
		固定電話	○	－	○	
		監視カメラ	○	－	○	
		IAEA カメラ	○	－	○	
		使用済燃料プール温度計	×	○	○	○ (<300kg, 約 4m)
		使用済燃料プール水位計	×	○	○	
		水素濃度計	○	－	○	
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）	○	－	○	
		RCW サージタンク液位計	○	－	○	
16	試験・検査用機材類	テンショナ用テストブロック	○	－	○	
		スタッドボルト試験片	○	－	○	
		FHM 用テストウェイト	×	×	×	○ (約 500 kg, 約 14m)
		シッパーキャップ架台（16 キャップ含む）	×	×	×	
		SHIPPING 装置架台	×	×	×	
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ	○	－	○	
		キャスク除染ピットカバー	○	－	○	
		DS プールカバー	×	×	×	
		原子炉ウェルシールドプラグ	○	－	○	
		スキマサーージタンク用コンクリートプラグ	×	×	×	
		SFP スロットプラグ	×	×	×	○ (約 7.5t, 約 14m)
		SFP スロットプラグ吊り具	×	×	×	
		DSP スロットプラグ	○	－	○	
		DS スロットプラグ吊り具	○	－	○	
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	×	×	×	
		FPC F/D コンクリートプラグ	×	×	×	
CUW F/D コンクリートプラグ	×	×	×			
18	空調機	空調機	○	－	○	
		FHM 操作室空調機	○	－	○	○
19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器	○	－	○	○
		常設スプレイヘッド	○	－	○	

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その5）

番号	抽出項目	評価フローⅠ		評価フローⅡ		代表重量物※2
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
20	その他	配管	○	－	○	
		チェッカープレート	×	○	○	
		非常誘導灯	○	－	○	
		消火設備	○	－	○	
		掲示物	○	－	○	
		ガラス	○	－	○	
		ダクト	○	－	○	
		ブローアウトパネル	○	－	○	
		ケーブル	×	○	○	
		救命用具	×	○	○	
		定検資機材	×	○	○	
		RCW サージタンク	○	－	○	
		時計	○	－	○	
		手すり収納箱	○	－	○	
		ステップ	×	○	○	
		カメラケース	×	○	○	
		カメラ用架台	×	○	○	
		ペリスコープ用架台	×	×	×	
		キャビネット（コンテナ類含む）	○	－	○	
		使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）4本	○	－	○	
		安全帯用ポール及び連結板	×	○	○	
		内蓋吊金具収納箱	×	×	×	
		垂直吊具エアー操作ユニット(1)	○	－	○	
		リークテスト測定装置ホース収納箱	○	－	○	
		蓋仮置き台	○	－	○	
		フランジプロテクター	×	○	○	
		蓋吊具（DC用，NFT用）	×	×	×	
		ボンベ台車	×	○	○	
		収納缶（冷却用）	×	○	○	
		ハンドリフター（2t）	○	－	○	
		加圧タンク	×	○	○	
		ヘリオット	×	○	○	
位置決めラグ	×	×	×			
RPVヘッド架台	×	×	×	○ (約1000kg, 約14m)		
真空乾燥装置	○	－	○			
新燃料容器	×	×	×			
コンテナ用枕木	×	○	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」
 ※2 評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、機器配置図等による確認及び使用済燃料プール周辺の作業実績から抽出し、抽出した設備等について項目分類を行う。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した設備等について、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがないものは検討不要とする。

上記の対象外となった項目の設備等について、落下エネルギーと、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー※を比較し、使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物を選定する。

※ 燃料集合体の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（添付資料 3）参照。

III. 落下防止の対応状況評価

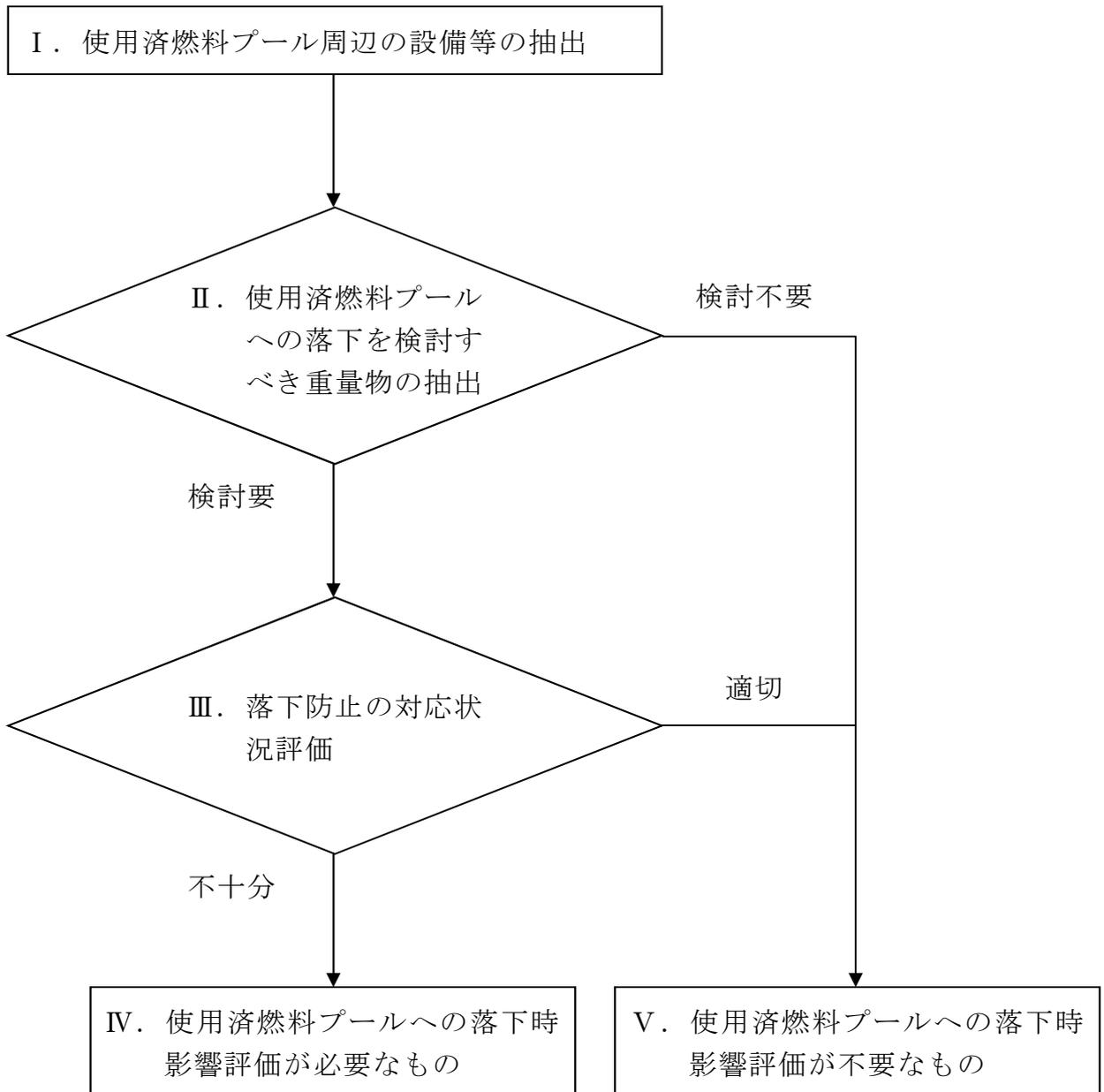
評価フロー II で使用済燃料プールへの落下を検討すべき項目とした設備等に対し、耐震評価、設備構造及び運用状況について適切性を評価する。

IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フローⅢで落下防止対策が不十分とした重量物は、落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フローⅡで検討不要，または評価フローⅢで落下防止は適切としたものは、使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから、落下時影響評価は不要とする。



第 1 図 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。

(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料体等の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している^{※1}。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85mm に対して 0.7 mm であった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)

図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料体等の重量は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

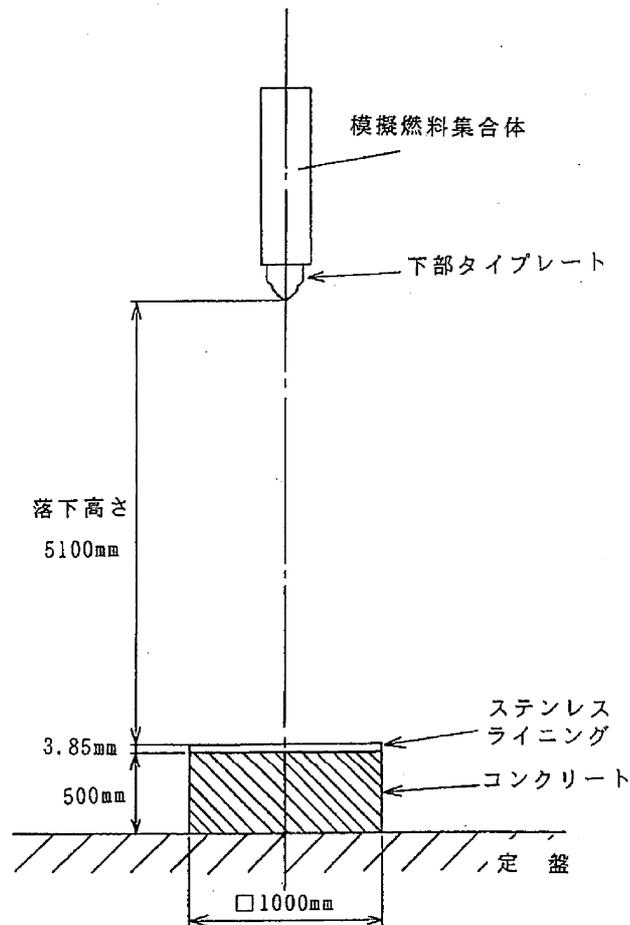


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネル・ボックスを含めた状態で310kgと保守的^{*2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さ約5mを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネル・ボックス含む）は，表1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。

表1 燃料集合体重量

		燃料集合体重量 (kg)	
		気中	水中※3
実 機	8×8燃料	<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	
	新型8×8燃料		
	新型8×8ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度8×8燃料		
	9×9燃料（A型）		
	9×9燃料（B型）		
模擬燃料集合体		310	

※3 表中の各燃料集合体の水中重量は，気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり，実際の水中重量は表中の値以下となる。

第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 追加要求事項に対する適合性	3
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ	12
2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出	12
2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について	15
2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について	17
2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について	19
2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について	20
2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について	22
3. 別紙	
別紙 1 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー	
別紙 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図	
別紙 3 管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について	
別紙 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて	
別紙 5 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方	
別紙 6 ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる	

理由

別紙 7 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェ
ライト系鋼に対する管理について

4. 別添

別添 1 東海第二発電所 運用, 手順等説明資料 原子炉冷却材圧力バウン
ダリ

< 概 要 >

1. において、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。），「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリに関する設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項を第 1-1 表に示し，追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項

設置許可基準規則 第 17 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第 27 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	追加要求事項
<p>発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし (ただし，解釈にて，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大)</p>
<p>一 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は，一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第 17 条 (原子炉冷却材圧力バ ウンダリ)	技術基準規則 第 28 条 (原子炉冷却材圧力バ ウンダリの隔離装置 等)	追加要求 事項
二 原子炉冷却材の流出を制限 するため隔離装置を有するも のとする事。	原子炉冷却材圧力バウンダリ には、原子炉冷却材の流出を制 限するよう、隔離装置を施設し なければならない。	変更なし
三 通常運転時、運転時の異常 な過渡変化時及び設計基準事 故時に瞬時的破壊が生じない よう、十分な破壊じん性を有 するものとする事。	—	変更なし
四 原子炉冷却材圧力バウンダ リからの原子炉冷却材の漏え いを検出する装置を有するも のとする事。	2 発電用原子炉施設には、原 子炉冷却材圧力バウンダリか らの原子炉冷却材の漏えいを 検出する装置を施設しなけれ ばならない。	変更なし

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る）は，以下を考慮した設計とする。

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように，十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお，原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は，以下とする。

- (一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは，原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
- (二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは，原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
- (三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち，(二)以外のも

のは，原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲とする。

(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお，通常時閉，事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記(三)に該当するものとする。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。

二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。

三 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように，十分な破壊じん性を有するものとする。

四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

適合のための設計方針

第1項について

原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。

- (1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）
- (2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁）
- (3) 接続配管
 - a. 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - b. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、b. 以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。
 - d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も a. に準ずる。
 - e. 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち、個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記 c. に該当するものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン及び残留熱除去系停止時冷却系戻りラインについては、従来クラス2機器としていたが、上記 b. に該当するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス1機器における要求を満足することを確認する。

拡大範囲については、クラス1機器の供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

第1項第1号及び第2号について

通常運転時において、出力運転中、圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。

タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、また主蒸気逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である8.62MPaの1.1倍の圧力9.48MPaを超えない設計とする。

設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。

第1項第3号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断

の発生を防止するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、材料選択、設計、製作及び試験に特別の注意を払う。

(使用材料管理)

溶接部を含む使用材料に起因する不具合や欠陥の介在を防止するため次の管理を行う。

- (1) 材料仕様
- (2) 機器の製造・加工・工程
- (3) 非破壊検査の実施
- (4) 破壊靱性の確認（関連温度の妥当性の確認、原子炉圧力容器材料のテスト・ピースによる衝撃試験の実施）

(使用圧力・温度制限)

フェライト系鋼製機器の非延性破壊や、急速な伝播型破断を防止するため比較的低温で加圧する水圧試験時には加える圧力に応じ、最低温度の制限を加える。

(使用期間中の監視)

供用期間中の定期的検査（溶接部等の非破壊検査、耐圧部の耐圧、漏えい試験）を実施し、構成機器の構造や気密の健全性を評価し、また、欠陥の発生の早期発見のため、漏えい検出系を設置して監視を行えるよう設計する。

また、原子炉圧力容器の母材、熱影響部及び溶着金属については、試験片を原子炉圧力容器内に挿入して、原子炉圧力容器と同様な条件で照射し、定期的に取り出し衝撃試験を行い破壊靱性の確認を行う。

第1項第4号について

通常運転時、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器内雰囲気中の核分

裂生成物の放射能の測定により，約 3.80/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるように設計する。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.4 主要設備

5.1.1.4 弁類

原子炉冷却系の弁類として，主蒸気隔離弁，逃がし安全弁，給水隔離弁，ベント弁，ドレン弁，逆止弁等を設け，このうち主要な弁については，中央制御室に弁の開閉表示を行う。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され，その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として，次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時開及び事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- c. 通常時閉及び事故時閉のうち b. 以外の場合は 1 個の隔離弁
- d. 通常時閉及び事故時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。

ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

5.1.1.5 手順等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。

5.1.1.6 評価

- (1) 原子炉冷却系統施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、残留熱除去系及び非常用炉心冷却系と相まって炉心を冷却できる設計としている。
- (2) 原子炉冷却系の圧力は、逃がし安全弁の設置により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下にできる設計としている。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止できる設計としている。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。

- (5) 原子炉冷却系を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有し、かつその支持構造物は、温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計としている。
- (6) 原子炉冷却系の配管は、配置上の考慮を払うとともに必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行い、想定される配管破断時に安全上重要な施設の機能が損なわれることのない設計としている。
- (7) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが生じた場合に、その程度を適切かつ早期に判断し得るよう漏えい監視装置を設ける設計としている。
- (8) 下記の試験検査を行うことができる設計としている。
- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査
 - b. 原子炉構造材監視試験
 - c. 主蒸気隔離弁作動試験
 - d. 主蒸気隔離弁機能試験
 - e. 主蒸気隔離弁漏えい率試験
 - f. 逃がし安全弁設定圧確認試験

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1 概要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、発電用原子炉施設の重要な部分にはすべてのプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するもの

であるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びそのほかの計装から構成されている。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

6.3.4 主要設備

- (5) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却材系統に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の制御棒駆動水圧系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開，事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常運転時閉，事故時閉の場合は 1 個の隔離弁
- c. 通常運転時閉，事故時開の非常用炉心冷却設備等は a. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は 2 個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常運転時閉，事故時閉となる手動弁のうち、施錠管理を行う弁は開となるおそれがなく、上記 b. に該当することから、1 個の隔離弁を設けるものとする。

(1) 範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則の解釈第 17 条第 1 項に基づき、原子炉圧力容器に接続される全ての配管系を対象として、従来は原子炉側から見て第 1 隔離弁までの範囲としていたものが第 2 隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙 1 のフローに基づき確認した。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙2に示す。

別紙2に示すとおり，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・原子炉再循環系C UW入口ドレンライン
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
- ・残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの隔離弁は，施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。したがって，当該ラインの弁については，弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており，「通常時又は事故時において開となるおそれはない」ことから，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方，残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

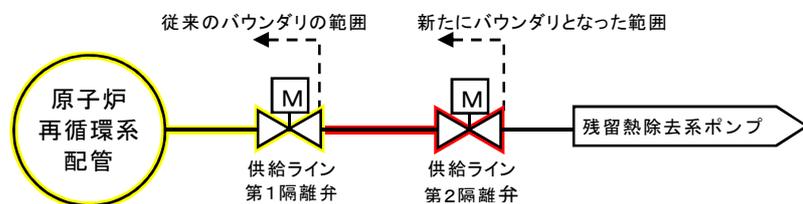
a. 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

第1隔離弁は原子炉圧力が高い場合には開とならないようインターロックを設けているが，中央制御室から遠隔操作する電動弁であるため，誤動作により開となるおそれがある。

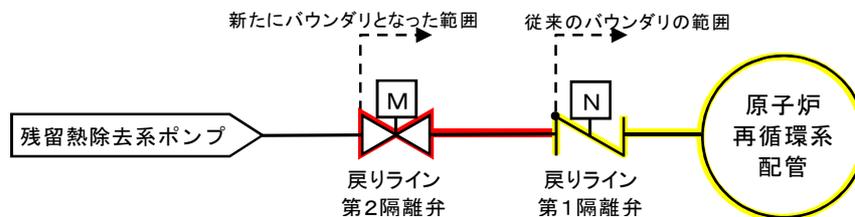
b. 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

第1 隔離弁は逆止弁であるため、原子炉圧力が高い場合には開とならないが、原子炉圧力が低く、残留熱除去系ポンプが起動している場合、開となるおそれがある。

よって、残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、戻りラインについては、第1 隔離弁から第2 隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系停止時冷却系供給ライン)



(残留熱除去系停止時冷却系戻りライン)

第 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について

原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁）は、弁ハンドルをチェーンで固縛した上で南京錠を使用し施錠することで、通常時又は事故時において開となるおそれがないよう管理している。施錠管理に用いる鍵の取扱いについては社内規程に定め、発電長が保管、管理を行う。

なお、当該弁は格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は所員用エアロック等が施錠され、窒素雰囲気であることから弁操作場所へのアクセスができない。

また、当該弁の定検中の管理については、従来から作業毎に作業票により適切に管理を行っており、原子炉起動前には弁状態確認（全閉確認及びトルクチェック）を行っている。加えて、今後は、弁ハンドルをチェーンで固縛し、施錠を実施する。



第 2-2 図 原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁 施錠状態

第 2-1 表 手動弁の管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの※1（第1隔離弁まで）※2	原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁	B35-F051A
	原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁	B35-F051B

※1：通常時又は事故時において開となるおそれはないもの。

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図（別紙2）の凡例③による。

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の仕様を第 2-2 表～第 2-5 表に示す。これにより、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の設計仕様が、従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の設計仕様（最高使用圧力、最高使用温度）と同じであることを確認した。

また、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の材料がクラス 1 機器の材料として適切であることを確認した。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

第 2-2 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁上流 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP

第 2-3 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14
第 2 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14

第 2-4 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁下流 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS316TP SUSF316 SUS304TP

第 2-5 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	300A	SCS16A	SUSF316L
				SCS14	SUS316
第 2 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa [gage]	302℃	300A	SCS14	SCS14

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、従来クラス2としての強度・耐震評価を実施していたが、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、以下のとおり、クラス1としての基準地震動 S_s を用いた強度・耐震評価を行い、技術基準規則の要求を満足していることを確認する。なお、強度・耐震評価の結果、クラス1の要求事項を満足できない場合は、改造等により技術基準へ適合することを確認していく。

(1) 強度評価

技術基準規則要求		クラス2配管・弁及び 支持構造物	クラス1配管・弁及び 支持構造物
第17条	構造・強度	設計条件における応力評価	設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける応力評価
		運転状態Ⅰ，Ⅱにおける 疲労評価，延性破断及び 座屈評価	運転状態Ⅰ，Ⅱにおける熱 応力ラチェット評価
			運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲 労評価
			設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける座屈評価

また評価上は、クラス2とクラス1では規格計算式、許容値も異なる。

(2) 耐震評価

当該ラインは、従来より耐震Sクラスであるため技術基準規則の要求事項に変更はない。

ただし、強度評価と同様に評価体系（許容値、計算式）が異なる。

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008 年度版」（以下「維持規格」という。）に基づくクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み、検査を実施していく必要がある。

東海第二発電所では、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁について、従来よりクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み検査を実施していることを確認した。

このため、拡大範囲の検査に変更はなく今後も継続して同様の検査を実施する。（第 2-6 表）

第 2-6 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査について

検査対象	建設時の検査項目	規格要求 (クラス 1 機器 ISI)		従来の検査項目	
	P S I	試験方法	試験程度	試験方法	試験程度
配管の溶接継手	U T (100%)	U T	溶接継手数の 25%/7 年	同左	
配管の支持部材取付け溶接継手	P T (100%)	P T	溶接継手数の 7.5%/7 年		
支持構造物	V T (100%)	V T	全数の 25%/7 年		
弁のボルト締付け部	—	V T	類似弁毎に 1 台の 25%/7 年		
弁本体の内表面	—	V T	7.5%/7 年		
全ての耐圧機器	V T ^{※1} (100%)	V T ^{※2} (漏えい試験)	100%/1 定検		

※ 1 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

※ 2 拡大範囲の管と小口径管台 (3/4B, 1B) との溶接継手は、維持規格において表面試験が免除されており、漏えい試験により健全性を確認する。

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について

(1) クラスに対する品質保証上の取扱いについて

今回，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りラインの配管，弁等について，製造・据付時における重要度クラスによる品質保証上の違いについて整理した。

a. 製造プロセス

当該ラインの配管，弁について，製造メーカーにおける製造プロセスを確認した結果，クラス1機器とクラス2機器では，非破壊検査の項目以外は製造時のプロセスは同一である。

第2-7表 メーカーにおけるクラス1機器とクラス2機器の製造プロセスの比較

名称	製造メーカー		製造プロセス	製品構造，型番
配管	素材メーカー	クラス1機器としての実績有	クラス1機器と同一※1	クラス1機器と同一
管台	素材メーカー	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカー	同上	同上	同上
弁	弁メーカー	同上	同上	同上

※1：素材非破壊検査の要求が一部異なるが，それ以外の製造プロセスは同一

b. 据付プロセス

当該ラインの据付を施工するメーカーはプラントメーカーのみであり，据付時はクラス1機器及びクラス2機器においても同じ要領による作業フ

ローで実施しており、非破壊検査の項目以外は据付時のプロセスは同一である。

また、据付時の使用前検査及び溶接事業者検査の検査項目についても重要度クラスでの差異はない。

以上のことから、製造・据付プロセスにおいて、クラス1機器及びクラス2機器での非破壊検査の項目は異なるが、当該ラインの配管、弁等については、クラス1機器と同じ系統仕様、構造、型番であり、同一の製造・据付プロセスであることから品質においてもクラス1機器と同等であると考ええる。

(2) 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン、戻りライン配管及び弁の検査項目について

残留熱除去系停止時冷却系供給ライン、戻りライン配管及び弁の製作・据付時における検査を第2-8表に示す。

a. 配管・弁について

当該ラインの配管・弁については、製造メーカーにてクラス1機器に要求される非破壊検査を実施していることを確認した。

b. 溶接部について

当該ラインの溶接部については、非破壊検査においてクラス1機器との相違があるものの、以下の対応を実施することにより、クラス1機器と同等であると考ええる。

・当該ラインの配管の周溶接継手の一部でPTの記録を確認できなかった

た（クラス 2 配管に対する検査要求は R T のみで， P T の要求はない）。よって，該当する溶接継手については念のため P T を実施し異常のないことを確認した。

- ・当該ラインの配管には小口径配管（3/4B, 1B）を接続する管台が溶接されている。クラス 1 配管の管台溶接継手に対しては 1/2 P T が要求されているが，従前はクラス 2 配管であったことから 1/2 P T の要求はなく，供用後に同様の検査を実施することはできない。

しかし，管台溶接継手は据付時に最終層 P T 及び耐圧試験にて健全性を確認しており，今後も漏えい試験で継続的に健全性を確認する。

（別紙 3 参照）

以上から，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲は，非破壊検査についてもクラス 1 機器と同等の検査を実施していると考ええる。

第 2-8 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査項目
(製作・据付時の検査)

部位		検査要求 (規格要求)		検査実績		備考	
		クラス 1	クラス 2	(記録等確認)			
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管	UT+MT/PT	—	○	UT+PT		
弁	第 2 隔離弁	弁箱・弁蓋	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 (供給ライン)	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 (戻りライン)	UT+MT/PT	—	○	UT+PT	
		ボルト (供給ライン)	UT+MT/PT	—	○	UT+MT (PT)	
		ボルト (戻りライン)	MT/PT	—	○	MT (PT)	
溶接部	配管の溶接継手	供給ライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT (一部)	※ 1
		戻りライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT	
	管と管台の溶接継手		1/2PT※2 +PT	MT/PT	△	PT	※3
	管の支持部材取付け溶接継手		MT/PT	MT/PT	○	PT	

UT：超音波探傷試験，PT：浸透探傷試験，MT：磁粉探傷試験，

RT：放射線透過試験，—：規格要求なし

○：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績がある。

△：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績を確認できないものが一部ある。

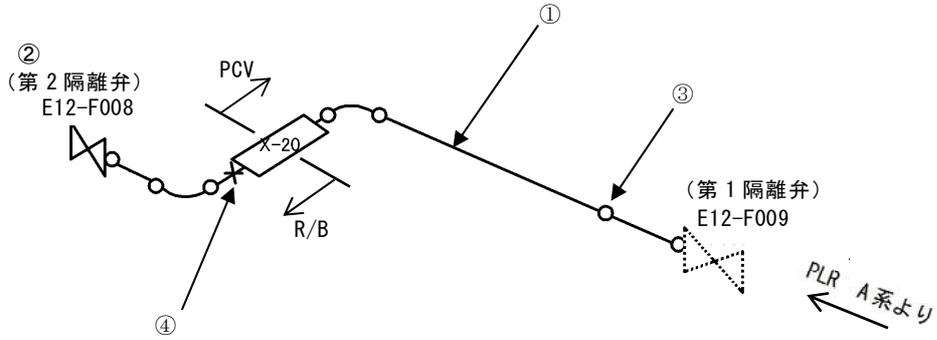
※1：建設時の PT 実施記録がない溶接継手については，改めて PT を実施し判定基準を満足していることを確認した。

※2：溶接深さの 2 分の 1 の段階で行う PT。

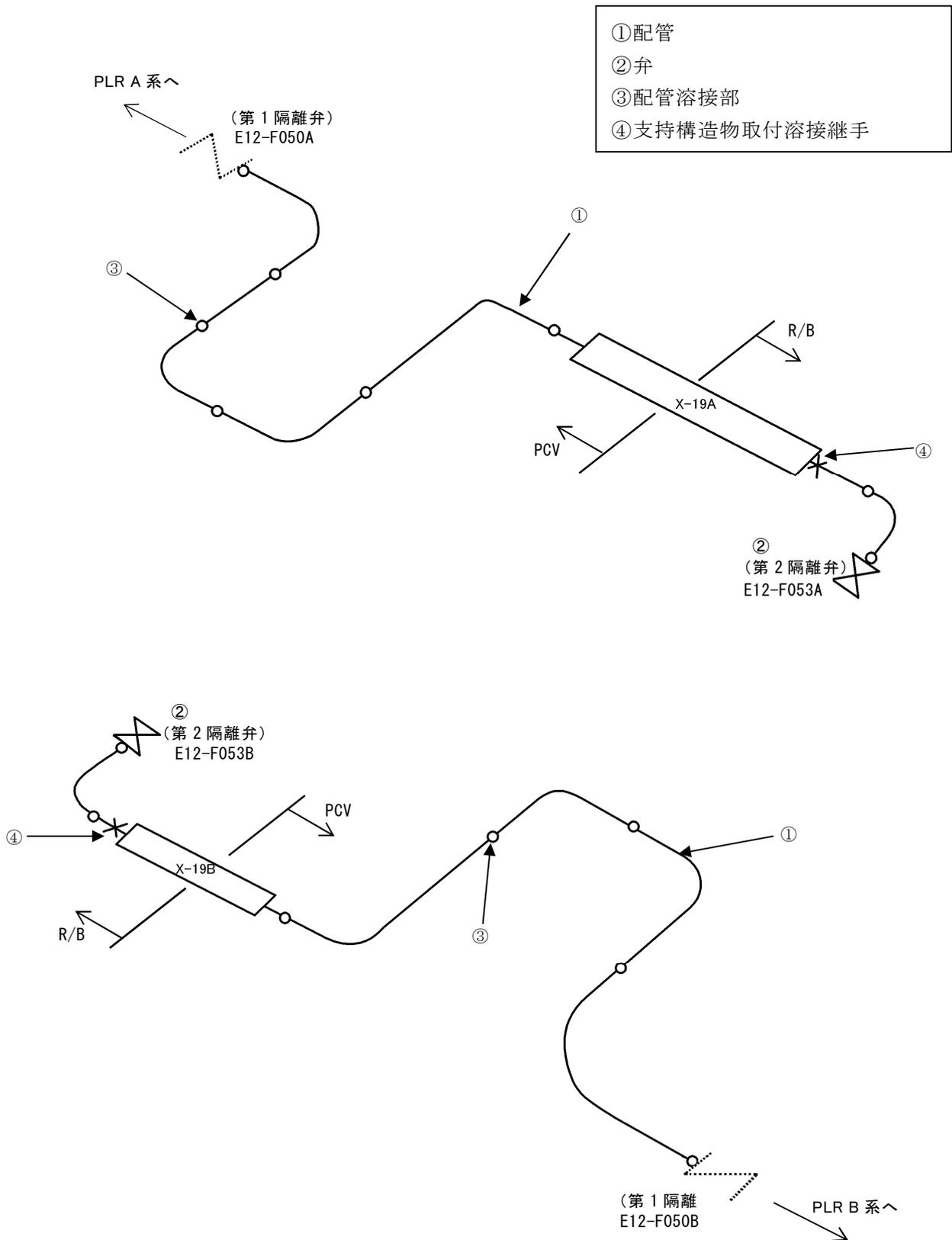
※3：耐圧試験を実施している。また，ISI にて漏えい検査を実施している。

(別紙 3「管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について」参照)

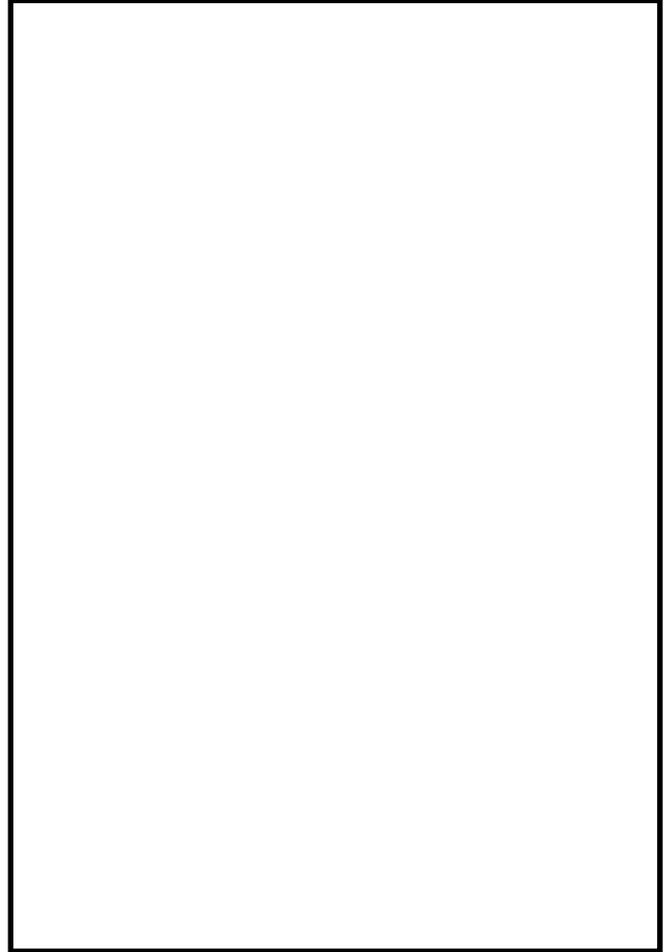
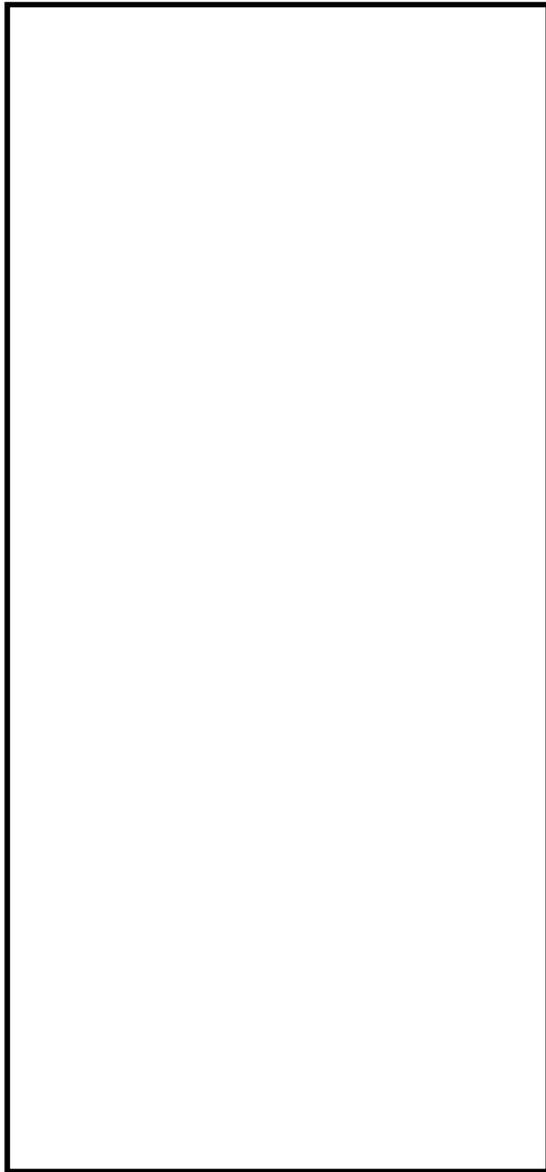
- ①配管
- ②弁
- ③配管溶接部
- ④支持構造物取付溶接継手



第 2-3 図 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン

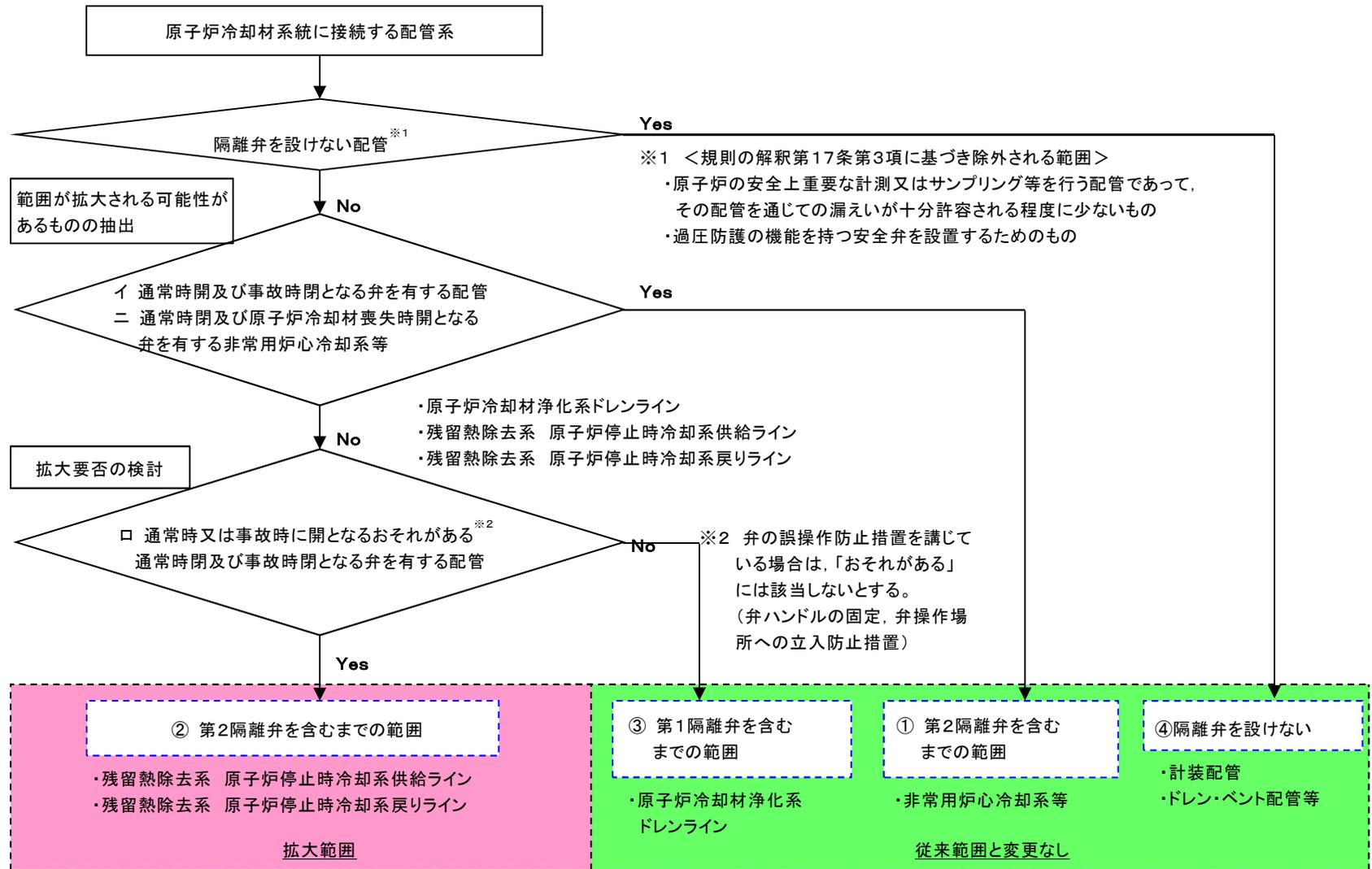


第 2-4 図 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン



第 2-6 図 配管の据付プロセスフロー図

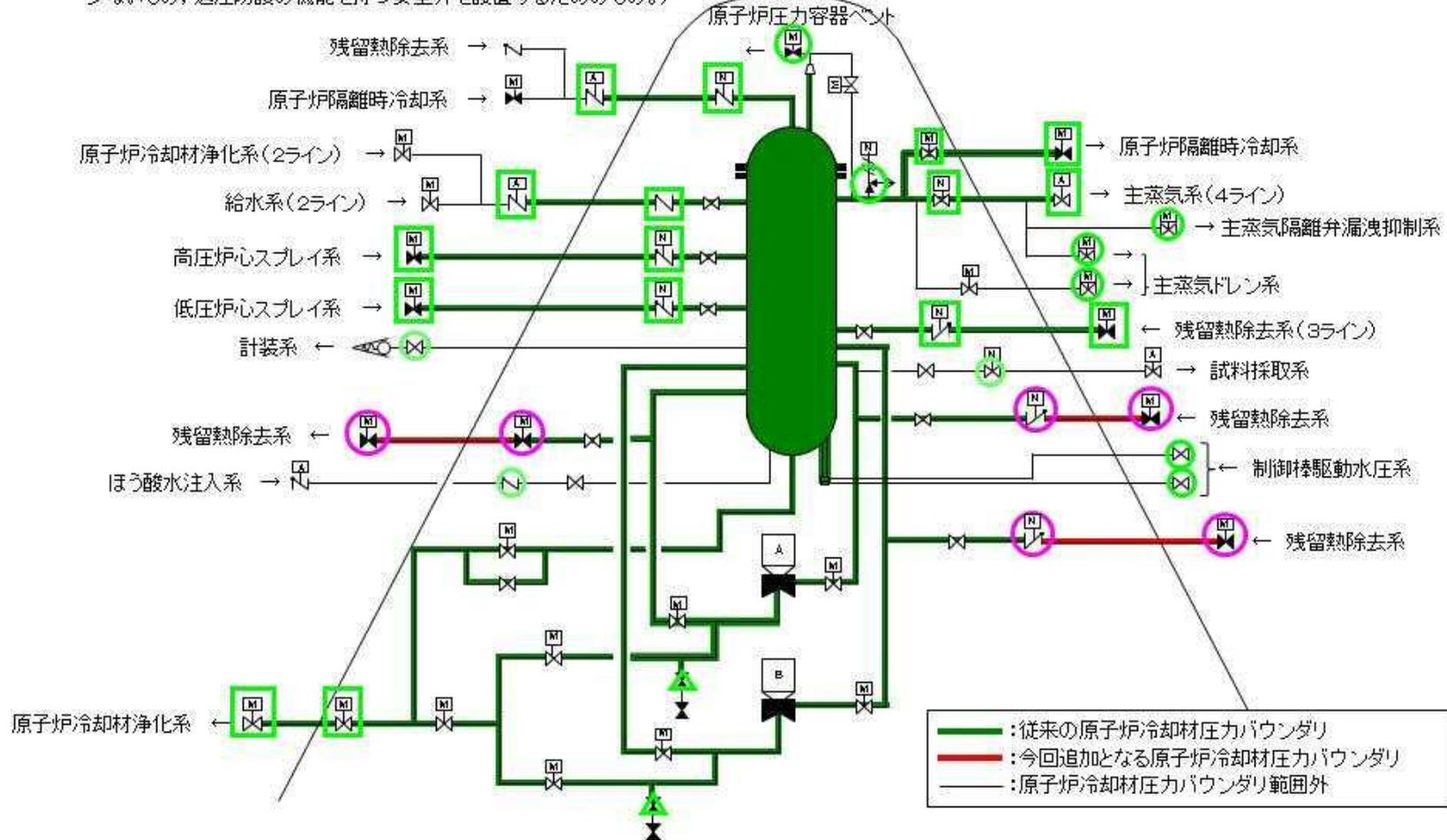
第 2-5 図 配管の製造プロセスフロー図 (例)



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

別 1-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー

- :① 通常時開及び事故時閉となる弁。通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等。(第2隔離弁まで)
- :② 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時開及び事故時閉となる弁(第2隔離弁まで)
- △:③ 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものうち、②以外のもの(第1隔離弁まで)
- :④ 「隔離弁」としてはならないもの(原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのもの。)



別 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

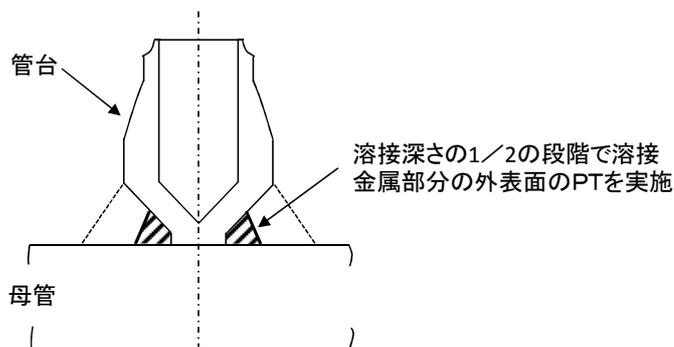
管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径配管の管台と母管の溶接継手については、従前はクラス2機器であったため、クラス1機器の溶接時の検査として要求される1/2PT検査を実施していない。これに鑑み、当該溶接継手の今後の点検の妥当性について検討した。

1. 1/2PT検査の方法及び検査目的

1/2PT検査とは、溶接深さの2分の1の外表面に対して浸透探傷試験を行う検査であり、溶接深さの2分の1における溶接欠陥を検出することにより、最終層まで溶接した際に内在する欠陥を未然に防止するために実施される。(別3-1図参照)

検出される欠陥としては、別3-1表に示すものがある。



別3-1図 1/2PT概念図

別 3-1 表 検出される欠陥の種類

想定欠陥	内 容
高温割れ	溶接部の凝固温度範囲又はその直下のような高温で発生する割れ。
低温割れ	溶接後，溶接部の温度が常温付近に低下してから発生する割れ。
スラグ巻込み	溶接金属中又は母材との融合部にスラグが残ること。
融合不良	溶接境界面が互いに十分に溶け合っていないこと。

2. 想定される内在欠陥

別 3-1 表の欠陥に対して施工プロセス等を踏まえて以下の観点から発生の可能性を検討した。

(1) 欠陥ごとに対する対策の観点

a. 高温割れ，低温割れ

高温割れについては，その発生防止のため，ステンレス鋼の溶接金属には不純物（リン，硫黄）含有量を低減させるとともに，適切なデルタフェライトを含む成分設計としており，施工時においても高温割れ防止のため，溶接金属や母材熱影響部の強度低下やじん性の低下の観点から層間温度の上限を管理していることから，高温割れが発生する可能性は低い。

また，低温割れについては，主に炭素鋼や低合金鋼にて発生が想定される欠陥であるため，当該部材のオーステナイト系ステンレス鋼においては，低温割れの発生は無い。

b. スラグ巻込み，融合不良

当該箇所は溶接検査対象であることから，第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施し，次の層を溶接する前の形状の修正をする。特にビード間又はビードと開先面の境界は深い谷のような隙間をなくすようにして管理することで，スラグ巻込み，融合不良が発生しないようにしている。また，溶接棒は吸湿により性能劣化となるため，適切に管理された溶接棒の選定をしており，施工法においてもクラス1と同等の要領であることから，スラグ巻込み，融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

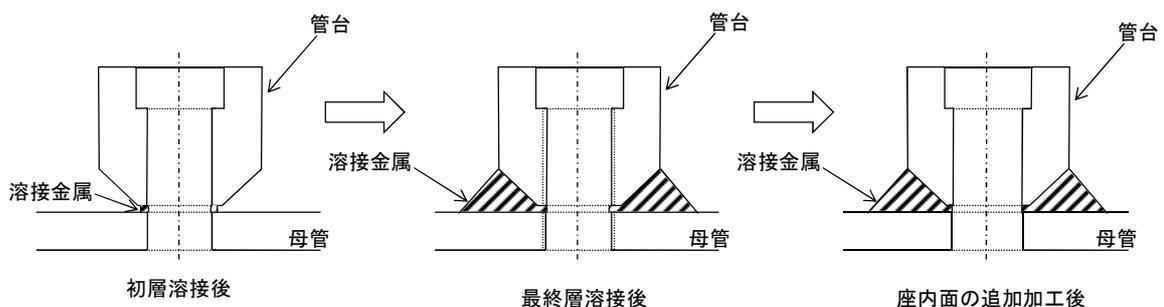
(2) 施工上の観点

a. 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン（建設時）

当該箇所については，穴加工された管台と母管の溶接時に管台内面を不活性ガスによりバックパージを実施することで，完全溶け込み溶接としている。また，最終層まで溶接した後に規定する寸法値になるように座内面を追加加工することで開先の裏まで溶け込んだ初層溶接部^{*}が除去されることで，溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

^{*}初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は，初層部の開先が狭く，溶接棒の操作性が悪いため，溶接が困難。



別 3-2 図 管台施工概略図

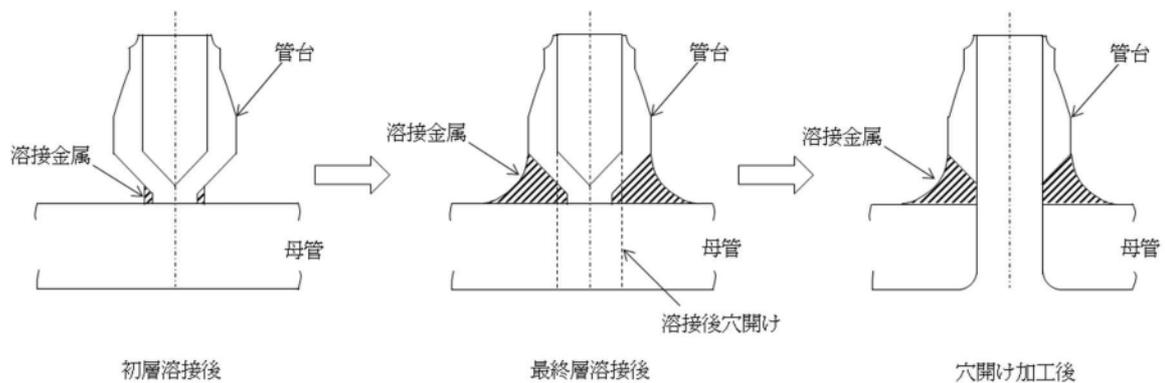
b. 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン（改造時）

当該箇所については、管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから、溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部^{*}は穴あけ切削時に除去されることで、溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

また、本施工を現地ではなく溶接がしやすいような作業環境、条件が確保される工場で行っているため、欠陥発生リスクはさらに低減される。

^{*}初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先が狭く、溶接棒の操作性が悪いため、溶接が困難。



別 3-3 図 管台施工概略図

(3) 検査の観点

当該箇所は、溶接検査対象であることから、当時の法令に従い、適切な手段を経て技術的妥当性が確認された施工法及び技量により施工されている。また、溶接検査にて適切な施工法及び技量が適用されていることを確認しており、溶接施工に関する全ての作業は、都度適切に管理され、溶接の各段階における欠陥発生に対する予防措置が十分に講じられている。

当該溶接部は、溶接検査において 1/2 P T 検査の前工程である材料検査、開先検査、溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに、後工程の最終層 P T 検査、耐圧・外観検査についても合格している。

また、当該溶接部の最終層には上述の欠陥は発生していないことから、1/2 層位置でも同等の品質は得られていると考える。

別 3-2 表 欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温割れの原因となる不純物 (P, S) 低減材の使用。 ・ 高温割れ防止となるデルタフェライトを含む成分設計を採用。 ・ 高温割れ防止の観点から、溶接時の収縮ひずみ緩和のため、層間温度の上限の管理を実施。 	無
低温割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低温割れが想定される炭素鋼や低合金鋼ではないステンレス鋼を使用。 	無
スラグ巻込み	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多層盛りの層間でスラグ除去を実施。 ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 	無
融合不良	<ul style="list-style-type: none"> ・ 開先や前のビードとの境界を溶かす作業を実施。 	無

	<ul style="list-style-type: none"> ・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。 ・ 作業性の観点から、適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。 	
--	--	--

別 3-2 表の検討結果に示すように、当該箇所において、想定される内在欠陥の発生の可能性は考え難い。

なお、ニューシアにより過去に BWR プラントで当該箇所を起因とした損傷事例を調査するとともに、継続的にニューシア情報を確認しているが、内在欠陥を起点とした損傷の情報は、確認されておらず、可能性は極めて小さいと考える。

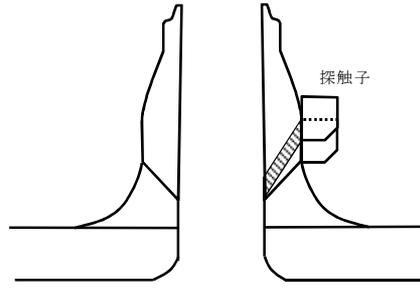
3. 1/2 P T 検査の代替検査の可否

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径管の管台と母管の溶接継手については、1/2 P T 検査を実施していないが、代替検査として U T 検査（超音波探傷試験による体積検査）、R T 検査（放射線透過試験による体積検査）の実施可否を検討した。

(1) U T 検査

以下の理由により、U T 検査では探傷できない。

- ・ 当該溶接部は管台溶接部であり、管台側に斜角探触子を置いて探傷した場合、溶接部に超音波がほとんど入らない。
- ・ 母管内面側からの探傷は、既に当該配管が発電所に据え付けられているため、探触子をアクセスさせることができず、探傷できない。

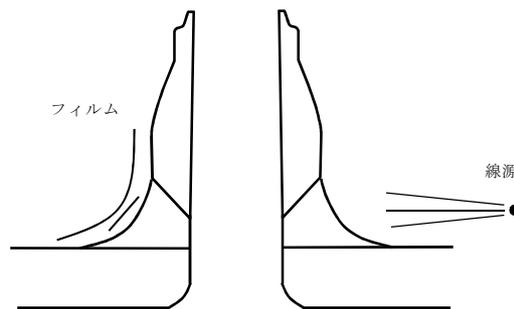


別 3-4 図 U T 検査概略図

(2) R T 検査

R T 検査では，試験部の放射線の透過厚さが均一であり，フィルム及び透過度計を線源の照射方向に対して直角かつ，試験部に隙間なく設置することで，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影をすることができる。これを満足するような当該の管台溶接の撮影配置を考えると別 3-5 図のとおりとなる。

しかし，この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さが均一でなく，また，フィルムは狭隘形状のために試験部に隙間なく設置することができず，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影ができなため，適切な R T 検査を実施することはできない。



別 3-5 図 R T 検査概略図

4. 劣化モード

当該箇所の供用期間中の劣化モードについて、使用条件等から発生の可能性を検討した。検討結果を別 3-3 表に示す。

別 3-3 表 劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・設計対策*を実施しており、有意な振動及び圧力過渡は受けない。 ・多層盛りの溶接部であり、初層部は除去されているため、応力は内面側が低く、外面側が高いと考えられる。 ・よって、発生の可能性は極めて低いが、劣化モードを想定するならば、外面からの疲労が想定される。 	低 (外面から)
S C C	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント運転中は流れがなく、温度も低い。 また、使用時間も短いことから S C C の感受性は低く、発生は考えがたい。 	無
全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。 	無
減肉	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント運転中は流れがなく、耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。 	無

※： ・当該部は、母管からの分岐以降、組合せ 3 方向でサポートされている範囲であり、振動の影響を受けない。

・プラント運転中、当該ラインの第 1 隔離弁は閉止されているため、原子炉冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。

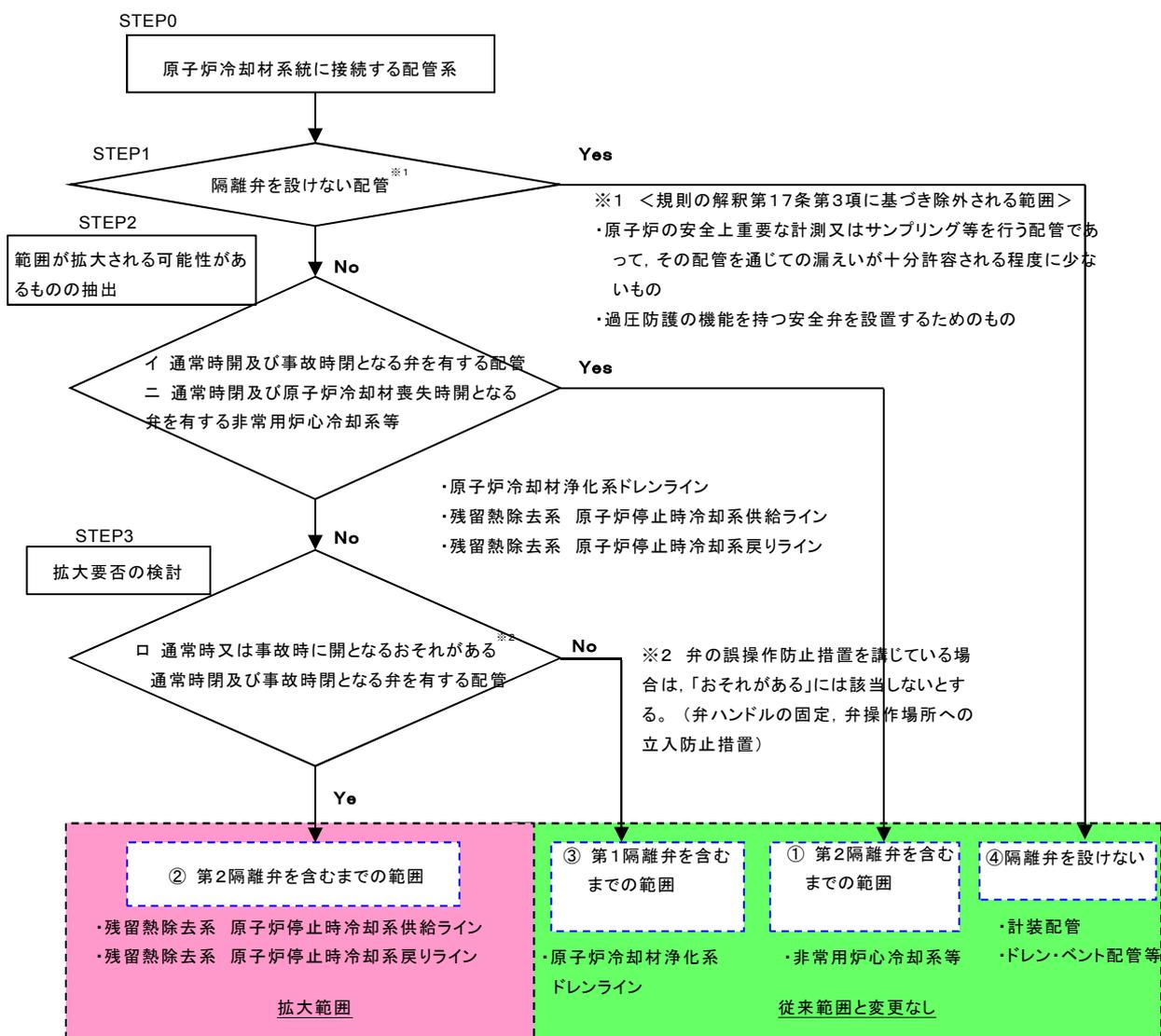
別 3-3 表に示すように、当該ラインに劣化モードを想定するならば外面からの疲労である。ただし、当該ラインは、プラント運転中は隔離されており、出力運転時及びライン使用時ともに従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲に比べ低圧、低温の環境条件に限られることから、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。

5. 点検方法及び点検頻度

これまでの検討結果より、当該箇所の健全性は確保されているとともに、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。このため当該箇所については、維持規格に基づくクラス1機器供用期間中検査に定められる検査方法（漏えい検査）及び検査頻度（100%/1定検）による検査を実施することで健全性を継続監視することが妥当であると考えられる。

また、当該箇所はこれまでもクラス1機器供用期間中検査に組み込み、漏えい検査を実施しており、異常は認められていない。

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

【抽出プロセス】

STEP0 (母集団の確認)

- ・原子炉圧力容器全体構造図を用いて、原子炉圧力容器のノズルを抽出する。

- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続されている配管を抽出する。
- ・第2隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径、内部流体を確認する。

STEP1（隔離弁を設けない配管（規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲）の抽出）

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。

※ その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものとは、液相で36.7mm以下、気相で73.4mm以下の配管を指す。（別紙5参照）

STEP2（範囲が拡大される可能性のあるものの抽出）

- ・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

STEP3（拡大要否の検討）

- ・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。

※ 弁の誤操作防止措置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとし、第1隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について参照）。

原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

東海第二発電所において，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

(1) 前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉圧力容器の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動水圧系からの補給水流量は，3.5L/sec であり，常温における補給水量は，209.6kg/min となる。
- d. 原子炉隔離時冷却系の補給水流量は，37.9L/sec であり，常温における補給水量は，2269.9kg/min となる。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2) 計算方法

F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of Single Component, Two-Phase Mixture” に基づき算出する。

$$A_{\max} = \frac{W}{G}$$

A_{\max} : 最大破断断面積

W : 補給水量

G : 臨界質量速度

(液相) 2,343,681kg/min-m²

(気相) 585,920kg/min-m²

$$D_{\max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{\max}}{\pi}}$$

D_{\max} : 最大破断直径

(3) 算出結果

(1), (2)より, 小口径配管が破断した場合でも原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径を別 5-1 表に示す。

この結果から, 小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は, 設計上の余裕をみて液相, 気相それぞれ 25A, 50A を最大としている。

別 5-1 表 原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
破断断面積 (mm ²)	1, 057	4, 231
最大破断直径 (mm)	36. 7	73. 4
原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

差圧検出管・ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる理由

差圧検出管・ほう酸水注入系配管の配管口径は 40A であり原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径（液相 25A）よりは大きい。しかしながら、原子炉圧力容器外で破断した場合であっても、その漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。

その考え方を以下に示す。

1. 差圧検出管・ほう酸水注入管の概要

差圧検出管・ほう酸水注入管の概要を別 6-1 図に示す。

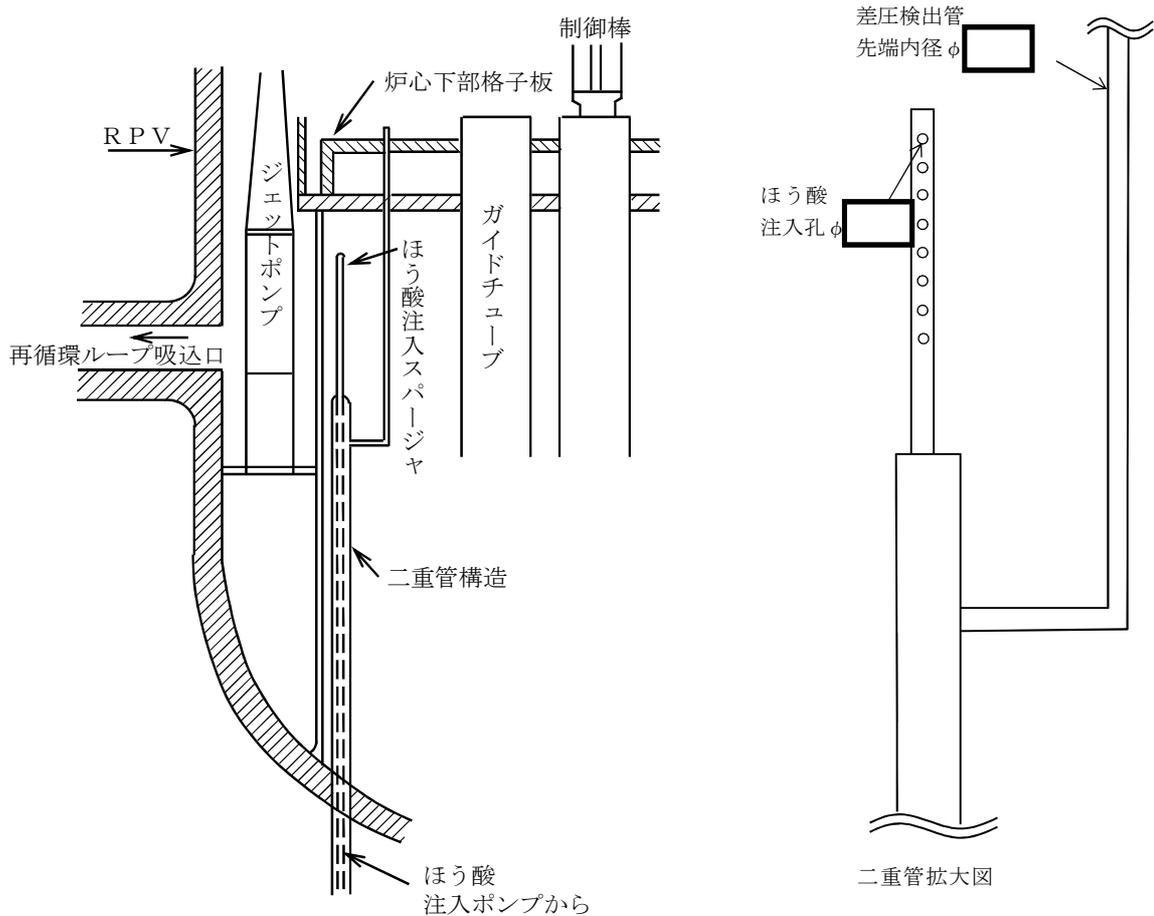
差圧検出管・ほう酸水注入管は、2重管構造となっており、差圧検出機能及びほう酸水注入機能を有している。本配管は、原子炉圧力容器内で、ほう酸注入スパージャ及び差圧検出管に分岐される。

ほう酸注入スパージャには、直径 m の注入孔が 箇所に設けられており、ほう酸水注入ポンプで加圧されたほう酸水はそれぞれの注入孔から原子炉内に注入される。

差圧検出管は、2重管から分岐後、先端は原子炉圧力容器内部で開放されており、原子炉圧力容器内の圧力を検出することができる。差圧検出管の先端内径は mm である。

2. 差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合の原子炉冷却材の流出

原子炉圧力容器の外側で差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合、原子炉冷却材は、ほう酸注入スパー ज्याのほう酸注入孔及び差圧検出管の先端を逆流し、原子炉圧力容器の外側の破断口から漏えいする。したがって、原子炉圧力容器内の開口面積（ほう酸水注入孔及び差圧検出管の先端部の面積の合計）が、原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積より小さければ、差圧検出管・ほう酸注入管の破断口からの原子炉冷却材の漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないと考えられ、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。



別 6-1 図 差圧検出管・ほう酸水注入管 概要図

3. 評価結果

差圧検出管・ほう酸注入管配管の原子炉圧力容器内の開口面積を別 6-1 表に示す。

差圧検出管・ほう酸注入管の原子炉圧力容器内の開口面積は、原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積よりも小さいことから、原子炉圧力容器外でほう酸水注入系配管が破断した場合であっても破断口からの漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため、ほう酸水注入系配管（40A）は原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される。

別 6-1 表 差圧検出管・ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内開口面積

No	項目	面積 (mm ²)
1	ほう酸水注入孔： <input type="text"/>	
2	差圧検出管の先端： <input type="text"/>	
3	No. 1 と No. 2 の合計	
4	原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積	
大小関係		No. 3 < No. 4

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェライト系鋼
に対する管理について

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、第 17 条第 1 項第 3 号において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとするのが要求されている。東海第二発電所においては、フェライト系鋼の脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するため、建設当時から告示 501 号等の技術基準の要求に従って、以下の管理を実施してきている。

○使用材料管理

適用規格基準：告示 501 号（昭和 45 年）

- 管理事項：・材料の選定
- ・破壊靱性試験の実施
 - ・素材段階での非破壊検査（体積検査、表面検査）の実施

○使用圧力・温度制限

適用規格基準：J E A C 4 2 0 6（1973）原子力発電所用機器の最低使用温度の確認試験方法

- 管理事項：・耐圧漏えい試験時の試験温度の制限

○使用期間中の監視

適用規格基準：J E A C 4 2 0 5（1973）軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査

J E A C 4 2 0 1 (1 9 7 0) 原子炉構造材の監視試験方法

管理事項

- ： ・ 供用期間中検査での欠陥発生有無の確認
- ・ 監視試験による脆性遷移温度の管理（原子炉圧力容器）

以上

東海第二発電所

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

<p>(設置許可基準規則 第 17 条)</p> <p>一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。</p> <p>二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。</p> <p>三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。</p> <p>四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。</p> <p>(技術基準規則 第 14 条) 安全設備</p> <p>2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第 15 条) 設計基準対象施設の機能</p> <p>3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第 17 条) 材料及び構造</p> <p>一 クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>八 クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p>	<p>十五 クラス 1 容器、クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 容器、クラス 3 管、クラス 4 管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次に定めるところによること。</p> <p>(技術基準規則 第 18 条) 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>2 使用中のクラス 1 機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があつてはならない。</p> <p>(技術基準規則 第 19 条) 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第 27 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第 28 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。</p>
--	---

<p>(設置許可基準規則 第 17 条、技術基準規則 第 27 条 第 28 条)</p> <p>一 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。</p> <p>二 変更なし <u>隔離装置である第 1 隔離弁の範囲から第 2 隔離弁を含む範囲までに変更した。</u></p> <p>三 変更なし 十分な破壊靱性を有するオーステナイト系ステンレス鋼、又は強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において、瞬間的破壊が生じないことを確認している。</p> <p>四 変更なし 各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。</p>

<p>(技術基準規則 第 14 条) 2</p> <p>(技術基準規則 第 15 条) 3</p> <p>(技術基準規則 第 17 条) 一、八、十五</p> <p>(技術基準規則 第 18 条) 2</p> <p>(技術基準規則 第 19 条)</p> <p>上記、技術基準規則各条文については、変更内容が原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大のみであり、設備改良を伴わないことから変更はない。</p>

評価 OK

保

<p style="text-align: center;">○弁の施錠管理 (①)</p> <p>原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインについては、通常時又は事故時に開となるおそれがないよう施錠管理による弁ハンドルのロックを実施する。</p>

工

<p style="text-align: center;">○バウンダリ範囲の拡大 (②, ③)</p> <p>残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインについては、第 1 隔離弁から第 2 隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。</p>

○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見て第 1 隔離弁までの範囲としていたものが第 2 隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。その結果、範囲が拡大される可能性があるものとして以下のラインが抽出された。

①原子炉再循環系 C U W 入口ドレンライン

②残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

③残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

このうち、①については既に施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤操作防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。また、②、③については、通常運転時に当該システムを使用する場合には、隔離弁を開とすることがあることから、バウンダリ拡大範囲とする。

<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針、添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）</p> <p>核：核防規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付六、八への反映事項】</p> <p>：添付六、八に反映</p> <p>：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）</p>
--	--

17 条-別添 1-1

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区 分	運用対策等
第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	施錠管理	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	・原子炉再循環系CUW入口ドレンラインの第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系CUW入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系CUW入口ドレン弁）は，通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理を適切に実施する。
		教育・訓練	—

第 24 条 安全保護回路

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性説明

1.3 気象等

1.4 設備等（手順等含む）

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

2.2 安全保護回路の概要

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

2.5 想定脅威に対する対策について

2.6 物理的分離及び電気的分離について

別紙 1 安全保護回路について，承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

別紙 2 今回の設置許可申請に関し，安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

別紙 3 安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対する

セキュリティ対策

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について，システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

別紙 7 安全保護回路のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

別紙 8 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

3. 運用，手順説明資料

（別添資料）安全保護回路

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第24条及び技術基準規則第35条において，追加要求事項を明確化する。（第1.1表）

第 1.1 表 設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条 要求事項

設置許可基準規則 第 24 条 (安全保護回路)	技術基準規則 第 35 条 (安全保護装置)	備 考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第24条（安全保護回路）	技術基準規則 第35条（安全保護装置）	備 考
五 駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。	四 駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。	変更なし
<u>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</u>	<u>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</u>	追加要求事項
七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。	六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系から機能的に分離されたものであること。	変更なし
—	七 発電用原子炉の運転中に，その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。	変更なし
—	八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。	変更なし

1.2. 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本
的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(s) 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、不正アク

セス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに、ソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24条-37, 38) (2.2 : P24条-39) (2.3 : P24条-40) (2.4 : P24条-41) (2.5 : P24条-42) (2.6 : P24条-42, 43)】

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、中性子束を測定する炉内核計装設備と水位、圧力、再循環流量等を測定する計装設備、安全保護回路及び制御設備を設ける。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、圧力制御装置を設ける。

発電用原子炉の出力制御は、再循環流量の調整及び制御棒位置の調整の 2 方式により行われる。

(1) 計 装

(i) 核計装の種類

中性子束は以下のように 2 つの領域に分けて原子炉内で計測する。

起動領域：固定型計数方式及び 8 チャンネル

キャンベル方式計装

出力領域：固定型直流方式計装 172 チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉水位，原子炉圧力，再循環流量，給水流量，蒸気流量，制御棒位置，制御棒駆動用冷却材圧力等の計装装置を設ける。

(2) 安全保護回路

安全保護回路（安全保護系）は，「原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）」及び「その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）」で構成する。

安全保護回路は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）
（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

(i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）は，次に示す条件により発電用原子炉をスクラムさせるため，2つの独立のチャンネルが設けられ，これらの同時動作によって発電用原子炉をスクラムさせる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉

- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

なお、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下、主蒸気管放射能高、主蒸気管圧力低、主蒸気管流量大、主蒸気管トンネル温度高、復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低、原子炉水位異常低下、ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また、その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(2) 安全設計方針

1.1.3 安全保護系の設計方針

反応度制御系（制御棒）及び工学的安全施設の作動を開始させるための安全保護系は、多重性と独立性を有する設計とし、実際に起こると考えられる、いかなる単一故障によってもその安全保護機能が妨げられないような設計とする。また、安全保護系は系の遮断、駆動源の喪失等においても安全上許容される状態（フェイル・セーフ又はフェイル・アズ・イズ）になるよう設計する。

安全保護系については、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

(3) 適合性説明

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護

機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとするこ
と。

適合のための設計方針

第1項第1号について

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも、燃料要素の許容損傷限界を超えないよう、中性子束高スクラム及び原子炉出力ペリオド短スクラムにより発電用原子炉を停止できる設計とする。

第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる。また、自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、原子炉建屋ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

- (1) 発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。
 - a. 原子炉圧力高
 - b. 原子炉水位低
 - c. ドライウェル圧力高
 - d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
 - e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
 - f. 中性子束低（平均出力領域計装）
 - g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）

- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

(2) その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける設計とする。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
 - b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
 - c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動
 - d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
 - e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動
 - f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖
- また，その他保護動作としては次のようなものがある。

- a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

第1項第3号について

安全保護系は、十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し、機器又はチャンネルの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉緊急停止系作動回路は、検出器、トリップ接点、論理回路、主トリップ継電器等で構成し、基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため、原子炉緊急停止系作動回路は、運転中すべて励磁状態であり、電源の喪失、継電器の断線及び検出器を取り外した場合、回路が無励磁状態で、チャンネル・トリップになるようにする。

したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

核計装系は、安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち、運転中でもバイパスして保守、調整及び校正できる。

したがって、これが故障の場合、故障チャンネルはバイパスし、残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む）は、多重性をもった構成とする。

したがって、これらの単一故障、使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

第1項第4号について

安全保護系は、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また計測制御系

からも原則として分離し、独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉格納容器を貫通する計装配管は、物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは、独立に中央制御室の各盤に導く。
各トリップチャンネルの論理回路は、盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉緊急停止系作動回路の電源は、分離・独立した母線から供給する。

第1項第5号について

安全保護系の駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。この系統に使用する弁等は、フェイル・セーフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし、この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなるものの主要なものをあげると以下のとおりである。

- (1) 電源喪失
 - a. スクラム
 - b. 主蒸気隔離弁閉
 - c. 格納容器ベント弁閉
- (2) 計器用空気喪失
 - a. スクラム
 - b. 格納容器ベント弁閉

また、主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合、駆動源である電源の喪失時には、系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他、火災、浸水等不利な状況が発生した場合でも、この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで発電用原

子炉施設を十分に安全な状態に導くよう設計する。

第1項第6号について

安全保護系のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（片方向のみの通信を許可する装置）を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離するとともに、固有のプログラム言語の使用による一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境等によりウイルス等の侵入を防止することでソフトウェアの内部管理の強化を図り、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）、又は米国Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用するとともに、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限並びに設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理により、不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37, 38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42, 43）】

第1項第7号について

安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル・ルート及び原子炉格納

容器を貫通する計装配管を，原則として分離する設計とする。

安全保護系は，原子炉水位及び原子炉圧力を検出する計装配管ヘッダの一部を計測制御系と共用すること及び核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用される以外は計測制御系とは完全に分離する等，計測制御系での故障が安全保護系に影響を与えない設計とする。

安全保護系と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護系の計装配管として設計する。

また，核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1 概 要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため，核計装のほかに，発電用原子炉施設の重要な部分には，すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は，温度，圧力，流量，水位等を測定及び指示するものであるが，一部を除き必要な指示及び記録計器は，すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉圧力容器計装，再循環回路計装，原子炉給水系及び蒸気系計装，制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

発電用原子炉の停止，炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視す

るために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (2) 設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける設計とする。
- (5) 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの3つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるように当該記録が保存できる設計とする。

6.3.3 主要設備の仕様

原子炉プラント・プロセス計装の一覧を第6.3-1表に示す。

6.3.4 主要設備

(1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要のある項目は、水位、圧力、容器胴部の

温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は、連続的に測定され、指示及び記録される。原子炉水位低又は水位高で警報を出す。原子炉水位低下が更に大きい場合には、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるとともに再循環系ポンプをトリップする信号を出す。また、原子炉水位上昇が更に大きい場合にはタービン・トリップを行わせるための信号を出す（第6.3-1図参照）。

原子炉圧力は圧力検出器で測定され、指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され、記録される。この記録を基にして、原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉圧力容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2個のOリング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが、ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され、圧力高で警報が出される。

(2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では、再循環流量、冷却材温度、ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環系ポンプについては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい流量高及び低、並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は、フロー・ノズルによって連続的に測定され、指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後、三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか、給水温度、タービン第一段圧力などが測定され、指示及び記録され

る。

(4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は、駆動冷却材の供給系、通常の駆動水圧系、水圧制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器、並びに制御棒位置指示に対して、それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では、駆動ポンプ出口圧力、フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水圧系では、発電用原子炉と駆動水圧系との差圧、駆動ヘッドの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）等が計測される。

水圧制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器系では、アキュムレータ窒素圧力、アキュムレータの漏えい水量、スクラム水排出容器水位等が計測され、アキュムレータの圧力低と水位高、スクラム水排出容器の水位高で警報が出される。スクラム水排出容器の水位が更に高くなれば、発電用原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は、駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5) 原子炉格納容器内雰囲気計装

原子炉格納容器（以下 6. では「格納容器」という。）について計測する主要な項目は、格納容器内の圧力、温度、湿度、水素濃度、酸素濃度及び放射線レベルである。

格納容器内の圧力、温度及び酸素濃度は、連続的に測定し、指示又は記録する。また、冷却材喪失事故後の格納容器内の圧力、温度、水素濃度、酸素濃度、放射線レベル等も測定し、記録する。その他、ドライウェルの湿度並びにサプレッション・チェンバのプール水位及び水温も連続的に測定し、指示又は記録する。

ドライウェル圧力高，水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。ドライウェル圧力の上昇が更に大きい場合には，原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるための信号を出す（第 6.6-3 図及び第 6.6-5 図参照）。

サプレッション・チェンバでは，プール水位低，プール水位高，プール水温高，水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。

(6) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は，指示するとともに，原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(7) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ほう酸水注入系では，ほう酸水貯蔵タンク水位，ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され，タンク水位低，ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では，ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

6.3.5 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装は，定期的に試験又は検査を行い，その機能の健全性を確認する。

6.3.6 評価

- (1) 原子炉プラント・プロセス計装は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲

内で監視することができる設計としている。

- (2) 原子炉プラント・プロセス計装は、設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる設計としている。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。
- (4) 原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出することができる設計としている。

6.6 安全保護系

6.6.1 概 要

安全保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいはこのような事態の発生が予想される場合には、発電用原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能、その他の保護動作（非常用炉心冷却系起動等を含む）を有する。また、安全保護系を構成するチャンネルは、各チャンネル相互を可能な限り、物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計するとともに、原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

6.6.2 設計方針

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、設計基準事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。

- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるようにする。
- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。
- (7) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことができるようにする。
- (8) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。
- (9) 安全保護系は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-37, 38) (2.2 : P24 条-39) (2.3 : P24 条-40) (2.4 : P24 条-41) (2.5 : P24 条-42) (2.6 : P24 条-42, 43)】

6.6.3 主要設備の仕様

原子炉緊急停止系作動回路の主要設備の仕様を第 6.6-1 表、第 6.6-1 図及び第 6.6-3 図に、その他の主要な安全保護系の仕様を第 6.6-2 表、第 6.6-4 図及び第 6.6-5 図に示す。

6.6.4 主要設備

(1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は、第 6.6-1 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャ

ンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、発電用原子炉がスクラムされるようになっている。

発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムされる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

検出器の形式、配置場所及びスクラム設定値は、第6.6-1表に示すとおりである。

この他、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

なお、原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようにバイパスされる。

- (a) 「停止」 このモードでは、スクラム信号が出され、全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。
- (b) 「燃料取替」 このモードではスクラム回路は動作状態にあるが、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときは自動的にバイパスされる。さらに、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが、この場合には制御棒を引き抜くことはできない。
- (c) 「起動」 このモードは発電用原子炉を起動し、最高で定格の約 5%まで出力をあげる場合に適用される。また、主蒸気隔離弁が閉で、かつタービン補機が動作している状態で、発電用原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。
- (d) 「運転」 このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号

による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動

d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は，すべて運転中励磁状態にあり，コイルの断線又は短絡，あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は，継電器自体を非励磁状態に戻し，回路が不動作状態になるように働くので，このような回路構成は，大部分の故障条件に対して“フェイル・セイフ”になっている。

一方，接点の焼損又は溶着等“フェイル・セイフ”に反する方向の故障に対しては，各接点を流れる電流が定格の50%以下であるように制限することによって，その発生を防止するようにしている。

第6.6-1図に示すように，論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので，どの継電器でも1個が非励磁の状態になれば，その継電器接点が属して

いる論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は、各ソレノイド・グループ回路ごとに2つずつ直列につないで、継電器接点が1つ単独で故障して開かない場合でも、スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には、別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、発電用原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

(4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また、運転監視装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

(5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に2個の3方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されていて、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の2チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長いが発電用原子炉を停止させる場合、1本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

(6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第6.6-2図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の480V交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいので、瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）を保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

6.6.5 試験検査

(1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的その機能が喪失していないことを確認できる。

a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：手動スクラム・スイッチによるパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各トリップ・チャンネルごとの鍵付

テスト・スイッチによるトリップ・チャンネル及びパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及びトリップ・チャンネルの試験端子から校正用模擬信号を入れることによるトリップ・チャンネルの作動の確認

d. 制御棒スクラム試験：手動スイッチによる同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒のスクラム時間の確認

以上のうちb. 及びc. の試験により、各チャンネルの独立性の確認も行うことができる。

(2) 工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器含む）の試験を行うことができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

なお、論理回路を含む全系統の試験については、原子炉停止時に行うことができる。

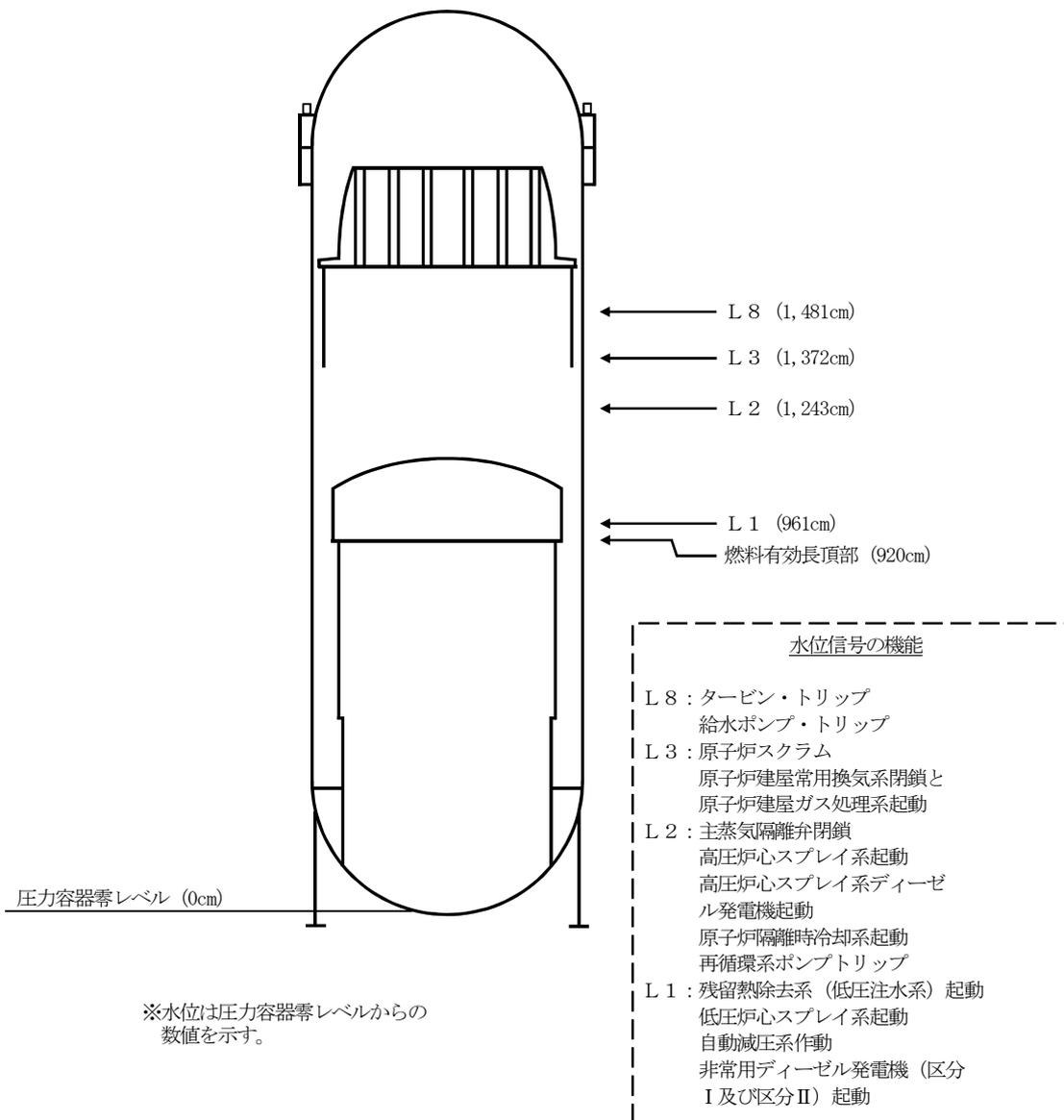
6.6.6 手順等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定め、適切な管理を行う。

- (1) 安全保護回路を有する制御盤については、施錠管理方法を定め、運用する。
- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。
- (3) 発電所の出入管理に係る教育については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

第 6.3-1 表 原子炉プラント・プロセス計装一覧表

項 目	名 称
原子炉压力容器計装	原子炉水位, 圧力 压力容器胴部温度 压力容器フランジ部シール漏えい
再循環回路計装	再循環流量 冷却材温度 再循環系ポンプ出入口差圧 炉心流量 シール漏えい流量 再循環系ポンプ冷却水流量, 温度
原子炉給水系及び蒸気系計装	原子炉給水流量 蒸気流量 給水温度 タービン第一段圧力
制御棒駆動機構計装	制御棒駆動ポンプ出口圧力 フィルタ圧力 原子炉と駆動水压系との差圧 駆動ヘッド流量 制御棒駆動機構温度 アキュムレータ窒素圧力 アキュムレータ漏えい水量 スクラム水排出容器水位
原子炉格納容器内雰囲気計装	格納容器内圧力 格納容器内温度 格納容器内湿度 格納容器内水素濃度及び酸素濃度 格納容器内放射線 サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水温
漏えい検出系計装	格納容器床ドレン流量 格納容器機器ドレン流量 格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度
その他の原子炉プラント・プロセス計装	ほう酸水貯蔵タンク水位 ほう酸水温度及びポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力



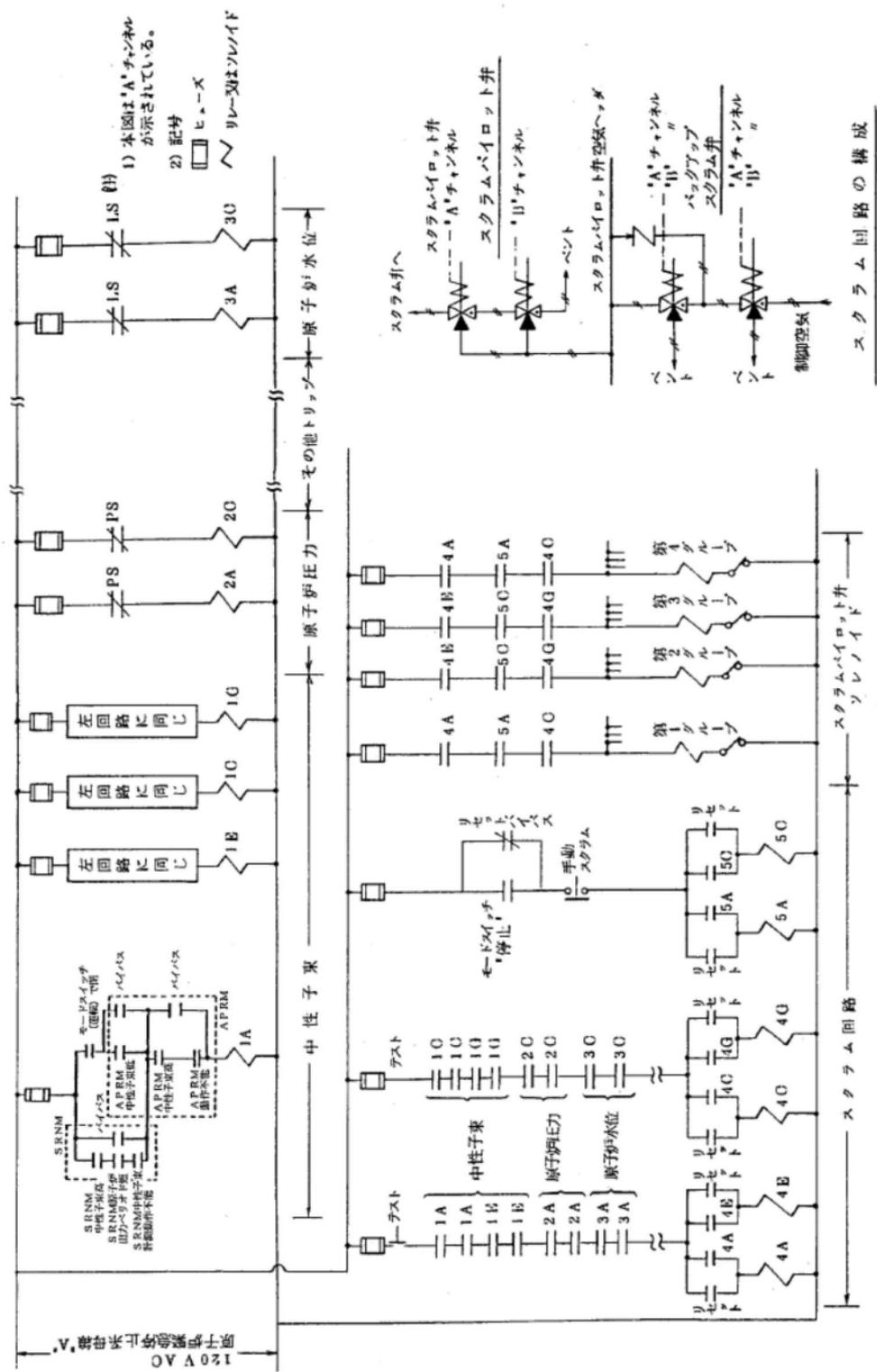
第 6.3-1 図 原子炉水位計装説明図

第 6.6-1 表 原子炉スクラム信号一覧表

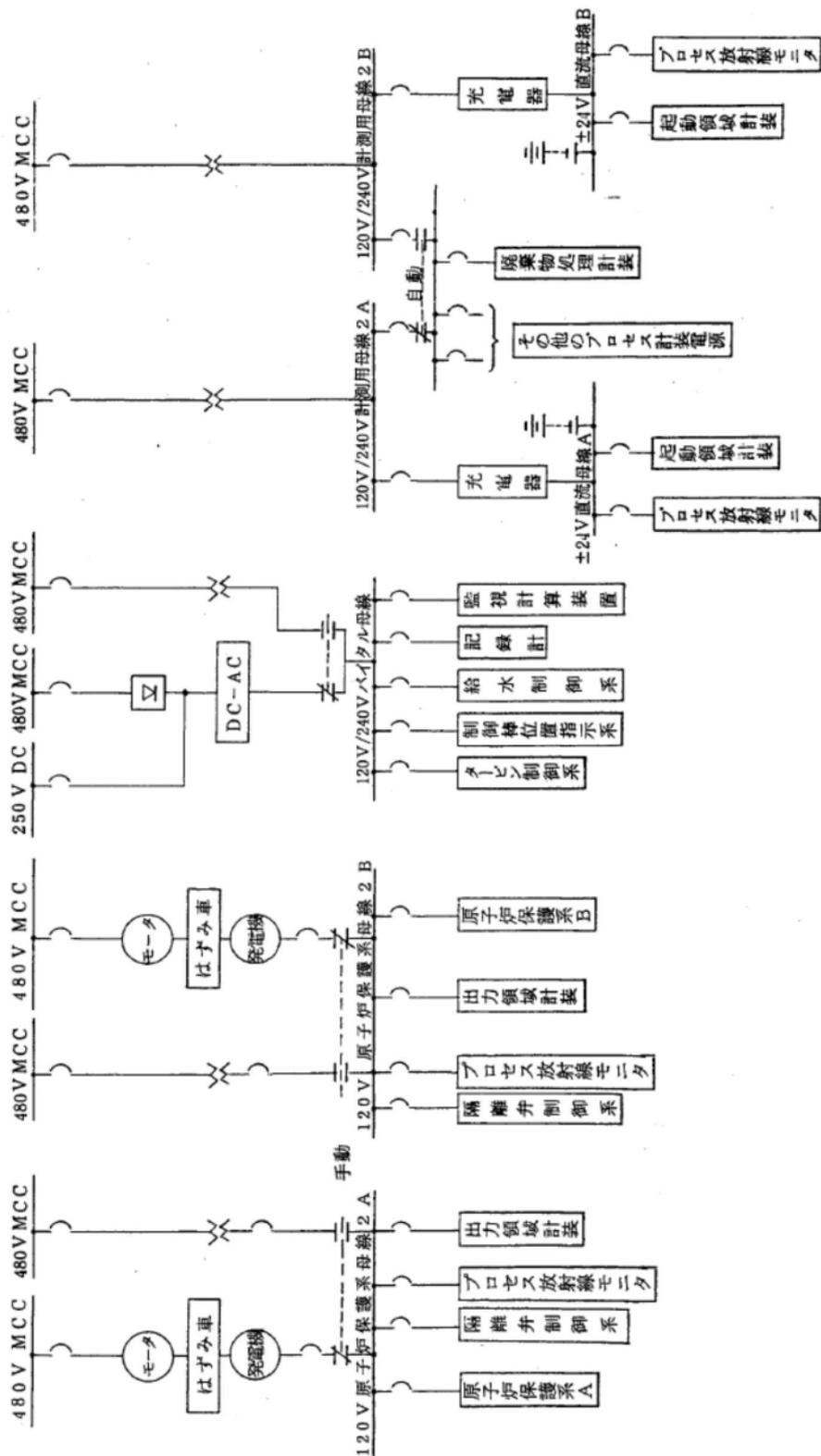
スクラム 信号の種類	検出器		スクラム設定値
	型式	配置場所	
原子炉圧力高	圧力スイッチ	原子炉圧力容器	7.25MPa [gage]
原子炉水位低	差圧スイッチ	原子炉圧力容器	1,372cm (ベッセルゼロより上)
ドライウエル圧力高	圧力スイッチ	ドライウエル	13.7kPa [gage]
原子炉出力ペリオド短	起動領域計装	炉心内	10 秒
中性子束高	起動領域計装	炉心内	最終レンジ目盛の 120/125
	出力領域計装	炉心内	・原子炉モード・スイッチ「運転」位置 で定格出力の 120% ・原子炉モード・スイッチ「運転」位置 以外で定格出力の 15% ・自動可変設定
中性子束低	出力領域計装	炉心内	定格出力の 2%
中性子束計装動作不能	起動領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
	出力領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
スクラム水排出容器水位高	レベル・ スイッチ	スクラム水排出容器	0.189m ³ に相当するレベル
主蒸気隔離弁閉	弁位置スイッチ	主蒸気隔離弁	開度 90%
主蒸気管放射能高	ガンマ線モニタ	ドライウエル外側の 主蒸気管	通常運転時の放射能の 10 倍以下
主蒸気止め弁	弁位置スイッチ	主塞止弁	開度 90%
蒸気加減弁急速閉	圧力スイッチ	蒸気加減弁	4.12MPa [gage]
地震加速度大	加速度検出器	原子炉建屋内	水平方向 300gal (EL. 14.0m) 水平方向 250gal (EL. -4.0m) 鉛直方向 120gal (EL. -4.0m)
原子炉モード・スイッチ 「停止」	原子炉モード・ スイッチ	中央制御室	
手 動	押しボタン	中央制御室	

第 6.6-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

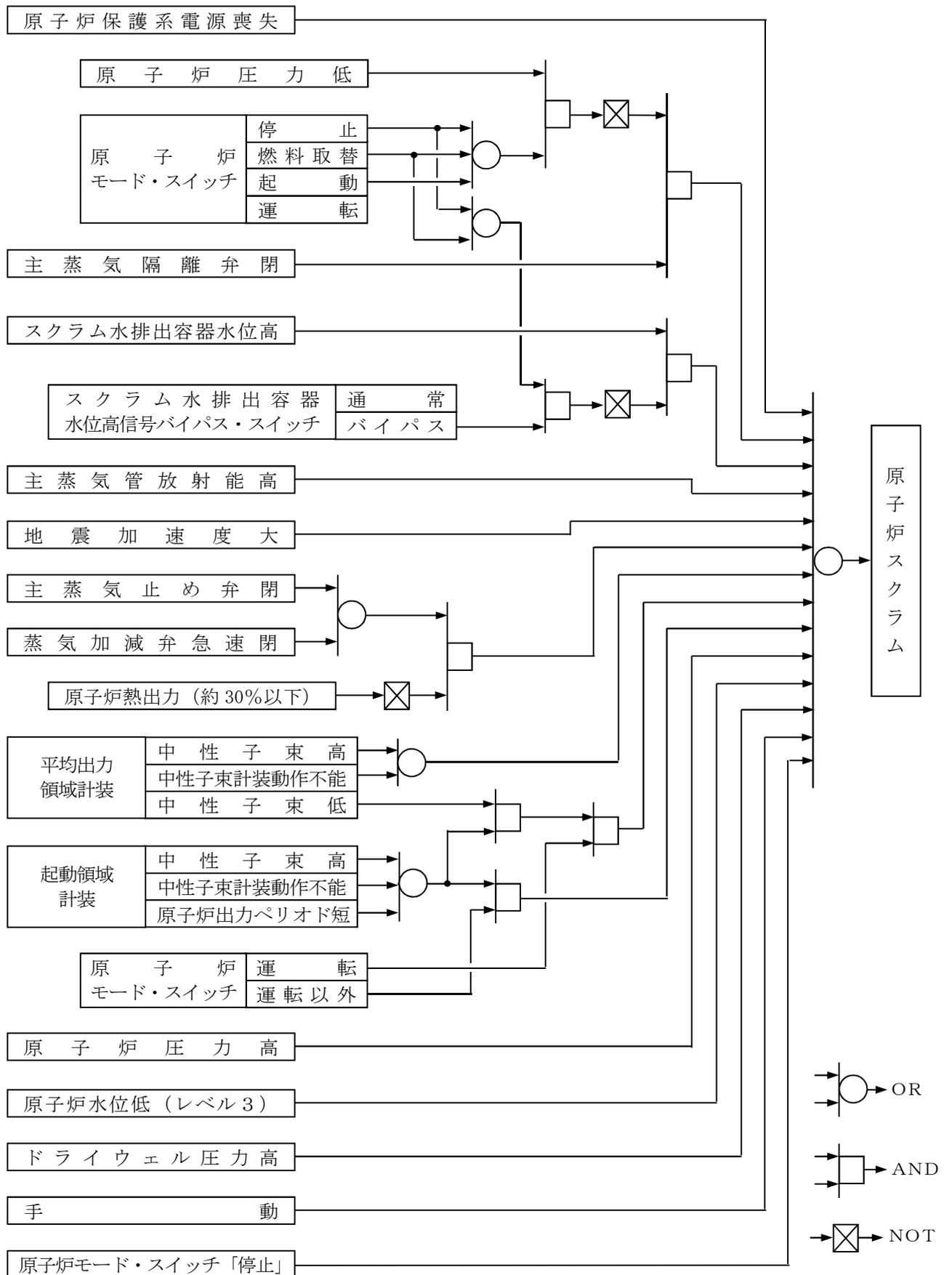
信号の種類	保護機能の種類	設定値
原子炉水位低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,372cm (ベッセルゼロより上) (レベル3)
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動	1,243cm (ベッセルゼロより上) (レベル2)
	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系(低圧注水系)起動 自動減圧系作動 非常用ディーゼル発電機起動	961cm (ベッセルゼロより上) (レベル1)
ドライウェル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系(低圧注水系)起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動 非常用ディーゼル発電機起動	13.7kPa [gage]
主蒸気管圧力低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主蒸気管流量大	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の140%相当
復水器真空度低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主蒸気管放射能高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原子炉建屋放射能高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10倍以下



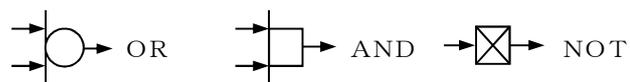
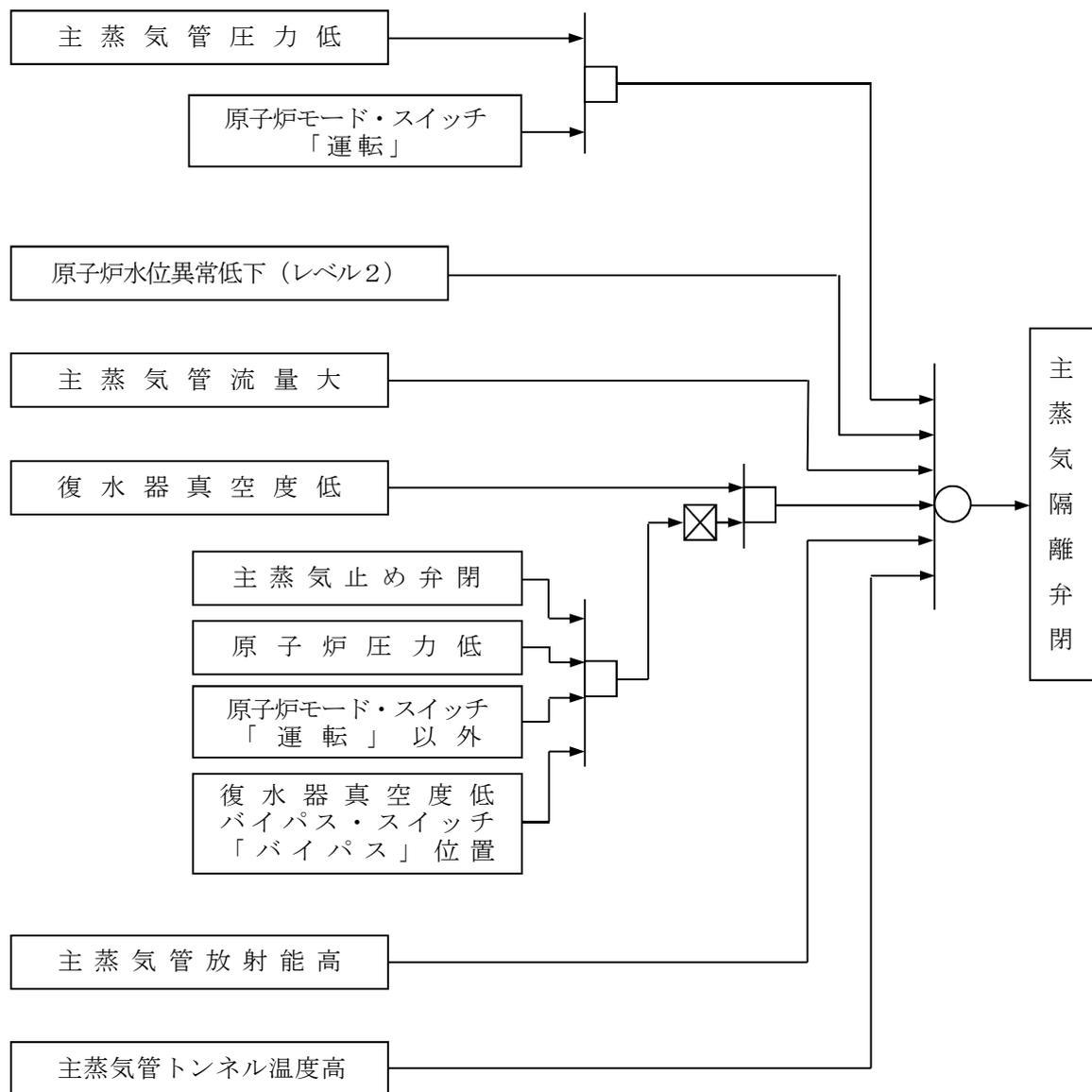
第 6.6-1 図 原子炉緊急停止系



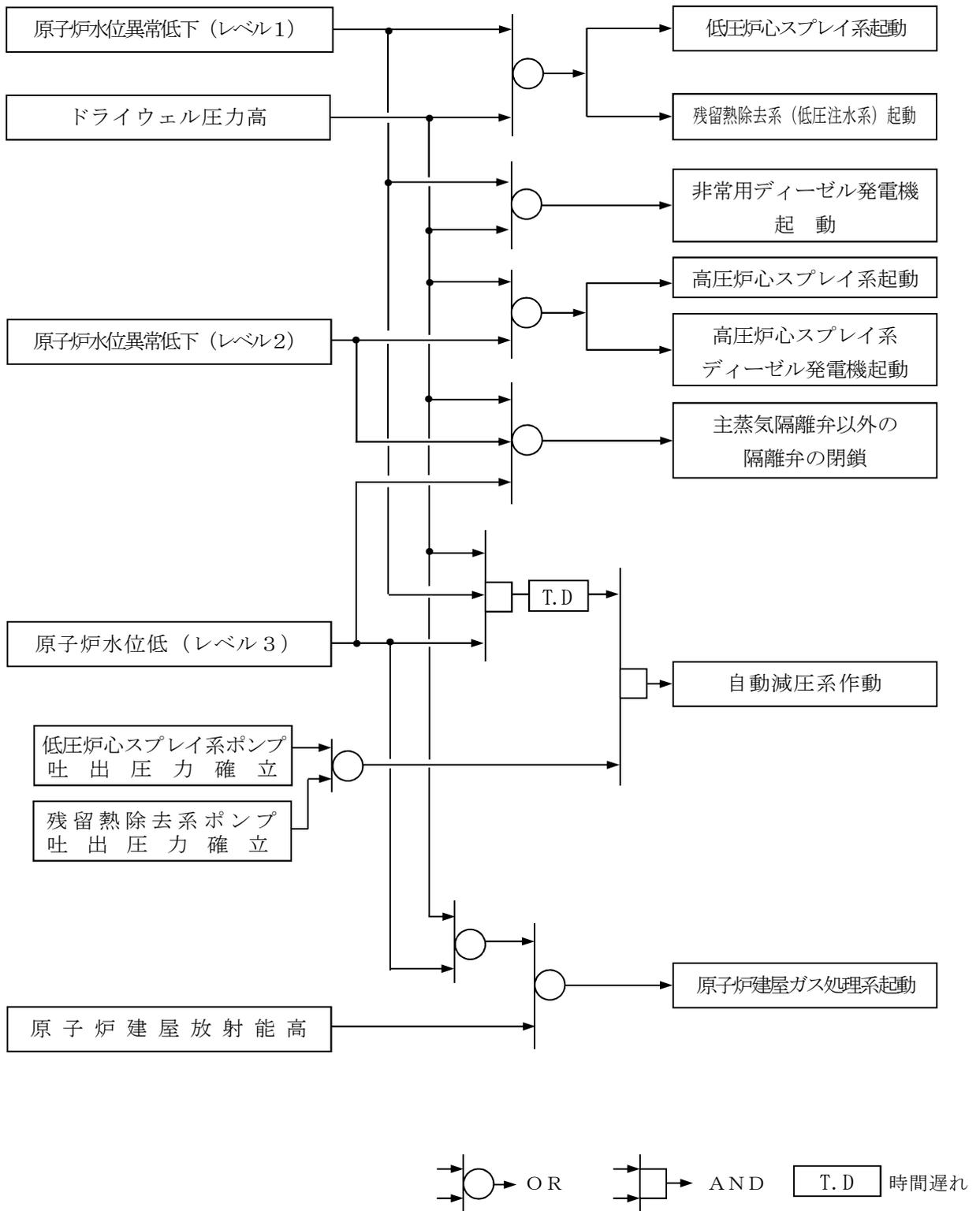
第 6.6-2 図 安全保護系用電源



第 6.6-3 図 原子炉緊急停止系機能説明図



第6.6-4図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その1)



第 6.6-5 図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その 2)

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第 1 項第六号において、『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』が要求されている。

東海第二発電所の安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）の不正アクセス行為による被害防止については，デジタル演算処理を行う機器も含め，下記の対策を実施している。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電氣的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり，外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限[※]し，外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

(4) システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

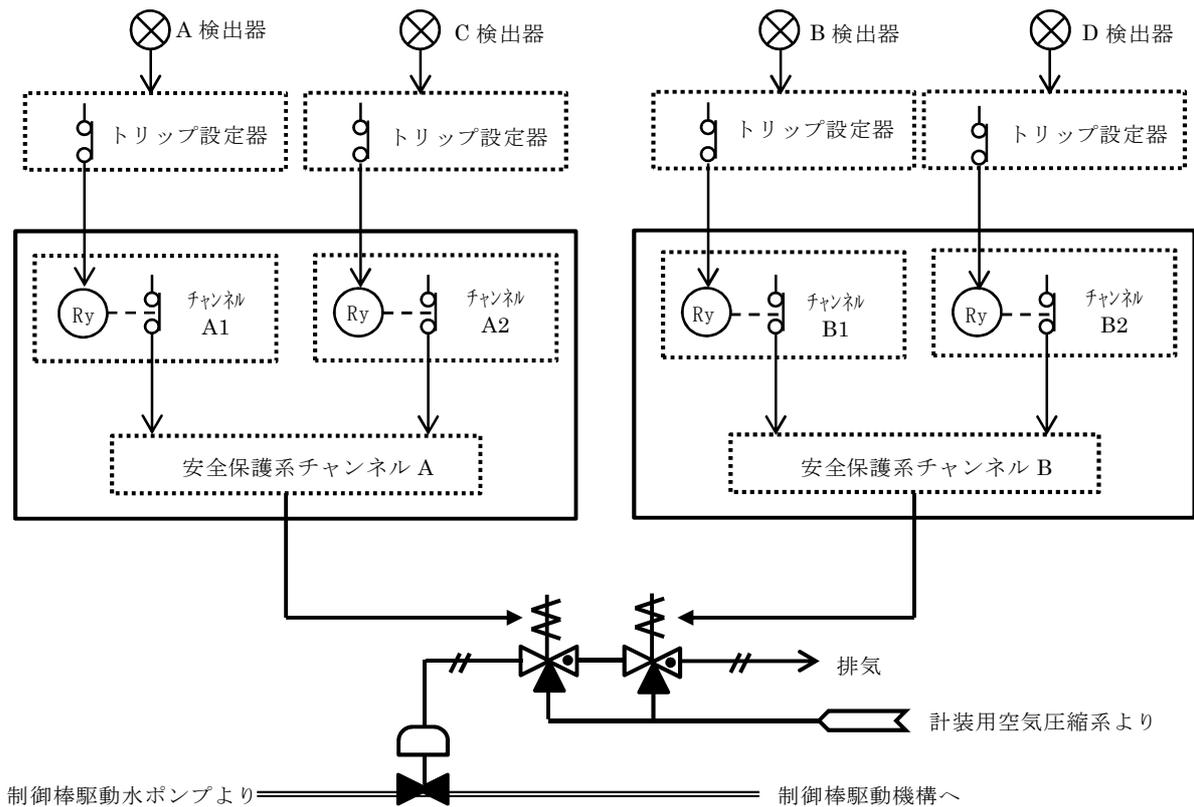
安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

2.2 安全保護回路の概要

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として、原子炉緊急停止系の構成例を第 2.2 図に示す。

安全保護回路は、検出器からの信号を受信し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。



第2.2図 原子炉緊急停止系の構成例

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

安全保護回路は、不正アクセスを防止するため、安全保護系盤等の扉には施錠を行い、許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



安全保護系盤等は、社内規程に定める発電長による扉の鍵管理を行っている。データ収集端末は、作業担当箇所により鍵管理されたラック内に保管しており、許可されない者のアクセスを防止している。また、情報セキュリティに関する教育を行っている。

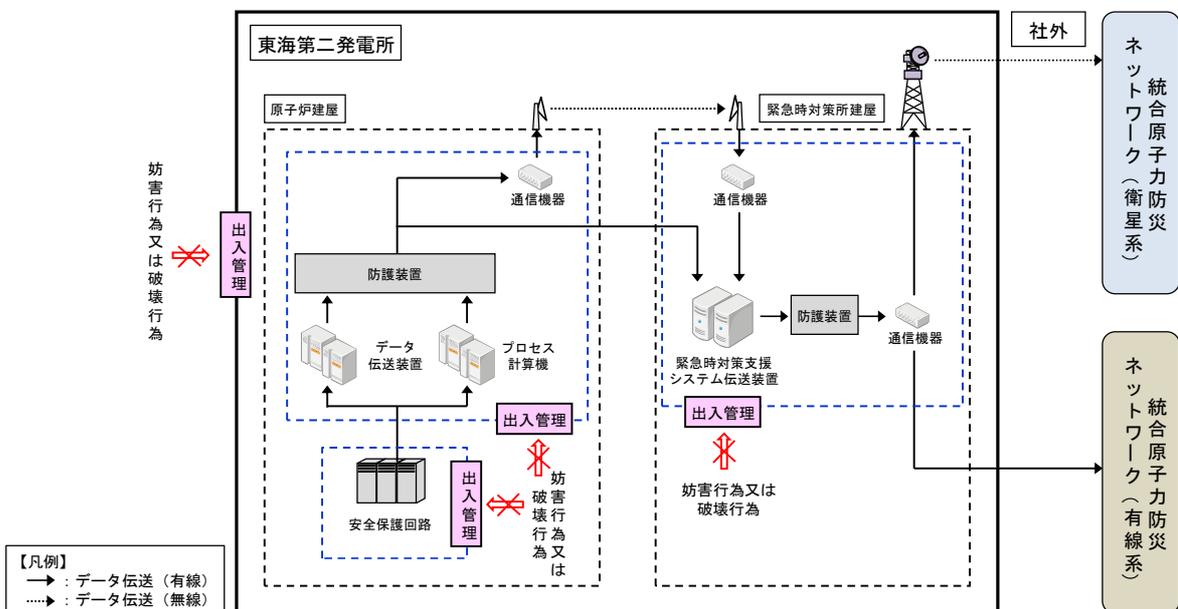
第 2.3 図 安全保護系盤及びデータ収集端末

2.4 外部からの不正アクセス防止について

安全保護回路は、外部ネットワークと直接接続は行っていない。外部システムと接続する必要がある計算機については、防護装置を介して接続され、外部からのデータ書き込み機能を設けないことでコンピュータウイルスの侵入等を防止している。

また、外部からの妨害行為又は破壊行為については、出入管理により関係者以外の接近を防止している。

外部ネットワークとの接続構成概略図を第 2.4 図に示す。



第 2.4 図 外部ネットワークとの接続構成概略図

2.5 想定脅威に対する対策について

デジタル処理を行う機器については、工場製作段階から第 2.5 表に示す想定脅威に対する対策を行っている。

第 2.5 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で、ソフトウェア設計を実施
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

2.6 物理的分離及び電気的分離について

(1) 物理的分離について

安全保護回路と計測制御系とは電源，ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を，原則として分離する設計とする。

計測制御系のケーブルを安全保護回路のケーブルと同じケーブル・ルートに敷設した場合には，安全保護回路のケーブルと同等の扱いとする設計とする。

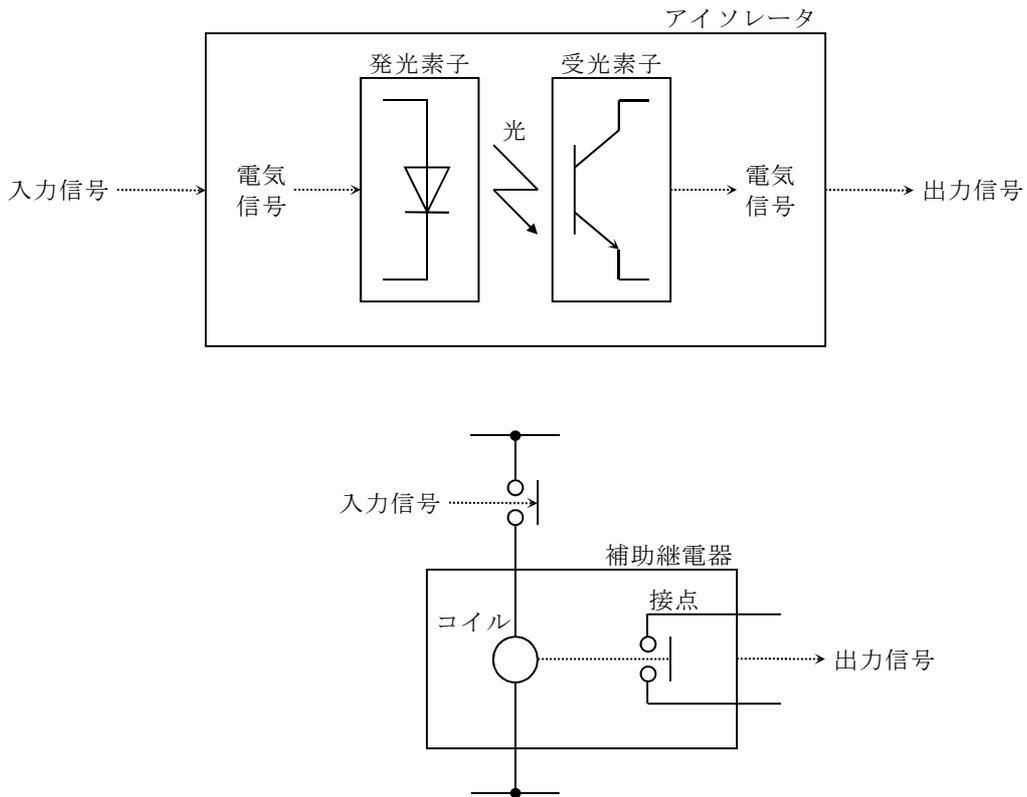
安全保護回路と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護回路の計装配管として設計する。

(2) 電気的分離について

安全保護回路からインターフェース部（計測制御系）の分離は，アイソレータや補助継電器等の隔離装置（第2.6図参照）を用いて電気的分離

(計測制御系で短絡等の故障が生じてても安全保護回路に影響を与えない)を行う。

核計装系等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。



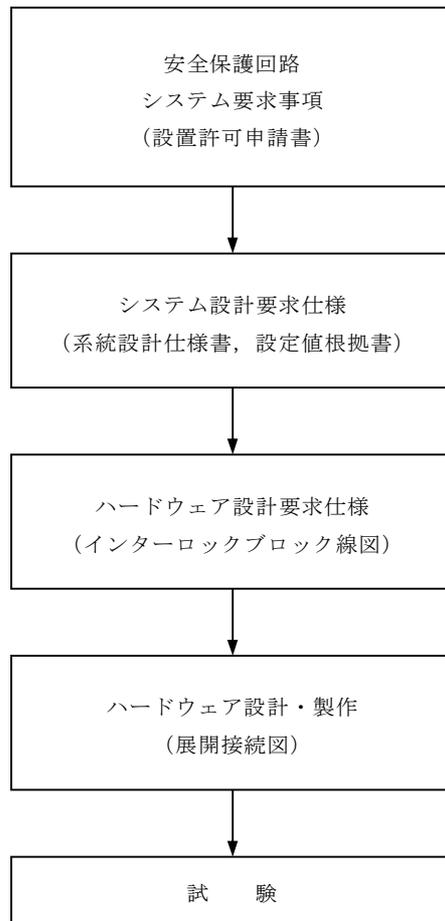
第 2.6 図 隔離装置 (アイソレータ及び補助継電器)

別紙 1 安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。

安全保護回路に対し、承認されていない動作及び変更を防ぐ措置として以下を実施している。

- ・安全保護回路の変更が生じる場合は、上流文書から下流文書（第 1 図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
- ・デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行う。
- ・改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
- ・中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。
- ・安全保護回路及び設定値を変更するには、中央制御室にて発電長の許可を得て、発電長の管理する鍵を借用する必要がある、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。



第1図 安全保護回路の設計・製作・試験の流れ (例)

別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の
基準適合性

2011年3月の運転停止以降の安全性向上対策工事等（新規制対応工事含む）のうち、安全保護回路の変更に係る工事を抽出し、確認を行った。第1図の抽出フローに基づき抽出した結果、SA対策で実施する自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチ設置が抽出された。

安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果を第1表に、抽出された設備についての個別の確認結果を(1)に示す。また、過渡時自動減圧機能及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計とする（参考1）。

(1) 自動減圧系の起動阻止スイッチについて

a. 目的

原子炉停止機能喪失事象においては、発電用原子炉が臨界状態であるため、高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の急激な流量増加は、正の反応度印加を引き起こし、原子炉出力の急上昇につながる。このため原子炉停止機能喪失事象発生時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動しないように、起動阻止スイッチを設置する。

b. 起動阻止スイッチ

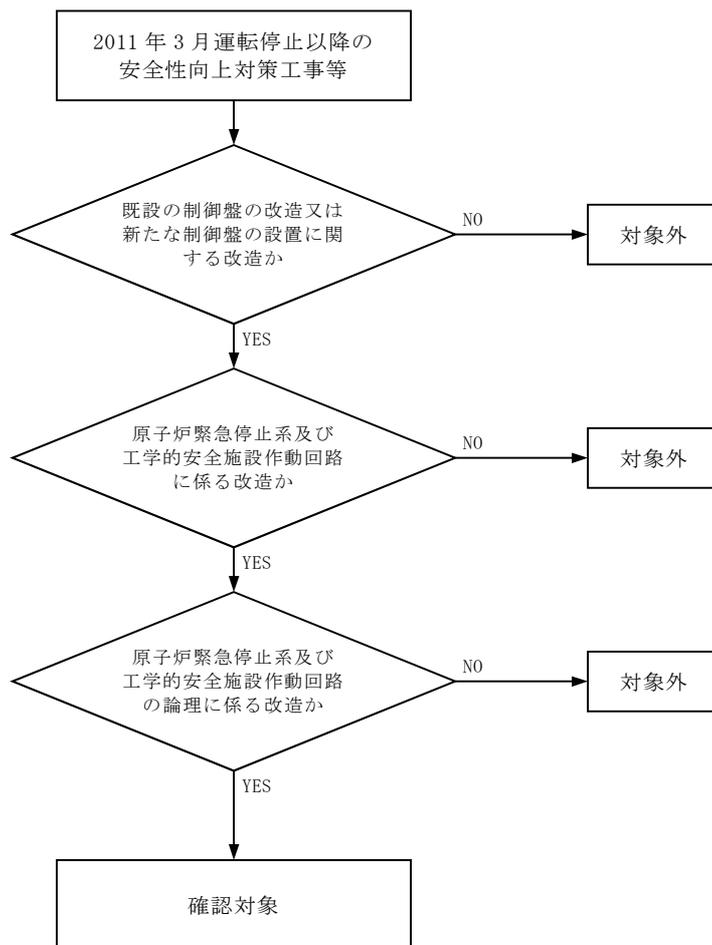
自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは、単一故障により、自動減圧系の機能を阻害しないように、また、多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

c. 自動減圧系への影響について

追加設置する自動減圧系の起動阻止スイッチが、自動減圧系に対して悪影響を与えないことを以下に示す。

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	自動減圧系への影響
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>起動阻止スイッチは、原子炉停止機能喪失事象時に手動で自動減圧系を阻止するものであり、運転時の異常な過渡変化時には使用しないため問題ない。</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>自動減圧系は、駆動源である電源の喪失で系の現状維持（フェイル・アズ・イズ）、その他の不利な状況が発生した場合でも多重性、独立性をもつことで発電用原子炉を十分に安全な状態に導くようにしている。追加する起動阻止スイッチはこの安全保護動作を阻害するものではない。</p>
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p>	<p>阻止回路はアナログで構成しており、不正アクセス行為による影響を受けない。</p>
<p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>計測制御系とは共用していないため、影響はない。</p>

設置許可基準規則 第12条（安全施設）	自動減圧系への影響
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	起動阻止スイッチを設置することで自動減圧系の試験に影響を与えることはない。

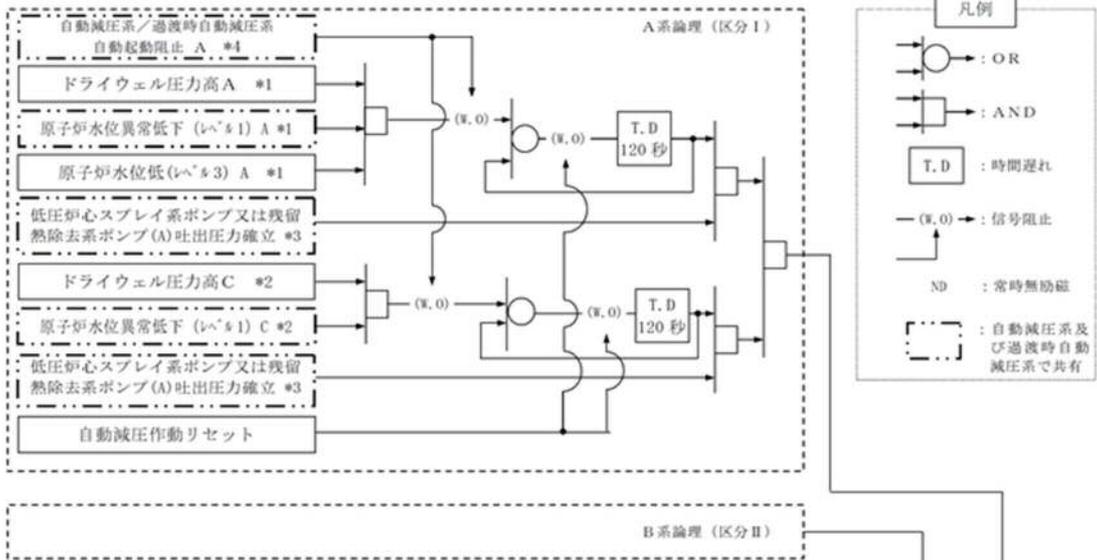


第1図 安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

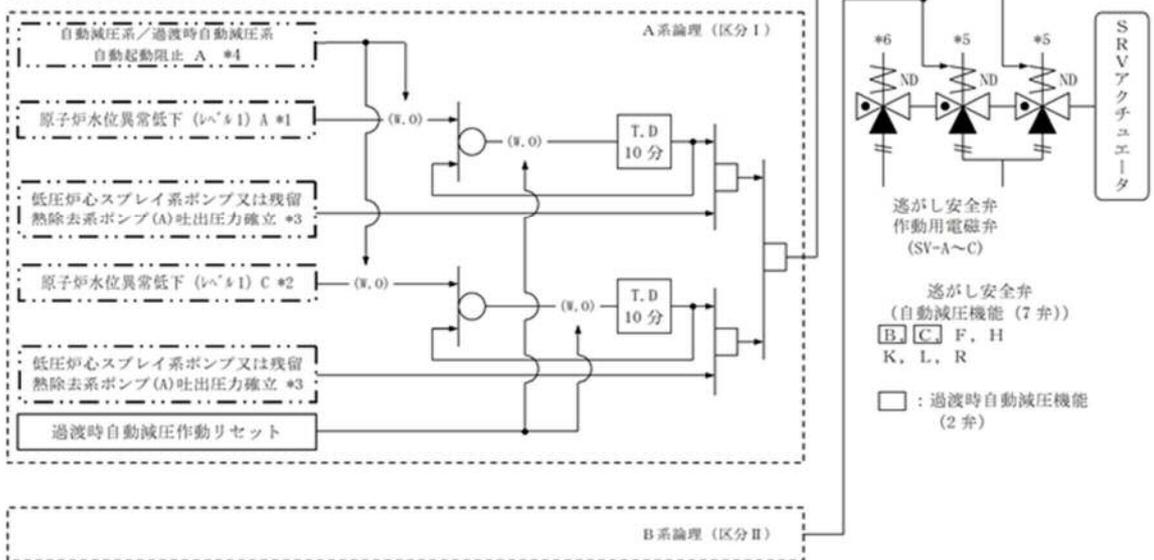
第1表 安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果

改造概要	条文	安全保護回路への影響評価
<p>A T W S時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動を阻止する手動阻止回路を追加する。</p>	<p>44条</p>	<p>自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチは自動減圧機能論理回路の関連回路として安全保護回路と同等に扱うものとする。これらは安全保護回路と同様，計測制御系統施設や他の重大事故等対処設備から物理的，電氣的に分離する。さらに，安全保護回路として多重化しそれぞれの区分は互いに物理的，電氣的に分離する。</p>

自動減圧機能論理回路



過渡時自動減圧機能論理回路



- *1 B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
- *2 B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
- *3 B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。
- *4 当該設備については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *5 自動減圧系用電磁弁
- *6 逃がし安全弁用電磁弁

第2図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路図

参考 1 新規制対応設備の安全保護回路への影響について

1. 過渡時自動減圧機能について

(1) 目的

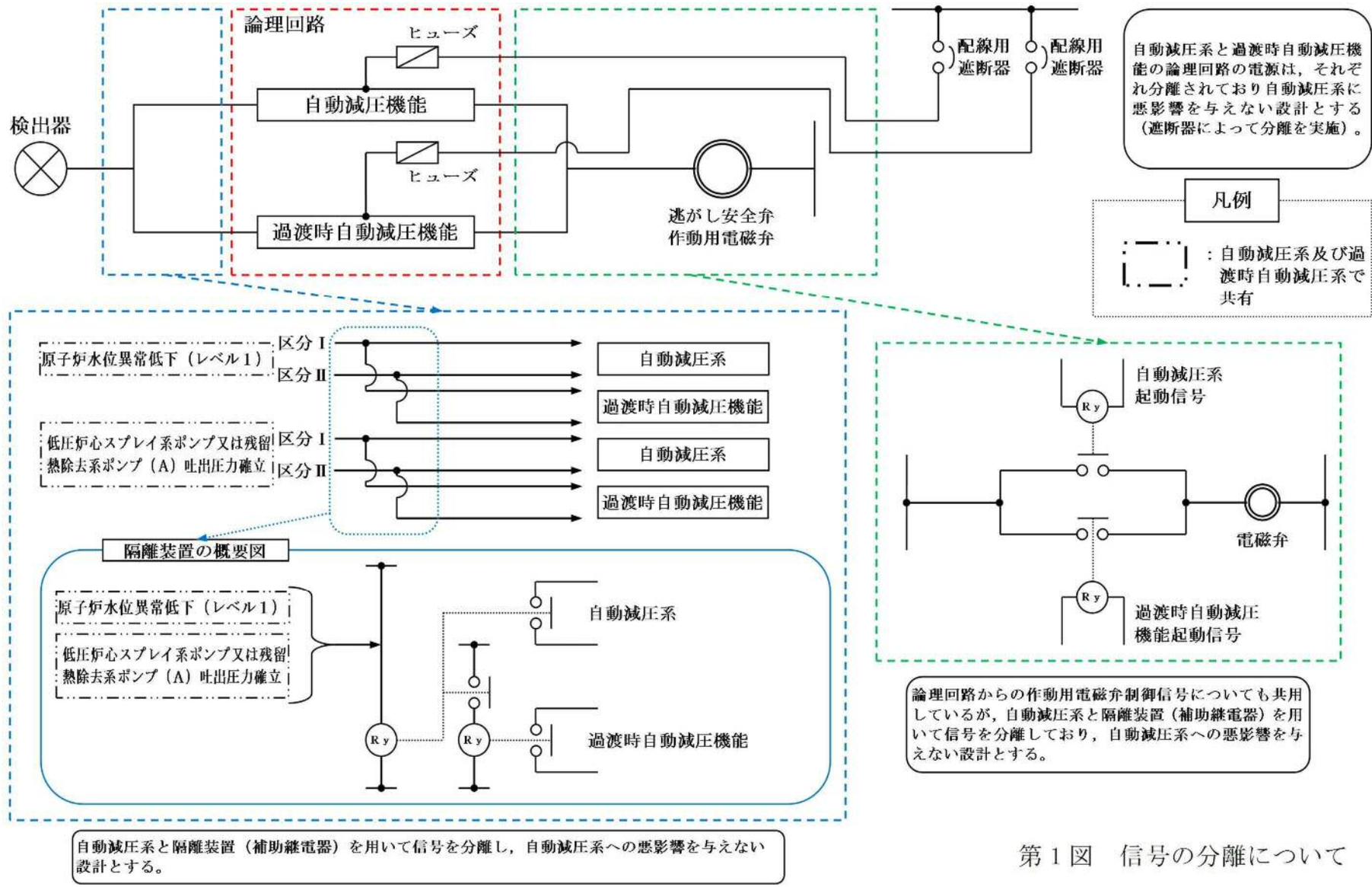
過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 自動減圧系への影響について

過渡時自動減圧機能の論理回路は別紙2（第2図）のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第1図のとおり、原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。



第1図 信号の分離について

2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

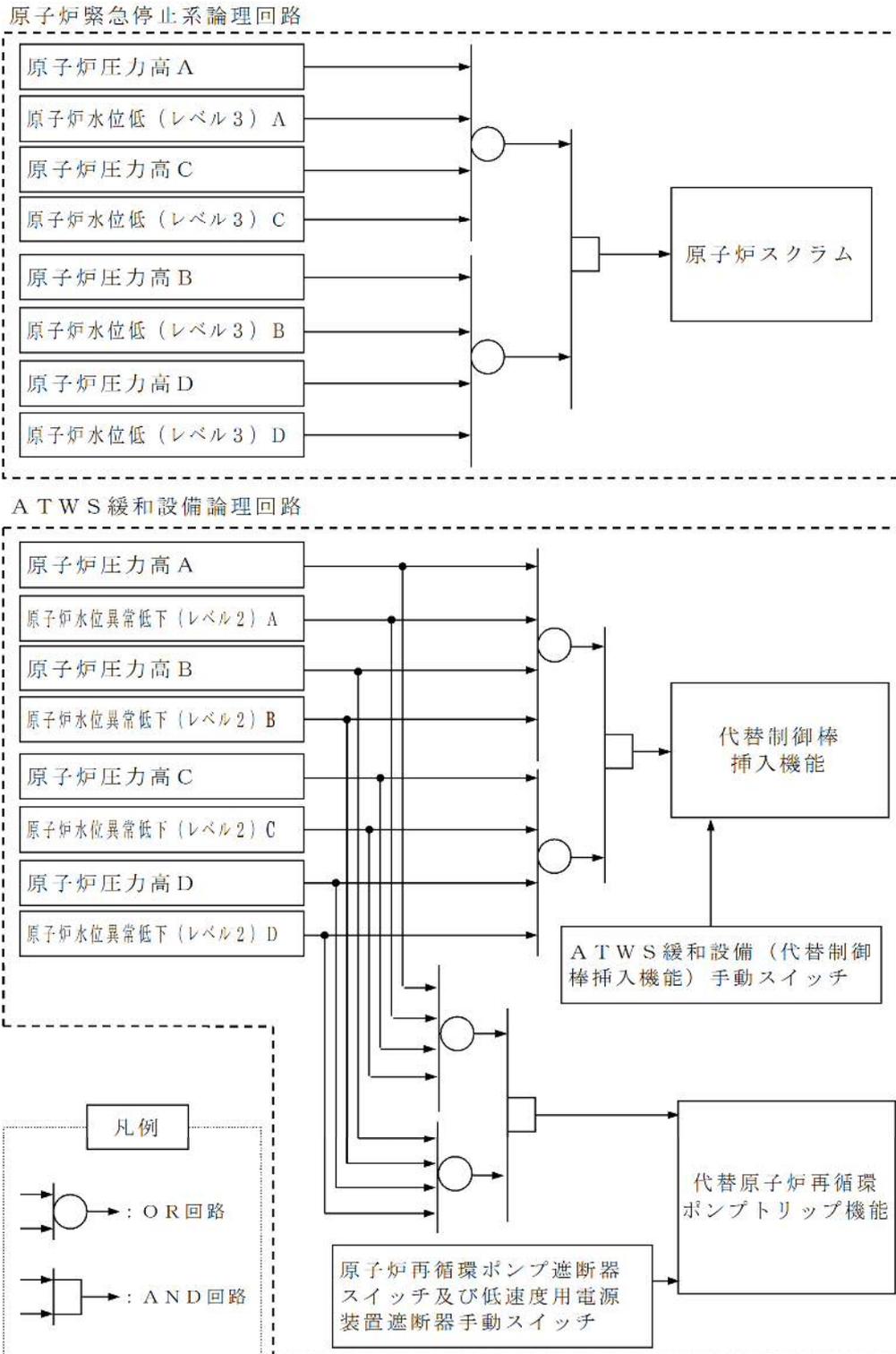
(1) 目的

代替制御棒挿入機能は、運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉緊急停止系から独立した回路により、計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し、全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

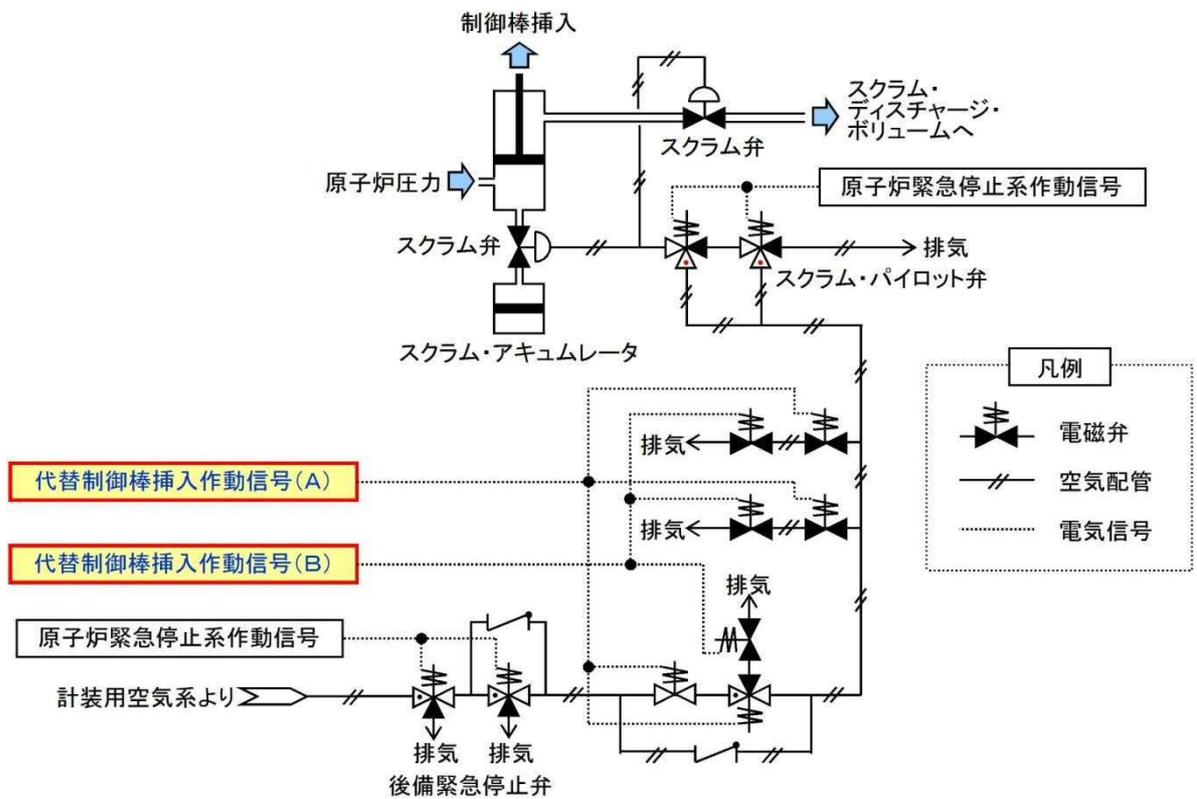
(2) 原子炉緊急停止系への影響について

代替制御棒挿入機能の論理回路は第2図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお、代替制御棒挿入機能の作動電磁弁についても、第3図のとおり代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。



第 2 図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能の論理回路図



第3図 作動電磁弁について

別紙 3 安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系、工学的安全施設作動回路）について、検出器から論理回路の入口までの構成機器に対しアナログ・デジタルの有無を抽出した。安全保護系構成概略図を第 1 図、抽出結果を第 1 表、第 2 表に示す。安全保護回路にはプロセス放射線モニタ盤の演算処理装置及び中性子束計装モニタ盤の演算処理装置にデジタル回路が含まれる。ただし、当該演算処理装置は外部ネットワークと直接接続しないことにしている。さらに、出入管理により外部からの妨害行為又は破壊行為を防止していることから不正アクセス行為による被害を受けることはない。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、電氣的アクセスについては、安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし、デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに、データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は、安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて、安全保護回路からは発信されるのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限^{*}し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

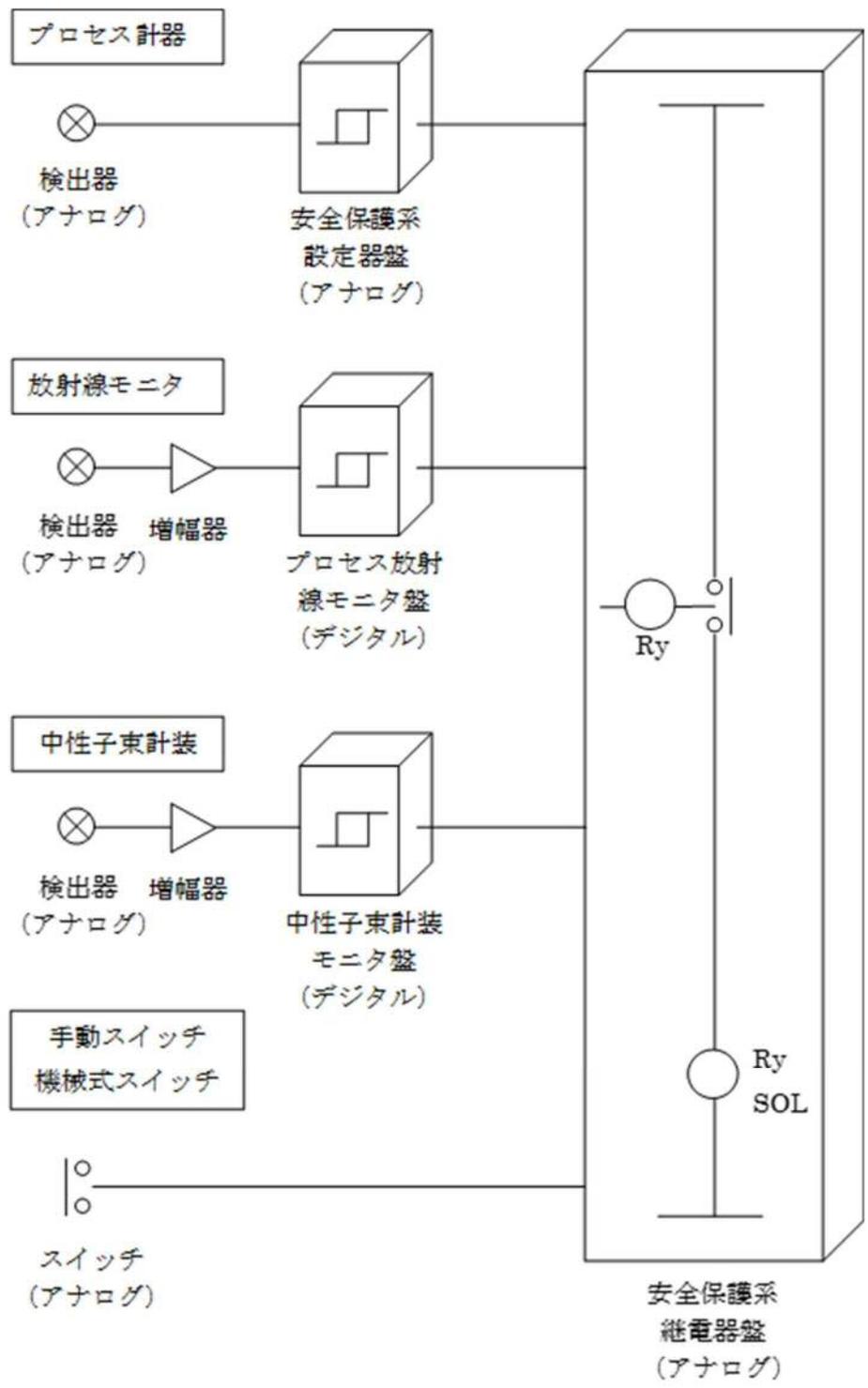
(4) システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のデジタル演算処理を行う機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。



第 1 図 安全保護系構成概略図

第1表 原子炉緊急停止系の構成機器

原子炉スクラム信号の種類	構成機器	
	検出器	設定器
原子炉圧力高	アナログ	アナログ
原子炉水位低	アナログ	アナログ
ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束高（起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束低（平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束計装動作不能 （起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム水排出容器水位高	アナログ（接点）	
主蒸気隔離弁閉	アナログ（接点）	
主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気止め弁閉	アナログ（接点）	
蒸気加減弁急速閉	アナログ（接点）	
地震加速度大	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」	アナログ（接点）	
手動	アナログ（接点）	

第2表 工学的安全施設作動回路の構成機器

機能	信号の種類	構成機器	
		検出器	設定器
主蒸気隔離弁閉	主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
	主蒸気管流量大	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
	主蒸気管トンネル温度高	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
自動減圧系の作動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉建屋放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁閉鎖	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における、インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護回路について、検出器から論理回路入口までの構成機器のうちデジタル演算処理を行う機器は、プロセス放射線モニタ盤、中性子束計装モニタ盤である。これらについては以下の対策を実施する。

データ収集端末については、デジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けることとし、施錠管理されたラック内に保管する。また、データ収集端末は、当社保修員が許可した者に限定して貸し出しを行うこととする。

データ収集端末接続のためには制御盤の解錠が必要であり、制御盤の鍵は発電長の許可を得た上で貸し出しを行う。

これらにより、許可された者のみアクセス可能とする。

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。

デジタル演算処理を行う機器への接続可能なアクセスとして、データ収集端末の接続がある。こちらについては以下のとおり対策する。

(1) データ収集端末による不正アクセスの防止対策

データ収集端末は、中性子束計装モニタ盤に接続することによりデジタル演算処理を行う機器からデータを受信する機能がある。この場合において、中性子束計装モニタ盤からはデータを発信するだけであり、データ収集端末には自身から中性子束計装モニタ盤に向けて通信する機能は持たせていない。

(2) 物理的アクセスの制限

データ収集端末は通常時接続はせず、接続のためには制御盤の解錠を必要とする。また、施錠管理された場所に保管することで管理されない使用及び変更を防止している。

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、管理されない変更を防止している。

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、安全保護回路のうち、デジタル演算処理を行う機器は、工場出荷前試験及び導入時における試験を実施することにより、要求される機能を満足することの確認及び未使用機能等による悪影響がないことの確認が供給者によって確実に実施されていることを確認している。

別紙 7 安全保護回路のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは，安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため，設計，製作，試験，変更管理の各段階で「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008，以下「JEAG4609」），又は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じた検証及び妥当性確認を実施する。

東海第二発電所においては起動領域計装，平均出力領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高の演算処理においてソフトウェアを用いている。以下にこれらソフトウェアの検証及び妥当性確認の概要を示す。

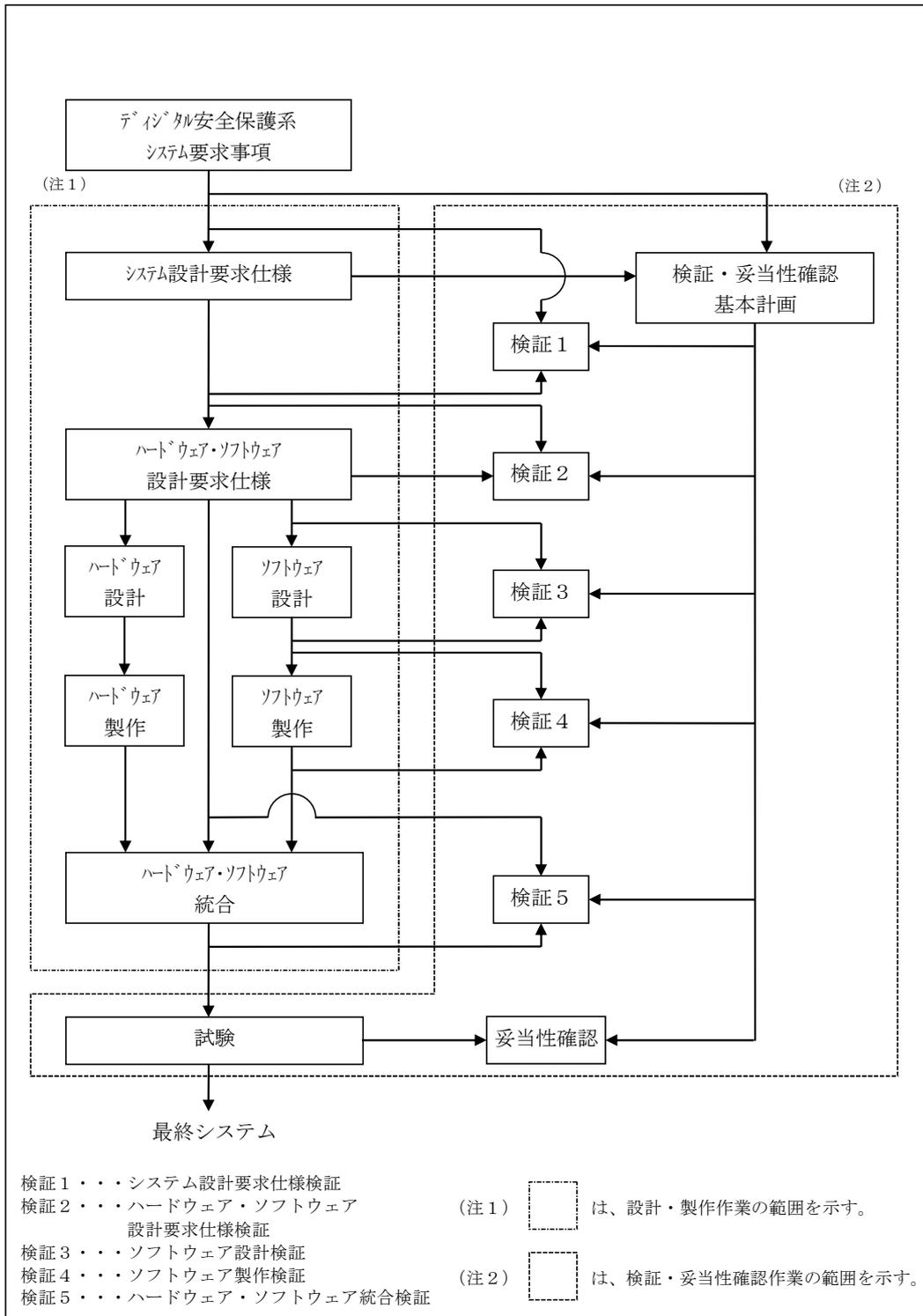
(1) 平均出力領域計装

平均出力領域計装に用いるソフトウェアは JEAG4609 に基づき検証及び妥当性確認を実施している。（第 1 図）

検証は，設計，製作過程のステップごとに上位仕様と下位仕様の整合性チェックを主体として，以下の観点から検証作業を行う。

- a. 安全保護系システム要求事項がシステム設計要求仕様に正しく反映されていること。
- b. システム設計要求仕様がハードウェア，ソフトウェアの設計要求仕様に正しく反映されていること。
- c. 上記設計要求仕様に基づいてソフトウェアが製作されていること。
- d. 検証及び妥当性確認が可能なソフトウェアとなっていること。

必要な検証を経て製作されたソフトウェアをハードウェアと統合した後
 の全体システムについて、最終的に安全保護系システム要求事項が正しく
 実現されていることを確認するために妥当性確認を行う。



第1図 検証及び妥当性確認 (JEAG4609)

(2) 起動領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高

これらに用いるソフトウェアの検証及び妥当性確認は米国のライセンシング・トピカル・レポート NEDO-31439-A 付録 E「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」に従って実施している。NEDO-31439-A 付録 E のソフトウェア検証及び妥当性確認の手法は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準拠しており米国 NRC によりエンドースされている。

検証は，ソフトウェアの設計，製作過程を 6 つの「ベースライン」と呼ばれるフェーズに分け（第 1 表），各フェーズを完了し，次のフェーズに進むために「ベースライン・レビュー」で以下を実施する。

- ・全ての設計のステップが完了し，検証されていることを確認する。
- ・設計と検証が承認された上位のレベルのベースラインの文書に基づいて行われていることを確認する。
- ・検証の範囲とアプローチが理に適っていること，コメントが文書化されていること，検証で抽出された問題点が解決されていることを確認する。
- ・レビュー結果を文書化する。次のフェーズで用いる文書の承認状況もこれに含める。

本検証手法は，JEAG4609 と同様に，ソフトウェア設計の各段階で設計アウトプットが上位設計からの要求事項を満足しているかの観点を主体に，また同様な設計フェーズにおいて検証を行っており（第 1 表），JEAG4609 と同等の検証手法である。

第 1 表 NEDO-31439-A 付録 E 「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」 及び JEAG4609 の概要比較

NEDO-31439-A 付録 E	JEAG4609
<p>【ベースライン 1：要求事項と計画の策定】 最上流の要求事項，ソフトウェア管理と V&V の計画を確認する。</p>	<p>【システム設計要求仕様作成】 システムとしての全体設計を行い，要求仕様を明確に定める。</p>
<p>【ベースライン 1・レビュー】 ベースライン 1 が発注者要求事項（基準規格，許認可要求事項等）に基づいていることを確認する。</p>	<p>【検証 1】 JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。</p>
<p>【ベースライン 2：製品パフォーマンスの決定】 ハードウェア設計，ハードウェア／ソフトウェアの機能の割り当て，通信プロトコル等の基本設計を定める。</p>	<p>【ハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様作成】 ＜ハードウェア・ソフトウェア統合要求仕様＞ ハードウェアとソフトウェアで実現する機能範囲及びそのインターフェイスを図，表などを用いて規定する。 ＜ハードウェア設計要求仕様＞ 全体ハードウェア及び構成されるハードウェア要素（マイクロプロセッサ，電源等）それぞれについての機能・性能を規定する。 ＜ソフトウェア設計要求仕様＞ 入力処理，演算処理，出力処理等のソフトウェア及びこれらを組合せて実現する全体ソフトウェア構成について機能・性能を規定する。</p>
<p>【ベースライン 2・レビュー】 ベースライン 2 の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。</p>	<p>【検証 2】 システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。</p>
<p>【ベースライン 3：ハイレベルソフトウェア設計】 アーキテクチャ，ソフトウェアの構造，各モジュールの決定，各モジュールへの機能の割り当て，演算の優先順位等のハイレベル設計を行う。</p>	<p>【ソフトウェア設計】 ソフトウェア設計要求仕様を実現するためのソフトウェアを設計する。</p>
<p>【ベースライン 3・レビュー】 ベースライン 3 の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。</p>	<p>【検証 3】 ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。</p>
<p>【ベースライン 4：詳細設計／コード／モジュール試験】</p>	<p>【ソフトウェア製作】</p>

ソフトウェア詳細設計，コーディング，モジュールの試験を行う。	ソフトウェア設計で明らかにされたソフトウェア機能を，デジタル計算機で実現するためのプログラムを作成する。
【ベースライン4・レビュー】 ベースライン4の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証4】 ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
【ベースライン5：統合試験／最終設計】 ハードウェアとソフトウェアを統合し，試験を行う。	【ハードウェア・ソフトウェア統合】 ハードウェアにソフトウェアを装荷し，システムとして組みあげる
【ベースライン5・レビュー】 ベースライン5の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証5】 ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
【ベースライン6：妥当性確認とファームウェア出荷】 機器の全ての機能についてブラックボックス試験を行い，上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。(完了後にファームウェアは製造工程にリリース)	【妥当性確認】 ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが，JEAC4620のデジタル安全保護系システム要求事項を満たしていることを確認する。

別紙 8 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、東海第二発電所の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記のとおり確認した。

(1) 過去の不具合事象の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

- a. 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- b. キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- c. 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

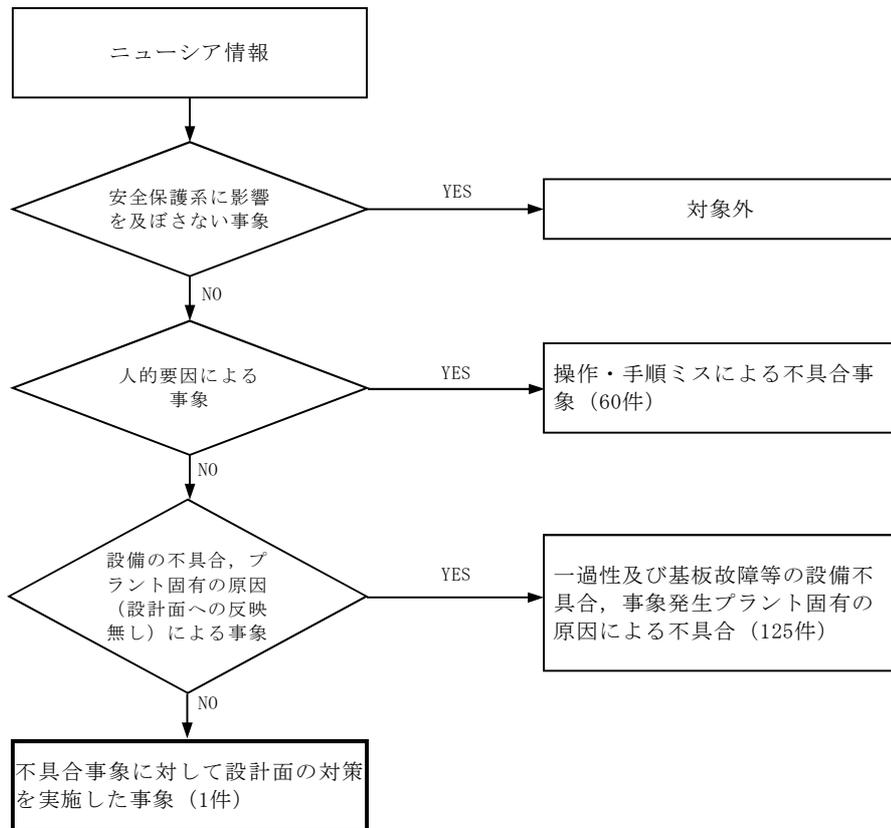
(2) 反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

(3) 過去の不具合事象への対応について

安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、抽出された1件については対応を実施しており、また、その他の不具合事象については反映不要であることを確認した。

なお、今後新知見等が得られれば、設計面への反映を検討していく。



第1図 設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー

第1表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス、作業手順のミス等	作業手順，作業管理等の人的要因によるものであり，設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合，プラント固有の原因（設計面への反映無し）による事象	計器・部品の単体故障，一過性故障，偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり，設計面へ反映すべき事項ではない。
	プラント固有の原因によるケーブルへのノイズ混入や機器振動の計装配管への伝搬による誤動作	事象発生プラント固有の原因によるものであり，東海第二発電所の設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表 抽出された過去の不具合事象

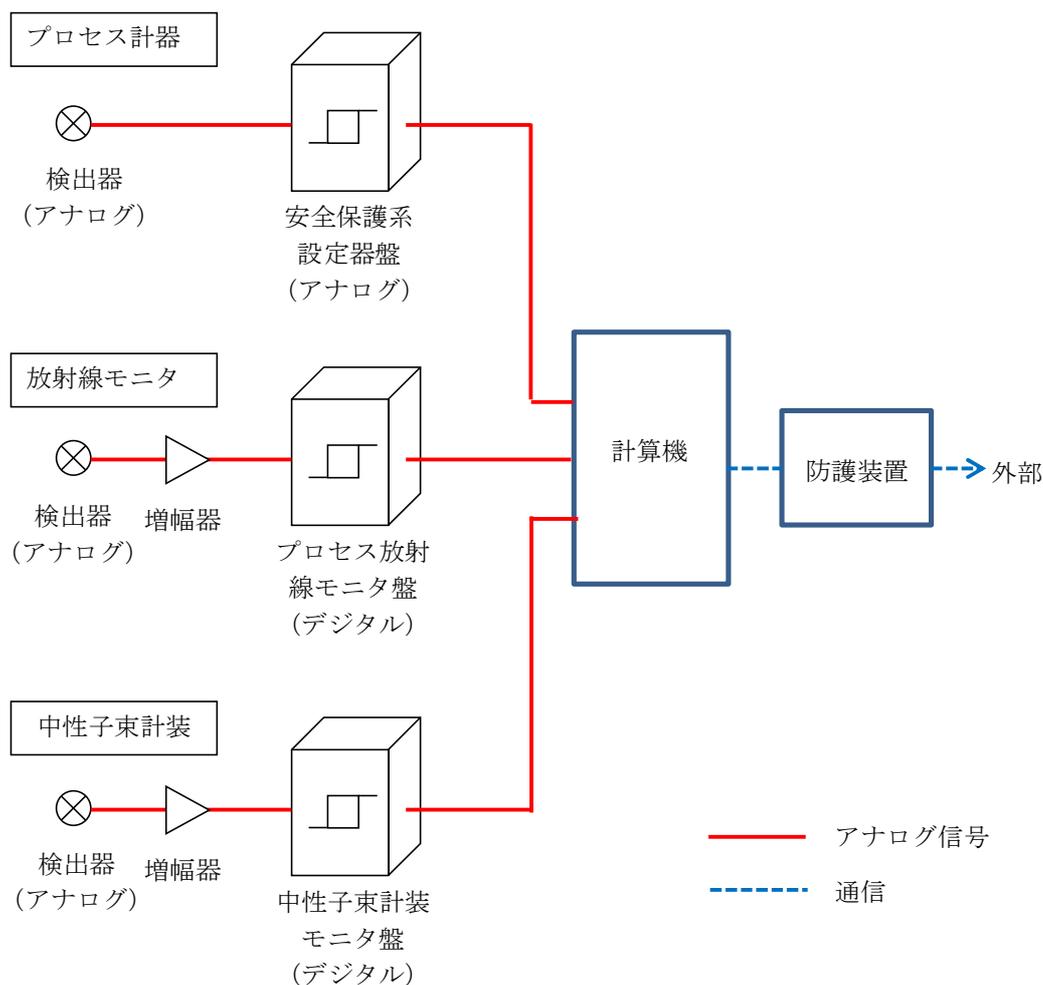
件名	原子炉保護系チャンネルAのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	出力1, 100MWで定常運転中の3月18日16時56分、原子炉保護系チャンネルAが、原子炉圧力高(A2)の動作によりトリップした。 関連パラメータには、異常が認められなかったため、チャンネルAトリップをリセットして、運転を継続した。
原因調査の概要	当該圧力スイッチ(B22-N023C)の較正確認試験を実施した結果、セット値73.3kg/cm ² g(原子炉施設保安規定に定める設定値は74.0kg/cm ² g)に対し、動作値は72.1kg/cm ² gであり、動作値がセット値に対し1.2kg/cm ² g低い(ドリフト)ことが判明した。 なお、当該圧力スイッチ(B22-N023C)は、昨年7月28, 29日にも同じ事象が発生しており、その後、再現性テスト、配管・サポートの点検、圧力スイッチの固有振動数並びに運転中の圧力変動(脈動)及び振動値(加速度)の測定等の結果、当該圧力スイッチの検出管は、他の検出管に比べ圧力変動(脈動)が大きい(変動巾最大値1.35kg/cm ² g)現象が認められた。しかし、動作に至るほどの変動ではなかった。このため、定検後の原子炉起動時(昨年12月)には、検出配管内のフラッシング及び空気抜きを十分に行っていた。
事象の原因	当該圧力スイッチの動作値がドリフトしていたこと及び検出配管内の圧力脈動等を瞬時に検出して、動作したものと考えられる。
再発防止対策	(1) 当該圧力スイッチは動作値がドリフトしていたので、予備の圧力スイッチと交換した。 (2) 次回定検時、検出方式を現在の現場圧力スイッチ方式から、圧力変動(脈動)等の影響(誤動作)及びドリフトの少ない、アナログ方式に変更する。 (3) 中間停止(今年6月)から次回定検(今年11月開始)までの運転中、関連パラメータをイベントレコーダに接続して、誤動作が生じるような事象の連続監視を行う。

参考 1

サイバー攻撃（ランサムウェア）による安全保護回路への影響について

チェルノブイリ原子力発電所周辺において、ランサムウェアによる攻撃により、ウィンドウズ・システムを使う放射線センサが作動しなくなったため手動に切り替えたとの報道がある。

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、また外部ネットワークへ直接接続されておらず、外部からのランサムウェア等のサイバー攻撃に対して安全保護回路が影響を受けることはないと考える。



参考 2

安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項において、柏崎の落雷事象を反映不要とした理由

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機で発生した落雷によるスクラム事象は、原子炉建屋外壁埋設となっていた信号ケーブルに雷サージ電流が侵入したことが原因と考えられる。

東海第二発電所における安全保護回路のケーブルは、建屋内に集約されており、原子炉建屋外壁埋設となっていないため、上記事象はプラント固有の原因と判断し、設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー（24 条別紙 8-2 第 1 図）により反映不要としている。

なお、安全保護回路を含む重要安全施設に対する落雷影響については、6 条「外部からの衝撃による損傷の防止」（7. 落雷影響評価について）において評価し、機能が損なわれないことを確認している。

別 添

東海第二発電所

運用，手順説明資料
安全保護回路

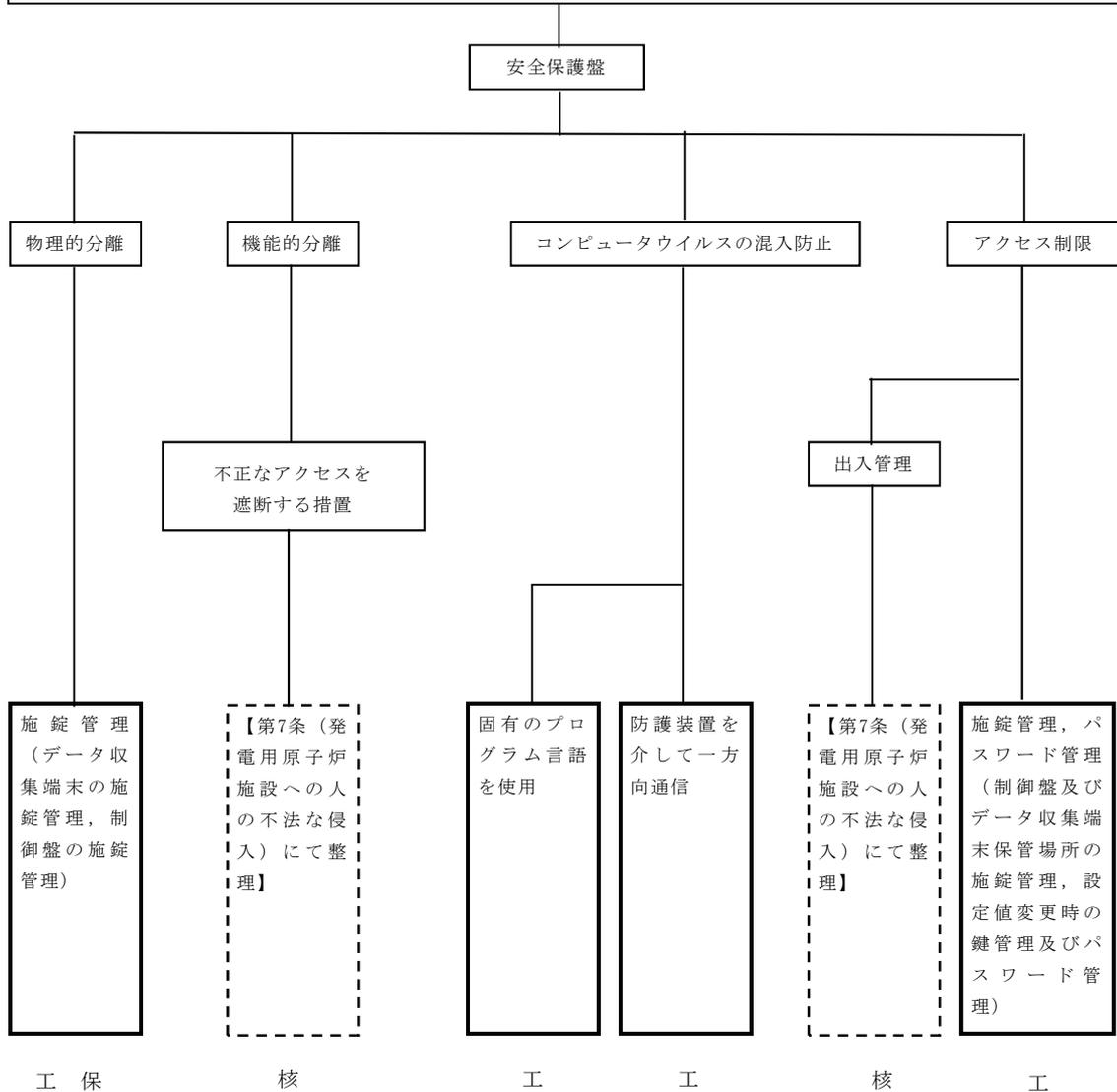
第 24 条 安全保護回路

設置許可基準 第 24 条 第 1 項 第 6 号

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(解釈)

第 6 号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは，ハードウェアの物理的分離，機能的分離に加え，システムの導入段階，更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等，承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。



<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針，添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）</p> <p>核：核物質防護規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付六，八への反映事項】</p> <p> ：添付六，八に反映 ：当該条文に該当しない （他条文での反映事項他） </p>
--	---

第 1 表 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 24 条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	（運転員，保修員による識別及び施錠管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	パスワード 管理	運用・手順	・管理（設定値変更時のパスワード管理の 手順整備含む） ・操作（パスワード入力手順の整備含む）
		体制	（保修員によるパスワード管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 26 条 原子炉制御室等

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 追加要求事項に対する適合方針

- 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備
- 2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

3. 別添

- 別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条を第 1.1-1 表に示す。

また、第 1.1-1 表において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条要求事項

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室(安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。)を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする</p>	<p>発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置(第四十七条第一項に規定する装置を含む。)を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする</p>	<p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p>	<p>第 2 項と同じ</p>	<p>変更なし</p>
<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p>	<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(u) 中央制御室

中央制御室は，設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また，発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため，監視カメラ，気象観測設備及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し，中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

【説明資料 (2.1.1:p26 条-別添 1-17) (2.1.2:p26 条-別添 1-20) (2.1.3:p26 条-別添 1-22) (2.1.4:p26 条-別添 1-23) (2.1.5:p26 条-別添 1-24)】

発電用原子炉施設には，火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において，中央制御室以外の場所から，発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ，及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し，その後，発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ，及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能

を有する装置を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また、中央制御室内にとどまり、必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項

(vi) 中央制御室

中央制御室は、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要な

パラメータを監視できるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、監視カメラ、気象観測設備、公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し、中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

【説明資料 (2.1.1 : p26 条-別添 1-17) (2.1.2 : p26 条-別添 1-20) (2.1.3 : p26 条-別添 1-22) (2.1.4 : p26 条-別添 1-23) (2.1.5 : p26 条-別添 1-24) 】

発電用原子炉施設には、火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

気体状の放射性物質、火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また、中央制御室内にとどまり、必要な操作を行う運転員

が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他、運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26条-別添1-25）（2.2.2：p26条-別添1-26）】

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるための設備として、可搬型照明（SA）、中央制御室換気系、中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、衛星電話設備（可搬型）（待避室）、データ表示装置（待避室）、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置及び保管する設計とする。

【説明資料（2.4.1：p26条-別添1-29）（2.4.2：p26条-別添1-31）（2.4.3：p26条-別添1-32）（2.4.4：p26条-別添1-40）】

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室換気系は、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

また、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、衛星電話設備（可搬型）（待避室）を使用する。

衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避室）を設置する。

データ表示装置（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明（SA）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、差圧計を設置する。

また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また、照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。可搬型照明（SA）は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋ガス処理系を使用する。原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした気体に含まれる放射性物質を低減しつつ、非常用ガス処理系排気筒から排気することで原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持し、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。

重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガ

ス処理系を起動する際に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、ブローアウトパネル閉止装置を電動で閉操作し、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部を閉止することで、原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は、人力での閉操作も可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置からの給電が可能な設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、「チ（1）（iv）遮蔽設備」に記載する。

中央制御室換気系、中央制御室待避室空気ポンプユニット及び差圧計は、「チ（1）（v）換気空調設備」に記載する。

常設代替高压電源装置及び可搬型代替低压電源車については、「ヌ（2）（iv）代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

（「遮蔽設備」と兼用）

中央制御室遮蔽は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

中央制御室待避室遮蔽

（「遮蔽設備」と兼用）

中央制御室換気系空気調和機ファン

（「換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタ系ファン

(「換気空調設備」と兼用)

中央制御室換気系フィルタユニット

(「換気空調設備」と兼用)

非常用ガス処理系排風機

(「原子炉建屋ガス処理系」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

台 数 1 (予備1)

容 量 約3,570 m³/h (1台当たり)

非常用ガス再循環系排風機

(「原子炉建屋ガス処理系」及び「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

台 数 1 (予備1)

容 量 約17,000 m³/h (1台当たり)

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

差圧計

(「換気空調設備」と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ)

(「換気空調設備」と兼用)

可搬型照明 (S A)

個 数 7 (予備2)

衛星電話設備（可搬型）（待避室）

式 数 一式

データ表示装置（待避室）

式 数 一式

酸素濃度計

個 数 1（予備1）

二酸化炭素濃度計

個 数 1（予備1）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

【説明資料（2.2.1：p26条-別添1-25）（2.2.2：p26条-別添1-26）】

チ 放射線管理施設の構造及び設備

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

(iv) 遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため、遮蔽設備を設ける。

a. 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、100mSvを下回るよう設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として、中央制御室遮蔽を設ける。

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設け、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室待避室遮蔽を設ける。

主要設備については、「へ(5)(vi)中央制御室」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

(「中央制御室」と兼用) 一式

中央制御室遮蔽は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

中央制御室待避室遮蔽

(「中央制御室」と兼用) 一式

(v) 換気空調設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に運転員その他従事者に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去低減及び火災により発生する燃焼ガス等に対する隔離が可能な換気設備を設ける。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

a. 中央制御室換気系

中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室換気系を設ける。

中央制御室換気系には、通常のラインの他、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室換気系は、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽及び中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、

外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気系空気調和機ファンは、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

常設代替高圧電源装置については、「ヌ (2) (iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室換気系空気調和機ファン

(「中央制御室」と兼用)

台数	1 (予備1)
容量	約42,500 m ³ /h (1台当たり)

中央制御室換気系フィルタ系ファン

(「中央制御室」と兼用)

台数	1 (予備1)
容量	約5,100 m ³ /h (1台当たり)

中央制御室換気系フィルタユニット

(「中央制御室」と兼用)

型式	高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ内蔵型
基数	1 (予備1)
粒子除去効率	99.97%以上 (直径0.5 μm以上の粒子)
よう素除去効率	97%以上 (総合除去効率)

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気系フィルタユニットは，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

b. 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室待避室を正圧化し，放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）を設ける。また，中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため，差圧計を設置する。

[常設重大事故等対処設備]

差圧計

（「中央制御室」と兼用）

個	数	1
---	---	---

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）

（「中央制御室」と兼用）

本	数	13（予備7）
---	---	---------

容	量	約47L（1本当たり）
---	---	-------------

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(原子炉制御室等)

第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。
 - 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。
 - 三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。
- 2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。
- 3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災によ

り発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項第1号及び第3号について

中央制御室は、発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況並びに主要パラメータが監視できるとともに、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計とする。

- (1) 発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況の監視及び操作を行うことができる設計とする。
- (2) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらの関連する系統の健全性を確保するため、炉心の中性子束、制御棒位置、一次冷却材の圧力・温度・流量、原子炉水位、原子炉格納容器内の圧力・温度等の主要パラメータの監視が可能な設計とする。
- (3) 事故時において、事故の状態を知り対策を講じるために必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力・温度等の監視が可能な設計とする。

第1項第2号について

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等に加え、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、陸側）を、屋外に暗視機能等を持った監視カメラを遠隔操作することにより中央制御室にて把握することができる設計とする。

また、津波、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは、気象観測設備等にて測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

さらに、中央制御室に公的機関から気象情報を入手できる設備を設置し、地震、津波、竜巻情報等を入手できる設計とする。

【説明資料 (2.1.1 : p26 条-別添 1-17) (2.1.2 : p26 条-別添 1-20) (2.1.3 : p26 条-別添 1-22) (2.1.4 : p26 条-別添 1-23) (2.1.5 : p26 条-別添 1-24)】

第2項について

火災その他の異常な事態により、中央制御室内で原子炉停止操作が行えない場合でも、中央制御室以外の適切な場所から発電用原子炉を直ちに停止するとともに高温停止状態を維持できる設計とする。

- (1) 中央制御室外において、原子炉緊急停止系作動回路の電源を遮断すること等により発電用原子炉をスクラムさせる。発電用原子炉を直ちに停止した後、中央制御室外原子炉停止装置により、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系等を使用して、発電用原子炉を高温停止状態に安全に維持することができる設計とする。
- (2) また、中央制御室外原子炉停止装置により、上記高温停止状態から残留熱除去系等を使用して、適切な手順により発電用原子炉を低温停止状態に導くことができる設計とする。

第3項について

発電用原子炉の事故対策に必要な各種指示計並びに発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける。

中央制御室において火災が発生する可能性を抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤は不燃性、難燃性の材料を使用する。

なお、通信機器等については実用上可能な限り不燃性、難燃性の材料を使用する。

万一事故が発生した際には、次のような対策により運転員その他従事者が

中央制御室に接近可能であり，中央制御室内の運転員その他従事者に対し，過度の被ばくがないように考慮し，中央制御室内にとどまり，事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。

- (1) 想定される最も苛酷な事故時においても，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るように遮蔽を設ける。ここで想定される最も過酷な事故時としては，原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とし，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日）」に定める想定事故相当のソースタームを基とした数値，評価手法及び評価条件を使用して評価を行う。
- (2) 中央制御室換気系は，事故時には外気との連絡口を遮断し，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし，運転員その他の従事者を過度の被ばくから防護することができるように設計する。
- (3) 中央制御室は，中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し，閉回路循環方式に切り換えることにより，運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

なお，事故時において，中央制御室への外気取入れを一時停止した場合に，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

1.3 気象等

該当なし。

1.4 設備等（手順等含む）

6.10 制御室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.2 設計方針

(1) 発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御が行えるようにする。また、制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、かつ、操作が容易に行えるように人間工学的な観点からの考慮を行う設計とする。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、ばい煙や有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。

(2) 設計基準事故時においても、運転員が中央制御室内にとどまって、必要な操作、措置がとれるようにする。

【説明資料（2.1.1：p26条-別添1-17）（2.1.2：p26条-別添1-20）（2.1.3：p26条-別添1-22）（2.1.4：p26条-別添1-23）（2.1.5：p26条-別添1-24）】

(3) 中央制御室内での操作が困難な場合には、中央制御室以外からも、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に容易に導けるようにする。

(4) 計測制御装置、制御盤には実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を用いる。

(5) 中央制御室から原子炉施設内の必要な箇所に指示・連絡が行えるようにする。

(6) 昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計とす

る。

- (7) 中央制御室には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。
- (8) 炉心の著しい損傷が発生した場合であって、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように換気及び遮蔽を考慮した設計とする。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-26）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

6.10.1.3 主要設備の仕様

中央制御室の主要機器仕様を第 6.10-1 表に示す。

6.10.1.4 主要設備

6.10.1.4.1 中央制御室

中央制御室は、原子炉建屋付属棟内に設置し、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。また、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。換気系統は他と独

立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし運転員その他従事者を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26条-別添1-25）（2.2.2：p26条-別添1-26）】

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置し、中央制御室で監視できる設計とする。

【説明資料（2.1.1：p26条-別添1-17）（2.1.2：p26条-別添1-20）（2.1.3：p26条-別添1-22）（2.1.4：p26条-別添1-23）（2.1.5：p26条-別添1-24）】

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、ばい煙及び有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに凍結）を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

(地震)

中央制御室及び制御盤は、耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、主制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

(内部火災)

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、中央制御室床下コンクリートピットに火災感知器及び手動操作により早期の起動も可能なハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置することにより、火災が発生した場合に運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(内部溢水)

中央制御室内には溢水源となる機器を設けない設計とする。また、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うため、溢水源とならないことから、消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(外部電源喪失)

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、風（台風）、竜

巻，積雪，落雷，外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には，非常用ディーゼル発電機が起動することにより，操作に必要な照明用電源を確保し，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

また，直流非常灯により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し，容易に操作ができる設計とする。

(ばい煙等による中央制御室内雰囲気悪化)

外部火災により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては，手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(凍結による操作環境への影響)

中央制御室の換気系により環境温度が維持されることで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については，「1.1.1.4 外部からの衝撃」で選定した発電所敷地で想定される自然現象，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがあるものがあって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象や発電所構内の状況を把握できるように，以下の設備を設置する。

a. 監視カメラ

想定される自然現象等（地震，津波，風（台風），竜巻，降水，積

雪，落雷，火山の影響，森林火災，近隣工場等の火災，船舶の衝突及び高潮）の影響について，昼夜にわたり発電所構内の状況（海側，陸側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

【説明資料（2.1.1:p26条-別添1-17）（2.1.2:p26条-別添1-20）（2.1.3:p26条-別添1-22）】

b. 気象観測設備等の設置

風（台風），竜巻，凍結，降水等による発電所構内の状況を把握するため，風向，風速，気温，降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また，津波及び高潮については，津波監視設備として取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

【説明資料（2.1.2:p26条-別添1-20）（2.1.4:p26条-別添1-23）】

c. 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，ファックス及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

【説明資料（2.1.1:p26条-別添1-17）】

(1) 計測制御装置

中央制御室には，発電所を安全に運転するために必要とされる，以下の計測制御装置が設置されている。

a. 原子炉補助設備関係

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，原子炉
隔離時冷却系，隔離弁，再循環系，原子炉冷却材浄化系等の計測制御
装置

b. 原子炉制御関係

中性子計装，制御棒操作系，ほう酸水注入系等の計測制御装置

c. タービン補機関係

給水系，復水系，循環水系，補機冷却系等の計測制御装置

d. タービン発電機関係

タービン及び発電機の計測制御装置

e. 所内電気回路関係

所内電気回路及びディーゼル発電機の計測制御装置

f. 放射線計装関係

エリア及びプロセス放射線モニタ用計測制御装置

g. 中性子計装関係

中性子計装用増巾器，電源装置等

h. タービン発電機の保護及び記録関係

タービン，発電機，所内電気回路の保護継電器，記録計等

i. 原子炉プラントプロセス計装関係

再循環系，ジェット・ポンプ系，給水系等の計測制御装置

j. 原子炉緊急停止系関係

原子炉緊急停止系用継電器等

k. 制御棒操作系関係

制御棒操作系用継電器等

l. 格納容器内ガス濃度制御及び原子炉建屋ガス処理関係

格納容器内ガス濃度制御系，原子炉建屋ガス処理系の継電器及び格

納容器内水素，酸素濃度モニタ計測装置等

m. 送電線関係

275KV，154KV 開閉所及び送電線の計測制御装置

n. 運転監視用計算機関係

計算機コンソール，プリンタ等

o. 屋外監視関係

監視カメラ

(2) 中央制御室換気系

中央制御室の換気系統は，設計基準事故時に放射線業務従事者等を内部被ばくから防護し必要な運転操作を継続することができるようにするため，他の換気系とは独立に外気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットに通して取り入れるか，又は外気との連絡口を遮断し中央制御室フィルタユニットを通して閉回路循環できるように設計する。（「8.2 換気空調設備」参照）

(3) 中央制御室遮蔽

中央制御室には，設計基準事故時に中央制御室内にとどまり必要な操作及び措置を行う運転員が，過度な被ばくを受けないように遮蔽を設ける。（「8.3 遮蔽設備」参照）

(4) 通信連絡設備及び照明設備

中央制御室には，通信連絡設備及び照明設備を設ける。通信連絡設備は，建屋内外に指示が行えるように，送受話器，電力保安通信用電話設備等を設ける。（「10.11 安全避難通路等」及び「10.12 通信連絡設備」参照）

6.10.1.4.2 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は，中央制御室から十分離れた場所に設置

し、中央制御室で操作が困難な場合に、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に安全かつ容易に導くためのものである。

原子炉のスクラムは、中央制御室外において、原子炉緊急停止系作動回路の電源を遮断すること等により行うことができる。

中央制御室外原子炉停止装置は、その盤面に設ける切替スイッチを本装置側に切換えることにより、中央制御室とは、独立して使用できる。

中央制御室外原子炉停止装置には、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系等の計測制御装置及び建屋内の必要箇所と連絡可能な通信設備を設ける。

6.10.1.5 手順等

- (1) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室の居住環境確認を行う。
- (2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により発電用原子炉施設の外の状況を把握するとともに、公的機関から気象情報を入手できる設備により必要な情報を入手する。

6.10.1.6 試験検査

中央制御室及び中央制御室外原子炉停止装置室にある監視及び制御装置は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認する。

6.10.1.7 評価

- (1) 中央制御室には原子炉施設の主要な計測及び制御装置を設けており、集中的に監視及び制御を行うことができる。また、制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、かつ、操作を容易に行えるよう人間工学的な観点から

の考慮を行う設計としている。

- (2) 中央制御室は、想定される最も過酷な事故時においても、運転員が中央制御室にとどまって、必要な操作、措置がとれるような遮蔽設計及び換気設計としている。
- (3) 中央制御室内での操作が困難な場合には、中央制御室から十分離れた場所に設置した中央制御室外原子炉停止装置から、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に容易に導くことができる。
- (4) 計測制御装置、制御盤には実用上可能な限り、不燃性又は難燃性の材料を用い火災に対して防護する設計としている。
- (5) 中央制御室には、所内通信設備、加入電話等を設けており、原子炉施設内の必要な箇所に指示が行えるとともに発電所外の必要箇所との通信連絡を行うことができる。
- (6) 昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計としている。
- (7) 中央制御室には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管している。
- (8) 炉心の著しい損傷が発生した場合であって、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シークエンスにおいても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように換気及び遮蔽を考慮した設計としている。

第6.10-1表 中央制御室の主要機器仕様

- | | | |
|-----|---------------|----|
| (1) | 中央制御室制御盤 | 一式 |
| (2) | 中央制御室外原子炉停止装置 | 一式 |

8. 放射線管理施設

8.2 換気空調設備

8.2.1 概 要

換気空調設備は、建屋内に清浄な空気を供給し建屋内の空気を加熱あるいは冷却して温度を制御するとともに、これら供給空気の流れを適切に保ち、建屋内の清浄区域の汚染を防止するために設けるものである。

換気空調設備は、タービン建屋換気系、中央制御室換気系、廃棄物処理棟換気系、サービス建屋換気系及び原子炉建屋換気系等から構成し、それぞれ独立な系統とする。

これらの各系統には必要に応じてフィルタ、加熱コイル、冷却コイル等を設ける。

中央制御室には、炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるように、緊急時対策所の居住性を確保するための換気空調設備として、緊急時対策所非常用換気設備を設置及び保管する。

8.2.4 主要設備

(2) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概要を第8.2-2 図に示す。

中央制御室換気系は、他の建屋の換気系とは、完全に独立した換気系をもち、通常、一部外気を取り入れる再循環方式によって空気調節を行う。

中央制御室換気系は、通常のラインの他、高性能粒子フィルタ及び活性炭フィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合においても、中央制御室に運転員がとどまるために必要な換気空調設備として中央制御室換気系を設ける。

中央制御室換気系については、「6.10 制御室」に示す。

(3) 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室を正圧化し、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を設ける。

中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ)については、「6.10 制御室」に示す。

第8.2-1表 中央制御室換気系設備の主要機器仕様

(2) 中央制御室換気系

a. 中央制御室換気系空気調和機ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室換気系（通常運転時等）
- ・中央制御室換気系（重大事故等時）

設備仕様については、「第6.10-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様」に示す。

b. 中央制御室換気系フィルタ系ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室換気系（通常運転時等）
- ・中央制御室換気系（重大事故等時）

設備仕様については、「第6.10-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様」に示す。

c. 中央制御室換気系フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（通常運転時等）
- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・中央制御室換気系（通常運転時等）

- ・中央制御室換気系（重大事故等時）

設備仕様については、「第6.10-2表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様」に示す。

8.3 遮蔽設備

8.3.4 主要設備

8.3.4.5 中央制御室遮蔽

(1) 通常運転時等

中央制御室遮蔽は、原子炉建屋付属棟内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないように設置する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回る遮蔽とする。

中央制御室遮蔽については、「6.10 制御室」に記載する。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備

(1) 想定される自然現象等の抽出

原子炉施設の外の状況として、設置許可基準規則第6条において抽出された自然現象及び外部人為事象（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突及び高潮）の他に、地震、及び、津波を想定する。

なお、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等を別添1に示す。

(2) 外の状況を把握するための設備の設置

a. 監視カメラの設置

想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突及び高潮）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持った津波・構内監視カメラを設置する。

津波・構内監視カメラは、発電所構内、発電用原子炉施設への影響の概況を適切に監視できる位置・方向で基準津波（T.P.+17.1m）の影響を受けない高所（原子炉建屋屋上、防潮堤上）に設置する。

b. 気象観測設備等の設置

風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、気温、降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また、津波及び高潮については、津波監視設備として取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

(3) 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，ファックス及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように，中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

3. 別添

別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

原子炉制御室について

(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ

2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 津波・構内監視カメラについて
 - 2.1.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 津波・構内監視カメラで把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について

3. 添付資料

- 3.1 中央制御室待避室の運用について
- 3.2 配備する資機材の数量について
- 3.3 チェンジングエリアについて
- 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
- 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
- 3.6 中央制御室待避室の内部寸法について

1. 概要

1.1 新規制基準への適合方針

(1) 設計基準事象への対処

原子炉制御室について、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第 26 条及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第 38 条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下第 1.1-1 表、第 1.1-2 表のとおりである。

第 1.1-1 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第 26 条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p><u>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p>	<p>第 26 条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第 1 項第 1 号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p>2 <u>第 1 項第 2 号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></p>	<p>(追加要求事項への適合方針は以下の通り)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室は、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、<u>原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により、自然現象等の外部事象を昼夜にわたり監視できる設計とする。</u> ・また、<u>気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能とする。</u> ・さらに、<u>公的機関の警報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて受信可能とする。</u>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に入出入りするのための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。</p>	

・設置許可基準規則第26条改正（平成29年5月1日）については、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置期間[※]内に実施することとし、今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。なお、今回の申請では従前の例による。

※ 経過措置：平成32年5月1日以後の最初の施設定期検査終了の日まで

第 1.1-2 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」

第 38 条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等) 第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p> <p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>第 38 条（原子炉制御室等）</p> <p>8 <u>第 3 項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第 4 項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第 5 項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第 5 項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の</p>	<p>適合方針</p> <p>・設置許可基準規則第二十六条第 1 項第 2 号に同じ。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>6 <u>原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p>配備，着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは，運転員が必要な交替も含め，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり，必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に，原子炉制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員が原子炉制御室に入り，とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は，判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</u></p> <p><u>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価手法（内規）に基づき，原子炉制御室換気設備の新設の際，原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際，及び，定期的に測定を行い，運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</u></p> <p>1 3 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは，原子炉制御室外の火災等により発生した有毒ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること，また，隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であること。その他適切な防護措置とは，必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備，着用等運用面の対策も含まれる。</p> <p>1 6 第6項に規定する「酸素濃度計」は，設計基準事故時において，<u>外気から原子炉制御室への空気の取り込みを，一時的に停止した場合</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し，運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し，実効線量が100mSv以下であることを確認している。また，フィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価により想定した空気量を下回っていることを確認している。</p> <p>・中央制御室には，<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。</u></p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p><u>に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。</u> <u>また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室について、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第五十九条及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第七十四条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下第 1.1-3 表のとおりである。

第 1.1-3 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第五十九条（原子炉制御室）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室)</p> <p><u>第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</u></p>	<p><u>第 59 条（原子炉制御室）</u></p> <p><u>1 第 59 条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</u></p> <p><u>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p><u>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p><u>① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p>	<p><u>（なお、重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</u></p> <p><u>・中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系、原子炉建屋ガス処理系、及び可搬型照明（S A）等）を設置する設計とする。</u> <u>重大事故発生時において運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系、原子炉建屋ガス処理系、及び可搬型照明（S A）等）は、常設代替交流電源設備から給電可能な設計とする。</u></p> <p><u>・炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。</u></p> <p><u>・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損モードにおいて想定している、大破断 L O C A 時に高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却に失敗するシーケンス（代替循環冷却系を使用しない場合）を選定する。</u></p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p>② <u>運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>③ <u>交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>④ <u>判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</u></p> <p>c) <u>原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p>	<p>・<u>マスクの着用を考慮し、その実施のための体制を整備する。</u></p> <p>・<u>運転員は5直2交代勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</u></p> <p>・<u>中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査(モニタリング)を行うためのサーベイエリア、脱衣(作業服の着替え)を行うための脱衣エリア、身体に付着した放射性物質を除染するための除染エリア及びサーベイエリア等から中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するためのクリーンエリアを設ける設計とする。</u></p> <p>・<u>テントハウス及び扉付シート壁並びにチェンジングエリアと中央制御室の間の気密扉により中央制御室への汚染の持ち込みを防止する設計とする。</u></p>

※なお「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」 第七十四条（原子炉制御室）も同様の記載のため、省略する。

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に記す。

(1) 設計基準事故時の想定シナリオ

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準」という。）の解釈第 38 条 12 に記載のとおり、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定））に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

(2) 重大事故時の想定シナリオ

東海第二発電所においては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）の解釈第 59 条 1b) 及び技術基準の解釈第 74 条 1b)，並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）」である「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することができる代替循環冷却系を整備する。しかしながら、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系の機能喪失を仮定する。格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器

ベントに至る事故シナリオとしては、前述の「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」に全交流動力電源喪失の重畳を考慮した場合を選定する。

第 1.3-1 表に基本的な事故収束シナリオと中央制御室の居住性評価用の想定事故シナリオの比較を示す。

第 1.3-1 表 基本的な事故収束シナリオと中央制御室の居住性評価用の想定事故シナリオ

	基本的な 事故収束シナリオ	中央制御室の 居住性評価用 想定事故シナリオ
代替循環冷却系の機能	期待する	期待しない

2. 設計方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計とする。概略を第 2.1-1 図に、配置を第 2.1-2 図に示す。

(1) 津波・構内監視カメラ

原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、及び地震、津波、高潮）、及び自然現象等による発電所構内、原子炉施設への影響の概況を原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により、昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水ピット水位計／潮位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

(3) 気象観測設備

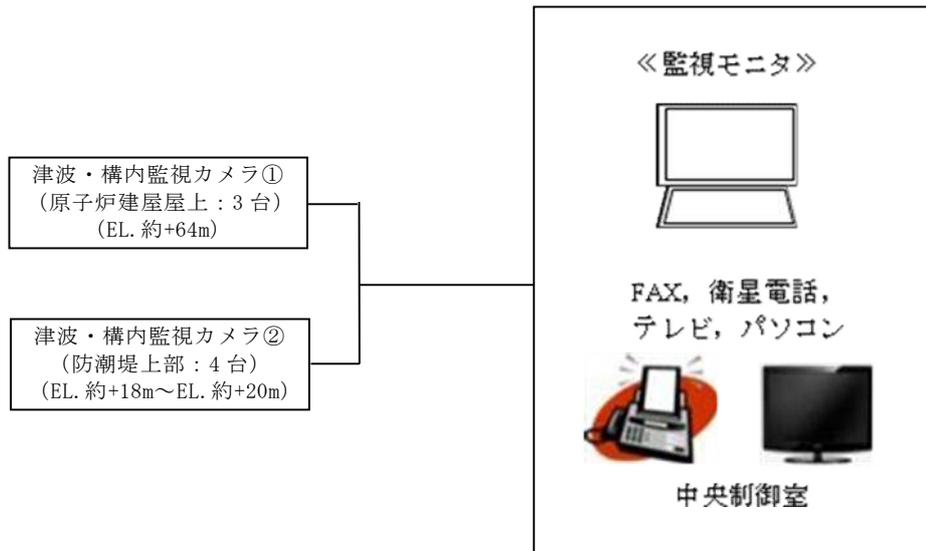
発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

また、周辺モニタリング設備により、発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計とする。

 : DB 範囲

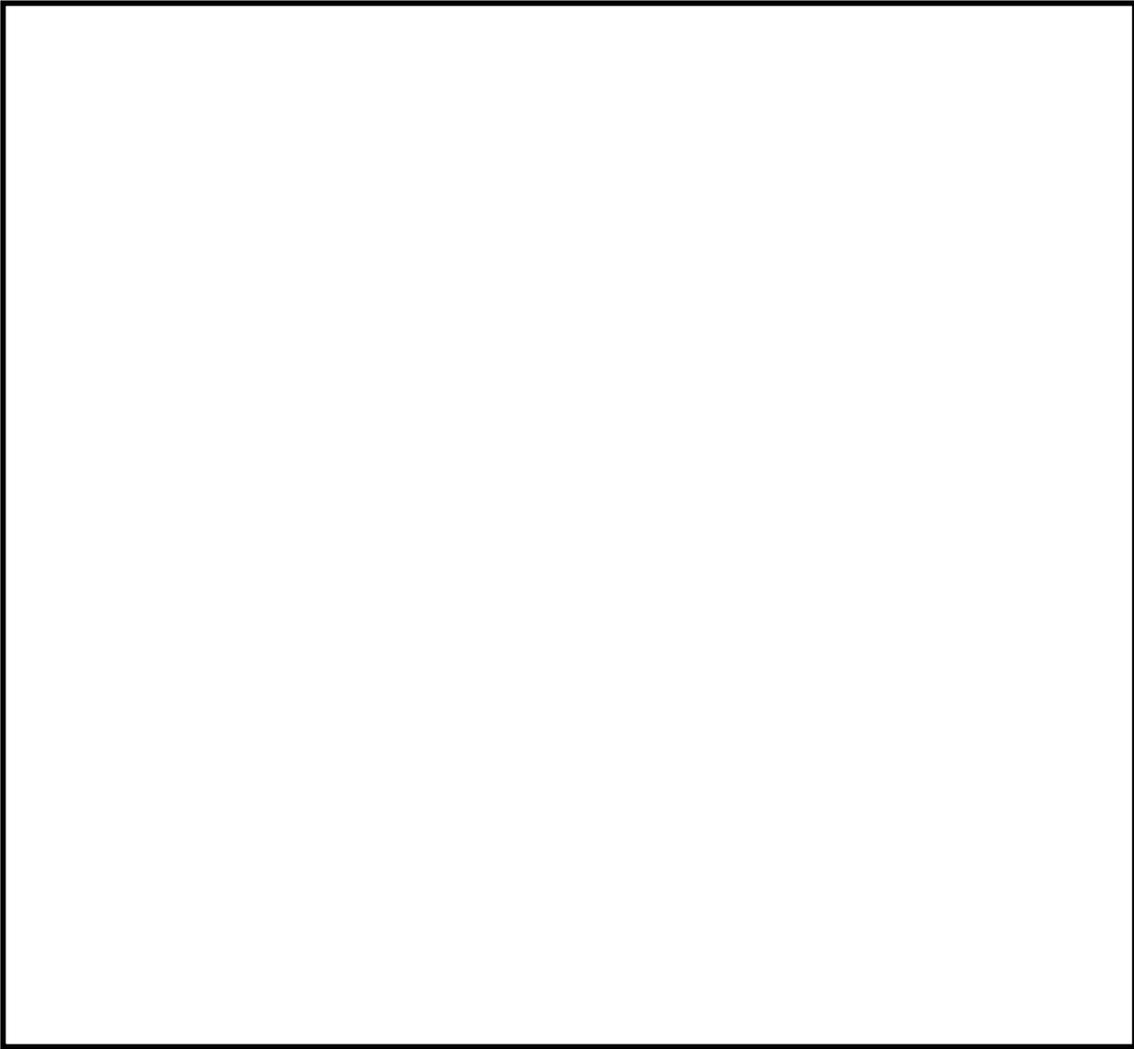
(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関等からの地震，津波，竜巻情報等を入手するために，中央制御室に電話，FAX 等を設置している。また，社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで，雷・降雨予報，天気図等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計とする。



第 2.1-1 図 中央制御室における外部状況把握の概略

 : D B 範囲



第 2.1-2 図 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

 : D B 範囲

2.1.2 津波・構内監視カメラについて

津波・構内監視カメラは原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、及び地震、津波、高潮）、及び自然現象等による発電所構内、原子炉施設への影響の概況を適切に監視できる位置・方向で基準津波（T.P. +17.1m）の影響を受けない高所に設置する。

第 2.1-3 表に津波・構内監視カメラの概要を示す。

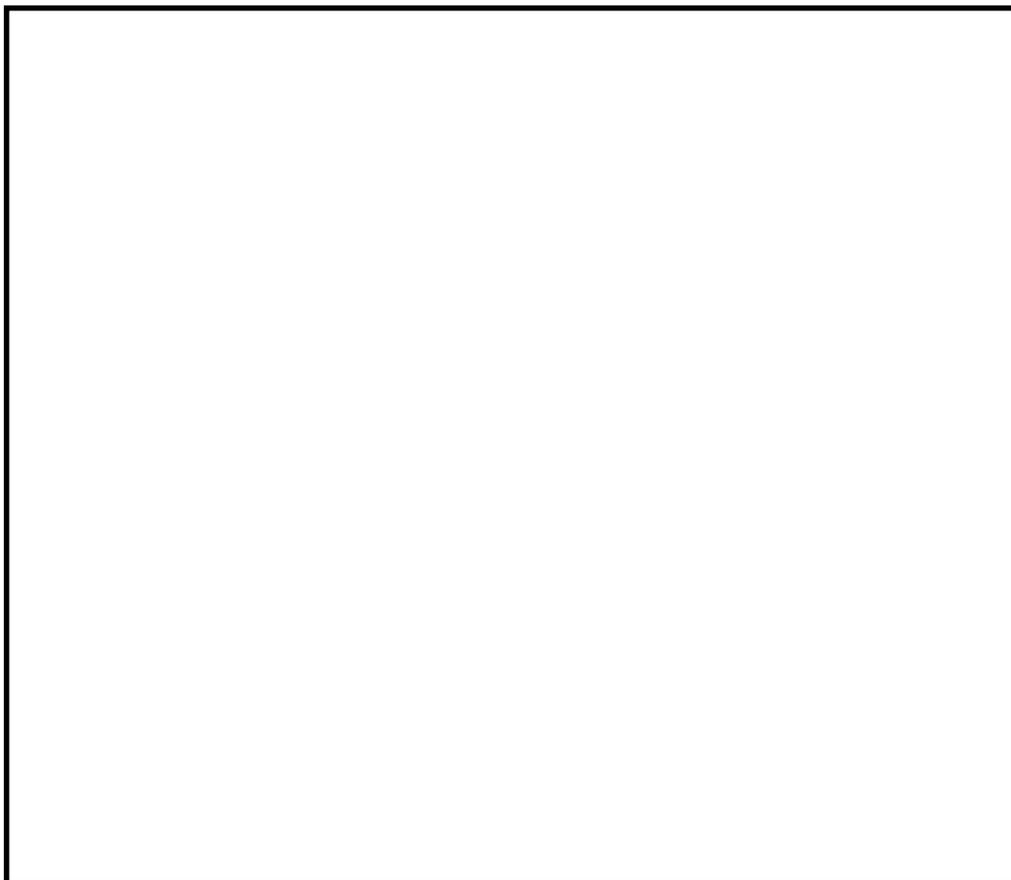
津波・構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるように配慮して配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、構内のタービン建屋付近等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。また、一部死角となるタービン建屋付近に設置されている主変圧器、起動変圧器については、津波・構内監視カメラにて全体像のうち上半分程度が監視可能で、自然現象等による影響を十分把握可能である。なお、中央制御室にて警報による監視も可能である。

同エリアにあるアクセスルートについては目視監視を行う時間が確保できることから問題はない。津波・構内監視カメラが監視可能な原子炉施設及び周辺の構内範囲を第 2.1-4 図に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は、津波・構内監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで、外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握する。

津波・構内監視カメラ	
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線
ズーム	デジタルズーム 4 倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続), 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	S クラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重, 設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重, 設置高さにて設計
台数	原子炉建屋屋上 3 台, 防潮堤上部 4 台

第 2.1-3 表 津波・構内監視カメラの概要



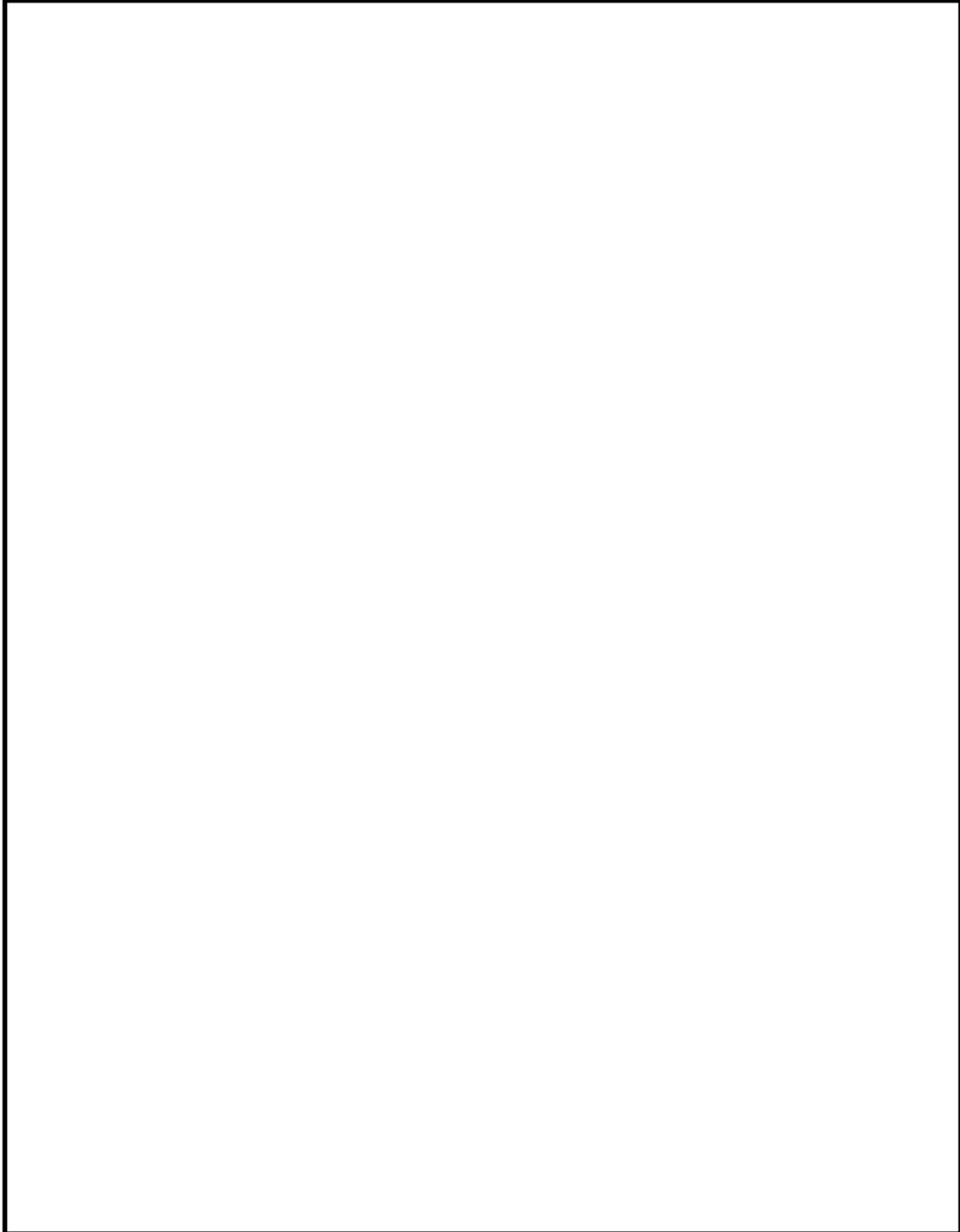
*1: 一部死角となるエリアがあるが, 死角となるのは, 構内のタービン建屋付近 (主変圧器, 起動変圧器) 等のごく限られた場所であり, その他の監視可能な領域の監視により, 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

第 2.1-4 図 津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

2.1.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル

中央制御室において、津波・構内監視カメラにより監視できる映像のサンプルを第 2.1-5 図に示す。

また、津波・構内監視カメラの撮影方向を第 2.1-6 図に示す。



 : D B 範囲

2.1.4 津波・構内監視カメラで把握可能な自然現象等

地震，津波，及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」，「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち，津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等を第2.1-7表に示す。

第2.1-7表 津波・構内監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	6条選定事象 ^{※1}		4条	5条	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
	自然	人為	地震	津波	
風(台風)	○				風(台風)・竜巻(飛来物含む)による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜巻	○				
降水	○				発電所構内の排水状況や降雨の状況
積雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
火山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
津波				○	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
地震			○		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
外部火災 ^{※2}	○	○			火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突		○			発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

※1：6条まとめ資料「東海第2発電所 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照

※2：外部火災は「森林火災」，「近隣工場等の火災」を含む。

: D B 範囲

2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータを第2.1-8表に示す。

第2.1-8表 津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータ

パラメータ		測定レンジ	測定レンジの考え方
大気温度		-10~40℃	測定下限は、凍結リスクが生じる0℃をカバーできる設定とする。
雨量		0~49.5 mm (記録紙印字幅)	積算雨量を記録紙に印字し、50 mmを超えると記録紙は再度0mmから印字する。1時間当たりの積算雨量から、1時間雨量(mm/h)を読みとることができる設計とする。
風向 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)		0~540° (N~S)	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計とする。
風速 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)		0~30m/s (10分間平均値)	陸地内部で通常起こりうる風速を測定できる設定とする。
日射量		0~1.2kW/m ²	大気安定度を識別できる設計とする。
放射収支量		0.05~-0.25kW/m ²	
取水口潮位(新設)		EL. -5.0~20.0m	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため、常用系ポンプの停止水位及び非常用海水系ポンプの取水可能水位(-6.08m)を把握可能な設計とする。 なお、設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。(第2.1-3表)
取水ピット水位(新設)		EL. -7.8~2.3m	
空間線量率 (モニタリング・ポスト A~D)	低レンジ	10 ¹ ~10 ⁵ nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値(10 ⁸ nGy/h=10 ⁻¹ Gy/h)を満足する設計とする。
	高レンジ	10 ⁻⁸ ~10 ⁻¹ Gy/h	

: DB範囲

2.2 酸素濃度計等について

2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度、二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要を第 2.2-1 表に示す。

第 2.2-1 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び 外観	仕様等	
(酸素濃度計) 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
(二酸化炭素濃度計) 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	電源	電 源：乾電池（単三×4本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

 : D B 範囲
 : S A 範囲

2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素の管理

労働安全衛生法，J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び鉱山保安法施行規則を踏まえ，酸素濃度が19%を下回るおそれのある場合，又は二酸化炭素濃度が1.0%を上回るおそれのある場合に，外気をフィルタで浄化しながら取り入れる運用とする。なお，法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は以下のとおりである。

酸素濃度の人体への影響についてを第2.2-2表，二酸化炭素濃度の人体への影響についてを第2.2-2表に示す。

(1) 酸素濃度

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

一 鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内の空気中の酸素含有率は十九パーセント以上とし，炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

第2.2-2表 酸素濃度の人体への影響について
（〔出典〕厚生労働省 HP 抜粋）

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛，吐き気
12%	目まい，筋力低下
8%	失神昏倒，7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒，呼吸停止，死亡



: DB 範囲



: SA 範囲

(2) 二酸化炭素濃度

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）
第十六条の一
一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）
【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み
中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内のCO₂濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。
(1) 許容CO₂濃度
事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号、最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により、事務室内のCO₂濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており、中央制御室のCO₂濃度もこれに準拠する。
したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

第 2.2-3 表 二酸化炭素濃度の人体への影響について
（〔出典〕消防庁 二酸化炭素設備の安全対策
について（通知）H8.9.20）

二酸化炭素濃度	人体への影響
<2%	はっきりした影響は認められない
2%～3%	呼吸深度の増加，呼吸数の増加
3%～4%	頭痛，めまい，悪心，知覚低下
4%～6%	上記症状，過呼吸による不快感
6%～8%	意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの付随運動を伴うこともある
8%～10%	同上
10%<	意識喪失，その後短時間で生命の危険あり



: D B 範囲



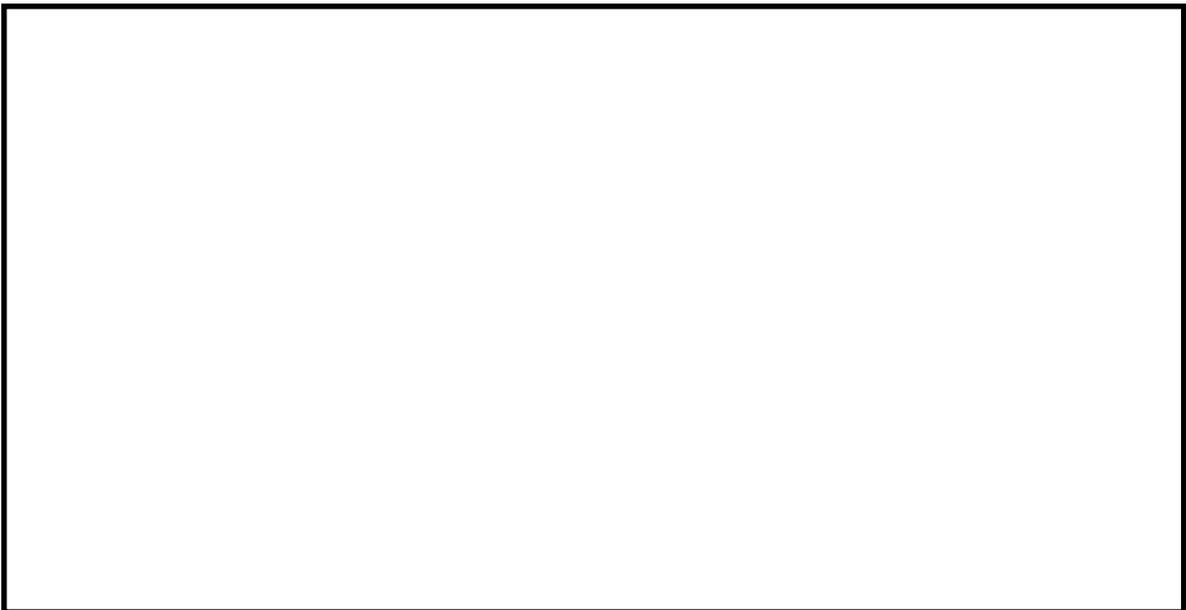
: S A 範囲

2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは，要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋内，かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，可搬型照明（S A）を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概略図を第 2.3-1 図に示す。



第 2.3-1 図 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

 : S A 範囲

2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1 概要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備として、遮蔽設備，換気系設備，通信連絡設備，データ表示装置（待避室），照明設備，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を中央制御室に設置，又は保管する。

中央制御室は，周囲に遮蔽が設置されており，重大事故等が発生した場合に中央制御室換気系の給・排気隔離弁により外気との連絡口を遮断し，空気調和機ファン及びフィルタ系ファンによる高粒子フィルタ及びチャコールフィルタを通した閉回路循環方式とし，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

さらに，原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで，運転員を過度の放射線の被ばくから防護する設計とする。

中央制御室待避室は，中央制御室内に設置し，中央制御室待避室空気ポンプユニットにより中央制御室待避室内の遮蔽に囲まれた空間を正圧化し，外気の流入を一定時間完全に遮断することで，重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。また，重大事故時に格納容器圧力逃がし装置を作動させた場合においても，中央制御室にとどまる必要のある最低限の要員である3名を収容可能な設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室は，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータにより，居住性確保ができていることを確認可能な設計とする。また，中央制御室に保管している可搬型照明（SA）及びデータ

表示装置（待避室）を中央制御室待避室に設置することで、継続的にプラントの監視を行うとともに、通信連絡設備により外部との連絡を可能とし、必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

 : S A 範囲

2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室待避室正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 48.9℃、隣接区画を外気の設計最低温度-12.7℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは最大約 2m であるため、以下のとおり約 5.1Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+48.9^\circ\text{Cの乾き空気の密度} [\text{kg} \\ &\quad /\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0963 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 2 [\text{m}] \\ &= 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\doteq 5.1 [\text{Pa}]\end{aligned}$$

このため、正圧化バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画 + 10Pa とする。

 : SA 範囲

2.4.3 中央制御室の居住性確保

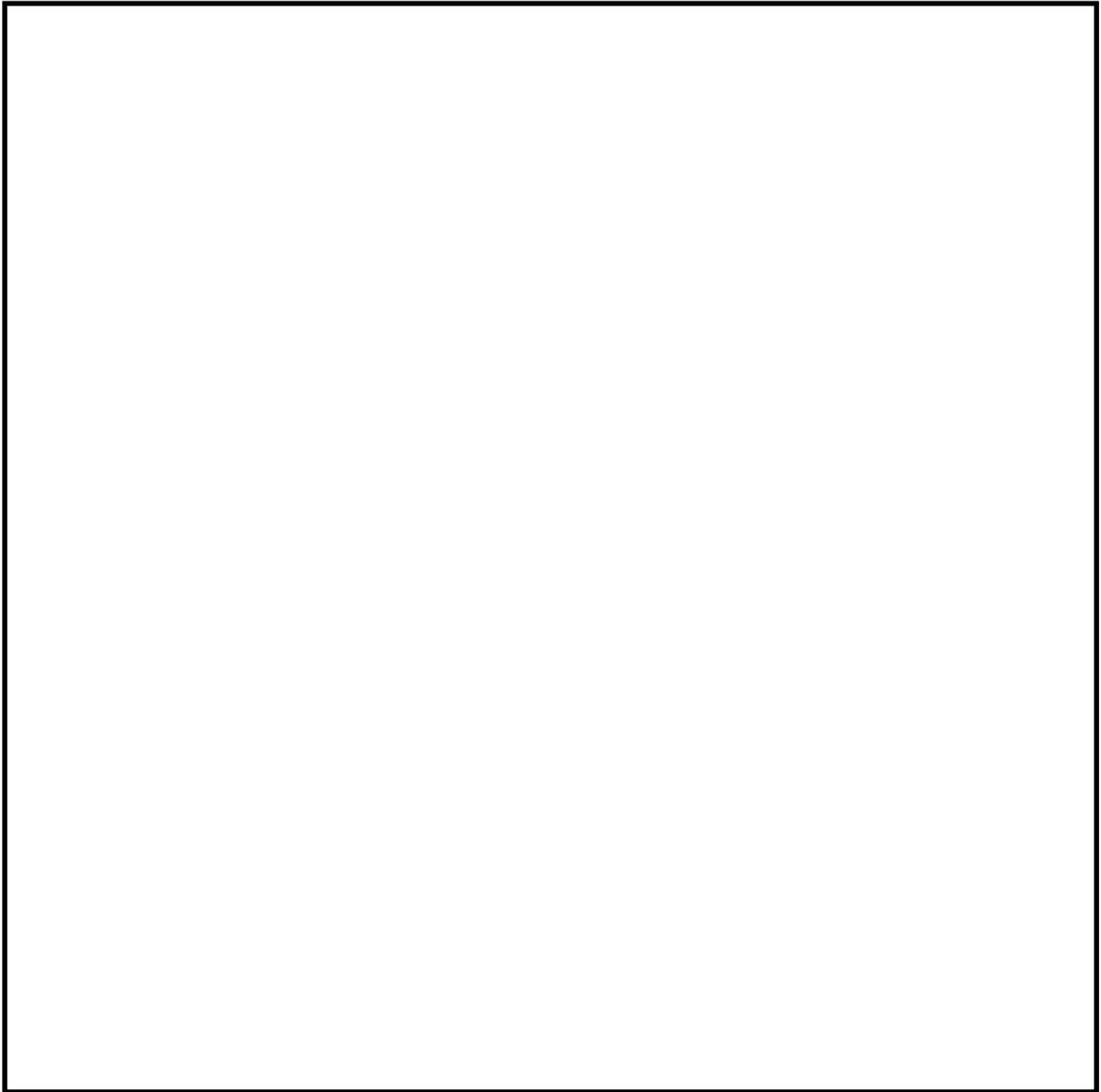
(1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。通常時における中央制御室の換気系は、一部外気を取り入れる再循環方式により空気調整を行っているが、重大事故等発生時には外気取り入れのための給・排気隔離弁を全閉とし、中央制御室換気系を閉回路循環方式とすることにより、中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能な設計とする。また、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、運転員を過度の放射線被ばくから防護可能な設計とする。

 : S A 範囲

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ の建屋躯体と一体となった壁であり，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。第 2.4-1 図に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



第 2.4-1 図 中央制御室の遮蔽 配置図

: S A 範囲

(3) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の概略図を、第 2.4-2 図に示す。

通常時は、空気調和機ファン及び排気用ファンにより、一部外気を取り入れる再循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。

事故時は、外気取入口を遮断して、フィルタ系ファンによりフィルタ（高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ）を通した閉回路循環方式とし、運転員を放射線被ばくから防護する。なお、外気との遮断は、中央制御室換気系の給気隔離弁 4 台、排気隔離弁 2 台の合計 6 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室からの操作スイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。また、中央制御室排煙装置との隔離は隔離弁 3 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

外気の遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることも可能な設計とする。

なお、中央制御室換気系については常設代替交流電源設備から受電するまでの間起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、全交流動力電源喪失発生後、2時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住環境が確保されることを確認している。

【設備仕様】

- ・ 空気調和機ファン

台数：1(予備1)

容量：約42,500 m³/h/台

- ・ フィルタ系ファン

台数：1(予備1)

容量：約5,100 m³/h/台

・チャコールフィルタ

基数：1(予備1)

処理容量：5,100 m³/h/基

よう素除去効率：97%以上

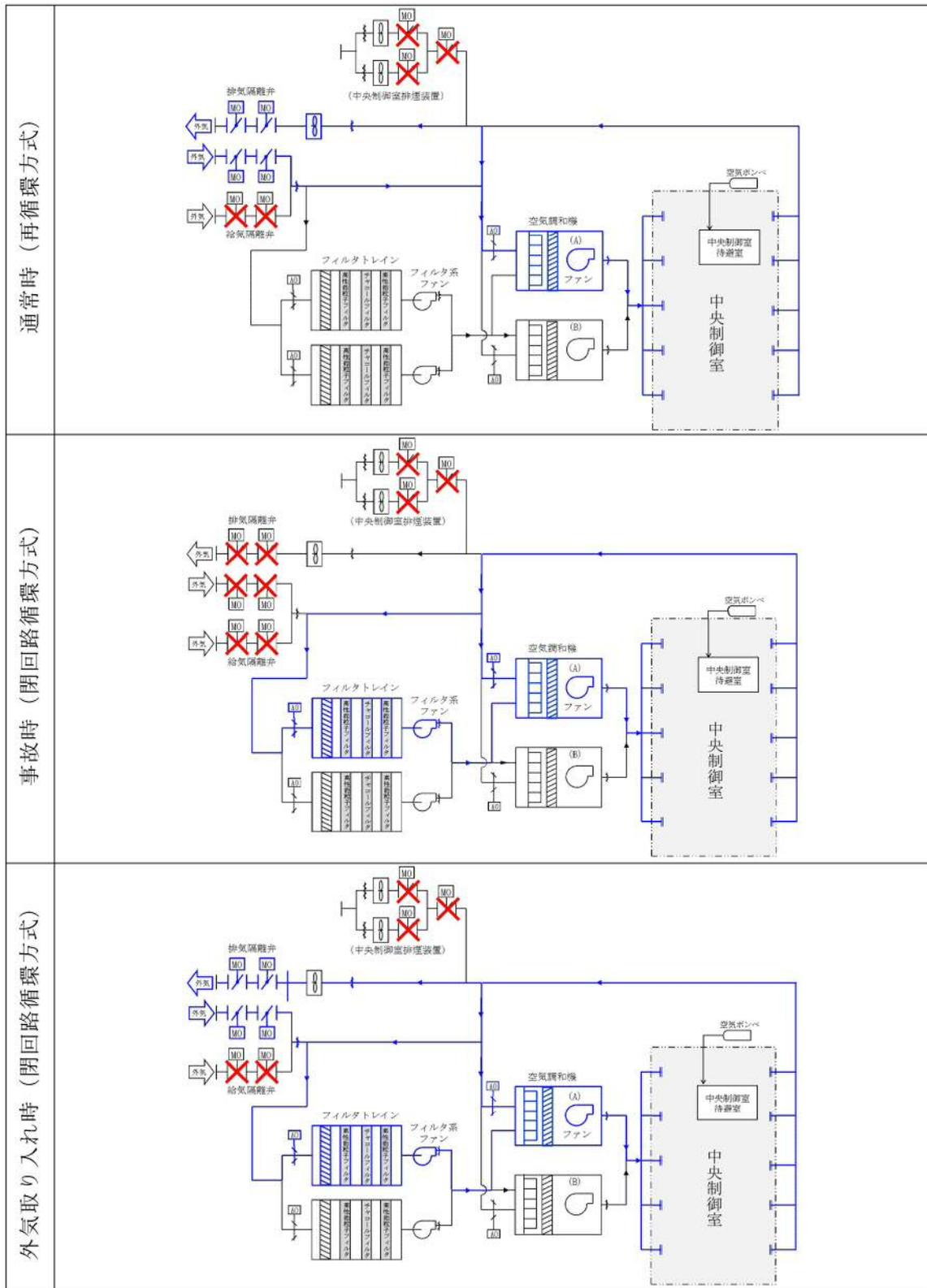
・高性能粒子フィルタ

基数：1(予備1)

処理容量：5,100 m³/h/基

粒子除去効率：99.97%以上（直径0.5μm以上の粒子に対して）

 : S A 範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系の概略図

— : S A 範囲

(4) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、格納容器から漏えいする放射性物質による運転員の被ばくを低減するために設置している。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン、非常用ガス処理系フィルタトレイン、配管・弁類、計測制御装置等で構成している。

原子炉建屋ガス処理系の概略図を第 2.4-3 図に示す。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

 : S A 範囲

【設備仕様】

- ・非常用ガス再循環系排風機

種類：遠心型

容量：17,000 m³ / h r

個数：1（予備1）

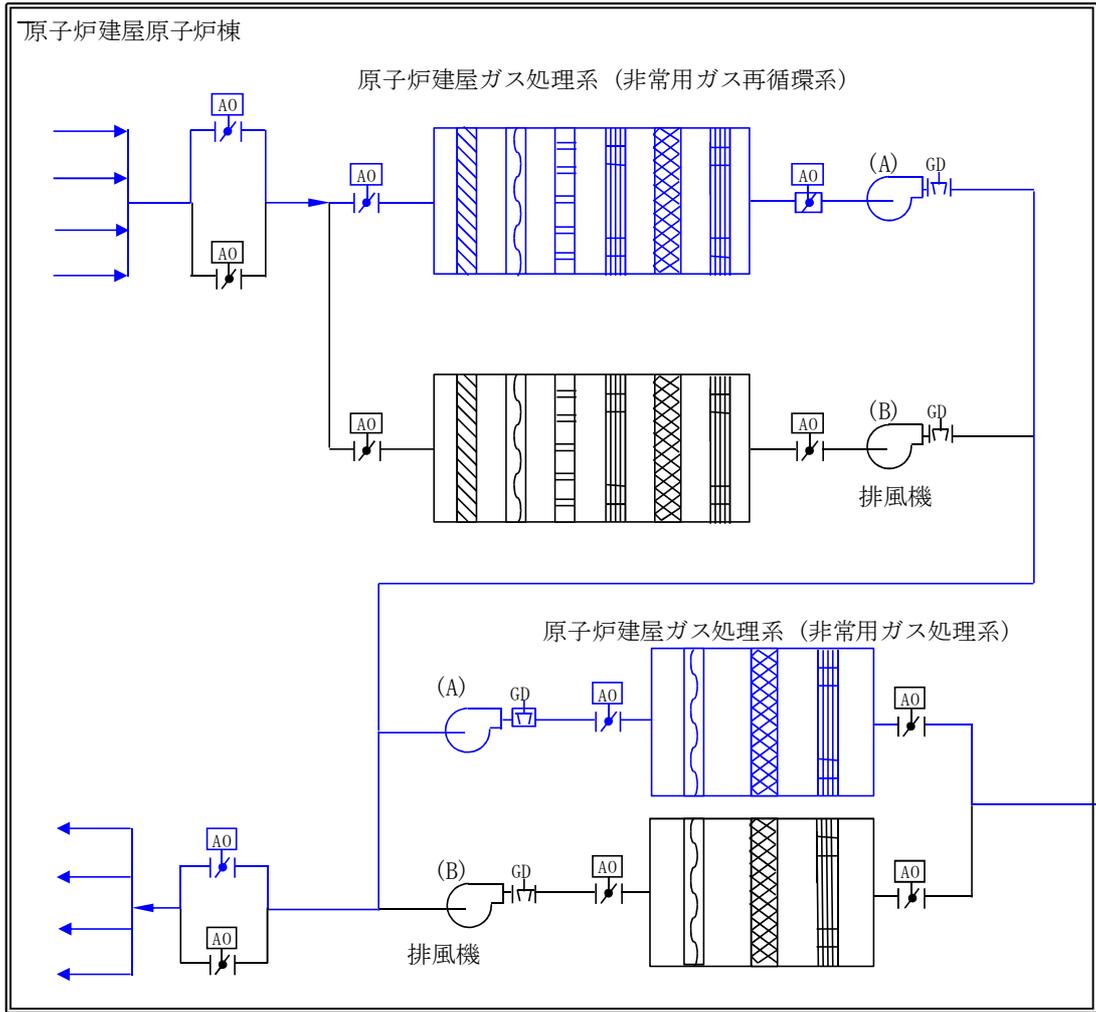
- ・非常用ガス処理系排風機

種類：遠心型

容量：3,570 m³ / h r

個数：1（予備1）

 : S A 範囲



第 2.4-3 図 原子炉建屋ガス処理系の概略図

： S A 範囲

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室待避室は、鉛又はコンクリート壁等により遮蔽性能を高めた設計とする。また中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに、中央制御室待避室空気ポンプユニットにより中央制御室待避室を正圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。

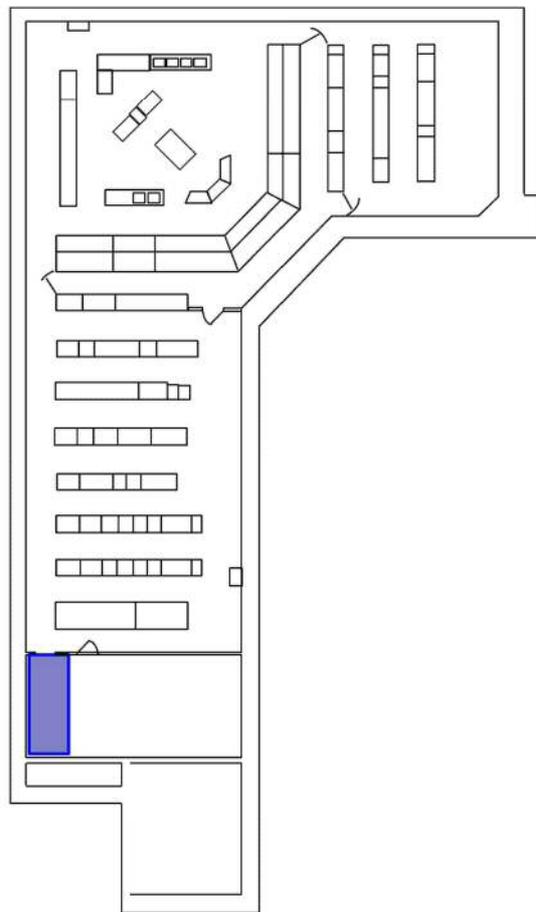
重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を空気ポンプにより正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ、中央制御室にとどまる発電長等の被ばくを低減させることが可能な設計とする。また、2.4.2 項に示す正圧化の設計差圧であることを確認するため、差圧計を設置する。

： S A 範囲

(2) 収容人数及び設置場所

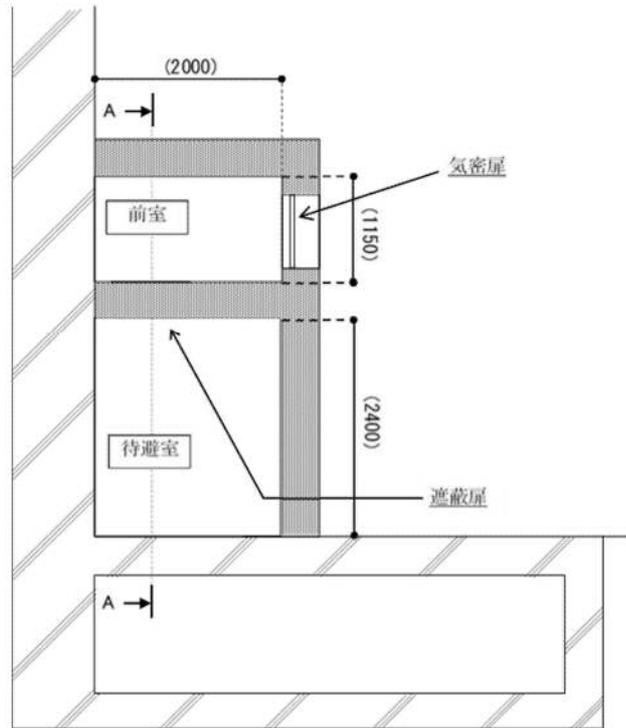
格納容器圧力逃がし装置作動中は，中央制御室にはプラントの状態監視等に必要な最低限の要員を残すこととしており，中央制御室待避室には3名を収容できる設計とする。

発電長等が中央制御室待避室に待避している間，プラントの運転操作は行わないことを基本とするが，操作が必要な事象が発生した場合に即座に対応できるよう，中央制御室内に設置する。中央制御室待避室の設置場所を第2.4-4-1図に，中央制御室待避室の寸法を第2.4-4-2図に示す。

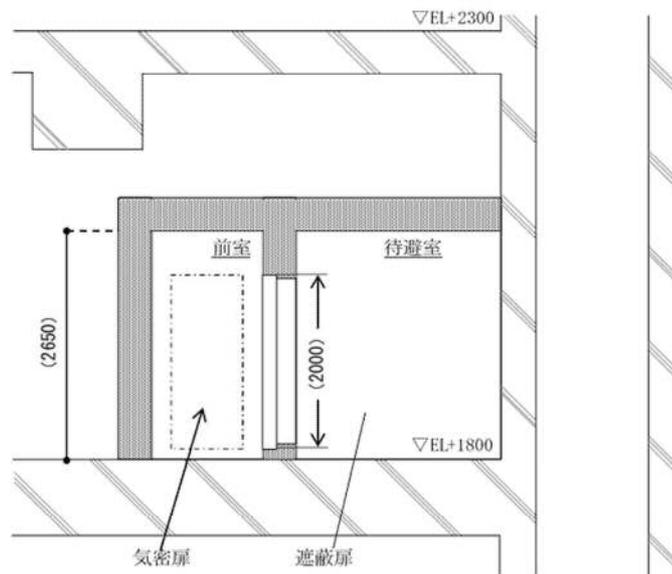


第2.4-4-1図 中央制御室待避室 設置場所

 : S A 範囲



(平面図)



(A-A断面図)

※ () 内は概略寸法 (mm) を示す。なお、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第 2.4-4-2 図 中央制御室待避室 概要図

： S A 範囲

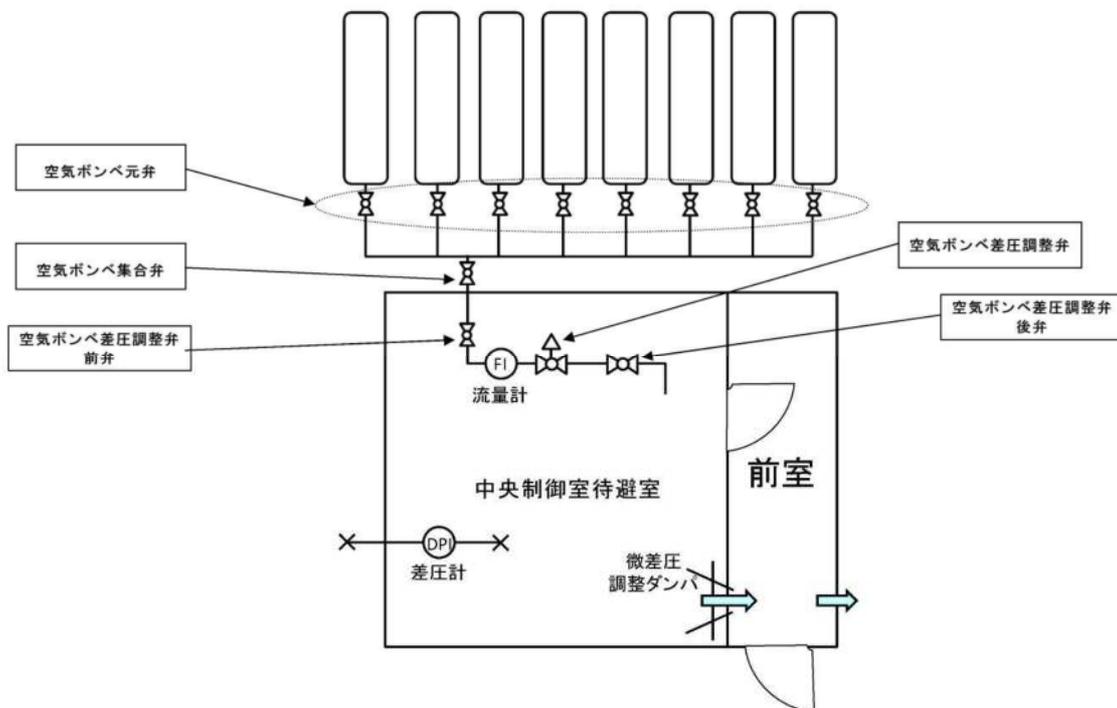
(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、鉛壁 20mm と同等以上の遮蔽能力を期待できるコンクリート壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。また、発電長等が出入りする扉については遮蔽扉を設置する。

(4) 中央制御室待避室空気ポンプユニット

a. 系統構成

中央制御室待避室空気ポンプユニットの概要図を、第 2.4-5 図に示す。空気ポンベから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を中央制御室待避室内へ供給する。中央制御室待避室内は、微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また、中央制御室待避室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第 2.4-5 図 中央制御室待避室空気ポンプユニット 概要図

： S A 範囲

b. 必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n = 3$ （名）
- ・ 許容二酸化炭素濃度： $C = 0.5\%$ （J E A C 4622-2009）
- ・ 空気ポンベ中の二酸化炭素濃度： $C_0 = 0.0336\%$
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量： $M = 0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量： $Q_1 = 100 \times M \times n / (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$

（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$$

$$= 14.15$$

$$\doteq 14.2\text{m}^3/\text{h}$$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n = 3$ 名
- ・ 吸気酸素濃度： $a = 20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度： $b = 19\%$ （鉱山保安法施工規則）
- ・ 成人の呼吸量： $c = 0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度： $d = 16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$

（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0)$$

$$= 3.36$$

$$\doteq 3.4\text{m}^3/\text{h}$$

： S A 範囲

以上より、空気ポンベによる正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の $14.2\text{m}^3/\text{h}$ とする。

c. 必要ポンベ本数

中央制御室待避室は、中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として、ベント開始から 5 時間正圧化する。

中央制御室待避室を 5 時間正圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $5.5\text{m}^3/\text{本}$ から下記の通り 13 本となる。格納容器圧力逃がし装置作動時、中央制御室待避室内に滞在する発電長等（3 名）が 5 時間滞在するために必要な本数は 13 本である。なお、中央制御室待避室においては正圧化試験を実施し必要ポンベ本数が 5 時間の正圧化を維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ポンベ内容積：46.7L
- ・ポンベ供給可能空気量： $5.5\text{m}^3/\text{本}^*$

* 空気ポンベは標準圧力14.7MPaで $7\text{m}^3/\text{本}$ であるが、安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し $5.5\text{m}^3/\text{本}$ とする。

以上より、必要なポンベ本数は、下記の計算により13本となる。

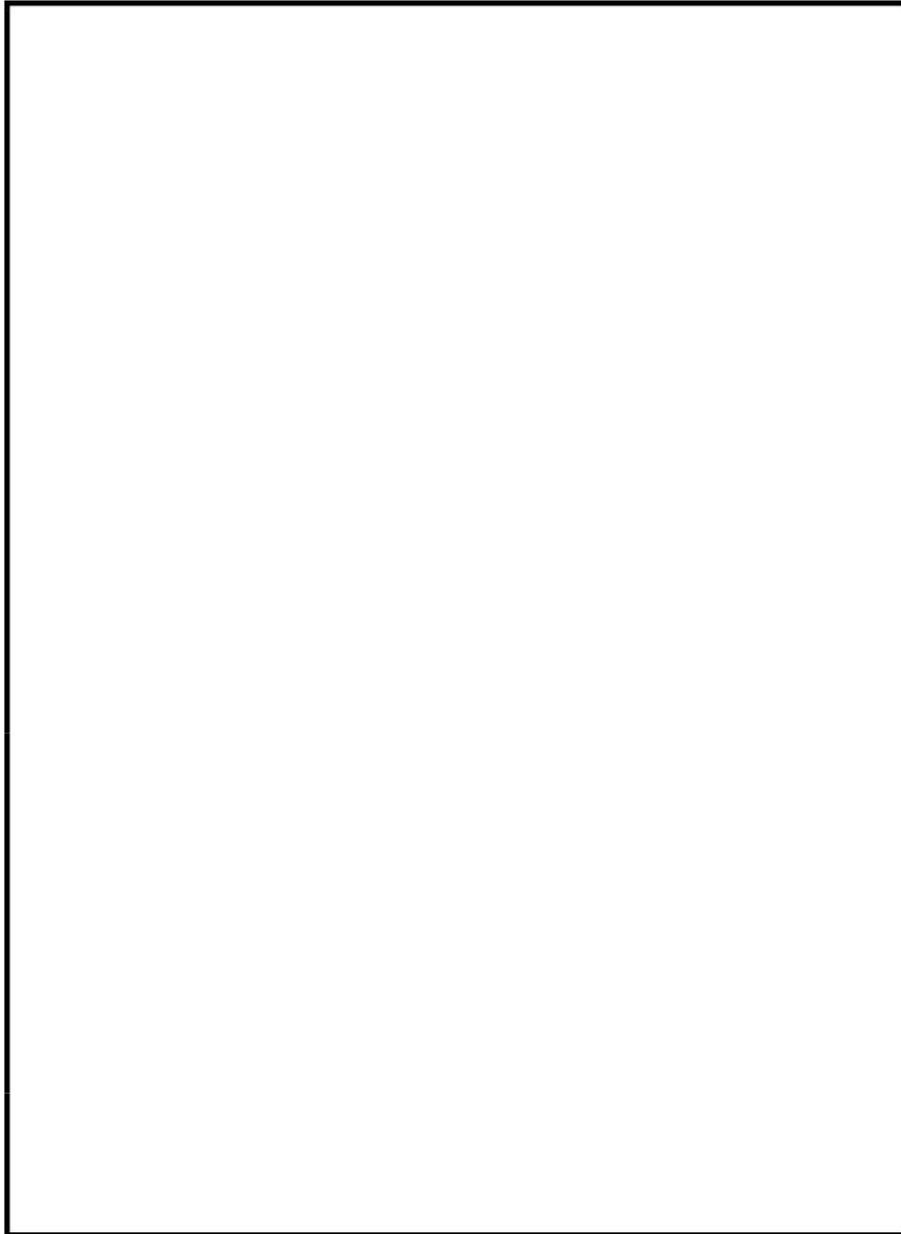
$$\begin{aligned} & 14.2\text{m}^3/\text{h} \div 5.5\text{m}^3/\text{本} \times 5 \text{ 時間} \\ & = 12.9 \\ & \approx 13 \text{ 本} \end{aligned}$$

： S A 範囲

d. 空気ポンベの設置エリア

空気ポンベは中央制御室近傍の原子炉建屋付属棟 3 階に配置し，中央制御室待避室に空気を供給する。空気ポンベの配置を第 2.4-6 図に示す。

あわせて，中央制御室待避室の正圧化バウンダリを示す。



第 2.4-6 図 空気ポンベ配置図

 : S A 範囲

e. 正圧達成までに要する時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて+10Pa の正圧達成までに要する時間を評価した結果，約 1.5 秒となった。

(a) 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室における基礎式を以下に示す。

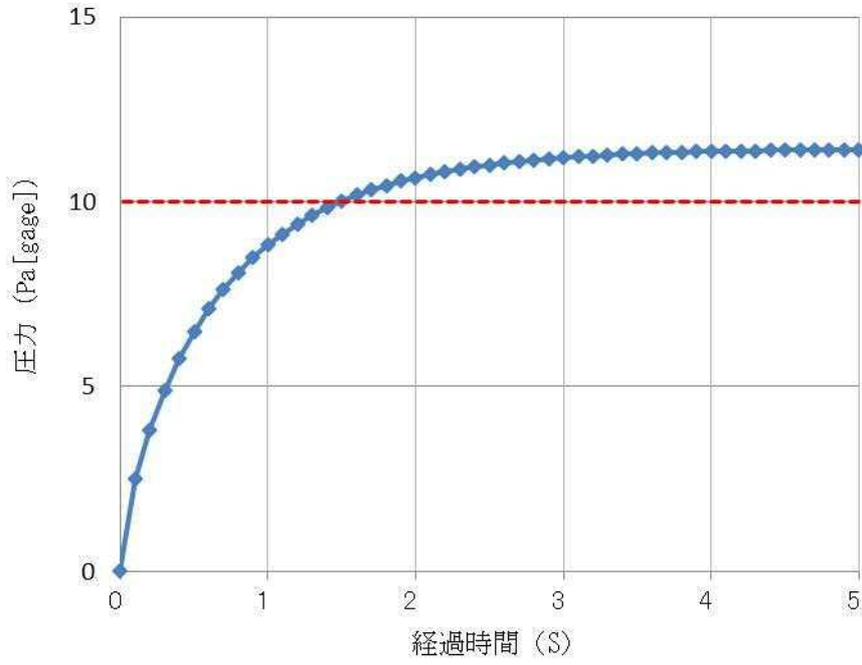
$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left(\frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2$$

上記基礎式を展開し，単位時間当たりの室内圧力上昇量を求める算出式を導く。この式を用いて微小時間 Δt 後の室圧 $P^{t+\Delta t}$ を繰り返し計算することで，室圧 P の経時変化を求める。

(b) 評価条件

項目	記号	単位	中央制御室待避室	備考
大気圧力	P_0	Pa(<i>abr</i>)	101,325	
容積	V	m^3	16	
温度	T	K	293.15	
流入量	$N1$	m^3/h	14.2	
		mol/sec	0.164	
リーク面積	A	m^2	9.06E-04	流入量と室圧基準より算出 (評価用暫定値)
正圧 (10Pa) 達成時間	t	sec	1.5	

(c) 圧力の時間変化

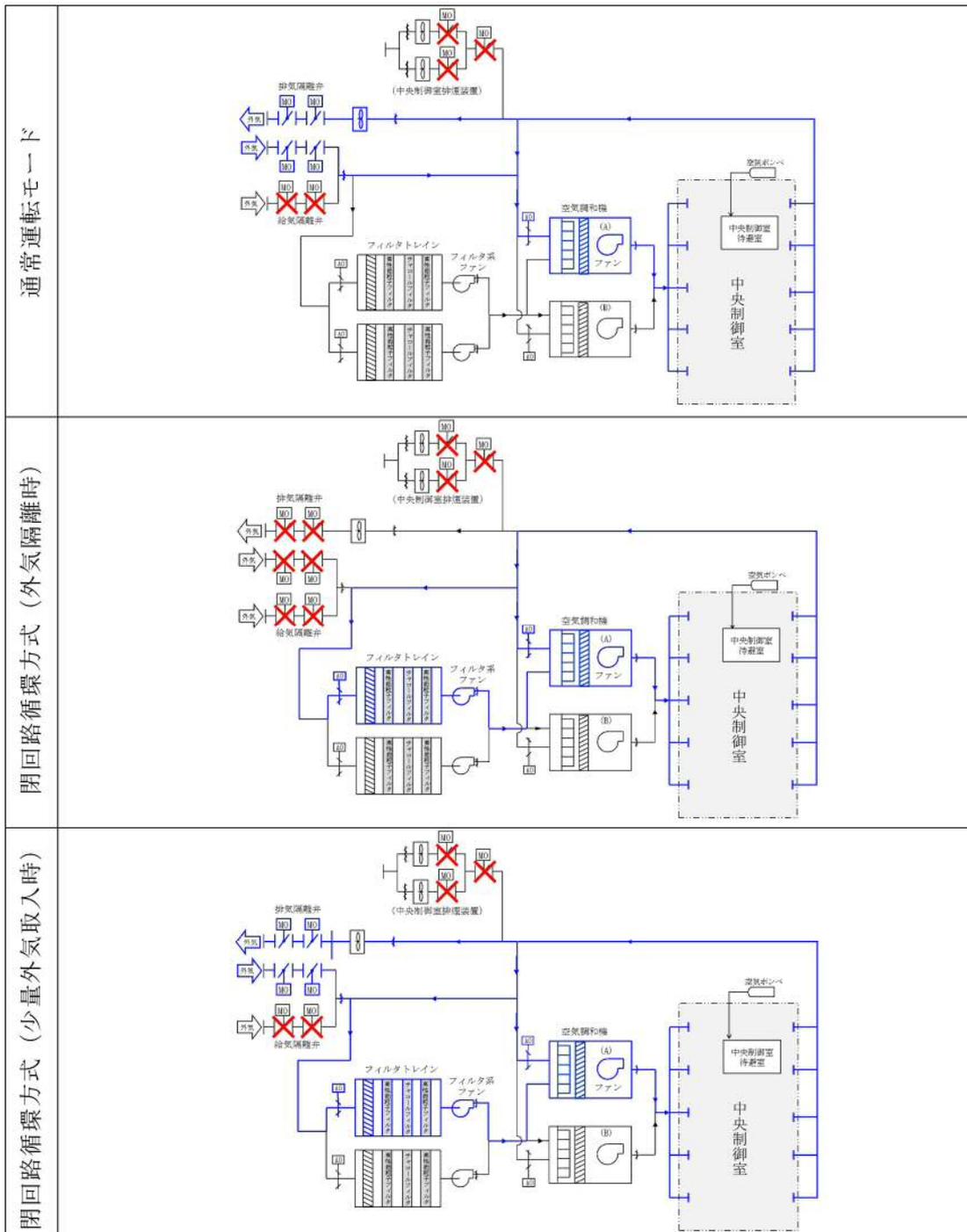


中央制御室待避室内圧力の時間変化

 : S A 範囲

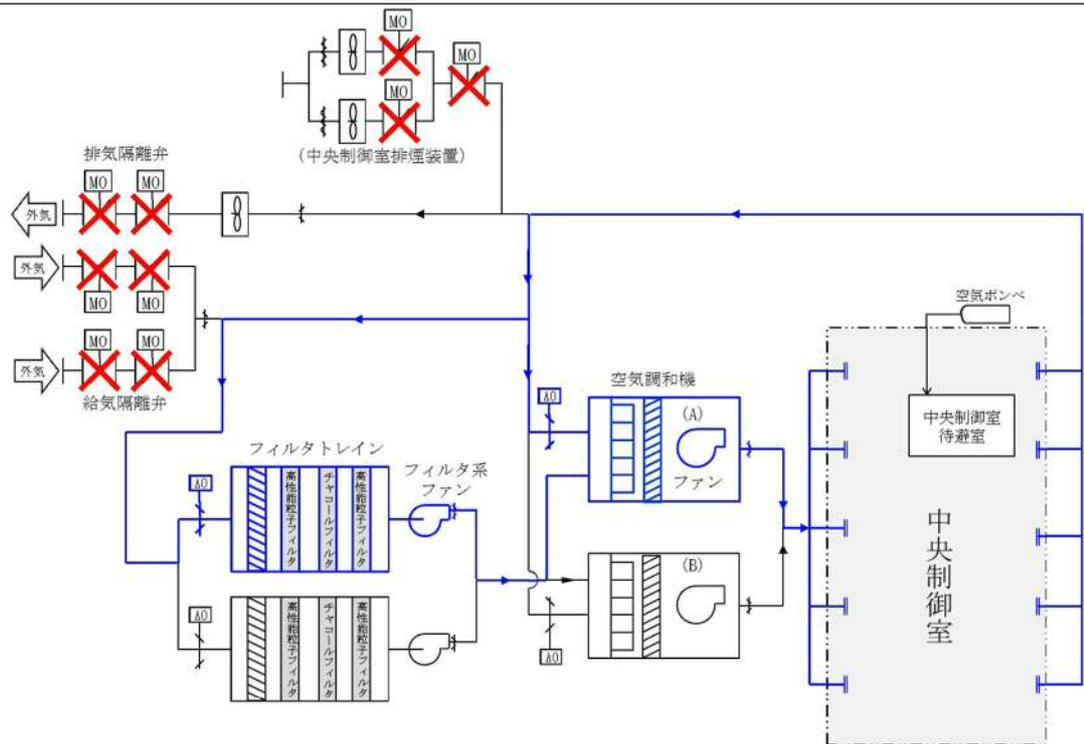
(5) 中央制御室換気系の運転状態比較

中央制御室換気系の状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時を比較、図示すると以下のとおりとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを第 2.4-7 図 (1/2) に、重大事故時のプルーム通過前・後、及びプルーム通過中の運転モードを第 2.4-7 図 (2/2) に示す。

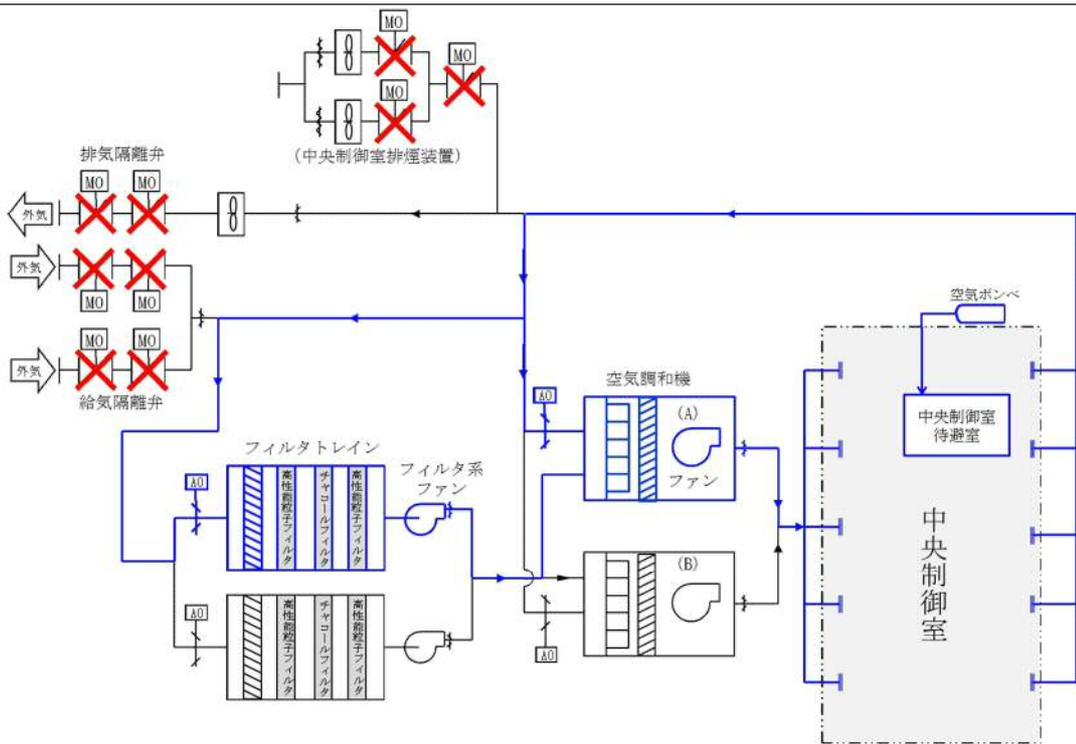


第 2.4-7 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図 (1/2)

(重大事故等発生時、ブルーム通過前及びブルーム通過後)



(重大事故等発生時、ブルーム通過中)



第 2.4-7 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図 (2/2)

: S A 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には、発電長等が格納容器圧力逃がし装置作動に際して、水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え、格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようデータ表示装置（待避室）を設置する設計とする。中央制御室待避室に設置するデータ表示装置（待避室）は中央制御室に1台保管する。

なお、データ表示装置（待避室）は今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータを、第2.4-1表に、データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要を、第2.4-8図に示す。

また、中央制御室待避室において、発電長等が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるよう、中央制御室待避室に設置する衛星電話設備（可搬型）（待避室）は中央制御室に1台保管する。

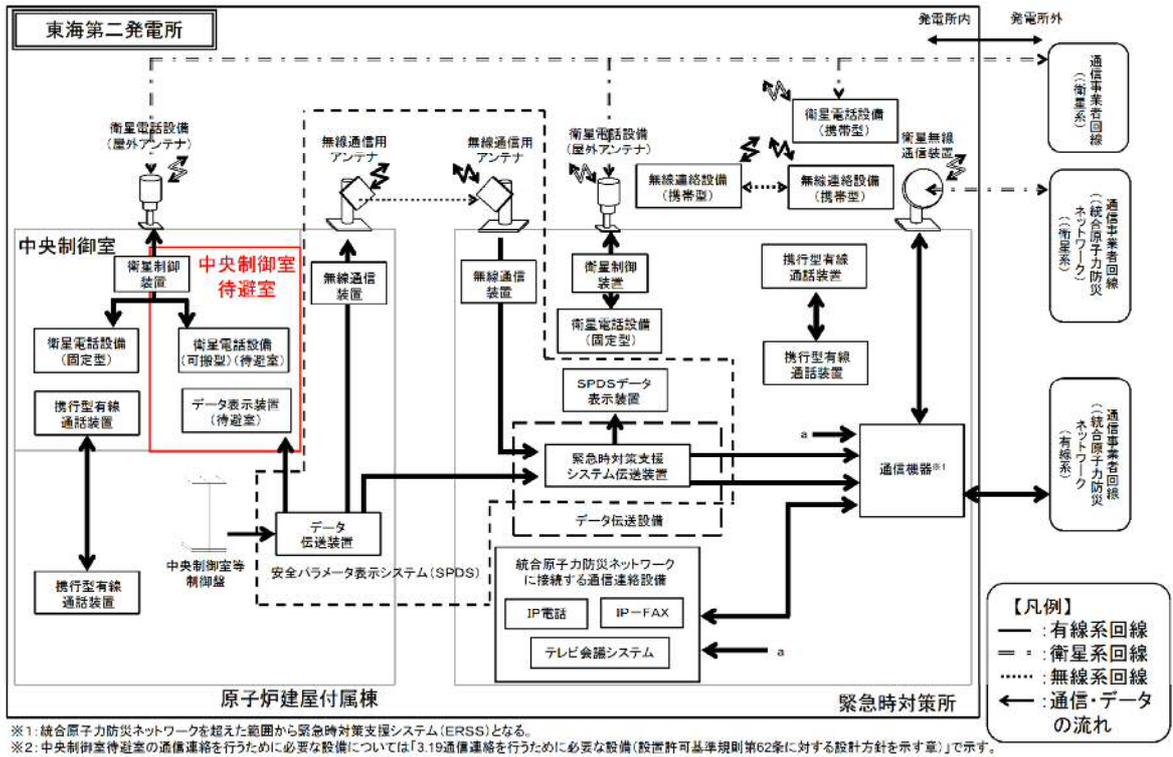
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第2.4-9図に示す。

 : S A 範囲

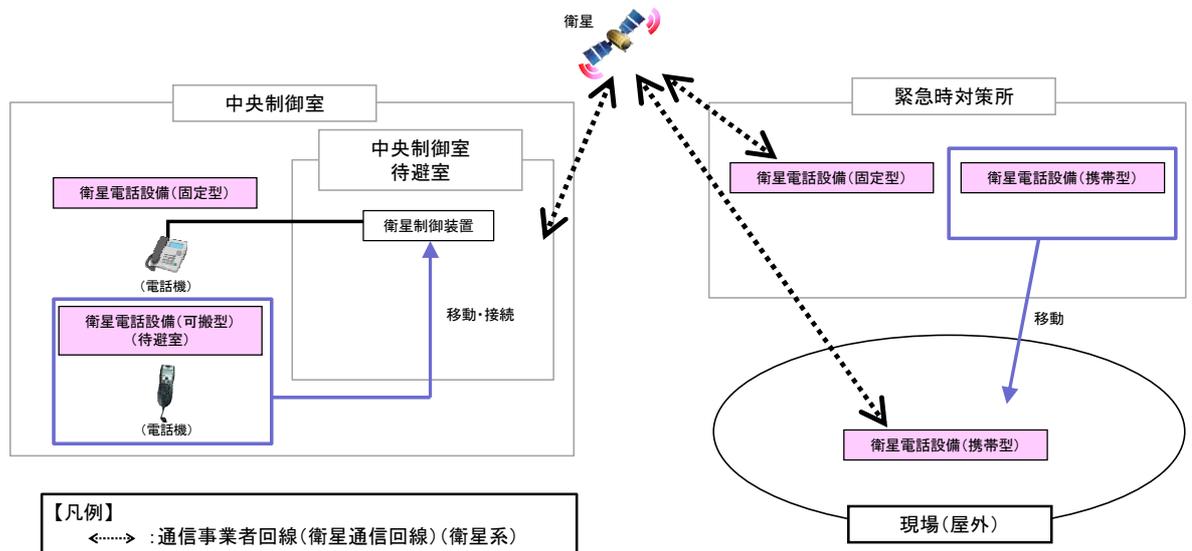
第 2.4-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータ

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
残留熱除去系系統流量	
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

 : S A 範囲



第 2.4-8 図 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要



第 2.4-9 図 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要

： SA 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

格納容器圧力逃がし装置作動時において、発電長等が中央制御室待避室にとどまれるようにするため、中央制御室待避室用として可搬型照明（S A）、酸素濃度濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを配備する。

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うに必要な照度を有するものとして、可搬型照明（S A）を1台配備する。第2.4-2表に中央制御室待避室用の可搬型照明を示す。

第2.4-2表 中央制御室待避室用可搬型照明

名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	1台 (予備1台(中央制御室の予備1台と共用))	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24時間 両面：12時間

 : S A範囲

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、それぞれ1個配備する。第2.4-3表に中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。

第2.4-3表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
(酸素濃度計) 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約3,000時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）
(二酸化炭素濃度計) 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	電源	電 源：乾電池（単三×4本） 測定可能時間：約12時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

電離箱サーベイメータは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。第2.4-4表に中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータを示す。

 : S A 範囲

第 2.4-4 表 中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータ

名称	保管場所	数量	仕様
電離箱サーベイメータ 	中央制御室	1 台	電離箱式検出器 0.001~1000mSv/h 電源：乾電池（単三×4 本） 測定時間：約 100 時間以上

 : S A 範囲

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（第 2.5-1 図に示す換気設備及び第 2.5-2 図に示す照明）を設置している。これらの設備については、重大事故等が発生した場合にも、第 2.5-3 図に示すとおり常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの給電を可能としている。

常設代替高圧電源装置の容量は、中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」に全交流動力電源喪失の重畳を考慮した場合に対して、第 2.5-1 表に示すとおり十分な電源供給容量を確保している。

照明については、全交流動力電源喪失発生から常設代替高圧電源装置による給電が開始されるまでの間、第 2.5-4 図に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無充電で点灯する可搬型照明（S A）を配備しており、常設代替高圧電源装置から給電を再開するまでの間（事故発生後 95 分以内）の照明を確保できる。

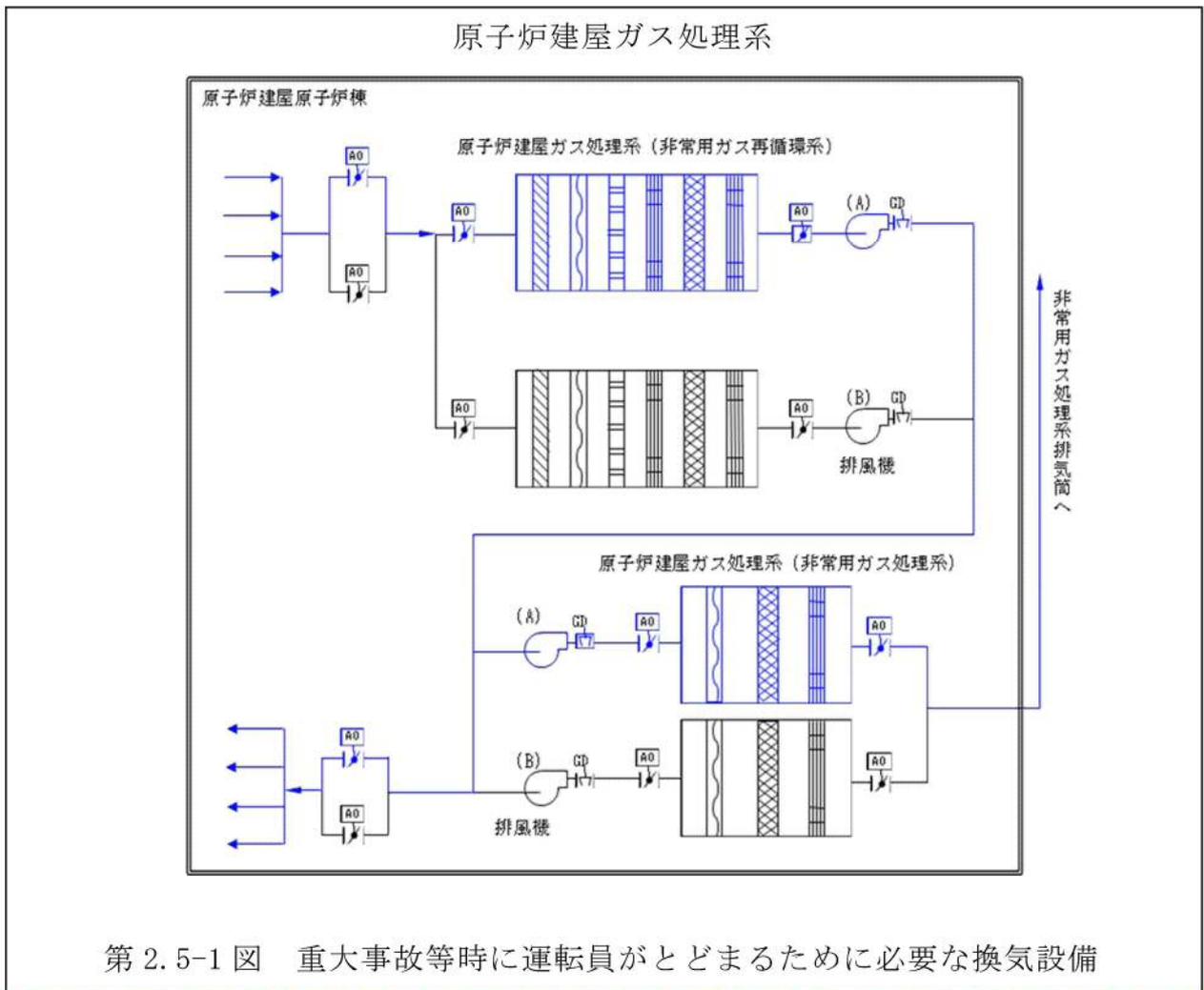
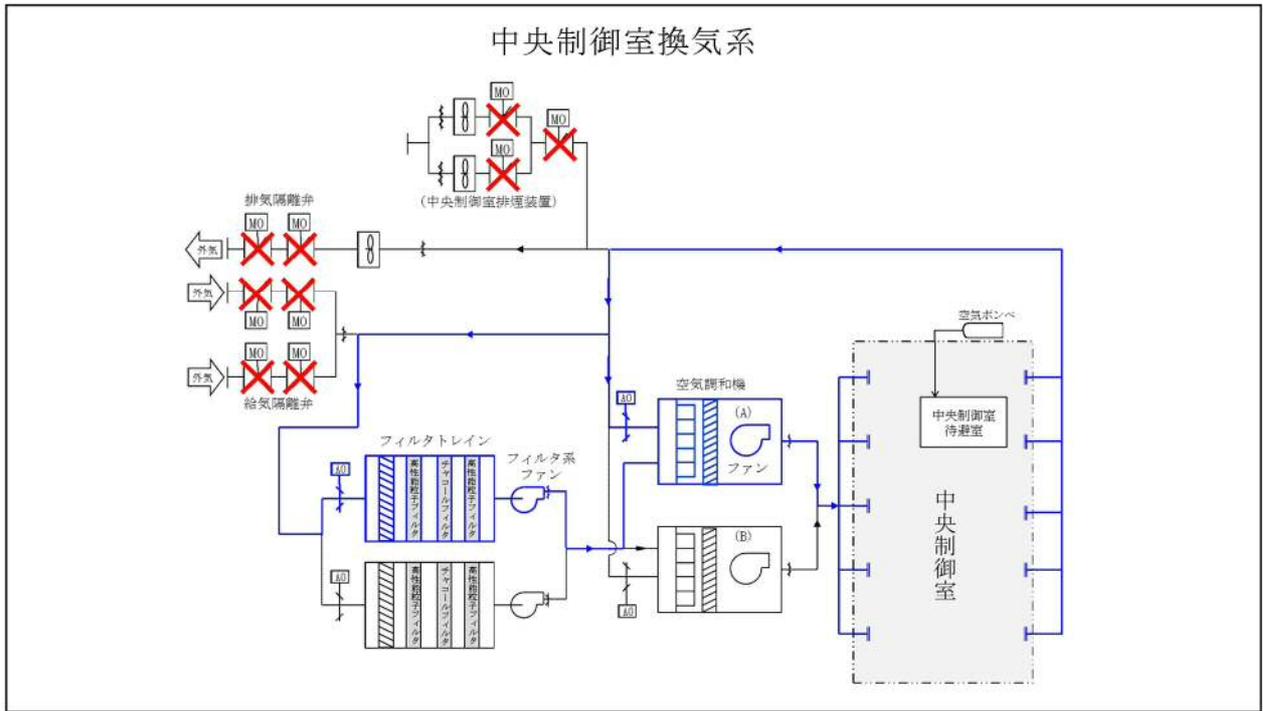
常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電する可搬型照明（S A）により、必要な照度を確保する。

また、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、可搬型照明（S A）を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタン、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えている。

換気設備については、常設代替高圧電源装置が起動するまでの間は起動しな

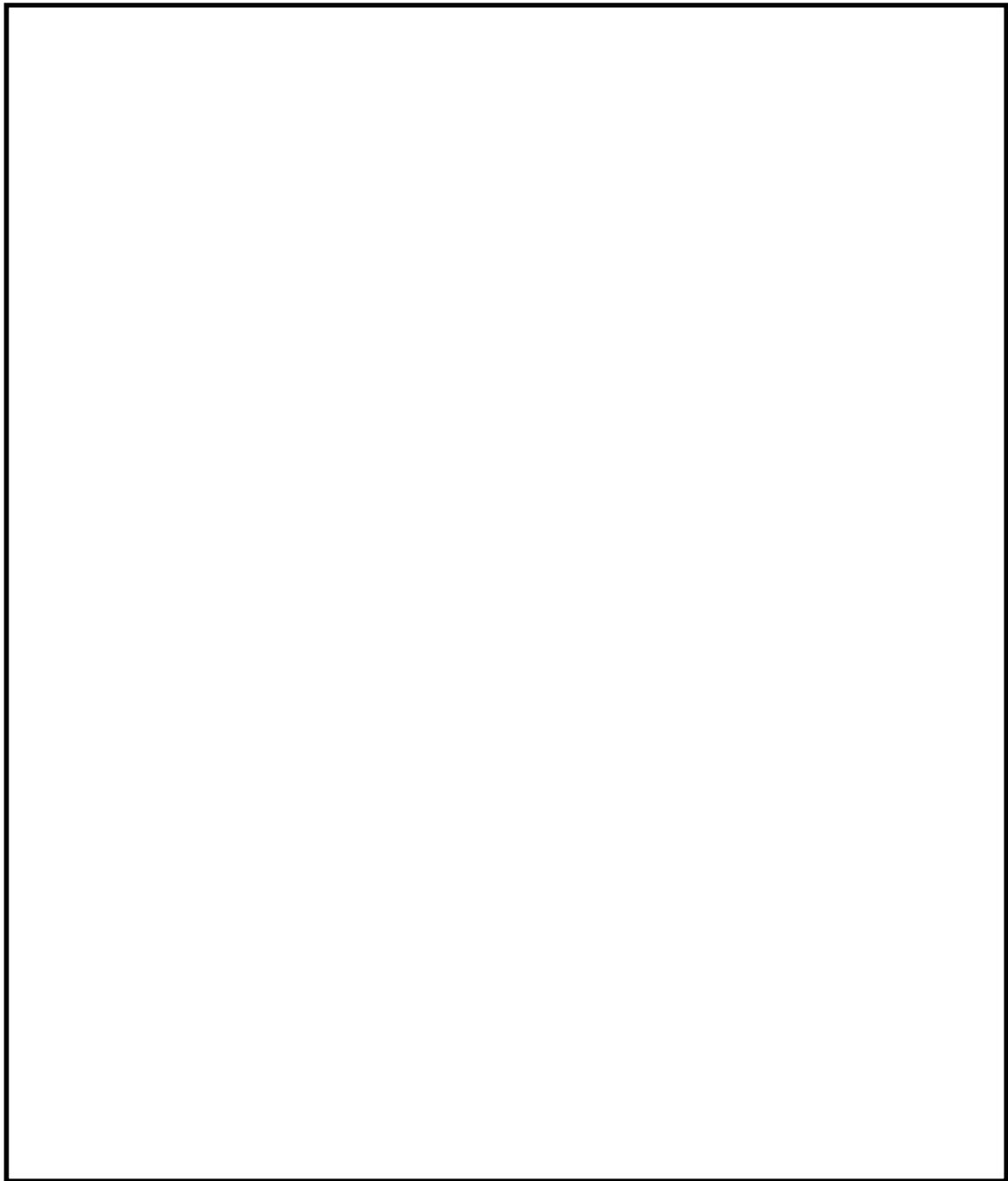
いが、居住性に係る被ばく評価においては、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の起動操作時間を考慮し、全交流動力電源喪失発生後、2 時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住性が確保されていることを確認している。

 : S A 範囲



第 2.5-1 図 重大事故等時に運転員がとどまるために必要な換気設備

: S A 範囲



第 2.5-2 図 中央制御室照明設備の概要

 : S A 範囲

第 2.5-1 表 常設代替高圧電源装置（連続定格容量 5,520kW）の所要負荷

負 荷		負荷容量
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷	約 217kW
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
④	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・直流125V充電器 A ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤 2 A ・その他負荷	約 569kW
⑤	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・直流125V充電器 B ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他負荷	約 415kW
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷	約 106kW
⑦	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約 236kW
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	約 162kW
⑨	ほう酸水注入ポンプ	約 37kW
⑩	緊急用海水ポンプ その他負荷	約 514kW
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30kW
計		約 2,666kW



(通常点灯状態)



(直流非常灯点灯状態)

第 2.5-4 図 非常灯照明下での中央制御室の状況

 : S A 範囲

(1) 可搬型照明（S A）を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、3台使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。可搬型照明（S A）を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型照明（S A）が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えている。

第2.5-2表に中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

第2.5-2表 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要

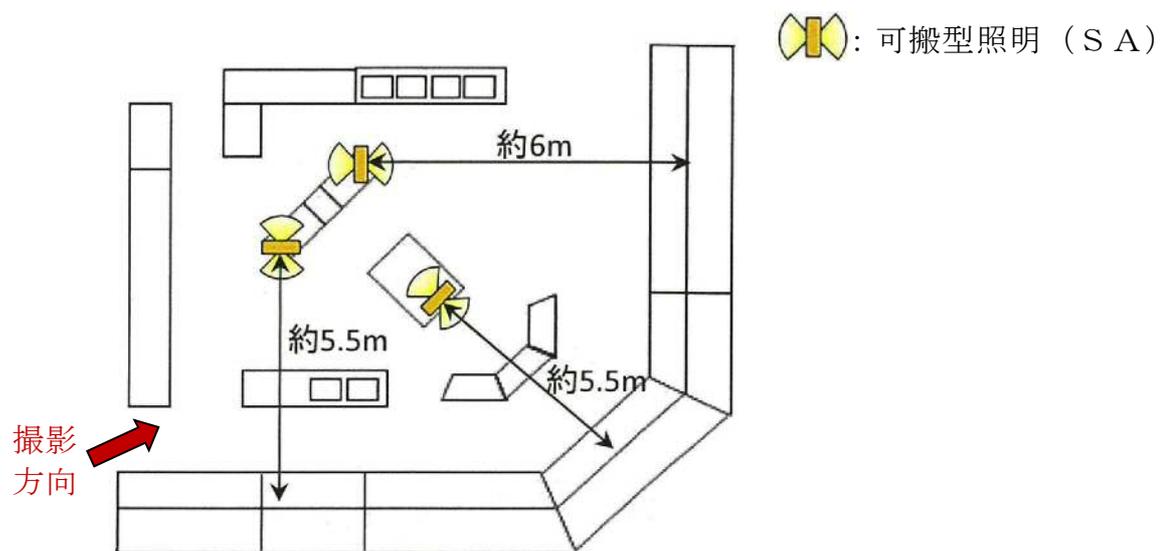
名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	3台 (予備1台(中央制御室待避室の予備1台と共用))	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24時間 両面：12時間
ランタン 	中央制御室	16個 (予備4個)	電池：単一電池4本 点灯時間：約45時間
ヘッドライト 	中央制御室	7個 (予備7個)	電池：単三電池3本 点灯時間：約12時間

 : S A範囲

可搬型照明（S A）の照度は、第 2.5-5 図に示すとおり主制御盤から約 6m の位置に設置した場合で、直流照明の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し、室内照明全消灯状態にて主制御盤垂直部平均で約 20 ルクス以上の照度を確保し、監視操作が可能なことを確認している。



画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



第 2.5-5 図 シミュレーション施設における可搬型照明（S A）確認状況

中央制御室の照明が全て消灯した場合，裏盤についての監視操作は，乾電池内蔵型照明を運転員が装着して行う。（第 2.5-6 図 参照）

乾電池内蔵型照明の照度は，室内照明全消灯時に運転員が装着した状態で，直流照明の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し，監視計器及び操作部で 600 ルクス以上の照度を確保し，監視操作が可能なことを確認している。



（シミュレーション施設におけるヘッドライト使用状況）

第2.5-6図 乾電池内蔵型照明使用イメージ

 : S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたっての、中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。第3.1-1図に格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要を示す。

(1) 格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

発電長等は重大事故等時において、格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、第3.1-1表に示す設備、資機材の運用準備を行う。

第3.1-1表 中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	・中央制御室待避室空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型照明（S A）及び電離箱サーベイメータの配置，電源入
監視設備	・データ表示装置（待避室）の配置，電源入
通信連絡設備	・通信連絡設備の切替及び通話確認

(2) 格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

発電長等は、格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉める。

中央制御室待避室に施設する差圧計を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、正圧化されていることを確認する。また、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が19%以上であること、二酸化炭素濃度が0.5%以下であること）を確認するとともに、中央制御室待避室の放射線量率を電離箱サーベイメータにて監視する。

 : S A 範囲

中央制御室待避室に待避している間にも、データ表示装置（待避室）を用いることで、格納容器圧力逃がし装置の作動状況等のプラント状態の監視を行う。また、中央制御室待避室には通信連絡設備を設置し、災害対策本部との連絡が常時可能とする。

なお、中央制御室待避室に待避している間の運転操作は不要であるが、万一、中央制御室での運転操作が必要となった場合は、中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部の指示の下、必要な放射線防護装備、個人線量計管理措置を施した上で、中央制御室に出て、運転操作を行い、速やかに中央制御室待避室に移動する。そのために必要な資機材は中央制御室待避室に配備する。

(3) 格納容器圧力逃がし装置作動後（待避解除）

発電長等は、格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後、中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部との協議の上、必要な防護装備を着用し、中央制御室待避室における待避を解除し、中央制御室での対応を再開する。

 : S A 範囲

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を第3.2-1表及び第3.2-2表に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第3.2-1表 放射線防護具類

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室 ^{※2}
タイベック	1,155着 ^{※3}	17着 ^{※15}
靴下	2,310足 ^{※4}	34足 ^{※16}
帽子	1,155個 ^{※5}	17個 ^{※17}
綿手袋	1,155双 ^{※6}	17双 ^{※18}
ゴム手袋	2,310双 ^{※7}	34双 ^{※19}
全面マスク	330個 ^{※8}	17個 ^{※17}
チャコールフィルタ	2,310個 ^{※9}	34個 ^{※20}
アノラック	462着 ^{※10}	17着 ^{※15}
長靴	132足 ^{※11}	9足 ^{※21}
胴長靴	12足 ^{※12}	9足 ^{※21}
遮蔽ベスト	15着 ^{※13}	—
自給式呼吸用保護具	—	9式 ^{※22}
バックパック	66個 ^{※14}	17個 ^{※17}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に、緊急時対策所より防護具類を持参する。

※3 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,155 \text{着}$

※4 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2足を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,310 \text{足}$

※5 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,155 \text{個}$

※6 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,155 \text{双}$

※7 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2双を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,310 \text{双}$

※8 $110 \text{名 (要員数)} \times 2 \text{日 (3日目以降は除染にて対応)} \times 1.5 \text{倍} = 330 \text{個}$

※9 $110 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2個を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,310 \text{個}$

※10 $44 \text{名 (現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 462 \text{着}$

- ※11 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交代を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=132足
 - ※12 4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=12足
 - ※13 10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15着
 - ※14 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍=66個
 - ※15 11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17着
 - ※16 11名（中央制御室要員数）×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
 - ※17 11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17個
 - ※18 11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17双
 - ※19 11名（中央制御室要員数）×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
 - ※20 11名（中央制御室要員数）×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
 - ※21 6名（運転員（現場）3名+重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
 - ※22 6名（運転員（現場）3名+重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式
- ・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし，初動対応以降は交代要員が中央制御室に向かう際に，緊急時対策所より防護具類を持参することで対応する。

中央制御室の要員数は11名であり，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対応要員3名で構成されている。このうち，運転員等（現場）は，1回現場に行くことを想定する。また，全要員の交替時の防護具類を考慮する。

タイベック等（帽子，綿手袋）の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

11名×1回（交替時）+3名×1回（現場）=14 < 17

靴下及びゴム手袋は二重にして使用し，チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。

（11名×1回（交替時）+3名×1回（現場））×2倍=28 < 34

全面マスク及びバックパックは，再使用するため，必要数は11個であり，配備数（17個）は必要数を上回っており妥当である。

長靴，胴長靴及び自給式呼吸用保護具は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である（※23，24参照）。

: S A 範囲

第3.2.-2表 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）の配備数

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台 ^{※3}	33台 ^{※8}
GM汚染サーベイメータ	5台 ^{※4}	3台 ^{※9}
電離箱サーベイメータ	5台 ^{※5}	3台 ^{※10}
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリングポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ ^{※2}	2台 ^{※7}	2台 ^{※7}

※1 今後、訓練等で見直しを行う

※2 緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3 $110 \text{名（要員数）} \times 2 \text{台（交代時用）} \times 1.5 \text{倍} = 330 \text{台}$

※4 身体の汚染検査用に3台+2台（予備）

※5 現場作業等用に4台+1台（予備）=5台

※6 加圧判断用に1台+1台（予備）=2台

※7 室内のモニタリング用に1台+1台（予備）=2台

※8 $11 \text{名（中央制御室要員数）} \times 2 \text{台（交代時用）} \times 1.5 \text{倍} = 33 \text{台}$

※9 身体の汚染検査用に2台+1台（予備）=3台

※10 現場作業等用に2台+1台（予備）=3台

 : SA範囲

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を第3.2-3表に示す。なお、飲食料等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第3.2-3表 飲食料等

品名	配備数 ^{※1}
飲食料等 ・食料 ・飲料水（1.5リットル）	231食 ^{※2} 154本 ^{※3}
簡易トイレ	1式
ヨウ素剤	154錠 ^{※4}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×7日×3食＝231食

※3 11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×7日×2本＝154本

※4 11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×2交替）＝154錠

 : SA範囲

3.3 チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 59 条第 1 項(原子炉制御室) 並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条第 1 項(原子炉制御室) に基づき, 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため, 身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは, 脱衣エリア, サーベイエリア, 除染エリア, クリーンエリアからなり原子炉建屋付属棟内, かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は第 3.3-1 表のとおり。

 : S A 範囲

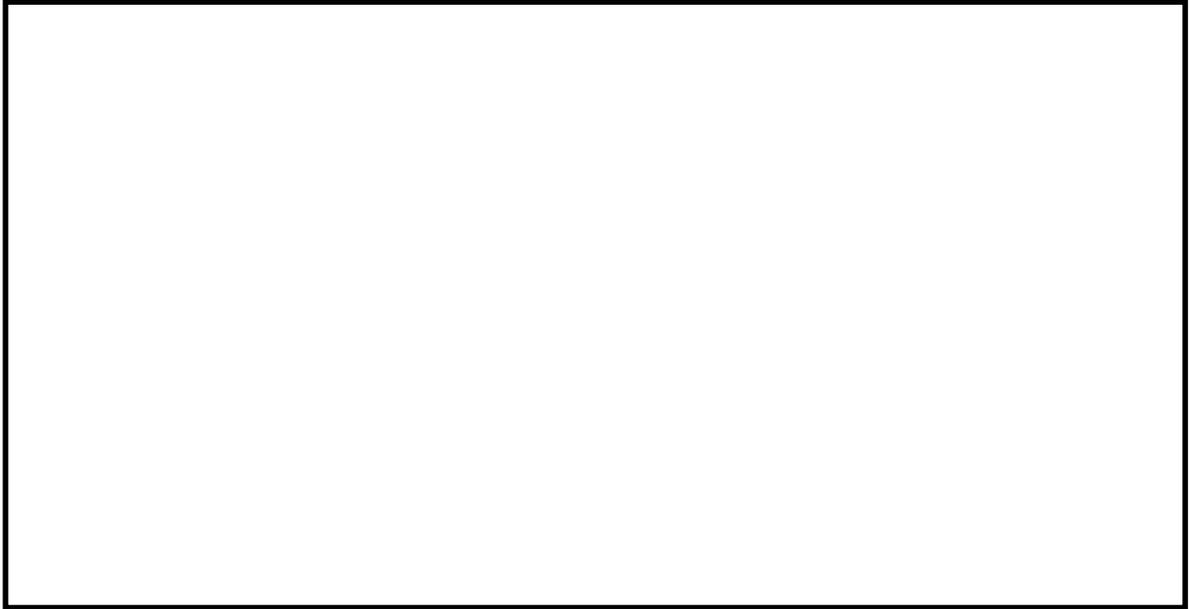
第 3.3-1 表 チェンジングエリアの概要

設営場所	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体への汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。 なお、空調機械室内への搬入口は地震竜巻等でも開放せず、事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。
設営形式	テントハウス (一部、通路区画化)	通路にテントハウスを設営し、テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。
判断基準 手順着手の	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、速やかに設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるように定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

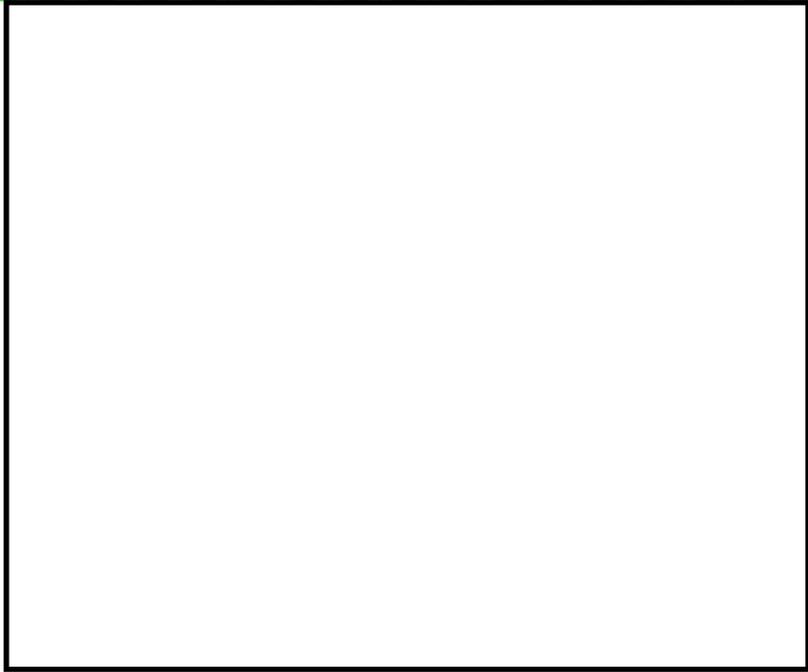
チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、第 3.3-1 図、第 3.3-2 図のとおり。なお、通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず、耐震性が確保された原子炉建屋内のルートを設定する。作業員は放射線防護具を着用し、チェンジングエリアから中央制御室へのアクセスする。子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセ

スルートの設定図を第 3.3-3 図に示す。作業員が携行する資機材（携行型有線通話装置，電離箱サーベイメータ，電動ドライバ等）についてはバックパックに入れ携行することで，携行時の負担を軽減する。

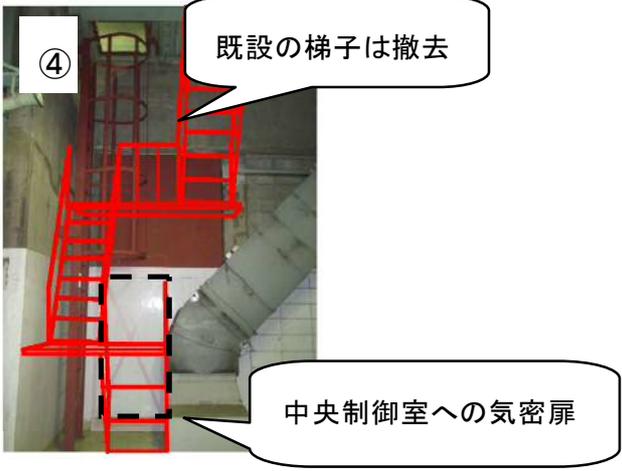
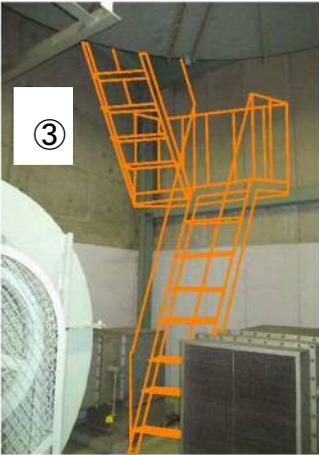


第 3.3-1 図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所

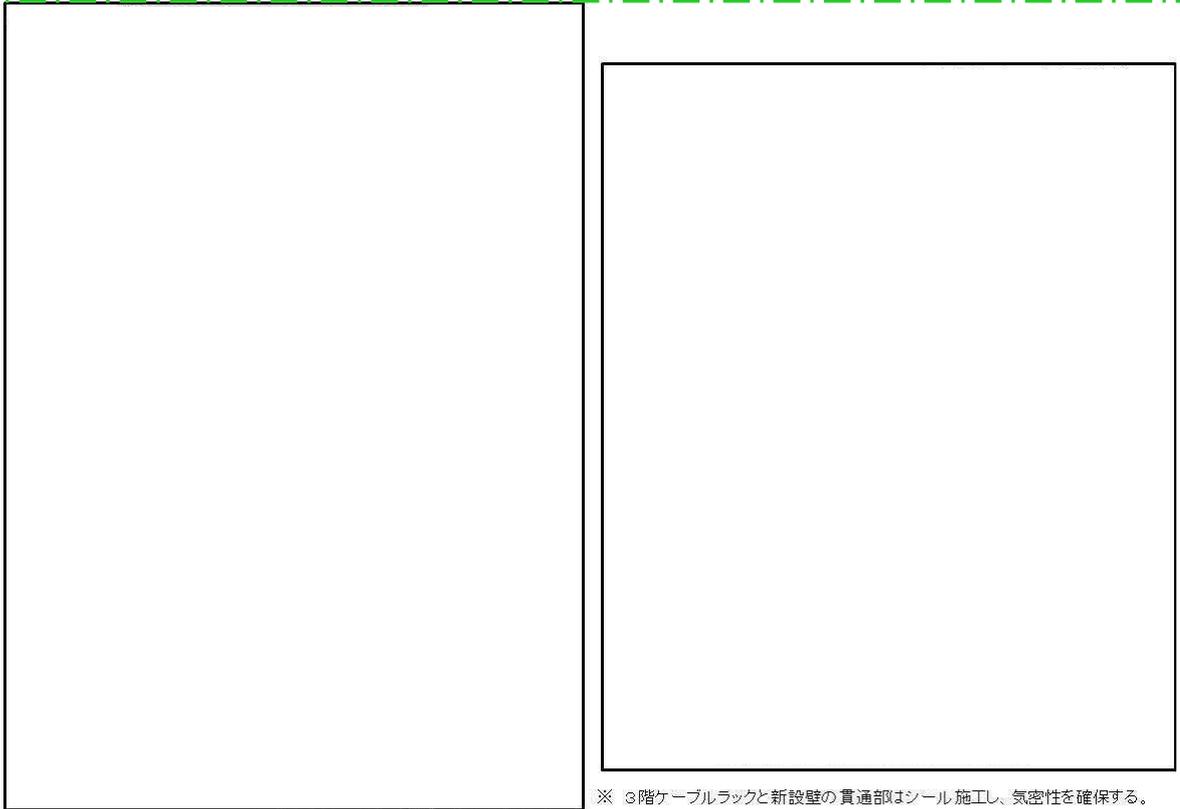
 : S A 範囲



(通行状態のイメージ)



第 3.3-2 図 中央制御室へのアクセスルート概要図



※ 3階ケーブルラックと新設壁の貫通部はシール施工し、気密性を確保する。

第 3.3-3 図 中央制御室へのアクセスルート設定図

(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

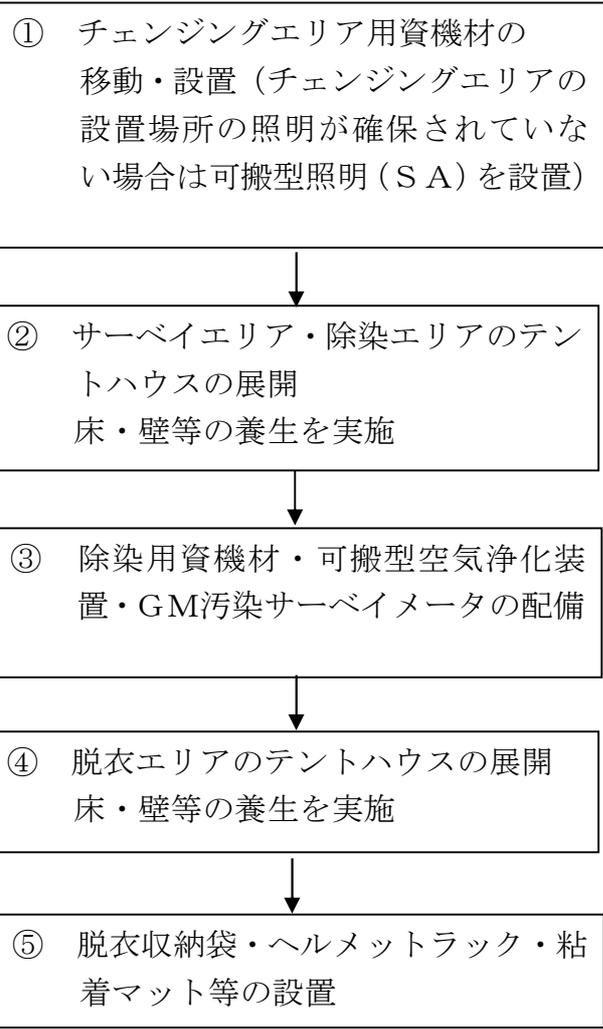
a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，第 3.3-4 図の設営フローに従い，第 3.3-5 図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で，初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアについて約 60 分，さらに脱衣エリアの設営について約 80 分の合計 140 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。夜間休日に事故が発生した場合に参集までの時間を考慮しても約 3 時間後にはチェンジングエリアの初期運用を開始することが可能である。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班

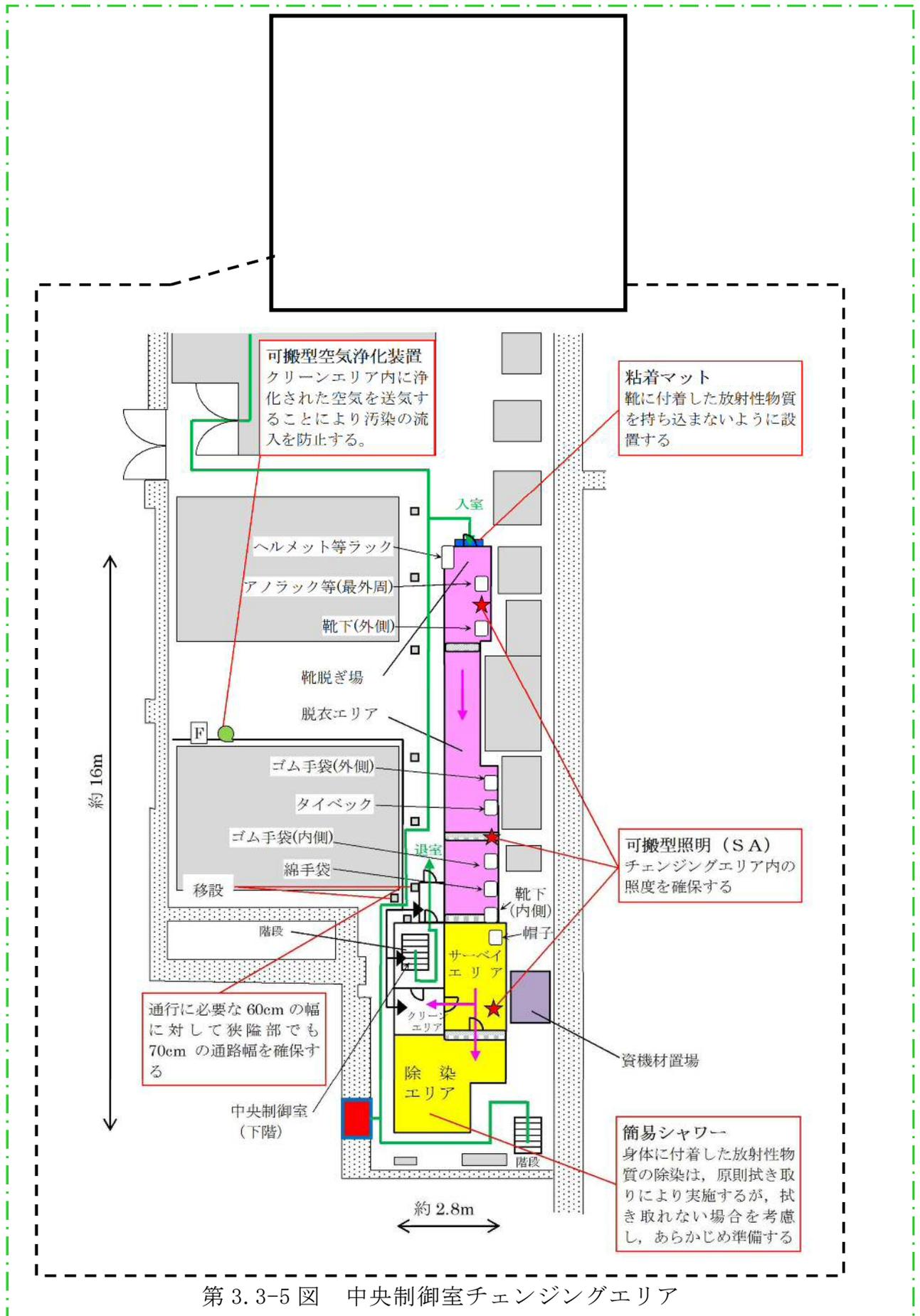
員4名のうち、チェン징ングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合に実施する。

 : SA範囲



第 3.3-4 図 チェンジングエリアの設営フロー

┌ : S A 範囲



第 3.3-5 図 中央制御室チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、第3.3-2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

第3.3-2表 チェンジングエリア用資機材

	名 称	数 量 ^{※1}
エリア設 営用	テントハウス	7 張 ^{※2}
	バリア	6 個 ^{※3}
	簡易シャワー	1 式 ^{※2}
	簡易水槽	1 個 ^{※2}
	バケツ	1 個 ^{※2}
	水タンク	1 式 ^{※2}
	可搬型空気浄化装置	2 台 ^{※4}
消耗品	はさみ, カッター	各 3 本 ^{※5}
	筆記用具	2 式 ^{※6}
	養生シート	2 巻 ^{※7}
	粘着マット	2 枚 ^{※8}
	脱衣収納袋	8 個 ^{※9}
	難燃袋	84 枚 ^{※10}
	難燃テープ	12 巻 ^{※11}
	クリーンウェス	5 缶 ^{※12}
	吸水シート	93 枚 ^{※13}

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 エリアの設営に必要な数量

※3 各エリア間の4個×1.5倍=6個

※4 1台×1.5倍=1.5→2台

※5 設置作業用、脱衣用、除染用の3本

※6 サーベイエリア用、除染エリア用の2式

※7 44.0 m^2 (床、壁の養生面積) × 2 (補修張替え等) ÷ $90 \text{ m}^2 / \text{巻}$ × 1.5倍 = 1.5 → 2巻

- ※8 1枚（設置箇所数）×1.5倍＝1.5→2枚
- ※9 8個（設置箇所数 修繕しながら使用）
- ※10 8枚／日×7日×1.5倍＝84枚
- ※11 58.4 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.7→12巻
- ※12 11名（中央制御室要員数）×7日×2交替×8枚（マスク、長靴、両手、身体の拭き取りに各2枚）÷300枚／缶＝4.1→5缶
- ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
11名（要員数）×7日×40（1回除染する際の排水量）÷50（シート1枚の給水量）×1.5倍＝92.4→93枚

： S A 範囲

(5) チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは, 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室外で作業を行った要員が, 中央制御室に入室する際に利用する。中央制御室外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第 3.3-5 図のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から④のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア。汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

④ クリーンエリア

扉付シート壁により区画することでサーベイエリア等からの汚染の流入を防止するエリア

 : SA 範囲

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、安全靴、ヘルメット、アノラックを脱衣する。
- ・脱衣エリア前室で、ゴム手袋（外側）、タイベック、靴下（外側）等を脱衣する。
- ・脱衣エリア後室で、ゴム手袋（内側）、綿手袋、靴下（内側）を脱衣する。
- ・マスク及び帽子を着用したまま、サーベイエリアへ移動する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は以下のとおり。

- ① サーベイエリアにて、マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。
- ② 汚染基準を満足する場合は、マスク及び帽子を脱衣し、全身の汚染検査を受ける。
- ③ 汚染基準を満足する場合は、脱衣後のマスクを持参し、クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。
- ④ ②又は③の汚染検査において汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況に

ついて、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。(マスク及び帽子は除く)
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下内側、靴下外側、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、靴を着用する。
- ・放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

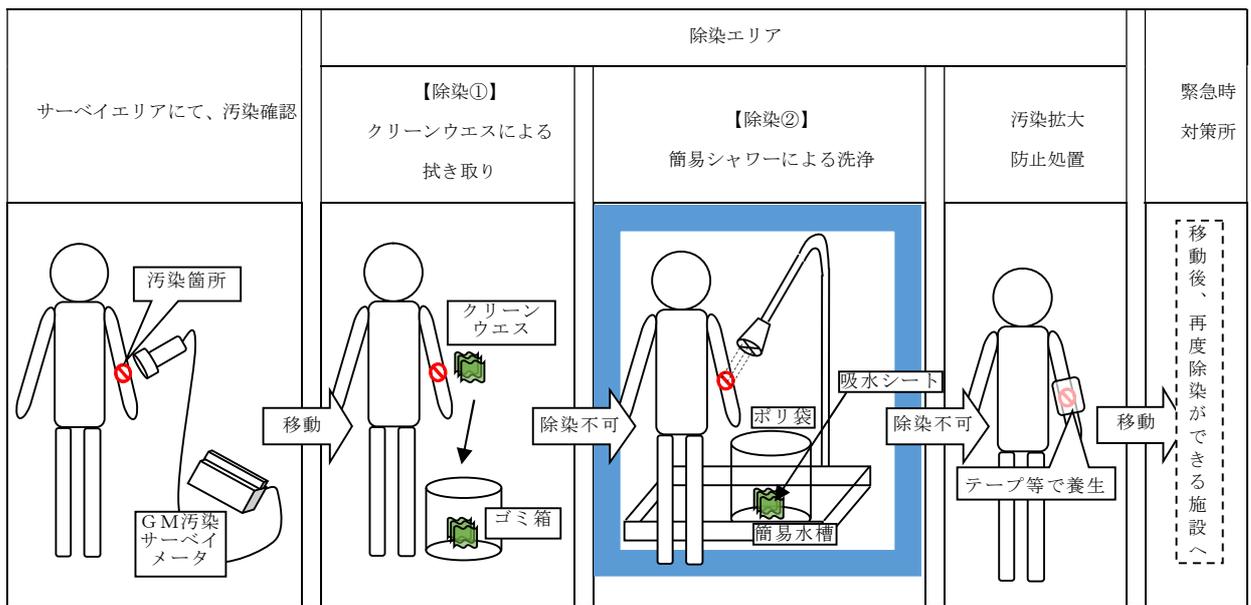
f. 重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で重大事故等に対処する要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで重大事故等に対処する要員の除染を行う。

重大事故等に対処する要員の除染については、クリーンウエスでの拭

き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第 3.3-6 図のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第 3.3-6 図 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量

率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

(6) チェンジングエリアの汚染拡大防止について

a. 汚染拡大防止の考え方

各テントハウスの接続部等をテープ養生することでテントハウス外からの汚染の持ち込みを防止する。また、テントハウスの出入口等を扉付シート壁で区画することで中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止対策として、可搬型空気浄化装置を1台設置する。

b. チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、テントハウスの出入口、サーベイエリア、クリーンエリア、除染エリアは扉付のシート壁により区画し、テントの接続部は放射性物質が外部から流入することを防止できる設計とする。テントハウスの外観は第3.3-7図のとおりであり、仕様は第3.3-3表のとおりである。また、第3.3-8図はテントハウスの設置状況であり、各テントハウス間はファスナーを用いて接続する。なお、各テントハウス間の接続は第3.3-9図のとおり行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲（階段室及び前後室）は扉付のシート壁により2重に区画した上で2重のシート扉は同時に開けない運用とし、テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで、中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には、必要に応じて汚染除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮する。

更にチェンジングエリア内には，靴等に伏着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

 : S A 範囲



第 3.3-7 図 テントハウスの外観及び設置状況（イメージ）

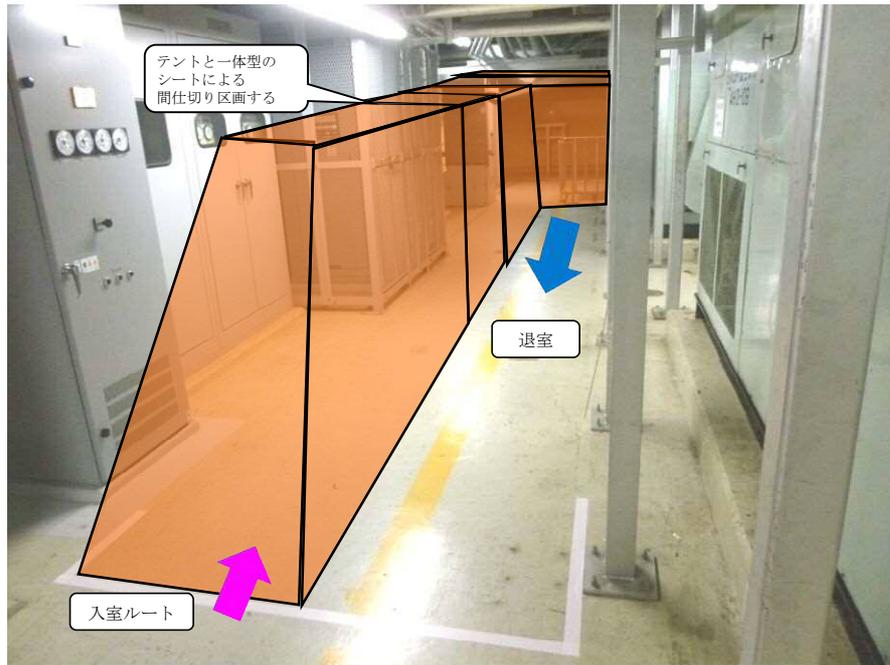
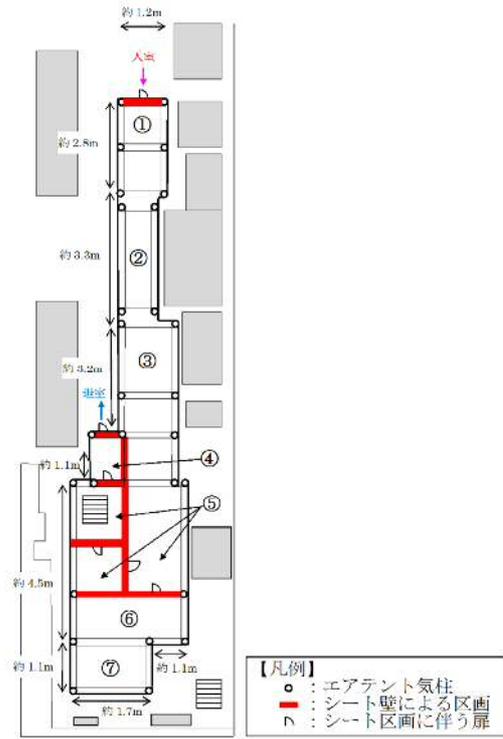
第 3.3-3 表 テントハウスの仕様

サイズ	幅 0.7～2.6m×奥行 1.1m～5.2m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg ^{※1} 程度
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm 程度 ^{※1}
送風時間（専用ブロワ） ^{※2}	約 2 分 ^{※1}
構造	7 張りのテントハウスを連結して組み立て

※1 幅 2m×奥行 2m×高さ 2.3m のテントハウスでの数値

※2 手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。

 : S A 範囲



第 3.3-8 図 テントハウスの設置状況 (イメージ)

： S A 範囲



第 3.3-9 図 各テントハウス間の接続（イメージ）

 : S A 範囲

c. 可搬型空気浄化装置

更なる汚染拡大防止対策として、チェンジングエリアに設置する可搬型空気浄化装置の仕様等を第 3.3-10 図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

なお、中央制御室は原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を 1 台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	<ul style="list-style-type: none">○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm○風 量：9m³/min (540m³/h)○重 量：約 45 kg○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	<p>微粒子フィルタ 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 3.3-10 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

 : S A 範囲

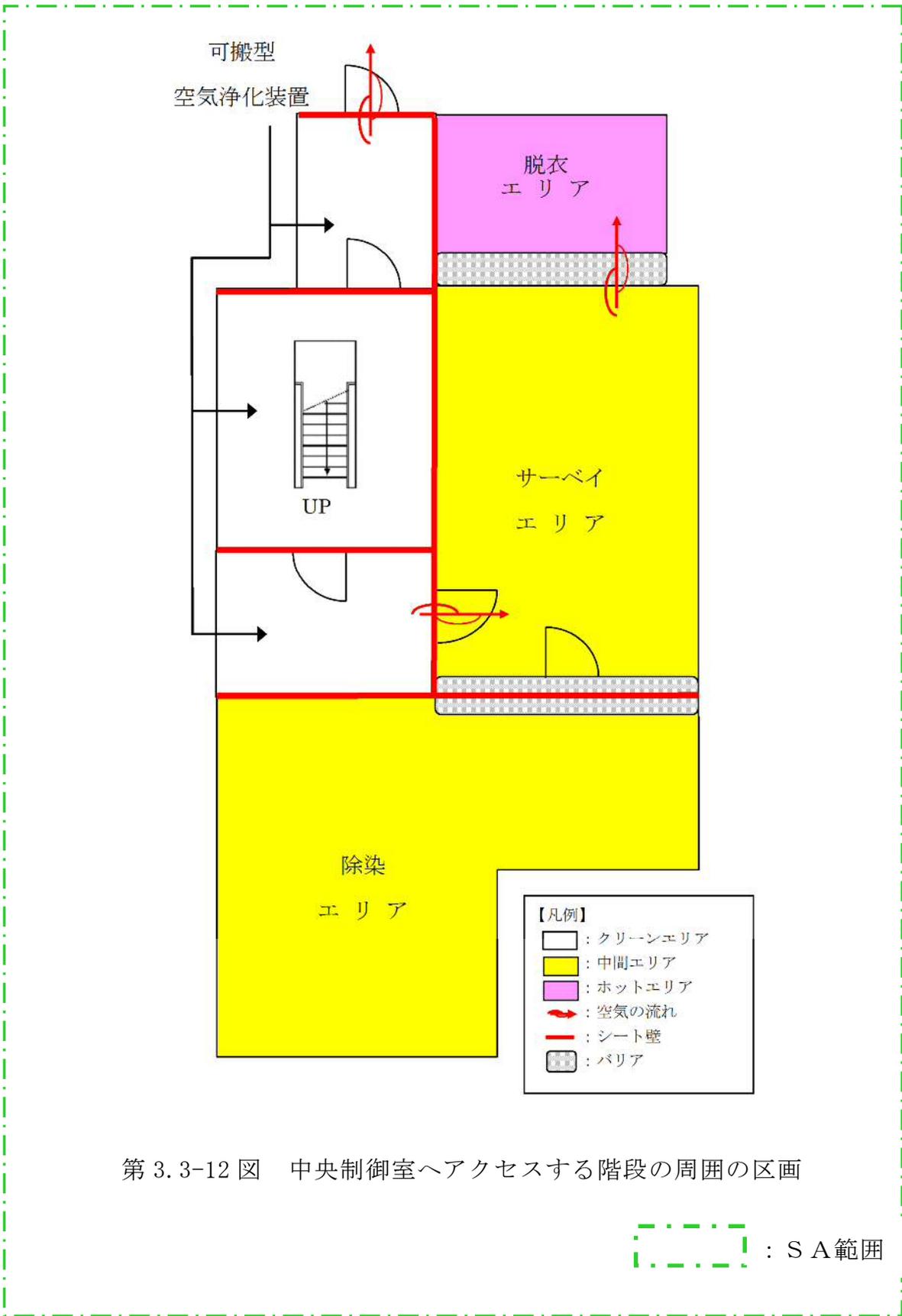
d. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、第 3.3-11 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる汚染拡大防止のため設置する、可搬型空気浄化装置により中央制御室へアクセスする階段室及びその前後室に浄化された空気を送り込むことで、エリア内で放射性物質が飛散した場合でも、中央制御室へ放射性物質が流入することを防止する。

第 3.3-11 図、第 3.3-12 図のとおりチェンジングエリア内に空気の流れを作ることで、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお、テナントハウス出入口はカーテンシートとすることで外部への空気の流れを確保する。

 : S A 範囲



e. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が他の要員に伝播することがないように，サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は，汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は，速やかに養生シートを張り替える等により，要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

また，中央制御室への入室の動線と退室の動線をシート区画にて隔離することで，入域ルート側の汚染が退域エリアに伝搬することを防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで，脱衣する要員同士の接触を防止する。

(7) 汚染の管理基準

第 3.3-4 表のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，第 3.3-4 表の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

 : S A 範囲

第 3.3-4 表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限度 (アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度： 40Bq/cm ² の1/10)
状況 ②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 【1ヶ月後の値】に準拠

： S A 範囲

(8) 可搬型照明 (S A)

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明 (S A) は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために3台 (予備1台) を使用する。可搬型照明 (S A) の仕様を第3.3-5表に示す。

第3.3-5表 チェンジングエリアの可搬型照明 (S A)

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (S A) 	原子炉建屋 附属棟4階 空調機械室	4台 (予備1台含む)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24時間 両面：12時間

チェンジングエリア内は、第3.3-13図に示すように設置する可搬型照明 (S A) により5ルクス以上の照度が確保可能であり、問題なく設営運用等が行えることを確認している。

 : S A範囲



第 3.3-13 図 チェンジングエリア設置場所における
可搬型照明（S A）確認状況

(9) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員等は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員等がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約14分（1人目の脱衣に6分+その後順次汚染検査2分×4名）と設定し、全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで約22分（汚染がない場合の14分+除染後の再検査2分×4名）と設定しており、訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機は不要な被ばくを防止することができる。

 : S A 範囲

(10) 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分）、可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分）、可搬型気象観測設備の設置（80分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には、放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には、放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。要員参集後（発災から2時間後）に参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお、チェンジングエリアの運用については、エリア使用の都度放射線管理班員がチェンジングエリアまで移動して対応するがチェンジングエリアが使用されるのは直交代時及び作業終了後に運転員が中央制御室に戻る際であり、多くとも1日数回程度のため十分対応が行える。

 : S A 範囲

・ケース①（平日昼間の場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10条 ▽ ▽中央制御室チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線 管理班 員A, B	[Checkered pattern]							
緊急時対策所エリアモニタ設置		[Checkered pattern]							
可搬型モニタリング・ポストの配置	放射線 管理班 員C, D	[Checkered pattern]							
状況把握（モニタリングポストなど）		[Checkered pattern]							
可搬型気象観測設備の配置		[Checkered pattern]							
中央制御室チェンジングエリアの設置		[Checkered pattern]							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		[Checkered pattern]							

・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10条 ▽ ▽参集完了 ▽中央制御室チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線 管理班 員A, B	[Checkered pattern]							
緊急時対策所エリアモニタ設置		[Checkered pattern]							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		[Checkered pattern]							
可搬型モニタリング・ポストの配置*		[Checkered pattern]							
可搬型気象観測設備の配置	放射線 管理班 員C, D	[Checkered pattern]							
中央制御室チェンジングエリアの設置		[Checkered pattern]							

※可搬型モニタリング・ポストは、放射線管理班長の判断により緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

 : SA範囲

(11) チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

夜間、休日は、参集要員によりチェンジングエリアの設置を行う可能性があるため、チェンジングエリアの初期運用の開始^{※1}まで事象発生から3時間程度^{※2}要する場合が考えられる。その場合において、チェンジングエリアの初期運用開始までは、下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

※1： サーベイエリア、除染エリア及びクリーンエリアの設営

※2： 2時間（参集時間）＋1時間（サーベイエリア及び除染エリアの設営）

- 運転員等は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染（クリーンウエスによる拭取り）を行った上で、中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は、チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員等の再検査を実施し、必要に応じ除染（クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また、中央制御室内の環境測定を行う。
- 上記に加えて、中央制御室とチェンジングエリアの間に設置する気密扉により中央制御室バウンダリを区画する。
- なお、仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は(5) チェンジングエリアの運用に従う。

 : S A 範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

地震、自然災害（竜巻等）、及び火災、溢水について、中央制御室に影響を与える事象を抽出し、対応について整理した。

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として、第3.4-1表に示す起因事象（内部火災、内部溢水、地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが、いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○地震

中央制御室及び制御盤は、耐震Sクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、制御盤に手すりを設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講ずることにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

○火災

中央制御室にて火災が発生した場合は運転員が火災状況を確認できる設計とし、初期消火を行うことができるよう消火器を設置する。

また、中央制御室外で発生した火災に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

○溢水

中央制御室内には溢水源がない設計とする。

万が一、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、消火器にて初期消火を行うこととしているため、消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

また、中央制御室外で発生した溢水に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

 : D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/3)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災(地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、中央制御室の機能を維持する。(詳細については、設置許可基準規則第8条「火災による損傷の防止」に関する審査資料を参照)
内部溢水(地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室内には溢水源がない設計とする。火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない設計とする。(詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する審査資料を参照)
地震	余震	中央制御室は、原子炉建屋付属棟(耐震Sクラス)に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。 中央制御室の照明ルーバーに対し落下防止措置を講じている。 余震時には、運転員は運転員机又は制御盤のデスク部下端に掴まることで体勢を維持し、指示計、記録計等による原子炉施設の監視を行うことができる。今後、余震時における運転員の更なる安全確保を考慮し制御盤に手すりを設置する。

 : D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/3)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
地震	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され*1、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え、機能が喪失することはない。また、蓄電池内蔵型照明を備え、機能が喪失しない設計とする。(詳細については、設置許可基準規則11条「安全避難通路等」に関する審査資料を参照)
竜巻・風(台風)		*1 ディーゼル発電機は各自然現象に対して、健全性が確保される設計とする。
積雪		地 震：基準地震動に対して、耐震Sクラス設計であるため、健全性が確保する。 竜 巻：設計基準の竜巻による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
落雷		風 風：設計基準の風(台風)による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。 積 雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
外部火災(森林火災)		落 雷：設計基準の雷撃電流値に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。 外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対しては隔離距離の確保によって健全性を確保する。また、ばい煙の侵入に対してフィルタによる防護で健全性を確保する。
火山		火 山：想定する降下火砕物の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。また、下火砕物の侵入に対しては、フィルタによる防護で健全性を確保する。

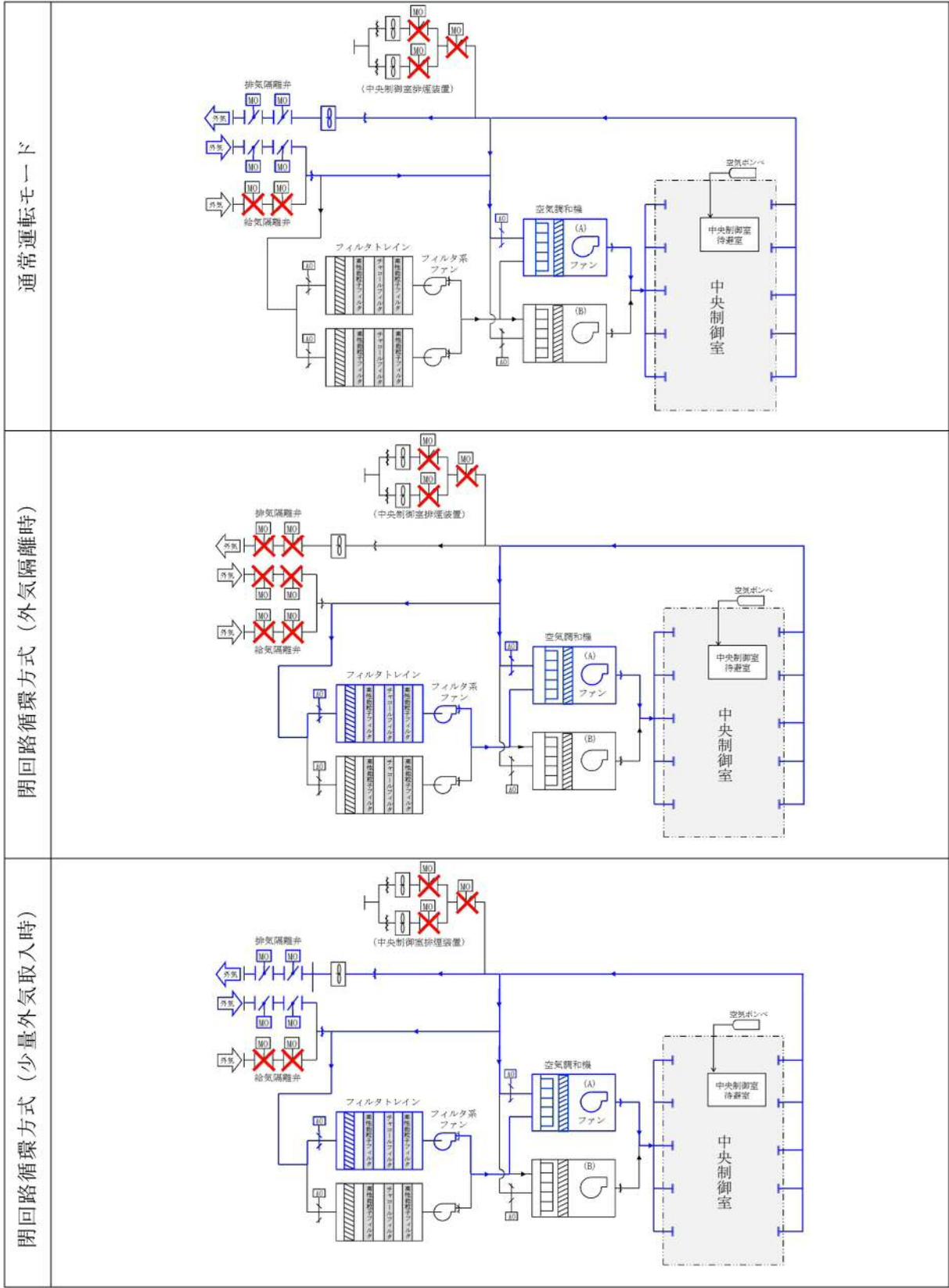


: DB 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (3/3)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガス発生による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室の換気系について、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、閉回路循環方式とすることにより外気を遮断することから、中央制御室内環境への影響はない。この場合の酸素濃度・二酸化炭素濃度への影響を【補足1】，【補足2】に示す。但し、影響が長期化する場合は、必要に応じて一次的に外気を取り入れて換気する。第3.4-1図に運転モード毎の中央制御室換気系の系統概略図を示す。</p> <p>なお、外部火災時の有毒ガスについては、中央制御室外気取入口における濃度がIDLH（急性の毒性限界濃度（30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限界値））以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p>
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	<p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス、窒素ガスの濃度は外気取入口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。（詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）」，外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する審査資料を参照）</p>
凍結	低温による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室の換気系により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。（詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（凍結）」に関する審査資料を参照）</p>

 : D B 範囲



第 3. 4-1 図 運転モード毎の中央制御室換気系系統概略図

: D B 範囲

【補足 1】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について
(設計基準事故時)

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条、第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室換気設備は、隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環方式とすることができる。

設計基準事故が発生時において、隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、以下のとおり評価した。

2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編」, 「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (J E A C 4622-2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員 7 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 : 2,700m³
- ・ 初期酸素濃度 : 20.95%
- ・ 空気流入率 : 0.4 回/h (平成 27 年 2 月 25 日~26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系 : 0.468 回/h(±0.015), B系 : 0.435 回/h(±0.015)を基に設定)
- ・ 1 人当りの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、24L/min/人とする。
- ・ 1 人当りの酸素消費量は、呼気酸素濃度を 16.40%として、1.092L/min

／人 (=0.06552m³／h／人)

- ・ 1 時間当たりの酸素消費量は,
0.45864[m³／h]=0.06552[m³／h／人]×7[名]
- ・ 許容酸素濃度：19%以上（鉱山保安法施行規則から）

b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$$

M：室内酸素消費量 (m³／h)

V：中央制御室バウンダリ体積 (m³)

C_∞：平衡状態における室内の酸素濃度 (—)

C₀：外気の酸素濃度 (—)

N：空気流入率 (回／h)

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.45864 / (0.4 \times 2700)\} \\ &= 0.209075 \approx 20.90\% \end{aligned}$$

以上のとおり、閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は 19%以上を満足しているため、中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第 14 版 3 空気調和設備編」, 「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (J E A C 4622-2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：7 名

- ・中央制御室バウンダリ容積：2,700m³
- ・初期二酸化炭素濃度：0.03%
- ・空気流入率：0.4回/h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系：0.468回/h(±0.015), B系：0.435回/h(±0.015)を基に設定)
- ・1人当りの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046[m³/h/人]とする。
- ・1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，
0.322[m³/h]=0.046[m³/h/人]×7[名]
- ・許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \{M / (N \cdot V)\}$$

M：室内二酸化炭素発生量 (m³/h)

V：中央制御室バウンダリ体積 (m³)

C_∞：平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 (—)

C₀：外気の二酸化炭素濃度 (—)

N：空気流入率 (回/h)

c. 評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.0003 + \{0.322 / (0.4 \times 2700)\} \\ &= 0.000599 \approx 0.06\% \end{aligned}$$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は0.5%以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

: D B 範囲

【補足2】外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について
(重大事故時)

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条、第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、重大事故発生時において中央制御室換気設備は、隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環方式とすることができる。

設計基準事故が発生時において、隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、以下のとおり評価した。

重大事故が発生時において、隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、以下のとおり評価した。

2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」, 「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (JEAC4622-2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員 11 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 : 2,700m³
- ・ 初期酸素濃度 : 20.95%
- ・ 空気流入率 : 0.4 回/h (平成 27 年 2 月 25 日~26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系 : 0.468 回/h(±0.015), B系 : 0.435 回/h(±0.015)を基に設定)
- ・ 1 人当りの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を

適

用して、24L/min/人とする。

- 1人当りの酸素消費量は、呼気酸素濃度を16.40%として、1.092L/min/人 (=0.06552m³/h/人)
- 1時間当たりの酸素消費量は、
0.72072[m³/h]=0.06552[m³/h/人]×11[名]
- 許容酸素濃度：19%以上（鉱山保安法施行規則から）

b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$$

M：室内酸素消費量 (m³/h)

V：中央制御室バウンダリ体積 (m³)

C_∞：平衡状態における室内の酸素濃度 (—)

C₀：外気の酸素濃度 (—)

N：空気流入率 (回/h)

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.72072 / (0.4 \times 2700)\} \\ &= 0.208166 \approx 20.81\% \end{aligned}$$

以上のとおり、閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は19%以上を満足しているため、中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」, 「原子力発

電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（JEAC4622-2009）」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：11名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m³
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.03%
- ・ 空気流入率：0.4回/h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系：0.468回/h(±0.015), B系：0.435回/h(±0.015)を基に設定)
- ・ 1人当りの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046[m³/h/人]とする。
- ・ 1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，
0.506[m³/h]=0.046[m³/h/人]×11[名]
- ・ 許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \{M / (N \cdot V)\}$$

M：室内二酸化炭素発生量 (m³/h)

V：中央制御室バウンダリ体積 (m³)

C_∞：平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 (—)

C₀：外気の二酸化炭素濃度 (—)

N：空気流入率 (回/h)

c. 評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.0003 + \{0.506 / (0.4 \times 2700)\} \\ &= 0.000769 \approx 0.08\% \end{aligned}$$

: S A 範囲

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は0.5%以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

: S A 範囲

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ

(1/6)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均
	平均出力領域計装 A
	平均出力領域計装 B
	平均出力領域計装 C
	平均出力領域計装 D
	平均出力領域計装 E
	平均出力領域計装 F
	起動領域計装 A
	起動領域計装 B
	起動領域計装 C
	起動領域計装 D
	起動領域計装 E
	起動領域計装 F
	起動領域計装 G
	起動領域計装 H
炉心冷却の状態確認	原子炉水位 (狭帯域)
	原子炉水位 (広帯域)
	原子炉水位 (燃料域)
	原子炉水位 (SA 広帯域)
	原子炉水位 (SA 燃料域)
	原子炉圧力
	原子炉圧力 (SA)
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧炉心スプレイ系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量 A
	残留熱除去系系統流量 B
	残留熱除去系系統流量 C
	逃がし安全弁出口温度

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉再循環ポンプ入口温度
	原子炉給水流量
	原子炉圧力容器温度
	残留熱除去系熱交換器入口温度
	高圧代替注水系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	代替循環冷却系原子炉注水流量
	代替淡水貯槽水位
	6.9kV 母線 2A-1 電圧
	6.9kV 母線 2A-2 電圧
	6.9kV 母線 2B-1 電圧
	6.9kV 母線 2B-2 電圧
	6.9kV 母線 2C 電圧
	6.9kV 母線 2D 電圧
	6.9kV 母線 HPCS 電圧
	D/G 2C 遮断器 (660) 閉
	D/G 2D 遮断器 (670) 閉
	HPCS D/G 遮断器 (680) 閉
	圧力容器フランジ温度
	125VDC 2A 母線電圧
	125VDC 2A 母線電圧
6.9kV 緊急用母線電圧	
480V 緊急用母線電圧	

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (A)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (B)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (A)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (B)
	ドライウエル圧力 (広帯域)
	ドライウエル圧力 (狭帯域)
	ドライウエル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール圧力
	ドライウエル雰囲気温度
	サプレッション・プール水温度 (平均値)
	サプレッション・プール水温度
	サプレッション・プール雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	サプレッション・プール水位
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)
	格納容器内水素濃度 (SA)
	格納容器内酸素濃度 (SA)
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
	格納容器下部水位
	格納容器下部水温
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ入口温度
	残留熱除去系熱交換器出口温度
	残留熱除去系海水系系統流量
	残留熱除去系 A 注入弁全開
	残留熱除去系 B 注入弁全開
	残留熱除去系 C 注入弁全開
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)
	格納容器内スプレイ弁 B (全開)
	放射能隔離の状態確認
主排気筒放射線モニタ B	
主排気筒モニタ (高レンジ)	
主蒸気管放射線モニタ A	
主蒸気管放射線モニタ B	
主蒸気管放射線モニタ C	
主蒸気管放射線モニタ D	
排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	
排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	
NS4 内側隔離	
NS4 外側隔離	
主蒸気内側隔離弁 A 全閉	
主蒸気内側隔離弁 B 全閉	
主蒸気内側隔離弁 C 全閉	
主蒸気内側隔離弁 D 全閉	
主蒸気外側隔離弁 A 全閉	
主蒸気外側隔離弁 B 全閉	
主蒸気外側隔離弁 C 全閉	
主蒸気外側隔離弁 D 全閉	
環境の情報確認	SGTS A 作動
	SGTS B 作動

: S A 範囲

目的	対象パラメータ
環境の情報確認	SGTS モニタ (高レンジ) A
	SGTS モニタ (高レンジ) B
	SGTS モニタ (低レンジ) A
	SGTS モニタ (低レンジ) B
	耐圧強化ベント系放射線モニタ
	放水口モニタ (T-2)
	モニタリングポスト (A)
	モニタリングポスト (B)
	モニタリングポスト (C)
	モニタリングポスト (D)
	モニタリングポスト (A) 広域レンジ
	モニタリングポスト (B) 広域レンジ
	モニタリングポスト (C) 広域レンジ
	モニタリングポスト (D) 広域レンジ
	大気安定度 10 分値
	18m ベクトル平均風向 10 分値
	71m ベクトル平均風向 10 分値
	140m ベクトル平均風向 10 分値
	18m ベクトル平均風速 10 分値
	71m ベクトル平均風速 10 分値
140m ベクトル平均風速 10 分値	
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)
	使用済燃料プール水位・温度 (SA)
	使用済燃料プール温度
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置スクラビング水温度
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置

 : SA 範囲

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	自動減圧系 A 作動
	自動減圧系 B 作動
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開
	残留熱除去系ポンプ A 起動
	残留熱除去系ポンプ B 起動
	残留熱除去系ポンプ C 起動
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	全制御棒全挿入
津波監視	取水ピット水位
	潮位

 : S A 範囲

3.6 中央制御室待避室の内部寸法について

(1) 中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

中央制御室待避室には3名の運転員が待避することとしている。この要員数を設定した考え方を以下に示す。

① 待避前に中央制御室で行う以下の運転操作に必要な要員数を確保する。

➤ 格納容器スプレイ停止，原子炉注水流量の調整，格納容器ベント操作を，SA操作盤において，指揮者（発電長）1名，操作者（運転員A）1名で実施する。

➤ 待避室の正圧化操作を操作者（運転員B）1名で実施する。

したがって，待避前に中央制御室で行う運転操作に必要な要員数は3名である。

② 中央制御室待避室に待避中は，運転員による運転操作を実施する必要はなく，データ表示装置によるプラントパラメータの監視及び衛星電話又は携行型有線通話装置による通信連絡を行うこととしており，

①に必要な要員数に包含される。

③ 原子炉施設保安規定の定めにより中央制御室には3名の運転員が常駐する必要がある。

以上の条件から，中央制御室待避室の収容要員数を指揮者（発電長）1名，操作者（運転員A，B）2名の計3名に設定した。

(2) 中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室に待避する運転員は3名であることから，中央制御室待避室は3名の運転員が5時間に亘って待避するために必要なスペースを確保することを条件とする。

中央制御室待避室内で行う作業はデータ表示装置によるプラントパラメータの監視、衛星電話等による通信連絡のみであり、広い作業スペースは不要であることから、以下の条件を考慮して中央制御室待避室の必要寸法を検討する。

- 運転員 3 名が着席して待機するために必要なスペース
- データ表示装置、衛星電話及び可搬型照明を配置するためのスペース
- 待避室内圧力調整用の配管・バルブの設置及び操作スペース
- 携行型有線通話装置接続箱の設置スペース

運転員が椅子に座った姿勢で待機するために必要なスペースを 1 名あたり 500mm×1200mm とすると、中央制御室待避室の必要寸法は 2000mm×1200mm となる。

(3) 中央制御室待避室の居住性向上

中央制御室待避室の必要寸法として 2000mm×1200mm を設定したが、中央制御室待避室の居住性を向上させるため、以下を実施する。

- 外部との通信手段の確保（衛星電話設備／携行型有線通話装置）
- 十分な照度の確保（可搬型照明）
- 天井高を高く設定することで、室内空間を広くする
- 鉛ガラスの窓の設置

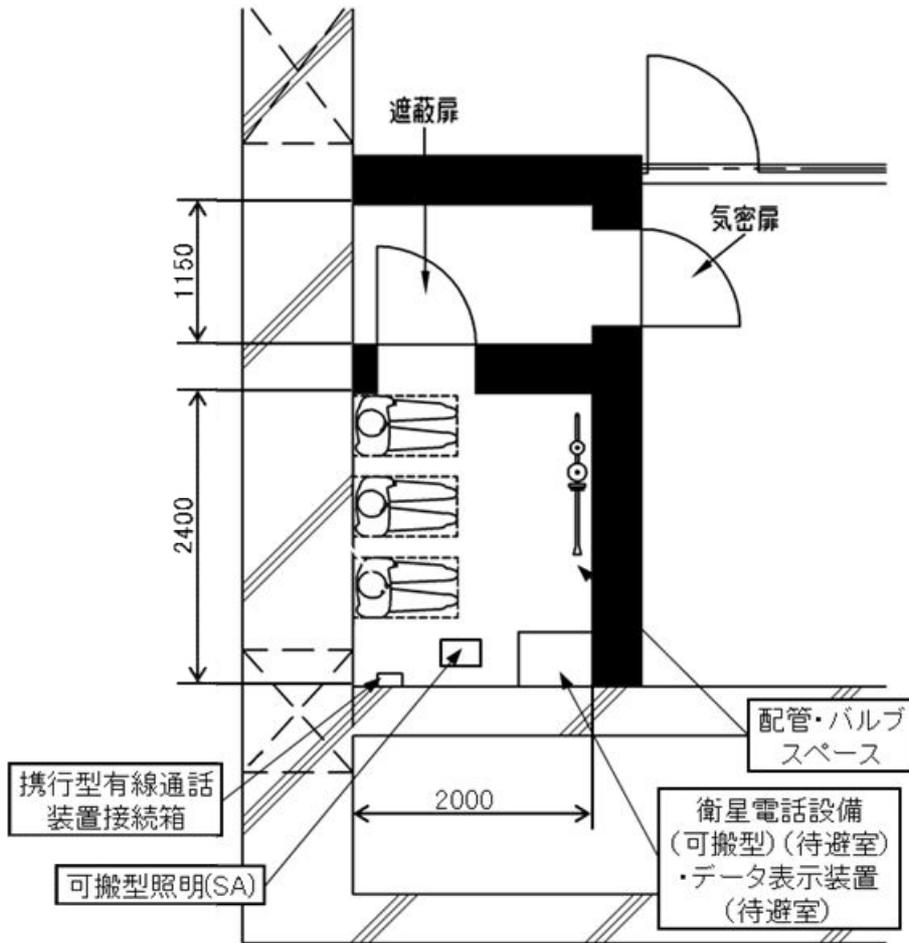
これに加えて、さらなる居住性向上のため、中央制御室待避室の床面積を必要寸法における床面積の 2 倍に拡大する。



: S A 範囲

(4) 中央制御室待避室のレイアウト

これまでの検討結果を反映し、第 3.6-1 図に中央制御室待避室のレイアウト図を示す。図に示すとおり、中央制御室待避室は必要十分なスペースを確保した設計とする。



第 3.6-1 図 中央制御室待避室レイアウト図

 : SA 範囲

東海第二発電所

中央制御室の居住性（設計基準事故）に
係る被ばく評価について

目 次

中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について.....	
.....	26 条－別添 2－1
1. 大気中への放出量の評価.....	26 条－別添 2－1
2. 大気拡散の評価.....	26 条－別添 2－1
3. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価.....	26 条－別添 2－1
4. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価.....	26 条－別添 2－2
4.1 中央制御室内での被ばく.....	26 条－別添 2－2
4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）	26 条－別添 2－2
4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）	26 条－別添 2－2
4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）	26 条－別添 2－4
4.2 入退域時の被ばく.....	26 条－別添 2－6
4.2.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路④）	26 条－別添 2－6
4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）	26 条－別添 2－6
5. 評価結果のまとめ.....	26 条－別添 2－6
添付資料 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	
1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表	26 条－別添 2－添 1－1
2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について.....	26 条－別添 2－添 2－1
3 線量評価に用いる大気拡散の評価について.....	26 条－別添 2－添 3－1
4 空気流入率試験結果について.....	26 条－別添 2－添 4－1
5 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について	26 条－別添 2－添 5－1
6 コンクリート密度の根拠について.....	26 条－別添 2－添 6－1
7 内規 ^{※1} との整合性について.....	26 条－別添 2－添 7－1
※1 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	

中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)(平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日)」(以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に基づき行った。

1. 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

2. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した結果を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、2005年4月～2006年3月の1年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施し、特に異常でないことを確認している。

3. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等を考慮して評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコード、スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33-GP2Rコー

ドを用いて評価した。

4. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路(①～⑤)を第4-1図に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。

運転員の勤務体系は5直2交替とし、30日間の評価期間において最も中央制御室の滞在期間が長く、入退域回数が多い者を対象として、30日間の積算線量を中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

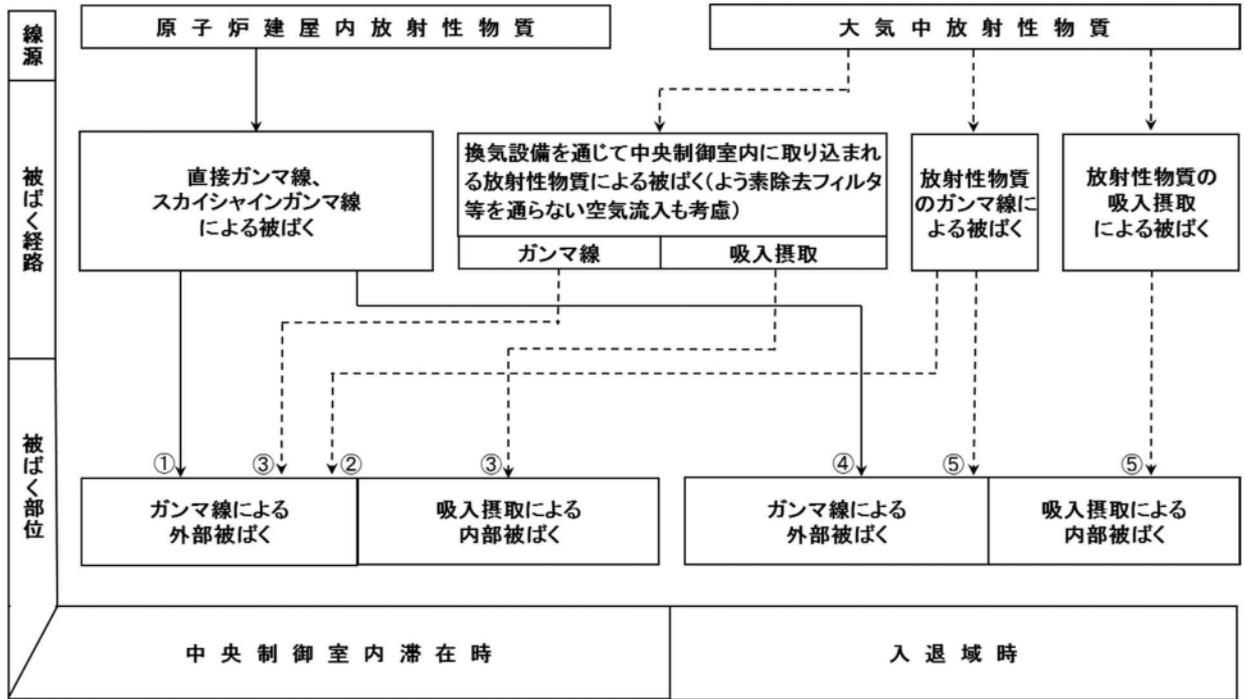
4.1 中央制御室内での被ばく

4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(経路①)

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述3.の方法で実効線量を評価した。

4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく(経路②)

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性希ガス等(以下「希ガス等」という。)の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。



第 4-1 図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく(経路③)

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガス等からのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素(以下「よう素」という。)の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気系の効果を考慮した。

(1) 中央制御室換気運転モード

中央制御室換気系の運転モードを以下に示す。具体的な系統構成は第4-2図に示すとおりである。

1) 通常時運転時

通常時は、中央制御室空気調和機ファン及び中央制御室排気用ファンにより、一部外気を取り入れる閉回路循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。

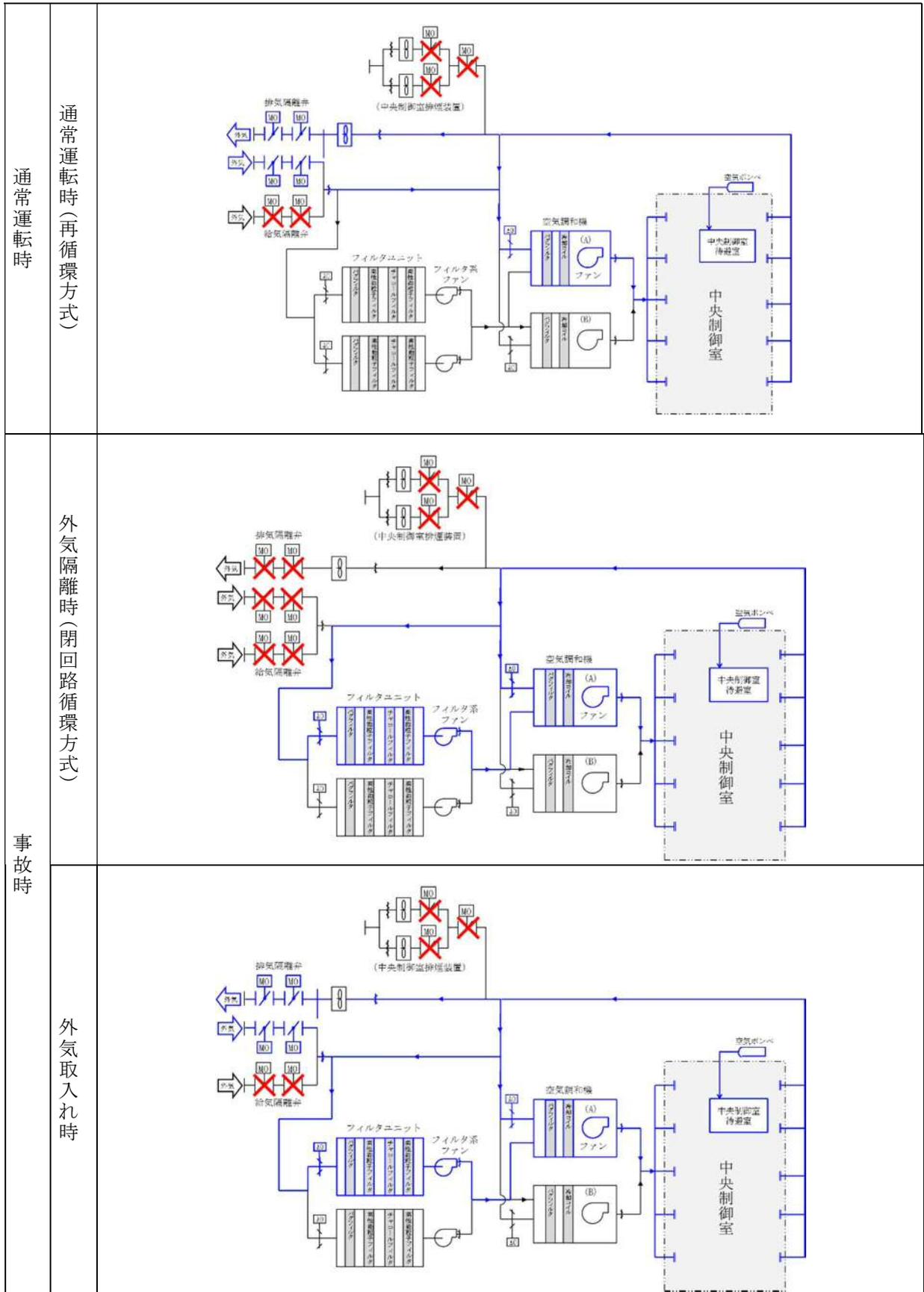
2) 事故時

事故時は、外気取入口を遮断して、中央制御室フィルタ系ファンによりフィルタユニット(高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ)を通した閉回路循環運転とし、運転員を放射線被ばくから防護する。

なお、外気の遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることもできる。

(2) フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのフィルタユニットを通らない空気の流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で1.0回/hと仮定して評価した。



第4-2図 中央制御室換気系概略図

4.2 入退域時の被ばく

4.2.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(経路④)

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(経路①)」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、建屋出入口を代表点とし、入退域ごとに評価点に15分滞在するとして評価した。

4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく(経路⑤)

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(経路②)」と同様な手法で、吸入摂取による内部被ばくは中央制御室の換気系に期待しないこと以外は「4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく(経路③)」と同様な方法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価は、上記4.2.1の仮定と同じとした。

5. 評価結果のまとめ

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果を第5-1表に、内訳を第5-2表に示す。評価結果は、原子炉冷却材喪失において実効線

量で約 2.9mSv, 主蒸気管破断において実効線量で約 1.7mSv であり, 法令における緊急時作業に係る線量限度 100mSv を下回っている。

なお, この評価に係る被ばく経路イメージを第 5-3 表に, 被ばく評価の主要条件を第 5-4 表及び第 5-5 表に示す。

第 5-1 表 中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価結果

(単位 : mSv)

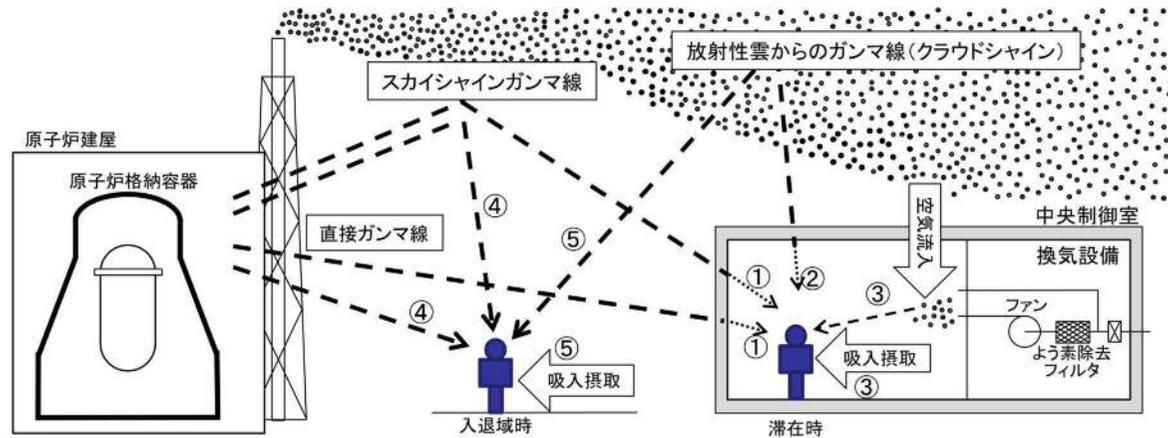
被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央 制 御 室 内	①建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.6×10^0	約 4.3×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 1.5×10^0
	小計(①+②+③)	約 1.8×10^0	約 1.5×10^0
入 退 域 時	④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.0×10^0	約 1.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
	小計(④+⑤)	約 1.1×10^0	約 2.6×10^{-1}
合計(①+②+③+④+⑤)		約 2.9×10^0	約 1.7×10^0

第 5-2 表 中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価結果の内訳

		実効線量 (mSv)					
		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		外部被ばく	内部被ばく	実効線量の合計値	外部被ばく	内部被ばく	実効線量の合計値
室内作業時	①原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.6×10^0	—	約 1.6×10^0	約 4.3×10^{-3}	—	約 4.3×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 3.4×10^{-2}	—	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	—	約 1.3×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^{-2}	約 1.9×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 3.9×10^{-2}	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0
	小計(①+②+③)	約 1.6×10^0	約 1.9×10^{-1}	約 1.8×10^0	約 5.7×10^{-2}	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0
入退域時	④原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^0	—	約 1.0×10^0	約 1.6×10^{-1}	—	約 1.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.5×10^{-2}	約 2.0×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	約 3.8×10^{-3}	約 9.0×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
	小計(④+⑤)	約 1.0×10^0	約 2.0×10^{-2}	約 1.1×10^0	約 1.7×10^{-1}	約 9.0×10^{-2}	約 2.6×10^{-1}
合計(①+②+③+④+⑤)		約 2.7×10^0	約 2.1×10^{-1}	約 2.9×10^0	約 2.2×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 1.7×10^0

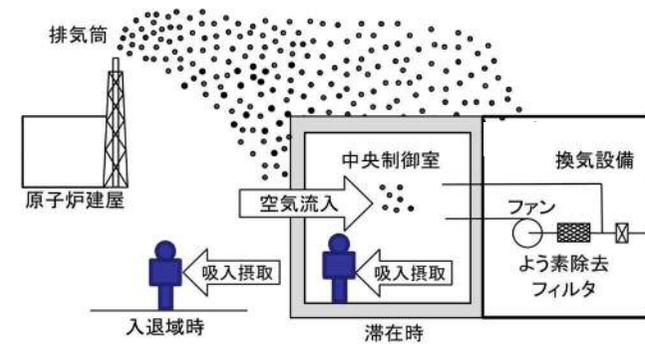
第 5-3 表 中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)



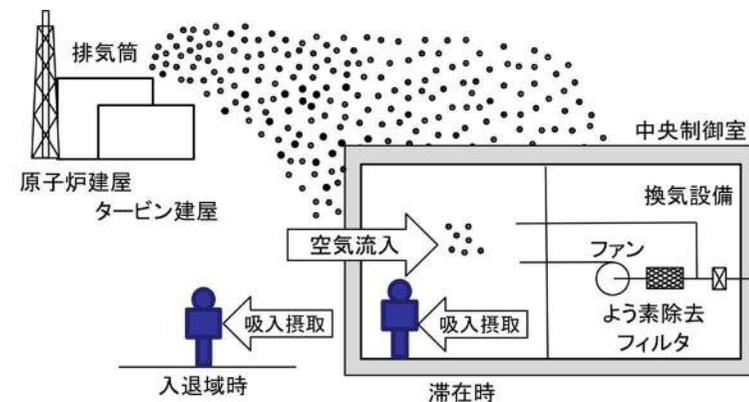
第 5-4 表 中央制御室の居住性(設計基準事故：原子炉冷却材喪失)に係る被ばく評価の主要条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格熱出力の約 105% (熱出力 3,440MW)
	原子炉運転時間	2000 日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器への無機よう素の沈着割合	50%
	格納容器スプレイ等による無機よう素に対する除去効果	分配係数(気相濃度と液相濃度の比)：100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のよう素除去効果	再循環：80% 外部放出：90%
大気拡散	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
	実効放出継続時間	希ガス：24 時間 よう素：24 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	1 方位
運転員の被ばく評価	中央制御室換気設備	起動時間遅れ：15min 閉回路循環運転(27h), 外気取入運転(3h)の交互運転
	中央制御室非常時際循環処理装置よう素除去効率	90%
	中央制御室への空気流入率	1.0 回/h
	交代要員体制への考慮	5 直 2 交代をベースに滞在時間, 入退域回数を設定
	直接線, スカイシャイン線評価コード	QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30 日間



第 5-5 表 中央制御室の居住性(設計基準事故：主蒸気管破断)に係る被ばく評価の主要条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格熱出力の約 105% (熱出力 3,440MW)
	原子炉運転時間	2000 日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$ としその組成を拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 は $4.44 \times 10^{14} \text{Bq}$ とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める 希ガスについてはよう素の 2 倍とする
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の約 1% が破断口から放出される
	追加される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止後の破断口からの放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される
	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%/d
大気拡散	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
	実効放出継続時間	希ガス：1 時間 よう素：20 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位
運転員の被ばく評価	交代要員体制への考慮	5 直 2 交代をベースに滞在時間、入退域回数を設定
	直接線、スカイシャイン線評価コード	QAD-CGGP2R, ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30 日間



添付資料 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価の評価条件について、以下の第1-1表～第1-12表に示す。

- | | |
|--------|--|
| 第1-1表 | 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】 |
| 第1-2表 | 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】 |
| 第1-3表 | 大気中への放出放射能量評価結果（30日積算） |
| 第1-4表 | 大気拡散条件 |
| 第1-5表 | 相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】 |
| 第1-6表 | 相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】 |
| 第1-7表 | 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件
【原子炉冷却材喪失】 |
| 第1-8表 | 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件
【主蒸気管破断】 |
| 第1-9表 | 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子
炉建屋内の積算線源強度（30日積算） |
| 第1-10表 | 中央制御室換気設備条件 |
| 第1-11表 | 運転員交替考慮条件 |
| 第1-12表 | 線量換算係数及び呼吸率の条件 |

第1-1表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(1/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約105% （熱出力3,440MW）	定格値に余裕（+5%）を 考慮した値を設定	4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000日	5サイクル運転を考慮し た最大運転期間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	5	運転サイクルを想定	同上
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規） に示されたとおり設定	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
よう素の形態	無機（元素状）よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着効果	50%が沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。

第1-1表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合	分配係数：100	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day	格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定	4.1.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系等の起動時間	事故後瞬時に起動	LOCA信号により瞬時起動を想定しており、通常運転中も原子炉建屋原子炉棟は負圧を維持しているため事故後瞬時に起動すると設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。
非常用ガス処理系等の容量	非常用ガス再循環系： 4.8回/day 非常用ガス処理系： 1回/day	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。

第1-1表 大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(3/3)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス再循環系等のフィルタ除去効率	非常用ガス再循環系（再循環）：80% 非常用ガス処理系（外部放出）：90%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
ECCS 再循環系からの漏えい率	ECCS により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量の評価は省略する。	ECCS からの漏えいによる放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分に小さく、有意な寄与はないため	4.1.1(2)h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。
放出経路	排気筒放出	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。
事故の評価期間	30 日間	同上	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

第1-2表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(1/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
評価事象	主蒸気管破断 (仮想事故相当)	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約105% (熱出力3,440MW)	定格値に余裕(+5%)を考慮した値を設定	4.1.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000日	5サイクル運転を考慮した最大運転期間を設定	同上
サイクル数(バッチ数)	5	運転サイクルを想定	同上
冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度	冷却材中の濃度(I-131): $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。

第1-2表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(2/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
燃料棒からの追加放出量	燃料棒からの追加放出量(I-131): 4.44×10^{14} Bq その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を, I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし, その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの追加放出割合	原子炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の約1%が破断口から放出される。	同上	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は, 主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の約1%が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は, 主蒸気隔離弁閉止直後に, これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される。	同上	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は, 主蒸気隔離弁閉止直後に, これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。

第1-2表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(3/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
<p>よう素及び希ガスの気相部への移行割合</p>	<p>燃料棒から放出されたよう素 有機よう素：10% 無機よう素：90% 有機よう素は原子炉压力容器内で分解により1/10程度に減少するので、気相部へは1%の有機よう素が瞬時に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲン等が気相部にキャリーオーバーする割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p>	<p>同上</p>	<p>4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p>
<p>主蒸気隔離弁閉止前及び閉止後の大気中への放出想定</p>	<p>主蒸気隔離弁閉止前：放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。 主蒸気隔離弁閉止後：放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>	<p>同上</p>	<p>4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p>

第1-2表 大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(4/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
主蒸気管からの漏えい率	120%/day (主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないものとして、設計値に余裕を見込んだ値とし、漏えい率は一定とする。)	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
事故の評価期間	30日間	同上	解説3.2 評価期間は、事故発生後30日間とする。

第1-3表 大気中への放出放射線量評価結果 (30日積算)

評価項目		評価結果(Bq)	
原子炉 冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.8×10^{16}	
	よう素 (I-131等価量(成人実効線量係数換算))	約 2.4×10^{14}	
主蒸気管 破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算)	隔離弁 閉止前	約 6.1×10^{13}
		隔離弁 閉止後	約 1.2×10^{14}
	よう素 (I-131等価量(成人実 効線量係数換算))	隔離弁 閉止前	約 1.5×10^{12}
		隔離弁 閉止後	約 2.5×10^{12}

第1-4表 大気拡散条件(1/6)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料 (2005年4月～2006年3月)	<p>【原子炉冷却材喪失】 建屋影響を受けない大気拡散評価を行うため排気筒風（標高約148m（地上高約140m））の気象データを使用</p> <p>【主蒸気管破断】 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（標高約18m（地上高約10m））の気象データを使用。</p> <p>被ばく評価手法（内規）に示されたとおり発電所において観測された1年間の気象資料を使用（補足説明資料1-2参照）</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 5.1.1(1)c)風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>【主蒸気管破断】 5.1.1(1)c)風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。</p> <p>5.1.1(2) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p>

第1-4表 大気拡散条件(2/6)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出継続時間	<p>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>希ガス：24時間</p> <p>よう素：24時間</p> <p>【主蒸気管破断】</p> <p>希ガス等：1時間</p> <p>よう素：20時間</p>	<p>被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。</p> <p>ただし、24時間を超えた場合は保守的に24時間とする。</p>	<p>解説 5.13 (3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。</p>
放出源及び放出源高さ	<p>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>排気筒：95m（有効高さ）</p> <p>【主蒸気管破断】</p> <p>地上：0m</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>排気筒放出を想定した風洞実験結果から保守的に最小の有効高さを設定。</p> <p>【主蒸気管破断】</p> <p>地上放出と想定して設定。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】</p> <p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p> <p>【主蒸気管破断】</p> <p>4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は大気中に地上放散する。</p>

第1-4表 大気拡散条件(3/6)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
累積出現頻度	小さい方から97%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
建屋の影響	<p>【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 考慮する。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 地上放出を想定し、建屋の影響を受ける大気拡散評価を行うため、放出点から近距離の建屋（原子炉建屋）による巻き込みを考慮する。</p>	5.1.2(1) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

第1-4表 大気拡散条件(4/6)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載													
巻き込みを生じる代表建屋	<p>【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 原子炉建屋</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し、建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。</p> <p>【主蒸気管破断】 放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法（内規）に示された選定例に基づき選定</p>	<p>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1339 580 1939 794"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類														
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)														
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)														
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋														
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋														

第1-4表 大気拡散条件(5/6)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 建屋入口</p>	<p>【中央制御室内】 被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】 被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>5.1.2(3)b)1) 中央制御室内には，中央制御室が属する建屋（以下，「当該建屋」）の表面から，事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して，また事故時に外気の入りを遮断する場合には流入によって，放射性物質が侵入するとする。</p> <p>5.1.2(3)b)3) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合，例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし，入退域ごとに評価点に，15分間滞在するとする。</p>

第1-4表 大気拡散条件(6/6)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
着目方位	<p>【原子炉冷却材喪失】 中央制御室内：1方位 入退域時：1方位</p> <p>【主蒸気管破断】 中央制御室内：9方位 入退域時：9方位</p>	被ばく評価手法（内規）に示された評価方法に基づき設定	5.1.2(3) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	$3.0 \times 10^3 \text{m}^2$	原子炉建屋の投影断面積	5.1.2(3) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(2) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。

第1-5表 相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】

評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	約 1.2×10^{-6}	約 4.9×10^{-20}
入退域時	建屋入口	約 1.2×10^{-6}	約 5.0×10^{-20}

第1-6表 相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】

評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	約 8.3×10^{-4} (希ガス)	約 2.9×10^{-18}
		約 4.9×10^{-4} (よう素)	
入退域時	建屋入口	約 8.2×10^{-4} (希ガス)	約 2.9×10^{-18}
		約 4.9×10^{-4} (よう素)	

第1-7表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(1/2)

項目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線源条件	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%とする。
	原子炉建屋内線源強度分布	格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物が均一に分布	同上	6.1(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 6.1(3)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。
	事故の評価期間	30日	同上	解説3.2 評価期間は、事故発生後30日間とする。

第1-7表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/2)

項目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計算モデル条件	原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮	6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。
	中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	床、天井、壁を遮蔽体として考慮	7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、建造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。

第1-7表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載	
計算モデル条件	許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は, 公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定	—
	コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)を基に算出した値を設定	—
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価: QAD-CGGP2R スカイシャイン線評価: ANISN G33-GP2R	許認可等で使用実績があるコードを使用している	計算コードについて, 記載なし。

第1-8表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
線源条件	タービン建屋に放出される核分裂生成物	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算対象としない。 6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。
	タービン建屋内線源強度分布	同上	6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
	事故の評価期間	30日	同上

第1-8表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(2/2)

項目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
計算モデル条件	中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	床, 天井, 壁を遮蔽体として考慮	7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を, 建造物の配置, 形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して, 配置, 形状及び組成を明らかにして, 遮へい効果を見込んでよい。
	許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は, 公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定	—
	コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)を基に算出した値を設定	—
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価: QAD-CGGP2R スカイシャイン線評価: ANISN G33-GP2R	許認可等で使用実績があるコードを使用している	計算コードについて, 記載なし。

第1-9表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
原子炉建屋内の積算線源強度（30日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	
		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
0.01	0.0 < E ≤ 0.01	約 1.2×10 ¹⁷	約 9.0×10 ¹⁴
0.02	0.01 < E ≤ 0.02	約 2.3×10 ¹⁵	約 8.0×10 ¹³
0.03	0.02 < E ≤ 0.03	約 7.2×10 ¹⁷	約 3.6×10 ¹⁵
0.045	0.03 < E ≤ 0.045	約 1.0×10 ¹⁵	約 7.7×10 ¹⁶
0.06	0.045 < E ≤ 0.06	0	0
0.07	0.06 < E ≤ 0.07	0	0
0.075	0.07 < E ≤ 0.075	0	0
0.10	0.075 < E ≤ 0.10	約 6.2×10 ²¹	約 5.6×10 ¹⁸
0.15	0.10 < E ≤ 0.15	約 4.6×10 ¹⁷	約 6.3×10 ¹⁶
0.20	0.15 < E ≤ 0.20	約 4.8×10 ¹⁹	約 1.3×10 ¹⁸
0.30	0.20 < E ≤ 0.30	約 4.9×10 ²⁰	約 1.1×10 ¹⁸
0.40	0.30 < E ≤ 0.40	約 1.5×10 ²⁰	約 2.0×10 ¹⁸
0.45	0.40 < E ≤ 0.45	約 7.7×10 ¹⁸	約 4.6×10 ¹⁶
0.51	0.45 < E ≤ 0.51	約 7.8×10 ¹⁸	約 1.2×10 ¹⁶
0.512	0.51 < E ≤ 0.512	約 7.0×10 ¹⁷	約 5.4×10 ¹⁵
0.60	0.512 < E ≤ 0.60	約 6.2×10 ¹⁹	約 3.1×10 ¹⁷
0.70	0.60 < E ≤ 0.70	約 1.8×10 ²⁰	約 2.4×10 ¹⁷
0.80	0.70 < E ≤ 0.80	約 1.1×10 ²⁰	約 2.5×10 ¹⁷
1.0	0.8 < E ≤ 1.0	約 4.5×10 ¹⁹	約 9.5×10 ¹⁶
1.33	1.0 < E ≤ 1.33	約 2.2×10 ¹⁹	約 9.3×10 ¹⁶
1.34	1.33 < E ≤ 1.34	約 4.8×10 ¹⁶	約 4.8×10 ¹⁴
1.5	1.34 < E ≤ 1.5	約 1.5×10 ¹⁹	約 1.8×10 ¹⁶
1.66	1.5 < E ≤ 1.66	約 5.5×10 ¹⁸	約 3.0×10 ¹⁶
2.0	1.66 < E ≤ 2.0	約 4.5×10 ¹⁸	約 2.8×10 ¹⁶
2.5	2.0 < E ≤ 2.5	約 2.6×10 ¹⁹	約 1.2×10 ¹⁷
3.0	2.5 < E ≤ 3.0	約 1.1×10 ¹⁸	約 8.9×10 ¹⁵
3.5	3.0 < E ≤ 3.5	約 2.9×10 ¹⁵	約 3.7×10 ¹⁴
4.0	3.5 < E ≤ 4.0	0	約 8.2×10 ¹³
4.5	4.0 < E ≤ 4.5	0	約 3.1×10 ¹²
5.0	4.5 < E ≤ 5.0	0	0
5.5	5.0 < E ≤ 5.5	0	0
6.0	5.5 < E ≤ 6.0	0	0
6.5	6.0 < E ≤ 6.5	0	0
7.0	6.5 < E ≤ 7.0	0	0
7.5	7.0 < E ≤ 7.5	0	0
8.0	7.5 < E ≤ 8.0	0	0
10.0	8.0 < E ≤ 10.0	0	0
12.0	10.0 < E ≤ 12.0	0	0
14.0	12.0 < E ≤ 14.0	0	0
20.0	14.0 < E ≤ 20.0	0	0
30.0	20.0 < E ≤ 30.0	0	0
50.0	30.0 < E ≤ 50.0	0	0

第 1-10 表 中央制御室換気設備条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
事故時における 外気取り込み	外気間欠取込循環運 転（循環運転と外気 取入を交互に行う。） 閉回路循環運転 ：27 時間 外気取入循環運転 ：3 時間	閉回路循環運転時に保守的 にインリークがないと想定 した場合の室内の二酸化炭 素濃度を考慮し設定	7.3.2 (1) 建屋の表面空気中から，次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれること を想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取 入れること b) 中央制御室内に直接，流入すること
中央制御室換気 設備処理空間容 積	$2.8 \times 10^3 \text{ m}^3$	設計値	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射 能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中 央制御室内の放射能濃度を求める。
外部 γ 線による 全身に対する線 量評価時の自由 体積	$2.8 \times 10^3 \text{ m}^3$	同上	7.3.4 (3) ガンマ線による被ばく計算では，中央 制御室と異なる階層部分のエンベロープについ て，階層間の天井等による遮へいがあるので，中 央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室換気 設備フィルタ流 量	通常時： $0 \text{ m}^3/\text{h}$ 事故時： $5,100 \text{ m}^3/\text{h}$	同上	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射 能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中 央制御室内の放射能濃度を求める。

第 1-10 表 中央制御室換気設備条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（除去効率 97%）に余裕を考慮した値（設計上は 97%以上）	4.2.1(2) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
事故時運転モードへの切替時間	15 分	手動での隔離に要する時間と運転員が事故を検知し操作を開始するまでの値	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
空気流入率	1 回/h	空気流入率測定試験結果（0.47 回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定（補足説明資料 1-3 参照）	7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。

第1-11表 運転員交替考慮条件

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室滞在期間	196 時間	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転直を想定し設定	7.1.1(1) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域回数	32 回 (15 分/回)	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し、30 日間で滞在時間が最大となる運転班を想定し設定	7.4.1(1) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし、入退域ごとに評価点に、15 分間滞在するとする。

第1-12表 線量換算係数及び呼吸率の条件

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線量換算係数	<p>よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用</p> <p>I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq</p>	ICRP Publication 71 に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定（ICRP Publication 71 に基づく）	<p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> $H_1 = \int_0^T RH_{\infty} C_1(t) dt$ <p>R : 呼吸率（成人活動時） H_∞ : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数(Sv/Bq) C₁(t) : 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度(I-131 等価量) (Bq/m³) T : 計算期間(30 日間)</p>

2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

1. はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）※が整備されている 2005 年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした（別紙 1 参照）。

※： 線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に2005年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは、2011年3月以前、東海第二発電所において、次のように2005年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の5%増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等、別紙2参照）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「(社)日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：

2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982年）以降に増設された建屋も反映し、2005年度の気象データを用いて風洞実験（別紙3参照）を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては、1981年度と2005年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が、人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため、従来の風洞実験（1982年）の結果による有効高さを用いることにした（別紙4参照）。

3. 2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された 1 年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下の(1)(2)について確認する。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- (2) 異常年検定

4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）との比較を行った。その結果、2005 年度気象での相対濃度※は $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015 年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ である。2005 年度に対し 2015 年度の相対濃度は約 1% の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲 30% 以内）であり、2005 年度の気象データに特異性はない。

※：排気筒放出における各方位の 1 時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が 97% に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

(2) 異常年検定

a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 2-1 表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方気象台，小名浜特別地域気象観測所）の観測記録についても使用した。

第 2-1 表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年 ^{※1}	観測地点 ^{※2}
2005 年度： 2005 年 4 月～2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 (申請時最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 (最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m) <参考> ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象 観測所

※1：2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータである
が、気象の特異性を確認するため評価

b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った（別紙 5 参照）。

c. 検定結果（①～⑬ 棄却検定表参照）

検定結果は第 2-2 表のとおりであり，最新の気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）を用いた場合でも，有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく，有意な増加はない。また，最寄の気象官署の気象データにおいても，有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく，2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第 2-2 表 検定結果

検定年	統計年 ^{※1}	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m ^{※2}	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	—	—
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※1：①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2:敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが、
気象の特異性を確認するため評価

5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度 17 項目，風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005 年度)を最新の気象データ(2004 年 4 月～2016 年 3 月)にて検定した結果，最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると，棄却された項目は全て風向別出現頻度であり，その方位は E N E，E，E S E，S S W である。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005年度と2015年度を第2-3表のとおり比較した。

E N E, E, E S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5~0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的 low 相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第2-3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度* (s/m ³) (2005年度) : A	相対濃度* (s/m ³) (2015年度) : B	比 (B/A)
E N E	1.456 × 10 ⁻⁶	1.258 × 10 ⁻⁶	0.864
E	1.982 × 10 ⁻⁶	1.010 × 10 ⁻⁶	0.510
E S E	1.810 × 10 ⁻⁶	1.062 × 10 ⁻⁶	0.587
S S W	1.265 × 10 ⁻⁶	1.421 × 10 ⁻⁶	1.123

※：燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

6. 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行っ

た結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動（30%以内）の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。

(2) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001年4月～2013年3月）及び最新気象データ（2004年4月～2016年3月）で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005年度の気象データは棄却数は少なく、異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。

以上より、2005年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5~1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5~2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5~3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5~4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5~5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5~6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5~7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5~8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5~9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5~1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5~2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5~3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5~6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5~7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5~8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5~1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5~2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5~7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

(参考)

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

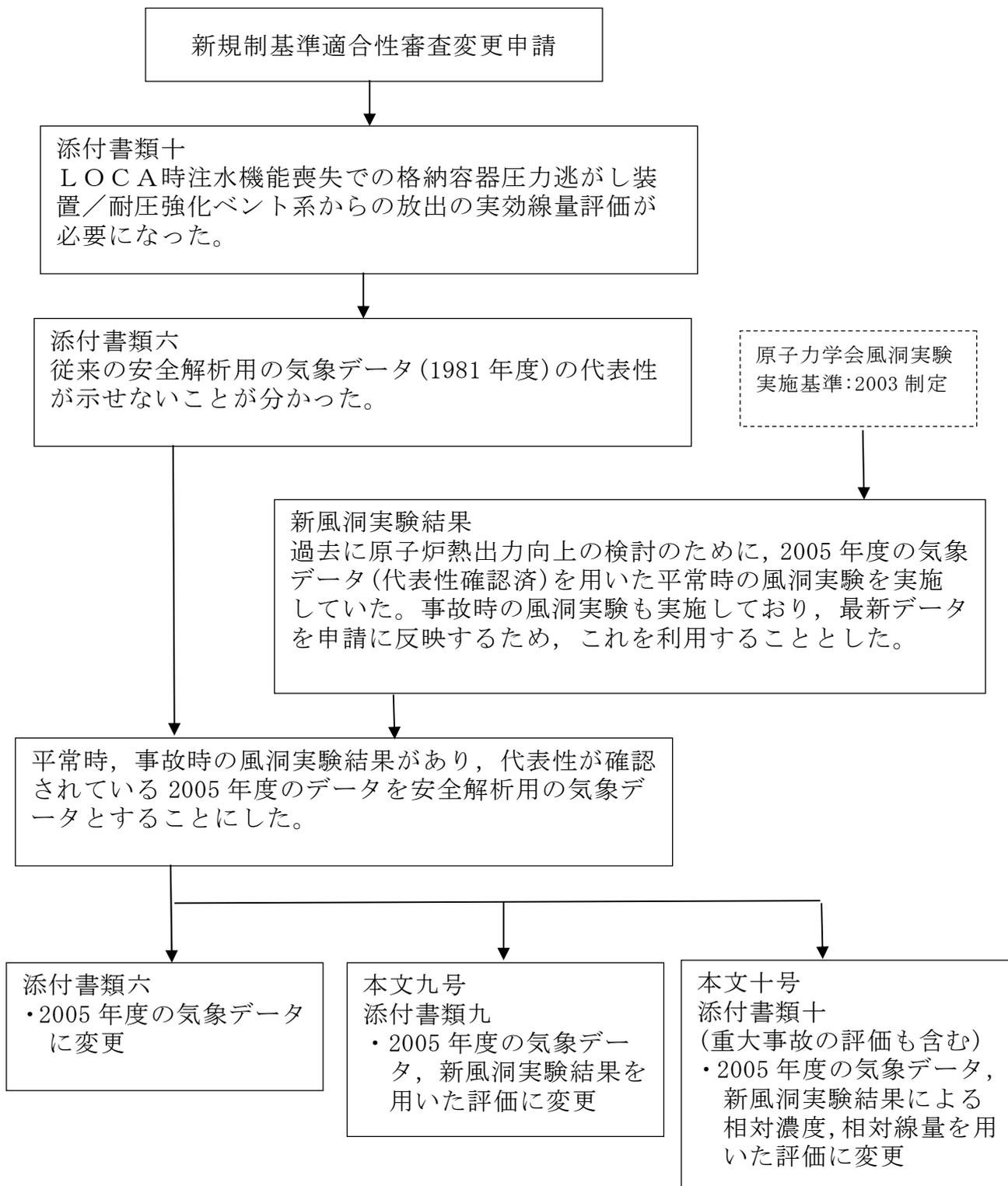
1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。

一方、冷却材中の放射性よう素濃度は、次式により求めている。例えば、ここで主蒸気流量 FS が増加した場合 γ が増加するため、放射性よう素濃度は減少する。

$$I_i = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

I_i : 核種 i の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)

f : 全希ガス漏えい率 (1.11×10^{-10})

Y_i : 核種 i の核分裂収率 (%)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

A_i : 核種 i の冷却材中濃度 (Bq/g)

M : 冷却材保有量 (g)

β : 原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 (s^{-1})

$$\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$$

DF : 原子炉冷却材浄化系の除染係数

FC : 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)

γ : よう素の主蒸気への移行率 (s^{-1})

$$\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$$

C F : よう素の主蒸気中への移行割合

F S : 主蒸気流量 (g/s)

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため、放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。

東海第二発電所風洞実験結果の概要について

風洞実験結果は、参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」（平成 25 年 12 月，三菱重工業株式会社）で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

なお，風洞実験は「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」（2003 年 6 月，社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

その後，風洞実験実施基準：2003 は改訂され風洞実験実施基準：2009 が発刊されているが，実験の要求事項は変更されておらず，複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点，野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので，2005 年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準：2009 も満足している。

1. 実験手順

- (1) 大気安定度で中立（C～D）^(注)に相当する条件になるように風洞実験装置(図 1 参照)内の気流（風速分布，乱流強度分布）を調整する（図 2 参照）。
- (2) 排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため，風洞実験装置内に縮尺模型を入れないで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス（ CH_4 ）を放出し，地表濃度を測定する平地実験を実施する（図 3 参照）。
- (3) 風洞実験装置内に縮尺模型（1/2,000，風下 10Km）を入れ，所定の高度

の模型排気筒からトレーサガスを放出し、地表濃度を測定する模型実験を行い平地実験結果と照合し、排気筒源有効高さを求める（図 4 参照）。これにより、建屋、地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。

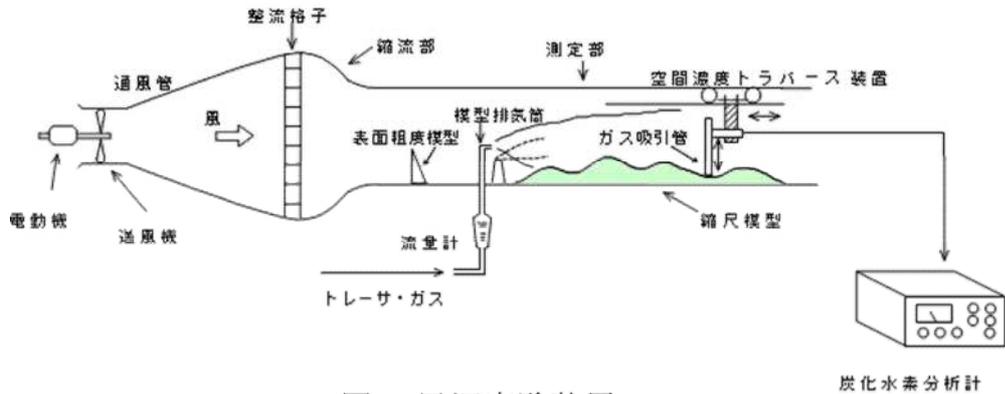


図 1 風洞実験装置

(注) 風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は、風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では、アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており、中立よりも安定側の気流状態になっていたが、風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型（スパイア）が製作、採用されるようになり、風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため、放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の80～110mに対し、今回は95～115mと高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度（C～D）を再現したため、建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり、建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく、見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は、D～Eの大気安定度に相当する気流の乱れであり、建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して、見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方、平常時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の120～180mに対し、今回は150～220mと高く評価されている。これは、上記の気流の調整方法の違いによる影響に加え、気象データの変更及び吹出し速度の増加（14m/sから16m/sに増加）により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

図 5 及び図 6 に 1987 年の平地実験の結果、模型実験結果の一例を示す。