

第 1.15.1 表 補助パラメータ（1 / 2）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	四国中央西幹線1L, 2L母線電圧	四国中央西幹線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ
	予備変圧器電圧	予備変圧器の受電状態を確認するパラメータ
	6-3A1, 3A2, 3B, 3C, 3D母線電圧	常用及び非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	4-3C1, 3C2, 3D1, 3D2母線電圧	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	ディーゼル発電機A, B電圧	ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	直流電源装置A, B電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流コントロールセンタA, B電圧	
	計装用電源装置A, B, C, D電圧	計装用電源及び原子炉コントロールセンタの受電状態を確認するパラメータ
	3号受電盤電圧	専用配電線からの受電状態を確認するパラメータ
	非常用ガスタービン発電機電力, 周波数 (監視操作盤)	非常用ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ
	非常用ガスタービン発電機電圧, 電力, 周波数 (現場)	
	空冷式非常用発電装置電力, 周波数 (重大事故対処設備制御盤)	空冷式非常用発電装置の運転状態を確認するパラメータ
	空冷式非常用発電装置電圧, 電力, 周波数 (現場)	
補機関係	充てんライン圧力	充てんポンプの運転状態を確認するパラメータ
	充てんポンプ電流	
	充てんポンプB油冷却器及び封水冷却器冷却 水流量	充てんポンプBの運転状態を確認するパラメータ
	充てんポンプBモータ冷却水流量	
	高圧注入ポンプ出口圧力	高圧注入ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	高圧注入ポンプ入口圧力	
	高圧注入ポンプ電流	高圧注入ポンプBの運転状態を確認するパラメータ
	高圧注入ポンプB冷却水流量	
	高圧注入ポンプBモータ冷却水流量	
	格納容器スプレイポンプ出口圧力	格納容器スプレイポンプの運転状態を確認するパラメータ
	格納容器スプレイポンプ入口圧力	
	格納容器スプレイポンプ電流	格納容器スプレイポンプBの運転状態を確認するパラメータ
	格納容器スプレイポンプB冷却水流量	
	格納容器スプレイポンプBモータ冷却水流量	
	余熱除去ポンプ出口圧力	余熱除去ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	余熱除去ポンプ入口圧力	
	余熱除去ポンプ電流	余熱除去ポンプBの運転状態を確認するパラメータ
	余熱除去ポンプB冷却水流量	
	余熱除去ポンプBモータ冷却水流量	
	代替格納容器スプレイポンプ出口圧力	代替格納容器スプレイポンプの運転状態を確認するパラメータ
	タービン動補助給水ポンプ出口圧力	タービン動補助給水ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	タービン動補助給水ポンプ軸受油圧力	タービン動補助給水ポンプの補助油ポンプ及び主油ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	制御用空気圧縮機B及び中間冷却器冷却水 流量	制御用空気圧縮機Bの運転状態を確認するパラメータ
	制御用空気圧縮機Bアフタクーラ及び除湿装 置冷却水流量	

第 1.15.1 表 補助パラメータ (2/2)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	海水母管圧力	原子炉補機冷却海水系の動作状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却水冷却器出口温度	
	原子炉補機冷却水冷却器海水出口流量	
	原子炉補機冷却水供給母管冷却水流量	原子炉補機冷却水系の動作状態を確認するパラメータ
	サブクール度 (CRT)	原子炉容器内のサブクール状態を確認するパラメータ
	格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器冷却水流量	格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器によるサンプルガスの冷却状態を確認するパラメータ
	静的触媒式水素再結合装置作動温度	静的触媒式水素再結合装置の作動状態を確認するパラメータ。なお、静的触媒式水素再結合装置作動温度（再結合時の温度上昇）により格納容器水素濃度を推定する場合には、知見が少なく信頼性が低いと考えられるため、単独での推定はせず、他の複数の情報とあわせて推定する。
	イグナイタ作動温度	イグナイタの作動状態を確認するパラメータ。なお、イグナイタ作動温度（水素燃焼時の温度上昇）により格納容器水素濃度を推定する場合には、知見が少なく信頼性が低いと考えられるため、単独での推定はせず、他の複数の情報とあわせて推定する。
	純水補給ライン流量制御	原子炉補給水系の動作状態を確認するパラメータ
	純水補給ライン流量積算制御	
	ほう酸補給ライン流量制御	
	ほう酸補給ライン流量積算制御	
	緊急ほう酸注入ライン流量	ほう酸ポンプによる炉心へのほう酸注入状況を確認するパラメータ
	体積制御タンク水位	充てんポンプの水源の状態を確認するパラメータ
	格納容器サンプ水位	原子炉格納容器内の漏えい状態を確認するパラメータ
	格納容器サンプ水位上昇率	
	凝縮液量測定装置水位	
	制御用空気供給ヘッダ圧力	制御用空気系の動作状態を確認するパラメータ
	アニュラス内圧力（広域）	アニュラス排気ファンの運転状態を確認するパラメータ
	非常遮断油圧	タービン主要弁の動作状態を確認するパラメータ
	多様化自動作動盤作動警報	多様化自動作動盤の動作状態を確認するパラメータ

第 1.15.2 表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを
計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）（１／４）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ (注 1)	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計 測器	第1.15.3図 No
原子炉容器内の 温度	1 次冷却材高温側温度（広域）※ 1	0 ～ 400℃	最大値：約 336℃	1 次系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である 350℃ を超える温度を監視可能。なお、1 次冷却材高温側温度（広域）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ 1 次冷却材高温側温度（広域）が低い値を示す傾向にあるものの、1 次冷却材高温側温度（広域）が 350℃ 以上であれば炉心出口温度は 350℃ 以上と推定できるため、炉心損傷を判断することが可能である。	3	S	A 計装用電源	測温抵抗体	可	①
	1 次冷却材低温側温度（広域）※ 1	0 ～ 400℃	最大値：約 336℃		3	S	B 計装用電源	測温抵抗体	可	②
原子炉容器内の 圧力	1 次冷却材圧力※ 1	0 ～ 21.0MPa [gage]	最大値：約 17.7MPa [gage]	1 次系最高使用圧力（17.16MPa [gage]）の 1.2 倍（事故時の判断基準）である 20.59MPa [gage] を監視可能。	2	S	C, D 計装用電源	弾性 圧力検出器	可	③
	1 次冷却材高温側温度（広域）※ 2 1 次冷却材低温側温度（広域）※ 2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
原子炉容器内の 水位	加圧器水位	0 ～ 100%	最大値：約 87% 最小値：0% 以下（注 2）	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の 1 次冷却材保有水を削減し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A, B 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	④
	原子炉容器水位※ 2	0 ～ 100%	最大値：100% 最小値：0%	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1	Ss機能 維持	B 直流電源 C 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	⑤
	1 次冷却材圧力※ 2	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ								
	1 次冷却材高温側温度（広域）※ 2 1 次冷却材低温側温度（広域）※ 2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
	1 次冷却材高温側温度（広域）※ 2 1 次冷却材低温側温度（広域）※ 2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
原子炉容器への 注水量	高圧注入ライン流量	0 ～ 350m ³ /h	280m ³ /h	高圧注入ポンプの最大流量（280m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 流量検出器	可	⑥
	余熱除去ループ流量	0 ～ 1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	余熱除去ポンプの最大流量（1,090m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 流量検出器	可	⑦
	格納容器スプレイライン B 積算流量	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ								
	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM)	0 ～ 200m ³ /h (0 ～ 10,000m ³)	—（注 3）	重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの最大流量（140m ³ /h）を監視可能。	1	Ss機能 維持	B 直流電源	差圧式 流量検出器	可	⑧
	燃料取替用水タンク水位※ 2 補助給水タンク水位※ 2	水源を監視するパラメータと同じ								
	加圧器水位※ 2 原子炉容器水位※ 2	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同じ								
	1 次冷却材圧力※ 2	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ								
	1 次冷却材低温側温度（広域）※ 2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ 2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ								
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ 2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ								

※ 1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、※ 2：重要代替監視パラメータ

(注 1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については、安全パラメータ表示システム（SPDS 表示端末含む）又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。なお、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力は加圧操作時の一時的な監視に使用するものであり、記録用紙へ記録する。
(注 2) 計測範囲を一時的に超えるが、このときは 1 次冷却材圧力と 1 次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。
(注 3) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
(注 4) 炉心損傷の判断は 10⁻⁶ nsv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
(注 5) 120% 定格出力を超えるのは短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

(注 6) 計測範囲を一時的に超えるが、100% 以上であることで冷却されていることを監視可能。
(注 7) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。
(注 8) 蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。
(注 9) 検出器取付け部に基準配管に水を満たした構造（コンデンソット）があり、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性がある。
(注 10) 直流電源喪失時は、空冷式非常用発電機装置により給電可能であるが、さらに、計装設備専用蓄電池により計器を使用可能。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを
計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）（2 / 4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ （注 1）	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計 測器	第1.15.3図 No
原子炉格納容器 への注水量	格納容器スプレイラインB 積算流量	0～1,300m ³ /h (0～10,000m ³)	－（注 3）	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの最大流量（1,290m ³ /h）を監視可能。	1	Se機能 維持	B 直流電源	差圧式 流量検出器	可	㊸
	代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ (計測範囲は、重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水流量(140m ³ /h)を監視可能。)								
	高圧注入ライン流量 余熱除去ループ流量	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ								
	燃料取替用水タンク水位※ 2 補助給水タンク水位※ 2	水源を監視するパラメータと同じ								
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ 2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ								
原子炉格納容器 内の温度	格納容器内温度	0～220℃	最大値：約120℃	格納容器最高使用温度（132℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（138℃）を超える温度を監視可能。	2	S	A, B 計装用電源	测温抵抗体	可	㊸
	格納容器内圧力（広域）※ 2 格納容器内圧力(AM)※ 2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ								
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力（広域）※ 1	0～0.35MPa[gage]	最大値：約0.214MPa[gage]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力（0.345MPa[gage]）を監視可能。	2	S	C, D 計装用電源	弾性 圧力検出器	可	㊸
	格納容器内圧力(AM)※ 1	0～1.0MPa[gage]	－（注 3）	重大事故等時の格納容器最高使用圧力（0.566MPa[gage]以下）を監視可能。	1	Se機能 維持	B 直流電源	弾性 圧力検出器	可	㊸
	格納容器内温度※ 2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
原子炉格納容器 内の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ 1	0～100%	100%	再循環可能水位（70%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㊸
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）※ 1	0～100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端（約100%）を監視可能。衰減水位の100%は、広域水位の約47%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㊸
	格納容器水位※ 1	ON-OFF	－（注 3）	重大事故等時において、格納容器内への注水量の制限レベルに達したことを監視可能。	1	Se機能 維持	B 直流電源	電極式 水位検出器	可	㊸
	原子炉下部キャビティ水位※ 1	ON-OFF	－（注 3）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	1	Se機能 維持	B 直流電源	電極式 水位検出器	可	㊸
	燃料取替用水タンク水位※ 2 補助給水タンク水位※ 2	水源を監視するパラメータと同じ								
	格納容器スプレイラインB 積算流量※ 2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ								
	代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)※ 2	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ (計測範囲は、重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水流量(140m ³ /h)を監視可能。)								
原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器水素濃度※ 1	0～20vol%	－（注 3）	重大事故等時において、変動範囲（0～13vol%）を監視可能。	1	－ (可搬)	B 直流電源	熱伝導式 検出器	－	㊸
	格納容器内圧力（広域）※ 2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ								

※ 1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、※ 2：重要代替監視パラメータ

- (注 1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については、安全パラメータ表示システム（SPDS表示
端未含む）又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。なお、原子炉補機冷却水サージタンク加圧
ライン圧力は加圧操作時の一時的な監視に使用するものであり、記録用紙で記録する。
(注 2) 計測範囲を一時的に超えるが、このときは1 次冷却材圧力と1 次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視
する。
(注 3) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
(注 4) 炉心損傷の判断は10⁻⁵ mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
(注 5) 120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

- (注 6) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。
(注 7) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。
(注 8) 蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライア
ウトしている又はその恐れがあることを監視可能。
(注 9) 検出器取付け部に基準配管に水を満たした構造（コンデンスポット）があり、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウ
ト時に、基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性がある。
(注10) 直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置等により給電可能であるが、さらに、計装設備専用蓄電池により計器を使用
可能。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを
計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）（3/4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ (注1)	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計 測器	第1.15.3図 N ₀
原子炉格納容器 内の放射線量率	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）※1	10 ⁻³ ～10 ⁻⁸ mSv/h	10 ⁻⁵ mSv/h以下（注4）	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、炉心損傷判断の値である10 ⁻⁵ mSv/hを超える放射線量率を監視可能。低レンジと高レンジの計測範囲はオーバーラップするように設定。	2	S	C、D 計装用電源	電離箱	(注10)	㊸
	格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）※1	10 ⁻² ～10 ⁻⁷ μSv/h		2	S	C、D 計装用電源	電離箱	(注10)	㊹	
未臨界の維持 又は監視	出力領域中性子束※1	0～120% (3.3×10 ⁵ ～1.2×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約211倍 設計基準事故「制御棒飛び出し」 (注5)	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 通常運転時の変動範囲0～100%に対し、0～120%を監視可能。「中間領域中性子束」及び「線源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	4 ※3	S	A、B、C、D 計装用電源	γ線非補償型 電離箱	(注10)	㊸
	中間領域中性子束※1	10 ⁻¹¹ ～5×10 ⁻³ A (1.3×10 ² ～6.6×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)		通常運転時の変動範囲10 ⁻¹¹ ～約10 ⁻³ Aに対し、10 ⁻¹¹ ～5×10 ⁻³ Aを監視可能。	2	S	A、B 計装用電源	γ線補償型 電離箱		㊹
	線源領域中性子束※1	1～10 ⁶ cps (10 ⁻¹ ～10 ⁵ cm ⁻² ・s ⁻¹)		通常運転時の変動範囲1～10 ⁵ cps に対し、1～10 ⁶ cps を監視可能。	2	S	A、B 計装用電源	比例計数管		㊺
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
	ほう酸タンク水位※2	水源を監視するパラメータと同じ								
	最終ヒートシンク の確保	格納容器内圧力（広域）※1	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ							
蒸気発生器狭域水位※1		0～100%	最大値：100%以上（注6） 最小値：0%以下（注7）	湿分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器広域水位」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器の変動を包絡できる。	6	S	A、B 計装用電源	差圧式 水位検出器 (注9)	可	㊸
蒸気発生器広域水位※1		0～100%	最大値：100%以上（注6） 最小値：0%以下（注7）	湿分離器下端から管束付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注8）	3	S	A、B、C 計装用電源	差圧式 水位検出器 (注9)	可	㊹
補助給水ライン流量※1		0～180m ³ /h	53m ³ /h	補助給水ライン流量（53m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3	S	B、C、D 計装用電源	差圧式 流量検出器	可	㊺
主蒸気ライン圧力※1		0～8.5MPa[gage]	最大値：約7.8MPa[gage]	2次系最高使用圧力（7.48MPa[gage]）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	6	S	C、D 計装用電源	弾性 圧力検出器	可	㊻
原子炉補機冷却水サージタンク水位		0～100%	100%	変動範囲0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C、D 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㊼
原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力※2		0～1MPa[gage]	—（注3）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標0.27MPa[gage]を監視可能。	1	— (可搬)	—	ブルドン管型 (弾性変形)	—	㊽
格納容器再循環ユニット入口温度※1		0～200℃	—（注3）	格納容器最高使用温度（132℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（138℃）を超える温度を監視可能。	1	— (可搬)	電源 内蔵	測温抵抗体	—	㊾
格納容器再循環ユニット出口温度※1		0～200℃	—（注3）	格納容器最高使用温度（132℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（138℃）を超える温度を監視可能。	2	— (可搬)	電源 内蔵	測温抵抗体	—	㊿
格納容器内圧力(AM)※2		原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ								
格納容器内温度※2		原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2		原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
補助給水タンク水位※2		水源を監視するパラメータと同じ								

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、※2：重要代替監視パラメータ、※3：上部と下部の中性子束平均値

(注1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については、安全パラメータ表示システム（SPDS表示端末含む）又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。なお、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力は加圧操作時の一時的な監視に使用するものであり、記録用紙へ記録する。

(注2) 計測範囲を一時的に超えるが、このときは1次冷却材圧力と1次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。

(注3) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

(注4) 炉心損傷の判断は 10^{-5} mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

(注5) 120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

(注6) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。

(注7) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。

(注8) 蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。

(注9) 検出器取付部に基準配管に水を満たした構造（コンデンスポット）があり、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性がある。

(注10) 直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置等により給電可能であるが、さらに、計装設備専用蓄電池により計器を使用可能。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを
計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）（４／４）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ (注 1)	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計 測器	第 1.15.3 図 No
格納容器バイパス の監視	蒸気発生器狭域水位※ 1 蒸気発生器広域水位※ 2 主蒸気ライン圧力※ 1 補助給水ライン流量※ 2	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ								
	1 次冷却材圧力※ 1	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ								
	1 次冷却材高温側温度（広域）※ 2 1 次冷却材低温側温度（広域）※ 2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ								
	加圧器水位※ 2	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同じ								
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ 2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ								
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	0 ～ 100%	100%	変動範囲 0 ～ 100% を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A, B 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㊸
	ほう酸タンク水位	0 ～ 100%	100%	変動範囲 0 ～ 100% を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㊸
	補助給水タンク水位	0 ～ 100%	100%	変動範囲 0 ～ 100% を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㊸
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※ 2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ								
	格納容器スプレイライン B 積算流量※ 2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ								
	高圧注入ライン流量※ 2 余熱除去ループ流量※ 2 代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM) ※ 2	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ								
	補助給水ライン流量※ 2	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ								
	出力領域中性子束※ 2 中間領域中性子束※ 2 線源領域中性子束※ 2	未臨界の維持又は監視を監視するパラメータと同じ								
アニュラス部の 水素濃度	アニュラス水素濃度 (AM) ※ 1	0 ～ 20 vol%	－（注 3）	重大事故等時において、変動範囲（0 ～ 1 vol%）を監視可能。	1	－ （可搬）	B 直流電源	熱伝導式 検出器	－	㊹

※ 1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、※ 2：重要代替監視パラメータ、※ 3：上部と下部の中性子束平均値

（注 1）重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、安全パラメータ表示システム（SPDS 表示
端を含む）又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。なお、原子炉補機冷却水サージタンク加圧
ライン圧力は加圧操作時の一時的な監視に使用するものであり、記録用紙へ記録する。
（注 2）計測範囲を一時的に超えるが、このときは 1 次冷却材圧力と 1 次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監
視する。
（注 3）重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
（注 4）炉心損傷の判断は 10^6 mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
（注 5）120% 定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

（注 6）計測範囲を一時的に超えるが、100% 以上であることで冷却されていることを監視可能。
（注 7）計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。
（注 8）蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライア
ウトしている又はその恐れがあることを監視可能。
（注 9）検出器取付け部に基準配管に水を満たした構造（コンデンスポット）があり、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウ
ト時に、基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性がある。
（注 10）直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置等により給電可能であるが、さらに、計装設備専用蓄電池により計器を使用
可能。

第 1.15.3 表 重要監視パラメータを計測する常用計器及び重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）

分類	重要監視パラメータを計測する常用計器 重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉容器内の水位	加圧器水位計※ 1	0～100%	2	C, D 計装用電源
原子炉容器への注水量	加圧器水位計※ 2	原子炉容器内の水位を監視する項目と同様		
原子炉格納容器内の温度	格納容器内圧力計（広域）※ 2	原子炉格納容器内の圧力を監視する項目と同様		
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力計（広域）※ 3	0～0.35MPa[gage]	2	A, B 計装用電源
最終ヒートシンクの確保	格納容器内圧力計（広域）※ 3	原子炉格納容器内の圧力を監視する項目と同様		
	主蒸気ライン圧力計※ 3	0～8.5MPa[gage]	6	A, B 計装用電源
	蒸気発生器狭域水位計※ 3	0～100%	6	C, D 計装用電源
格納容器バイパスの監視	加圧器水位計※ 2	原子炉容器内の水位を監視する項目と同様		
	主蒸気ライン圧力計※ 3	最終ヒートシンクの確保を監視する項目と同様		
	蒸気発生器狭域水位計※ 3			

※ 1：分類のうち、重要監視パラメータを計測する常用計器としてのみ使用する。

※ 2：分類のうち、重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器としてのみ使用する。

※ 3：分類のうち、重要監視パラメータを計測する常用計器及び重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器として使用する。

第 1.15.4 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）（1/2）

分類	有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉容器内の温度	炉心出口温度	1 次冷却材高温側温度（広域）	40～650℃	39	E, G 計装用電源
		1 次冷却材低温側温度（広域）			
原子炉容器内の圧力	加圧器圧力	1 次冷却材圧力	11.0～17.5MPa [gage]	4	A, B, C, D 計装用電源
	蓄圧タンク圧力※ 2	—	0～7.0MPa [gage]	6	C, D 計装用電源
原子炉容器内の水位	R/V フランジ面下水位※ 1 (RCS ノズルセンタ水位)	1 次冷却材高温側温度（広域）	EL. +21.57～ +22.07m	1	D 計装用電源
		1 次冷却材低温側温度（広域）			
	余熱除去ポンプ出口圧力※ 2	—	0～5.0MPa [gage]	2	B, C 計装用電源
原子炉格納容器への注水量	充てんライン流量※ 1	燃料取替用水タンク水位	0～70m ³ /h	1	B 計装用電源
		加圧器水位			
		原子炉容器水位			
		格納容器再循環サンプ水位（広域）			
	蓄圧タンク圧力※ 1	1 次冷却材圧力	0～7.0MPa [gage]	6	C, D 計装用電源
		1 次冷却材低温側温度（広域）			
	蓄圧タンク水位※ 1	1 次冷却材圧力	0～60.0cm	6	C, D 計装用電源
		1 次冷却材低温側温度（広域）			
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイライン流量※ 1	燃料取替用水タンク水位	0～1,300m ³ /h	2	C, D 計装用電源
		格納容器再循環サンプ水位（広域）			
原子炉格納容器内の温度	—	—	—	—	—
原子炉格納容器内の圧力	—	—	—	—	—
原子炉格納容器内の水位	—	—	—	—	—
原子炉格納容器内の水素濃度	ガス分析器による水素濃度※ 2	—	0～100vol%	1	D2 原子炉コントロールセンタ
アニュラス部の水素濃度	アニュラス水素濃度	アニュラス水素濃度 (AM)	0～20vol%	1	B 直流電源※ 3
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器入口エリアモニタ	格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）	1～10 ⁵ μSv/h	1	E 計装用電源
	炉内核計装区域エリアモニタ	格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）	1～10 ⁵ μSv/h	1	E 計装用電源
	格納容器じんあいモニタ※ 1	格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）	10～10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源 C1 原子炉コントロールセンタ
	格納容器ガスモニタ※ 1	格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）	10～10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源 C1 原子炉コントロールセンタ
未臨界の維持又は監視	中間領域中性子束起動率	中間領域中性子束	-0.5～5.0DPM	2	D 計装用電源
		線源領域中性子束			
	線源領域中性子束起動率	線源領域中性子束	-0.5～5.0DPM	2	D 計装用電源
		中間領域中性子束			

※ 1：分類のうち、有効監視パラメータとしてのみ使用する。

※ 2：分類のうち、常用代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※ 3：通常時、B 直流電源より給電する。

第 1.15.4 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）（2 / 2）

分類	有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
最終ヒートシンクの確保	格納容器再循環ユニット A, B 冷却水流量※ 1	格納容器内温度	0 ~ 150m ³ /h	2	—
		格納容器内圧力（広域）			
	原子炉補機冷却水サージタンク広域圧力※ 1	原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	0 ~ 0.6MPa	1	—
	主蒸気ライン流量※ 1	主蒸気ライン圧力	0 ~ 2,000t/h	9	A, B, C 計装用電源
		蒸気発生器狭域水位			
		蒸気発生器広域水位			
		補助給水ライン流量			
格納容器バイパスの監視	復水器排気ガスモニタ※ 1	蒸気発生器狭域水位	10 ~ 10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源 C1 原子炉コントロールセンタ
		主蒸気ライン圧力			
	蒸気発生器ブローダウン水モニタ※ 1	蒸気発生器狭域水位	10 ~ 10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源
		主蒸気ライン圧力			
	高感度型主蒸気管モニタ※ 1	蒸気発生器狭域水位	1 ~ 10 ⁶ cpm	3	E 計装用電源
		主蒸気ライン圧力			
	補助建屋排気筒ガスモニタ※ 1	1 次冷却材圧力	10 ~ 10 ⁷ cpm	2	C, D 計装用電源 C1, D1 原子炉コントロールセンタ
		加圧器水位			
		格納容器再循環サンプ水位（広域）			
		蒸気発生器狭域水位			
		主蒸気ライン圧力			
	補助建屋サンプタンク水位※ 1	1 次冷却材圧力	0 ~ 100%	1	A, B 計算機用電源
		加圧器水位			
		格納容器再循環サンプ水位（広域）			
		蒸気発生器狭域水位			
		主蒸気ライン圧力			
	余熱除去ポンプ出口圧力※ 1	1 次冷却材圧力	0 ~ 5.0MPa [gage]	2	B, C 計装用電源
		加圧器水位			
		格納容器再循環サンプ水位（広域）			
		蒸気発生器狭域水位			
		主蒸気ライン圧力			
	加圧器圧力※ 2	—	11.0 ~ 17.5MPa [gage]	4	A, B, C, D 計装用電源
水源の確保	格納容器スプレイライン流量※ 2	—	0 ~ 1,300m ³ /h	2	C, D 計装用電源
	充てんライン流量※ 2	—	0 ~ 70m ³ /h	1	B 計装用電源
	緊急ほう酸注入ライン流量※ 2	—	0 ~ 35m ³ /h	1	D 計装用電源
	ほう酸補給ライン積算流量※ 2	—	0 ~ 6.0m ³ /h (0 ~ 999.999m ³)	1	D 計装用電源

※ 1 : 分類のうち、有効監視パラメータとしてのみ使用する。

※ 2 : 分類のうち、常用代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順

分類	機能喪失の想定	対応手段	対応設備		手順書の分類
監視機能喪失時	計器故障	他チャンネル又は他ループによる計測 ※2	重大事故等 対処設備	主要パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			拡張設備 多様性	主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	
		代替パラメータによる推定	重大事故等 対処設備	重要代替計器	
			拡張設備 多様性	常用代替計器	
	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合 ※3	代替パラメータによる推定	重大事故等 対処設備	重要代替計器	
			拡張設備 多様性	常用代替計器	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流）からの給電	重大事故等 対処設備	非常用ガスタービン発電機 ※4	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順 緊急時の対応手順 ※1
				空冷式非常用発電装置 ※4	
		代替電源（直流）からの給電	重大事故等 対処設備	蓄電池（重大事故等対処用） ※4	
				蓄電池（3系統目） ※4	
				可搬型直流電源装置 ※4	
		から蓄電池の給電	拡張設備 多様性	計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用，放射線監視設備用）	
				炉内温度計測装置用可搬型蓄電池	
		可搬型計測器による計測	重大事故等 ※5 対処設備	可搬型計測器	
—	—	パラメータ記録	重大事故等 対処設備	安全パラメータ表示システム	
				可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）	
			拡張設備 多様性	プラント計算機（発電日誌，警報出力，事故時データ収集）	

※1 発電所災害対策本部により使用する手順。

※2 他チャンネル又は他ループの計器がある場合。

※3 原子炉容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を推定する場合をいう。

※4 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時は，代替電源により給電可能であるが，さらに，可搬型計測器により監視が可能。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（1 / 10）

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量（温度、圧力、水位、流量及び放射線量率）から推定する。
 ケース 2 : 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量から推定する。
 ケース 3 : 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定する。
 ケース 4 : 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定する。
 ケース 5 : 1 次冷却系統からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定する。
 ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
 ケース 7 : 原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを推定する。
 ケース 8 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
 ケース 9 : あらかじめ評価したパラメータの相関関係（ケース 6 を除く）により水素濃度を推定する。
 なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の温度	1 次冷却材高温側温度（広域）	① 1 次冷却材低温側温度（広域） ② 【炉心出口温度】※1 ※2	ケース 1	・ 1 次冷却材高温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、1 次冷却材低温側温度（広域）により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により、温度を推定する。
	1 次冷却材低温側温度（広域）	① 1 次冷却材高温側温度（広域） ② 【炉心出口温度】※1 ※2	ケース 1	・ 1 次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度（広域）により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により、温度を推定する。
	【炉心出口温度】※1 ※2	① 1 次冷却材高温側温度（広域） ② 1 次冷却材低温側温度（広域）	ケース 1	・ 炉心出口温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度（広域）又は1 次冷却材低温側温度（広域）により、温度を推定する。推定は、炉心出口により近い値を示す1 次冷却材高温側温度（広域）を優先する。1 次冷却材高温側温度（広域）と炉心出口温度の関係は炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）において、1 次冷却材高温側温度（広域）の方がやや低めの値を示すものの、大きな温度差は見られないことから1 次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。

番 号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】 : 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（2/10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の圧力	1 次冷却材圧力	①【加圧器圧力】※1※2 ①【蓄圧タンク圧力】※1	ケース 1	・ 1 次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側温度（広域）又は 1 次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。推定は、1 次冷却材高温側温度（広域）、1 次冷却材低温側温度（広域）の順で優先し使用する。原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力（多様性拡張設備）にて推定する。なお、蓄圧タンク注入中は蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）により推定する。
		② 1 次冷却材高温側温度（広域） ③ 1 次冷却材低温側温度（広域）	ケース 6	
	【加圧器圧力】※1※2	① 1 次冷却材圧力	ケース 1	
原子炉容器内の水位	加圧器水位	① 原子炉容器水位	ケース 1	・ 加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、水位を推定する。また、原子炉容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であるか否かを推定する。また、推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。
		② 1 次冷却材圧力 ② 1 次冷却材高温側温度（広域）	ケース 6	
	【R/Vフランジ面下水位（RCSノズルセンタ水位）】※1	① 1 次冷却材高温側温度（広域） ① 1 次冷却材低温側温度（広域）	ケース 6	・ ブラント停止中におけるRCSミッドループ運転時において、R/Vフランジ面下水位（RCSノズルセンタ水位）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は 1 次冷却材高温側温度（広域）又は 1 次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視又は余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の傾向監視により水位変化を推定する。
		②【余熱除去ポンプ出口圧力】※1	ケース 4	

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（3/10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉容器への注水量	高圧注入ライン流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	- 高圧注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去ループ流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	- 余熱除去ループ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	格納容器スプレイラインB積算流量	①余熱除去ループB流量 ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	- 格納容器スプレイラインB積算流量の計測が困難となった場合は、余熱除去ループB流量を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM)	①余熱除去ループB流量 ②燃料取替用水タンク水位 ②補助給水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	- 代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM) の計測が困難となった場合は、余熱除去ループB流量を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。水位変化による推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位を優先する。 - 水源に、淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	【充てんライン流量】※1	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	- 充てんライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 - LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	【蓄圧タンク圧力】※1※2 【蓄圧タンク水位】※1※2	①1次冷却材圧力 ①1次冷却材低温側温度（広域）	ケース 4	蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）及び蓄圧タンク水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び1次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（4/10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイラインB積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・格納容器スプレイラインB積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM)	①燃料取替用水タンク水位 ①補助給水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。水位変化による推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位を優先する。 ・水源に、淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。
	高圧注入ライン流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	・高圧注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	余熱除去ループ流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・余熱除去ループ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	【格納容器スプレイライン流量】※1	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 3	・格納容器スプレイライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	①格納容器内圧力（広域） ②格納容器内圧力 (AM)	ケース 6	・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内圧力（広域）又は格納容器内圧力 (AM) により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力（広域）を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（5/10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（広域）	①格納容器内圧力(AM)	ケース 1	・格納容器内圧力（広域）の計測が困難となった場合は、格納容器内圧力(AM)により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器内圧力(AM)を優先する。なお、格納容器内温度による推定は、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器内温度	ケース 6	
	格納容器内圧力(AM)	①格納容器内圧力（広域）	ケース 1	・格納容器内圧力(AM)の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器内圧力（広域）により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器内圧力（広域）を優先する。なお、格納容器内温度による推定は、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器内温度	ケース 6	
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ③格納容器水位	ケース 1	・格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位、注水積算量である格納容器スプレイラインB積算流量及び代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先する。
		③燃料取替用水タンク水位 ③補助給水タンク水位 ③格納容器スプレイラインB積算流量 ③代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	ケース 2	
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	①格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 1	・格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）との相関関係により水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 1	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位の水位変化、格納容器スプレイラインB積算流量等の注水量の合計値により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先する。
		②燃料取替用水タンク水位 ②補助給水タンク水位 ②格納容器スプレイラインB積算流量 ②代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	ケース 2	
	格納容器水位	①燃料取替用水タンク水位 ①補助給水タンク水位 ①格納容器スプレイラインB積算流量 ①代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	ケース 2	・格納容器水位の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び補助給水タンク水位の水位変化、格納容器スプレイラインB積算流量等の注水量の合計値により原子炉格納容器内の水位を推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※ 1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※ 2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（6/10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	①主要パラメータの予備	ケース 1	- 格納容器水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の格納容器水素濃度計測装置により推定する。 - 格納容器内水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置及びイグナイタ作動温度計測装置の作動状況により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼を生じない領域であるか否かを確認する。 - 格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器内圧力（広域）により、あらかじめ評価した原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。なお、原子炉格納容器内の水素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係を用いて推定する場合は、水素発生量を保守的に評価しているため、原子炉格納容器内の水素濃度を高めに評価することで、大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認に対し、安全側の判断を行う。 - 使用可能であれば、ガス分析器（多様性拡張設備）により水素濃度を確認し、ガス分析器の結果に基づき水素濃度を推定する。
		②静的触媒式水素再結合装置作動温度 ②イグナイタ作動温度	ケース 8	
		②格納容器内圧力（広域）	ケース 9	
		③【ガス分析器による水素濃度】※ 1 ※ 2	ケース 1	
アニュラス部の水素濃度	アニュラス水素濃度 (AM)	①主要パラメータの予備 ②【アニュラス水素濃度】※ 1	ケース 1	- アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置が故障した場合は、予備のアニュラス水素濃度 (AM) 計測装置により推定する。 - 使用可能であれば、アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置の準備作業中はアニュラス水素濃度（多様性拡張設備）により水素濃度を推定する。 なお、多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度計は、アニュラス部の温度や放射線の影響により指示値に影響があるため、参考値として扱う。
	【アニュラス水素濃度】※ 1	①アニュラス水素濃度 (AM) ②代替パラメータの予備	ケース 1	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）	①格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ①【モニタリングポスト】※ 1 ※ 2	ケース 1	- 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）及びモニタリングポストの指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックグランド値より数倍から 1 桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 - 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測範囲より低く、格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）計測範囲より高い場合は、その間の放射線量率であると推定する。 - 格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）、炉内核計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）、格納容器じんあいモニタ（多様性拡張設備）及び格納容器ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）	①格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） ②【格納容器入口エリアモニタ】※ 1 ※ 2 ②【炉内核計装区域エリアモニタ】※ 1 ※ 2	ケース 1	
	【格納容器入口エリアモニタ】※ 1 ※ 2 【炉内核計装区域エリアモニタ】※ 1 ※ 2 【格納容器じんあいモニタ】※ 1 ※ 2 【格納容器ガスモニタ】※ 1 ※ 2	①格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）	ケース 1	

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※ 1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※ 2 常用電源のパラメータ、
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（7/10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	出力領域中性子束	①中間領域中性子束	ケース 1	- 出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1 次冷却材低温側温度（広域）と 1 次冷却材高温側温度（広域）の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また、1 次冷却材ポンプが運転中である場合、1 次冷却材高温側温度（広域）と 1 次冷却材低温側温度（広域）の差から推定する。 - ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 - 以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
		② 1 次冷却材高温側温度（広域） ② 1 次冷却材低温側温度（広域）	ケース 4	
		③ほう酸タンク水位	ケース 7	
	中間領域中性子束	①出力領域中性子束 ①線源領域中性子束	ケース 1	- 中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、出力領域中性子束の計測範囲内であれば、出力領域中性子束による推定を行い、線源領域中性子束の計測範囲内であれば、線源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の計測範囲下限と線源領域中性子束の計測範囲上限の間である場合は、その間に中性子束指示があると推定する。 - ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 - 以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
		②ほう酸タンク水位	ケース 7	
	線源領域中性子束	①中間領域中性子束	ケース 1	- 線源領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束の計測範囲内であれば、中間領域中性子束により推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲下限以下の場合は、計測範囲下限より低い範囲であると推定する。 - ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 - 以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
		②ほう酸タンク水位	ケース 7	
	【中間領域中性子束起動率】※ 1	①中間領域中性子束 ②線源領域中性子束 ②【線源領域中性子束起動率】※ 1	ケース 1	中間領域中性子束起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、線源領域中性子束の計測範囲内の場合、線源領域中性子束及び線源領域中性子束起動率（多様性拡張設備）により推定する。
	【線源領域中性子束起動率】※ 1	①線源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②【中間領域中性子束起動率】※ 1	ケース 1	線源領域中性子束起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、線源領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲内の場合、中間領域中性子束及び中間領域中性子束起動率（多様性拡張設備）により推定する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※ 1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※ 2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（8/10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終 ヒート シンク の 確 保	格納容器内圧力（広域）	①格納容器内圧力(AM)	ケース 1	・格納容器内圧力（広域）の計測が困難となった場合は、格納容器内圧力(AM)により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器内圧力(AM)を優先する。なお、格納容器内温度による推定は、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器内温度	ケース 6	
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①格納容器再循環ユニット入口温度 ①格納容器再循環ユニット出口温度	ケース 4	・原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難となった場合は、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されているか否かを推定する。この場合は、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）を接続し推定する。
	【原子炉補機冷却水サージタンク広域圧力】	①原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	ケース 1	・原子炉補機冷却水サージタンク広域圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力により計測する。この場合は、可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置を接続し計測する。
	【格納容器再循環ユニット A, B 冷却水流量】	①格納容器内温度 ①格納容器内圧力（広域）	ケース 4	・格納容器再循環ユニット A, B 冷却水流量（多様性拡張設備）、格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器内圧力（広域）の低下により、最終ヒートシンクが確保されているか否かを推定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度 格納容器再循環ユニット出口温度	①格納容器内温度 ①格納容器内圧力（広域）	ケース 4	
	主蒸気ライン圧力	① 1 次冷却材低温側温度（広域） ② 1 次冷却材高温側温度（広域）	ケース 6	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、1 次冷却系統が満水状態で蒸気発生器 2 次側が飽和状態であれば、1 次冷却材低温側温度（広域）及び 1 次冷却材高温側温度（広域）により圧力を推定する。推定は、1 次冷却材低温側温度（広域）と蒸気発生器 2 次側の温度はほぼ等しくなるため、1 次冷却材低温側温度（広域）を優先する。なお、蒸気発生器 2 次側が飽和状態になるまで（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。
	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器広域水位	ケース 1	・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位との相関関係により蒸気発生器狭域水位を推定する。また、1 次冷却材低温側温度（広域）及び 1 次冷却材高温側温度（広域）を傾向監視することにより、蒸気発生器 2 次側の保有水の有無を推定する。推定は、蒸気発生器広域水位を優先する。
		② 1 次冷却材低温側温度（広域） ② 1 次冷却材高温側温度（広域）	ケース 4	
	蒸気発生器広域水位	①蒸気発生器狭域水位	ケース 1	・蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば蒸気発生器狭域水位との相関関係により蒸気発生器広域水位を推定する。また、1 次冷却材低温側温度（広域）及び 1 次冷却材高温側温度（広域）を傾向監視することにより、蒸気発生器 2 次側の保有水の有無を推定する。推定は計測範囲内であれば、蒸気発生器狭域水位を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合は、1 次冷却材低温側温度（広域）及び 1 次冷却材高温側温度（広域）が上昇傾向となることで推定することができる。
		② 1 次冷却材低温側温度（広域） ② 1 次冷却材高温側温度（広域）	ケース 4	
	補助給水ライン流量	①補助給水タンク水位 ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器狭域水位	ケース 3	・補助給水ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である補助給水タンク水位、注水先の蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位の水位変化により流量を推定する。推定は、水源である補助給水タンク水位を優先する。

番 号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※ 1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※ 2 常用電源のパラメータ

【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（9/10）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
シ ン ク の 最 終 ヒ ー ト の 確 保	【主蒸気ライン流量】※1	①主蒸気ライン圧力	ケース 4	・主蒸気ライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。 また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の水位変化と補助給水ライン流量を監視することにより主蒸気ライン流量を推定する。
		①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器広域水位 ①補助給水ライン流量		
格 納 容 器 バ イ パ ス の 監 視	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器広域水位	ケース 1	・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合、蒸気発生器広域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水ライン流量の減少を傾向監視することでも蒸気発生器伝熱管破損を推定することができる。
		②主蒸気ライン圧力 ②補助給水ライン流量	ケース 5	
	主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器広域水位 ①補助給水ライン流量	ケース 5	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位の上昇及び補助給水ライン流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	1次冷却材圧力	①【加圧器圧力】 ※1 ※2	ケース 1	・1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば、加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。また、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し、さらに蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないことでインターフェイスシステム L O C A の発生を推定する。原子炉容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。この推定は、原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。なお、計測範囲内であれば原子炉容器内の圧力を直接計測している加圧器圧力を優先する。
		②蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライン圧力 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース 5	
		③1次冷却材高温側温度（広域） ③1次冷却材低温側温度（広域）	ケース 6	
	【復水器排気ガスモニタ】※1 ※2 【蒸気発生器ブローダウン水モニタ】※1 ※2 【高感度型主蒸気管モニタ】※1 ※2	①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	・復水器排気ガスモニタ（多様性拡張設備）、蒸気発生器ブローダウン水モニタ（多様性拡張設備）及び高感度型主蒸気管モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	【補助建屋排気筒ガスモニタ】※1 ※2 【補助建屋サンプタンク水位】※1 ※2 【余熱除去ポンプ出口圧力】※1	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	・補助建屋排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）、補助建屋サンプタンク水位（多様性拡張設備）及び余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないこと、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇がないことにより、インターフェイスシステム L O C A の発生を推定する。

番 号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※2 常用電源のパラメータ

【 】 : 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ②格納容器スプレイラインB 積算流量 ②【格納容器スプレイライン流量】※1 ②高圧注入ライン流量 ②余熱除去ループ流量 ②【充てんライン流量】※1 ②代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	ケース 2	・燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化又は格納容器スプレイポンプB 積算流量等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の合計値から、水位を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。
	補助給水タンク水位	①補助給水ライン流量 ①代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)	ケース 2	・補助給水タンク水位の計測が困難となった場合は、補助給水ライン流量等の補助給水タンクを水源とするポンプの注水量の合計値から、水位を推定する。 ・補助給水タンクに、淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。
	ほう酸タンク水位	①【緊急ほう酸注入ライン流量】※1 ①【ほう酸補給ライン積算流量】※1 ②出力領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②線源領域中性子束	ケース 2 ケース 7	・ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸注入ライン流量 (多様性拡張設備) 及びほう酸補給ライン積算流量 (多様性拡張設備) により水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、線源領域中性子束の指示低下により推定する。

番 号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ, ※2 常用電源のパラメータ

【 】 : 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.7 表 重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ及び有効監視
パラメータの監視・記録について (1/4)

分類	パラメータ	計測		可搬型計測器での対応 要否理由	記録	
		可否	要否		記録先	備考
原子炉容器内の 温度	1 次冷却材高温側温度 (広域)	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	1 次冷却材低温側温度 (広域)	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	【炉心出口温度】	可	要	重大事故等対処設備である 1 次冷却材高温側温度 (広域) 及び 1 次冷却材低温側温度 (広域) の計測範囲を超えた場合に原子炉容器内の温度を推定するため に必要	安全パラメータ 表示システム	計器電源喪失時には、 炉内温度計測装置用可 搬型蓄電池により記録 計(3 点)に記録すると ともに、記録用紙に記 録する。
原子炉容器内の 圧力	1 次冷却材圧力	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	1 次冷却材高温側温度 (広域)	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1 次冷却材低温側温度 (広域)					
	【加圧器圧力】	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力にて推定可能なため、計測は必須と しない。	安全パラメータ 表示システム	—
原子炉容器内の 水位	加圧器水位	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	原子炉容器水位	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	1 次冷却材圧力	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	1 次冷却材高温側温度 (広域)	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1 次冷却材低温側温度 (広域)					
	【R/V フランジ面下水位 (RCS ノズルセンタ水位)】	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材高温側温度 (広域) 及び 1 次冷却材低温側温度 (広域) により推定可能なため、計測は必須としない。	警報記録	プラント計算機にて警 報を記録する。
原子炉容器への 注水量	高压注入ライン流量	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	余熱除去ループ流量	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	格納容器スプレイライン B 積算流量	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM)	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	燃料取替用水タンク水位	水源の確保を監視するパラメータと同様				
	補助給水タンク水位					
	加圧器水位	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	原子炉容器水位					
	1 次冷却材圧力	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	1 次冷却材低温側温度 (広域)	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	【充てんライン流量】	可	否	重大事故等対処設備である燃料取替用水タンク水位、加圧器水位及び原子炉容 器水位により推定可能なため、計測は必須としない。	安全パラメータ 表示システム	—
	【蓄圧タンク圧力】	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材低温側温度 (広域) により推定可能なため、計測は必須としない。	警報記録	プラント計算機にて警 報を記録する。
	【蓄圧タンク水位】	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材低温側温度 (広域) により推定可能なため、計測は必須としない。	警報記録	プラント計算機にて警 報を記録する。

【 】：有効監視パラメータ

第 1.15.7 表 重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ及び有効監視
パラメータの監視・記録について (2/4)

分類	パラメータ	計測		可搬型計測器での対応 要否理由	記録	
		可否	要否		記録先	備考
原子炉格納容器 への注水量	格納容器スプレイラインB積算流量	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM)	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	高圧注入ライン流量					
	余熱除去ループ流量					
	燃料取替用水タンク水位	水源の確保を監視するパラメータと同様				
	補助給水タンク水位					
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	【格納容器スプレイライン流量】	可	否	重大事故等対処設備である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ 水位 (広域) にて推定可能なため、計測は必須としない。	安全パラメータ 表示システム	—
原子炉格納容器 内の温度	格納容器内温度	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	格納容器内圧力 (広域)	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	格納容器内圧力 (AM)					
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力 (広域)	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	格納容器内圧力 (AM)	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	格納容器内温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様				
原子炉格納容器 内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	格納容器水位	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	原子炉下部キャビティ水位	可	要	—	安全パラメータ 表示システム	—
	燃料取替用水タンク水位	水源の確保を監視するパラメータと同様				
	補助給水タンク水位					
	格納容器スプレイラインB積算流量	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	代替格納容器スプレイライン積算流量 (AM)	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様				
原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器水素濃度	否	—	格納容器水素濃度計測装置での計測であるため計測対象外	安全パラメータ 表示システム	—
	格納容器内圧力 (広域)	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
アニュラス部の 水素濃度	アニュラス水素濃度 (AM)	否	—	アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置での計測であるため計測対象外	安全パラメータ 表示システム	—
	【アニュラス水素濃度】	否	—	可搬型計測器での計測対象外	安全パラメータ 表示システム	—
原子炉格納容器 内の放射線量率	格納容器高レンジエリアモニタ (高レ ンジ)	否	—	直流電源喪失時は、非常用空冷式発電装置等により給電可能であるが、さら に、計装設備専用蓄電池 (放射線監視設備用) により計器の使用が可能	安全パラメータ 表示システム	計装設備専用蓄電池か らの給電時には、記録 用紙に記録する。
	格納容器高レンジエリアモニタ (低レ ンジ)	否	—		安全パラメータ 表示システム	
	【格納容器入口エリアモニタ】	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	—
	【炉内核計装区域エリアモニタ】	否	—		記録計	—
	【格納容器じんあいモニタ】	否	—		記録計	—
	【格納容器ガスモニタ】	否	—		記録計	—

【 】：有効監視パラメータ

第 1.15.7 表 重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ及び有効監視
パラメータの監視・記録について (3/4)

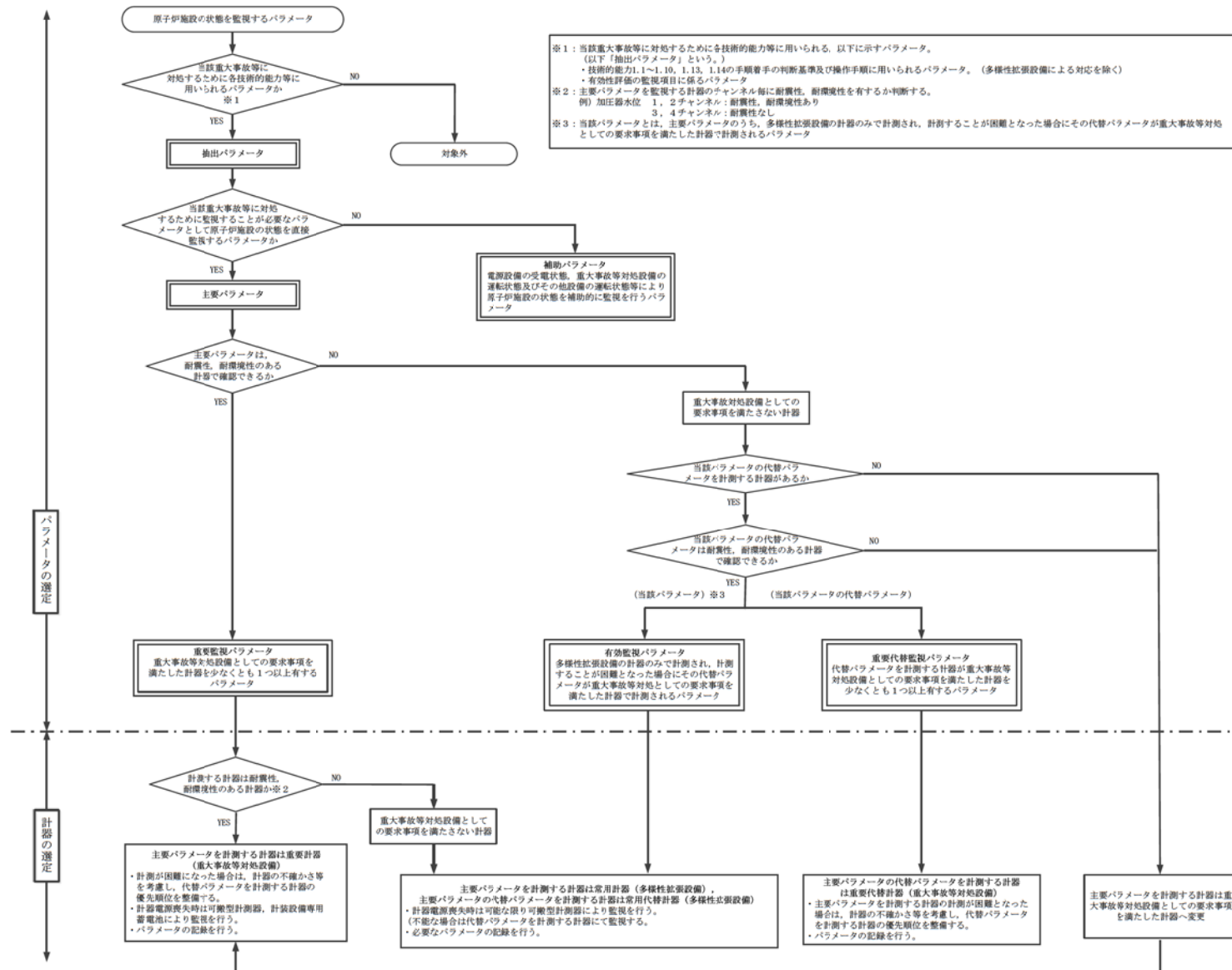
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応				記録	
		計測		要否理由	記録先	備考	
		可否	要否				
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	否	—	直流電源喪失時は、非常用空冷式発電装置等により給電可能であるが、さらに、計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用）により計器の使用が可能	安全パラメータ表示システム	計装設備専用蓄電池からの給電時には、記録用紙に記録する。	
	中間領域中性子束	否	—		安全パラメータ表示システム		
	線源領域中性子束	否	—		安全パラメータ表示システム		
	1 次冷却材高温側温度（広域）	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	1 次冷却材低温側温度（広域）						
	ほう酸タンク水位	水源の確保を監視するパラメータと同様					
	【中間領域中性子束起動率】	否	—	—	—	中間領域中性子束の記録(安全パラメータ表示システム)で代替する。	
	【線源領域中性子束起動率】	否	—	—	—	線源領域中性子束の記録(安全パラメータ表示システム)で代替する。	
最終ヒートシンクの確保	格納容器内圧力（広域）	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様					
	格納容器内圧力 (AM)						
	格納容器内温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	蒸気発生器狭域水位	可	要	—	安全パラメータ表示システム	—	
	蒸気発生器広域水位	可	要	—	安全パラメータ表示システム	—	
	補助給水ライン流量	可	要	—	安全パラメータ表示システム	—	
	主蒸気ライン圧力	可	要	—	安全パラメータ表示システム	—	
	補助給水タンク水位	水源の確保を監視するパラメータと同様					
	原子炉補機冷却水サージタンク 水位	可	要	—	安全パラメータ表示システム	—	
	原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	否	—	可搬型の現場指示計であるため計測対象外	記録用紙	原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作時の一時的な監視に使用するため、現場にて記録用紙に記録する。	
	格納容器再循環ユニット入口温度	否	—	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）での計測であり計測対象外	計測装置	現場にて、可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口/出口用)による記録。	
	格納容器再循環ユニット出口温度	否	—		計測装置		
	1 次冷却材高温側温度（広域）	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様					
	1 次冷却材低温側温度（広域）						
	【格納容器再循環ユニット A、B 冷却水流量】	否	—	現場指示計であるため計測対象外	—	可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口/出口用)の記録にて代替する。	
	【原子炉補機冷却水サージタンク広域圧力】	否	—	現場指示計であるため計測対象外	—	原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作時の一時的な監視に使用するため、現場にて記録用紙に記録する。	
	【主蒸気ライン流量】	可	否	重大事故等対処設備である主蒸気ライン圧力、蒸気発生器狭域水位、蒸気発生器広域水位及び補助給水ライン流量により推定可能なため、計測は必須としない。	記録計	—	

【 】：有効監視パラメータ

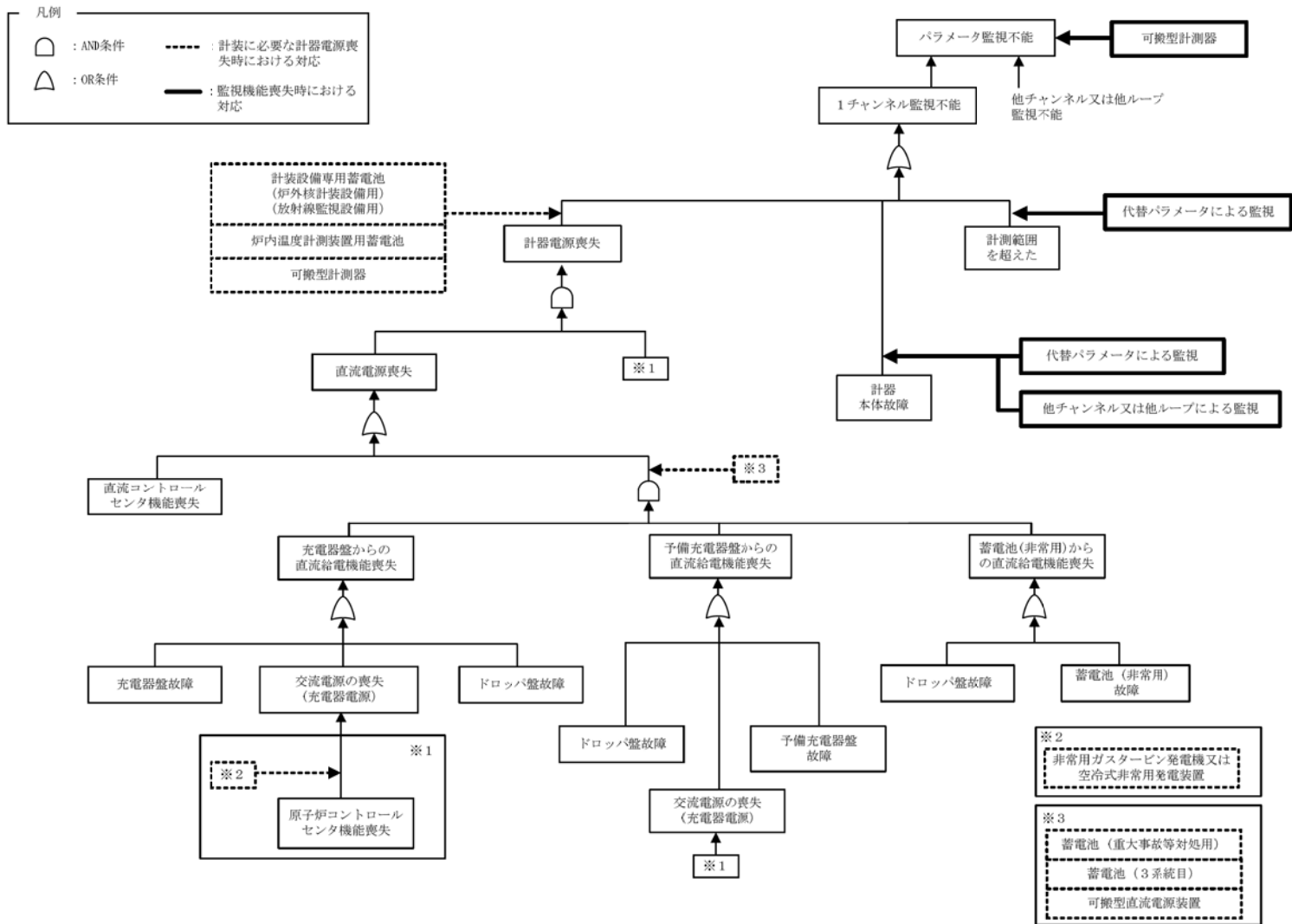
第 1.15.7 表 重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ及び有効監視
パラメータの監視・記録について (4/4)

分類	パラメータ	計測		可搬型計測器での対応 要否理由	記録	
		可否	要否		記録先	備考
格納容器パイパスの監視	蒸気発生器狭域水位	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様				
	蒸気発生器広域水位					
	主蒸気ライン圧力					
	補助給水ライン流量					
	1次冷却材圧力	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材高温側温度（広域）	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度（広域）					
	加圧器水位	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	格納容器再循環サンプ水位（広域）	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	【復水器排気ガスモニタ】	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	—
	【蒸気発生器ブローダウン水モニタ】	否	—		記録計	—
	【高感度型主蒸気管モニタ】	否	—		記録計	—
	【補助建屋排気筒ガスモニタ】	否	—		記録計	—
【補助建屋サンプタンク水位】	可	否	重大事故等対処設備である1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力にてインターフェイスシステムLOCAの傾向監視は可能なため、計測は必要としない。	警報記録	プラント計算機にて警報を記録する。	
【余熱除去ポンプ出口圧力】	可	否		警報記録	プラント計算機にて警報を記録する。	
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	可	要	—	安全パラメータ表示システム	—
	ほう酸タンク水位	可	要	—	安全パラメータ表示システム	—
	補助給水タンク水位	可	要	—	安全パラメータ表示システム	—
	格納容器再循環サンプ水位（広域）	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	格納容器スプレイラインB積算流量	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	代替格納容器スプレイライン積算流量（AM）	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	高圧注入ライン流量					
	余熱除去ループ流量					
	補助給水ライン流量	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様				
	出力領域中性子束	未臨界の維持又は監視をするパラメータと同様				
	中間領域中性子束					
	線源領域中性子束					

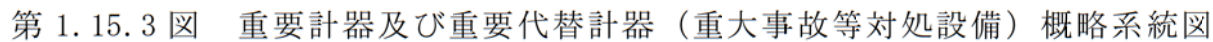
【 】：有効監視パラメータ

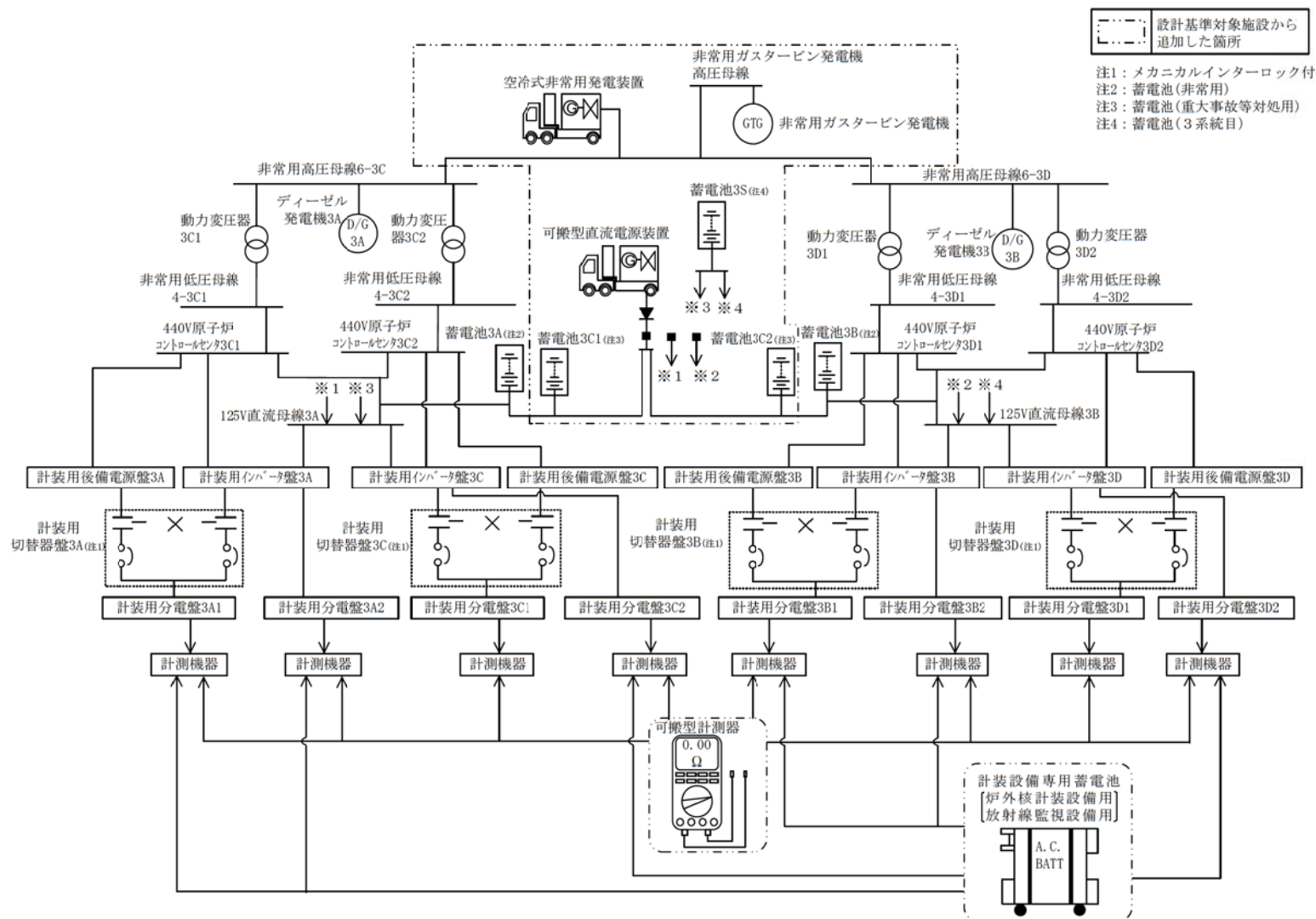


第 1.15.1 図 主要パラメータ並びに重大事故等対処設備及び多様性拡張設備の選定フロー

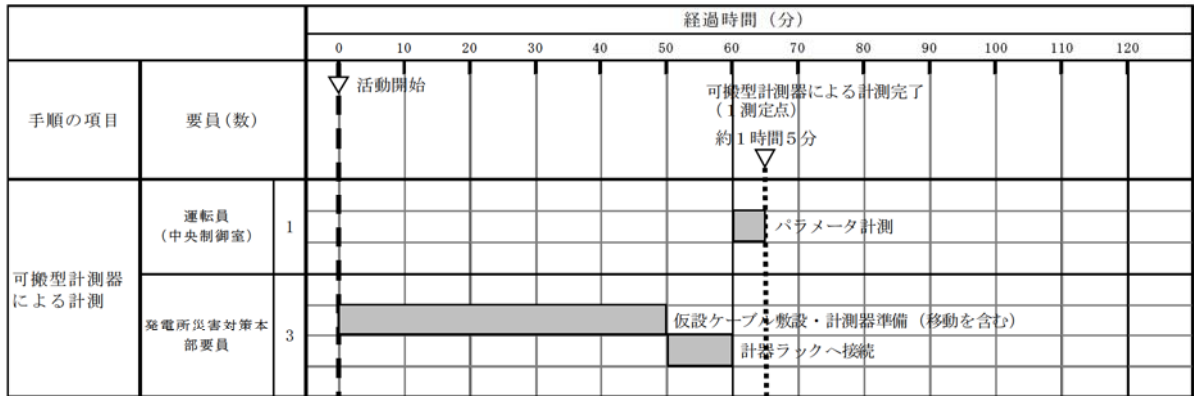


第 1.15.2 図 機能喪失原因対策分析

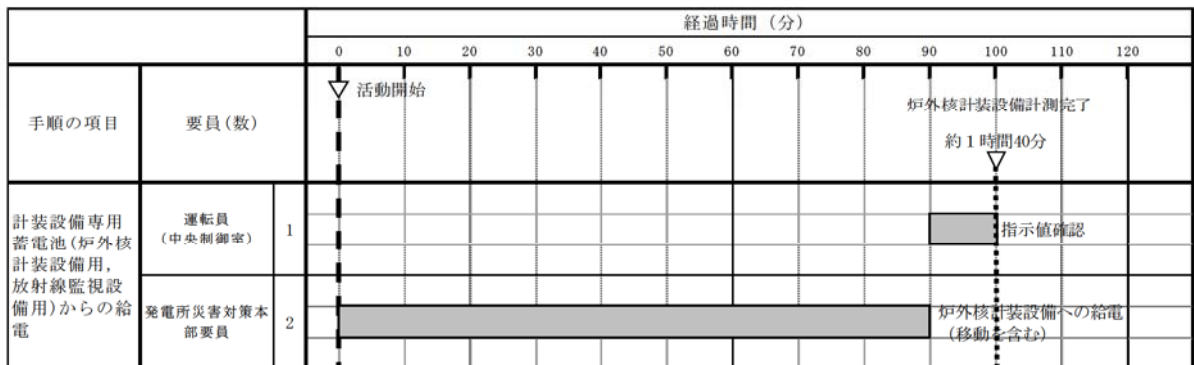




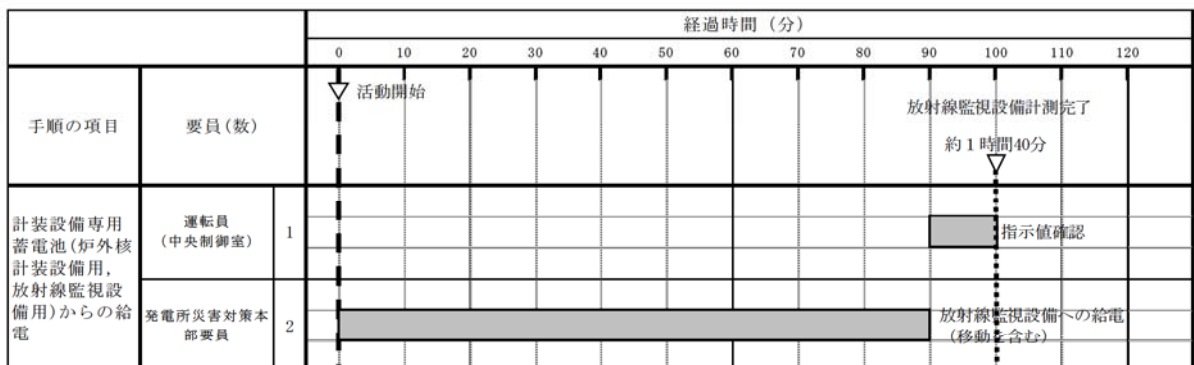
第 1.15.4 図 計器電源構成図



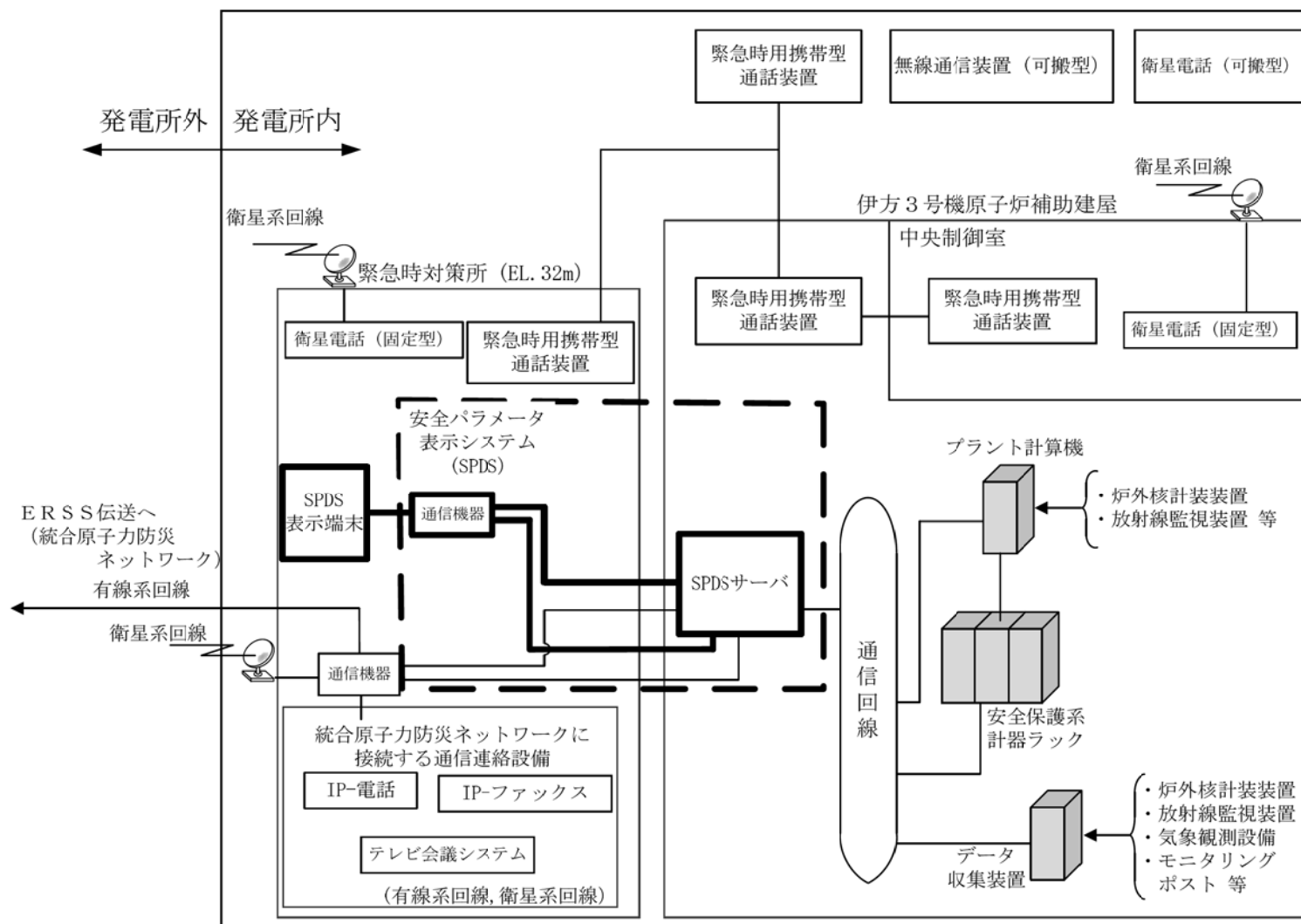
第 1.15.5 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測 タイムチャート



第 1.15.6 図 計装設備専用蓄電池による炉外核計装盤（N I S－I）への電源供給 タイムチャート



第 1.15.7 図 計装設備専用蓄電池による放射線監視盤（P R M S－Ⅲ）への電源供給 タイムチャート



第1.15.8図 安全パラメータ表示システムによる記録概略系統図

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

1.16.2 重大事故等時の手順等

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 中央制御室換気空調設備の運転手順等

a. 交流動力電源が正常な場合

b. 全交流動力電源が喪失した場合

(2) 中央制御室の照明を確保する手順

(3) 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

(4) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 重大事故等時の全面マスク等の着用手順

b. 放射線防護に関する教育等

c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の
平準化

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

(6) 優先順位

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

(2) その他の手順項目にて考慮する手順

(3) 優先順位

1.16.2.3 放射性物質の濃度を低減するための手順等

(1) アニュラス空気再循環設備の運転手順等

- a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合
- b. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合

(2) その他の手順項目にて考慮する手順

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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手順等をいう。
 - a）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定

する。

重大事故等対処設備の他に、多様性拡張設備^{※1}を用いた対応手段を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備

選定した重大事故等対処設備により、審査基準だけでなく、設置許可基準規則第五十九条及び技術基準規則第七十四条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備、多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.16.1 表に示す。

a. 重大事故等時においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時に環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するため、中央制御室の居住性を確保する手段がある。また、全交流動力電源が喪失し

た場合は代替交流電源から中央制御室用の電源を確保する。

中央制御室の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室遮へい
- ・ 中央制御室非常用給気ファン
- ・ 中央制御室空調ファン
- ・ 中央制御室再循環ファン
- ・ 中央制御室非常用給気フィルタユニット
- ・ 運転保安灯（中央制御室）
- ・ 中央制御室用可搬型照明
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計
- ・ 非常用ガスタービン発電機
- ・ 空冷式非常用発電装置

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の手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室用可搬型照明
- ・ 運転保安灯（中央制御室）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する手段がある。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は代替電源設備からアニュラス空気再循環設備の電

源を確保する。

放射性物質の濃度を低減するための設備は以下のとおり。

- ・アニュラス排気ファン
- ・アニュラス排気フィルタユニット
- ・窒素ポンペ（アニュラス排気系空気作動弁用）
- ・非常用ガスタービン発電機
- ・空冷式非常用発電装置

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

審査基準及び基準規則に要求される中央制御室遮へい，中央制御室非常用給気ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室再循環ファン，中央制御室非常用給気フィルタユニット，中央制御室用可搬型照明，酸素濃度計，アニュラス排気ファン，アニュラス排気フィルタユニット，窒素ポンペ（アニュラス排気系空気作動弁用），非常用ガスタービン発電機及び空冷式非常用発電装置は重大事故等対処設備として位置づける。

二酸化炭素濃度は，酸素濃度同様，居住性に関する重要な制限要素であることから，二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備として位置づける。

以上の重大事故等対処設備により，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ことができるため，以下の設備は多様性拡張設備として位置づける。
あわせて，その理由を示す。

- ・運転保安灯（中央制御室）

耐震 S クラスではなく Ss 機能維持を担保できない

が、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため中央制御室用可搬型照明の代替設備として有効である。

b. 手順等

上記の a. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順、故障及び設計基準事象に対する運転手順、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順並びに防災に関する手順に定める（第 1.16.1 表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16.2 表、第 1.16.3 表）。

1.16.2 重大事故等時の手順等

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするために必要な対応手段として、中央制御室遮へい、中央制御室換気空調設備を設け、外気を遮断し閉回路循環運転を行い、中央制御室非常用給気フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタ及び微粒子フィルタにより環境に放出された放射性物質等を除去し、放射線被ばくから運転員を防護する。

なお、重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、炉心損傷が早く原子炉格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから、「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪

失する事故」を選定した。

炉心出口温度により炉心損傷の兆候が見られた場合（「炉心出口温度について600℃を超えて上昇する場合、毎分15℃以上上昇する場合又は350℃を超えている状態が10分以上継続する場合」以下同様）は、運転員の被ばく線量低減のため、当直長の指示により全面マスク等を着用する。さらに、発電所災害対策本部は、長期的な保安確保の観点から、運転員の交代要員体制を考慮する。

中央制御室換気空調設備が外気隔離モードとなった場合、中央制御室の居住性確保の観点より中央制御室の酸素濃度が19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が0.5%を超え上昇している場合は、酸素欠乏防止の観点及び大気中の放射性物質濃度を考慮した上で発電所災害対策本部と換気のタイミングを協議し、二酸化炭素濃度が1%を超える前までに外気をフィルタで浄化しながら取入れる。

なお、これらの運用解除については、屋外の空気中の放射性物質濃度が濃度限度以下となったこと等を勘案し、原子力防災管理者が決定する。

(1) 中央制御室換気空調設備の運転手順等

放射性物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等が発生した場合、非常用炉心冷却設備作動信号又は中央制御室エリアモニタ線量当量率高信号が発信する。この場合、運転員の放射線被ばく防護の観点から、中央制御室換気系隔離信号が発信し、中央制御室換気空調設備にて外気を遮断した状態で閉

回路循環運転（以下「事故時閉回路循環モード」という。）を行い、中央制御室非常用給気フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタ及び微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。

a. 交流動力電源が正常な場合

原子炉冷却材圧力バウンダリからの 1 次冷却材の漏えい等に起因する非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号又は中央制御室エリアモニタ線量当量率高信号発信による中央制御室換気系隔離信号が発信した場合、中央制御室換気空調設備が、事故時閉回路循環モードで運転（自動）を行う。

重大事故等が発生した場合に、非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号又は中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号により中央制御室換気空調設備が動作する状況を確認する手順及び中央制御室換気空調設備を事故時閉回路循環モードとした場合に中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度により外気を取り入れる手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリからの 1 次冷却材の漏えい等に起因する非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号又は中央制御室エリアモニタ線量当量率高信号発信による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室換気系隔離の動作状況を確認する手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直長と発電所災害対策本部は連携を密にし、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室換気系隔離の作動状況の確認を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で中央制御室換気系隔離信号発信を確認するとともに、中央制御室非常用給気ファンの自動起動を確認する。
- ③ 運転員は、中央制御室で中央制御室外気取入ダンパ及び中央制御室排気ラインのすべてのダンパが閉止され、中央制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードで運転中であることを確認する。
- ④ 当直長は、中央制御室内の酸素濃度が19%以上を維持できない場合又は二酸化炭素濃度が0.5%を超え上昇している場合は、発電所災害対策本部と換気のタイミングを協議の上、二酸化炭素濃度が1%を超えるまでに外気取入による換気を運転員に指示する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室で中央制御室外気取入による換気を行う。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員1名により確認を実施する。非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号又は中央制御室エリアモニタ線量当量率高信号発信を踏まえ、中央制御室換気系隔離信号の作

動を予測しているため、速やかに事故時閉回路循環モードでの運転を確認する。

b. 全交流動力電源が喪失した場合

外部電源及びディーゼル発電機の故障等により非常用高圧母線への交流動力電源からの給電ができない場合、中央制御室換気空調設備が運転不能となるため、中央制御室換気空調設備の機能回復を行う。

中央制御室換気空調設備の空気作動ダンパは、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、制御用空気圧縮機が電源喪失により停止することで駆動源（空気）が喪失した場合、又は直流電源の喪失により電磁弁が動作不能な場合に、中央制御室からの遠隔操作が不能となるため、現場でのダンパの手動開操作により事故時閉回路循環モードへ系統構成を行う。

現場でのダンパの手動開操作により事故時閉回路循環モードへ系統構成し、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置により非常用高圧母線を回復させ、中央制御室換気空調設備を運転する手順及び中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度により外気を取入れる手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードにできない場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により非常用母線が停電している

場合に中央制御室非常用空調系の起動操作を行う手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.16.1図に、タイムチャートを第1.16.2図に示す。

- ① 当直長と発電所災害対策本部は連携を密にし、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び発電所災害対策本部要員に中央制御室非常用空調系のダンパ開処置を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で中央制御室換気空調系ファンの操作スイッチを「切引」操作する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は、中央制御室非常用空調系を運転するためのダンパの開処置のため、対象ダンパの駆動用空気ミニチュア弁を閉止する。
- ④ 発電所災害対策本部要員は、ダンパオペレータのダンパシャフトの止めネジを緩め、開方向へ操作しネジを締め付ける。
- ⑤ 当直長は、代替交流電源設備による非常用母線の受電操作が完了していることを確認し、運転員に中央制御室非常用空調系の運転操作の開始を指示する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で中央制御室換気空調系のファンを起動する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で中央制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードで運転していることを確認する。
- ⑧ 当直長は、中央制御室内の酸素濃度が19%以上を維持できない場合又は二酸化炭素濃度が0.5%を超え上

昇している場合は、発電所災害対策本部と換気のタイミングを協議の上、二酸化炭素濃度が1%を超えるまでに外気取入による換気を運転員に指示する。

- ⑨ 運転員及び発電所災害対策本部要員は、中央制御室外気取入による換気を行う。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員1名、現場対応は発電所災害対策本部要員2名により作業を実施する。中央制御室非常用空調系のダンパ開処置による事故時閉回路循環モードでの運転開始までの所要時間は約1時間10分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備を整備する。また、作業を容易に実施するため、専用工具や操作用の昇降設備を整備する。

(2) 中央制御室の照明を確保する手順

運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合において、中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室用可搬型照明を蓄電池により点灯し照明の確保を行う。中央制御室用可搬型照明は、代替交流電源により給電する。

運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合において、中央制御室用可搬型照明により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合。

b. 操作手順

全交流動力電源喪失時に、運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合において、中央制御室用可搬型照明による照明確保の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16.3図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室の照明を確保するため、中央制御室用可搬型照明の設置を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室に中央制御室用可搬型照明を設置し、中央制御室用可搬型照明を蓄電池により点灯し照明を確保する。
- ③ 当直長は、代替交流電源設備による非常用母線の受電操作が完了していることを確認し、運転員に中央制御室用可搬型照明を代替交流電源から給電することを指示する。
- ④ 運転員は、中央制御室用可搬型照明を代替交流電源から給電する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員2名により操作を実施する。可搬型照明使用開始までの所要時間は約20分と想定する。

(3) 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

中央制御室換気空調設備を事故時閉回路循環モードにした場合、中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により，中央制御室換気空調設備が運転できない場合又は中央制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードとなった場合。

b. 操作手順

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 運転員は，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて，中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定と監視を開始する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員 1 名により操作を実施する。中央制御室内での測定のみであるため，短時間での対応が可能である。

また，全交流動力電源喪失時においても，中央制御室用可搬型照明を設置することで照明を確保できるため，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定は可能である。

(4) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 重大事故等時の全面マスク等の着用手順

炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員の内部被ばくを低減するために資機材である全面マスク等を着用する。

運転員の内部被ばくを低減するため全面マスク等を着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷の兆候が見られた場合。

(b) 操作手順

重大事故等時に全面マスク等を着用する手順の概要は以下のとおり。

① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室及び現場において、運転員に全面マスク等の着用を指示する。

② 運転員は、全面マスク等を着用しリークチェックを行う。

(c) 操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても、中央制御室用可搬型照明を設置することで照明を確保できるため、全面マスク等の装着は可能である。

b. 放射線防護に関する教育等

全面マスク等の着用については、内部被ばく防止のため日常的な作業においても着用しており、全面マスク等の着用方法についての教育訓練は社内教育(「電離放射線障害防止規則」に基づく特別教育,「原子力施設における放射線業務及び緊急作業に係る安全衛生管理対策の強化について」(厚生労働省通達:基発0810第1号)に基づく教育)にて実

施する。

また、全面マスク等は、定期的な点検にて健全性を確認する。

以上により、重大事故等時においても適正に全面マスク等を装着できる体制を整備する。

c. 重大事故時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

重大事故等時において、発電所災害対策本部は、運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。

交代要員体制は、交代要員として通常勤務帯の運転員を当直交代サイクルに充て構成する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。

また、運転員について運転員交代に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(6) 優先順位

放射性物質等が環境に放出されるおそれがある場合、中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室換気空調設備により外気の遮断を実施する。外気を遮断するため、その間の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定し、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により、規定値を超えるおそれがある

場合は、フィルタを通して外気取入れを実施する。炉心損傷の兆候が見られた場合はさらに全面マスク等を着用し、被ばく低減を実施する。

また、全交流動力電源喪失時の中央制御室の照明は、常設の多様性拡張設備である運転保安灯（中央制御室）を優先して使用する。運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合は、中央制御室用可搬型照明を設置し、蓄電池による点灯にて照明を確保する。代替交流電源設備からの受電操作が完了すれば、中央制御室用可搬型照明を代替交流電源から給電し、引き続き照明を確保する。

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。

運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合は、中央制御室用可搬型照明を蓄電池により点灯し照明の確保を行う。

チェンジングエリア設営用資機材により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するためのチェンジングエリアを設置する手順及び運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合において、中央制御室用可搬型照明により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

原子力災害特別措置法第10条特定事象が発生した場合。

b. 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16.4図に示す。

- ① 原子力防災管理者は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室の出入口付近の2箇所、チェンジングエリアを設置するよう発電所災害対策本部要員に指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、中央制御室用可搬型照明を設置し、照明を確保する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は、床養生用シートにてチェンジングエリア床面全体を養生する。
- ④ 発電所災害対策本部要員は、各エリアにポリシートを設置し、床の養生シートと隙間無くテープにて養生する。
- ⑤ 発電所災害対策本部要員は、各エリア間の境界にバリア、粘着マットを設置する。
- ⑥ 発電所災害対策本部要員は、簡易テントを組立て、簡易テント内に簡易シャワー等を設置する。
- ⑦ 発電所災害対策本部要員は、脱衣収納容器、汚染密度測定用サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

c. 操作の成立性

上記の現場対応は発電所災害対策本部要員3名により作業を行う。チェンジングエリア設置までの所要時間は約1時間（中央制御室出入口2箇所）と想定する。

チェンジングエリア内には、防護具の着替えエリア、運転員の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエ

リア及び運転員の放射性物質による汚染が確認された場合の除染エリアを設け、運転員等が身体サーベイ及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行い、サーベイエリア内での身体サーベイで運転員の放射性物質による汚染が確認された場合には、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。ウェットティッシュ等による拭き取り除染を行うことを基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合は簡易シャワーにて汚染部位の水洗による除染を行う。簡易シャワーを用いた除染による廃水はウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

全交流動力電源喪失時においてもチェンジングエリアの設置及び運用を可能にするため、中央制御室用可搬型照明を設置する。

(2) その他の手順項目にて考慮する手順

中央制御室用可搬型照明により照明を確保する手順は、「1.16.2.1 居住性を確保するための手順等」にて整備する。

(3) 優先順位

中央制御室の外側が放射性物質により汚染した場合、チェンジングエリアにおけるスクリーニング及び防護具の着用を行い中央制御室への汚染の持ち込み防止を実施する。

全交流動力電源喪失時のチェンジングエリアの照明は、多様性拡張設備である中央制御室の出入口付近に設置する運転保安灯（中央制御室）を優先して使用する。中央制御室の出入口付近に設置する運転保安灯が使用できない場合は、中央制御室用可搬型照明を使用する。

1.16.2.3 放射性物質の濃度を低減するための手順等

(1) アニュラス空気再循環設備の運転手順等

炉心の著しい損傷が発生した場合において、アニュラス空気再循環設備による放射性物質の濃度低減を行う。

アニュラス排気ファンを運転し、原子炉格納容器から漏えいした空気を放射性物質の濃度低減機能を有するアニュラス排気フィルタユニットを通して排出し、放射性物質の濃度を低減する手順を整備する。

また、全交流動力電源が喪失した場合においても、アニュラス空気再循環設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電した後、アニュラス空気再循環設備を運転する手順を整備する。

操作手順については、交流動力電源及び直流電源が健全な場合と全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に分けて記載する。

a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合

(a) 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合。

(b) 操作手順

アニュラス空気再循環設備運転による放射性物質の濃度低減手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.16.5図に示す。

① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に

アニュラス排気ファンの非常用炉心冷却設備作動信号発信による自動起動確認を指示する。自動起動していない場合は、手動起動を指示する。

② 運転員は、中央制御室でアニュラス排気ファンの自動起動を確認する。自動起動していない場合は、手動起動を行う。

③ 運転員は、中央制御室でアニュラス排気ファンの運転確認を実施し、アニュラス内圧力が低下することを確認する。

④ 当直長は、炉心出口温度及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）により、炉心損傷と判断すれば、運転員にアニュラス排気ファンの運転確認を指示する。

⑤ 運転員は、中央制御室でアニュラス排気ファンの運転状態を確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員 1 名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合

(a) 手順着手の判断基準

外部電源及びディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合又は直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、代替電源設備による給電後、アニュラス空気再循環設備運転による放射性物質の濃度低減手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.16.6図に、タイムチャートを第1.16.7図に示す。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）及び代替電源設備を用いたアニュラス空気再循環設備運転による放射性物質の濃度低減の系統構成を指示する。
- ② 運転員は、現場でアニュラス排気系代替空気供給電磁弁用の開閉装置を入とし、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）供給の系統構成を行う。
- ③ 運転員は、現場でアニュラス空気再循環設備の弁（アニュラス排気弁及びアニュラス全量排気弁）の制御用空気配管と窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）をホースにて接続する。
- ④ 運転員は、現場でアニュラス空気再循環設備の弁（アニュラス排気弁及びアニュラス全量排気弁）へ窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）による代替空気（窒素）供給を実施する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室でアニュラス排気ファンを起動する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室でアニュラス空気再循環設備の弁のうち、アニュラス排気弁を手動で開とする。また、アニュラス全量排気弁が自動で開となること、ア

ニュラス排気ファンの運転状態及びアニュラス内圧力が低下することを確認する。

⑦ 当直長は、炉心出口温度及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）により、炉心損傷と判断すれば、運転員にアニュラス排気ファンの運転確認を指示する。

⑧ 運転員は、アニュラス排気ファンの運転状態を確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名により操作を実施する。アニュラス空気再循環設備の運転による放射性物質の濃度低減開始までの所要時間は約30分と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。室温は通常運転状態と同程度である。

(2) その他の手順項目にて考慮する手順

全交流動力電源喪失時又は直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.16.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
—	—	居住性の確保	中央制御室遮へい	—
			中央制御室非常用給気ファン※1	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順 故障及び設計基準事象に対する運転手順
			中央制御室空調ファン※1	
			中央制御室再循環ファン※1	
			中央制御室非常用給気フィルタユニット	
			拡張設備 運転保安灯（中央制御室）※1	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			中央制御室用可搬型照明	
		重大事故等対処設備	酸素濃度計	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			二酸化炭素濃度計	故障及び設計基準事象に対する運転手順
			非常用ガスタービン発電機※2	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			空冷式非常用発電装置※3	
		汚染の持ち込み防止	重大事故等対処設備 中央制御室用可搬型照明	防災に関する手順
			拡張設備 運転保安灯（中央制御室）※1	
		放射性物質の濃度低減	重大事故等対処設備 アニュラス排気ファン※1	故障及び設計基準事象に対する運転手順 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			アニュラス排気フィルタユニット	
			窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）	
			非常用ガスタービン発電機※2	
			空冷式非常用発電装置※3	

※1 ディーゼル発電機等により給電する。

※2 非常用ガスタービン発電機からの給電は「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

※3 空冷式非常用発電装置からの給電は「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視事項

監視計器一覧（1 / 2）

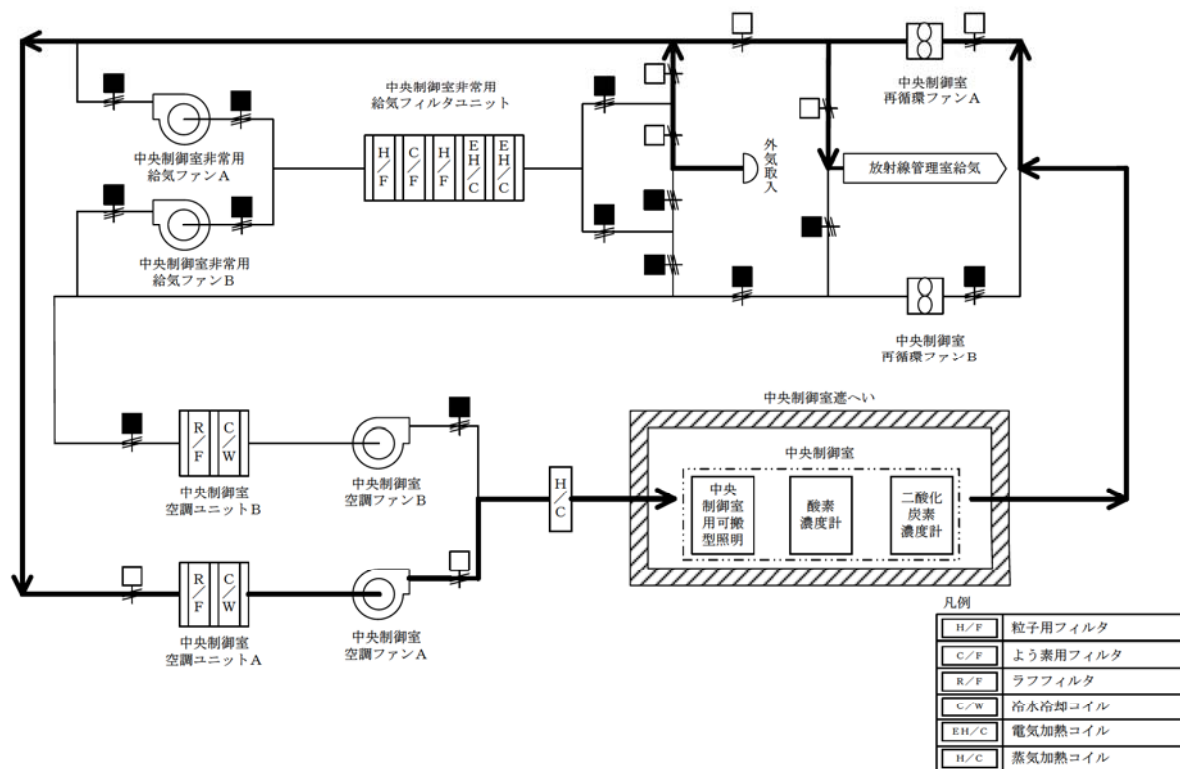
対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視計器
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(1) 中央制御室換気空調 設備の運転手順等 a. 交流動力電源が正常 な場合	判断 基準	信号	・安全注入作動警報 ・中央制御室換気系隔離警報
		中央制御室の 放射線量率	・中央制御室エリアモニタ
	操作	信号	・中央制御室換気系隔離警報
		中央制御室内の 環境監視	・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計
(1) 中央制御室換気空調 設備の運転手順等 b. 全交流動力電源が喪 失した場合	判断 基準	電源	・四国中央西幹線1L, 2L母線電 圧計及び予備変圧器電圧計 ・6-3C, 3D母線電圧計 ・ディーゼル発電機A, B電圧 計
			・中央制御室換気系隔離警報
		信号	・中央制御室換気系隔離警報
	操作	電源	・6-3C, 3D母線電圧計 ・4-3C1, 3C2, 3D1, 3D2母線電圧 計 ・非常用ガスタービン発電機電 力計, 周波数計（監視操作盤） ・非常用ガスタービン発電機電 圧計, 電力計, 周波数計 （現場） ・空冷式非常用発電装置電力 計, 周波数計 （重大事故等対処設備制御盤） ・空冷式非常用発電装置電圧 計, 電力計, 周波数計（現場）
			・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計
		中央制御室内の 環境監視	・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計
		電源	・四国中央西幹線1L, 2L母線電 圧計及び予備変圧器電圧計 ・6-3C, 3D母線電圧計 ・ディーゼル発電機A, B電圧 計
(2) 中央制御室の照明を 確保する手順	判断 基準	電源	・四国中央西幹線1L, 2L母線電 圧計及び予備変圧器電圧計 ・6-3C, 3D母線電圧計 ・ディーゼル発電機A, B電圧 計
	操作	—	—

監視計器一覧（2/2）

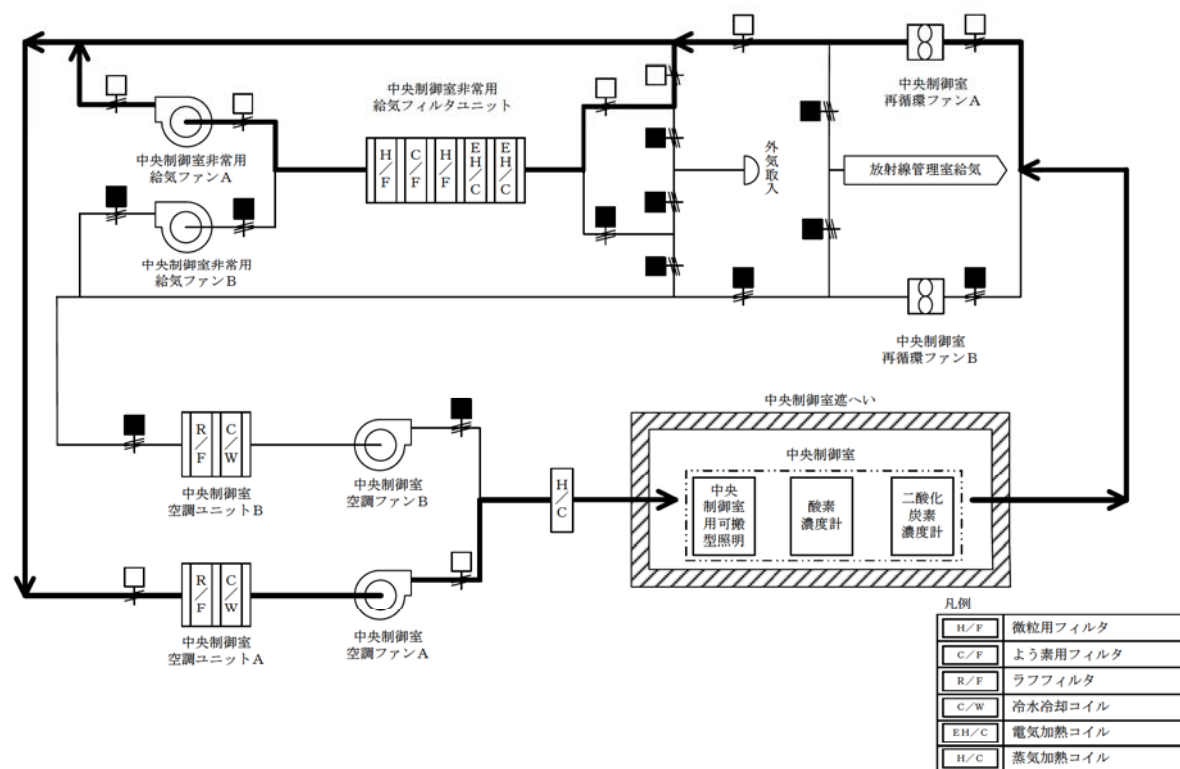
対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視計器
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(3) 中央制御室内の酸素 濃度及び二酸化炭素濃 度の測定手順	判 断 基 準	信号	・中央制御室換気系隔離警報
	操 作	中央制御室内の 環境監視	・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計
(4) その他の放射線防護 措置等に関する手順等 a. 重大事故等時の全面 マスク等の着用手順	判 断 基 準	原子炉容器内の 温度	・炉心出口温度計
	操 作	—	—
1.16.2.3 放射性物質の濃度を低減するための手順等			
(1) アニュラス空気再循 環設備の運転手順等 a. 交流動力電源及び直 流電源が健全である場 合	判 断 基 準	信号	・安全注入作動警報
	操 作	原子炉容器内の 温度	・炉心出口温度計
		原子炉格納容器 内の放射線量率	・格納容器高レンジエリアモニ タ（高レンジ）
		アニュラス部の 圧力	・アニュラス内圧力計（広域）
(1) アニュラス空気再循 環設備の運転手順等 b. 全交流動力電源又は 直流電源が喪失した場 合	判 断 基 準	電源	・四国中央西幹線1L, 2L母線電 圧計及び予備変圧器電圧計
			・6-3C, 3D母線電圧計
			・ディーゼル発電機A, B電圧 計
			・直流コントロールセンタA, B電圧計
	操 作	原子炉容器内の 温度	・炉心出口温度計
		原子炉格納容器 内の放射線量率	・格納容器高レンジエリアモニ タ（高レンジ）
		アニュラス部の 圧力	・アニュラス内圧力計（広域）

第1.16.3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室空調ファン	原子炉コントロールセンタ 3 C 1
		原子炉コントロールセンタ 3 D 1
	中央制御室再循環ファン	原子炉コントロールセンタ 3 C 1
		原子炉コントロールセンタ 3 D 1
	中央制御室非常用給気ファン	原子炉コントロールセンタ 3 C 1
		原子炉コントロールセンタ 3 D 1
	アニュラス排気ファン	原子炉コントロールセンタ 3 C 2
		原子炉コントロールセンタ 3 D 2

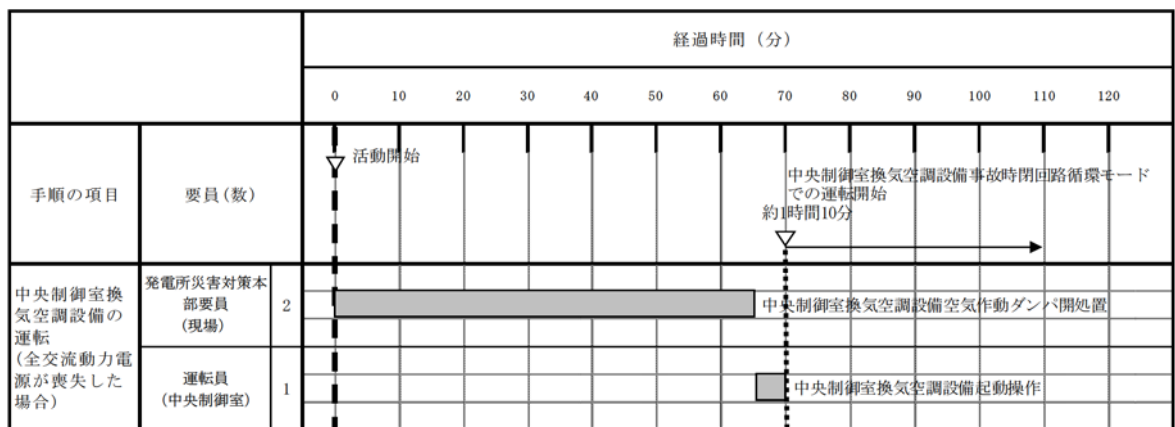


(通常運転時：A系列運転の場合)

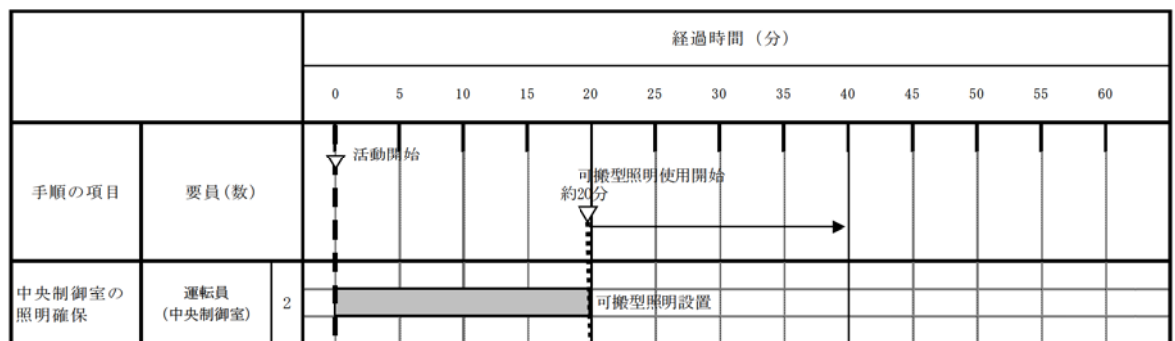


(事故時閉回路循環モード：A系列運転の場合)

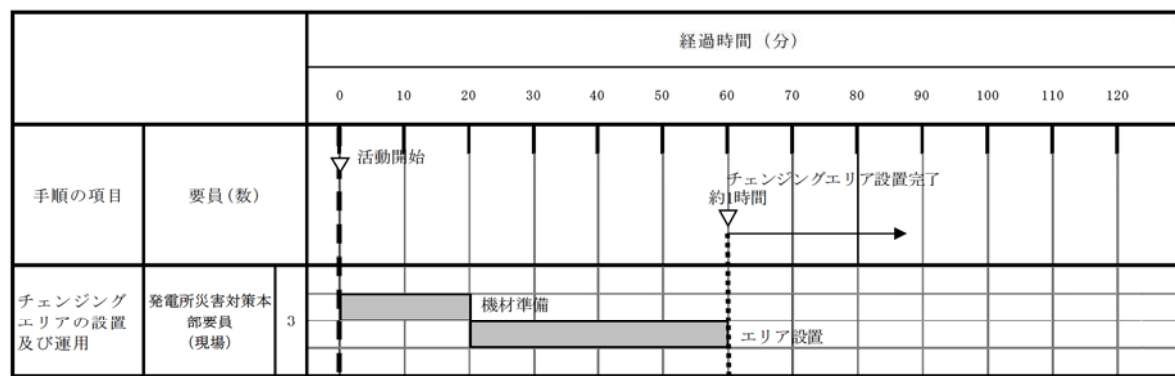
第 1.16.1 図 中央制御室換気空調設備の概略系統図



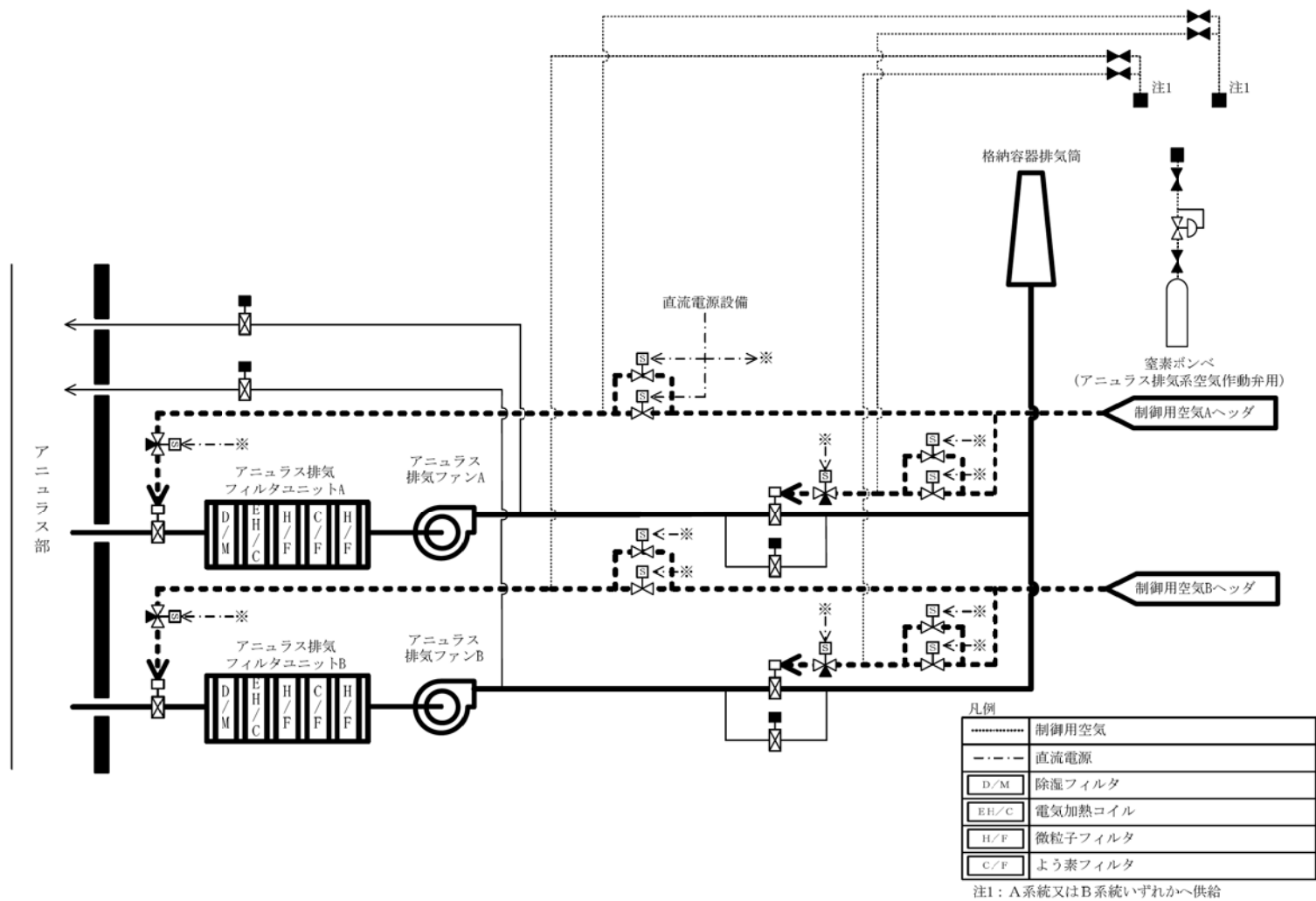
第 1.16.2 図 中央制御室換気空調設備運転操作 タイムチャート



第 1.16.3 図 中央制御室への中央制御室用可搬型照明設置
タイムチャート

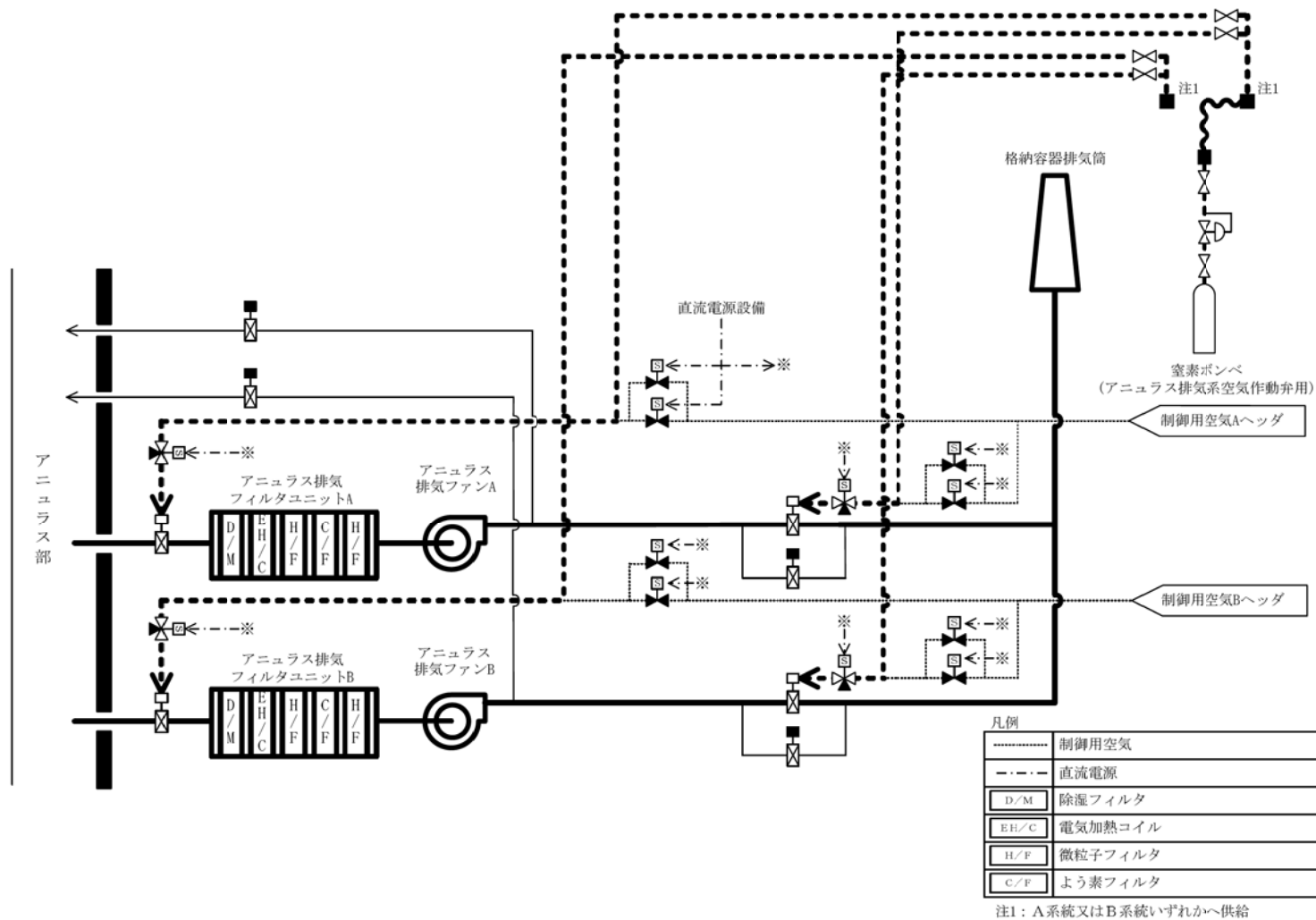


第 1.16.4 図 中央制御室チェンジングエリア設置 タイムチャート



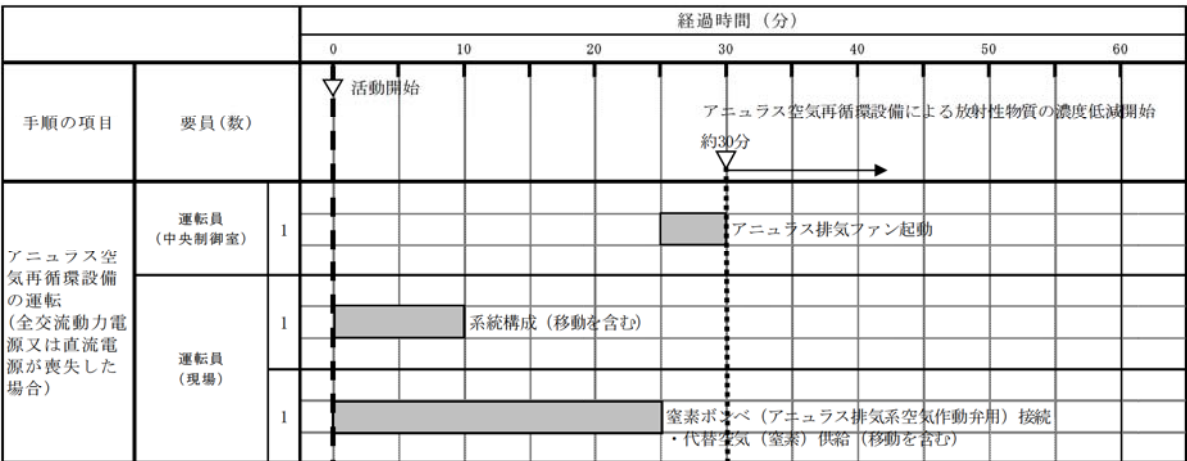
第 1.16.5 図 アニュラス空気再循環設備の概略系統図

(交流動力電源及び直流電源健全)



第 1.16.6 図 アニュラス空気再循環設備の概略系統図

(全交流動力電源又は直流電源喪失)



第 1.16.7 図 アニュラス空気再循環設備運転操作 タイムチャート

1.17 監視測定等に関する手順等

<目 次>

1.17.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

- (1) モニタリングステーション及びモニタリングポストによる
放射線量の測定
- (2) 可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定
- (3) 可搬型モニタによる放射線量の測定
- (4) 放射性物質の濃度の代替測定
 - a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度
の代替測定
 - b. モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測
定
- (5) 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線
量の測定
 - a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度
の測定
 - b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測
定
 - c. 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の
測定

d. 海上モニタリング測定

(6) バックグラウンド低減対策等

- a. モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策
- b. 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策
- c. 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

(7) 優先順位

1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

- (1) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定
- (2) 気象観測設備による気象観測項目の測定
- (3) 優先順位

1.17.2.3 モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

<要求事項>

- 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」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手順等をいう。
 - a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能と

すること。

- c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。

- 2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備を整備している。また、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備を整備している。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.17.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対

応手段及び多様性拡張設備※¹を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備

選定した重大事故等対処設備により、審査基準だけではなく、設置許可基準規則第六十条及び技術基準規則第七十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順等についての関係を第 1.17.1 表に示す。

a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の放射線量を測定する手段がある。

放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・モニタリングステーション及びモニタリングポスト
- ・可搬型代替モニタ

- ・可搬型モニタ
- ・可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）
- ・小型船舶

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域含む。）の放射性物質の濃度を測定する手段がある。

放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型放射線計測器
（GM汚染サーベイメータ，NaIシンチレーションサーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ）
- ・可搬型ダストサンプラ
- ・小型船舶
- ・モニタリングカー
- ・Ge γ 線多重波高分析装置
- ・可搬型Ge γ 線多重波高分析装置
- ・ガスフロー測定装置

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

放射線量の測定に使用する設備のうち，可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）及び小型船舶は，重大事故等対処設備と位置付ける。また，放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち，可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ，NaIシンチレーションサーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ），可搬型ダストサンプラ及び小型船舶は

重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備としてすべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる。

また、以下の設備を多様性拡張設備に位置付ける。あわせてその理由を示す。

- ・モニタリングステーション及びモニタリングポスト

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、耐震 S クラスではなく Ss 機能維持を担保できないが、日常的に発電所及びその周辺において放射線量の測定に使用しており、重大事故等時に使用できる場合は放射線量の測定手段として有効である。

- ・モニタリングカー

モニタリングカーは、耐震 S クラスではなく Ss 機能維持を担保できないが、日常的に発電所及びその周辺において放射性物質の濃度測定に使用しており、重大事故等時に使用できる場合は放射性物質の濃度測定手段として有効である。

- ・G e γ 線多重波高分析装置

- ・可搬型 G e γ 線多重波高分析装置

- ・ガスフロー測定装置

G e γ 線多重波高分析装置、可搬型 G e γ 線多重波高分析装置

析装置，ガスフロー測定装置は，耐震 S クラスではなく Ss 機能維持を担保できず，また，同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合，測定終了までに時間を要するが，放射性物質の濃度測定手段として有効である。

b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所において，風向，風速その他の気象条件の測定の手段がある。

- ・可搬型気象観測設備
- ・気象観測設備

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬型気象観測設備は重大事故等対処設備と位置付ける。

選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備としてすべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる。

また，以下の設備を多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・気象観測設備

気象観測設備は，耐震 S クラスではなく Ss 機能維持を担保できないが，設備が健全である場合は，風向，風速その他の気象条件の測定手段として有効である。

c. モニタリングステーション及びモニタリングポストの代替電源（交流）の対応手段及び設備

(a) 対応手段

全交流動力電源が喪失しモニタリングステーション及びモニタリングポストの電源が喪失した場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を回復させるため、代替電源（交流）である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置並びにモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電手段がある。

なお、全交流動力電源の喪失が継続し、モニタリングステーション及びモニタリングポストの機能が回復しない場合は、可搬型代替モニタにより代替測定する手段がある。

モニタリングステーション及びモニタリングポストの機能回復等に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用ガスタービン発電機
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 可搬型代替モニタ
- ・ モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

全交流動力電源喪失時にモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能回復するための設備のうち、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置及び可搬型代替モニタは重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備としてすべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合においても、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる。また、以下の設備を多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その設備の使用可能な状態等を示す。

- ・モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置

モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置は、モニタリングステーション又はモニタリングポスト故障時にはモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を回復できないが、モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源が喪失した場合に、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置から給電されるまでの間のモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能維持に有効である。

d. 手順等

上記の a. , b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

また、これらの手順は、防災に関する手順等に定める。(第 1.17.1 表)

事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する(第 1.17.2 表、第 1.17.3 表)。

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1) モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定

通常時からモニタリングステーション及びモニタリングポストにて放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。

(2) 可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定

重大事故等時にモニタリングステーション又はモニタリングポスト本体が機能喪失した場合、可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定を行う。可搬型代替モニタにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

可搬型代替モニタによる代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、各モニタリングステーション及びモニタリングポストに隣接した位置に配置することを原則とし、第 1.17.2 図に配置位置を示す。ただし、地震等でアクセス不能となった場合の代替測定については、原子炉中心位置からの同じ方向の測定にて確認する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後，モニタリングステーション又はモニタリングポスト本体の故障等により，モニタリングステーション又はモニタリングポストの放射線量の測定機能を喪失した場合。モニタリングステーション及びモニタリングポストの測定機能喪失については，中央制御室の野外モニタ盤の指示値及び警報表示にて確認する。

b. 操作手順

可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.3 図に示す。

- ① 原子力防災管理者は，手順着手の判断基準に基づき，発電所災害対策本部要員に可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定の開始を指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は，緊急時対策所 (EL. 32m) に移動し，監視用パソコンを起動する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は，必要とする数量の可搬型代替モニタを車等に積載し，測定場所まで運搬・配置し，測定を開始する。緊急時対策所 (EL. 32m) までデータが伝送されることを確認し，監視を開始する。
- ④ 発電所災害対策本部要員は，可搬型代替モニタの記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し，保存する。

なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

- ⑤ 発電所災害対策本部要員は，使用中に蓄電池の残量が少ない場合，予備の蓄電池と交換する。（連続 7 日間以

上使用可能)

c. 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員 2 名にて実施し、6 個（うち 1 個は緊急時対策所 (EL. 32m) の加圧判断用の可搬型モニタ）配置した場合の所要時間は約 3 時間 30 分と想定する。

車等により所定の場所までの運搬ができない場合は、アクセス可能な場所まで車等で移動し、その後は人力により運搬できるよう配慮する。

円滑に作業できるよう緊急時対策所 (EL. 32m) との連絡用に通信設備等を整備する。

(3) 可搬型モニタによる放射線量の測定

原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、可搬型モニタによる放射線量の測定を行う。モニタリングステーション及びモニタリングポストが設置されていない海側敷地境界付近に可搬型モニタを配置し、放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。可搬モニタの配置位置を第 1.17.4 図に示す。

なお、配置する可搬型モニタのうち、1 個を緊急時対策所 (EL. 32m) の加圧判断用として使用する。これについては、1.17.2.1 (2) b. に基づき配置し、測定及び監視を行う。

a. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合。

b. 操作手順

可搬型モニタによる放射線量測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.5 図に示す。

- ① 原子力防災管理者は、手順着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部要員に可搬型モニタによる放射線量の測定開始を指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は、緊急時対策所 (EL. 32m) に移動し、監視用パソコンを起動する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は、必要とする数量の可搬型モニタを車等に積載し、測定場所まで運搬・配置し、測定を開始する。緊急時対策所 (EL. 32m) までデータが伝送されていることを確認し、監視を開始する。
- ④ 発電所災害対策本部要員は、可搬型モニタの記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し、保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。
- ⑤ 発電所災害対策本部要員は、使用中に蓄電池の残量が少ない場合は、予備の蓄電池と交換する。（連続 7 日間以上使用可能）

c. 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員 2 名にて実施し、一連の作業の所要時間は約 2 時間 35 分と想定する。

円滑に操作できるよう緊急時対策所 (EL. 32m) との連絡用に通信設備等を整備する。

(4) 放射性物質の濃度の代替測定

- a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度

の代替測定

重大事故等時の発電所及びその周辺において、モニタリングカーが使用できない場合、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラ（以下「可搬型放射線計測器等」という。）により空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。可搬型放射線計測器等により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、モニタリングカーに積載しているじんあい・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ又はNaIシンチレーションサーベイメータの故障等により、モニタリングカーによる放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.6 図に示す。

- ① 原子力防災管理者は、手順着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部要員に可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は、原子力防災管理者の指示した場所に移動する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は、可搬型ダストサンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、

原子力防災管理者が指示した場所において試料を採取する。

④ 発電所災害対策本部要員は、GM汚染サーベイメータ及びNaIシンチレーションサーベイメータの使用開始前に乾電池の残量が少ない場合は、予備の乾電池と交換する。

⑤ 発電所災害対策本部要員は、GM汚染サーベイメータによりダスト濃度を、NaIシンチレーションサーベイメータによりヨウ素濃度を監視・測定する。

⑥ 発電所災害対策本部要員は、現場で測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員2名にて実施し、一連の作業（1箇所あたり）の所要時間は、試料採取を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、最大約2時間5分と想定する。

円滑に作業できるよう緊急時対策所(EL.32m)との連絡用に通信設備等を整備する。

b. モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時の発電所及びその周辺において、モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。モニタリングカーにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第1.17.1図に示す。

日常的にモニタリングカーにて放射性物質の濃度を測定しており，重大事故等時に使用できる場合は，継続して放射性物質の濃度を測定する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後，格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し，発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合，又はそのおそれがある場合において，発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合。

(b) 操作手順

モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.7 図に示す。

- ① 原子力防災管理者は，手順着手の判断基準に基づき，発電所災害対策本部要員に空気中の放射性物質の濃度の測定開始を指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は，原子力防災管理者の指示した場所にモニタリングカーを移動する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は，じんあい・よう素サンプリングにダストろ紙とよう素用カートリッジをセットし，原子力防災管理者が指示した場所において試料を採取する。
- ④ 発電所災害対策本部要員は，GM汚染サーベイメータによりダスト濃度，NaIシンチレーションサーベイメータによりよう素濃度を監視・測定する。

- ⑤ 発電所災害対策本部要員は、現場で測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、試料採取を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、最大約 1 時間 30 分と想定する。

円滑に作業できるよう緊急時対策所 (EL. 32m) との連絡用に通信設備等を整備する。

(5) 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、可搬型放射線計測器等により放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量の測定を行う。可搬型放射線計測器等により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。

(a) 作業着手の判断基準

重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放

出された場合において、発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合。

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち、a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.8 図に示す。

- ① 原子力防災管理者は、作業着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部要員に空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は、原子力防災管理者の指示した場所に移動する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は、可搬型ダストサンプラにダストろ紙とよう素用カートリッジをセットし、原子力防災管理者が指示した場所において試料を採取する。
- ④ 発電所災害対策本部要員は、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータの使用開始前に乾電池の残量が少ない場合は、予備の乾電池と交換する。
- ⑤ 発電所災害対策本部要員は、必要により前処理を行い、GM汚染サーベイメータによりダスト濃度、NaIシンチレーションサーベイメータによりよう素濃度、ZnSシンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン、プルトニウム等）、GM汚染サーベイメー

タにより β 線（ストロンチウム等）を監視・測定する。

可搬型放射線計測器が使用できない場合、多様性拡張設備であるガスフロー測定装置、Ge γ 線多重波高分析装置、可搬型 Ge γ 線多重波高分析装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。

- ⑥ 発電所災害対策本部要員は、現場で測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、試料採取を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、最大約 2 時間 15 分と想定する。

円滑に作業ができるよう、緊急時対策所 (EL. 32m) との連絡用に通信設備等を整備する。

b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出のおそれがある、又は放出された場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

海水及び排水の試料採取場所を第 1.17.9 図に示す。

(a) 作業着手の判断基準

重大事故等発生後、廃棄物処理設備排水モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがある場合。

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち、b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1. 17. 10 図に示す。

- ① 原子力防災管理者は、作業着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部要員に発電所沿岸部の海水及び排水の試料採取並びに放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は、原子力防災管理者の指定した場所に移動する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は、採取用資機材を用いて試料採取場所において海水及び排水を採取する。
- ④ 発電所災害対策本部要員は、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びGM汚染サーベイメータの使用開始前に乾電池の残量が少ない場合は、予備の乾電池と交換する。
- ⑤ 発電所災害対策本部要員は、NaIシンチレーションサーベイメータにより採取した試料の放射性物質の濃度を測定する。また必要に応じ前処理を行い、ZnSシンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン、プルトニウム等）、GM汚染サーベイメータにより β 線（ストロンチウム等）を監視・測定する。可搬型放射線計測器が使用できない場合、多様性拡張設備であるガスフロー測定装置、Ge γ 線多重波高分析装置、可搬型Ge γ 線多重波高分析装置が健全であれば、

必要に応じて前処理を行い、測定する。

- ⑥ 発電所災害対策本部要員は、現場で測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員 2 名にて実施し、一連の作業の所要時間は約 4 時間 20 分と想定する。

円滑に作業ができるよう、緊急時対策所 (EL. 32m) との連絡用に通信設備等を整備する。

c. 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。

(a) 作業着手の判断基準

重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出され、土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合（プルーム通過後）。

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち、c. 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1. 17. 11 図に示す。

- ① 原子力防災管理者は、作業着手の判断基準に基づき、

発電所災害対策本部要員に土壌中の放射性物質の濃度の測定開始を指示する。

② 発電所災害対策本部要員は、原子力防災管理者の指示した場所に移動する。

③ 発電所災害対策本部要員は、原子力防災管理者の指示した場所において試料を採取する。

④ 発電所災害対策本部要員は、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータの使用開始前に乾電池の残量が少ない場合は、予備の乾電池と交換する。

⑤ 発電所災害対策本部要員は、必要に応じ前処理を行い、NaIシンチレーションサーベイメータにより γ 線、ZnSシンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン、プルトニウム等）、GM汚染サーベイメータにより β 線（ストロンチウム等）を監視・測定する。可搬型放射線計測器が使用できない場合、多様性拡張設備であるガスフロー測定装置、Ge γ 線多重波高分析装置、可搬型Ge γ 線多重波高分析装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。

⑥ 発電所災害対策本部要員は、現場で測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員2名にて実施し、一連の作業（1箇所あたり）の所要時間は、試料採取を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、

約 2 時間と想定する。

円滑に作業ができるよう、緊急時対策所 (EL. 32m) との連絡用に通信設備等を整備する。

d. 海上モニタリング測定

発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要であると判断した場合に、小型船舶で周辺海域を移動し、可搬型放射線計測器等により放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う。海上モニタリングの場所を第 1. 17. 9 図に示す。

(a) 作業着手の判断基準

重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域への放射性物質放出が確認される等により小型船舶による海上モニタリングが必要となった場合。

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち、d. 海上モニタリング測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1. 17. 12 図に示す。

① 原子力防災管理者は、作業着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部要員に海上モニタリング測定の開始を指示する。

② 発電所災害対策本部要員は、小型船舶を車等に積載し、運搬する。

③ 発電所災害対策本部要員は、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS

シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータの使用開始前に乾電池の残量が少ない場合は、予備の乾電池と交換する。

- ④ 発電所災害対策本部要員は、測定用資機材を小型船舶に積載し、小型船舶にて原子力防災管理者の指示した場所（原則は通常時において試料を採取している2箇所とし、必要に応じて採取場所を追加する。）に移動し、電離箱サーベイメータにより放射線量を測定する。可搬型ダストサンプラにダストろ紙とよう素用カートリッジをセットし、試料を採取するとともに、採取用資機材を用いて海水を採取する。

- ⑤ 発電所災害対策本部要員は、GM汚染サーベイメータによりダスト中の放射性物質の濃度を測定し、NaIシンチレーションサーベイメータによりよう素濃度及び海水中の放射性物質の濃度を測定する。また必要に応じて前処理を行い、ZnSシンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン、プルトニウム等）、GM汚染サーベイメータにより β 線（ストロンチウム等）を監視・測定する。可搬型放射線計測器が使用できない場合、多様性拡張設備であるガスフロー測定装置、Ge γ 線多重波高分析装置、可搬型Ge γ 線多重波高分析装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。

- ⑥ 発電所災害対策本部要員は、現場で測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応のうち、小型船舶を海面に着水させる作業は発電所災害対策本部要員 5 名にて実施し、一連の作業の所要時間は約 2 時間と想定する。その後の放射線量及び放射性物質の濃度の測定は、発電所災害対策本部要員 3 名（うち 1 名は小型船舶の操縦を行う）にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、約 2 時間 30 分と想定する。

円滑に作業ができるよう、緊急時対策所 (EL. 32m) との連絡用に通信設備等を整備する。

(6) バックグラウンド低減対策等

a. モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染によりモニタリングステーション及びモニタリングポストによる測定ができなくなることを避けるため、モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策を行う。モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンドを低減するための手順を整備する。

重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出によりモニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレ

ベルを低減する。

バックグラウンド低減対策のうちモニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.17.13 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等により放射性物質の放出のおそれがあることを確認した場合。

(b) 操作手順

- ① 原子力防災管理者は、作業着手の判断基準に基づき、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器が汚染することを防止するため、発電所災害対策本部要員に検出器等の養生作業を指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は、車等によりモニタリングステーション及びモニタリングポストに移動し、検出器の養生作業を行う。また、時間に余裕のある場合は、局舎自体の養生も行う。
- ③ 原子力防災管理者は、重大事故等による放射性物質の放出が停止したと判断した後、モニタリングステーション又はモニタリングポストの放射線量が通常のパックグラウンドより高い場合には、発電所災害対策本部要員に当該モニタリングステーション又はモニタリングポスト周辺の汚染レベルの確認及びバックグラウンド低減対策を指示する。
- ④ 発電所災害対策本部要員は、サーベイメータの使用

開始前に乾電池の残量が少ない場合は、予備の乾電池と交換する。

⑤ 発電所災害対策本部要員は、当該モニタリングステーション又はモニタリングポストに移動し、サーベイメータ等により周辺の汚染レベルを確認する。

⑥ 原子力防災管理者は、汚染状況の調査結果を踏まえて、周辺の汚染を確認した場合、汚染している場所に応じて次のバックグラウンド低減対策を講じる。

- ・ 検出器及び局舎の養生を撤去する。養生を撤去しても検出器が汚染している場合には検出器の拭き取り等を実施する。

- ・ 測定設備が汚染している場合は、測定設備の除染を実施する。

- ・ 設備周辺が汚染している場合は、アスファルトやコンクリートの除染を実施する。

- ・ 設備周辺の土壌等が汚染している場合は、土壌等の除去や周辺樹木の伐採を実施する。

⑦ 放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安は通常時の放射線量レベルとする。ただし、通常時の放射線量レベルまで低減することが困難な場合には、可能な限り除染を行いバックグラウンドの低減を図る。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員 4 名にて実施し、検出器及び局舎の養生作業の所要時間は、約 4 時間

と想定する。

b. 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測器での測定が不能となった場合、放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策を行う。このための手順を整備する。

可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

なお、可搬型放射線計測器の検出器周辺を遮蔽材で囲んだ場合でも、可搬型放射線計測器が測定不能になる場合には、総合事務所の試料測定室等のバックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

c. 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等が発生した場合、敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材及び要員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

また、原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、可搬型放射線計測器等の貸与等を受けることが可能である。

(7) 優先順位

重大事故等時の放射線量の測定は、モニタリングステーシ

ョン及びモニタリングポストによる測定を優先する。事故後の周辺汚染によりモニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。モニタリングステーション又はモニタリングポストが使用できない場合は可搬型代替モニタによる代替測定を行う。原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、可搬型モニタによる測定を行う。放射線量の測定は連続測定とする。

重大事故等時の空気中の放射性物質濃度の測定は、モニタリングカーによる測定を優先する。モニタリングカーが使用できない場合は、可搬型放射線計測器等による代替測定を行う。空気中に放射性物質が放出されている場合、可搬型放射線計測器等により空気中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う。放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがある場合、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質濃度の測定を行う。発電所周辺海域へ放射性物質の放出が確認された場合、海上モニタリング測定を行う。放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1 回／日以上を目安とするが、測定頻度は発電用原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。

得られた放射性物質の濃度及び放射線量並びに後述の 1.17.2.2 の気象データから放射能放出率を算出し、放出放射エネルギーを求める。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

(1) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象観測項目を測定する。可搬型気象観測設備により測定し、その結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

可搬型気象観測設備による代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、気象観測設備に隣接した位置に配置することを原則とし、第 1.17.14 図に示す。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、気象観測設備の故障等により、気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・降水量の測定機能が喪失した場合。

b. 測定手順

可搬型気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・降水量の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.15 図に示す。

- ① 原子力防災管理者は、手順着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部要員に可搬型気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・降水量の代替測定の開始を指示する。
- ② 発電所災害対策本部要員は、緊急時対策所(EL. 32m)に移動し、監視用パソコンを起動する。
- ③ 発電所災害対策本部要員は、可搬型気象観測設備一式を車等に積載し、測定場所まで移動・配置し、測定を開

始する。緊急時対策所(EL. 32m)までデータが伝送されていることを確認し、監視を開始する。

- ④ 発電所災害対策本部要員は、可搬型気象観測設備の記録装置(電子メモリ)に測定データを記録し、保存する。
なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

- ⑤ 発電所災害対策本部要員は、使用中に蓄電池の残量が少ない場合は、予備の蓄電池と交換する。(連続 12 時間以上使用可能)

c. 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部要員 4 名にて実施し、一連の作業の所要時間は約 4 時間 30 分と想定する。

車等により所定の場所までの運搬ができない場合は、アクセス可能な場所まで車等で運搬する。

(2) 気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。

(3) 優先順位

重大事故等時の風向、風速その他気象条件の測定は、気象観測設備を優先するが、測定できない場合は、可搬型気象観測設備により代替測定を行う。以上の対応手順のフローチャ

ートを第 1.17.1 図に示す。

1.17.2.3 モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電が優先し、代替電源（交流）である非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置による給電が開始されれば給電元が自動で切替わり、モニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合。

b. 操作手順

代替電源（交流）からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。

- ① 当直長は、手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室野外モニタ盤の全交流動力電源喪失の確認を指示する。
- ② 当直長と発電所災害対策本部は連携を密にし、中央制御室野外モニタ盤の全交流動力電源喪失を確認し、運転員及

び発電所災害対策本部要員に非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置からの給電開始を指示する。

③ 運転員は、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置からの給電を開始したことを当直長へ連絡する。

④ 当直長は、非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置からの給電を確認後、中央制御室野外モニタ盤にてモニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値の確認を運転員に指示する。

c. 操作の成立性

上記対応は運転員 1 名にて実施し、一連の作業に特に時間を要しない。

なお、モニタリングステーション又はモニタリングポストの機能が回復しない場合は、可搬型代替モニタによる代替測定を行う。可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定の手順は、前述 1.17.2.1(2)のとおり。