

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.3.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SSR影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SSR影響		計器故障等	SBO		
			A直流電源を 遮断した場合	B交流電源を 遮断した場合					直後	長期				
使用済燃料ピット補給水系の故障の 判断	使用済燃料ピット速度 (AM用)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット速度	2	2	0	0	使用可能であれば、使用済燃料ピット速度により使用済燃料ピット温度 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要小字 メータにて 確認。	
	使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	2	0	2 * 1	0	使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット水位により使用済燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可能。		
	使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット水位	2	2	0	0	使用済燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可能。		
	使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	1	0	0	1 * 1	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット水位による放射線量率と水位の関係や使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可能。		
	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	①	—	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	0	使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可能。		
	使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	2	0	使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用) 及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより使用済燃料ピットの状態を推定可能。		
	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	①	—	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	0	0	使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可能。		
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2	2	1	①	—	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2	2	1	1	1		注水先である格納容器再循環サンプ水位 (広域) により燃料取替用水ピット水位の代替監視可能。
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	1	①	—	B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	2	2	0	0	B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量、高圧注入流量、低圧注入流量、冷却水流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするサンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。		
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	1	①	—	格納容器スプレイ流量	2	2	0	0	0		B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量、高圧注入流量、低圧注入流量、冷却水流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするサンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。

全：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数

\* 1：計器取付後監視可能  
\* 2：使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.3.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SBO影響 A直流電源を 延命した場合 直後	パラメータ 分類	補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SBO影響		計器故障等	SBO
								A直流電源を 延命した場合	B直流電源を 延命した場合		
使用済燃料ピット補給水系の故障の 判別（使用済燃料ピット補給水系の 回復操作）※											

全：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数

※有源性評価上考慮しない操作



第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.3.2 想定事故2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響			計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響			計器故障等	SBO	
			直後	A直流電源を 延命した場合	B直流電源を 延命した場合			直後	A直流電源を 延命した場合	B直流電源を 延命した場合			
使用済燃料ピット水位上昇の確認	使用済燃料ピット温度 (AM用)	2	2	0	①	-	使用済燃料ピット温度	2	2	0	0	使用可能であれば、使用済燃料ピット温度により使用済燃料ピット温度 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要小シ メータにて 確認。
							使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	2	0	0	
	使用済燃料ピット監視カメラ *2	1	0	1	0	-	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	0		
							使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	2	0	0	使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用) 及び使用済燃料ピット可搬型モニタにより使用済燃料ピットの状態を推定可能。

全：すべてのループの計器の合計数

A(B,C)：当該ループの計器数

\*1：計器取り替え監視可能

\*2：使用済燃料ピット監視カメラ空荷装置を含む

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.3.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SSR影響		パラメータ 分類	補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SSR影響		計器故障等	SBO			
			直後	直後 A:直流電源を 遮断した場合 B:交流電源を 遮断した場合					直後	直後 A:直流電源を 遮断した場合 B:交流電源を 遮断した場合					
使用済燃料ピット在池操作(1次系 取水タンク又は排水設備による注水 操作)※	使用済燃料ピット速度 (AM用)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット速度	2	2	0	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。			
	使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	2	①	—	使用済燃料ピット水位 (可搬型) 使用済燃料ピット水位	2	2	2	0	使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び 使用済燃料ピット水位により使用済燃 料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。			
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	1	0	0	1	0	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ による放射線量率と水位の使用済燃 料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。		
	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	①	—	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	0	0	使用済燃料ピット監視カメラにより使用済 燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。		
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	1	0	0	①	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	1	0	0	0	0	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ による放射線量率と水位の使用済燃 料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。		
	使用済燃料ピット監視カメラ	2	2	2	①	—	使用済燃料ピット監視カメラ	2	2	2	2	2	0	使用済燃料ピット監視カメラにより使用済 燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。	
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	1	0	0	①	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	1	0	0	0	0	0	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ による放射線量率と水位の使用済燃 料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。	
	使用済燃料ピット監視カメラ	2	2	2	①	—	使用済燃料ピット監視カメラ	2	2	2	2	2	2	0	使用済燃料ピット監視カメラにより使用済 燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	2	0	2	①	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	2	0	2	2	2	2	0	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ による放射線量率と水位の使用済燃 料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。
	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	①	—	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	0	0	0	0	使用済燃料ピット監視カメラにより使用済 燃料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	2	0	2	①	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	2	0	2	2	2	2	0	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ による放射線量率と水位の使用済燃 料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。

全：すべてのループの計器の合計数

A(B,C)：当該ループの計器数

\*1：計器取付け後監視可能

\*2：使用済燃料ピット監視カメラ型給排装置を含む

※有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.3.2 想定事故2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SSR影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SSR影響		計器故障等	SBO		
			直後	直後 A:直流電源を 遮断した場合 B:交流電源を 遮断した場合					直後	直後 A:直流電源を 遮断した場合 B:交流電源を 遮断した場合				
使用済燃料ピット在水操作	使用済燃料ピット速度 (AM用)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット速度	2	2	0	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。		
	使用済燃料ピット水位 (AM用)	2	2	2	①	—	使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使 用済燃料ピット監視カメラによる傾向 監視により使用済燃料ピットの状態を 推定可能。	2	2	2	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。		
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び 使用済燃料ピット水位により使用済燃 料ピット水位 (AM用) の代替監視可 能。	2	2	0	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。		
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	1	0	0	1*1	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。		
	使用済燃料ピットエリアモニタ	1	0	1	①	—	使用済燃料ピットエリアモニタ	1	1	0	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。		
	使用済燃料ピット監視カメラ	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。		
	使用済燃料ピット速度 (AM用)	2	2	2	①	—	使用済燃料ピット速度 (AM用)	2	2	2	0	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。	
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	2	2	0	2*1	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。	
	使用済燃料ピット速度 (AM用)	2	2	2	①	—	使用済燃料ピット速度 (AM用)	2	2	2	2	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。	
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	1	0	0	①	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニ タ	1	0	0	0	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。	
	使用済燃料ピットエリアモニタ	1	0	0	①	—	使用済燃料ピットエリアモニタ	1	1	0	0	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。	
	使用済燃料ピット監視カメラ	2	2	0	①	—	使用済燃料ピット監視カメラ	1	0	1	0	0	監視事項は 主要小マ メータにて 監視。	

全：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数  
\*1：計器取付け後監視可能  
\*2：使用済燃料ピット監視カメラ空荷状態を含む

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）  
 a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価
	計器名称	計器数 ( )内はDIM	SSD影響		パラメータ 分類	補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDIM	SSD影響		計器故障等	SBO	
			直後	A直流電源を 喪失した場合					直後	B直流電源を 喪失した場合			
余熱除去機能喪失の判断	燃料注入流量	2 (2)	1	1	①	—	燃料取替用水レベル水位	2 (2)	2	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域—高温度側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	加圧器水位	4 (2)	4	1	1	加圧器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域—低温度側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	原子炉容器水位	1	1	1	0	原子炉容器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域—高温度側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	格納容器再循環サンプル水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	格納容器再循環サンプル水位 (広域) の水位急化により低圧注入流量の代替監視可能。	
原子炉格納容器からの迅速指示及び格納容器エアロツクの閉止	1次冷却材温度 (広域—低温度側)	3 (3)	3 (全)	3 (全)	①	—	1次冷却材温度 (広域—低温度側)	3 (3)	3 (全)	0	3 (全)	1次冷却材温度 (広域—低温度側) により1次冷却材温度メータにて代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域—高温度側)	3 (3)	3 (全)	3 (全)	①	—	1次冷却材温度 (広域—高温度側)	3 (3)	3 (全)	3 (全)	0	1次冷却材温度 (広域—高温度側) により1次冷却材温度メータにて代替監視可能。	
余熱除去機能回復操作	原子炉格納容器再循環操作	—	—	—	—	—	炉心出口温度	1	1	1*1	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域—高温度側) の代替監視可能。	
余熱除去機能回復操作	原子炉格納容器再循環操作	—	—	—	—	—	1次冷却材温度 (広域—高温度側)	3 (3)	3 (全)	3 (全)	0	1次冷却材温度 (広域—高温度側) により1次冷却材温度メータにて代替監視可能。	
余熱除去機能回復操作	原子炉格納容器再循環操作	—	—	—	—	—	炉心出口温度	1	1	1*1	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域—低温度側) の代替監視可能。	

全：すべてのループの計器の合計数  
 A(B,C)：当該ループの計器数  
 \*1：常用系から接続を変更することで通常と同じ39点を連続監視可能  
 ※有効性評価上考慮しない操作

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響				計器数 ( )内はDPM	SBO影響		計器故障等		
			直後	A/B直流電源を 喪失した場合				直後	A/B直流電源を 喪失した場合			
炉心注水※ 赤てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水※	加圧器水位										計測範囲内であれば原子炉容器水位により加圧器水位の代替監視可能。	
	サブクール度	4 (2)	1	1	0	1	1	0	0	サブクール度、1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域—高温度）により原子炉圧力容器内のサブクール状態が過熱状態かを監視すること、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。		
	1次冷却材圧力（広域）											
	1次冷却材温度（広域—高温度）											
	1次冷却材温度（広域—高温度）	3 (3)	3 (全)	0	3 (全)	0	3 (全)	0	3 (全)	0	1次冷却材温度（広域—低温度）により1次冷却材温度（広域—高温度）の代替監視可能。	
	1次冷却材温度（広域—低温度）											
	炉心出口温度											炉心出口温度により1次冷却材温度（広域—高温度）の代替監視可能。
	1次冷却材温度（広域—高温度）	3 (3)	3 (全)	0	3 (全)	0	3 (全)	0	3 (全)	0	1次冷却材温度（広域—高温度）により1次冷却材温度（広域—低温度）の代替監視可能。	
	炉心出口温度											炉心出口温度により1次冷却材温度（広域—低温度）の代替監視可能。
	燃料取替用水ピット水位											注水法である格納容器圧縮ポンプ水位（広域）により燃料取替用水ピット水位の代替監視可能。
燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	1	1	0	2	2	0	0	0	B—格納容器スプレッド出口積算流量（AM用）格納容器スプレッド流量、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量及び代替格納容器スプレッド出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	
低圧注入流量												
充てん流量												
代替格納容器スプレッド出口積算流量												

全、すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数

\*1：常用系から機軸を変更することで通常と同じ39点を連続監視可能

※有償評価値を考慮しない操作



# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）  
 a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	A/B電源を 喪失した場合			直後	A/B電源を 喪失した場合		
燃料取替用水ピットによる炉心注水※	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	1	1	①	4	4	0	0	計測範囲内であれば加圧器圧力により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	1	1	①	3	3	3 (全)	0	原子炉圧力容器内の飽和状態であれば1次冷却材温度 (広域-高温側) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	3 (3)	0	0	3 (全)	3	3	0	3 (全)	原子炉圧力容器内の飽和状態であれば1次冷却材温度 (広域-低温側) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	0	0	2 (2)	2	2	1	1	水廻りである燃料取替用水ピット水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。
燃料取替用水ピットによる炉心注水※	高圧注入流量	2 (2)	1	1	①	4	4	1	1	加圧器水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。
	原子炉容器水位	1	0	0	1	1	1	0	0	原子炉容器水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	2 (2)	2	2	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により高圧注入流量の代替監視可能。

全：すべてのループの計器の合計数  
 A(B/C)：当該ループの計器数

※有効性評価上考慮しない条件

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSD影響		パラメータ 分類	補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSD影響		計器故障等	SBO	
			直後	B直流電源を 喪失した場合					直後	B直流電源を 喪失した場合			
炉心注水及び1次冷却系保水運転 操作	加圧器水位	4 (2)	1	1	①	—	原子炉容器水位	1	1	0	計測範囲内であれば原子炉容器水位により加圧器水位の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ メータにて 確認。	
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	1	1	①	—	サブクール度	1	0	0	サブクール度、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域→高温度) により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することとで、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。		
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	1	1	①	—	1次冷却材圧力 (広域)	2	1	1			
	1次冷却材温度 (広域→高温度)	3 (3)	0	3	(全)		1次冷却材温度 (広域→高温度)	3	3	(全)	0		
	加圧器圧力	4	0	4	0	0	加圧器圧力	4	4	0	0		計測範囲内であれば加圧器圧力により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	1	1	①	—	1次冷却材温度 (広域→高温度)	3	3	(全)	0		原子炉圧力容器内の過熱状態であれば1次冷却材温度 (広域→高温度) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。
	1次冷却材温度 (広域→高温度)	3 (3)	0	3	(全)		1次冷却材温度 (広域→低温度)	3	3	(全)	0		原子炉圧力容器内の過熱状態であれば1次冷却材温度 (広域→低温度) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。
	1次冷却材温度 (広域→高温度)	3 (3)	0	3	(全)		炉心出口温度	1	1	1*1	0		炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域→高温度) の代替監視可能。
	1次冷却材温度 (広域→高温度)	3 (3)	0	3	(全)		1次冷却材温度 (広域→高温度)	3	3	(全)	0		1次冷却材温度 (広域→高温度) により1次冷却材圧力 (広域→低温度) の代替監視可能。
	1次冷却材温度 (広域→低温度)	3 (3)	0	3	(全)		炉心出口温度	1	1	1*1	0		炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域→低温度) の代替監視可能。

\*1: 常用品から機械を変更することで通常と同じ39点を連続監視可能

全: すべてのループの計器の合計数  
A(B,C): 当該ループの計器数



第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）  
 a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSD影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSD影響		SBO		
			直後	A直後電源を 喪失した場合				直後	B直後電源を 喪失した場合			
炉心注水及び1次冷却系保水確保 操作	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	注水である格納容器再循環サンプ水位 (広域) により燃料取替用水ピット水位の代替監視可能。	
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	2	1	1	0	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	1	1	0	①	格納容器スプレイ流量	2	2	0	0	格納容器スプレイ流量、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量、格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	高圧注入流量	2 (2)	2	1	1	高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量、格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	低圧注入流量	2 (2)	2	1	1	低圧注入流量、高圧注入流量、充てん流量、格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	充てん流量	1	1	0	0	充てん流量、高圧注入流量、低圧注入流量、格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	1	1	1	0	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、高圧注入流量、低圧注入流量、格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	1	水源である燃料取替用水ピット水位及び補助格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。
アニオナス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	格納容器圧力 (AM用)	2 (2)	1	1	①	格納容器圧力 (AM用)	2	2	2	0	格納容器圧力 (AM用) 又は格納容器圧力 (狭域) により原子炉格納容器圧力の代替監視可能。	
	原子炉格納容器圧力	4 (2)	1	1	①	格納容器圧力 (狭域)	1	1	0	0	格納容器圧力 (狭域) 又は格納容器圧力 (AM用) 又は格納容器圧力 (狭域) により原子炉格納容器圧力の代替監視可能。	

全：すべてのループの計器の合計数  
 A(B,C)：当該ループの計器数

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）  
 a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	A/B直流電源を 喪失した場合			直後	A/B直流電源を 喪失した場合		
燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故	燃料取替用水流量	2 (2)	1	①	燃料取替用水レベル水位	2 (2)	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。	監視事項は 主要ベタ メータにて 確認。
	低圧注入流量	2 (2)	1	①	加圧器水位	4 (2)	1	1	加圧器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。	
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	①	原子炉容器水位	1	1	0	原子炉容器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。	
	燃料取替用水レベル水位	2 (2)	1	①	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位急化により低圧注入流量の代替監視可能。	
	高圧注入流量	2 (2)	1	①	燃料取替用水レベル水位	2 (2)	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。	
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	①	加圧器水位	4 (2)	1	1	加圧器水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。	
	原子炉容器水位	1	1	①	原子炉容器水位	1	1	0	原子炉容器水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。	
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	①	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位急化により高圧注入流量の代替監視可能。	
	原子炉下部キャビティ水位	1	1	①	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 (2)	1	1	測定範囲内であれば継続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	①	原子炉下部キャビティ水位	1	1	0	原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	
格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 (2)	1	①	燃料取替用水レベル水位	2 (2)	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位、補助加熱レベル水位、注水機算量であるB-格納容器スプレイ冷却器出口流量 (AM用)、代格納容器スプレイポンプ出口流量 (AM用) により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。		
格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	①	補助加熱レベル水位	2 (2)	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の代替監視可能。		

注：すべてのループの計器の合計数  
 A(B,C)：当該ループの計器数

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）  
 a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数 ( )内はP/M	SBO影響		パラメータ 分類	補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はP/M	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	A直後電源を 喪失した場合					直後	B直後電源を 喪失した場合				
代替再循環運転又は高圧再循環運転 による1次冷却系の冷却	1次冷却材温度 (広域—高温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	1次冷却材温度 (広域—低温度)	3 (3)	3 (全)	0	3 (全)	1次冷却材温度 (広域—高温度) により1次冷却材温度 (広域—高温度) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータにて 代替パラメータにて 確認。	
	1次冷却材温度 (広域—低温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	炉心出口温度	1	1*1	0	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域—高温度) の代替監視可能。		
	加圧器圧力	2 (2)	2	1	①	—	1次冷却材温度 (広域—高温度)	3 (3)	3 (全)	3 (全)	0	1次冷却材温度 (広域—高温度) により1次冷却材温度 (広域—低温度) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータにて 代替パラメータにて 確認。	
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	2	1	①	—	炉心出口温度	1	1*1	0	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域—低温度) の代替監視可能。		
	加圧器水位	4 (2)	4	1	①	—	1次冷却材温度 (広域—低温度)	3 (3)	3 (全)	0	3 (全)	1次冷却材温度 (広域—低温度) により1次冷却材温度 (広域—高温度) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータにて 代替パラメータにて 確認。	
	加圧器水位	4 (2)	4	1	①	—	原子炉圧力	4	4	0	0	0	計測範囲内であれば加圧器圧力により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	
	加圧器水位	4 (2)	4	1	①	—	1次冷却材圧力 (広域)	3 (3)	3 (全)	3 (全)	0	0	原子炉圧力容器内が過熱状態であれば1次冷却材温度 (広域—高温度) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	
	加圧器水位	4 (2)	4	1	①	—	1次冷却材温度 (広域—低温度)	3 (3)	3 (全)	0	3 (全)	0	原子炉圧力容器内が過熱状態であれば1次冷却材温度 (広域—低温度) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	
	加圧器水位	4 (2)	4	1	①	—	原子炉容器水位	1	1	1	1	0	計測範囲内であれば原子炉容器水位により加圧器水位の代替監視可能。	
	加圧器水位	4 (2)	4	1	①	—	サブクール度	1	1	0	0	0	サブクール度、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域—高温度) により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することとで、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。	監視事項は 主要メータにて 代替パラメータにて 確認。
加圧器水位	4 (2)	4	1	①	—	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	2	1	1	1	サブクール度、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域—高温度) により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することとで、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。		
加圧器水位	4 (2)	4	1	①	—	1次冷却材温度 (広域—高温度)	3 (3)	3 (全)	3 (全)	0	0	サブクール度、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域—高温度) により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することとで、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。		

\* 1：常用系から機械を変更することで通常と同じ39点を連続監視可能

全：すべてのループの計器の合計数  
 A(B,C)：当該ループの計器数

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）  
 a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSD影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSD影響		計器故障等	SBO	
			直後	A直流電源を 喪失した場合					直後	B直流電源を 喪失した場合			
代替再循環運転又は高圧再循環運転 による1次冷却系の停電	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	注水式である格納容器再循環サンプ水位 (広域) により燃料取替用水ピット水位の代替監視可能。	
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	2	1	1	0	B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	格納容器スプレイ流量	2	2	0	0		
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	高圧注入流量	2	2	1	1		
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	低圧注入流量	2	2	1	1		
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	充てん流量	1	1	0	0		
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	1	1	1	0		
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	燃料取替用水ピット水位	2	2	1	1		
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	補助給水ピット水位	2	2	1	1		
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	①	—	加圧器水位	4 (2)	4	1	1		
							原子炉容器水位	1	1	1	0	原子炉容器水位の傾向監視により代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。	
							格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。	

注：すべてのループの計器の合計数  
 A(B,C)：当該ループの計器数





# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）  
 a. 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO			
	計器名称	計器数 ( )内はPM	SBO影響		計器名称	計器数 ( )内はPM	SBO影響						
			直後	A/B直流電源を 喪失した場合			直後	A/B直流電源を 喪失した場合					
燃料容器内自熱発熱抑制 (A-燃料容器スプレイポンプ)による燃料容器スプレイ再循環運転)※	燃料容器内温度	2 (2)	①	1	1	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	絶和温度/圧力の関係をj利用して原子炉格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
	原子炉格納容器圧力	4 (2)	①	1	1	格納容器圧力 (AM用)	2	2	2	0	絶和温度/圧力の関係をj利用して格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
	格納容器圧力 (AM用)	2	①	0	2	格納容器内温度	2 (2)	2	1	1	絶和温度/圧力の関係をj利用して格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
	燃料容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	①	1	1	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は燃料容器圧力 (狭域) により格納容器圧力 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
	燃料取替用水レベル	2 (2)	①	1	1	格納容器内温度	2 (2)	2	1	1	計測範囲内であれば、広域的な監視ができる燃料容器再循環サンプ水位 (狭域) により燃料容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
	燃料取替用水レベル	2 (2)	①	1	1	原子炉下部キャビティ水位	1	1	0	1	原子炉下部キャビティ水位、燃料容器水位により燃料容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
	燃料取替用水レベル	2 (2)	①	1	1	燃料取替用水レベル	2 (2)	2	1	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位、補助給水レベル水位、注水機算量であるB-燃料容器スプレイ冷却器出口流量 (AM用)、燃料容器再循環サンプ水位 (AM用) により燃料容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	燃料取替用水レベル	2 (2)	①	1	1	補助給水レベル	2 (2)	2	1	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位、補助給水レベル水位、注水機算量であるB-燃料容器スプレイ冷却器出口流量 (AM用)、燃料容器再循環サンプ水位 (AM用) により燃料容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	燃料取替用水レベル	2 (2)	①	1	1	B-燃料容器スプレイ冷却器出口流量 (AM用)	1	1	1	1	0	燃料容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	燃料取替用水レベル	2 (2)	①	1	1	燃料取替用水レベル	2 (2)	2	1	1	1	燃料取替用水レベル (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。

※有効性評価上考慮しない条件

全：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.2 全交流動力電源喪失

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響		計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響		計器故障等	SBO	
			A直流電源を 駆動した場合	B交流電源を 駆動した場合			直後	直後			
全交流動力電源喪失の判断											
早期の電源回復不能判断及び対応											
余熱除去機能喪失の判断	燃料取替用水レベル	2 (2)				2 (2)			1	1	水源である燃料取替用水レベルの傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。
	加圧器水位	4 (2)				4 (2)			1	1	加圧器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。
	原子炉容器水位	1	①			1			1	0	原子炉容器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)				2 (2)			1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により低圧注入流量の代替監視可能。
	1次冷却材温度 (広域→高圧側)	3 (3)				3 (3)			0	3 (全)	1次冷却材温度 (広域→低圧側) により1次冷却材温度 (広域→高圧側) の代替監視可能。
	炉心出口温度	1				1			1*1	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域→高圧側) の代替監視可能。
原子炉格納容器からの連環指示及び格納容器エアロックの閉止	1次冷却材温度 (広域→低圧側)	3 (3)				3 (3)			3 (全)	0	1次冷却材温度 (広域→高圧側) により1次冷却材温度 (広域→低圧側) の代替監視可能。
	炉心出口温度	1				1			1*1	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域→低圧側) の代替監視可能。
	原子炉格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)				2 (2)			1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により低圧注入流量の代替監視可能。
原子炉格納容器隔離操作	1次冷却材温度 (広域→低圧側)	3 (3)				3 (3)			3 (全)	0	1次冷却材温度 (広域→高圧側) により1次冷却材温度 (広域→低圧側) の代替監視可能。
	炉心出口温度	1				1			1*1	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域→低圧側) の代替監視可能。

全：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数  
\*1：常用系から格納を変更することで通常と同じ99点を連続監視可能



# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.2 全交流動力電源喪失

### a. 燃料取出前のミッドグループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDIM	SSD影響		補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDIM	SSD影響		計器故障等	SBO	
			直後	B直流電源を 喪失した場合				直後	B直流電源を 喪失した場合			
炉心注水及び1次冷却系保水運転 操作	加圧器水位	4 (2)	1	①	—	原子炉容器水位	1	1	0	計測範囲内であれば原子炉容器水位により加圧器水位の代替監視可能。		
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	1	①	—	サブクール度	1	0	0	サブクール度、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域→高温側) により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することとで、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ にて	
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	1	①	—	1次冷却材温度 (広域→高温側)	3 (3)	3 (全)	0	計測範囲内であれば加圧器圧力により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。		
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	1	①	—	加圧器圧力	4	4	0	0	原子炉圧力容器内の過熱状態であれば1次冷却材温度 (広域→高温側) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ にて
	1次冷却材温度 (広域→高温側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	1次冷却材温度 (広域→低温度側)	3 (3)	3 (全)	0	原子炉圧力容器内の過熱状態であれば1次冷却材温度 (広域→低温度側) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域→高温側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	炉心出口温度	1	1*1	0	1次冷却材温度 (広域→低温度側) により1次冷却材温度 (広域→高温側) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ にて
	1次冷却材温度 (広域→低温度側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	1次冷却材温度 (広域→高温側)	3 (3)	3 (全)	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域→高温側) の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域→低温度側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	1次冷却材温度 (広域→高温側)	3 (3)	3 (全)	0	1次冷却材温度 (広域→高温側) により1次冷却材温度 (広域→低温度側) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ にて
	1次冷却材温度 (広域→低温度側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	炉心出口温度	1	1*1	0	1次冷却材温度 (広域→低温度側) により1次冷却材温度 (広域→高温側) の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域→低温度側)	3 (3)	3 (全)	0	①	—	炉心出口温度	1	1*1	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域→低温度側) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ にて

\*1: 常用品から機械を変更することで通常と同じ39点を連続監視可能

全: すべてのループの計器の合計数  
A(B,C): 当該ループの計器数



# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.2 全交流動力電源喪失

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO
	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器故障等		
			直後	直後			直後	直後			
燃料取水及び1次冷却系保水確保 操作 (B→先てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水) ※	加圧器水位	4 (2)	1	1	0	1	1	0	計測範囲内であれば原子炉容器水位により加圧器水位の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ メータにて 確認。	
	原子炉容器水位					1	1	0			
	サブクール度					1	0	0	サブクール度、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域→高温度) により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することと、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。		
	1次冷却材圧力 (広域)					2 (2)	2	1	1		
	1次冷却材温度 (広域→高温度)					3 (3)	3 (全)	3 (全)	0		
	加圧器圧力					4	4	0	0	計測範囲内であれば加圧器圧力により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	
	1次冷却材圧力 (広域)					3 (3)	3 (全)	3 (全)	0	原子炉圧力容器内が過熱状態であれば1次冷却材温度 (広域→高温度) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ メータにて 確認。
	1次冷却材温度 (広域→低温度)					3 (3)	3 (全)	0	0	原子炉圧力容器内の燃料状態であれば1次冷却材温度 (広域→低温度) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域→高温度)					3 (3)	3 (全)	0	0	1次冷却材温度 (広域→低温度) により1次冷却材温度 (広域→高温度) の代替監視可能。	
	炉心出口温度					1	1	1*1	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域→高温度) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ メータにて 確認。
燃料取水ポンプ水位 ※	1次冷却材温度 (広域→低温度)					3 (3)	3 (全)	0	0	1次冷却材温度 (広域→高温度) により1次冷却材温度 (広域→低温度) の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域→高温度)					3 (3)	3 (全)	3 (全)	0		
	炉心出口温度					1	1	1*1	0		
	格納容器再循環ポンプ水位 (広域)					2 (2)	2	1	1	注水先である格納容器再循環ポンプ水位 (広域) により燃料取水ポンプ水位の代替監視可能。	
	B→格納容器スプレッド出口積算流量 (AM用)					1	1	1	0		
	格納容器スプレッド流量					2	2	0	0		
	高圧注入流量					2 (2)	2	1	1	B→格納容器スプレッド出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレッド流量、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量及び代替格納容器スプレッド出口積算流量の燃料取水ポンプ水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。	監視事項は 主要メータ メータにて 確認。
	低圧注入流量					2 (2)	2	1	1		
	充てん流量					1	1	0	0		
	代替格納容器スプレッド出口積算流量					1	1	1	0		

全：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数

\*1：常用系から操縦を変更することで通常と同じ99点を連続監視可能

※：有効性評価上考慮しない操作

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.2 全交流動力電源喪失

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		パラメータ 分類	補償パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器故障等	SBO	
			A直流電源を 延命した場合	B直流電源を 延命した場合					A直流電源を 延命した場合	B直流電源を 延命した場合			
アニュラス空気浄化系及び中央制御 系非常用循環系の起動	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	①	—	格納容器圧力 (AMU)	2	2	2	0	格納容器圧力 (AMU) 又は格納容器圧力 (熱域) により原子炉格納容器圧力の代替監視が可能。  飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内温度により原子炉格納容器圧力の代替監視が可能。	監視事項は 主要小メータにて 監視。
			1	0			1	0					
			2	1			2	1					

注：すべてのループの計器の合計数

A(B,C)：当該ループの計器数

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.2 全交流動力電源喪失

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSD影響		計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSD影響								
			直後	A直流電源を 喪失した場合			直後	A直流電源を 喪失した場合							
高圧冷却再循環運転による炉心冷却	高圧注入流量	計器名称 抽出パラメータ 分類	抽出パラメータ 分類理由	SSD影響 直後	SSD影響 A直流電源を 喪失した場合	計器数 ( )内はDPM	計器名称	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	1	1	1	水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ にて 確認。
								加圧器水位	4 (2)	4	1	1	1	加圧器水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。	
								原子炉容器水位	1	1	1	0	0	原子炉容器水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。	
								格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位急化により高圧注入流量の代替監視可能。	
								原子炉容器水位	1	1	1	0	0	計測範囲内であれば原子炉容器水位により加圧器水位の代替監視可能。	
								サブクール度	1	1	0	0	0	サブクール度、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-高圧側) により原子炉圧力容器内がサブクール状態が過熱状態を監視することとで、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。	
								1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	2	1	1	1		
								1次冷却材温度 (広域-高圧側)	3 (3)	3	3	3	3 (全)		
								格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 (2)	2	1	1	1	測定範囲内であれば継続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	
								原子炉下部キャビティ水位	1	1	0	0	0	原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	
高圧冷却再循環運転による炉心冷却	燃料取替用水ピット水位	計器名称 抽出パラメータ 分類	抽出パラメータ 分類理由	SSD影響 直後	SSD影響 A直流電源を 喪失した場合	計器数 ( )内はDPM	計器名称	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	1	1	水源である燃料取替用水ピット水位、補助冷却水ピット水位、注水機算量であるB-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代格納容器スプレイポンプ出口積算流量により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要メータ にて 確認。	
								補助冷却水ピット水位	2 (2)	2	1	1			
								B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	1	1	1	0	0		
								代格納容器スプレイポンプ出口積算流量	1	1	1	0	0		
								格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	1		格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の代替監視可能。

注：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数



# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.2 全交流動力電源喪失

### a. 燃料取出前のミッドグループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数 ( )内はPAM	SSD影響		計器名称	計器数 ( )内はPAM	SSD影響						
			直後	A直流電源を 喪失した場合			直後	A直流電源を 喪失した場合					
燃料取出前 高圧冷却器再循環運転による炉心冷却	1次冷却材温度 (広域-高温側)	3 (3)	3 (全)	0	①	抽出パラメータ 分類理由	3 (3)	0	3 (全)	1次冷却材温度 (広域-高温側) により1次冷却材温度 (広域-高温側) の代替監視可能。	監視事項は 代替パラ メータにて 確認。		
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	3 (3)	3 (全)	3 (全)	①	抽出パラメータ 分類理由	3 (3)	3 (全)	3 (全)	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域-高温側) の代替監視可能。	監視事項は 代替パラ メータにて 確認。		
	燃料取替用水ピット水位						抽出パラメータ 分類理由	2 (2)	2 (2)	1	注水水である燃料取替用水ピット水位 (広域) により燃料取替用水ピット水位の代替監視可能。		
	格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)						抽出パラメータ 分類理由	1	1	0			
	格納容器スプレイ流量						抽出パラメータ 分類理由	2	2	0			
	高圧注入流量		2 (2)	1	1	①	抽出パラメータ 分類理由	2 (2)	2	1	1	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水頭とするポンプの注水量の合計により、水頭の有無や使用量を推定可能。	監視事項は 主要メタ メータにて 確認。
	低圧注入流量						抽出パラメータ 分類理由	2	2	1	1		
	充てん流量						抽出パラメータ 分類理由	1	1	0	0		
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量						抽出パラメータ 分類理由	1	1	1	0		
	燃料取替用水ピット水位						抽出パラメータ 分類理由	2 (2)	2	1	1	水源である燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位の傾向監視により代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。	
補助給水ピット水位						抽出パラメータ 分類理由	2 (2)	2	2	1			
加圧器水位						抽出パラメータ 分類理由	4 (2)	4	1	1	加圧器水位の傾向監視により代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。	監視事項は 主要メタ メータにて 確認。	
原子炉容器水位		1	1	0	①	抽出パラメータ 分類理由	1	1	1	0	原子炉容器水位の傾向監視により代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。		
格納容器再循環ポンプ水位 (広域)						抽出パラメータ 分類理由	2 (2)	2	1	1	格納容器再循環ポンプ水位 (広域) の水位変化により代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替監視可能。		

\* 1: 常用品から接続を変更することで通常と同じ39点を連続監視可能

全: すべてのループの計器の合計数  
A(B,C): 当該ループの計器数

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.2 全交流動力電源喪失

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDAM	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価	SBO	
	計器名称	計器数 ( )内はDAM	SBO影響					計器名称	計器数 ( )内はDAM	SBO影響			
			直後	A直流電源を 延命した場合						B直流電源を 延命した場合			直後
原子炉補機冷却水の復旧作業※	格納容器内温度	2 (2)	①	1	—	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	絶和温度/圧力の関係を 利用して原子炉格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラメータにて 確認。	
	原子炉格納容器圧力	4 (2)	①	1	—	格納容器圧力 (AM用)	2	2	2	0	絶和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラメータにて 確認。	
	格納容器内自然対流冷却	格納容器圧力 (AM用)	2	①	0	—	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (熱減) により格納容器圧力 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラメータにて 確認。
		格納容器内温度	2	①	2	—	格納容器内温度	2 (2)	2	1	1	絶和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラメータにて 確認。
		格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	2	①	2 * 1	—	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替監視可能。	2 (2)	2	1	1	格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラメータにて 確認。
	原子炉補機冷却水の復旧作業※	格納容器圧力 (AM用)	2	①	0	—	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (熱減) により格納容器圧力 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラメータにて 確認。
		格納容器内温度	2	①	2	—	格納容器内温度	2 (2)	2	1	1	絶和温度/圧力の関係を 利用して格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラメータにて 確認。
		格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	2	①	2 * 1	—	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替監視可能。	2 (2)	2	1	1	格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラメータにて 確認。

全：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数  
\* 1：計器取付け後監視可能  
※：有効性評価上考慮しない操作



# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.3 原子炉冷却材の流出

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧カバウンダリ機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響		パラメータ 分類	抽出パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	A直流電源を 延長した場合					直後	B直流電源を 延長した場合			
1次の冷却系の水低下による余熱除去機能喪失の判断	低圧注入流量	2 (2)	2	1	1	①	—	燃料取替用水レベル水位	2 (2)	2	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。
								加圧器水位	4 (2)	4	1	1	加圧器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。
								原子炉容器水位	1	1	1	0	原子炉容器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。
								格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位急化により低圧注入流量の代替監視可能。
余熱除去機能喪失時の対応※								—					
原子炉格納容器からの避難指示及び格納容器エアロックの閉止								—					
原子炉格納容器隔離操作								—					

※：すべてのループの計器の合計数

A(B,C)：当該ループの計器数

※：有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.3 原子炉冷却材の流出

a. 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パウンダリ機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SSD影響		補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SSD影響		計器故障等	SBO	
			直後	延長した場合				直後	延長した場合			
燃料取出ポンプによる炉心注水及び1次冷却系保水確保	加圧器水位	4 (2)	1	1	①	原子炉容器水位	1	1	0	計測範囲内であれば原子炉容器水位により加圧器水位の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
	1次冷却材水位	3 (3)	3 (全)	0	①	サブクール度	1	0	0	サブクール度、1次冷却材圧力(広域)及び1次冷却材温度(広域-高温度)により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視すること、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。		
	1次冷却材温度(広域-高温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	1次冷却材圧力(広域)	2 (2)	2	1	1		
	1次冷却材温度(広域-低温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	1次冷却材温度(広域-高温度)	3 (3)	3 (全)	0	0		
	1次冷却材温度(広域-低温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	1次冷却材温度(広域-低温度)	3 (3)	3 (全)	0	3 (全)		
	1次冷却材温度(広域-高温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	炉心出口温度	1	1	1*1	0		1次冷却材温度(広域-低温度)により1次冷却材温度の代替監視可能。
	1次冷却材温度(広域-低温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	1次冷却材温度(広域-高温度)	3 (3)	3 (全)	0	0		1次冷却材温度(広域-高温度)により1次冷却材温度(広域-低温度)の代替監視可能。
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	1	①	格納容器再循環サンプ水位(広域)	2 (2)	2	1	1		注水方法である格納容器再循環サンプ水位(広域)により燃料取替用水ピット水位の代替監視可能。
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	1	①	B-格納容器スプレッドポンプ出口積算流量(AM用)	1	1	1	0		炉心出口温度により1次冷却材温度(広域-低温度)の代替監視可能。
	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	1	①	格納容器スプレッドポンプ出口積算流量	2	2	0	0		B-格納容器スプレッドポンプ出口積算流量(AM用)格納容器スプレッドポンプ出口積算流量、炉心注水流量、炉心注水流量、炉心注水流量及び格納容器スプレッドポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。
原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	①	格納容器圧力(AM用)	2	2	2	0	0	格納容器圧力(AM用)又は格納容器圧力(狭域)により原子炉格納容器圧力の代替監視可能。	
原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	①	格納容器圧力(狭域)	1	1	0	0	0	格納容器圧力(狭域)又は格納容器圧力(AM用)又は格納容器圧力(狭域)により原子炉格納容器圧力の代替監視可能。	
原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	①	格納容器内温度	2 (2)	2	1	1	1	格納容器内温度により原子炉格納容器圧力の代替監視可能。	

\*1: 常用品から検線を変更することで通常と同じ99点を連続監視可能

全: すべてのループの計器の合計数

A(B,C): 当該ループの計器数

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.3 原子炉冷却材の流出

a. 燃料取出前でのミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パウンダリ機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器故障等		SBO
			直後	A直流電源を 喪失した場合				直後	B直流電源を 喪失した場合			
燃料取出前でのミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パウンダリ機能が喪失する事故	燃料注入流量	2 (2)	1	1	①	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。	監視事項は 主要ベタ メータにて 確認。	
	高圧注入流量	2 (2)	1	1	①	加圧器水位	4 (2)	1	1	加圧器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。		
						原子炉容器水位	1	1	0	原子炉容器水位の傾向監視により低圧注入流量の代替監視可能。		
						格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	1		格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により低圧注入流量の代替監視可能。
						燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	1		水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。
						加圧器水位	4 (2)	1	1	1		加圧器水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。
						原子炉容器水位	1	1	1	0		原子炉容器水位の傾向監視により高圧注入流量の代替監視可能。
						格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	1		格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により高圧注入流量の代替監視可能。
						格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 (2)	1	1	1		測定範囲内であれば連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。
						原子炉下部キャビティ水位	1	0	1	1		原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	①	燃料取替用水ピット水位	2 (2)	1	1	1	水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、注水機算量であるB-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、代格納容器スプレィポンプ出口積算流量により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 (2)	1	1	①	補助給水ピット水位	2 (2)	1	1	1	水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、注水機算量であるB-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、代格納容器スプレィポンプ出口積算流量により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 (2)	1	1	①	B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)	1	1	1	0	代格納容器スプレィポンプ出口積算流量	
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 (2)	1	1	①	代格納容器スプレィポンプ出口積算流量	1	1	1	0		
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 (2)	1	1	①	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の代替監視可能。

注：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.3 原子炉冷却材の流出

a. 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パウンダリ機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響			計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響			
			直後	A直後電源を 喪失した場合				直後	A直後電源を 喪失した場合		
燃料再循環運転又は高圧再循環運転 による1次冷却系の冷却	1次冷却材温度 (広域-高温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	1次冷却材温度 (広域-低温度)	3 (3)	3 (全)	0	1次冷却材温度 (広域-低温度) により1次冷却材温度 (広域-高温度) の代替監視可能。	
	1次冷却材温度 (広域-低温度)	3 (3)	3 (全)	0	①	1次冷却材温度 (広域-高温度)	3 (3)	3 (全)	0	炉心出口温度により1次冷却材温度 (広域-高温度) の代替監視可能。	
	加圧器圧力					加圧器圧力	4	4	0	計測範囲内であれば加圧器圧力により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	
	1次冷却材圧力 (広域)	2 (2)	2	1	①	1次冷却材温度 (広域-高温度)	3 (3)	3 (全)	0	原子炉圧力容器内の過熱状態であれば1次冷却材温度 (広域-高温度) により1次冷却材圧力 (広域) の代替監視可能。	
	加圧器水位					原子炉圧力容器水位	1	1	1	計測範囲内であれば原子炉圧力容器水位により加圧器水位の代替監視可能。	
	サブクール度	4 (2)	4	1	①	サブクール度	1	1	0	サブクール度、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-高温度) により原子炉圧力容器内のサブクール状態か過熱状態かを監視することと、原子炉圧力容器内の水位の代替監視可能。	
	燃料取替用水ピット水位					燃料取替用水ピット水位	2 (2)	2	2	1	注水である格納容器再循環サブポンプ水位 (広域) により燃料取替用水ピット水位の代替監視可能。
	格納容器再循環サブポンプ流量 (AM用)					B-格納容器再循環サブポンプ流量 (AM用)	1	1	1	0	
	格納容器スプレイ流量					格納容器スプレイ流量	2	2	0	0	
	高圧注入流量					高圧注入流量	2 (2)	2	1	1	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の燃料取替用水ピット水位を水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能。
低圧注入流量					低圧注入流量	2 (2)	2	1	1		
充てん流量					充てん流量	1	1	0	0		
代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量					代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	1	1	1	0		

\*1: 常用系から接続を変更することで通常と同じ39点を連続監視可能

全: すべてのループの計器の合計数  
A(B,C): 当該ループの計器数

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.3 原子炉冷却材の流出

### a. 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パウンダリ機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SBO影響		計器故障等					
			直後	A/B直流電源を 喪失した場合					直後	A/B直流電源を 喪失した場合						
燃料容器内自然対流内圧	燃料容器内温度	2 (2)	1	1	①	—	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。			
	原子炉格納容器圧力	4 (2)	1	1	①	—	格納容器圧力 (AM用)	2	2	2	0	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。			
	格納容器圧力 (AM用)	2	2	0	①	—	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (装設) により格納容器圧力 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。			
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	2	0	2 * 1	①	—	格納容器内温度	2 (2)	2	1	1	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内温度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。			
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	①	—	格納容器再循環サンプ水位 (装設)	2 (2)	2	1	1	測定範囲内であれば連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (装設) により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。			
	原子炉下部キャビティ水位						原子炉下部キャビティ水位	1	1	0	1	原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。			
	燃料取替用水レベル						燃料取替用水レベル	2 (2)	2	1	1	0	水である燃料取替用水レベル水位、燃料容器再循環サンプ水位、注水計算機でも燃料容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。		
	補助給水レベル						補助給水レベル	2 (2)	2	1	1	1	B-1格納容器スプレッドレイ冷加器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。		
	B-1格納容器スプレッドレイ冷加器出口積算流量 (AM用)						B-1格納容器スプレッドレイ冷加器出口積算流量 (AM用)	1	1	1	1	0	代替格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。		
	代替格納容器スプレッドレイ冷加器出口積算流量						代替格納容器スプレッドレイ冷加器出口積算流量	1	1	1	1	0	代替格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。		
格納容器再循環サンプ水位 (装設)	2 (2)	1	1	①	—	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	1	格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により格納容器再循環サンプ水位 (装設) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。			

\* 1 : 計器取り遅延監視可能

全 : すべてのループの計器の合計数  
A(B,C) : 当該ループの計器数



第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.3 原子炉冷却材の流出

a. 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パウンダリ機能が喪失する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	SBO
	計器名称	計器数 ( )内はPM	SBO影響		補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はPM	SBO影響				
			直後	A直流電源を 喪失した場合				計器名称	直後	A直流電源を 喪失した場合		
燃料容器内自熱冷却ポンプ(Aー燃料容器スプレイポンプ)による燃料容器スプレイ再循環運転)※	燃料容器内風度	2 (2)	1	1	①	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	絶和温度/圧力の関係をj用して原子炉格納容器圧力により格納容器内風度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	原子炉格納容器圧力	4 (2)	1	1	①	格納容器圧力 (AM用)	2	2	2	0	絶和温度/圧力の関係をj用して格納容器圧力 (AM用) により格納容器内風度の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	格納容器圧力 (AM用)	2	2	0	①	原子炉格納容器圧力	4 (2)	4	1	1	計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は燃料容器圧力 (装設) により格納容器圧力 (AM用) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	格納容器内風度	2 (2)	1	1	①	格納容器内風度	2 (2)	2	1	1	絶和温度/圧力の関係をj用して格納容器内風度により原子炉格納容器圧力の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	燃料容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	1	1	①	燃料容器再循環サンプ水位 (装設)	2 (2)	2	1	1	測定範囲内であれば連続的な監視ができる燃料容器再循環サンプ水位 (装設) により燃料容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	原子炉下部キャビティ水位	1	1	0		原子炉下部キャビティ水位	1	1	0	1	原子炉下部キャビティ水位、燃料容器水位により燃料容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	燃料取替用水レベル	2 (2)	1	1	①	燃料取替用水レベル	2 (2)	2	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位、補助給水レベル水位、注水計算量であるBー燃料容器スプレイ冷却器出口側算流量 (AM用)、代格納容器スプレイポンプ出口側算流量により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	補助給水レベル	2 (2)	1	1	①	補助給水レベル	2 (2)	2	1	1	水源である燃料取替用水レベル水位、補助給水レベル水位、注水計算量であるBー燃料容器スプレイ冷却器出口側算流量 (AM用)、代格納容器スプレイポンプ出口側算流量により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	代格納容器スプレイポンプ出口側算流量	1	1	0		代格納容器スプレイポンプ出口側算流量	1	1	1	0	水源である燃料取替用水レベル水位、補助給水レベル水位、注水計算量であるBー燃料容器スプレイ冷却器出口側算流量 (AM用)、代格納容器スプレイポンプ出口側算流量により格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。
	燃料容器再循環サンプ水位 (装設)	2 (2)	1	1	①	燃料容器再循環サンプ水位 (広域)	2 (2)	2	1	1	燃料容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により燃料容器再循環サンプ水位 (装設) の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。

全：すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数

※有効性評価上考慮しない動作

# 第1表 重大事故等対処に係る監視事項

## 7.4.4 反応度の誤投入

### a. 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDMM	パラメータ 分類	SBO影響		補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDMM	SBO影響		計器故障等	SBO		
				A直流電源を 延命した場合	B直流電源を 延命した場合				直後	A直流電源を 延命した場合			B直流電源を 延命した場合	
反応度の誤投入の判断	中性子源領域中性子束	2 (2)	①	1	1	—	中間領域中性子束	2	2	1	1	測定範囲内であれば中間領域中性子束 により中性子源領域中性子束の代替監 視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
	中間領域中性子束	2	①	1	1	—	出力領域中性子束 中性子源領域中性子束	4 2 (2)	4 2	2 1	2 1	出力領域中性子束又は中性子源領域中 性子束の測定範囲内で中間領域中性子 束の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
原子炉燃料容器からの迅速指示及び 燃料容器エアロックの閉止						—								
希釈停止操作						—								

全：すべてのループの計器の合計数

A(B,C)：当該ループの計器数



第1表 重大事故等対処に係る監視事項

7.4.4 反応度の誤投入

a. 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故

対応手段	抽出パラメータを計測する計器										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSR影響			パラメータ 分類	補測パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 ( )内はDPM	SSR影響			計器故障等	SBO		
			直後	A直流電源を 喪失した場合	B直流電源を 喪失した場合					直後	A直流電源を 喪失した場合	B直流電源を 喪失した場合				
原子炉起動時	ほうげタンク水位	2 (2)	2	1	1	①	—	緊急ほうげ注入ライン流量	1	1	0	0	深急ほうげ注入ライン流量によりほうげタンク水位を推定し、水源の着無や使用量を推定可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。		
			2	1	1	①	—	出力領域中性子束	4	4	2	2	炉心へのほうげ排水入に伴う急の反応度が察知されることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子領域中性子束の指示低下により水源の有無を推定可能。			
			2	1	1	①	—	中間領域中性子束	2	2	1	1	測定範囲内であれば中間領域中性子束により中性子領域中性子束の代替監視可能。			
			2	1	1	①	—	ほうげタンク水位	2	2	1	1	ほうげタンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほうげ水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定可能。			
	未臨界状態の維持確認	中性子領域中性子束	2 (2)	2	1	1	①	—	出力領域中性子束	4	4	2	2	出力領域中性子束又は中性子領域中性子束の測定範囲内で中間領域中性子束の代替監視可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
				2	1	1	①	—	中間領域中性子束	2	2	1	1	ほうげタンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほうげ水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定可能。		
		中性子領域中性子束	2 (2)	2	1	1	①	—	ほうげタンク水位	2	2	1	1	ほうげタンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほうげ水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
				2	1	1	①	—	中間領域中性子束	2	2	1	1	測定範囲内であれば中間領域中性子束により中性子領域中性子束の代替監視可能。		
		中間領域中性子束	2 (2)	2	1	1	①	—	ほうげタンク水位	2	2	1	1	ほうげタンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほうげ水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定可能。	監視事項は 主要パラ メータにて 確認。	
				2	1	1	①	—	出力領域中性子束	4	4	2	2	出力領域中性子束又は中性子領域中性子束の測定範囲内で中間領域中性子束の代替監視可能。		

全、すべてのループの計器の合計数  
A(B,C)：当該ループの計器数

## 重大事故等対策の成立性

## 1. 可搬型計測器の接続操作

## (1) 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電（交流，直流）が困難な場合において，可搬型計測器を接続し，中央制御室，安全系計装盤室及び常用系計装盤室にて計測，監視を行う。

## (2) 作業場所

中央制御室，安全系計装盤室及び常用系計装盤室

## (3) 必要要員数及び作業時間

可搬型計測器の接続，可搬型計測器による計測，監視に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（災害対策要員）

作業時間（想定）：1測定点当たり約25分

・作業場所までの移動時間：15分

・可搬型計測器1測定点当たりの時間：10分

（2測定点以降，連続で接続する場合は10分追加）

作業時間（実績）：約19分

## (4) 操作の成立性について

作業環境：室温は通常運転状態と同程度であり，周辺には支障となる設備はない。中央制御室内にはヘッドライトを配備しており，中央制御室，安全系計装盤室及び常用系計装盤室の照明消灯時においても操作性を確保している。また，懐中電灯をバックアップとして配備している。

移動経路：災害対策要員はヘッドライト及び懐中電灯を携行し移動する。アクセスルート上に支障となる設備はない。また，放射性物質が放出される可能性があることから，移動は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を必要により装備又は携行して移動する。

中央制御室内はヘッドライトを配備しており，中央制御室照明消灯時においても操作対象となる制御盤までアクセス可能である。また，懐中電灯をバックアップとして配備している。

操作性：可搬型計測器との接続は測定リード線で端子台にて容易に接続可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として，電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により発電課長（当直）に連絡することが可能である。また，中央制御室内での作業は口頭で連絡をとることができる。



可搬型計測器



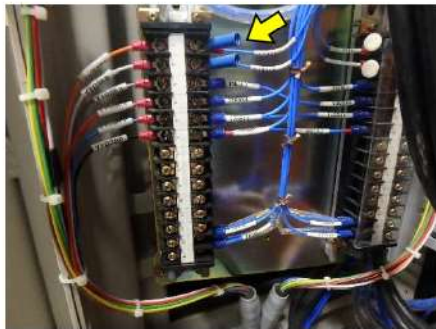
電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り



プラグ接続用端子部



可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要個数整理（1/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側)	0～400℃	0～500℃	3	3	A 計装用 電源	测温抵抗体	可	安全系計装盤室	重大事故等時における原子炉容器内の状態を考慮し、自然対流により、高い温度を示す1次冷却材温度（広域-高温側）を測定する。測定は各ループの温度を行う。
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	0～400℃	0～500℃	3		B 計装用 電源	测温抵抗体	可	安全系計装盤室	
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPa	—	2	1	C, D 計装用 電源	弾性圧力 検出器	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	0～100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉容器水位	0～100%	—	1 3	1 3	A 計装用 電源	差圧式水位 検出器	可 可	安全系計装盤室	—
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	0～350m <sup>3</sup> /h	—	2	2	A, B 計装用 電源	差圧式流量 検出器	可	安全系計装盤室	—
	低圧注入流量	0～1,100m <sup>3</sup> /h	—	2	2	C, D 計装用 電源	差圧式流量 検出器	可	安全系計装盤室	—
原子炉圧力容器への注水量	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0～1,300m <sup>3</sup> /h (0～10,000 m <sup>3</sup> )	—	1	1	A 直流 電源	差圧式流量 検出器	可	常用系計装盤室	—
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0～200m <sup>3</sup> /h (0～10,000m <sup>3</sup> )	—	1	1	A 直流 電源	差圧式流量 検出器	可	常用系計装盤室	—

: 温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）  
 : 温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要個数整理（2/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	0～220℃	—	2	1	C, D計装用電源	測温抵抗体	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉格納容器内圧力	0～0.35MPa	—	2	1	C, D計装用電源	弾性圧力検出器	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器圧力 (AM用)	0～1.0MPa	—	2	1	A直流電源	弾性圧力検出器	可	常用系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

■	: 温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）
■	: 温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））



可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要個数整理（3/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
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）	0～100%	—	2	1	C, D計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測範囲を包括しているため、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先して測定する。複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	0～100%	—	2		C, D計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	
	格納容器水位	ON-OFF	—	1	1	A計装用電源	電極式水位検出器	可	中央制御室	
	原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF	—	1		A計装用電源	電極式水位検出器	可	中央制御室	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0～20vol%	—	1	(注1)	A計装用電源	熱伝導式検出器	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	原子炉格納容器内水素処理装置温度	0～800℃	—	13	1	A直流電源	熱電対	可	常用系計装盤室	—
	格納容器水素イグナイタ温度	0～800℃	—	5	1	A直流電源	熱電対	可	常用系計装盤室	—
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	10 <sup>2</sup> ～10 <sup>7</sup> μSv/h	—	2	(注1)	C, D計装用電源	電離箱	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	10 <sup>3</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	—	2	(注1)	C, D計装用電源	電離箱	—	—	可搬型計測器での計測対象外

: 温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）  
 : 温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要個数整理（4/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	0～120% ( $3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	4 (注2)	(注1)	A, B, C, D 計装用電源	$\gamma$ 線非補償型電離箱	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	中間領域中性子束	$10^{11} \sim 5 \times 10^9 \text{ A}$ ( $1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	2	(注1)	A, B 計装用電源	$\gamma$ 線補償型電離箱	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ( $10^1 \sim 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	2	(注1)	A, B 計装用電源	比例計数管	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	アニュラス部の水素濃度 (可搬型)	0～20vol%	—	—	(注1)	A 計装用電源	熱伝導式検出器	—	—	可搬型計測器での計測対象外
最終ヒートシンク の確保	蒸気発生器水位（狭域）	0～100%	—	6	3	A, B 計装用電源	差圧式水位検出器 (注3)	可	安全系計装盤室	蒸気発生器水位（広域）は蒸気発生器水位（狭域）の計測範囲を包絡しているため、各ループの蒸気発生器水位（広域）を優先して計測する。 複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	蒸気発生器水位（広域）	0～100%	—	3		A, B, C 計装用電源	差圧式水位検出器 (注3)	可	安全系計装盤室	蒸気発生器水位（広域）は蒸気発生器水位（狭域）の計測範囲を包絡しているため、各ループの蒸気発生器水位（広域）を優先して計測する。 複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	補助給水流量	0～130m <sup>3</sup> /h	—	3	3	B, C, D 計装用電源	差圧式流量検出器	可	安全系計装盤室	—
	主蒸気ライン圧力	0～8.5MPa	—	6	3	C, D 計装用電源	弾性圧力検出器	可	安全系計装盤室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	0～100%	—	2	1	C, D 計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	0～1.0MPa	—	1	—	—	ブルドン管型 (弾性変形)	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度	0～200℃	—	—	3	電源内蔵	測温抵抗体	—	周辺補機棟	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）にて測定可能

■：温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）

■：温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要個数整理（5/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
水源の確保	燃料取替用水ピット水位	0～100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定 する。
	ほう酸タンク水位	0～100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定 する。
	補助給水ピット水位	0～100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定 する。
使用済燃料 ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T. P. 25. 24 ～32. 76m	—	2	1	A 直流 電源	電波式 水位検出器	可	常用系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定 する。
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T. P. 21. 30 ～32. 76m	—	2		A 直流 電源	フロート式 水位検出器	可	常用系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定 する。
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0～100℃	—	2	1	A 直流 電源	測温抵抗体	可	常用系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定 する。
	使用済燃料ピット 可搬型エリアモニタ	10nSv/h～ 1, 000mSv/h	—	1	(注1)	B 交流 電源	半導体検出器, NaI (Tl) シンチレーション 検出器	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	使用済燃料ピット 監視カメラ	—	—	1	(注1)	A 計装用 電源	赤外線サーモ カメラ	—	—	可搬型計測器での計測対象外

配備台数：可搬型計測器（温度・水位・流量・圧力計測用）を38個（計測時故障を考慮した1個含む）。  
：可搬型温度計測装置（温度計測用）を3個、故障時及び点検時の予備として1個保管する。

	：温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）
	：温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））

- (注1)：全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料ピット監視カメラに対して、常設代替交流電源設備（代替非常用発電機）により給電されるため監視可能である。  
(注2)：上部と下部の中性子束平均値  
(注3)：検出器取付け部に基準配管に水を満たした構造体（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。



代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の  
影響について

主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）を計測することが困難になった場合、技術的能力 1.1～1.14 の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認について、代替パラメータを用いて判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

なお、代替パラメータによる判断への影響を第1表に示す。

確認結果

- (1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果、判断及び操作に影響がないことを確認した。
- (2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態及び溶融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行うこととする。

また、これらの判断に使用する重要代替計器は、重大事故等時の耐環境性等を有した重大事故等対処設備であり、他チャンネルでの確認が期待できるため、判断及び操作に対する影響は無いと判断した。

※代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

以上

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (1/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響		影響
		手	蒸気発生器除熱機能確認	代替パラメータ*1	代替パラメータ*2	
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側)	手	蒸気発生器除熱機能確認	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材温度 (広域-低温側) ③ [炉心出口温度] *2	①1次冷却材温度 (広域-高温側) の1ループが故障した場合は、他ループにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②1次冷却材温度 (広域-高温側) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度 (広域-低温側) により推定可能のため、判断に与える影響はない。なお、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。 ③炉心出口温度 (自主対策設備) による傾向監視が可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		手	炉心注水状態確認			
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	手	蒸気発生器除熱機能確認	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材温度 (広域-高温側) ③ [炉心出口温度] *2	①1次冷却材温度 (広域-低温側) の1ループが故障した場合は、他ループにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②1次冷却材温度 (広域-低温側) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度 (広域-高温側) により推定可能のため、判断に与える影響はない。なお、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。 ③炉心出口温度 (自主対策設備) による傾向監視が可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	[炉心出口温度] *2	有手	350℃以上 (手順着手判断) 350℃以上 (炉心損傷判断)	①主要パラメータの他検出器 ②1次冷却材温度 (広域-高温側) ③1次冷却材温度 (広域-低温側)	①炉心出口温度 (自主対策設備) の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②炉心出口温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、炉心出口温度により近い値を示す1次冷却材温度 (広域-高温側) により推定可能のため、判断に与える影響はない。 ③炉心出口温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度 (広域-低温側) により推定可能のため、判断に与える影響はない。 なお、②及び③の推定方法で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、常用計器である炉心出口温度 (自主対策設備) よりもやや低い値を示すが、大きな温度差は見られない。	なし

有：重要事故シナシエンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (2/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響		影響
		有	有手	代替パラメータ*1	代替パラメータ*2	
原子炉压力容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広域)	有	蓄圧タンク出口弁閉 炉心注水開始	① 主要パラメータの他ループ ② [加圧器圧力] *2	① 1次冷却材圧力 (広域) の1ループが故障した場合は、他ループにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、常用計器である加圧器圧力 (自主対策設備) が監視可能で計測範囲内であれば、判断に与える影響はない。 ③ ④ 1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材の温度から圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。ただし、原子炉圧力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。	なし
		有手	1次冷却材漏えいの判断	③ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ④ 1次冷却材温度 (広域-低温側)		
		有手	炉心損傷後の高圧 溶出物放出防止			
原子炉压力容器内の水位	[加圧器圧力] *2  加圧器水位	有手	1次冷却材漏えいの判断	① 主要パラメータの他チャンネル ② 1次冷却材圧力 (広域)	① 加圧器圧力 (自主対策設備) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 加圧器圧力 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、測定範囲が広い1次冷却材圧力 (広域) により圧力を推定可能のため、判断に与える影響はない。	なし
		有手	1次冷却材漏えいの判断	③ 1次冷却材圧力 (広域) ③ 1次冷却材温度 (広域-高温側)	① 加圧器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネル (自主対策設備を含む) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 加圧器水位の監視が不可能となった場合は、計測範囲内であれば原子炉容器水位により推定可能であり、判断に与える影響はない。ただし、原子炉容器水位の測定範囲は加圧器の下部に位置しており、加圧器水位の測定範囲との相違を考慮する。	
		有手	1次冷却材保有水の確認 炉心注水状態確認		③ 加圧器水位の監視が不可能となった場合は、サブクール度 (自主対策設備)、1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) により原子炉圧力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、原子炉圧力容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (3/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の水位	原子炉容器水位	有	1次冷却材漏えいの判断 1次冷却材保有水の確認	①加圧器水位 ② [サブクール度] *2 ② 1次冷却材圧力 (広域) ② [炉心出口温度] *2 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) ② 1次冷却材温度 (広域-低温側)	①原子炉容器水位の監視が不可能となった場合は、計測範囲内であれば加圧器水位により推定可能であり、判断に与える影響はない。ただし、原子炉容器水位の測定範囲は加圧器の下部に位置していることを考慮する。 ②原子炉容器水位の監視が不可能となった場合は、サブクール度 (自主対策設備)、1次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (自主対策設備)、1次冷却材温度 (広域-高温側) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) により原子炉圧力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、原子炉圧力容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	[1次冷却システムループ水位] *2	手	1次冷却材保有水の確認	① 1次冷却材温度 (広域-高温側) ① 1次冷却材温度 (広域-低温側) ② [余熱除去ポンプ出口圧力] *2	①プラント停止中における1次冷却システムループ運転時において、1次冷却システムループ水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) の変化により水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 1次冷却システムループ水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、監視可能であれば余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の傾向監視により水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉圧力容器への注水量	高压注入流量	有手	高压再循環失敗 高压注入失敗	①燃料取替用水ピット水位 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)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②③各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位又は原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低压注入流量	有手	低压注入失敗 低压再循環失敗	①燃料取替用水ピット水位 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)		なし

有：重要事故シナケクス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第 1 表 代替パラメータによる判断への影響 (4/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	B-格納容器スプレイポンプによる炉心注水確認			
原子炉圧力容器への注水量	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	手	B-格納容器スプレイポンプによる炉心注水確認	①燃料取替用水ピット水位 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)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②③各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位又は原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	[B-格納容器スプレイ流量] *2	手	B-格納容器スプレイポンプによる炉心注水確認	①燃料取替用水ピット水位 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)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット及び補助給水ピット水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②③各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位又は原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	[充てん流量] *2	手	充てんポンプによる炉心注水確認	①燃料取替用水ピット水位 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)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット及び補助給水ピット水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②③各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位又は原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	手	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水確認 可搬型大型送水ポンプによる炉心注水確認	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 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)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、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。 ②③各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位又は原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、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可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\* 2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (5/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1		代替パラメータによる判断への影響	
		有	有	①1次冷却材圧力 (広域) ①1次冷却材温度 (広域-低温側)	①蓄圧タンク圧力 (自主対策設備) 及び蓄圧タンク水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、蓄圧タンクの動作は、1次冷却材圧力が通常の蓄圧タンク圧力を下回ることに伴って動作し、また動作により注入され1次冷却材温度 (広域-低温側) が低下するたため判断に与える影響はない。	なし	なし
原子炉圧力容器への注水量	[蓄圧タンク圧力]*2	有	蓄圧タンク動作 1次冷却材漏えい規模の判断	①1次冷却材圧力 (広域) ①1次冷却材温度 (広域-低温側)	①蓄圧タンク圧力 (自主対策設備) 及び蓄圧タンク水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、蓄圧タンクの動作は、1次冷却材圧力が通常の蓄圧タンク圧力を下回ることに伴って動作し、また動作により注入され1次冷却材温度 (広域-低温側) が低下するたため判断に与える影響はない。	なし	なし
	[蓄圧タンク水位]*2	有	蓄圧タンク動作	①1次冷却材圧力 (広域) ①1次冷却材温度 (広域-低温側)	①蓄圧タンク圧力 (自主対策設備) 及び蓄圧タンク水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、蓄圧タンクの動作は、1次冷却材圧力が通常の蓄圧タンク圧力を下回ることに伴って動作し、また動作により注入され1次冷却材温度 (広域-低温側) が低下するたため判断に与える影響はない。	なし	なし
	[AM用消火水積算流量]*2	手	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる炉心注水確認	①低圧注入流量 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位	①AM用消火水積算流量 (自主対策設備) による原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②③各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位又は原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	なし

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕 は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (6/23)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉格納容器への注水量	B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ確認 手	①燃料代替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料代替用水ピット水位又は補助給水ピット水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ確認 手	①燃料代替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)		なし	
	高圧注入流量	高圧注入ポンプからの注水確認 手	①燃料代替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)		なし	
	低圧注入流量	余熱除去ポンプからの注水確認 手	①燃料代替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)		なし	
	[充てん流量] *2	充てんポンプからの注水確認 手	①燃料代替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)		なし	
	[格納容器スプレイ流量] *2	格納容器スプレイ不動作 有	①燃料代替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)		なし	
	[AM用消火水積算流量] *2	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる炉心注水確認 手	① B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ① [格納容器スプレイ流量] *2 ② [ろ過水タンク水位] *2 ③ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①AM用消火水積算流量 (自主対策設備) による原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②AM用消火水積算流量 (自主対策設備) による原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるろ過水タンク水位 (自主対策設備) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③AM用消火水積算流量 (自主対策設備) による原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕 は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第 1 表 代替パラメータによる判断への影響 (7/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	有	1 次冷却材漏えいの判断 格納容器スプレイ機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器圧力 ③格納容器圧力 (AM用)	①格納容器内温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②③格納容器内温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態時のみに限定されるが、原子炉格納容器圧力、格納容器圧力 (AM用) により推定可能であるため、判断に与える影響はない。なお、炉心損傷後においては残存溶融デブリ等の発生により格納容器内が過熱状態となるため複数のパラメータを確認し推定を行うことで判断に与える影響はない。	なし
		手	残存デブリによる過熱状態の確認			
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	有	0.127MPa [gage] 以上 (格納容器スプレイ系機能喪失)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器圧力 (AM用) ② [格納容器圧力 (狭域)] *2 ③格納容器内温度	①原子炉格納容器圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器圧力 (AM用) 又は格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態時のみに限定されるが、格納容器内温度により推定可能であるため、判断に与える影響はない。なお、炉心損傷後においては残存溶融デブリ等の発生により格納容器内が過熱状態となるため複数のパラメータを確認し推定を行うことで判断に与える影響はない。	なし
		手	残存デブリによる過熱状態の確認			
		有	格納容器スプレイ機能確認	①原子炉格納容器圧力 ① [格納容器圧力 (狭域)] *2 ②格納容器内温度	①格納容器圧力 (AM用) の監視が不可能となった場合は、計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器圧力 (AM用) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態時のみに限定されるが、格納容器内温度により推定可能であるため、判断に与える影響はない。なお、炉心損傷後においては残存溶融デブリ等の発生により格納容器内が過熱状態となるため複数のパラメータを確認し推定を行うことで判断に与える影響はない。	なし
		手	残存デブリによる過熱状態の確認			

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\* 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\* 2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (8/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
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)	有手	再循環運転確認 格納容器注水量確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ③原子炉下部キヤビテイ水位 ③格納容器水位 ④燃料取替用水ピット水位 ④補助給水ピット水位 ④B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) の1チャヤンネルが故障した場合 は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、 測定範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位 (狭域) により推定 可能であり、判断に与える影響はない。 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、 原子炉下部キヤビテイ水位、格納容器水位により推定可能であり、 判断に与える影響はない。 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、 水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、注水積 算量であるB-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代 替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により推定可能であるため 判断に与える影響はない。	なし
			1次冷却材漏えいの判断	①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) の監視が不可能となった場合は、 相関関係がある格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視で確 認可能なため、判断に与える影響はない。	
	原子炉下部キヤビテイ水位	手	格納容器スプレイ 状態確認 格納容器水位確認 (MCCI防止)	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ②燃料取替用水ピット水位 ②補助給水ピット水位 ②B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①原子炉下部キヤビテイ水位の監視が不可能となった場合は、格納容 器再循環サンプ水位 (広域) による傾向監視で確認可能であり、判 断に与える影響はない。 ②原子炉下部キヤビテイ水位の監視が不可能となった場合は、水源で ある燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、注水積算量で あるB-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納 容器スプレイポンプ出口積算流量により求めた注水量により推定可 能であるため判断に与える影響はない。	なし
	格納容器水位	手	格納容器注水制限 確認	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ①B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ①代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①格納容器水位の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替 用水ピット水位、補助給水ピット水位、注水積算量であるB-1格納 容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレ イポンプ出口積算流量により求めた注水量により推定可能であるた め判断に与える影響はない。	

有：重要事故シークエンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (9/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響		影響
		手	格納容器水素濃度 確認		①主要パラメータの予備 ②原子炉格納容器内水素処理装置温度 ②格納容器水素イグナイト温度 ③ [ガス分析計による水素濃度] *2	①可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットが故障した場合は、予備のユニットにて計測可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置及び格納容器水素イグナイト温度監視装置において原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイトの動作特性の監視により原子炉格納容器内の水素濃度が大幅な水素濃度が生じない領域であることを確認可能であり、判断に与える影響はない。 ③格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、監視可能であればガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により水素濃度を計測し、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度の推定が可能なため、判断に与える影響はない。	
原子炉格納容器の水素濃度	格納容器内水素濃度	手	格納容器水素濃度 確認	①主要パラメータの予備 ② [アニュラス水素濃度] *2	①可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットが故障した場合は、予備のユニットにて計測可能であり、判断に与える影響はない。 ②アニュラス水素濃度（可搬型）の監視が不可能となった場合は、監視可能であれば、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備作業中はアニュラス水素濃度（自主対策設備）により推定可能であり、判断に与える影響はない。ただし、アニュラス水素濃度（自主対策設備）はアニュラス部の温度や放射線の環境条件が指示値に影響を与えることを考慮する。	なし	
	アニュラス部の水素濃度	手	アニュラス水素濃度 確認	①アニュラス水素濃度（可搬型） ②代替パラメータの予備	①アニュラス水素濃度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットにて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②アニュラス水素濃度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、代替パラメータの予備により計測可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

有：重要事故シナシケンス（有効性評価）に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (10/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響		影響	
		有	手	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響		
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	有	手	炉心熔融判断	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ③ [モニタリングポスト及びモニタリングステーション] *2	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の監視が不可能となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション (自主対策設備) の指示の上昇を傾向監視し、急上昇 (バックグラウ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可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	有	手	1次冷却材漏えいの判断	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) ③ [エアロソックエリアモニタ] *2 ④ [炉内核計装区域エリアモニタ] *2	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の監視が不可能となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の指示の上昇傾向の監視により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の監視が不可能となった場合は、エアロソックエリアモニタ (自主対策設備) 及び炉内核計装区域エリアモニタ (自主対策設備) の指示の上昇傾向の監視により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
	[格納容器じんあいモニタ] *2	手	手	1次冷却材漏えいの判断	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	① 格納容器内の放射線量率を計測する各自設置設備による監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により確認可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
	[格納容器ガスモニタ] *2	手	手	1次冷却材漏えいの判断	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)		なし
	[エアロソックエリアモニタ] *2	手	手	1次冷却材漏えいの判断	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)		なし
	[炉内核計装区域エリアモニタ] *2	手	手	1次冷却材漏えいの判断	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)		なし

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (11/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1		代替パラメータによる判断への影響		影響
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	出力領域中性子束	有手	原子炉出力5%以上 (原子炉トリップ 失敗)	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束 ③1次冷却材温度(広域-高温側) ③1次冷却材温度(広域-低温側) ④ほう酸タンク水位	①出力領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②出力領域中性子束の監視が不可能となった場合は、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により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③出力領域中性子束の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度(広域-低温側)と1次冷却材温度(広域-高温側)の差により推定可能。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲内であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度(広域-高温側)と1次冷却材温度(広域-低温側)の温度差の相関関係から推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④出力領域中性子束の監視が不可能となった場合は、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することと未臨界状態の維持を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし		
	中間領域中性子束	手	原子炉トリップ失敗	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	①中間領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②中間領域中性子束の監視が不可能となった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲であり、中間領域中性子束による推定可能であり、判断に与える影響はない。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。 ③中間領域中性子束の監視が不可能となった場合は、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することと未臨界状態の維持を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし		

有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (12/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
未臨界の維持又は監視	中性子源領域中性子束	有	炉心反応度添加	①主要パラメータの他子チャンネル ②中間領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	①中性子源領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②中性子源領域中性子束の監視が不可能となった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定可能であり、判断に与える影響はない。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。 ③中性子源領域中性子束の監視が不可能となった場合は、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することとで未臨界状態の維持を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉トリップ失敗			
	〔中間領域起動率〕*2	手	原子炉トリップ失敗	①中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ②〔中性子源領域起動率〕*2	①中間領域起動率（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、中間領域中性子束により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②中間領域起動率（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（自主対策設備）により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	〔中性子源領域起動率〕*2	有 手	炉心反応度添加 原子炉トリップ失敗	①中性子源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②〔中間領域起動率〕*2	①中性子源領域起動率（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、中性子源領域中性子束により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②中性子源領域起動率（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、中間領域中性子束の測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率（自主対策設備）により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス（有効性評価）に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (13/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器 圧力	0.283MPa [gage] 以上 (格納容器内自然対流冷却開始)	有	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器圧力 (AM用) ③格納容器内温度	①原子炉格納容器圧力の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器圧力 (AM用) により圧力を傾向監視することで最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内温度により原子炉格納容器圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。ただし、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。	なし
		格納容器スプレイ機能確認	手			
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	原子炉補機冷却機能の確認	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	①原子炉補機冷却水サージタンク水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉補機冷却水サージタンク水位の監視が不可能となった場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) 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が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)] *2	格納容器自然対流冷却開始	手	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 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が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	[C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] *2	原子炉補機冷却機能の確認	手	①格納容器内温度 ①原子炉格納容器圧力	①C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (14/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響		影響	
		手	残存デブリ冷却時の過熱状態	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響		
最終ヒートシンクの確保	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	手	残存デブリ冷却時の過熱状態	① 主要パラメータの予備 ② 格納容器内温度 ③ 原子炉格納容器圧力	① 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) が故障した場合は、予備の計測装置により計測可能であり、判断に与える影響はない。 ② 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) の監視が不可能となった場合は、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
	〔C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度 (自主対策設備) 又はB-原子炉補機冷却水戻り母管温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。〕	〔C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度/出口温度〕*2	手	原子炉補機冷却機能の確認	① 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	① C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度 (自主対策設備) 又はB-原子炉補機冷却水戻り母管温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		〔B-原子炉補機冷却水戻り母管温度〕*2	手	原子炉補機冷却機能の確認	① 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度		なし
	主蒸気ライン圧力	手	主蒸気隔離動作状態確認 主蒸気逃がし弁機能確認	① 主要パラメータの他チャンネル又は他ルール ② 1次冷却材温度 (広域-低温側) ③ 1次冷却材温度 (広域-高温側)	① 主蒸気ライン圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネル又は他ルールの主蒸気ライン圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合は、1次冷却系が満水状態かつ蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度 (広域-低温側) により主蒸気ライン圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。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がある。 ③ 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度 (広域-高温側) により上記②と同様に主蒸気ライン圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

有：重要事故シナシケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (15/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	蒸気発生器水位 (狭域)	有 手	補助給水系機能確認	①主要パラメータの他チャレンネル ②蒸気発生器水位 (広域) ③1次冷却材温度 (広域-低温側) ③1次冷却材温度 (広域-高温側)	①蒸気発生器水位 (狭域) の1チャレンネルが故障した場合は、他チャレンネル (自主対策設備を含む。) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度 (広域-低温側)、1次冷却材温度 (広域-高温側) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	蒸気発生器水位 (広域)	有 手	10%未満 (1次冷却系フイードアンドブリード運転の判断)	①蒸気発生器水位 (狭域) ②1次冷却材温度 (広域-低温側) ②1次冷却材温度 (広域-高温側)	①蒸気発生器水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば蒸気発生器水位 (狭域) にて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②蒸気発生器水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (広域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。なお、蒸気発生器のドライアウトは、1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) が上昇傾向となることで推定できる。	なし

有：重要事故シナシス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (16/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
最終ヒートシンクの確保	補助給水流量	80m <sup>3</sup> /h未満 (補助給水系機能 失敗)	補助給水系動作確 認	①補助給水ピット水位 ②蒸気発生器水位 (広域) ③蒸気発生器水位 (狭域)	①補助給水流量の監視が不可能となった場合は、水源である補助給水ピット水位の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②補助給水流量の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③補助給水流量の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		〔主蒸気流量〕 *2	蒸気発生器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャネル ②主蒸気ライン圧力 ③蒸気発生器水位 (狭域) ③蒸気発生器水位 (広域) ③補助給水流量	①主蒸気流量 (自主対策設備) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②主蒸気流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、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し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③主蒸気流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量 (自主対策設備) を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (17/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	有			
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器水位 (狭域)	インターフェースシステムLOCAの判断	有	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器水位 (広域) ③主蒸気ライン圧力 ③補助給水流量	①蒸気発生器水位 (狭域) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより蒸気発生器伝熱管破損を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合、蒸気発生器水位 (広域) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合、主蒸気ライン圧力及び補助給水流量を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		インターフェースシステムLOCAの判断 蒸気発生器伝熱管漏えい判断	有	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器水位 (広域) ②補助給水流量	①主蒸気ライン圧力の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより蒸気発生器伝熱管破損を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合、蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
格納容器バイパスの監視	主蒸気ライン圧力	インターフェースシステムLOCAの判断	手	①主要パラメータの他ループ ②〔加圧器圧力〕*2 ③蒸気発生器水位 (狭域) ③主蒸気ライン圧力 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) ④1次冷却材温度 (広域-高温側) ④1次冷却材温度 (広域-低温側)	①1次冷却材圧力 (広域) の1ループが故障した場合、他ループにより蒸気発生器伝熱管破損を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば、加圧器圧力 (自主対策設備) により蒸気発生器伝熱管破損を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の傾向監視により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のインターフェースシステムLOCAを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		インターフェースシステムLOCAの判断 蒸気発生器伝熱管漏えい判断	有	①1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) により、1次冷却材圧力 (広域) を推定可能であり、判断に与える影響はない。	④1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) により、1次冷却材圧力 (広域) を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケクス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕 は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (18/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	蒸気発生器伝熱管漏えい判断		
格納容器バイパスの監視	[復水器排気ガスモニタ] *2	手	蒸気発生器伝熱管漏えい判断	①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気ライン圧力	①各放射線モニタ(自主設置設備)による監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損を推定可能なため、判断に与える影響はない。
	[蒸気発生器ブローダウン水モニタ] *2	手	蒸気発生器伝熱管漏えい判断	①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気ライン圧力	
	[高感度型主蒸気管モニタ] *2	手	蒸気発生器伝熱管漏えい判断	①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気ライン圧力	
	[排気筒高レンジガスモニタ] *2	手	インターフェイシステムLOCAの判断	①1次冷却材圧力(広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位(広域) ①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気ライン圧力	①各排気筒ガスモニタ(自主設置設備)による監視が不可能となった場合は、1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位(広域)、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力によりインターフェイシステムLOCAの傾向監視が可能なため、判断に与える影響はない。
	[排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)] *2	手	インターフェイシステムLOCAの判断	①1次冷却材圧力(広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位(広域) ①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気ライン圧力	
	[排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)] *2	手	インターフェイシステムLOCAの判断	①1次冷却材圧力(広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位(広域) ①蒸気発生器水位(狭域) ①主蒸気ライン圧力	

有：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (19/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1		代替パラメータによる判断への影響		影響
		手	判断基準	手	判断基準	代替パラメータによる判断への影響	影響	
格納容器バイパスの監視	[補助建屋サンプタンク水位] *2	手	インターフェースシステムLOCAの判断	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ① 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ① 蒸気発生器水位 (狭域) ① 主蒸気ライン圧力	①補助建屋サンプ水位 (自主対策設備) 又は余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力によりインターフェースシステムLOCAの傾向監視が可能なため、判断に与える影響はない。	なし		
	[余熱除去ポンプ出口圧力] *2	手	インターフェースシステムLOCAの判断	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ① 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ① 蒸気発生器水位 (狭域) ① 主蒸気ライン圧力	なし	なし		
	[加圧器逃がしタンク圧力] *2	手	インターフェースシステムLOCAの判断	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位] *2	①加圧器逃がしタンクの各自対策設備の監視が不可能となった場合は、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下により、インターフェースシステムLOCAの傾向監視が可能なため、判断に与える影響はない。	なし		
	[加圧器逃がしタンク水位] *2	手	インターフェースシステムLOCAの判断	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位] *2	②加圧器逃がしタンクの各自対策設備の監視が不可能となった場合は、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により、インターフェースシステムLOCAの傾向監視が可能なため、判断に与える影響はない。	なし		
	[加圧器逃がしタンク温度] *2	手	インターフェースシステムLOCAの判断	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位] *2	なし	なし		
	[余熱除去冷却器入口温度] *2	手	インターフェースシステムLOCAの判断	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [余熱除去ポンプ出口圧力] *2	①余熱除去冷却器入口温度 (自主設置設備) 又は余熱除去冷却器出口温度 (自主設置設備) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下により、インターフェースシステムLOCAの傾向監視が可能なため、判断に与える影響はない。 ②余熱除去冷却器入口温度 (自主設置設備) 又は余熱除去冷却器出口温度 (自主設置設備) の監視が不可能となった場合は、余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の上昇により、インターフェースシステムLOCAの傾向監視が可能なため、判断に与える影響はない。	なし		
	[余熱除去冷却器出口温度] *2	手	インターフェースシステムLOCAの判断	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [余熱除去ポンプ出口圧力] *2	なし	なし		

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (20/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響		影響
		手	安全注入開始判断 炉心注水量確認 格納容器スプレ イ水量確認	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	
水源の確保	燃料取替用水ピ ット水位	手	安全注入開始判断 炉心注水量確認 格納容器スプレ イ水量確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ水位 (広域) ③B-格納容器スプレイ冷却器出口 積算流量 (AM用) ③ [格納容器スプレイ流量] *2 ③高圧注入流量 ③低圧注入流量 ③ [充てん流量] *2 ③代替格納容器スプレイポンプ出口 積算流量	①燃料取替用水ピット水位の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②燃料取替用水ピット水位の監視が不可能となった場合は、注水先である格納容器再循環サンプ水位 (広域) により推定可能であり、判断に与える影響はない。なお、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。 ③燃料取替用水ピット水位の監視が不可能となった場合は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 等の燃料取替用水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	補助給水ピ ット 水位	手	補助給水系機能確 認 炉心注水機能確認 格納容器スプレ イ機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②補助給水流量 ②代替格納容器スプレイポンプ出口 積算流量	①補助給水ピット水位の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②補助給水ピット水位の監視が不可能となった場合は、補助給水流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量である補助給水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定可能であり、判断に与える影響はない。なお、補助給水ピット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。	なし
	ほう酸タンク水 位	手	ほう酸注入の判断	①主要パラメータの他チャンネル ② [緊急ほう酸注入ライン流量] *2 ③出力領域中性子束 ③中間領域中性子束 ③中性子源領域中性子束	①ほう酸タンク水位の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ほう酸タンク水位の監視が不可能となった場合は、緊急ほう酸注入ライン流量 (自主対策設備) によりほう酸タンク水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ほう酸タンク水位の監視が不可能となった場合は、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、中間領域中性子束又は中性子源領域中性子束の指示低下により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕 は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (21/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM用)	有	手	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) ① [使用済燃料ピット水位] *2 ②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ② [使用済燃料ピットエリアモニタ] *2 ②使用済燃料ピット監視カメラ	①使用済燃料ピット水位 (AM用) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) により水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②使用済燃料ピット水位 (AM用) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係や使用済燃料ピット監視カメラにより水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	有	手	①主要パラメータの予備 ②使用済燃料ピット水位 (AM用) ② [使用済燃料ピット水位] *2 ③使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ③ [使用済燃料ピットエリアモニタ] *2 ③使用済燃料ピット監視カメラ	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) が故障した場合は、予備の使用済燃料ピット水位 (可搬型) により計測可能であり、判断に与える影響はない。 ②使用済燃料ピット水位 (可搬型) の監視が不可能となった場合は、計測範囲内であれば、使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) により水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③使用済燃料ピット水位 (可搬型) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係や使用済燃料ピット監視カメラにより水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	有	手	① [使用済燃料ピット温度] *2 ②使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット監視カメラ	①使用済燃料ピット温度 (AM用) の監視が不可能となった場合は、使用可能であれば、使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) により温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②使用済燃料ピット水位 (AM用) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット監視カメラによる傾向監視により使用済燃料ピットの状態を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシエンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：〔 〕 は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



第1表 代替パラメータによる判断への影響 (22/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響		影響
		有	手	代替パラメータ*1	代替パラメータ*2	
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット可搬型エリアモニター	有	手	①主要パラメータの予備 ② [使用済燃料ピットエリアモニター] *2 ③使用済燃料ピット水位 (AM用) ③使用済燃料ピット監視カメラ	①使用済燃料ピット可搬型エリアモニターが故障した場合は、予備の使用済燃料ピット可搬型エリアモニターにより計測可能であり、判断に与える影響はない。 ②使用済燃料ピット可搬型エリアモニターの監視が不可能となった場合は、使用可能であれば、使用済燃料ピットエリアモニター (自主対策設備) により放射線量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③使用済燃料ピット可搬型エリアモニターの監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM用) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係や使用済燃料ピット監視カメラによる傾向監視により使用済燃料ピットの状態を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料ピット監視カメラ	有	手	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ①使用済燃料ピット水位 (可搬型) ①使用済燃料ピット温度 (AM用) ①使用済燃料ピット可搬型エリアモニター	①使用済燃料ピット監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用) 及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニターにより使用済燃料ピットの状態を推定可能であり、判断に与える影響はない。	

有：重要事故シナシス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (23/23)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1		代替パラメータによる判断への影響
		手	使用済燃料ピット 冷却機能確認 使用済燃料ピット 注水機能確認	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット水位 (可搬型)	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット水位 (可搬型)	
使用済燃料ピットの監視	[使用済燃料ピット水位]*2	手	使用済燃料ピット 冷却機能確認 使用済燃料ピット 注水機能確認	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット水位 (可搬型)	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット水位 (可搬型)	①使用済燃料ピットの水位を計測する各自対策設備の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により推定可能であり、判断に与える影響はない。
	[携帯型水位計]*2	手	使用済燃料ピット 冷却機能確認 使用済燃料ピット 注水機能確認	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット水位 (可搬型)	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット水位 (可搬型)	なし
	[携帯型水位・水温計]*2	手	使用済燃料ピット 冷却機能確認 使用済燃料ピット 注水機能確認	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット水位 (可搬型)	①使用済燃料ピット水位 (AM用) ②使用済燃料ピット水位 (可搬型)	なし
	[使用済燃料ピット温度]*2	手	使用済燃料ピット 冷却機能確認 使用済燃料ピット 注水機能確認	①使用済燃料ピット温度 (AM用)	①使用済燃料ピット温度 (AM用)	①使用済燃料ピットの水温を計測する各自対策設備の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度 (AM用) により推定可能であり、判断に与える影響はない。
	[携帯型水温計]*2	手	使用済燃料ピット 冷却機能確認 使用済燃料ピット 注水機能確認	①使用済燃料ピット温度 (AM用)	①使用済燃料ピット温度 (AM用)	なし
	[使用済燃料ピットエアモニタ]*2	手	使用済燃料ピット 冷却機能確認 使用済燃料ピット 注水機能確認	①使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	①使用済燃料ピットエアモニタ (各自対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット可搬型エアモニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス (有効性評価) に使用した判断基準

手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



## 自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	数量
可搬型バッテリー (炉外核計装置用, 放射線監視装置用)	可搬	—	7,200Wh/台	3台
プラント計算機	常設	C	—	1式

## 可搬型バッテリーによる原子炉安全保護盤（炉外核計装信号処理部）への電源供給

## 1. 可搬型バッテリーの接続操作

## (1) 操作概要

原子炉安全保護盤（炉外核計装信号処理部）の代替電源としての可搬型バッテリーの接続を行い、監視パラメータ（中性子源領域，中間領域，出力領域の中性子束指示）の監視を可能とする。

## (2) 作業場所

1次系補機計算機室及び安全系計装盤室

## (3) 必要要員数及び作業時間

可搬型バッテリーの接続に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（復旧班員）

作業時間（想定）：約50分

- ・作業場所までの移動時間：15分
- ・系統構成：20分
- ・ケーブル敷設，接続：5分
- ・給電：10分

作業時間（実績）：約41分（NIS）

## (4) 操作の成立性について

作業環境 : 室温は通常運転状態と同程度であり，周辺には支障となる設備はない。また，復旧班員はヘッドライト等を携行していることから，事故環境下においても作業可能である。

移動経路 : 復旧班員はヘッドライト及び懐中電灯を携行し移動する。アクセスルート上に支障となる設備はない。また，放射性物質が放出される可能性があることから，移動は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を必要により装備又は携行して移動する。また，懐中電灯をバックアップとして配備している。

操作性 : 可搬型バッテリーと原子炉安全保護盤（炉外核計装信号処理部）の電源ケーブル接続箇所は，端子台にて容易に接続可能である。

連絡手段 : 通常の連絡手段として，電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により発電課長（当直）に連絡することが可能である。



可搬型バッテリー  
原子炉補助建屋 (T. P. 17. 8m)



バッテリー繋ぎ込み  
原子炉補助建屋 (T. P. 17. 8m)



接続箇所

## 可搬型バッテリーによる原子炉安全保護盤（放射線監視設備信号処理部）への電源供給

## 1. 可搬型バッテリーの接続操作

## (1) 操作概要

原子炉安全保護盤（放射線監視設備信号処理部）の代替電源としての可搬型バッテリーの接続を行い、監視パラメータ（格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の放射線量率）の監視を可能とする。

## (2) 作業場所

1次系補機計算機室及び安全系計装盤室

## (3) 必要要員数及び作業時間

可搬型バッテリーの接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（復旧班員）

作業時間（想定）：約35分

- ・作業場所までの移動時間：15分
- ・系統構成：5分
- ・ケーブル敷設，接続：5分
- ・給電：10分

作業時間（実績）：約22分（RMS：R-91，92）

## (4) 操作の成立性について

作業環境 : 室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。

また、復旧班員はヘッドライト等を携行していることから、事故環境下においても作業可能である。

移動経路 : 復旧班員はヘッドライト及び懐中電灯を携行し移動する。アクセスルート上に支障となる設備はない。また、放射性物質が放出される可能性があることから、移動は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を必要により装備又は携行して移動する。

また、懐中電灯をバックアップとして配備している。

操作性 : 可搬型バッテリーと原子炉安全保護盤（放射線監視設備信号処理部）の電源ケーブル接続箇所は、端子台にて容易に接続可能である。

連絡手段 : 通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により発電課長（当直）に連絡することが可能である。





可搬型バッテリー  
原子炉補助建屋 (T. P. 17. 8m)



バッテリー繋ぎ込み  
原子炉補助建屋 (T. P. 17. 8m)



接続箇所

## 原子炉压力容器の水位の推定手段について

## 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」第五十八条第1項（計装設備）、「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」及び1.15 事故時の計装に関する手順等においては、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けることが要求されている。

このうち、原子炉压力容器の水位として通常監視している加圧器水位の計測が困難になった場合、①原子炉容器水位の指示値より水位を確認、②1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度（広域－高温側）、サブクール度指示値により、原子炉压力容器内のサブクール状態を監視することで原子炉压力容器の水位を推定することとしている。

また、「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」1.2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手順等においても、原子炉压力容器の水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備することが要求されており、同様の推定を行うこととしている。

## 2. 原子炉压力容器内の水位監視について

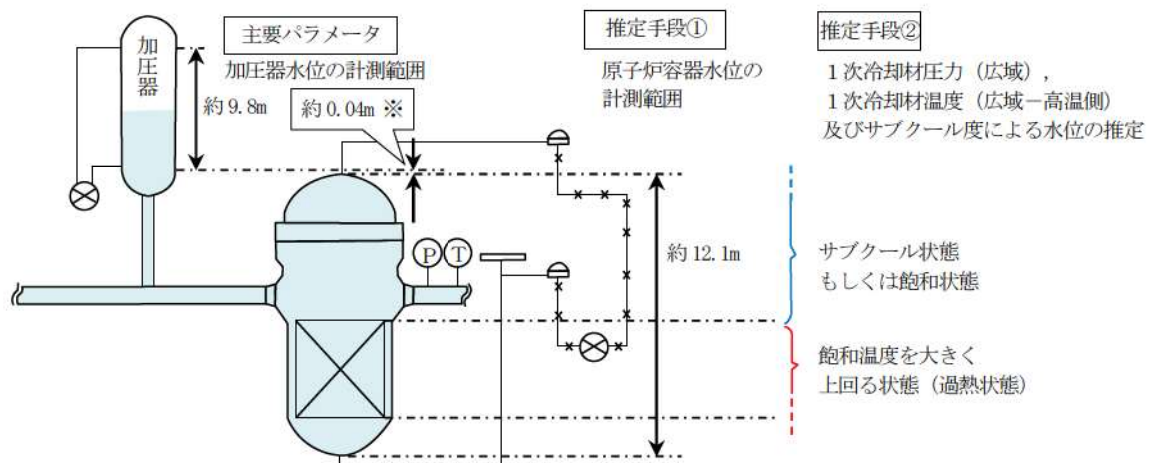
PWR プラントにおいては、原子炉压力容器より上に位置する加圧器により通常運転や事故時の圧力及び1次冷却系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉压力容器内の水位の状態を監視し、炉心の冷却状態を把握する上で重要となる原子炉压力容器内の保有水量の監視を行っている。

したがって、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉压力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、加圧器水位の計測が困難になった場合、以下の推定手段を整備している。

- ① 原子炉容器水位による原子炉压力容器内の水位計測
- ② 1次冷却材圧力（広域）、1次冷却材温度（広域－高温側）及びサブクール度の計測値による水位の推定

（原子炉压力容器内のサブクール状態の監視）

項目	原子炉圧力容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
主要パラメータ	加圧器水位	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	0～100% (加圧器胴上端近傍～胴下端近傍)
推定手段①	原子炉容器水位	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	0～100% (原子炉容器頂部～原子炉容器底部)
推定手段②	1次冷却材圧力(広域)	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	2	0～21.0MPa
	1次冷却材温度(広域-高温側)	重大事故等対処設備	測温抵抗体	3	0～400℃
	サブクール度	自主対策設備	弾性圧力検出器 測温抵抗体	1	-200～200℃



#### 【主要パラメータの考え方】

- ・安全機能を有する計測制御装置の設計指針(JEAG-4611)では、PWRの事故時の炉心冷却状態の確認手段として、MS-2の加圧器水位が対象パラメータとなっている。
- ・原子炉容器水位は、重要度分類上MS-3であり、原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータとして、MS-2の加圧器水位を選定している。

※：加圧器水位と原子炉容器水位の計測範囲において、約0.04mの間は連続した水位監視ができないが、その範囲は各々の計測範囲に比べ小さく、水位変化傾向により、その間に水位があることが推定できることから、原子炉圧力容器内の水位監視に問題はない。

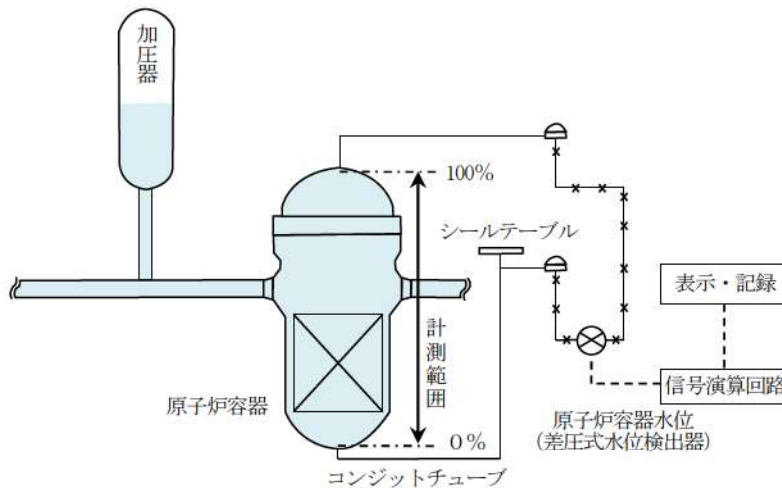


### 3. 原子炉容器水位の概要

原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測する原子炉容器水位により、原子炉压力容器内の水位を確認する。

#### ○測定原理

差圧式水位検出器により、原子炉容器下部のコンジットチューブより分岐した受圧部（高圧側）に加わる水頭圧と原子炉容器ベント管より分岐した受圧部（低圧側）に加わる圧力との差を検出することで、水位に比例した信号を検出し、信号演算処理後、表示、記録する。



項目	計器仕様	補足
計測範囲	0～100% (原子炉容器底部 ～原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である。
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。
個数	1	—
精度	<span style="border: 2px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>	—
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。
耐震性	耐震Sクラス相当	—
電源	非常用電源から給電	—

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

4. 1次冷却材圧力（広域），1次冷却材温度（広域－高温側）及びサブクール度による原子炉圧力容器内の水位の推定手段

監視パラメータである1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度（広域－高温側）により，飽和蒸気－圧力曲線を基に原子炉圧力容器内のサブクール状態，飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉圧力容器内の水位が，炉心上端以上，炉心上端近傍もしくは炉心上端未満の水位であることを推定する。

1次冷却材温度（広域－高温側）が飽和温度を示し，炉心上端近傍と推定した場合においては，温度の推移による状態の傾向を監視することにより，温度が上昇する場合には炉心が露出状態であることを判断でき，温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。

なお，本パラメータによる原子炉圧力容器内の水位の推定は，炉心損傷で原子炉圧力容器が損傷に至っていない状態であれば，プラント状態に依存することなく適用できるものであり，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を把握できる。

○推定方法

監視計器	使用用途	得られる情報	備考
1次冷却材圧力（広域）	飽和温度の推定	飽和温度（ $T_{sat}$ ）	耐環境仕様
1次冷却材温度（広域－高温側）	冷却材・蒸気の温度監視	温度（ $T$ ）	耐環境仕様
		飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度（ $\Delta T_{sat}$ ）	
サブクール度	サブクール監視	サブクール状態の監視	通常仕様

(1) 原子炉圧力容器内がサブクール状態もしくは飽和状態

推定方法： $T \leq T_{sat}$

水位：炉心上端以上 第1，2図の状態（1）に相当

(2) 原子炉圧力容器内が飽和温度を上回る状態

推定方法： $T > T_{sat}$ （温度 $T$ が過熱状態を指示， $\Delta T_{sat}$ <sup>(注1)</sup> = 小）

水位：炉心上端近傍 第1，2図の状態（2）に相当

(3) 原子炉圧力容器内が飽和温度を大きく上回る状態（過熱状態）

推定方法： $T \gg T_{sat}$ （温度 $T$ が飽和温度 $T_{sat}$ を大きく上回っている状態， $\Delta T_{sat}$  = 大）

水位：炉心上端未満 第1，2図の状態（3）に相当

○原子炉圧力容器内の水位の推移

【炉心上端以上の水位の場合】

- ・炉心の冠水状態の確認が可能

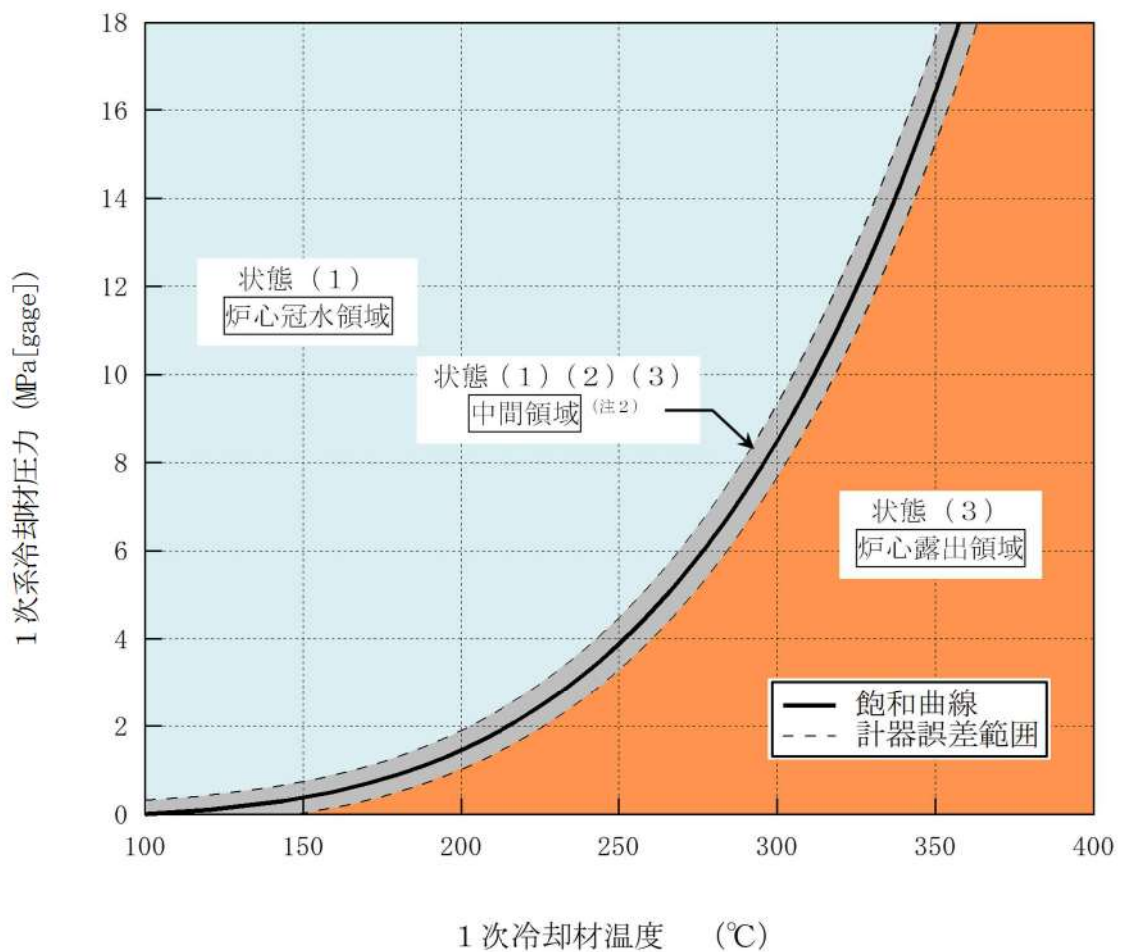
【炉心上端以下の水位の場合】

- ・水位の上昇傾向： $\Delta T_{\text{sat}}$ が大きい状態から小さい状態へ移行
- ・水位の低下傾向： $\Delta T_{\text{sat}}$ が小さい状態から大きい状態へ移行

(注1) 過熱度： $\Delta T_{\text{sat}} = T - T_{\text{sat}}$

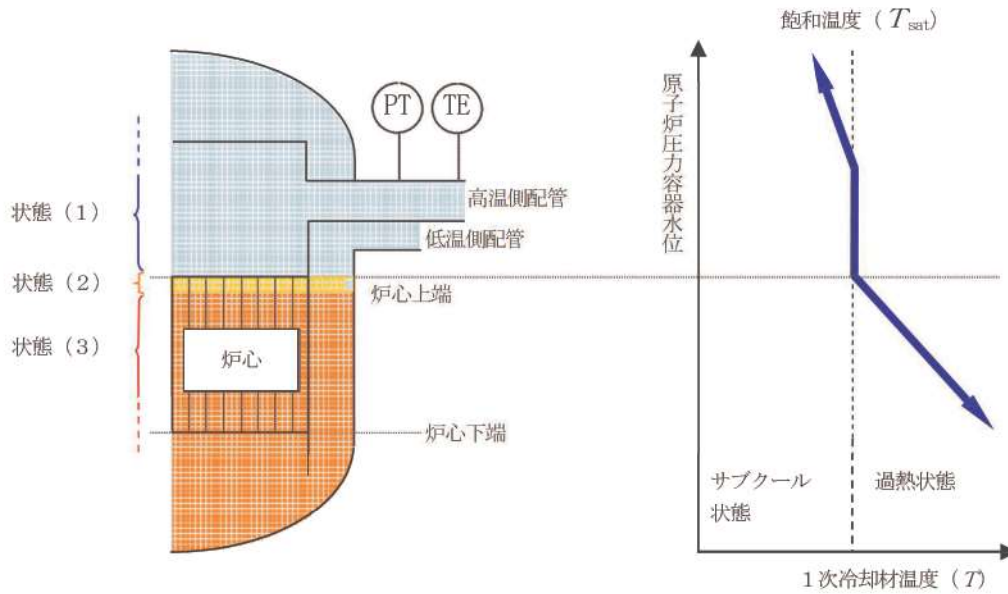
(注2) 中間領域では炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端未満の水位である。温度の推移を監視することで、以下を推定することが可能である。

- ・温度安定：炉心上端以上の水位がある ⇒ 状態(1)
- ・温度急上昇：炉心上端近傍もしくは炉心上端未満 ⇒ 状態(2), (3)



第1図 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定





第2図 原子炉压力容器の水位と水位変化の概念図

【推定における不確かさの影響】

各監視パラメータには不確かさがあり、本推定においても不確かさを考慮する必要がある。例えば、炉心が冠水していない場合において、「過熱状態」にも係らず「飽和温度」と推定した場合においても、温度の推移による状態の傾向監視により、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。したがって、不確かさを考慮しても、原子炉压力容器内の水位を推定することが可能である。

以上

## 炉心出口温度の監視について

### 1. 監視方法

#### (1) 通常 of 監視方法

通常は、中央制御室に設置している常用系VDUにて通常値（全点）、最大、最小及び平均温度を監視可能である。また、記録計により最大、最小及び平均温度を記録可能である。

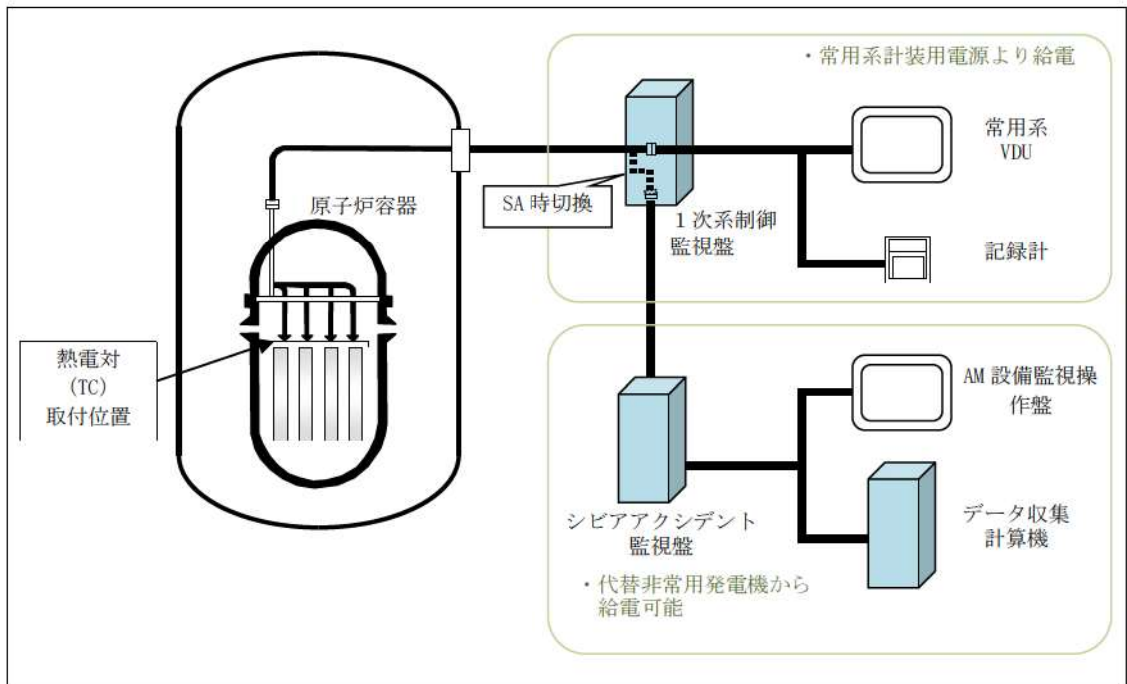
#### (2) 事故時の監視方法

事故時には、耐震性を有するシビアアクシデント監視盤へ炉心出口温度信号ケーブルの接続を変更することで、地震時においても中央制御室内のAM設備監視操作盤にて通常時と同様に測定が可能である。

全交流動力電源喪失時には、配備している可搬型計測器により炉心出口温度を監視することができる。加えて、本設備には代替非常用発電機から、電源を供給している。

### 2. 測定点について

炉心を監視する炉心出口温度計は、炉心溶融を早期に判断するために、高出力燃料集合体付近の温度を監視することが望ましいため、事故時においても通常時と同じ全39点について監視を行う。さらに、直流電源が枯渇し、非常用計装用電源が喪失した場合においても可搬型計測器により計測が可能である。



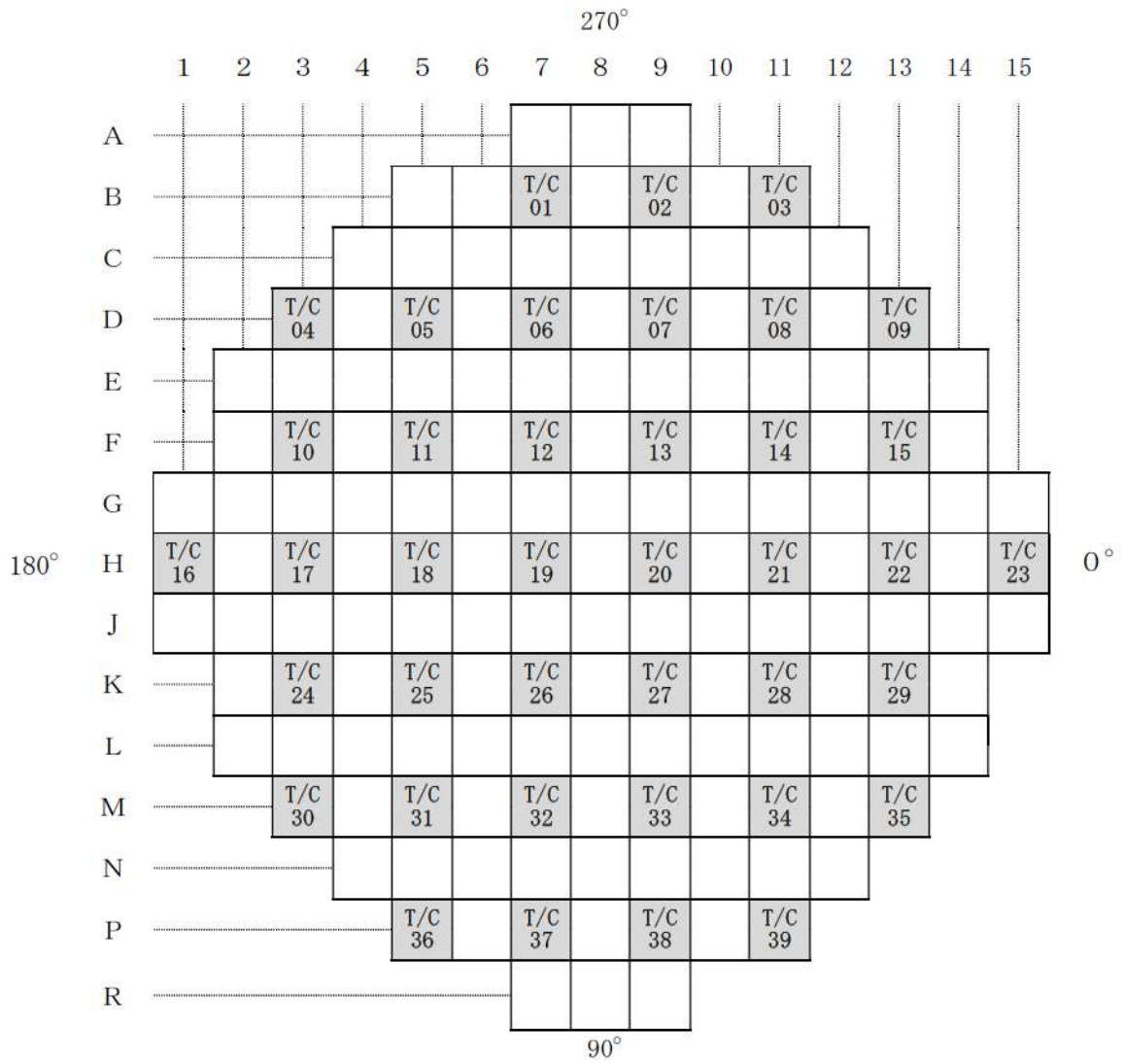
概略構成図



(1次系制御監視盤内 切替器)

事故時に本端子の付け替えを実施する。





炉心出口温度测定箇所

以上

原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について

原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について，次ページ以降に示す。

## 原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について

重大事故等発生時に、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合における、原子炉格納容器内の冷却状況の確認方法について説明する。

### 1. 現状と課題

重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能な原子炉格納容器内全体雰囲気圧力、温度計により、確認できるようになっている。

しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、原子炉格納容器冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、原子炉格納容器外に設置された温度計での原子炉格納容器冷却状況確認の可否について検討した。

泊3号炉の原子炉格納容器外温度計の現状は第1表のとおりであり、海水通水時の格納容器再循環ユニットの入口及び出口温度計だけがトレンド監視不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。

第1表 原子炉格納容器外温度計の現状

冷却モード	対象ヒートシンク	説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口及び出口温度が、トレンド監視可能。
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度がトレンド監視可能。
格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器の出口及び入口温度）が、トレンド監視可能。
格納容器再循環ユニット冷却（海水）	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度ともに、トレンド監視不可。



## 2. 対応内容

重大事故等時において、原子炉格納容器冷却状況確認は、基本的には原子炉格納容器圧力監視で対応可能であるが、それに加え、原子炉格納容器冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な裕度があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管及び出口配管にて温度を測定する。

なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを加圧することから、既設圧力計の代替計器として可搬型の計器にてサージタンクの圧力を計測する。

### 3. 可搬型温度計測の概要

#### (1) 温度計測機器の構成

温度ロガー，温度センサー，データコレクタ（データ収集用）

#### (2) 温度計の仕様

測定範囲：約 200℃まで計測可能

（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値（約 141℃）が計測可能であり，余裕をみても十分測定可能な範囲としている。）

重量：約 100g（1 台当たり）

温度センサー：配管表面に添付

SUS バンド等で配管に巻きつけ（取付け及び取外し可能）

電源：リチウム電池（使用可能時間 約 10 ヶ月）

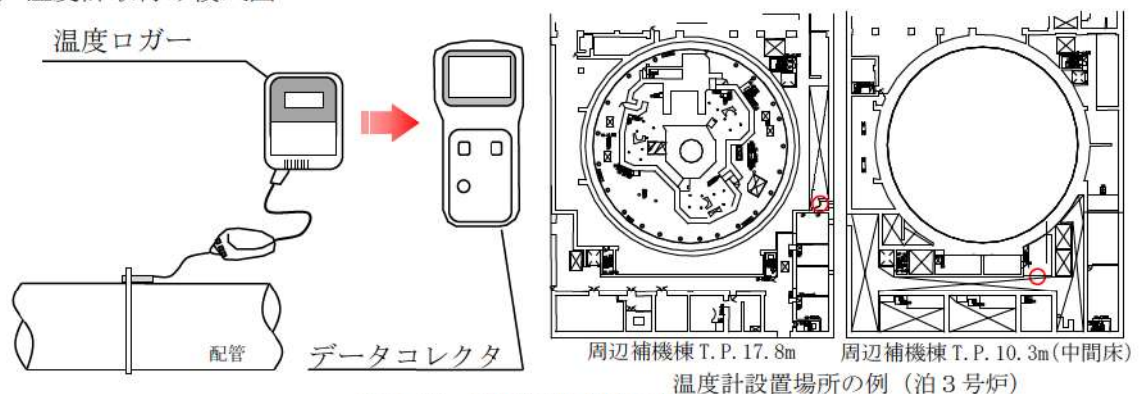
データ保有量：約10日分（約 1 分間隔（プラント計算機（PCCS）相当）のデータ測定及び保有が可能）

#### (3) 温度計測体制

可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の配備に際しては，手順書を作成するとともに，必要な要員を配置し，教育及び訓練等を実施する。

具体的には，当該可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）は可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水の通水の際に使用するため，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の設置は運転員にて行うこととし，温度監視は運転員が行うこととし，社内マニュアルに反映する。

#### (4) 温度計取付け模式図



第1図 温度計取付け模式図

- ・現地に温度センサー及び温度ロガーを設置して温度測定を実施。
- ・データの吸い上げは現場で可能。
- ・データコレクタにより，温度のトレンドが確認可能。

#### 4. 重大事故等時の格納容器再循環ユニット出入口温度差の監視

重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却を実施する場合は、原子炉補機冷却水配管に温度センサーを取り付け、被ばく低減のため原子炉格納容器から離れた場所で可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）により温度を監視し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施した場合の格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を第2表に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線を第2図に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。

第2表 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却時の出入口温度

格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m <sup>3</sup> /h)	出入口温度差 (°C)
0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.6	82	約60
0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70



第2図 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



## 5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要

原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用））と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）にて計測する。

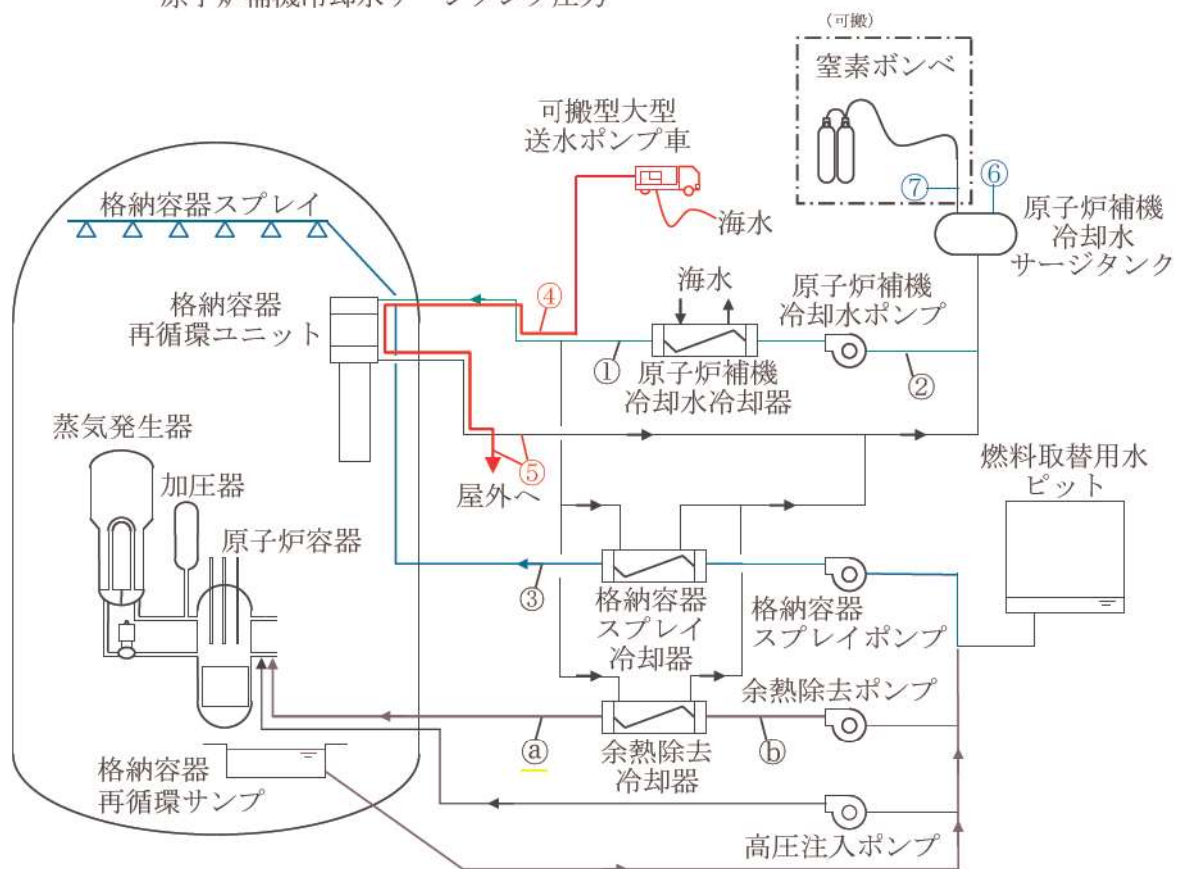
### (1) 計器仕様

- ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）  
仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage]
- ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）  
仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage]  
タンク加圧目標：0.28MPa[gage]

《参考図面》

○泊3号炉 温度計測計器

原子炉補機冷却水サージタンク圧力



	温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
①	原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水	PCCS
②	原子炉補機冷却水戻り母管	PCCS
③	格納容器スプレイ冷却器出口	PCCS
④	格納容器再循環ユニット入口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）
⑤	格納容器再循環ユニット出口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）
①a	余熱除去冷却器出口	PCCS
①b	余熱除去冷却器入口	PCCS

	計器名称	確認方法
⑥	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（AM用）	現場指示計
⑦	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（可搬型）	現場指示計

## 重大事故等時の監視パラメータの記録について

## 1. 記録の考え方

## (1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

重大事故等の対応に必要となるパラメータについては、原則、データ伝送設備（発電所内）に記録する手段を整備する。

対象パラメータ：重大事故等対処設備（主要パラメータ、代替パラメータ）

## (2) 有効監視パラメータ

重大事故等対処に使用する場合、有効監視パラメータについては、データ伝送設備（発電所内）又はプラント計算機等による記録手段を整備する。（現場指示計は除く）

対象パラメータ：自主対策設備（主要パラメータ）

## 2. 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）

分類	パラメータ	記録	備考
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度（広域－高温側）	データ伝送設備（発電所内）	
	1次冷却材温度（広域－低温側）	データ伝送設備（発電所内）	
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力（広域）	データ伝送設備（発電所内）	
	1次冷却材温度（広域－高温側）	データ伝送設備（発電所内）	
	1次冷却材温度（広域－低温側）	データ伝送設備（発電所内）	
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	データ伝送設備（発電所内）	
	原子炉容器水位	データ伝送設備（発電所内）	
	1次冷却材圧力（広域）	データ伝送設備（発電所内）	
	1次冷却材温度（広域－高温側）	データ伝送設備（発電所内）	
	1次冷却材温度（広域－低温側）	データ伝送設備（発電所内）	



分類	パラメータ	記録	備考
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	低圧注入流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	データ伝送設備 (発電所内)	
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	燃料取替用水ピット水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	補助給水ピット水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	加圧器水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	原子炉容器水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	1次冷却材圧力 (広域)	データ伝送設備 (発電所内)	
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	データ伝送設備 (発電所内)	
原子炉格納容器への注水量	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	データ伝送設備 (発電所内)	
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	高圧注入流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	低圧注入流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	燃料取替用水ピット水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	補助給水ピット水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	データ伝送設備 (発電所内)	
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	データ伝送設備 (発電所内)	
	原子炉格納容器圧力	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器圧力 (AM用)	データ伝送設備 (発電所内)	

分類	パラメータ	記録	備考
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器圧力 (AM用)	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器内温度	データ伝送設備 (発電所内)	
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)	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	原子炉下部キャビティ水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	燃料取替用水ピット水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	補助給水ピット水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	データ伝送設備 (発電所内)	
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	データ伝送設備 (発電所内)	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	データ伝送設備 (発電所内)	
	原子炉格納容器内水素処理装置温度	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器水素イグナイタ温度	データ伝送設備 (発電所内)	
アニュラス内の水素濃度	アニュラス水素濃度 (可搬型)	データ伝送設備 (発電所内)	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	データ伝送設備 (発電所内)	
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	データ伝送設備 (発電所内)	
	中間領域中性子束	データ伝送設備 (発電所内)	
	中性子源領域中性子束	データ伝送設備 (発電所内)	
	1次冷却材温度 (広域-高温側)	データ伝送設備 (発電所内)	
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	データ伝送設備 (発電所内)	
	ほう酸タンク水位	データ伝送設備 (発電所内)	

分類	パラメータ	記録	備考
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器圧力	データ伝送設備 (発電所内)	
	蒸気発生器水位 (狭域)	データ伝送設備 (発電所内)	
	蒸気発生器水位 (広域)	データ伝送設備 (発電所内)	
	補助給水流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	主蒸気ライン圧力	データ伝送設備 (発電所内)	
	原子炉補機冷却水サージタンク 水位	データ伝送設備 (発電所内)	
	原子炉補機冷却水サージタンク 圧力 (可搬型)	記録用紙	現場可搬型計 器の値を記録 用紙に記録
	格納容器再循環ユニット入口温 度/出口温度	可搬型温度計測装 置 (格納容器再循 環ユニット入口温 度/出口温度)	現場可搬型温 度計測装置 (格 納容器再循環 ユニット入口 温度/出口温 度) による記録
	格納容器圧力 (AM用)	データ伝送設備 (発電所内)	
	格納容器内温度	データ伝送設備 (発電所内)	
	1次冷却材温度 (広域-高温側)	データ伝送設備 (発電所内)	
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	データ伝送設備 (発電所内)	
	補助給水ピット水位	データ伝送設備 (発電所内)	



分類	パラメータ	記録	備考
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器水位（狭域）	データ伝送設備 （発電所内）	
	蒸気発生器水位（広域）	データ伝送設備 （発電所内）	
	主蒸気ライン圧力	データ伝送設備 （発電所内）	
	補助給水流量	データ伝送設備 （発電所内）	
	1次冷却材圧力（広域）	データ伝送設備 （発電所内）	
	1次冷却材温度（広域－高温側）	データ伝送設備 （発電所内）	
	1次冷却材温度（広域－低温側）	データ伝送設備 （発電所内）	
	加圧器水位	データ伝送設備 （発電所内）	
	格納容器再循環サンプル水位（広域）	データ伝送設備 （発電所内）	
水源の確保	燃料取替用水ピット水位	データ伝送設備 （発電所内）	
	ほう酸タンク水位	データ伝送設備 （発電所内）	
	補助給水ピット水位	データ伝送設備 （発電所内）	
	格納容器再循環サンプル水位（広域）	データ伝送設備 （発電所内）	
	B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）	データ伝送設備 （発電所内）	
	高圧注入流量	データ伝送設備 （発電所内）	
	低圧注入流量	データ伝送設備 （発電所内）	
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	データ伝送設備 （発電所内）	
	補助給水流量	データ伝送設備 （発電所内）	
	出力領域中性子束	データ伝送設備 （発電所内）	
	中間領域中性子束	データ伝送設備 （発電所内）	
	中性子源領域中性子束	データ伝送設備 （発電所内）	

分類	パラメータ	記録	備考
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM用)	データ伝送設備 (発電所内)	
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	データ伝送設備 (発電所内)	
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	データ伝送設備 (発電所内)	
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	データ伝送設備 (発電所内)	

3. 有効監視パラメータ（自主対策設備：主要パラメータ）

分類	パラメータ	記録	備考
原子炉圧力容器内の温度	炉心出口温度	データ伝送設備 (発電所内)	
原子炉圧力容器内の圧力	加圧器圧力	プラント計算機	
原子炉圧力容器内の水位	1次冷却系統ループ水位	プラント計算機	
原子炉圧力容器への注水量	B-格納容器スプレイ流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	充てん流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	蓄圧タンク圧力	プラント計算機	
	蓄圧タンク水位	プラント計算機	
	AM用消火水積算流量	プラント計算機	
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイ流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	充てん流量	データ伝送設備 (発電所内)	
	AM用消火水積算流量	プラント計算機	
アニュラス内の水素濃度	アニュラス水素濃度	データ伝送設備 (発電所内)	
原子炉格納容器内の放射線量率	エアロックエリアモニタ	プラント計算機	
	炉内核計装区域エリアモニタ	プラント計算機	
	格納容器じんあいモニタ	プラント計算機	
	格納容器ガスモニタ	プラント計算機	
未臨界の維持又は監視	中間領域起動率	—	中間領域中性子束の記録（データ伝送設備（発電所内））で代替
	中性子源領域起動率	—	中性子源領域中性子束の記録（データ伝送設備（発電所内））で代替



分類	パラメータ	記録	備考
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用)	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。
	C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量	—	原子炉格納容器圧力及び格納容器内温度のデータ収集計算機記録で代替
	C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度	プラント計算機	
	B-原子炉補機冷却水戻り母管温度	記録用紙	常用系VDU表示を記録用紙に記録する。
	主蒸気流量	プラント計算機	
格納容器バイパスの監視	復水器排気ガスモニタ	データ伝送設備 (発電所内)	
	蒸気発生器ブローダウン水モニタ	データ伝送設備 (発電所内)	
	高感度型主蒸気管モニタ	プラント計算機	
	排気筒ガスモニタ	データ伝送設備 (発電所内)	
	排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)	データ伝送設備 (発電所内)	
	排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)	データ伝送設備 (発電所内)	
	補助建屋サンプタンク水位	プラント計算機	警報記録
	余熱除去ポンプ出口圧力	プラント計算機	警報記録
	加圧器逃がしタンク圧力	プラント計算機	
	加圧器逃がしタンク水位	プラント計算機	
	加圧器逃がしタンク温度	プラント計算機	
	余熱除去冷却器入口温度	プラント計算機	
	余熱除去冷却器出口温度	プラント計算機	

分類	パラメータ	記録	備考
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位	プラント計算機	
	使用済燃料ピット温度	プラント計算機	
	使用済燃料ピットエリアモニタ	データ伝送設備 (発電所内)	
	排気筒ガスモニタ	データ伝送設備 (発電所内)	
	携帯型水温計	記録用紙	現場可搬型計器の値を記録用紙に記録
	携帯型水位計	記録用紙	現場可搬型計器の値を記録用紙に記録
	携帯型水位・水温計	記録用紙	現場可搬型計器の値を記録用紙に記録

#### 4. その他記録

重大事故等時において、重大事故等対処に必要なパラメータ及び有効パラメータについては、自主対策設備であるプラント計算機により可能な限りの計測結果を記録する手段を整備する。

##### (1) プラント計算機

###### a. 運転日誌

プラント計算機が稼働状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

###### b. 警報記録

プラント計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

プラントの過渡変化による重要警報のファーストアウト警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

###### c. 事故時データ収集記録

プラント計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、運転員（中央制御室）は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT116 r.10.0
提出年月日	令和5年6月30日

## 泊発電所3号炉

「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」  
に係る適合状況説明資料

### 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

令和5年6月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



## 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
  - a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と設備
    - (a) 対応手段
    - (b) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材
  - b. 手順等

#### 1.16.2 重大事故等時の手順

##### 1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 中央制御室空調装置の運転手順
  - a. 交流動力電源が確保されている場合
  - b. 常設代替交流電源設備により中央制御室空調装置を復旧する場合
- (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及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
- (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ついて考慮する手順
- (6) 重大事故等時の対応手段の選択

(7) 現場操作のアクセス性

(8) 操作の成立性

1.16.2.2 汚染の持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) 重大事故等時の対応手段の選択

(3) 現場操作のアクセス性

1.16.2.3 放射性物質の濃度を低減するための手順等

(1) アニュラス空気浄化設備の運転手順

a. 交流動力電源及び常設直流電源が健全である場合

b. 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合

(2) その他の手順項目について考慮する手順

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

(4) 現場操作のアクセス性

- 添付資料 1.16.1 中央制御室給電系統概要図（重大事故等時）
- 添付資料 1.16.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.16.3 自主対策設備仕様
- 添付資料 1.16.4 重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定について
- 添付資料 1.16.5 中央制御室空調装置隔離時の酸素及び二酸化炭素濃度について
- 添付資料 1.16.6 中央制御室空調装置ダンパ開及び閉処置手順
- 添付資料 1.16.7 中央制御室の可搬型照明（SA）について
- 添付資料 1.16.8 チェンジングエリアについて
- 添付資料 1.16.9 中央制御室内に配備する資機材の数量について
- 添付資料 1.16.10 交代要員体制を考慮した運転員の被ばく評価について
- 添付資料 1.16.11 交代要員の放射線防護と移動経路について
- 添付資料 1.16.12 アニュラス空気浄化設備の運転操作手順
- 添付資料 1.16.13 炉心損傷の判断基準について
- 添付資料 1.16.14 解釈一覧
1. 操作手順の解釈一覧
  2. 弁番号及び弁名称一覧



## 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。

重大事故が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備と資機材を整備しており、ここでは、この対処設備と資機材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

重大事故が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な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，設計基準対象施設，自主対策設備<sup>\*1</sup>のほかに資機材<sup>\*2</sup>を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上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。

※2 資機材：「全面マスク」及び「防護具及びチェンジングエリア用資機材」については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）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，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.16.1，1.16.2，1.16.3）

#### (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，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備及び資機材と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運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と設備

(a) 対応手段

重大事故が発生した場合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常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から中央制御室用の電源を確保する手段がある。

中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室遮へい
- ・ 中央制御室給気ファン
- ・ 中央制御室循環ファン
- ・ 中央制御室給気ユニット
- ・ 中央制御室非常用循環ファン
- ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット
- ・ 中央制御室空調装置ダクト・ダンパ
- ・ 酸素濃度・二酸化炭素濃度計
- ・ 無停電運転保安灯
- ・ 可搬型照明 (SA)
- ・ 可搬型照明
- ・ 常設代替交流電源設備



- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 全面マスク

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込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持込みを防止するための設備は以下のとおり。

- ・ 無停電運転保安灯
- ・ 可搬型照明（SA）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 防護具及びチェンジングエリア用資機材

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常設直流電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は代替所内電気設備からB系アニュラス空気浄化設備に給電する。

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。

- ・ アニュラス空気浄化ファン
- ・ アニュラス空気浄化フィルタユニット
- ・ アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ

- ・ ホース・弁
- ・ アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁
- ・ 排気筒
- ・ 圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

(b) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材

中央制御室の居住性を確保する設備及び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設備のうち中央制御室遮へい，中央制御室給気ファン，中央制御室循環ファン，中央制御室給気ユニット，中央制御室非常用循環ファン，中央制御室非常用循環フィルタユニット，中央制御室空調装置ダクト・ダンパ，酸素濃度・二酸化炭素濃度計，可搬型照明（SA），常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，アニュラス空気浄化ファン，アニュラス空気浄化フィルタユニット，アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ，ホース・弁，アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁，排気筒，圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備と位置付ける。

非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により，重大事故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，以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせてその理由を示す。

- ・ 無停電運転保安灯

無停電運転保安灯は設計基準対象施設であり耐震性は確保されていないが，全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備から給電可能であるため，照明を確保する手段として有効である。

なお，可搬型照明，全面マスク，防護具及びチェンジングエリア用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

## 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。また，重大事故時に監視が必要となる計器及び重大事故時に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）。

これらの手順は，発電所対策本部長<sup>※3</sup>，発電課長（当直），運転員，災害対策要員及び放管班員<sup>※4</sup>の対応とし，全交流動力電源喪失時における対応手順書等に定める（第 1.16.1 表）。



※3 発電所対策本部長：重大事故等発生時における原子力防災管理者及び代行者をいう。

※4 放管班員：発電所災害対策要員のうち放管班の班員をいう。

## 1.16.2 重大事故等時の手順

### 1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故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設備として、中央制御室遮へい、中央制御室空調装置を設置する。

中央制御室空調装置は、外気との隔離を行うための隔離ダンパを設置するとともに、中央制御室非常用循環ファンを設置し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環運転により放射性物質を取り除いた後の空気を中央制御室へ供給することで、中央制御室内の空気を清浄に保つ。

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 LOCA 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」シナリオを選定する。

(添付資料 1.16.4)

重大事故等が発生し、炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員の被ばく線量低減のため、発電課長（当直）の指示により全面マスクを着用する。

中央制御室空調装置が閉回路循環運転となった場合、居住性確保の観点より、中央制御室内の酸素濃度が許容濃度の19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1%を超えるおそれがある場合は、酸素濃度が許容濃度の19%を下回る又は二酸化炭素濃度が

許容濃度の1%を超えるまでに外気をフィルタで浄化しながら取り入れ酸素及び二酸化炭素濃度を調整する。ただし、評価上は7日間において、酸素及び二酸化炭素濃度が基準値を逸脱することはない設計となっている。

(添付資料 1.16.5)

なお、閉回路循環運転の解除については、屋外の空気中の放射性物質が濃度限度以下となったこと等を勘案し、発電所対策本部長が決定する。さらに、運転員の被ばく低減のため、発電所対策本部は、長期的な保安確保の観点から、運転員の交代体制を整備する。

#### (1) 中央制御室空調装置の運転手順

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等<sup>※5</sup>を防護するため、中央制御室空調装置にて外気を遮断した状態で閉回路循環運転を行い、中央制御室非常用循環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し、中央制御室内の空気を清浄に保つ。全交流動力電源喪失により閉回路循環運転が停止した場合は、常設代替交流電源設備により受電し、手動で起動する手順に着手する。

※5 運転員等： 発電所災害対策要員のうち、運転員及び発電課長（当直）の指示に基づき運転対応を実施する要員をいう。

a. 交流動力電源が確保されている場合



重大事故等が発生した場合に、交流動力電源が正常な場合において、中央制御室空調装置は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自動的に閉回路循環運転となるため、閉回路循環運転状態を確認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

中央制御室空調装置の電源が、外部電源又はディーゼル発電機から供給可能な場合で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。中央制御室空調装置概要図を第 1.16.1 図に、タイムチャートを第 1.16.2 図及び第 1.16.3 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、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動作状況の確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A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、中央制御室非常用循環

ファンの自動起動を確認する。

- ③ 運転員（中央制御室）A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、中央制御室空調装置が閉回路循環運転で運転中であることを確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、中央制御室内の酸素濃度が許容濃度の19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1%を超えるおそれがある場合は、酸素濃度が許容濃度の19%を下回る又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1%を超えるまでに、外気取入れ運転への切替を運転員に指示する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で外気取入れ運転への切替を行い、発電課長（当直）に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室空調装置が自動起動したことを確認するまで5分以内で可能である。

また、外気取入れ運転への切替操作を実施した場合、作業開始を判断してから運転を開始するまで5分以内で可能である。

b. 常設代替交流電源設備により中央制御室空調装置を復旧する場合

全交流動力電源喪失等により中央制御室空調装置が自動で閉

回路循環運転に切替わらない場合に、手動で起動し閉回路循環運転に切替える手順を整備する。非常用母線の停電に伴い、制御用空気圧縮機が停止することにより制御用空気が喪失する。中央制御室空調装置の空気作動ダンパはいずれもフェイル・クローズであることから、手動によるダンパの開処置により閉回路循環運転へ系統構成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。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 A 1 - 原子炉コントロールセンタ又は B 1 - 原子炉コントロールセンタが受電されたことを確認した後、中央制御室空調装置を起動する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失等により、中央制御室空調装置が自動で閉回路循環運転に切替わらない場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が停止している場合に、中央制御室空調装置を再起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室空調装置概要図を第 1.16.1 図に、タイムチャートを第 1.16.4 図及び第 1.16.5 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に中央制御室空調装置の起動の準備を指示する。



- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で中央制御室空調装置各ファンの操作器を「切ロック」とする。
- ③ 災害対策要員は、原子炉補助建屋へ移動し、工具等の準備を行う。
- ④ 災害対策要員は、現場で中央制御室空調装置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制御用空気ミニチュア弁を閉止する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場でダンパオペレータの連結シャフトの止めネジを緩める。
- ⑥ 災害対策要員は、現場で連結シャフトを開方向へ操作する。
- ⑦ 災害対策要員は、現場で開状態を保持したまま止めネジを締め付ける。
- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で中央制御室空調装置による閉回路循環運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認する。
- ⑨ 運転員（中央制御室）Aは、災害対策要員に中央制御室空調装置の運転操作のためのダンパ開処置の完了を確認する。
- ⑩ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室空調装置の起動の準備が完了したことを発電課長（当直）に報告する。
- ⑪ 発電課長（当直）は、運転員に中央制御室空調装置の起動を指示する。
- ⑫ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で中央制御室空調モード選択の操作器が「通常運転」であることを確認する。
- ⑬ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で中央制御室給気



ファン，中央制御室循環ファン及び中央制御室非常用循環ファンを起動し，発電課長（当直）に報告する。

- ⑭ 発電課長（当直）は，中央制御室内の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるおそれがある場合は，酸素濃度が許容濃度の 19%を下回る又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに，外気取入れ運転への切替を運転員に指示する。
- ⑮ 発電課長（当直）は，災害対策要員に外気取入れ運転への切替を指示する。
- ⑯ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で中央制御室空調装置各ファンの操作器を「切ロック」とし停止する。
- ⑰ 災害対策要員は，現場で外気取入れ運転のためのダンパ開及び閉処置を実施する。
- ⑱ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で中央制御室空調装置のファンを起動し外気取入れ運転を実施する。
- ⑲ 運転員（中央制御室）Aは，外気取入れ運転への切替が完了したことを発電課長（当直）に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1名及び災害対策要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから中央制御室給気ファン，中央制御室循環ファン及び中央制御室非常用循環ファンの起動まで40分以内で可能である。

また、外気取入れ運転への切替操作を実施した場合、作業開始を判断してから運転を開始するまで 40 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。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。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.16.6)

## (2) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、内蔵蓄電池及び常設代替交流電源設備から給電可能な可搬型照明 (SA) 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や電気系統の故障により、中央制御室の照明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、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型照明 (SA) の設置手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16.6 図に示す。

- ① 発電課長 (当直) 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、可搬型照明 (SA) の点灯確認、可搬型照明 (SA) の設置を指示する。

② 運転員（中央制御室）Aは、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による点灯を確認の上、中央制御室に可搬型照明（SA）を設置し、中央制御室の照明を確保し、発電課長（当直）に報告する。

なお、常設代替交流電源設備による給電再開後においても無停電運転保安灯が使用できない場合は、常設代替交流電源設備である代替非常用発電機より可搬型照明（SA）へ給電するため、可搬型照明（SA）を緊急用コンセントに接続しておく。

c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型照明（SA）の設置・点灯まで15分以内で可能である。

（添付資料 1.16.7）

(3) 中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室の居住性の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

中央制御室空調装置が閉回路循環運転で運転中等、中央制御室外気取入ダンパ、中央制御室排気風量調節ダンパ及び中央制御室排気隔離ダンパが全閉の場合。



## b. 操作手順

中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、酸素濃度・二酸化炭素濃度計にて、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し、酸素濃度が許容濃度の19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1%を超えるおそれがある場合は、酸素濃度が許容濃度の19%を下回る又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1%を超えるまでに、外気取入れ運転への切替を行い、酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行い、発電課長（当直）へ報告する。

（添付資料 1.16.5）

## c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名で行う。

また、全交流動力電源喪失時においても、可搬型照明（SA）を設置し、常設代替交流電源設備から給電することで照明を確保できるため、中央制御室内の酸素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の着用手順

重大事故等が発生し炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合において、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合<sup>※6</sup>。

※6 炉心出口温度が 350℃を超えて上昇が継続する場合又は格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  以上の場合。

(b) 操作手順

重大事故等時に全面マスクを着用する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電課長（当直）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、運転員等に全面マスクの着用を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室及び現場で全面マスクの使用前点検を行い、異常がある場合は予備品と交換する。運転員等は、全面マスクを着用し、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、運転員（中央制御室）は可搬型照明（SA）を設置することで照明を確保できるため、全面マスクの着用は対応可能である。

b. 放射線防護に関する教育等

全面マスクの着用については、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。講師による指導のもとフィッティングテストを使用した全面マスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しく全面マスクを着用できることを確認する。

また、全面マスクは、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を装着できる体制を整備する。

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

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合、運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保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当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。

(添付資料 1.16.9, 1.16.10, 1.16.11)

(5) その他の手順項目について考慮する手順

常設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」のうち、1.14.2.1「代替電源（交流）による給電手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2.1「監視機能喪失」、1.15.2.2「計測に必要な電源の喪失」にて整備する。

(6) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択フローチャートを第 1.16.7 図に示す。

全交流動力電源喪失時の中央制御室の照明は、設計基準対象施設である無停電運転保安灯を優先して使用する。無停電運転保安灯が使用できない場合は、可搬型照明（SA）を設置し内蔵蓄電池による点灯にて照明を確保する。常設代替交流電源設備からの受電操作が完了した場合は、無停電運転保安灯へ給電を行い、引き続き中央制

御室の照明を確保する。

(7) 現場操作のアクセス性

中央制御室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは、中央制御室空調装置の運転手順（常設代替交流電源設備により中央制御室空調装置を復旧する場合）のうち以下の操作である。

- ・ 中央制御室空調装置の運転操作のためのダンパ開処置
- ・ 外気取入れ運転のためのダンパ開及び閉処置

上記操作は、原子炉補助建屋 T. P. 24. 8m と原子炉補助建屋 T. P. 28. 6m での操作のため、当該箇所へのアクセスルートについても第 1. 16. 8 図及び第 1. 16. 9 図に示す。

(添付資料 1. 16. 6)

上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として、地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

(8) 操作の成立性

中央制御室の居住性確保のための設備である中央制御室空調装置の運転は、全交流動力電源喪失の確認が起因となっており、当該操作は運転員の被ばく防護の観点から、事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって、現状の有効性評価シーケンスにおいて、炉心損傷が起こるシーケンスである「大破断 LOCA 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」の事象発生から 24 時間のタイムチャート(第 1.16.10 図)で作業の全体像と必要な要員数を示し, それぞれ個別の運転員のタイムチャート(第 1.16.11 図)で作業項目の成立性を確認した。

#### 1.16.2.2 汚染の持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ような状況下において, 中央制御室への汚染の持込みを防止するため, 身体サーベイ, 作業服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手順を整備する。

チェンジングエリアには, 靴等を脱衣する靴着脱エリア, 防護具及びヘルメットを脱衣する脱衣エリア, 放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのスクリーニングエリア, 汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け, 放管班員が汚染検査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う。除染エリアは, スクリーニングエリアに隣接して設置し, 除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが, 拭き取りにて除染できない場合は, 簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は, 必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

また, 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は, 可搬型照明(SA)を設置し常設代替交流電源設備から給電する。

(添付資料 1.16.8, 1.16.9)



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後、放管班長が、事象進展の状況（炉心損傷を判断した場合<sup>※7</sup>等）、参集済みの要員数を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。

※7 炉心出口温度が 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が  $1 \times 10^5$  mSv/h 以上の場合。

（添付資料 1.16.13）

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 1.16.12 図に示す。

- ① 放管班長は、手順着手の判断基準に基づき、放管班員に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう指示する。
- ② 放管班員は、チェンジングエリア設置場所へ移動後、チェンジングエリア用資機材を準備し、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、可搬型照明（SA）を設置し、照明を確保する。
- ③ 放管班員は、養生シートにてチェンジングエリア床面全体を養生し、靴着脱エリアに粘着マットを敷く。
- ④ 放管班員は、各エリアの境界となるバリアを設置する。
- ⑤ 放管班員は、チェンジングエリアの壁面を養生シートにて

養生する。

- ⑥ 放管班員は、靴着脱エリア及び脱衣エリアにグリーンハウスを設置し、床面の養生シートと隙間無く養生テープにて養生する。
- ⑦ 放管班員は、ゴミ箱、GM 汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。
- ⑧ 放管班員は、除染エリア用の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。
- ⑨ 放管班員は、スクリーニングエリア内の退室及び入室の動線分離用のフェンスを設置する。
- ⑩ 発電課長（当直）は、常設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、放管班員に可搬型照明（SA）を緊急用コンセントへ接続できることを連絡する。
- ⑪ 放管班員は、可搬型照明（SA）を緊急用コンセントに接続する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、放管班員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからチェンジングエリアの設置完了まで 100 分以内で可能である。

#### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失時のチェンジングエリアの照明は、設計基準対

象施設である無停電運転保安灯を優先して使用する。無停電運転保安灯が使用できない場合は、可搬型照明（SA）を設置し、常設代替交流電源設備からの受電操作が完了すれば、緊急用コンセントへ接続を行い、引き続き照明を確保する。

### (3) 現場操作のアクセス性

中央制御室への汚染の持込みを防止するための対応のうち現場対応が必要なものは、チェンジングエリアの設営である。

- ・ チェンジングエリアの設営

上記作業は、中央制御室前通路での作業のため、当該箇所へのアクセスルートを図 1.16.13 に示す。

上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として、地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

## 1.16.2.3 放射性物質の濃度を低減するための手順等

### (1) アニュラス空気浄化設備の運転手順

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ために必要な手段として、アニュラス空気浄化設備による放射性物質の濃度低減を行う。

アニュラス空気浄化ファンを運転し、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空気浄化フィルタユニットを通して排出し、放出される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、B系アニュラス空気浄化設備の弁及びダンパにアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベから窒素を供給することにより、アニュラス空気浄化設備を運転するための系統構成を行い、常設代替交流電源設備である代替非常用発電機から給電した後、B系アニュラス空気浄化ファンを運転する手順を整備する。

操作手順については、交流動力電源及び常設直流電源が健全な場合と喪失した場合に分けて記載する。

a. 交流動力電源及び常設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

アニュラス空気浄化設備運転による放射性物質の濃度を低減するための手順は、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」のうち、1.10.2.1(1) a.(a)「交流動力電源及び常設直流電源が健全である場合の操作手順」にて整備する。

b. 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備による給電後、アニュラス空気浄化設備の運転に

よる放射性物質の濃度を低減する手順の概要は以下のとおり。  
概要図を第 1.16.14 図に，タイムチャートを第 1.16.15 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員及び災害対策要員にアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベを用いた B 系アニュラス空気浄化設備の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 災害対策要員は，現場で試料採取室排気隔離ダンパの閉処置を実施する。
- ③ 運転員（現場）B 及び災害対策要員は，現場でアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの使用準備を行い，窒素を供給するための系統構成を行う。
- ④ 運転員（現場）B 及び災害対策要員は，現場で他の系統と連絡する弁の閉を確認後，アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベより窒素を供給し，B－アニュラス排気ダンパ及び B－アニュラス全量排気弁の空気供給配管に充気する。充気が完了すれば B－アニュラス排気ダンパ及び B－アニュラス全量排気弁へ窒素を供給する。
- ⑤ 運転員（現場）B 及び災害対策要員は，アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベを用いた B 系アニュラス空気浄化設備の運転による放射性物質の濃度低減の系統構成が完了したことを発電課長（当直）に報告する。
- ⑥ 発電課長（当直）は，アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベを用いたアニュラス空気浄化設備の運

転が可能となり，非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば，運転員にBーアニュラス空気浄化ファンの起動を指示する。

⑦ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で常設代替交流電源設備によりB系アニュラス空気浄化設備に給電されていることを確認し，中央制御室からBーアニュラス空気浄化ファンを起動し，Bーアニュラス排気ダンパ及びBーアニュラス全量排気弁を開又は自動で開となることを確認する。

⑧ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室でBーアニュラス空気浄化ファンの運転により，アニュラス内圧力が低下することを確認し，発電課長（当直）に報告する。

⑨ 発電課長（当直）は，炉心出口温度等により，炉心損傷と判断すれば，運転員にBーアニュラス空気浄化ファンの運転確認を指示する。

⑩ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室でBーアニュラス空気浄化ファンの運転確認を実施し，発電課長（当直）に報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1名，運転員（現場）1名及び災害対策要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからBーアニュラス空気浄化ファンの起動まで35分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明



及び通信連絡設備を整備する。窒素ガスポンベの接続については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.16.12)

## (2) その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源設備の代替電源に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「代替交流電源設備による給電」にて整備する。また、代替非常用発電機への燃料補給の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4「燃料の補給手順」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

## (3) 重大事故等時の対応手段の選択

アニュラス空気浄化設備運転による放射性物質の濃度を低減する手順の手段として、以上の手段を用いて、放射性物質の濃度低減を図る。

事故時において、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、アニュラス空気浄化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、手動によりアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備からの受電及びアニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベを用いたB-アニュラス空気浄化ファンの起動操作を実施する。

#### (4) 現場操作のアクセス性

空気中の放射性物質の濃度を低減するための操作のうち現場操作が必要なものは、アニュラス空気浄化設備の運転手順等のうち以下の操作である。

- ・ 試料採取室排気隔離ダンパ閉処置
- ・ アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの使用準備，窒素供給のための系統構成

上記操作は，原子炉補助建屋 T. P. 40. 3m と周辺補機棟 T. P. 40. 3m での操作のため，当該箇所へのアクセスルートについても第 1. 16. 16 図に示す。

(添付資料 1. 16. 12)

上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については，外部起因事象として，地震，地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し，アクセス性に影響がないことを確認した。

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/2)

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	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類	
-	-	居住性の確保	中央制御室遮へい	重大事故等対処設備	a	-	-
			中央制御室非常用循環ファン				
			中央制御室給気ファン				
			中央制御室循環ファン				
			中央制御室給気ユニット				
			中央制御室非常用循環フィルタユニット				
			中央制御室空調装置ダクト・ダンパ				
			無停電運転保安灯	対象設計基準設備			
			可搬型照明 (SA)	重大事故等対処設備			
			酸素濃度・二酸化炭素濃度計				
		常設代替交流電源設備*1					
		可搬型代替交流電源設備*1					
		所内常設蓄電式直流電源設備*1	(設計基準拡張)				
		非常用交流電源設備*1					
		全面マスク*2	資機材	重大事故等の放射線管理手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	発電所対策本部用手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書
		汚染の持込み防止	無停電運転保安灯	対象設計基準設備	重大事故等放射線管理手順書	a	発電所対策本部用手順書
			可搬型照明 (SA)	重大事故等対処設備			
			常設代替交流電源設備*1				
			可搬型代替交流電源設備*1				
防護具及びチェンジングエリア用資機材*2	資機材	重大事故等の放射線管理手順書	発電所対策本部用手順書				

\*1 : 手順は「1.14電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*2 : 「全面マスク」, 「可搬型照明」及び「防護具及びチェンジングエリア用資機材」は資機材であるため, 重大事故等対処設備としない。  
 \*3 : 重大事故等対策において用いる設備の分類  
 a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備



対応手段，対処設備，手順書一覧（2/2）

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	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
-	-	放射性物質の濃度低減	アニュラス空気浄化ファン	重大事故等対処設備	a	事象の判別を行う運転手順書等 全交流動力電源喪失時における対応手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書
			アニュラス空気浄化フィルタユニット			
			アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンプ			
			ホース・弁			
			排気筒			
			アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁			
			圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁			
			常設代替交流電源設備*1			
			可搬型代替交流電源設備*1			
			代替所内電気設備*1			
			所内常設蓄電式直流電源設備*1			
			重大事故等対処設備（設計基準拡張）			
			非常用交流電源設備*1			

\*1：手順は「1.14電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

監視計器一覧 (1/3)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 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) 中央制御室空調装置の運転手順			
a. 交流動力電源が確保されている場合	判断基準	信号	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ECCS作動</li> <li>・ 中央制御室換気系隔離 (M信号)</li> </ul>
		中央制御室内の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室エリアモニタ</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B 母線電圧</li> </ul>
	操作	信号	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室換気系隔離 (M信号)</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室非常用循環ファン操作器表示</li> </ul>
		中央制御室内の環境監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度・二酸化炭素濃度計</li> </ul>
b. 常設代替交流電源設備により 中央制御室空調装置を復旧する場合	判断基準	電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C1, C2, D 母線電圧</li> </ul>
		電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B 母線電圧</li> <li>・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室循環ファン操作器表示</li> <li>・ 中央制御室非常用循環ファン操作器表示</li> <li>・ 中央制御室給気ファン操作器表示</li> </ul>
		中央制御室内の環境監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度・二酸化炭素濃度計</li> </ul>
	操作	電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B 母線電圧</li> <li>・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室循環ファン操作器表示</li> <li>・ 中央制御室非常用循環ファン操作器表示</li> <li>・ 中央制御室給気ファン操作器表示</li> </ul>
中央制御室内の環境監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度・二酸化炭素濃度計</li> </ul>		

監視計器一覧 (2/3)

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		
(2) 中央制御室の照明を確保する手順	判断基準	電源 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
	操作	-
(3) 中央制御室内の酸素及び 二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	判断基準	補機監視機能 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故時閉回路循環運転モード</li> </ul>
	操作	中央制御室内の環境監視 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度・二酸化炭素濃度計</li> </ul>
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (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の着用手順	判断基準	原子炉压力容器内の温度 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul> 原子炉格納容器内の放射線量率 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</li> </ul>
	操作	-

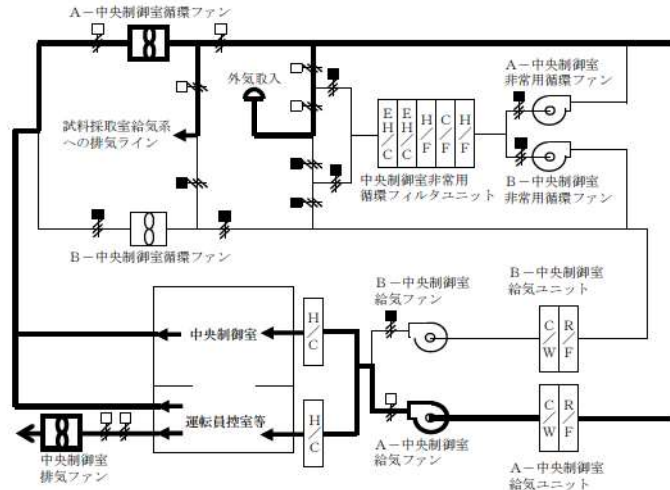


監視計器一覧 (3/3)

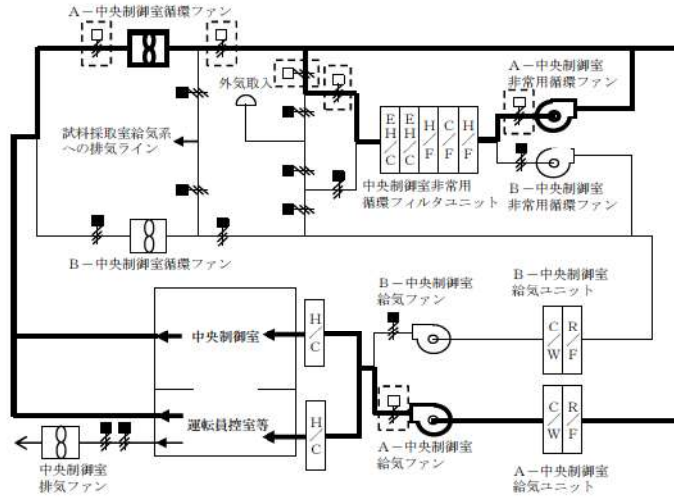
対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.16.2.2 汚染の持込みを防止するための手順等			
(1) チェンジングエリアの設置及び 運用手順	判断 基準	原子炉圧力容器内の 温度	
		原子炉格納容器内の 放射線量率	
	操作	電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心出口温度</li> <li>・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</li> <li>・ 6-A, B母線電圧</li> <li>・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数</li> </ul>
		チェンジングエ リアの設置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ サーベイメータ</li> </ul>
1.16.2.3 放射性物質の濃度を低減するための手順等 (1) アニュラス空気浄化設備の運転手順			
a. 交流動力電源及び常設直流電源が健全 である場合	基 判 準 断	信号	
	操 作	「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための 手順等」のうち, 1.10.2.1(1) a. 「交流動力電源及び常設直 流電源が健全である場合の操作手順」にて整備する。	
b. 全交流動力電源又は常設直流電源が喪 失した場合	判 断 基 準	電 源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D母線電圧</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A, B-直流コントロールセンタ母線 電圧</li> </ul>
	操 作	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心出口温度</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高 レンジ)</li> </ul>
		アニュラス内の圧 力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ アニュラス内圧力</li> </ul>
電源		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数</li> </ul>	

第 1.16.3 表 「審査基準」における要求事項ごとの給電対象設備

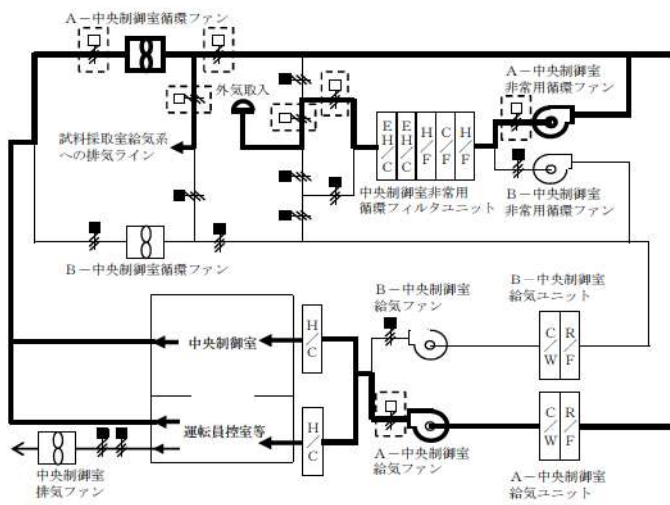
対象条文	供給対象設備	給電元	
		設備	母線
【1.16】 原子炉制御室の居住性等 に関する手順等	中央制御室給気ファン	非常用交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		常設代替交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		可搬型代替交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
	中央制御室循環ファン	非常用交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		常設代替交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		可搬型代替交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
	中央制御室非常用循環ファン	非常用交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		常設代替交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		可搬型代替交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
	中央制御室空調装置ダンパ	非常用交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		常設代替交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		可搬型代替交流電源設備	A 1 - 原子炉コントロールセンタ B 1 - 原子炉コントロールセンタ
		所内常設蓄電式直流電源設備	A - 直流母線 B - 直流母線
	アニュラス空気浄化ファン	非常用交流電源設備	A 2 - 原子炉コントロールセンタ B 2 - 原子炉コントロールセンタ
		常設代替交流電源設備	A 2 - 原子炉コントロールセンタ B 2 - 原子炉コントロールセンタ
		可搬型代替交流電源設備	A 2 - 原子炉コントロールセンタ B 2 - 原子炉コントロールセンタ
		代替所内電気設備	B 2 - 原子炉コントロールセンタ
	アニュラス空気浄化設備ダンパ・弁	所内常設蓄電式直流電源設備	A - 直流母線 B - 直流母線
	可搬型照明 (SA)	常設代替交流電源設備	AM設備監視操作盤
		可搬型代替交流電源設備	AM設備監視操作盤



(通常運転時：A系列運転の場合)



(閉回路循環運転：A系列運転の場合)



(外気取入れ運転：A系列運転の場合)

第 1.16.1 図 中央制御室空調装置概要図



手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
5分 閉回路循環運転の確認 ▽								操作手順
中央制御室空調装置の運転手順 (交流動力電源が確保されている場合)	運転員 (中央制御室) A 1		閉回路循環運転の確認 <sup>※1</sup>					②③

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

### 第1.16.2図 中央制御室空調装置の運転手順 タイムチャート (交流動力電源が確保されている場合)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
5分 閉回路循環運転から外気取入れ運転への切替 ▽								操作手順
中央制御室空調装置の運転手順 (交流動力電源が確保されている場合 (外気取入れ運転))	運転員 (中央制御室) A 1		閉回路循環運転から外気取入れ運転への切替操作 <sup>※1</sup>					⑤

※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

### 第1.16.3図 中央制御室空調装置の運転手順 タイムチャート (交流動力電源が確保されている場合 (外気取入れ運転))

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
40分 閉回路循環運転の開始 ▽								操作手順
中央制御室空調装置の運転手順 (常設代替交流電源設備により中央制御室空調装置を復旧する場合)	運転員 (中央制御室) A 1		系統構成 <sup>※1</sup>		中央制御室空調装置各ファンの → 起動操作 <sup>※1</sup>			② ⑧⑨⑫⑬
	災害対策要員 A, B 2		移動, 準備 <sup>※2</sup>		中央制御室空調装置ダンパ開処置 <sup>※3</sup>			③ ④⑤⑥⑦

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 中央制御室から機器操作場所までの移動を想定した時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室空調装置ダンパ開処置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

### 第1.16.4図 中央制御室空調装置の運転手順 タイムチャート (常設代替交流電源設備により中央制御室空調装置を復旧する場合)

		経過時間(分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
手順の項目	要員(数)	40分 外気取入れ運転の開始 ▽						操作手順
中央制御室空調装置の運転手順(常設代替交流電源設備により中央制御室空調装置を復旧する場合(外気取入れ運転))	運転員(中央制御室) A	1	中央制御室空調装置各ファンの停止操作 <sup>※1</sup>			中央制御室空調装置各ファンの起動操作 <sup>※1</sup>		⑥ ⑦
	災害対策要員 A, B	2	移動, 準備 <sup>※2</sup>		中央制御室空調装置ダンパ開及び閉処置 <sup>※3</sup>			⑦

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 中央制御室から機器操作場所までの移動を想定した時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室空調装置ダンパ開及び閉処置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

### 第1.16.5図 中央制御室空調装置の運転手順 タイムチャート

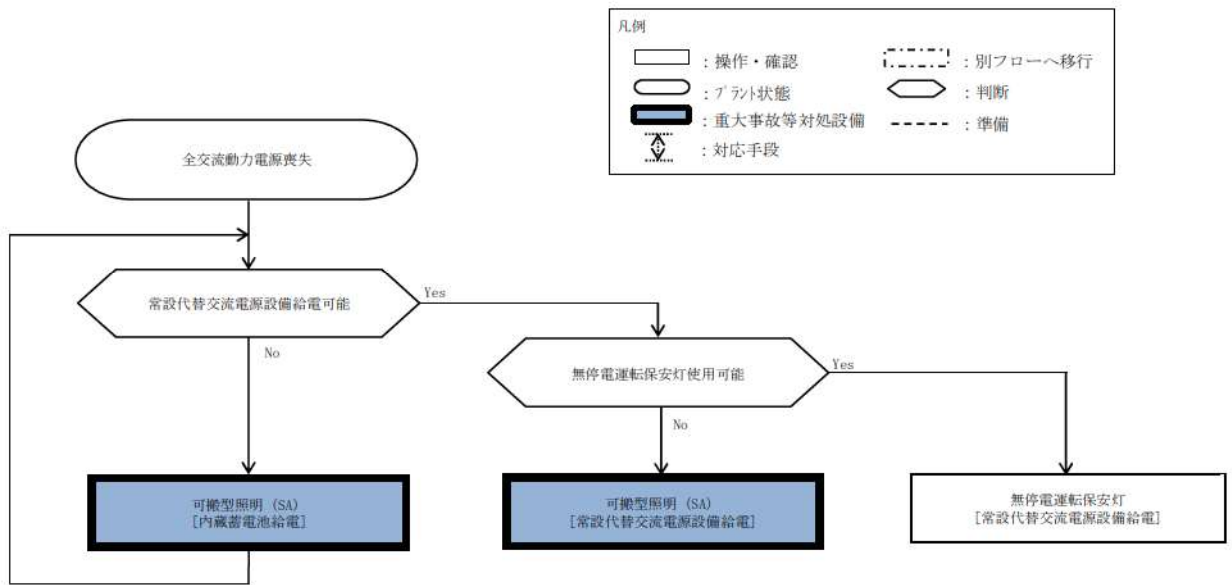
(常設代替交流電源設備により中央制御室空調装置を復旧する場合

(外気取入れ運転))

		経過時間(分)					備考
		10	20	30	40	50	
手順の項目	要員(数)	全交流動力電源喪失時に無停電運転保安灯が使用できない場合 15分 ▽					操作手順
中央制御室の照明を確保する手順	運転員(中央制御室) A	1	可搬型照明(SA)の設置・点灯操作 <sup>※1</sup>				②

※1: 設備の設置時間に余裕を見込んだ時間

### 第1.16.6図 中央制御室の照明を確保する手順 タイムチャート

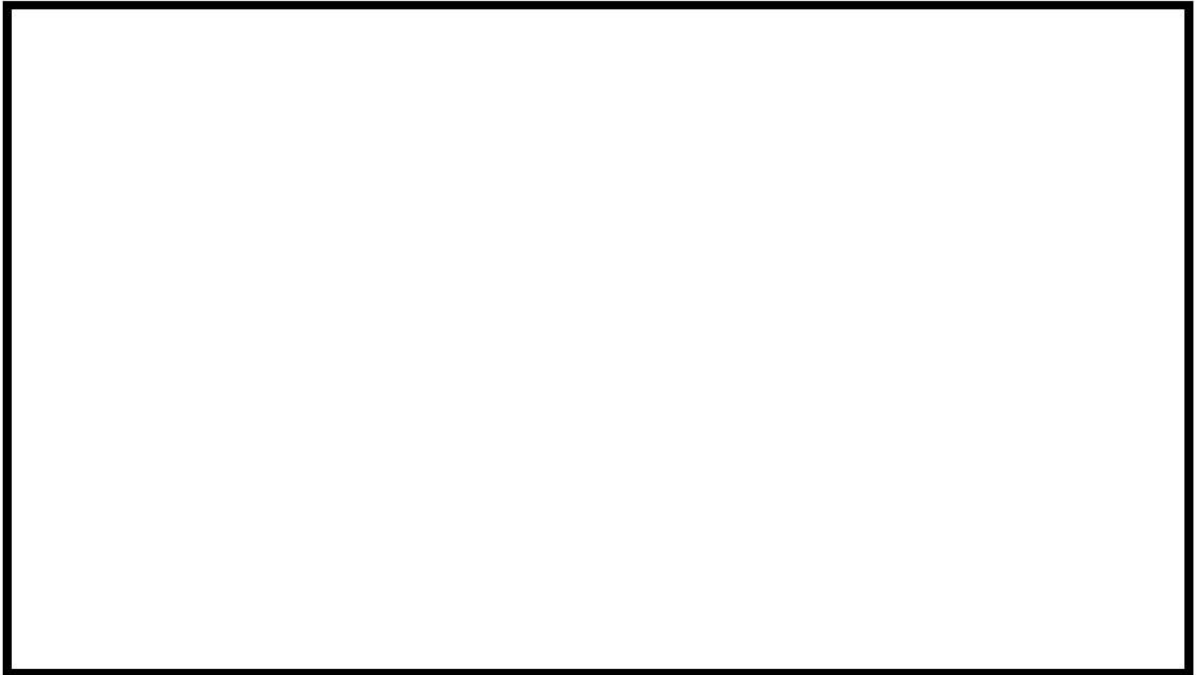


第1.16.7図 対応手段選択フローチャート



第 1.16.8 図 現場操作アクセスルート

(中央制御室空調装置の運転操作のためのダンパ開処置) (1/2)

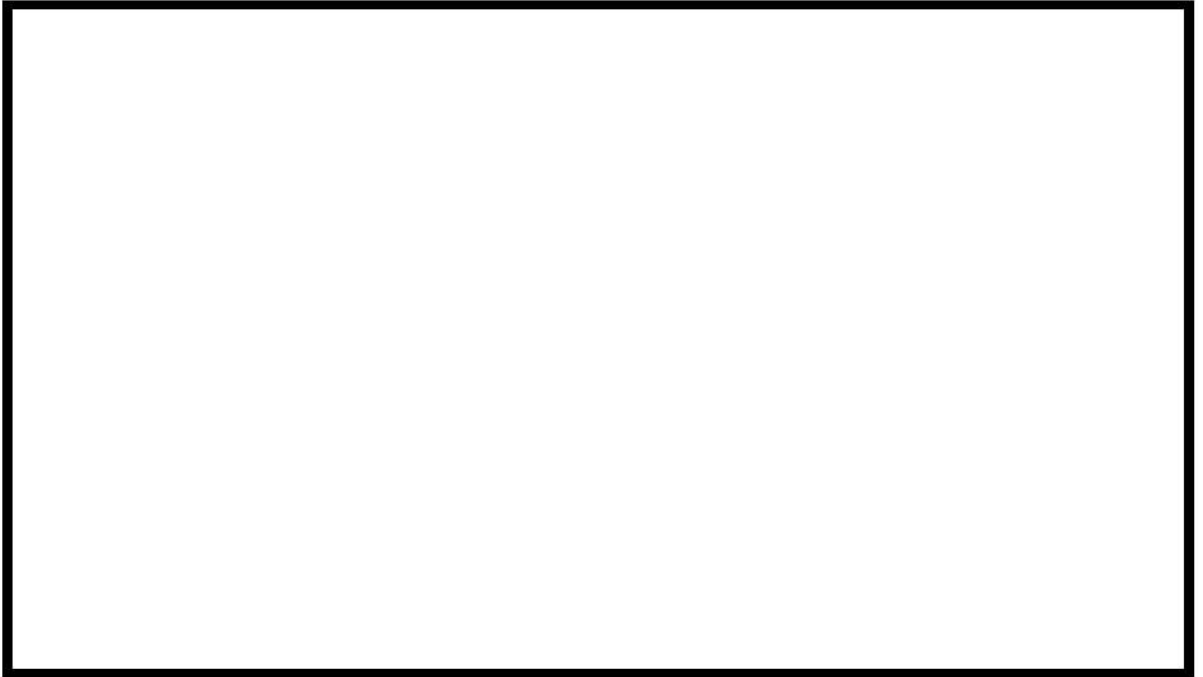


第 1.16.8 図 現場操作アクセスルート

(中央制御室空調装置の運転操作のためのダンパ開処置) (2/2)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。






第 1.16.9 図 現場操作アクセスルート  
(外気取入れのためのダンパ開及び閉処置) (1/2)



第 1.16.9 図 現場操作アクセスルート  
(外気取入れのためのダンパ開及び閉処置) (2/2)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。







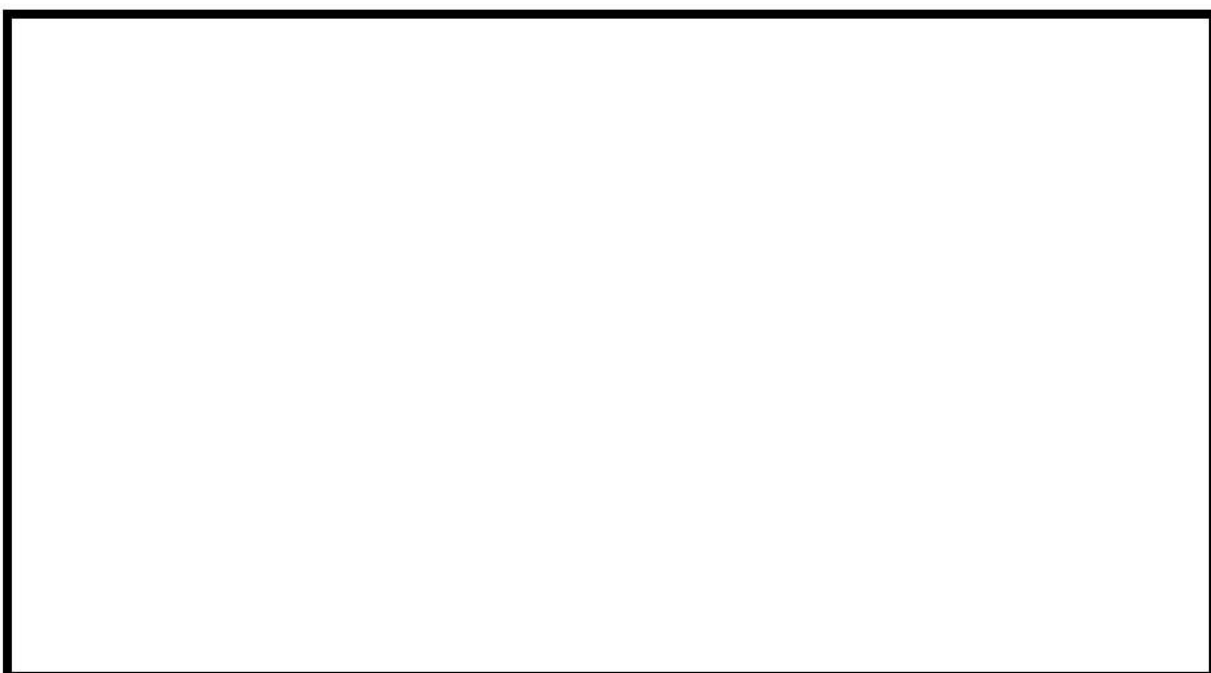








第 1.16.13 図 現場操作アクセスルート（チェンジングエリア）（2/3）

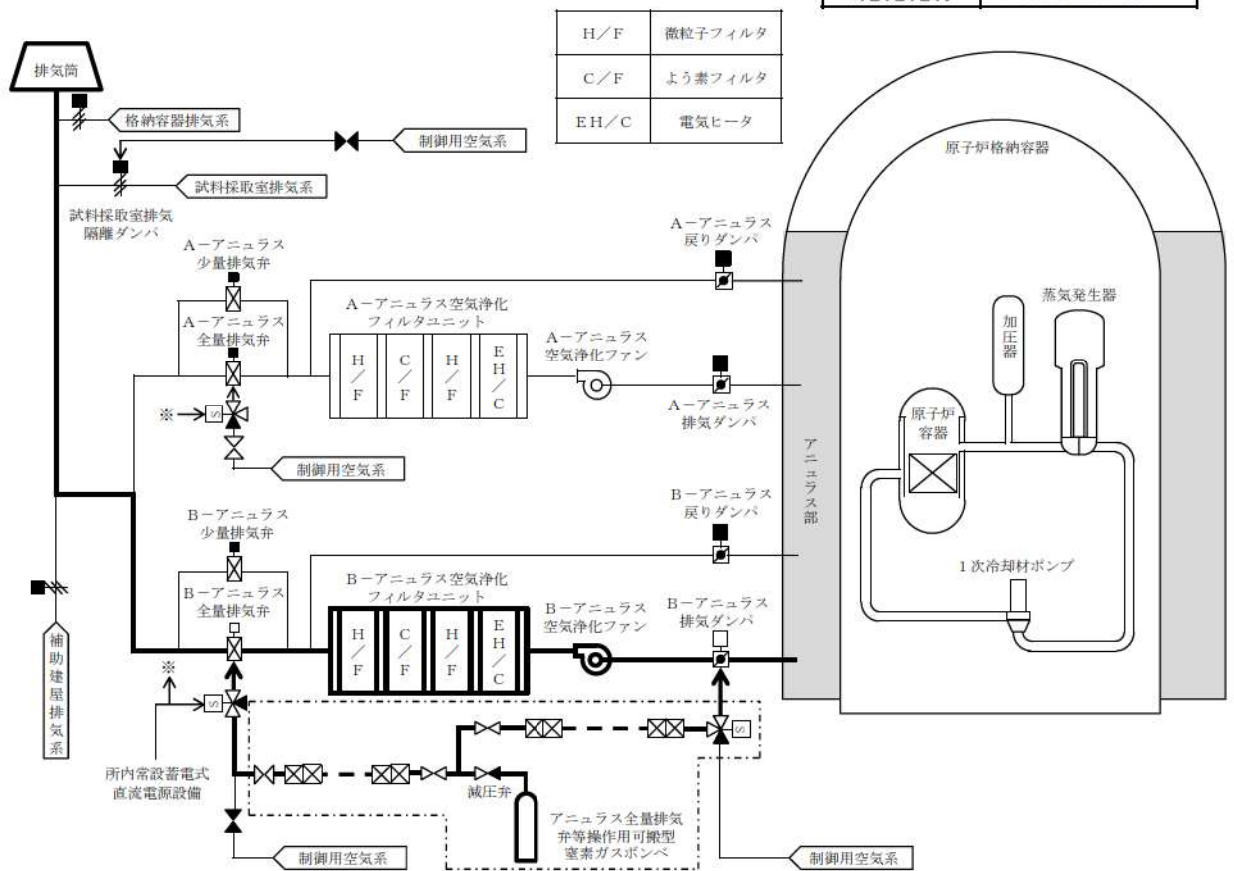


第 1.16.13 図 現場操作アクセスルート（チェンジングエリア）（3/3）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

凡例

	手動弁
	気密ダンパ
	空気作動バタフライ弁
	空気作動ダンパ
	電磁弁 (励磁)
	電磁弁 (無励磁)
	ホース
	ケーブル
	設計基準事故対処設備から追加した箇所



第1.16.14図 アニュラス空気浄化設備の運転

(全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合) 概要図



手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考	
		10	20	30	40	50	60		
アニュラス空気浄化設備の運転手順 (全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合)	運転員 (中央制御室) A							アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベによるアニュラス空気浄化設備の ▽ 運転開始	操作手順
	運転員 (現場) B							B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 <sup>※1</sup>	⑦
	災害対策要員 A							移動, 系統構成, アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベ供給操作 <sup>※2</sup>	③④
	災害対策要員 B							移動, 試料採取室排気隔離ダンパ閉処置 <sup>※3</sup>	②

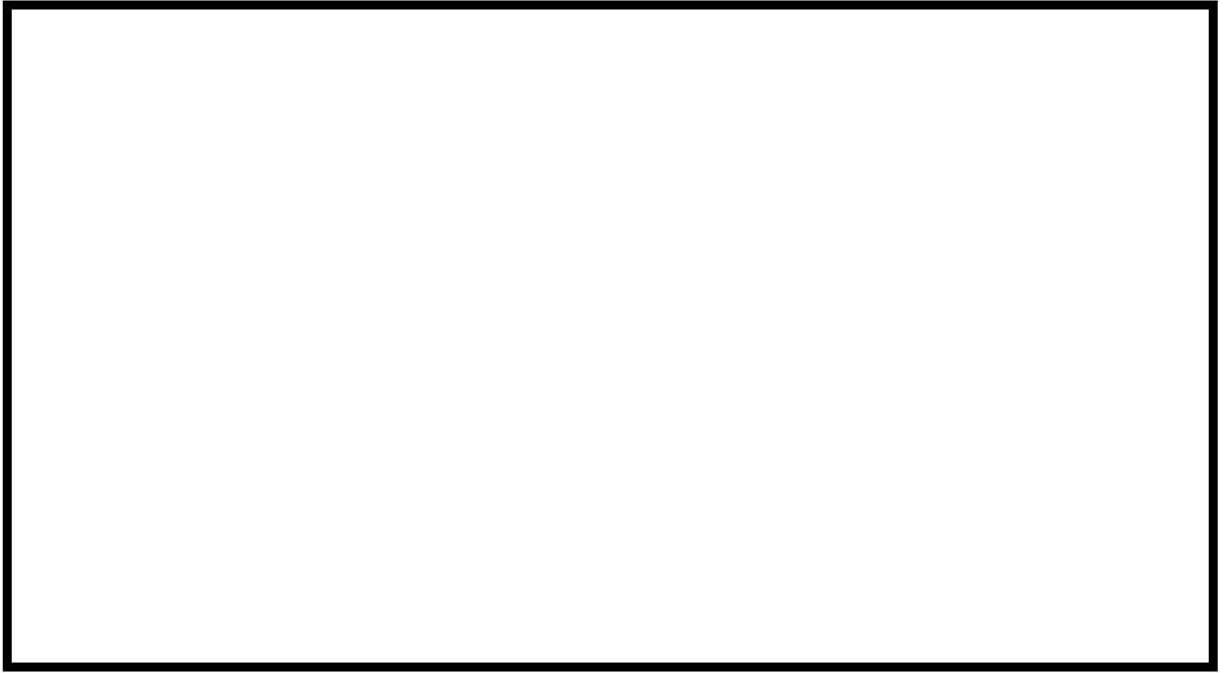
※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び試料採取室排気隔離ダンパ閉処置の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

### 第1.16.15図 アニュラス空気浄化設備の運転手順 タイムチャート


(全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合)



第 1.16.16 図 現場操作アクセスルート（試料採取室排気隔離ダンパ閉処置，  
アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの使用準備，窒素供給の  
ための系統構成）（1/4）



第 1.16.16 図 現場操作アクセスルート（試料採取室排気隔離ダンパ閉処置，  
アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの使用準備，窒素供給の  
ための系統構成）（2/4）

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

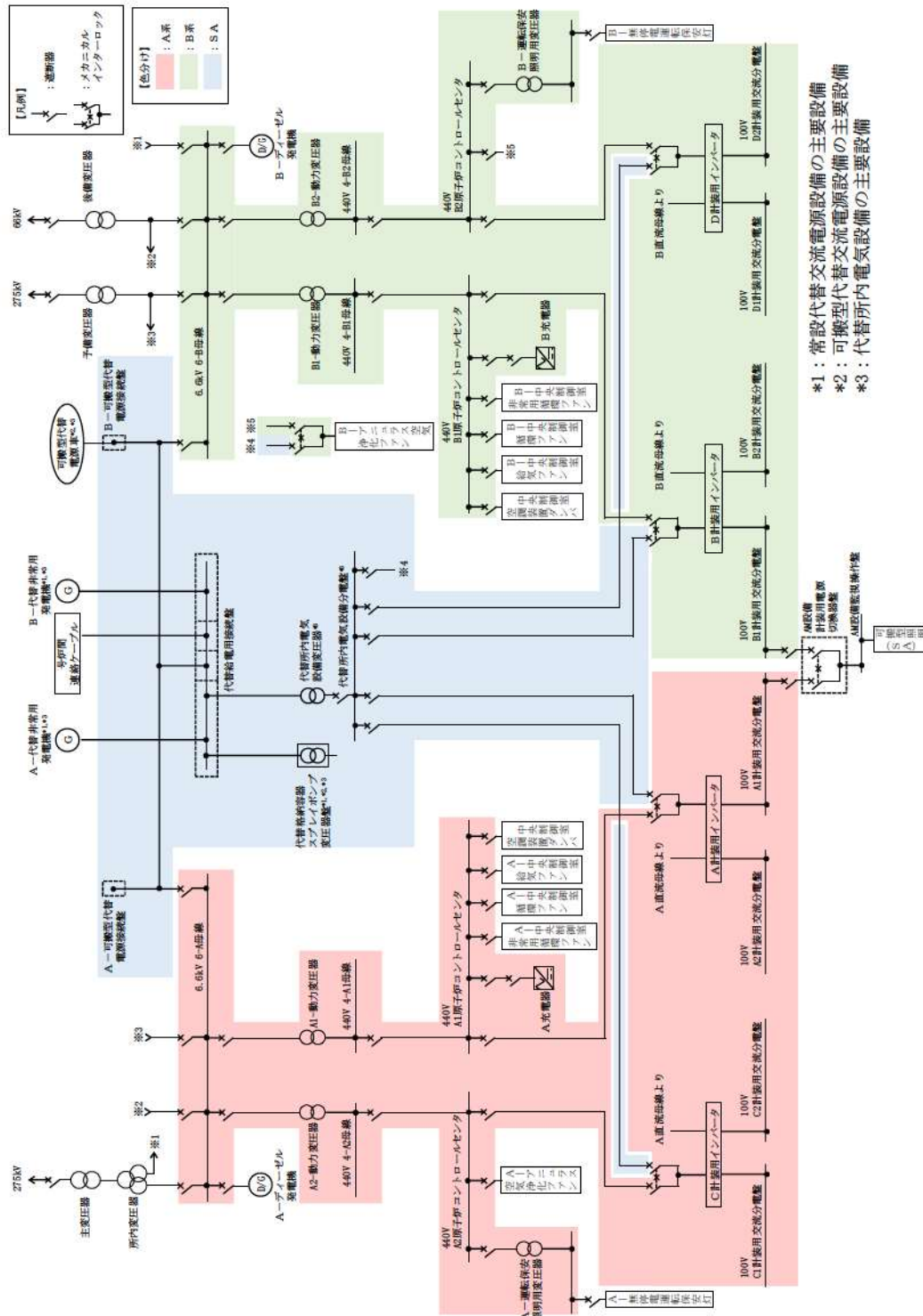


第 1.16.16 図 現場操作アクセスルート（試料採取室排気隔離ダンパ閉処置，  
アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの使用準備，窒素供給の  
ための系統構成）（3/4）



第 1.16.16 図 現場操作アクセスルート（試料採取室排気隔離ダンパ閉処置，  
アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベの使用準備，窒素供給の  
ための系統構成）（4/4）

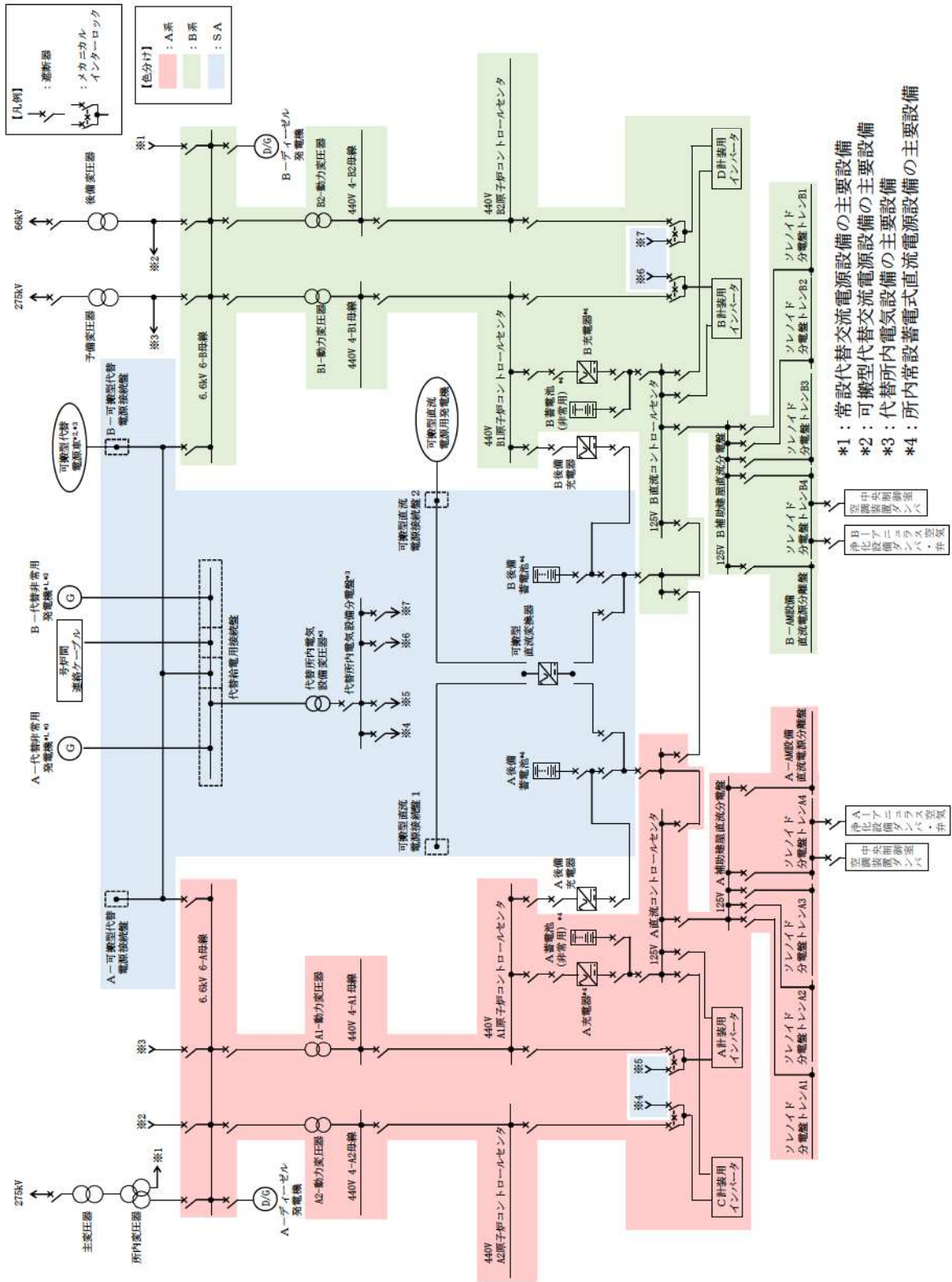
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



- \*1: 常設代替交流電源設備の主要設備
- \*2: 可搬型代替交流電源設備の主要設備
- \*3: 代替所内電気設備の主要設備

中央制御室給電系統概要図 (重大事故等時) (1/2)





中央制御室給電系統概要図（重大事故等時）（2/2）

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (1/3)

技術的能力審査基準(1.16)	番号	設置許可基準規則(五十九条)	技術基準規則(七十四条)	番号
<p>【本文】 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。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合(重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。))が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。)においても運転員が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とどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合(重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。))が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。)においても運転員が第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	④
<p>【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。</p>	—	<p>【解釈】 1 第59条に規定する「重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。))が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第74条に規定する「重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。))が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第64条、第65条、第66条又は第67条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p>	—
<p>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。</p>	②	<p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室に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。</p>	<p>2 第74条に規定する「運転員が第38条第1項の規定により設置される原子炉制御室に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。</p>	—
<p>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。</p>	③	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑤
—	—	<p>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。</p> <p>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ナシス(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。</p> <p>② 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。</p> <p>③ 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。</p> <p>④ 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。</p>	<p>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。</p> <p>① 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ナシス(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。</p> <p>② 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。</p> <p>③ 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。</p> <p>④ 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。</p>	⑥
—	—	<p>c) 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。</p>	<p>c) 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。</p>	⑦
—	—	<p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいた空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等(BWRの場合)又はアニュラス空気再循環設備等(PWRの場合)を設置すること。</p>	<p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいた空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等(BWRの場合)又はアニュラス空気再循環設備等(PWRの場合)を設置すること。</p>	⑧
—	—	<p>e) BWRにあっては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>e) BWRにあっては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考
居住性の確保	中央制御室遮へい	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	居住性の確保	無停電運転保安灯	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	中央制御室非常用循環ファン	既設							
	中央制御室給気ファン	既設			-	-	-	-	-
	中央制御室循環ファン	既設							
	中央制御室給気ユニット	既設							
	中央制御室非常用循環フィルタユニット	既設							
	中央制御室空調装置ダクト・ダンパ	既設							
	可搬型照明 (SA)	新設							
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	新設							
	常設代替交流電源設備	既設 新設							
	可搬型代替交流電源設備	既設 新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	非常用交流電源設備	既設 新設							
	全面マスク	新設							
可搬型照明	新設								
汚染の持ち込み防止	可搬型照明 (SA)	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑦	汚染の持ち込み防止	無停電運転保安灯	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	常設代替交流電源設備	既設 新設							
	可搬型代替交流電源設備	既設 新設			-	-	-	-	
	防護具及びびチェンジングエリア用資機材	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考
放射性物質の濃度低減	アニュラス空気浄化ファン	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧	-	-	-	-	-	-
	アニュラス空気浄化フィルタユニット	既設							
	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンペ	新設							
	ホース・弁	新設							
	排気筒	既設							
	アニュラス空気浄化設備ダクト・ダンパ・弁	既設 新設							
	圧縮空気設備 (制御用圧縮空気設備) 配管・弁	既設							
	常設代替交流電源設備	既設 新設							
	可搬型代替交流電源設備	既設 新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	非常用交流電源設備	既設 新設							



## 自主対策設備仕様

機器名称	常設 /可搬	耐震性	電圧	消費電力	台数
無停電運転保安灯	常設	Cクラス	100～240V <sup>※1</sup>	22W <sup>※1</sup>	104セット <sup>※2</sup>

※1：設備の仕様については、今後の検討により見直しを行う可能性がある。

※2：1セットあたり蛍光灯1本

## 重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定について

炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において、評価事象については、有効性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として、格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 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対象としている。

中央制御室の被ばく線量は、放出された放射性物質からの線量が支配的であることから、放射性物質の放出量が多くなるシーケンスが中央制御室被ばくの観点から厳しくなるシーケンスである。そこで、放射性物質の放出量を基に中央制御室被ばくの観点から厳しいシーケンスについて以下に示す。

ECCS 注水機能喪失や全交流動力電源喪失等の炉心損傷防止シーケンスでは、炉心が損傷しないことから大規模な放射性物質の放出はない。一方、炉心が損傷する事象では、大規模な放射性物質の放出が伴うため、被ばく評価上厳しくなる。

炉心が損傷する事象としては、泊発電所 3 号炉の場合、格納容器破損防止対策の有効性に係る格納容器破損モードとして選定される、「大破断 LOCA 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」、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」及び「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」である。

ここで被ばく評価の観点で厳しくなる条件としては、炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、格納容器スプレイが失敗する場合及び原子炉格納容器の圧力が高く推移する場合である。

炉心損傷に至るまでの時間が短い場合では、アニュラス空気浄化設備の起動によりアニュラス空気浄化設備のフィルタを介して放射性物質の放出が大幅に低減する効果が期待できない時間がある。

格納容器スプレイが失敗する場合では、流量が少ない代替格納容器スプレイを用いることから、原子炉格納容器内に放出されたよう素やセシウム等の放射性物質を除去する効果が小さくなる。

原子炉格納容器圧力が高く推移する場合では、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなることから、放射性物質の放出量が多くなる。

炉心が損傷する事象として選定した 3 事象について、具体的な被ばく評価上の条件の相違点及び被ばく評価への影響を第 1 表にまとめる。

第 1 表のとおり、炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、かつ、格納容器スプレイが失敗する場合、かつ、原子炉格納容器圧力が高く推移する場合である「大破断 LOCA 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」が、中央制御室の被ばく評価上最も厳しい結果となる。

したがって、本評価においては、「大破断 LOCA 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」にて評価を行っている。

第1表 各シークエンスの比較

シークエンス	大破断 LOCA 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	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	中央制御室被ばくへの影響
炉心熔融開始	約 19 分	約 3.1 時間	約 21 分	
①格納容器スプレイ	失敗 (代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ成功)	失敗 (代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ成功)	成功	格納容器スプレイが成功することにより、スプレイ水による除去効果が大きくなるので、格納容器からの放出量は低減される。 したがって、失敗の方が厳しい結果となる。
②アニュラス空気浄化設備の作動	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス空気浄化設備作動後に放出が開始。すべての時間でフィルタ効果を期待できる。	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス負圧達成後はフィルタで捕集されるため、アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始される方が厳しい結果となる。
③原子炉格納容器の圧力	事象発生初期から、高い圧力で推移する。	冷却材喪失事故ではないため、原子炉格納容器の圧力上昇は緩やかである。	格納容器スプレイが成功するため、原子炉格納容器の圧力は他の 2 事象に比較して、低く推移する。	原子炉格納容器圧力が高く推移するほうが、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。



## 中央制御室空調装置隔離時の酸素及び二酸化炭素濃度について

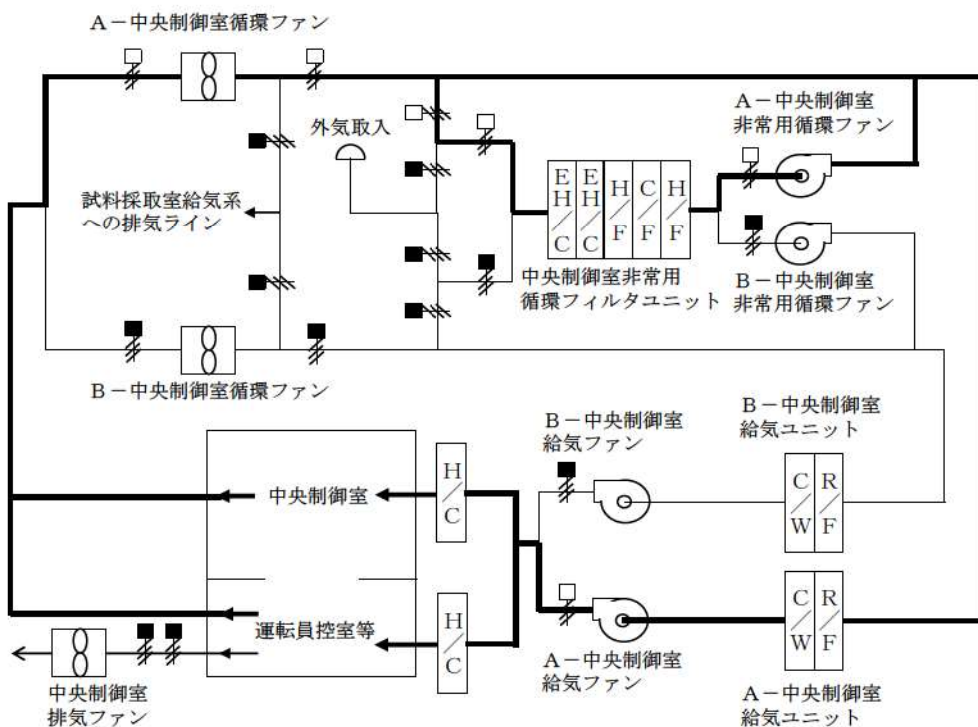
非常用炉心冷却装置が動作する等の事故時においては、中央制御室空調装置について、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する系統構成（閉回路循環運転）となる。

閉回路循環運転中には、酸素及び二酸化炭素濃度を定期的に測定し、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1%を超えるおそれがある場合は、外気をフィルタで浄化しながら取り入れることとし、その内容を手順に反映する。系統構成概要を添付1に示す。

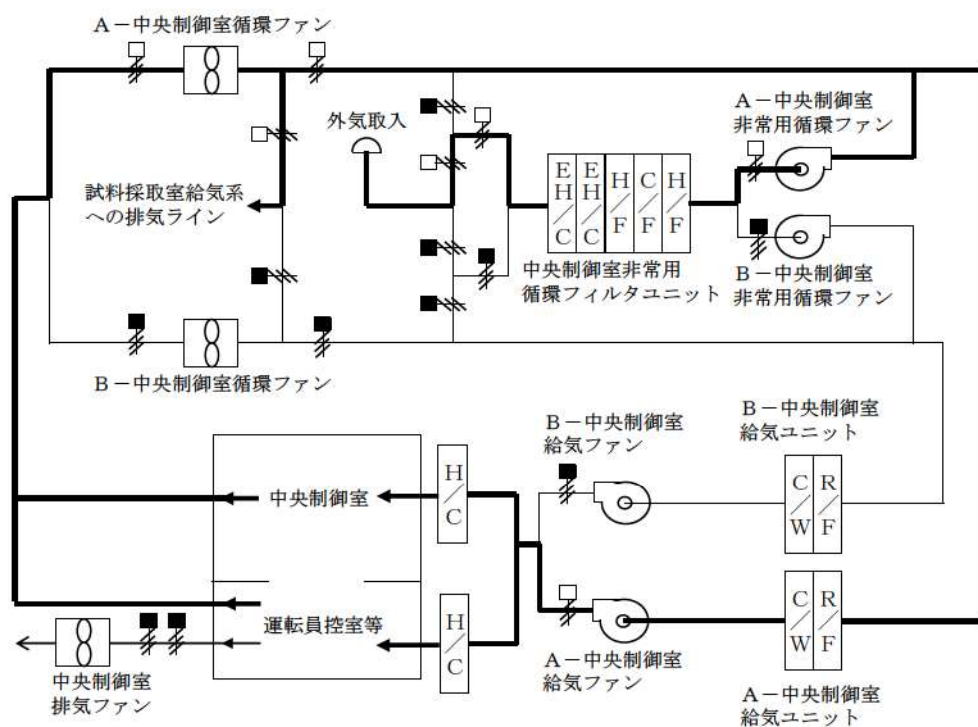
フィルタで浄化しながらの外気取入れであるため、添付2のとおり、中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響は無視できる程度である。

なお、外気取入れを閉止した際において、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度を評価した結果は添付3のとおりであり、中央制御室の居住性に係る被ばく評価の評価期間中、中央制御室に滞在する運転員の操作環境に影響を与えることは考えられない。





中央制御室空調装置の系統構成概要（閉回路循環運転）



中央制御室空調装置の系統構成概要（外気取入れ運転）

## 外気取入れ時の被ばく影響について

重大事故時の中央制御室外気取入れ遮断（閉回路循環運転）中において酸素及び二酸化炭素濃度に係る環境が悪化し、外気を取り入れた場合の居住性に係る被ばく評価への影響を確認する。

外気取入れを考慮した影響確認の評価結果と外気取入れを考慮していない評価結果は表 1 のとおりであり、フィルタで浄化しながらの外気取入れであるため、中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響は無視できる程度である。評価条件を表 2 に示す。

なお、本評価においては、7 日間の評価期間において最も中央制御室の滞在時間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7 日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

また、本評価結果は、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 1 とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 10 とした場合においては被ばく評価への影響はより軽減される。

表 1 中央制御室被ばく評価結果比較表（3号炉）

被ばく経路		7 日間の実効線量 (mSv)	
		ベース評価 (外気取入を考慮なし)	影響確認 (外気取入を考慮)
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $1.7 \times 10^{-2}$	同左
	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 $1.2 \times 10^{-2}$	同左
	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 $2.2 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^0$ (約 $3.1 \times 10^{-4}$ )* <sup>2</sup>
	小計 (①+②+③)	約 $2.2 \times 10^0$	約 $2.2 \times 10^0$
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 $1.0 \times 10^1$	同左
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.4 \times 10^0$	同左
	小計 (④+⑤)	約 $1.2 \times 10^1$	同左
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 $15^{*1}$	約 $15^{*1}$

\* 1 : 詳細値を有効数字 2 桁に切り上げた値

\* 2 : カッコ内は現行評価からの被ばく線量の増加分を記載

表2 評価条件比較表（中央制御室空調装置条件）

項目	ベース評価での使用値 (外気取入を考慮なし)	影響確認での使用値 (外気取入を考慮)	影響確認での使用値の 設定理由
事故時における外気取り込み	0～168 h：外気取入れなし	0～96 h：外気取入れなし 96～99 h：5.1×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> /h 外気をフィルタを介して取り込む 99 h～168 h：外気取入れなし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素及び二酸化炭素濃度を初期値近くまで戻すために必要な外気取入れ時間として3時間<sup>*1</sup>を想定。</li> <li>・7日（168時間）以内に環境悪化をすることは想定できないため、仮に96時間後の取入れを想定。</li> </ul>
中央制御室バウンダリ体積（容積）	4.0×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	同左	条件変更なし
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	3.8×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup>	同左	条件変更なし
空気流入量	2.00×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> /h (0.5回/h)	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニットよう素フィルタによる除去効率	0～300分：0% 300分～7日：95%	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニット微粒子フィルタによる除去効率	0～300分：0% 300分～7日：99%	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環フィルタユニットフィルタによる除去効率遅れ時間	300分	同左	条件変更なし
中央制御室非常用循環ファン流量	5.1×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> /h (ただし、300分後に起動)	同左	条件変更なし

※1：酸素濃度19%、二酸化炭素濃度1.0%（運用上の許容濃度を設定）の環境から、3時間外気取入れを実施した場合、酸素濃度20.89%、二酸化炭素濃度0.063%となる。（初期酸素濃度：20.95%、初期二酸化炭素濃度：0.03%）



## 外気隔離時の中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について (設計基準事故及び重大事故時)

### 1. 設計基準事故時の中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の評価

#### (1) 概要

「実用発電用原子炉及びその付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、中央制御室空調装置は、隔離ダンパを閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環運転とすることができる。

設計基準事故発生時において、隔離ダンパを閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室内の居住性について、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、酸素及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

##### a. 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、酸素濃度について評価した。

##### (a) 評価条件

- ・ 在室人数 10 名
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積から空調システム（ダクト等）を除いた保守的な体積 3,500m<sup>3</sup>
- ・ 空気流入率 0.05 回/h<sup>\*</sup>（閉回路循環運転）  
※空気流入率測定試験結果（約 0.12 回/h）を基に保守的に設定。
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
- ・ 1 人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、24L/min とする。
- ・ 1 人当たりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度：16.40%として、65.52L/h とする。
- ・ 許容酸素濃度 19%以上（鉱山保安法施行規則から）

##### (b) 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は、表 1 のとおりであり、720 時間外気取入れを遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。



表 1 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
酸素濃度	20.78%	20.69%	20.64%	20.58%	20.58%	20.58%

b. 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

(a) 評価条件

- ・ 在室人数 10 名
- ・ 中央制御室バウンダリ内体積から空調システム（ダクト等）を除いた保守的な体積 3,500m<sup>3</sup>
- ・ 空気流入率 0.05 回/h<sup>\*</sup>（閉回路循環運転）  
※空気流入率測定試験結果（約 0.12 回/h）を基に保守的に設定。
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 1 人当たりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して、0.046 m<sup>3</sup>/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度 1%以下（鉱山保安法施行規則から）

なお、米国での研究レポート（U.S. Naval Medical Research Lab. Report No.228）には、1.5%環境下に 42 日間滞在しても、生理学的な機能や精神運動機能の明らかな低下はないとされている。

また、消防庁が発行している通知文書「二酸化炭素消火設備の安全対策について（通知）」（平成 8 年 9 月 20 日）には、2%未満において、はっきりした影響は認められないとされている。（表 2 参照）

表2 二酸化酸素の濃度と人体への影響

(「二酸化炭素消火設備の安全対策について(通知)」より抜粋)

二酸化炭素の濃度 (%)	症状発現までの暴露時間	人体への影響
2%未満		はっきりした影響は認められない
2~3%	5~10分	呼吸深度の増加, 呼吸数の増加
3~4%	10~30分	頭痛, めまい, 悪心, 知覚低下
4~6%	5~10分	上記症状, 過呼吸による不快感
6~8%	10~60分	意識レベルの低下, その後意識喪失へ進む, ふるえ, けいれんなどの不随意運動を伴うこともある
8~10%	1~10分	同上
10%以上	数分以内	意識喪失, その後短時間で生命の危機あり
30%	8~12呼吸	同上

(b) 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は, 表3のとおりであり, 720時間外気取入れを遮断したままでも, 中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表3 外気隔離時の二酸化炭素濃度(設計基準事故時)

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間	720時間
二酸化炭素濃度	0.149%	0.214%	0.249%	0.291%	0.293%	0.293%

## 2. 重大事故時の中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の評価

### (1) 概要

「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈」第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な措置」として、中央制御室空調装置は、外気から遮断する閉回路循環運転とすることができる。

重大事故が発生した際の閉回路循環運転により、外気の取り込みを一時的に停止した場合の中央制御室内の居住性について、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。

#### a. 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、酸素濃度について評価した。

##### (a) 評価条件

- ・在室人数 13名
- ・中央制御室バウンダリ内体積から空調システム（ダクト等）を除いた保守的な体積 3,500m<sup>3</sup>
- ・空気流入率
  - 0～5h 0回/h（SB0 想定によるファン停止）
  - 5～168h 0.05回/h\*（閉回路循環運転）
- ※空気流入率測定試験結果（約0.12回/h）を基に保守的に設定。
- ・初期酸素濃度 20.95%
- ・1人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、24L/min とする。
- ・1人当たりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度：16.40%として、65.52L/h とする。
- ・許容酸素濃度 19%以上（鉱山保安法施行規則から）

##### (b) 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は、表4のとおりであり、168時間外気取入れを遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表4 外気隔離時の酸素濃度（重大事故時）

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間
酸素濃度	20.72%	20.60%	20.54%	20.47%	20.46%

b. 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空調設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

(a) 評価条件

- ・ 在室人数 13 名
  - ・ 中央制御室バウンダリ内体積から空調システム（ダクト等）を除いた保守的な体積 3,500m<sup>3</sup>
  - ・ 空気流入率
    - 0～5h 0 回/h（SBO 想定によるファン停止）
    - 5～168h 0.05 回/h\*（閉回路循環運転）
- ※空気流入率測定試験結果（約 0.12 回/h）を基に保守的に設定。
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
  - ・ 1 人当たりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して、0.046 m<sup>3</sup>/h とする。
  - ・ 許容二酸化炭素濃度 1 % 以下（鉱山保安法施行規則から）

(b) 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、表 5 のとおりであり、168 時間外気取入れを遮断したままでも、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 5 外気隔離時の二酸化炭素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
二酸化炭素濃度	0.191%	0.273%	0.317%	0.369%	0.372%



## 中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度に関する法令要求について

法令要求における酸素及び二酸化炭素濃度の基準値は以下のとおりである。

## 1. 酸素濃度

## (1) 酸素欠乏症等防止規則

- a. 第二条（定義）酸素欠乏とは空気中の酸素濃度が 18%未満である状態である。
- b. 第五条（換気）酸素欠乏危険作業に対する換気の基準は 18%以上である。

(2) 鉱山保安法施行規則（第十六条の一）通気の確保における酸素含有率基準  
(酸素含有率 19%以上とし二酸化炭素含有率は 1%以下とすること)

酸素濃度の人体への影響について（〔出展〕厚生労働省HP 抜粋）

酸素濃度	人体への影響
21%	通常の状態
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

## 2. 二酸化炭素濃度

- (1) 「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定（JEAC4622-2009）」  
における許容二酸化炭素濃度（0.5%以下）
- (2) 事務所衛生基準規則（第三条の二）による室内の二酸化炭素含有率基準（0.5%以下）
- (3) 鉱山保安法施行規則（第十六条の一）通気の確保における二酸化炭素含有率基準  
（酸素含有率 19%以上とし二酸化炭素含有率は1%以下とすること）

### 二酸化炭素濃度の人体への影響について

（〔出展〕 消防庁 二酸化炭素消火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%	はっきりと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、けいれんなどの不随意運動を伴うこと 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

## 中央制御室空調装置ダンパ開及び閉処置手順

### 【中央制御室空調装置ダンパ開及び閉処置】

#### 1. 作業概要

中央制御室空調装置起動のため、ダンパの開及び閉処置を行う。また、外気取入れ運転への切替のためのダンパ開及び閉処置を行う。

#### 2. 作業場所

原子炉補助建屋T.P. 24. 8m

#### 3. 必要要員数及び作業時間

##### (1) 中央制御室空調装置の起動

必要要員数 : 2名  
作業時間(想定) : 35分  
作業時間(訓練実績等) : 29分(現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

##### (2) 外気取入れ運転への切替

必要要員数 : 2名  
作業時間(想定) : 35分  
作業時間(訓練実績等) : 25分(現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

#### 4. 作業の成立性

移動経路 : ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : ダンパ開及び閉処置作業は, バルブ操作及び連結シャフトを開側又は閉側へ回す作業のみであり, 専用工具や操作用の昇降設備は操作場所付近に設置してあるため容易に実施可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



ダンパ全景  
(原子炉補助建屋T.P. 24.8 m)  
(開操作対象ダンパの一例)



- ① 原子炉補助建屋T.P. 24.8 mへ移動し、作業準備を行う。
- ② 対象ダンパの駆動用制御用空気ミニチュア弁を閉止する。



- ③ ダンパオペレータの連結シャフトの止めネジを緩める。
- ④ 連結シャフトを開又は閉方向へ操作する。
- ⑤ 開又は閉状態を保持したまま止めネジを締め付ける。



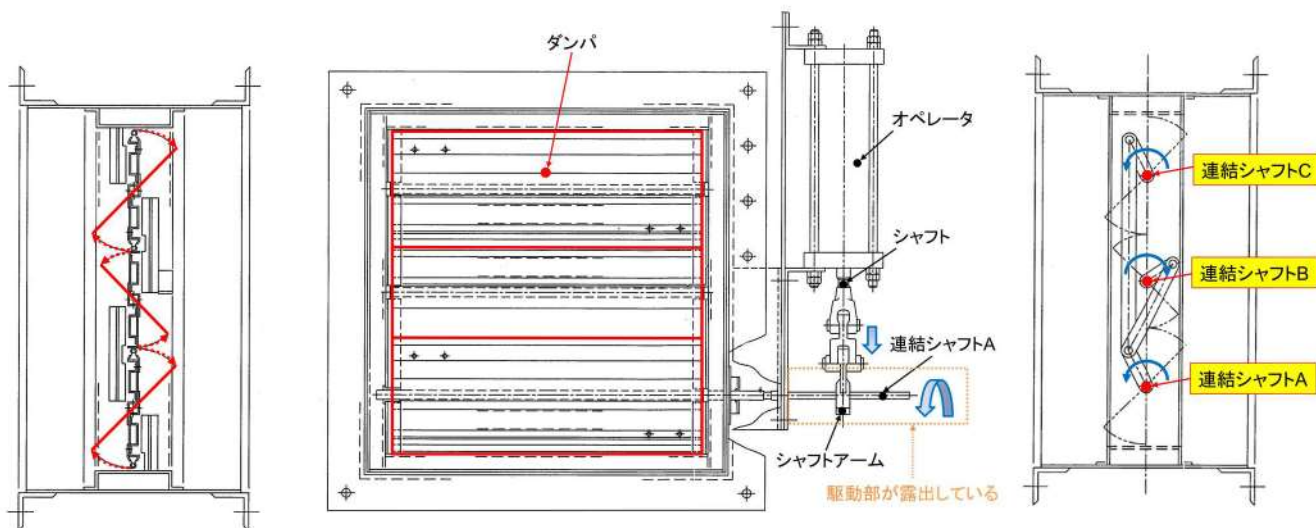
(空気作動ダンパ開又は閉作業イメージ)



## 空気作動ダンパを強制的に開放する手順について

### 1. 駆動軸が露出しているダンパの開処置方法

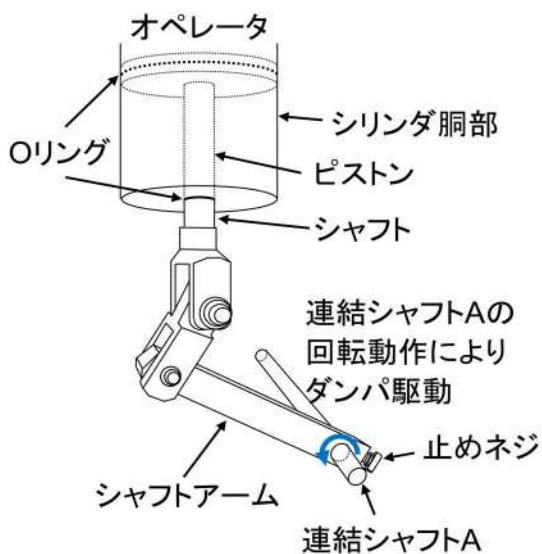
駆動部が露出しているダンパについては、止めネジを緩めることで手動によりダンパを直接回転させることによりダンパ開とする。



ダンパ機構図

#### 【操作方法】

- (1) 動作しないオペレータの拘束をフリーにするため、シャフトアームと連結シャフトAの連結を緩める。
- (2) 連結シャフトAを手動で回す。(連結シャフトB, Cに回転力が伝達しダンパ開)
- (3) シャフトアームと連結シャフトAの連結を締める (ダンパ開維持)。

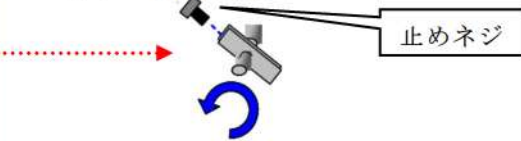


ダンパ駆動部模式図



ダンパ駆動部写真

止めネジを緩め、連結シャフトを手動で回転させる  
→ダンパが開となる



ダンパ開放後、止めネジを締め込み固定

止めネジを緩め、連結シャフトを手動で操作可能とすることにより開放を行った後、再度止めネジを締め込み、開保持する。

連結シャフトA回転



## 中央制御室の可搬型照明（SA）について

## 1. 中央制御室に配備している可搬型照明（SA）

中央制御室の照明がすべて消灯した場合に使用する可搬型照明（SA）は、3台を使用する。個数はシミュレータ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とともに、可搬型照明（SA）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（SA）が活用できない場合のため、可搬型照明（懐中電灯、ヘッドライト及びワークライト）を中央制御室に備えている。

表1に中央制御室に配備する可搬型照明の概要を示す。

表1 中央制御室に配備する可搬型照明の概要

名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（SA） 	中央制御室	3個 (予備1個)	電源：AC100V 点灯時間：約2.5時間 (蓄電池による点灯時)
可搬型照明 (懐中電灯) 	中央制御室	12個 (運転員6名分 +予備6個)	電源：乾電池(単四×3) 点灯時間：約30時間
可搬型照明 (ヘッドライト) 	中央制御室	12個 (運転員6名分 +予備6個)	電源：乾電池(単四×3) 点灯時間：約8時間
可搬型照明 (ワークライト) 	中央制御室	10個 (運転員6名分 +予備4個)	電源：乾電池(単三×4) 点灯時間：約10時間

※：表中の可搬型照明（SA）は重大事故等対処設備として位置付け、そのほかの可搬型照明は資機材として備える。

## 2. 可搬型照明 (SA) を用いた監視操作

可搬型照明 (SA) の照度は、主盤から約 2 m の位置に設置する。照度については、可搬型照明 (ヘッドライト) 及び可搬型照明 (SA) を用いて、無停電運転保安灯の設計値である照度床面 20 ルクス以上に対し、操作を行う盤面で約 180 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能であることを確認している。

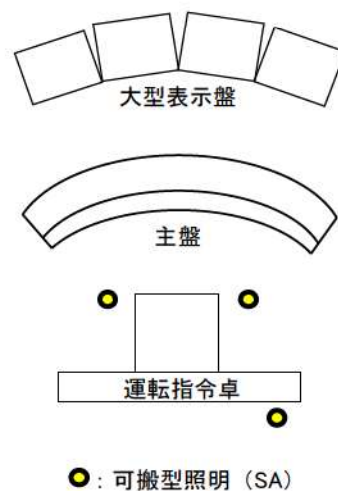


図1 シミュレータ施設における可搬型照明 (SA) 点灯状況



## 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当たっては、「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2項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）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2項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき、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、作業服の着替え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。

（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2項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）抜粋）

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。



(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、靴着脱エリア、脱衣エリア、スクリーニングエリア及び除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点から原子炉補助建屋の中央制御室バウンダリ内に設営する。概要は第1表のとおり。

第1表 チェンジングエリアの概要

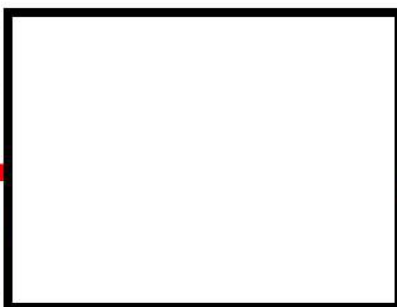
項目		概要
設営場所	原子炉補助建屋 中央制御室横通路	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	通路区画化	中央制御室横通路を活用し、通路を区画化する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、放管班長が、事象進展の状況（格納容器内高レンジエリアモニタ等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	放管班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放管班が設営を行う。

(3) チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリ内に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第1図のとおり。



3号炉中央制御室に移動




3号炉中央制御室横通路へ



チェンジングエリア

第1図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

#### (4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

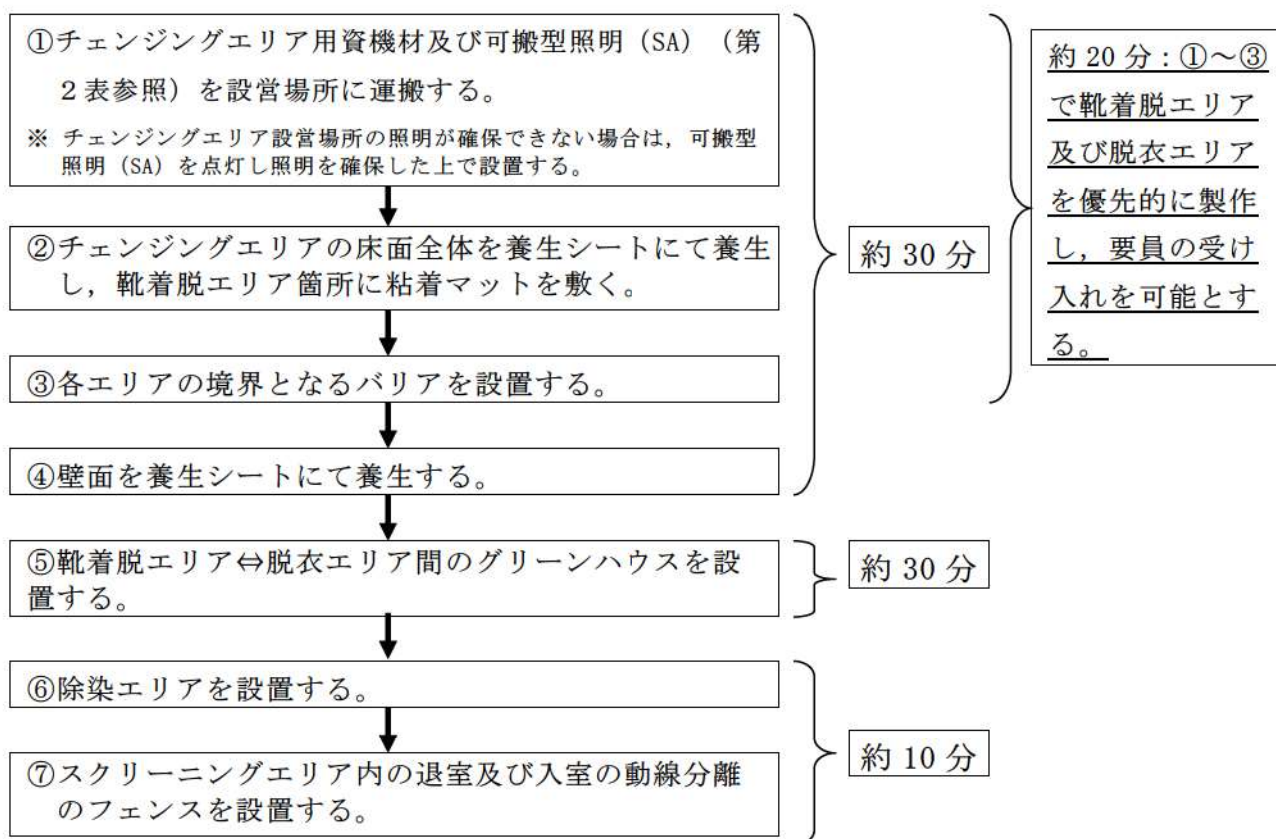
##### a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持込みを防止するため，第2図の設営フローに従い，第3図のとおりチェンジングエリアを設営する。

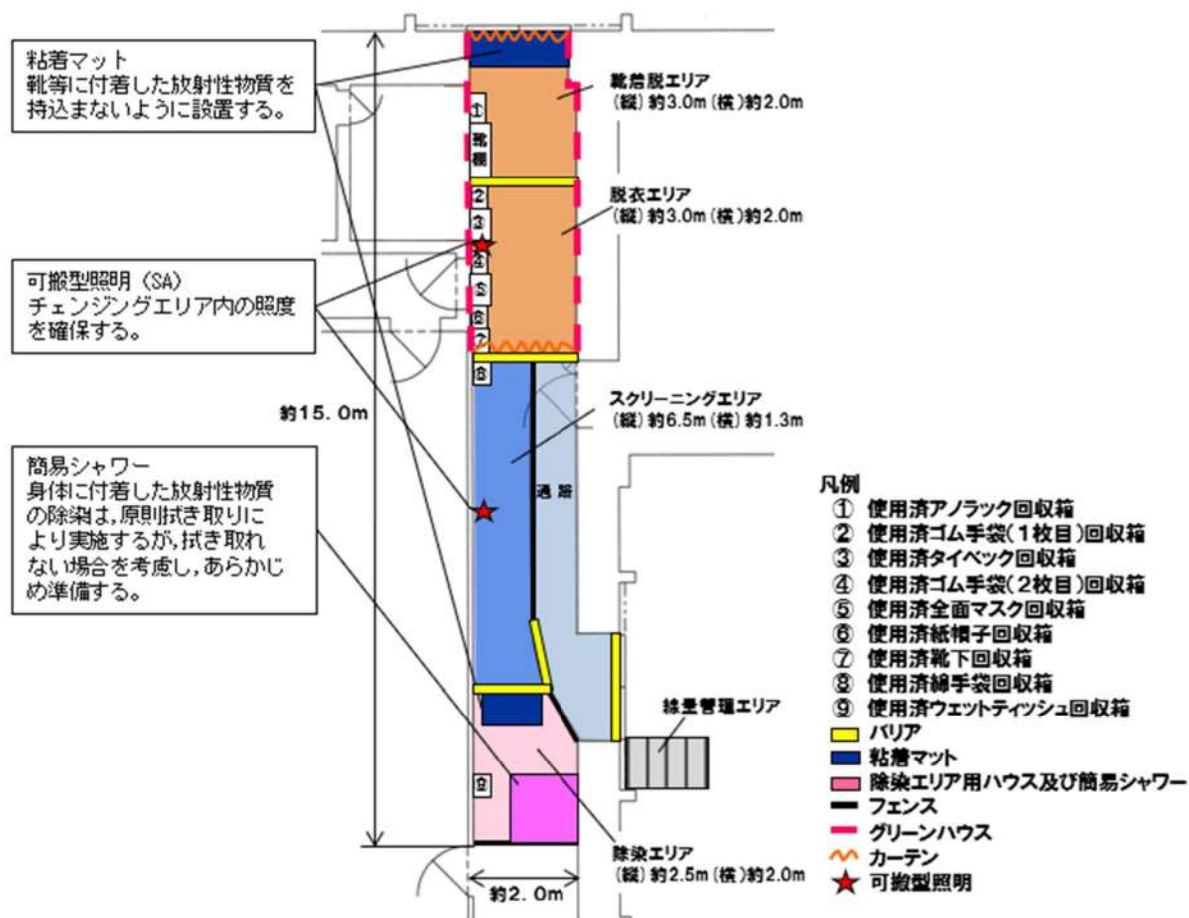
チェンジングエリアの設営は，放管班員2名で，約100分を想定している。

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。

チェンジングエリアの設営は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合は，参集要員（12時間後までに参集）のうち，チェンジ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，放管班長が，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後，事象進展の状況（格納容器内高レンジエリアモニタ等により炉心損傷を判断した場合等），参集済みの要員数及び放管班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。



第2図 チェンジングエリア設営フロー



第3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、汚染による養生シートの張替え等も考慮して、第2表、第4図のとおりとする。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2表 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量	根拠
グリーンハウス	2個	チェンジングエリア設営及び保 修に必要な数量
グリーンハウス専用フレーム	1式	
養生シート	9巻 <sup>※1</sup>	
バリア	9個 <sup>※2</sup>	
養生テープ	20巻	
作業用テープ	5巻	
透明ロール袋（大）	10巻	
粘着マット	10枚	
ウエス	1箱	
ウェットティッシュ	62個	
回収箱	9個	
はさみ	2丁	
カッター	2本	
マジック	2本	
フェンス	10枚 <sup>※3</sup>	
除染エリア用ハウス	1式 <sup>※4</sup>	
簡易シャワー	1台 <sup>※5</sup>	
ポリタンク	1台 <sup>※6</sup>	
トレイ	1個	
バケツ	1個	
可搬型照明（SA）	2台（予備1台）	

※1：仕様 1,800mm×30m／巻（透明・ピンク・黄）

※2：仕様 600mm（750mm, 900mm）／個

※3：仕様 600mm（1,200mm）×900mm／枚（アルミ製）

※4：仕様 1,200mm×1,200mm×1,900mm／式（折りたたみ式、ポリエステル製）

※5：仕様 タンク容量7.5 リットル（手動ポンプ式）

※6：仕様 タンク容量20 リットル（ポリタンク）



養生シート（床・壁用）  
 <仕様>  
 1,800mm×30m／巻  
 (透明・ピンク・黄)



バリア

<仕様>  
 ・900mm／個  
 ・750mm／個  
 ・600mm／個  
 (アルミ製)



フェンス

<仕様>  
 600mm×900mm / 個  
 1,200mm×900mm / 個  
 (アルミ製)



ポリタンク

<仕様>  
 タンク容量 20 リットル  
 (ポリタンク)



除染エリア用ハウス

<仕様>  
 1,200mm×1,200mm×1,900m  
 (折りたたみ式、ポリエステル製)



簡易シャワー

<仕様>  
 タンク容量 7.5 リットル  
 (手動ポンプ式)

第4図 中央制御室チェンジングエリア用資機材

## (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, 汚染管理, 廃棄物管理, 環境管理)

### 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, 中央制御室に待機していた要員が, 中央制御室外で作業を行った後, 再度, 中央制御室に入室する際等に利用する。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込みを防止する。

#### ① 靴着脱エリア

靴等を着脱するエリア。

#### ② 脱衣エリア

防護具及びヘルメットを適切な順番で脱衣するエリア。

#### ③ スクリーニングエリア

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。

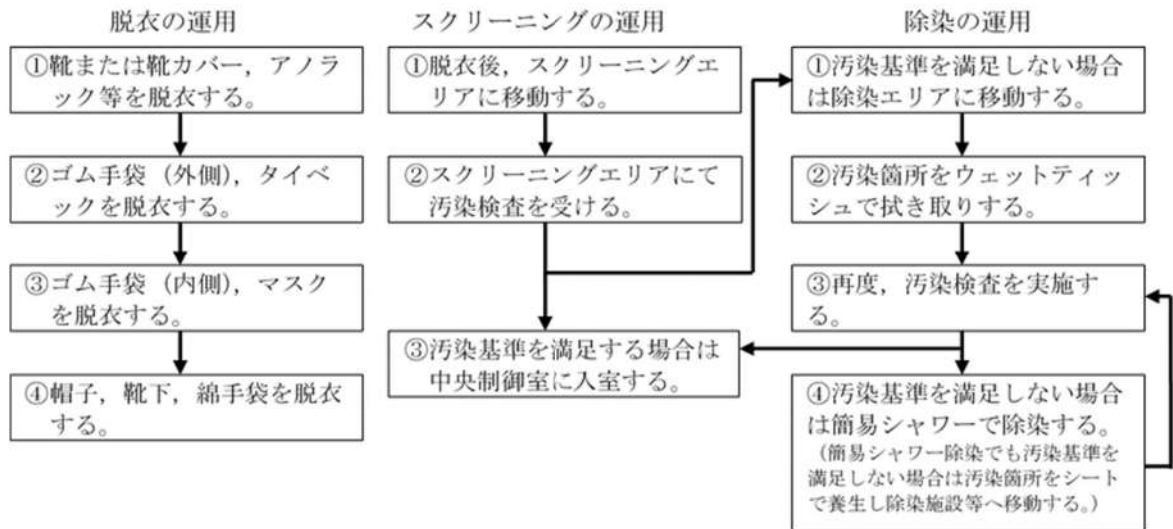
汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

#### ④ 除染エリア

スクリーニングエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

チェンジングエリアの各エリアにおける具体的運用は, 第5図のとおり。

チェンジングエリアでは, 事故対応を円滑に実施するため, 放管班員のうち2名が汚染検査, 除染, 汚染管理を行う。また, チェンジングエリアの運用が適切に実施できるよう放管班員は定期的な教育・訓練を行い入域時間の短縮及び技術力の向上を図ることとしている。



第5図 チェンジングエリア運用基本フロー図

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。

- ① 靴着脱エリアで、靴、ゴム手袋外側、アノラック等を脱衣する。
- ② 脱衣エリアで、タイベック、ヘルメット、マスク、ゴム手袋内側、帽子、靴下、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放管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手順は以下のとおり。

- ① 脱衣後、スクリーニングエリアに移動する。
- ② スクリーニングエリアにおいて汚染検査を受ける。
- ③ 汚染基準を満足する場合は中央制御室へ入室する。汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。

なお、放管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、放管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。

- ① 汚染検査にて汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。
- ② 汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。



- ③ 再度汚染箇所について汚染検査する。
- ④ 汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、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。

- ① 中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、ヘルメット、タイベック、ゴム手袋内側、マスク、ゴム手袋外側を着衣する。
- ② 靴着脱エリアで、靴を着用する。

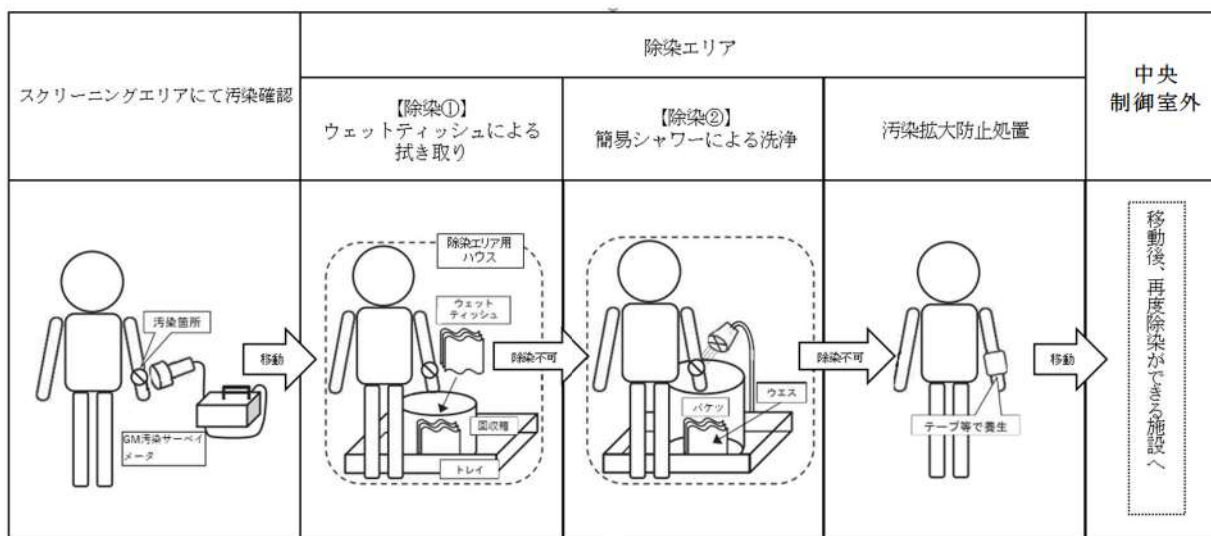
放管班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 汚染管理

スクリーニングエリア内で要員の汚染が確認された場合は、スクリーニングエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗による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6図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第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率の

上昇及び汚染拡大防止を図る。

#### h. 環境管理

放管班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線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。

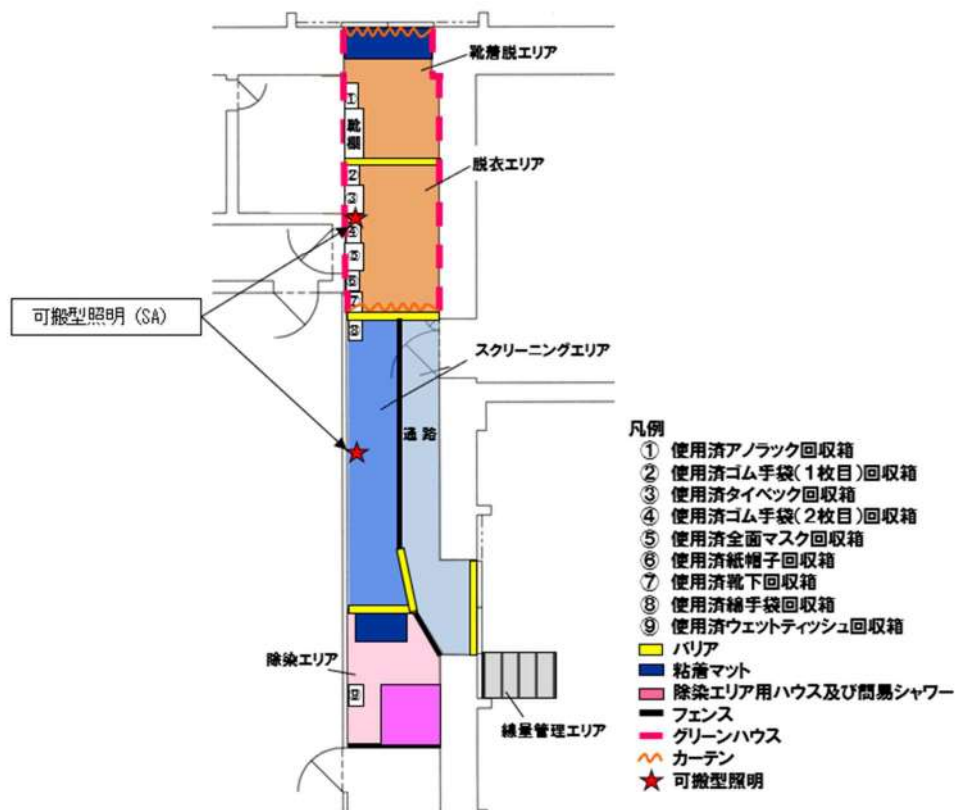
ブルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

#### (6) チェンジングエリアの可搬型照明（SA）

チェンジングエリア設営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（SA）は、2個を使用する。個数はチェンジングエリア設営、身体サーベイ及び除染時に必要な照度を確保できるよう配置する。

可搬型照明（SA）の照度は、第7図のとおりチェンジングエリア内に2個設置した場合で、身体サーベイ等を行う床面において「JIS Z 9125（2007）屋内作業場の照明基準」の照度段階の最低値である20ルクス以上の照度になるように配置する。

なお、それぞれのエリアの代表点の床面に設置した状態で、20ルクス以上の照度が確保できていることを実測により確認している。



可搬型照明①



可搬型照明②

第7図 可搬型照明 (SA) 確認状況

【主要仕様】

- 可搬型照明 (SA)

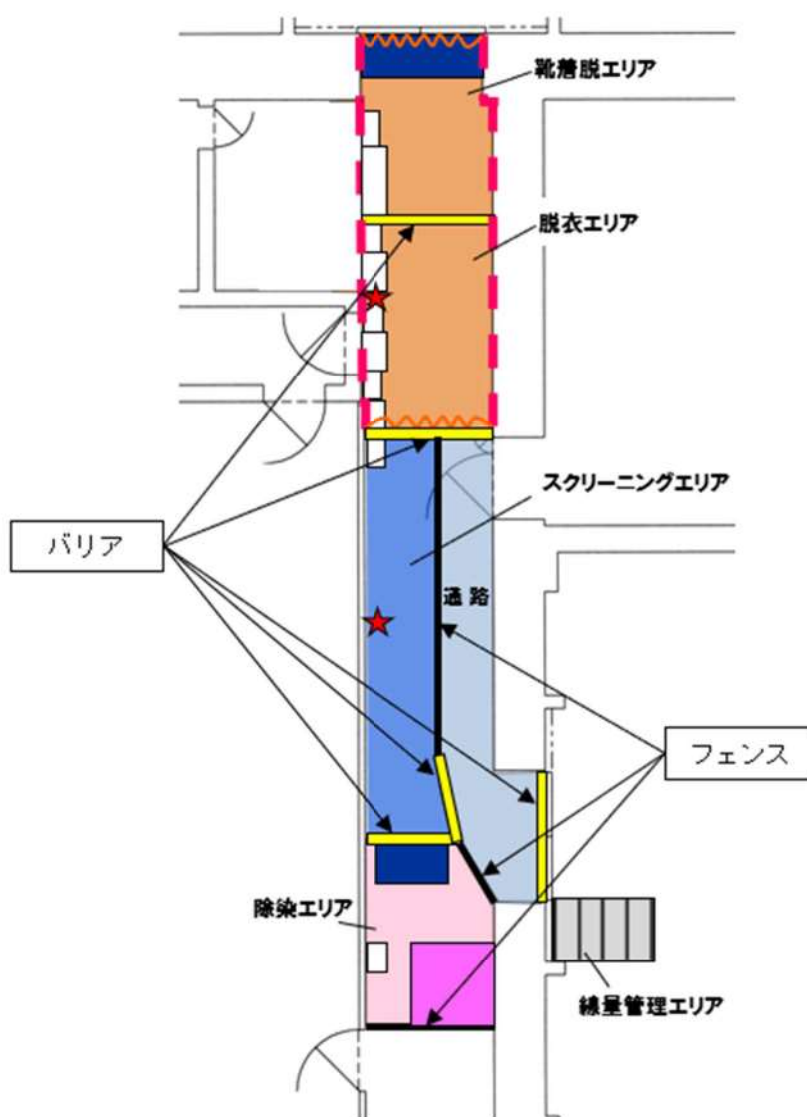
個数：2個 (予備1個)

(7) チェンジングエリアに係る補足事項

a. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴着脱エリア、脱衣エリア及びスクリーニングエリアの境界をバリア等により区画する。チェンジングエリアの設営状況は第8図のとおりである。チェンジングエリア内面は、汚染の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している。

また、養生シート等に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。



第8図 チェンジングエリア設営状況

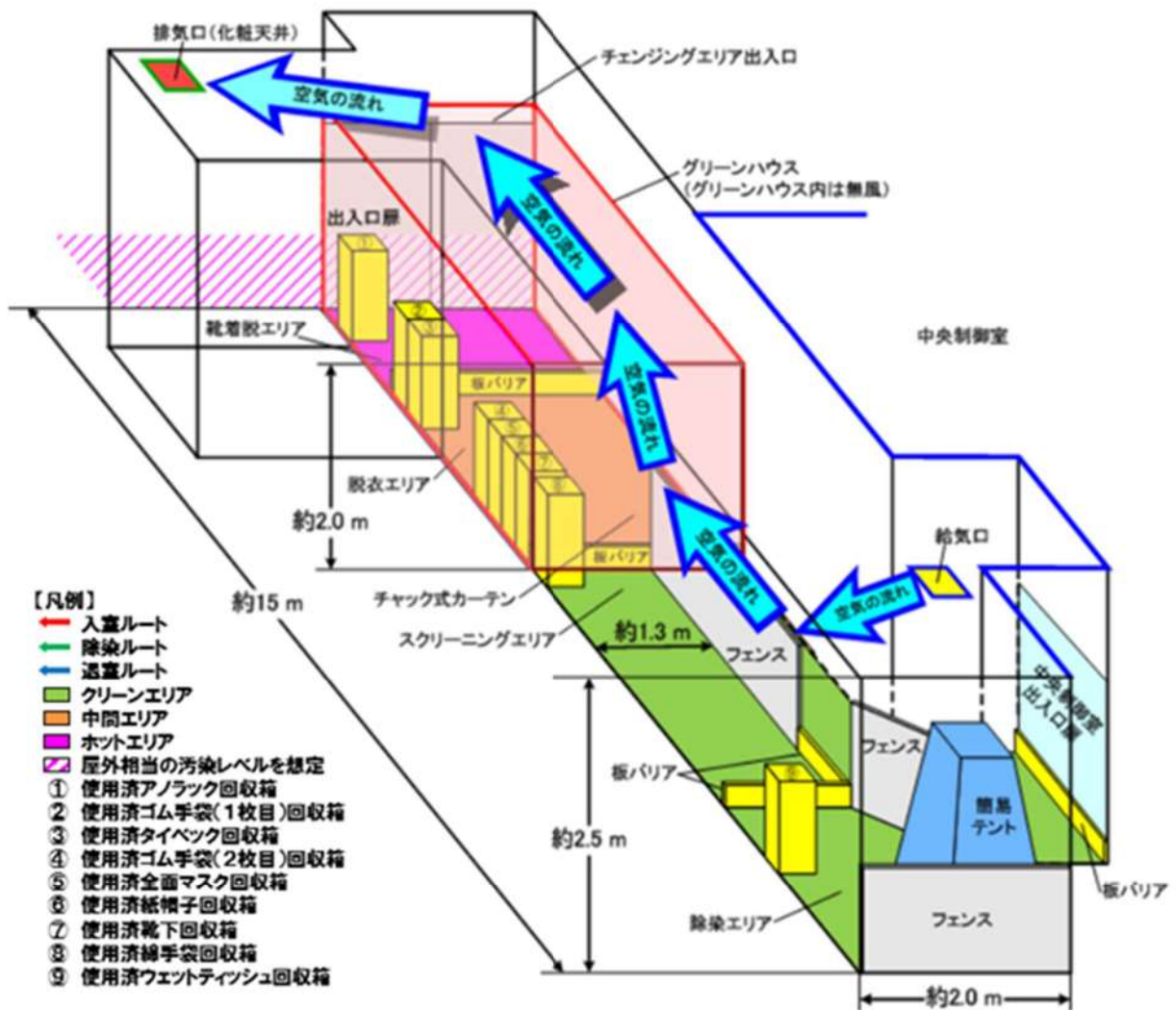


b. チェンジングエリアへの空気の流れ

(a) 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された原子炉補助建屋の中央制御室バウンダリ内に設置し、第9図のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、中央制御室を中央制御室空調装置の運転による換気を行うことにより、チェンジングエリアに第9図のように空気の流れをつくとともに、靴着脱エリア及び脱衣エリアにグリーンハウスを設置することで脱衣を行うホットエリア等の空気によるスクリーニングエリア側への汚染拡大を防止する。



第9図 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

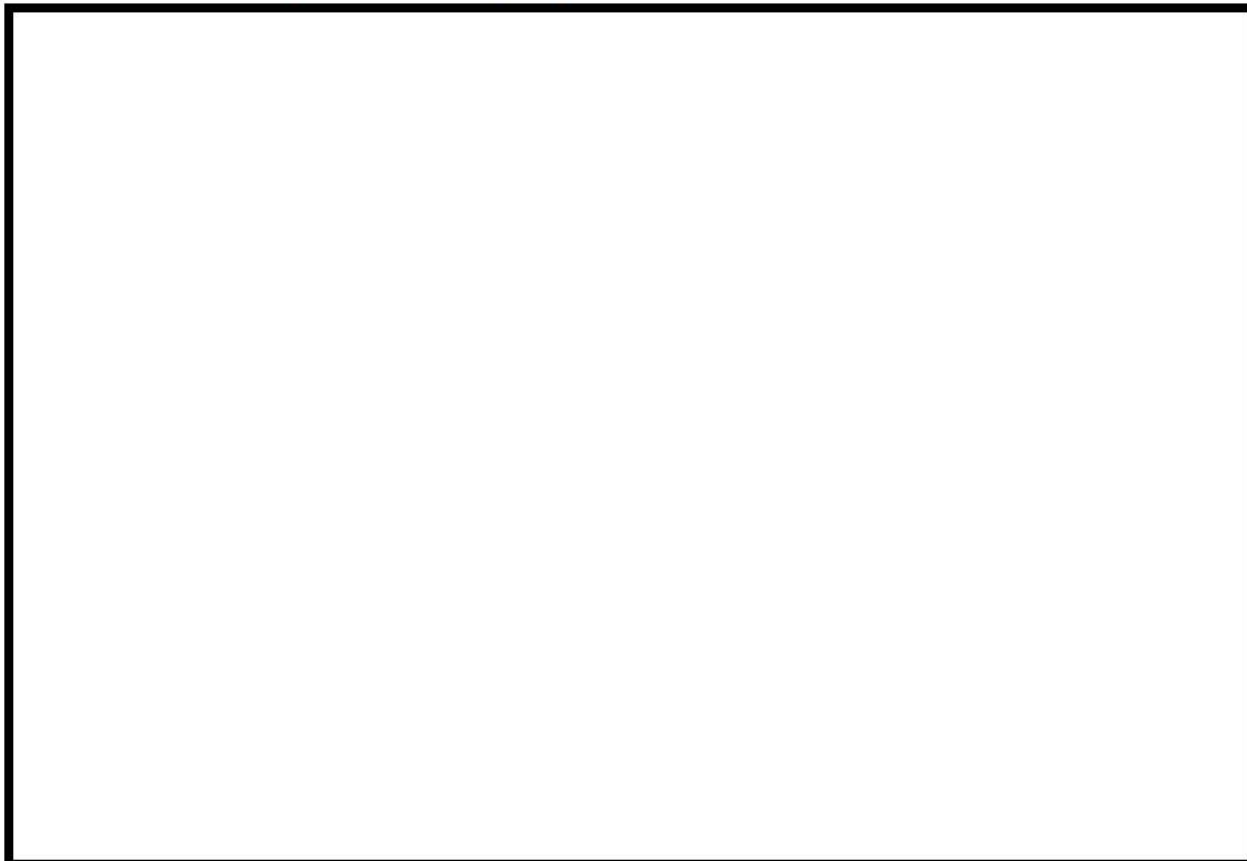
(b) 中央制御室バウンダリ内全体の空気の流れ

中央制御室空調装置の運転による中央制御室バウンダリ内全体の空気の流れについては、第 10 図のとおりである。

チェンジングエリアを設営する通路の空気は、中央制御室出入口扉近傍の給気口からチェンジングエリア出入口近傍の排気口（化粧天井）に向かって流れる。（⇒①に示す）

中央制御室内については、原子炉補助建屋 2 階（T. P. 17. 8m）と原子炉補助建屋 2 階中間床（T. P. 21. 2m）が吹き抜け構造となっており、原子炉補助建屋 2 階中間床（T. P. 21. 2m）の複数の給気口から空気が出て 2 箇所の排気口へ流れるが微正圧であるため、中央制御室出入口扉を開放すると中央制御室内からチェンジングエリアを設営する通路に向かって空気が流れる。（⇒②に示す）

また、チェンジングエリアを設営する通路に隣接した部屋（定検班作業室，運転員控室）の扉を開放した場合は、各部屋から通路に向かって空気が流れる。（⇒③に示す）各部屋から通路に合流した空気は、チェンジングエリア出入口近傍の排気口（化粧天井）に向かって流れる。



第 10 図 中央制御室バウンダリ内全体の空気の流れ

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

c. 中央制御室への放射性物質の流入防止





(a) 出入口扉以外の扉の施錠による放射性物質の流入防止

中央制御室のエリアには複数の扉が設置されているが、中央制御室内への放射性物質の流入を防止するため、中央制御室の境界にある扉はすべて気密扉であるとともに、第 11 図のとおり出入口となる扉は 1 箇所のみとし、その他の扉については施錠管理により開放ができない運用とすることで、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する運用としている。


出入口となる扉 1 箇所には、要員が装着している防護具類の脱衣エリア及び脱衣後の現場作業要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認するためのスクリーニングエリアを設置し、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。



○凡例

-  : 中央制御室バウンダリ
-  : 気密扉
-  : 気密扉及び扉施錠箇所
-  : チェンジングエリア

第 11 図 中央制御室出入口扉施錠箇所

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません



(b) グリーンハウスにおける放射性物質の閉じ込めによる中央制御室への流入防止  
中央制御室へ放射性物質の流入を防止するため、グリーンハウスの汚染管理方法を以下のとおりとする。

①表面汚染密度及び空气中放射性物質濃度の管理方法

汚染レベルが高くなると予想される靴着脱エリア及び脱衣エリアをグリーンハウス化することで、靴着脱エリアでの靴の履き替え及び脱衣エリアでの防護具類の脱衣により、防護具類の表面から剥がれ落ちた放射性物質をグリーンハウス内に閉じ込め、中央制御室内への汚染の持ち込みを防止する。

また、グリーンハウスの両端に取り付けるカーテンは、気密性を向上させるためにチャック式のカーテンとし、放射性物質の閉じ込めに万全を期す。

②定期的な測定

グリーンハウス内には靴の履き替え等により放射性物質が持ち込まれることになるが定期的（1回/日以上）な測定により汚染の有無を確認し、汚染が確認された場合は、チェンジングエリアに滞在する放管班員が速やかに除染を行う。

(c) 中央制御室内への放射性物質の流入を防止するための運用方法

①グリーンハウスの設営及び要員の入退城の運用

中央制御室内への放射性物質の流入の防止に万全を期すため風向と合わせて、グリーンハウスの設営方法及びチェンジングエリアの要員の入退城の運用に関して以下のとおりとすることとしている。

○グリーンハウス内は無風状態を維持するため、グリーンハウス自体の気密性を高くする必要があることから、出入口に取り付けるカーテンについてはチャック式のカーテンとする。

○要員は出入口扉から入退城することになるが、中央制御室内への放射性物質の流入を防止するため、中央制御室バウンダリの境界側の出入口扉のカーテン及び中央制御室側のカーテンの同時開放は禁止することとし、カーテン部に注意喚起の標識を掲示する。

また、チャック式カーテン通過後には完全にチャックを閉止することとし、上記の標識の他に注意喚起の標識を合わせて掲示する。

なお、同時開放させないための出入口扉、カーテンの状態の監視は、スクリーニングエリアに常駐する放管班員が行うこととし、必要に応じ放管班員から入退城しようとする要員に対して指示・指導するものとする。

②チャック式のカーテンの開閉運用手順

チャック式のカーテンが同時開放される可能性があるのは、グリーンハウス両端から要員が同時に入退城する場合であり、同時開放を防止するため運用方法を以下のとおりとする。



- チェンジングエリア内のスクリーニングエリアに常駐している放管班員は、グリーンハウス両端の2箇所を設置されているチャック式のカーテンから入退城しようとする要員がいる場合、要員に対して指示・指導する必要があるため、入退城状況を常時監視する。
  - 放管班員は2箇所同時にチャック式のカーテンから要員が入退城しようとしている場合、両方の要員に対して待機を指示する。
  - 放管班員は、待機を指示した要員に対してチャック式のカーテンは同時開放が禁止であること及び通過後にはチャックを完全に閉止することを告知する。
  - 告知後、放管班員はどちらか一方の要員に通過を指示し、もう一方の要員に対しては待機の継続を指示する。
  - 先に指示した要員がチャック式のカーテンの通過後、放管班員は待機している要員に通過を指示する。
  - 待機を指示されたにもかかわらず、同時にチャック式のカーテンを通過しようとする要員がいた場合、放管班員は当該要員に対して適切に指導する。
  - 放管班員は、グリーンハウス内の使用済み防護具類の回収等に合わせて、適宜チャック式カーテンのチャックが完全に閉止しているかを確認する。
- (d) 中央制御室空調装置による放射性物質の中央制御室への流入防止
- 仮にグリーンハウスから放射性物質が漏えいした場合においても、放射性物質を中央制御室へ流入させないようにするため、中央制御室空調装置による空気の流れにより、放射性物質の中央制御室への流入を防止する。
- 中央制御室に放射性物質を流入させない風向として、グリーンハウス内については放射性物質をグリーンハウス内に留めておくため無風とし、グリーンハウス外については、中央制御室出入口扉近傍の給気口からチェンジングエリア出入口近傍の排気口への風向とする。
- 以上から、検証のためチェンジングエリアを設営し風向確認試験を行ったが、実際の空気の流れは、第9図に示す風向であることを確認した。試験の概要を以下に示す。
- チェンジングエリアに設置するすべての資機材を配置した。
  - グリーンハウスの両端に設置するカーテンはチャック式とする。
  - 中央制御室空調装置は、重大事故時の運転状態である閉回路循環運転にて、試験を行った。
  - グリーンハウスから中央制御室内への放射性物質の流入する経路となるようにグリーンハウスのスクリーニングエリア側に取り付けたカーテン、中央制御室出入口扉を開放し、中央制御室バウンダリの境界となる出入口扉及びカーテンについては閉止状態とした。
  - 確認高さは、中央制御室内、スクリーニングエリア内及びグリーンハウス内は、

要員を模擬し床上高さ+1500mmとし、その他にグリーンハウス上、排気ダクト付近については、床上高さ+2000mmで確認を行った。

放射性物質をグリーンハウス内に閉じ込めること及び中央制御室空調装置により、中央制御室へ放射性物質が流入することはないことから、チェンジングエリアへの可搬型空気浄化装置は設置しない設計とする。

(e) 中央制御室バウンダリ内に設営することによる外部被ばく等の低減

チェンジングエリアを中央制御室バウンダリ内に設営することにより、外部被ばく、衣服汚染及び身体汚染を低減できる。具体的には以下のとおり。

①外部被ばくの低減

グリーンハウスを中央制御室バウンダリ外に設営した場合、チェンジングエリア周辺の汚染レベルが高く、要員が防護具類を脱衣する際に外部被ばくの増加が懸念される。

このため、中央制御室バウンダリ内にチェンジングエリアを設営することで、環境の線量当量率は低くなり、要員の外部被ばくを低減できる。

②衣服汚染及び身体汚染の低減

グリーンハウスを中央制御室バウンダリ外に設営した場合、チェンジングエリア周辺の汚染レベルが高く、中央制御室への要員の入退室時に外部の放射性物質が流入することから、グリーンハウス内に汚染が付着しやすくなり要員の衣服汚染及び身体汚染の発生が増加する懸念がある。

一方、チェンジングエリアを中央制御室バウンダリ内に設営した場合は、中央制御室内の環境の汚染レベルは低いため、衣服汚染及び身体汚染の発生を抑制することができる。

d. 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スクリーニング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、スクリーニングエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

スクリーニングエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、スクリーニングエリアで汚染が確認された要員との接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。



(8) 汚染の管理基準

第3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、スクリーニングエリアのバックグラウンドに応じて、第3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。

第3表 汚染の管理基準

	状況	汚染の管理基準 <sup>※1</sup>	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	1,300 cpm <sup>※2</sup>	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:40 Bq/cm <sup>2</sup> )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	40,000 cpm <sup>※3</sup>	原子力災害対策指針におけるO I L 4に準拠
		13,000 cpm <sup>※4</sup>	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

※1:計測器の仕様や校正により計数率が異なる場合は、計測器ごとの数値を確認しておく。また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※2:4 Bq/cm<sup>2</sup>相当。

※3:120Bq/cm<sup>2</sup>相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準(バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準)として設定(13,000×3≒40,000cpm)。

※4:40Bq/cm<sup>2</sup>相当(放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度)。

上記汚染の管理基準の設定に当たり、中央制御室滞在における内部被ばく線量を試算した。

評価条件は第4表のとおりとし、中央制御室に入室する運転員等の衣類には、40Bq/cm<sup>2</sup>の放射性物質が付着しているものと仮定し、付着した放射性物質(40Bq/cm<sup>2</sup>)がすべて中央制御室内に持ち込まれ、浮遊するものとして評価した。

第4表 中央制御室における線量評価条件

項目	使用値	設定理由
運転員等の衣類に付着して中央制御室に持ち込まれる放射性物質の量	2.096E+07 Bq/ 31名	・40Bq/cm <sup>2</sup> ×16900 cm <sup>2</sup> (体表面積) ×31名 (衣類に付着した放射性物質が0～60sの短時間で中央制御室内へ全量浮遊するものと仮定) ・Cs-137とI-131を想定
中央制御室の空調バウンダリ体積	4000m <sup>3</sup>	空調機器の体積を含む中央制御室バウンダリ体積として設定
中央制御室非常用循環系統フィルタ容量	85m <sup>3</sup> /min	設計値
中央制御室非常用循環系統起動時間	60 s	0～60sに中央制御室操作員の着衣の放射性物質が全て中央制御室内に浮遊するものと仮定。安全側に放射性物質が全量浮遊するまでの中央制御室非常用循環系統のフィルタ効果は期待しないものとした
中央制御室非常用循環系統よう素フィルタによる除去効率	0～60 s : 0% 60 s ~ : 95%	設計上期待できる値として設定
中央制御室非常用循環系統微粒子フィルタによる除去効率	0～60 s : 0% 60 s ~ : 99%	同上
空気流入率	2000 m <sup>3</sup> /h (0.5回/h)	空気流入率測定試験結果(0.15回/h)を基に余裕を見込んだ値として設定
マスクの着用	考慮しない	被ばく評価上、安全側にマスクの着用を考慮しないものとする
交替回数	20回	7日間の直交替回数に余裕をみた値
中央制御室滞在時間	49時間	運転員の勤務形態として5直2.5交替とし、評価期間中、最大となる班の滞在時間を設定
評価期間	7日	審査ガイド*1に基づく

\* 1 : 「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」

被ばく評価結果を第5表に示す。衣類の付着物として全量Cs-137を仮定した場合は、約0.8 mSv/7日、全量I-131を仮定した場合は約0.4 mSv/7日であり、持ち込まれた放射性物質が全量浮遊したものと仮定しても被ばく線量は小さいものであり、現実的には全量浮遊することはないため、実際の被ばく影響は十分に小さいものとする。

なお、中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、別途「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」において審査ガイドに基づき評価しており、本評価は中央制御室入室の汚染管理基準の評価のため試算したものである。



第5表 衣類に付着した放射性物質による中央制御室での被ばく評価結果

	Cs-137 の衣類への 付着を仮定	I-131 の衣類への 付着を仮定
吸入摂取による 実効線量結果 (mSv/7日)	約 0.8	約 0.4

また、さらなる被ばく低減の観点からもより低い管理基準で運用していくことも視野に入れて改善を図っていく。

(9) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室におけるマスクの着用の判断基準は第6表のとおりとする。

事故直後の運転員操作の輻輳を鑑みるとマスク着用の判断に迷わないことが最優先であることから、重大事故等が発生し炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する。


第6表 マスクの着用の判断基準

判断情報	判断方法	判断主体
重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合	炉心出口温度が350℃を超えて上昇が継続する場合、又は格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が $1 \times 10^6$ mSv/h以上の場合	中央制御室 発電課長（当直）

(10) 可搬型照明（SA）

チェン징エリア設営場所付近の全照明が消灯した場合に可搬型照明（SA）を使用する。可搬型照明（SA）は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために第7表に示す数量及び仕様とする。

表7 チェン징エリアの可搬型照明（SA）

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（SA） 	中央制御室付近	2個 (予備1個)	電源：AC100V 点灯時間：約2.5時間 (蓄電池による点灯時)

(11) チェン징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は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員がチェン징エリア内に収容できる設計とする。チェン징エリアに同時に4名の要員が来た場合、すべての要員が中央制御室に入りきるまで約9分であり、すべての要員が汚染している場合（局所的に汚染し、拭き取りによる除染を行う者を3名、広範囲に汚染し、簡易シャワーによる除染を行う者を1名と想定）でも約28分であ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、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

(12) 放管班の緊急時対応のケーススタディ

放管班は、チェンジングエリアの設営以外に、可搬型モニタリングポストの設置（約190分）、可搬型モニタリングポスト（海側用及び緊急時対策所付近用）の設置（約120分）、可搬型気象観測設備（気象観測設備代替測定用）の設置（約100分）、可搬型気象観測設備（緊急時対策所付近用）の設置（約80分）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、放管班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。

例えば、平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）には、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。また、夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合（ケース②）は、参集に12時間かかるとして、参集要員の放管班6名が参集後、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①（平日の勤務時間帯に事故が発生した場合）

対応項目	要員	経過時間[時間]		0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
		参集前	参集後	事故発生 ▼ 参集要員 ▼ 10名												
放管班長	放管班		6													
可搬型モニタリングポスト(海側用)の設置	放管班	2(A)														
可搬型モニタリングポスト(緊急時対策所付近用)の設置	放管班	2(A)														
可搬型気象観測設備(代替測定用)の設置	放管班	2(A)														
可搬型気象観測設備(緊急時対策所付近用)の設置	放管班	2(C)														
中央監視室チェンジングエリアの設営	放管班	2(C)														
緊急時対策所待機所チェンジングエリアの設営	放管班	2(C)														
可搬型モニタリングポスト(TSC)の設置	放管班	2(C)														
可搬型気象観測設備(TSC)の設置	放管班	2(C)														
可搬型モニタリングポスト(備用)の設置	放管班	2(A)														

・ケース②（夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合）

対応項目	要員	経過時間[時間]		0	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22
		参集前	参集後	事故発生 ▼ 参集要員 ▼ 10名											
放管班長	放管班		6												
可搬型モニタリングポスト(海側用)の設置	放管班	2(A)													
可搬型モニタリングポスト(緊急時対策所付近用)の設置	放管班	2(A)													
可搬型気象観測設備(代替測定用)の設置	放管班	2(A)													
可搬型気象観測設備(緊急時対策所付近用)の設置	放管班	2(C)													
中央監視室チェンジングエリアの設営	放管班	2(C)													
緊急時対策所待機所チェンジングエリアの設営	放管班	2(C)													
可搬型モニタリングポスト(TSC)の設置	放管班	2(C)													
可搬型気象観測設備(TSC)の設置	放管班	2(C)													
可搬型モニタリングポスト(備用)の設置	放管班	2(A)													



中央制御室内に配備する資機材の数量について

(1) 放射線管理用資機材

中央制御室に配備する放射線管理用資機材の内訳を第1表及び第2表に示す。

なお、放射線管理用資機材は、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1表 防護具

品名	配備数 <sup>※17</sup> ／保管場所					
タイベック	1,050着 <sup>※1</sup>	緊急時 対策所 指揮所 ， 緊急時 対策所 待機所	50着 <sup>※10</sup>	3号炉 中央 制御室	約2,400着	構内 <sup>※18</sup> (参考)
下着(上下セット)	—		—		約400着	
帽子	1,050個 <sup>※1</sup>		50個 <sup>※10</sup>		約15,000個	
靴下	1,050足 <sup>※1</sup>		50足 <sup>※10</sup>		約7,000足	
綿手袋	1,050双 <sup>※1</sup>		50双 <sup>※10</sup>		約33,000双	
ゴム手袋	2,100双 <sup>※2</sup>		100双 <sup>※11</sup>		約73,000双	
全面マスク	1,050個 <sup>※1</sup>		100個 <sup>※12</sup>		約800個	
電動ファン付きマスク	8個 <sup>※3</sup>		10個 <sup>※13</sup>		約90個	
全面マスク用チャコール フィルタ(2個/セット)	2,100個 <sup>※4</sup>		200個 <sup>※14</sup>		約270個	
電動ファン付きマスク用チャ コールフィルタ(1個/セット)	8個 <sup>※3</sup>		10個 <sup>※13</sup>		約90個	
アノラック	830着 <sup>※5</sup>		50着 <sup>※10</sup>		約1,800着	
長靴	610足 <sup>※6</sup>		30足 <sup>※15</sup>		約1,000足	
オーバーシューズ(靴カバー)	1,050足 <sup>※1</sup>		50足 <sup>※10</sup>		約620足	
自給式呼吸器	8台 <sup>※7</sup>		15台 <sup>※16</sup>		約72台	
圧縮酸素形循環式呼吸器	8台 <sup>※8</sup>	—	—			
タングステンベスト	20着 <sup>※9</sup>	—	—			

- ※1：100名(本部要員50名+現場要員39名+3号炉運転員6名+余裕)×1.5倍×7日
- ※2：100名(本部要員50名+現場要員39名+3号炉運転員6名+余裕)×2重×1.5倍×7日
- ※3：6名(事務局員2名+放管班員4名)+余裕
- ※4：100名(本部要員50名+現場要員39名+3号炉運転員6名+余裕)×2個×1.5倍×7日
- ※5：79名(緊急時対策所の最大収容人数120名-本部要員41名)×1.5倍×7日
- ※6：79名(緊急時対策所の最大収容人数120名-本部要員41名)×1.1倍×7日
- ※7：8名(災害対策要員(支援)6名+参集要員2名)
- ※8：79名(緊急時対策所の最大収容人数120名-本部要員41名)の10%分
- ※9：8名(現場指揮者1名+放管班員1名+作業要員3名×2班)×2セット+余裕
- ※10：21名(運転員6名+災害対策要員7名+災害対策要員(支援)2名+運転員(交替要員)6名)×1.5倍+余裕
- ※11：21名(運転員6名+災害対策要員7名+災害対策要員(支援)2名+運転員(交替要員)6名)×1.5倍×2重+余裕
- ※12：21名(運転員6名+災害対策要員7名+災害対策要員(支援)2名+運転員(交替要員)6名)×2回分(中央制御室内での着用分)×1.5倍+余裕
- ※13：8名(運転員6名+放管班員2名)+余裕
- ※14：21名(運転員6名+災害対策要員7名+災害対策要員(支援)2名+運転員(交替要員)6名)×2個×2回分(中央制御室内での着用分)×1.5倍+余裕



※15：21名（運転員6名＋災害対策要員7名＋災害対策要員（支援）2名＋運転員（交替要員）6名）＋余裕

※16：15名（運転員6名＋災害対策要員7名＋災害対策要員（支援）2名）

※17：防護具が不足する場合は、構内より適宜運搬することにより補充する

※18：発電所構内に保管又は配備している数量

第2表 計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数／保管場所			
個人線量計	ポケット線量計	140台 <sup>※1</sup>	緊急時対策所 指揮所 緊急時対策所 待機所	50台 <sup>※5</sup>	3号炉 中央制御室
	ガラスバッジ	140台 <sup>※1</sup>		50台 <sup>※5</sup>	
GM汚染サーベイメータ		10台 <sup>※2</sup>		3台 <sup>※6</sup>	
電離箱サーベイメータ		10台 <sup>※3</sup>		3台 <sup>※7</sup>	
可搬型エリアモニタ		4台 <sup>※4</sup>		—	

※1：60名×2箇所（指揮所，待機所）×1.1倍＋余裕

※2：チェンジングエリア用6台（汚染検査を行う放管班員2名分×2箇所（指揮所，待機所）＋余裕）＋緊急時対策所内及び屋外用4台（屋外等のモニタリングを行う放管班員2名＋余裕）

※3：チェンジングエリア用4台（汚染検査を行う放管班員2名分×2箇所（指揮所，待機所）＋緊急時対策所内及び屋外用6台（屋外等のモニタリングを行う放管班員2名＋余裕）

※4：緊急時対策所指揮所2台（1台＋余裕）＋緊急時対策所待機所2台（1台＋余裕）

※5：31名×1.5倍

※6：チェンジングエリア用1台（汚染検査を行う放管班員1名分）＋中央制御室内用1台（中央制御室内の汚染検査用1台）＋余裕

※7：チェンジングエリア用1台（チェンジングエリア内のモニタリング用1台）＋中央制御室内用1台（中央制御室内のモニタリング用1台）＋余裕

(2) 食料等

中央制御室に配備する食料等の内訳を第3表に示す。なお，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表 食料等

品名		配備数 <sup>※4</sup>
		中央制御室
食料等	・食料	126食 <sup>※1</sup>
	・飲料水（0.5L）	168本＝84L <sup>※2</sup>
よう素剤		1000錠 <sup>※3</sup>

※1：6名（運転員）×7日×3食

※2：6名（運転員）×7日×4本（0.5L／本）

※3：6名（運転員）×（2錠×7日＋余裕分）

※4：今後，訓練等で見直しを行う

## 交代要員体制を考慮した運転員の被ばく評価について

被ばく評価に当たっては、評価期間を事故発生後7日間とし、運転員が交代（5直3交代）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交代サイクルを表1に、交代スケジュール例を表2に示す。なお、本評価においては、3直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。

被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図1及び図2に示す。また、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表3に、被ばく評価に係る中央制御室空調装置の概略図を図3に示す。

表1 直交代サイクル

勤務	勤務時刻	勤務時間
1直	22:00 ~ 8:10	10時間10分
2直	8:10 ~ 15:20	7時間20分
3直	15:00 ~ 22:10	7時間10分
連直	8:00 ~ 22:10	14時間10分

表2 勤務スケジュール例

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数
A班	3直	連直	2直		1直	1直		49:00	10回
B班	日勤								
C班			3直	連直	2直		1直	38:50	8回
D班	1直	1直			3直	連直	2直	49:00	10回
E班	2直		1直	1直			3直	34:50	8回

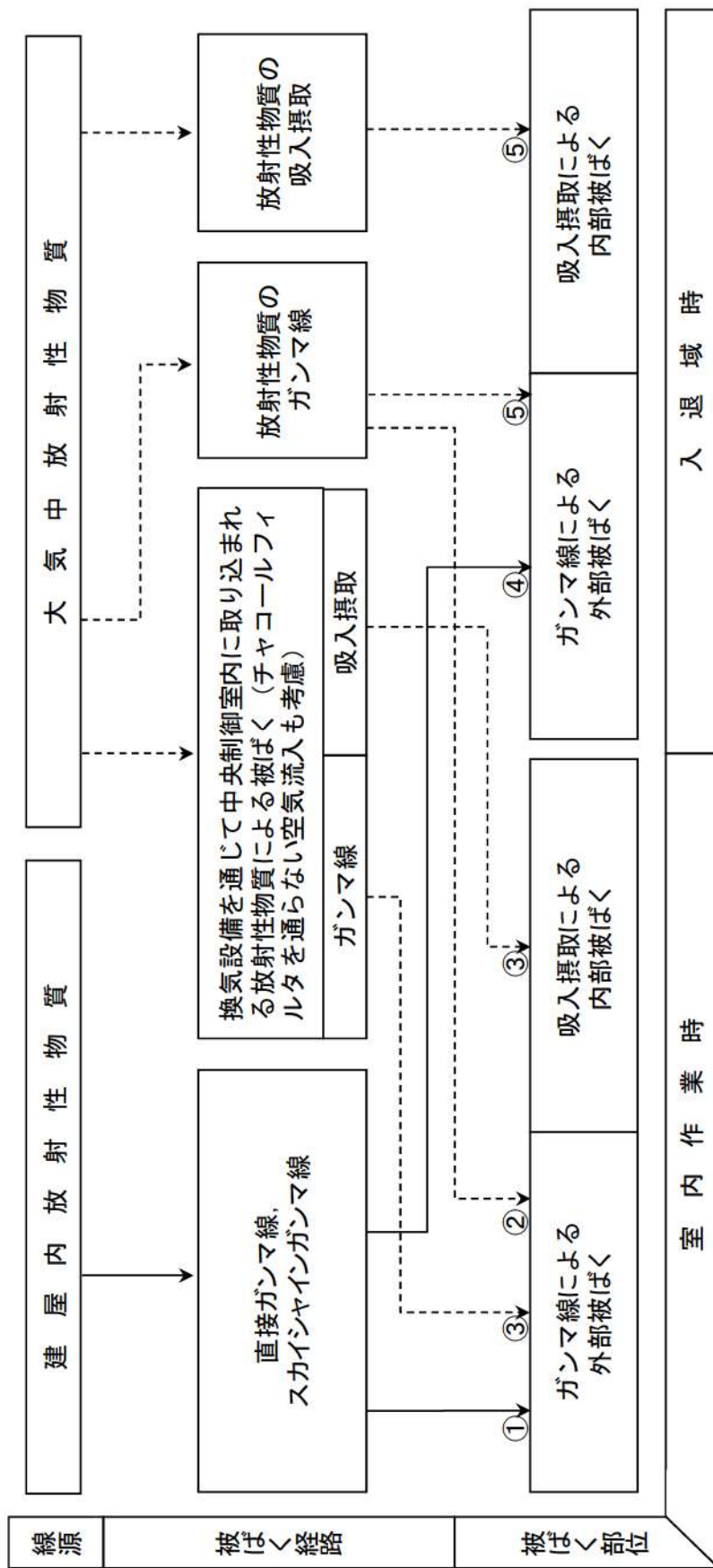


図1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路



中央制御室内	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（直接ガンマ線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 （クラウドシヤインガンマ線及びグランドシヤインによる外部被ばく）
	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 （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）
入退城	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（直接ガンマ線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 （クラウドシヤインガンマ線及びグランドシヤインによる外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく）

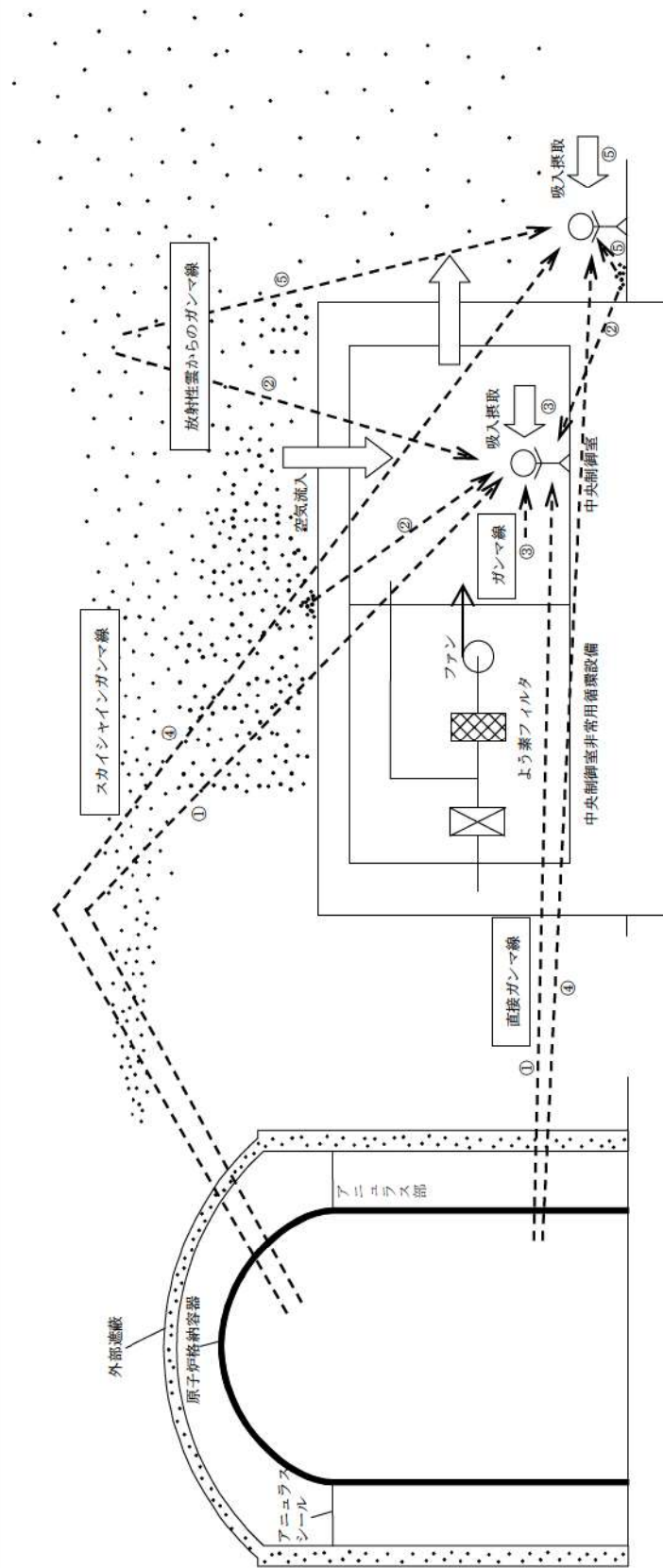


図2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図



表3 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/3）

項目		評価条件	
炉心内蓄積量	発災プラント	3号炉	
	評価事象	大破断 LOCA 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	
	炉心熱出力	2,705MWt	
	原子炉運転時間	ウラン燃料 1 サイクル：10,000h（約416日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 1 サイクル：10,000h（約416日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h	
	取替炉心の燃料装荷割合	装荷割合は ウラン燃料：約3/4（117体/157体） ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料：約1/4（40体/157体） サイクル数（バッチ数）は ウラン燃料：4 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料：3	
大気拡散	気象資料	泊発電所における1年間の気象データ （1997年1月～1997年12月）（地上約10m）	
	実効放出継続時間	全放出源：1時間	
	建屋巻き込み	考慮する	
	累積出現頻度	小さい方から累積して97%	
	放出源及び放出源高さ	地上：地上0m 排気筒：地上73.1m	
	着目方位	中央制御室滞在時	【地上, 排気筒】 中央制御室中心：5方位
		入退域時	【地上, 排気筒】 出入管理建屋入口：3方位 中央制御室入口：6方位

表3 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/3）

項目	評価条件
原子炉格納容器の漏えい開始時刻	0秒
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%
原子炉格納容器に 放出されるよう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%
原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮
原子炉格納容器からの 漏えいに関する捕集効率 (DF)	希ガス : 1 エアロゾル粒子 : 10 無機よう素 : 1 有機よう素 1
原子炉格納容器内での 有機よう素の除去効果	未考慮
原子炉格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	・代替格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果
原子炉格納容器等への無機よう素の 沈着効果	$9.0 \times 10^{-4}$ [1/s]
原子炉格納容器等へのエアロゾルの 沈着効果	$6.65 \times 10^{-3}$ [1/h]
代替格納容器スプレイによる スプレイ効果開始時間	60分
代替格納容器スプレイによる エアロゾルのスプレイ除去効果	SRP6.5.2*に示された評価式に基づく
原子炉格納容器に放出される 核分裂生成物割合	炉心内内蔵量に対して, 希ガス類 : $1.0 \times 10^0$ よう素類 : $7.5 \times 10^{-1}$ Cs 類 : $7.5 \times 10^{-1}$ Te 類 : $3.05 \times 10^{-1}$ Ba 類 : $1.2 \times 10^{-1}$ Ru 類 : $5.0 \times 10^{-3}$ La 類 : $5.2 \times 10^{-3}$ Ce 類 : $5.5 \times 10^{-3}$

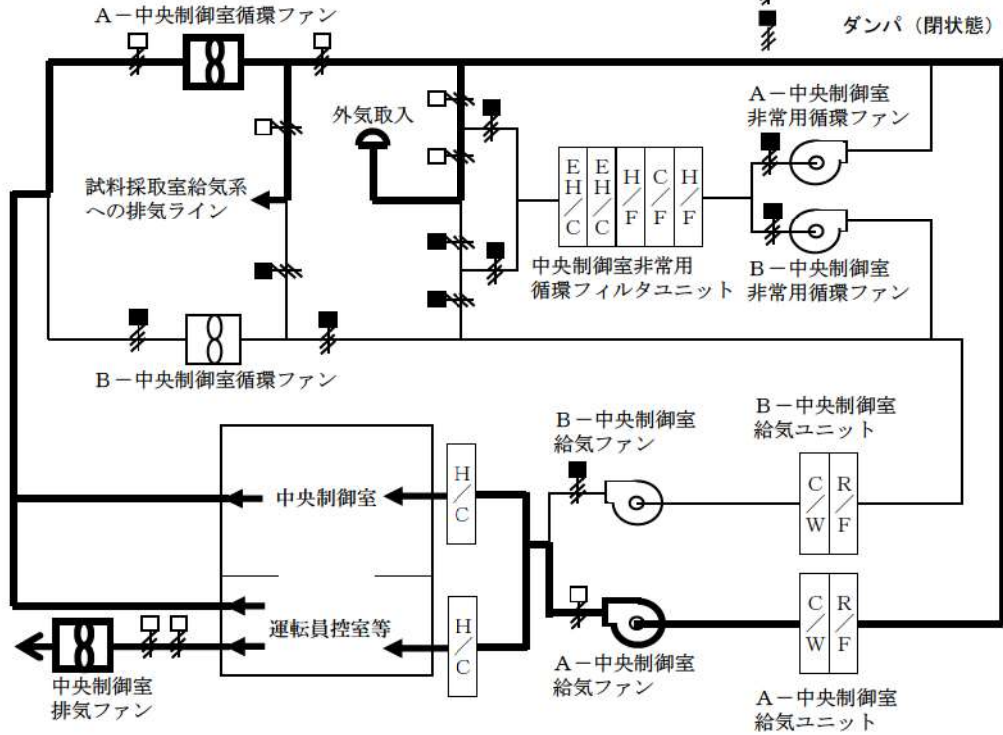
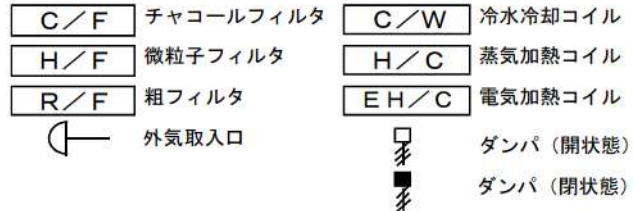
原子炉格納容器外への放出

※: 米国 Standard Review Plan 6.5.2 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”

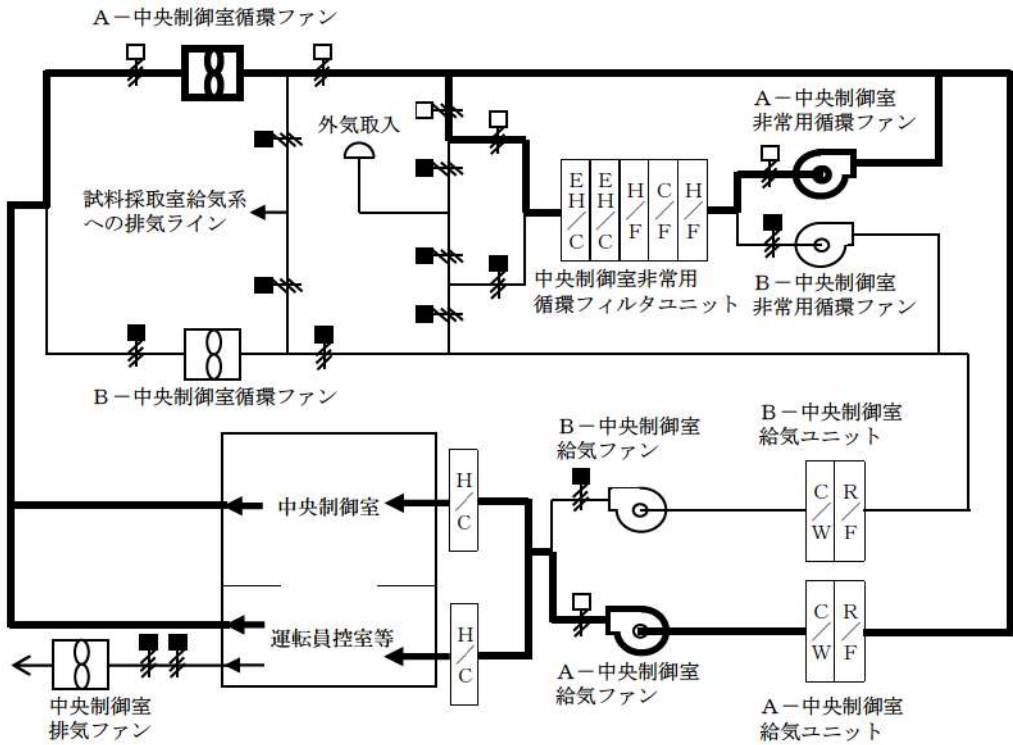
表3 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/3）

項目		評価条件
環境への放出	アニュラス部体積	7860m <sup>3</sup>
	アニュラス空気浄化設備 ファン流量	1.86×10 <sup>4</sup> m <sup>3</sup> /h (ただし 60 分後起動)
	アニュラス負圧達成時間	78 分
	アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる除去効 率	0～78 分： 0% 78 分～： 95%
	アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる除去効 率	0～78 分： 0% 78 分～： 99%
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統 (風量, フィルタ除去効率及び 起動遅れ時間)	【風量】 事故発生から 0 ～300 分後： 0 m <sup>3</sup> /h 事故発生から 300 分～ 7 日： 5.1×10 <sup>3</sup> m <sup>3</sup> /h 【よう素フィルタによる除去効率】 事故発生から 0 ～300 分後： 0% 事故発生から 300 分～ 7 日： 95% 【微粒子フィルタによる除去効率】 事故発生から 0 ～300 分後： 0% 事故発生から 300 分～ 7 日： 99% 【起動遅れ時間】 300 分
	中央制御室バウンダリへの 外気の直接流入率	0.5 回/h
	マスク防護係数	入退域： 50 中央制御室滞在時： 50
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交代要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャ インガンマ線の評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： SCATTERING コード
	地表面への沈着速度	希ガス： 沈着なし 希ガス以外： 1.2cm/s
	事故の評価期間	7 日間





(通常運転時)



(閉回路循環運転時)

図3 中央制御室空調装置の概要図



## 1. 評価事象

泊発電所3号炉においては、「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」を想定し、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、「大破断 LOCA 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」を想定する。

## 2. 評価結果のまとめ

評価結果を表 4-1 及び表 4-2 に示す。さらに、被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表 5-1 及び表 5-2 に、被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表 6-1 及び表 6-2 に示す。

評価の結果、7日間での実効線量は約 21mSv となった。この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。

このことから、判断基準である「運転員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。

なお、参考として原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果に期待しない (DF=1) の評価結果について、表 4-3 に示す。

表 4-1 各勤務サイクルでの被ばく線量

(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位:mSv) ※1※2※3※4

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目	合計※5
A班	3直 約 8.4	連直 約 4.9	2直 約 3.0	—	1直 約 2.2	1直 約 1.9	—	—	約 21
B班	—	—	—	—	—	—	—	—	0
C班	—	—	3直 約 2.8	連直 約 2.6	2直 約 1.9	—	1直 約 1.6	1直 約 1.4	約 11
D班	1直 ※6 —	1直 約 6.7	—	—	3直 約 1.8	連直 約 1.9	2直 約 1.4	—	約 12
E班	2直 ※6 —	—	1直 約 3.6	1直 約 2.7	—	—	3直 約 1.3	連直 ※7 約 0.7	約 8.4

- ※1 3直(1日目)の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定するため、評価期間が7日=168時間であることから8日目の途中まで考慮
- ※2 入退域時においてマスク(DF=50)の着用を考慮
- ※3 中央制御室内でマスク(DF=50)の着用を考慮。1日目は6時間当たり18分間、2日以降は6時間当たり1時間外すものとして評価
- ※4 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※5 合計線量は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値
- ※6 事象発生前のため、評価対象外
- ※7 本評価において想定した直交代スケジュールでは、8日目連直の途中で評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う線量を示している。

表 4-2 各勤務サイクルでの被ばく線量

(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位:mSv) ※1※2※3

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目	合計※4
A班	3直 約 69	連直 約 8.1	2直 約 4.4	—	1直 約 3.8	1直 約 3.3	—	—	約 89
B班	—	—	—	—	—	—	—	—	0
C班	—	—	3直 約 4.1	連直 約 5.0	2直 約 3.1	—	1直 約 2.9	1直 約 2.6	約 18
D班	1直 ※5 —	1直 約 9.8	—	—	3直 約 2.9	連直 約 3.8	2直 約 2.3	—	約 19
E班	2直 ※5 —	—	1直 約 5.7	1直 約 4.5	—	—	3直 約 2.2	連直 ※6 約 1.5	約 14

- ※1 3直(1日目)の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定するため、評価期間が7日=168時間であることから8日目の途中まで考慮
- ※2 入退域時においてマスク(DF=50)の着用を考慮
- ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※4 合計線量は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値
- ※5 事象発生前のため、評価対象外
- ※6 本評価において想定した直交代スケジュールでは、8日目連直の途中で評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う線量を示している。

表 4-3 各勤務サイクルでの被ばく線量（参考）

（原子炉格納格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を DF=1 とした場合）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位:mSv）※1※2※3※4

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	8 日目	合計※5
A 班	<small>3直</small> 約 14	<small>連直</small> 約 5.3	<small>2直</small> 約 3.2	—	<small>1直</small> 約 2.4	<small>1直</small> 約 2.0	—	—	約 27
B 班	—	—	—	—	—	—	—	—	0
C 班	—	—	<small>3直</small> 約 3.0	<small>連直</small> 約 2.9	<small>2直</small> 約 2.1	—	<small>1直</small> 約 1.8	<small>1直</small> 約 1.5	約 12
D 班	<small>1直</small> ※6 —	<small>1直</small> 約 7.8	—	—	<small>3直</small> 約 2.0	<small>連直</small> 約 2.1	<small>2直</small> 約 1.5	—	約 14
E 班	<small>2直</small> ※6 —	—	<small>1直</small> 約 3.8	<small>1直</small> 約 2.9	—	—	<small>3直</small> 約 1.5	<small>連直</small> ※7 約 0.8	約 9.1

※1 3直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定するため、評価期間が7日=168時間であることから8日目の途中まで考慮

※2 入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮

※3 中央制御室内でマスク（DF=50）の着用を考慮。1日目は6時間当たり18分間、2日以降は6時間当たり1時間外すものとして評価

※4 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※5 合計線量は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

※6 事象発生前のため、評価対象外

※7 本評価において想定した直交代スケジュールでは、8日目連直の途中で評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う線量を示している。



表 5-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）  
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位:mSv）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) ※1※2※3		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	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	約 $3.3 \times 10^{-2}$	—	約 $3.3 \times 10^{-2}$
	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	約 $2.1 \times 10^{-2}$	—	約 $2.1 \times 10^{-2}$
	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 $1.7 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$	約 $7.9 \times 10^0$
	小計 (①+②+③)	約 $1.8 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$	約 $8.0 \times 10^0$
入退域時	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	約 $1.2 \times 10^1$	—	約 $1.2 \times 10^1$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $7.3 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-2}$	約 $7.6 \times 10^{-1}$
	小計 (④+⑤)	約 $1.2 \times 10^1$	約 $3.0 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^1$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 14	約 6.2	約 21※4

- ※1 中央制御室内でマスク（DF=50）の着用を考慮。1日目は6時間当たり18分間、2日以降は6時間当たり1時間外すものとして評価
- ※2 入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮
- ※3 表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値
- ※4 「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値



表 5-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）  
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位:mSv）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv) ※1※2		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	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	約 $3.3 \times 10^{-2}$	—	約 $3.3 \times 10^{-2}$
	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	約 $2.1 \times 10^{-2}$	—	約 $2.1 \times 10^{-2}$
	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 $1.7 \times 10^0$	約 $7.4 \times 10^1$	約 $7.6 \times 10^1$
	小計 (①+②+③)	約 $1.8 \times 10^0$	約 $7.4 \times 10^1$	約 $7.6 \times 10^1$
入退域時	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	約 $1.2 \times 10^1$	—	約 $1.2 \times 10^1$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $7.3 \times 10^{-1}$	約 $3.0 \times 10^{-2}$	約 $7.6 \times 10^{-1}$
	小計 (④+⑤)	約 $1.2 \times 10^1$	約 $3.0 \times 10^{-2}$	約 $1.2 \times 10^1$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 14	約 74	約 $89^{*3}$

※1 入退域時においてマスク (DF=50) の着用を考慮

※2 表における「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」以外の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

※3 「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」の数値は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値

表 6-1 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)  
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位:mSv)

被ばく経路		1 日目の実効線量 (mSv) ※1※2※3		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	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	約 $2.4 \times 10^{-2}$	—	約 $2.4 \times 10^{-2}$
	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	約 $1.4 \times 10^{-2}$	—	約 $1.4 \times 10^{-2}$
	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 $7.6 \times 10^{-1}$	約 $4.5 \times 10^0$	約 $5.2 \times 10^0$
	小計 (①+②+③)	約 $7.9 \times 10^{-1}$	約 $4.5 \times 10^0$	約 $5.3 \times 10^0$
入退域時	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	約 $2.9 \times 10^0$	—	約 $2.9 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $6.4 \times 10^{-3}$	約 $2.0 \times 10^{-1}$
	小計 (④+⑤)	約 $3.1 \times 10^0$	約 $6.4 \times 10^{-3}$	約 $3.1 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 3.9	約 4.5	約 $8.4^{※4}$

- ※1 中央制御室内でマスク (DF=50) の着用を考慮。1 日目は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価
- ※2 入退域時においてマスク (DF=50) の着用を考慮
- ※3 表における「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」以外の数値は、有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値
- ※4 「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」の数値は、有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

表 6-2 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)  
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位:mSv)

被ばく経路		1 日目の実効線量 (mSv) ※1※2		
		外部被ばく による 実効線量	内部被ばく による 実効線量	実効線量の 合計
室内作業時	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	約 $2.4 \times 10^{-2}$	—	約 $2.4 \times 10^{-2}$
	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	約 $1.4 \times 10^{-2}$	—	約 $1.4 \times 10^{-2}$
	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 $7.6 \times 10^{-1}$	約 $6.5 \times 10^1$	約 $6.6 \times 10^1$
	小計 (①+②+③)	約 $7.9 \times 10^{-1}$	約 $6.5 \times 10^1$	約 $6.6 \times 10^1$
入退域時	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	約 $2.9 \times 10^0$	—	約 $2.9 \times 10^0$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $6.4 \times 10^{-3}$	約 $2.0 \times 10^{-1}$
	小計 (④+⑤)	約 $3.1 \times 10^0$	約 $6.4 \times 10^{-3}$	約 $3.1 \times 10^0$
合 計 (① + ② + ③ + ④ + ⑤)		約 3.9	約 65	約 $69^{*3}$

※1 入退域時においてマスク (DF=50) の着用を考慮

※2 表における「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」以外の数値は、有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

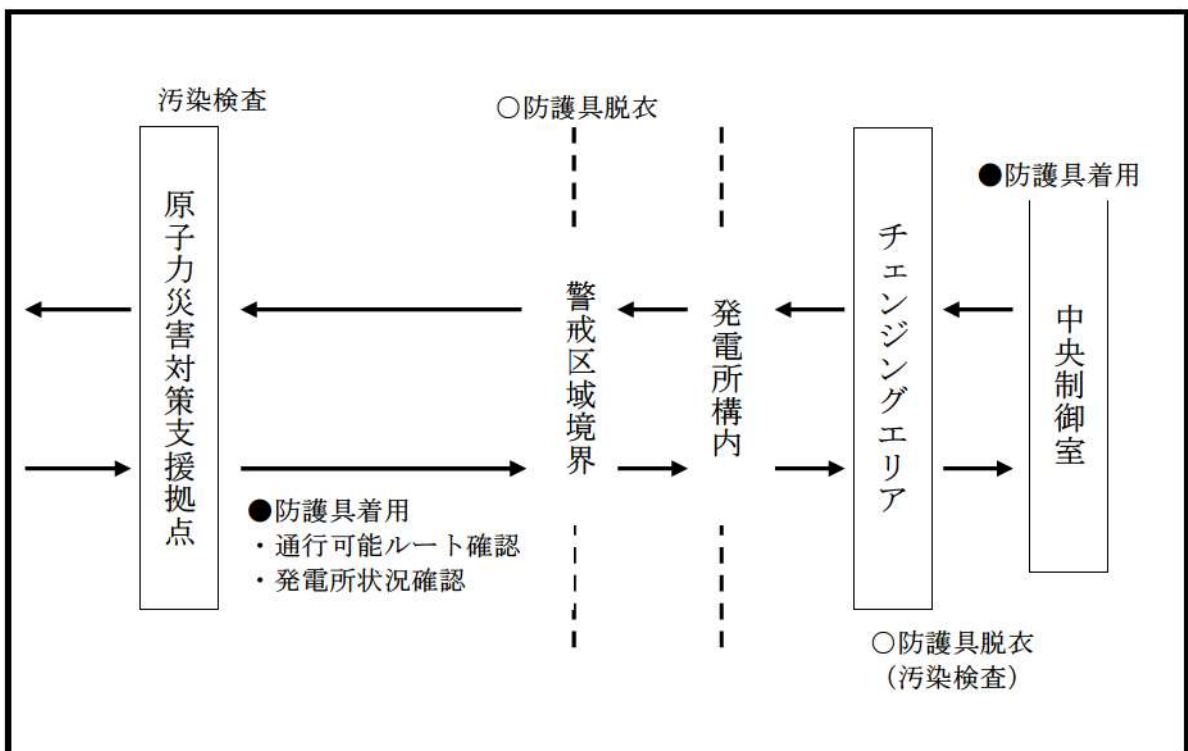
※3 「実効線量の合計 (①+②+③+④+⑤)」の数値は、有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値



交代要員の放射線防護と移動経路について

運転員等の交代要員は、発電所への入域及び退域の際に放射線防護管理による被ばくの低減を行う。以下にその放射線防護措置と移動経路を示す。

- ① 発電所に入域するにあたり原子力災害対策支援拠点(以下「支援拠点」という。)にて発電所内の情報を入手し、必要な防護具を着用する。
- ② 通行できることが確認されたルートを通り発電所へ入域後、中央制御室入口付近に設置したチェンジングエリアで汚染検査を実施する。
- ③ 汚染が認められなければ中央制御室に入室し、運転員等との引継ぎを実施する。
- ④ 引継ぎを終えた運転員等は、防護具を着用したまま中央制御室を退室後、汚染検査のため警戒区域境界の指定された場所へ移動を行い、防護具を脱衣し、警戒区域外の支援拠点にて汚染検査を実施する。





## アニュラス空気浄化設備の運転操作手順

### 【アニュラス空気浄化設備使用のための窒素供給操作】

#### 1. 操作概要

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ため、B系アニュラス空気浄化設備を起動し屋外に排出するが、制御用空気喪失時の弁及びダンパ開不能に対応するため、アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベによりB系アニュラス全量排気弁等を開放する。

#### 2. 操作場所

周辺補機棟 T.P. 40.3m

#### 3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名  
 操作時間(想定) : 20分  
 操作時間(訓練実績等) : 15分(現場移動、放射線防護具着用時間を含む。)

#### 4. 操作の成立性

**移動経路 :** ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

**作業環境 :** 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を行う。

**操作性 :** 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作可能である。また、ホース接続についてはクイックカップラ式であり、容易に接続可能である。操作専用工具もボンベ付近に設置している。

**連絡手段 :** 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



アニュラス排気ダンパのカプラ接続  
イメージ  
(周辺補機棟 T.P. 40.3m)



アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベのカプラ接続  
(周辺補機棟 T.P. 40.3m)



窒素供給操作(バルブパネル操作)  
(周辺補機棟 T.P. 40.3m)



窒素供給操作(系統側バルブ操作)  
(周辺補機棟 T.P. 40.3m)

【試料採取室排気隔離ダンパ閉処置】

1. 作業概要

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ため、B系アニュラス空気浄化設備を起動し屋外に排出するが、制御用空気喪失時のダンパ閉不能に対応するため、試料採取室排気隔離ダンパの閉処置を行う。

2. 作業場所

原子炉補助建屋 T.P. 40. 3m

3. 必要要員数及び作業時間

必要要員数 : 1名  
作業時間(想定) : 30分  
作業時間(訓練実績等): 23分(現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

4. 作業の成立性

移動経路: ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境: 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。  
操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を行うが, 作業エリアは原子炉補助建屋内にあることから, 放射線被ばく上, 厳しい環境とはならない。

作業性: ダンパ閉処置作業は, バルブ操作及び連結シャフトを閉側へ回す作業のみであり, 専用工具は操作場所付近に設置してあるため容易に実施可能である。

連絡手段: 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置を使用し, 確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



ダンパ全景  
(原子炉補助建屋 T.P. 40.3m)



(制御用空気供給弁閉操作イメージ)

- ① 原子炉補助建屋T.P. 40.3mへ移動し、作業準備を行う。
- ② 対象ダンパの制御用空気供給弁を閉止する。



(連結シャフト、止めネジイメージ)

- ③ ダンパオペレータの連結シャフトの止めネジを緩める。
- ④ 連結シャフトを閉方向へ操作する。
- ⑤ 閉状態を保持したまま止めネジを締め付ける。



(空気作動ダンパ閉作業イメージ)



全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失時の  
アニュラス空気浄化設備運転のための系統構成時の被ばく影響について

アニュラス空気浄化設備の運転のための系統構成において閉処置する試料採取室排気隔離ダンパについては、図1に示すとおり原子炉補助建屋（T.P. 40.3m）内に設置されている。当該エリアは、重大事故時においても放射線環境が厳しくならず、また、当該作業時間は移動時間等を含めても30分程度である（図3参照）ことから、被ばく線量は保守的に評価※した場合でも1mSv未満となる。

一方、同様の系統構成において開処置が必要なアニュラス排気ダンパについては、図2に示すとおり周辺補機棟（T.P. 33.1m）内の原子炉格納容器貫通部近くに設置されており、重大事故時には放射線影響によりアクセスが困難となるおそれがあることから、窒素供給による遠隔操作で開とする方法としている。図1に示す通り当該ダンパへの窒素供給操作場所は同じ周辺補機棟（T.P. 40.3m）内であるものの、原子炉格納容器から比較的距離があり、また、当該作業時間は移動時間等を含めても20分程度と滞在時間が短い（図3参照）ことから、被ばく線量は保守的に評価※した場合でも4mSv未満となる。

以上のとおり、両作業を実施する運転員及び災害対策要員への被ばく影響は大きくない。

※ 作業エリア及び移動経路において最も線量率の高くなる場所に、余裕を見込んで設定した作業時間（想定）の間、滞在し続けると仮定した線量評価。



図1 試料採取室排気隔離ダンパ等の設置場所

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません



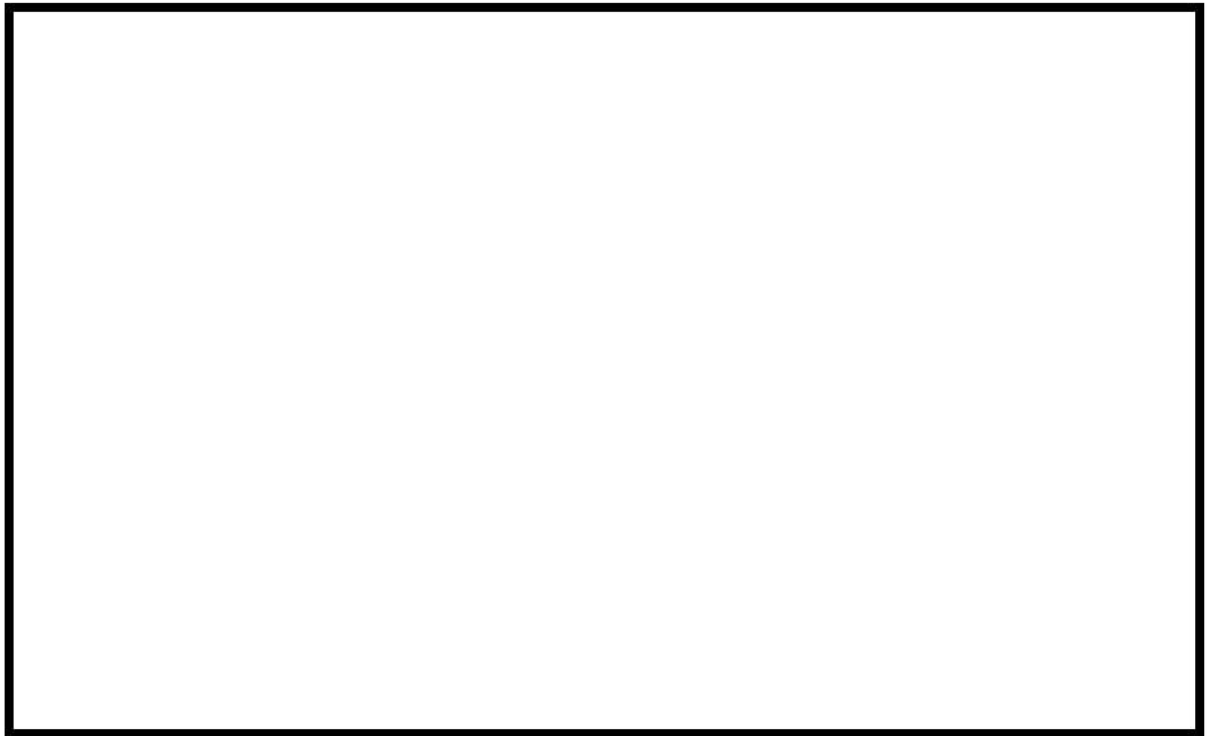


図2 B-アニュラス排気ダンパの設置場所

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
					アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベによるアニュラス空気浄化設備の運転開始			操作手順
アニュラス空気浄化設備の運転手順 (全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合)	運転員 (中央制御室) A	1				B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 <sup>※1</sup>		⑦
	運転員 (現場) B	1		移動, 系統構成,				③④
	災害対策要員 A	1				アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベ供給操作 <sup>※2</sup>		
	災害対策要員 B	1		移動, 試料採取室排気隔離ダンパ閉処置 <sup>※3</sup>				②

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び試料採取室排気隔離ダンパ閉処置の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図3 アニュラス空気浄化設備の運転手順 タイムチャート  
(全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合)

## 炉心損傷の判断基準について

## (1) 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

炉心損傷の判断基準「炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリア モニタ  $1 \times 10^5$  mSv/h 以上」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。

	炉心出口温度	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)
設定 根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される 1 次冷却系の最大飽和蒸気温度は約 350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5$ mSv/h については、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。(添付 1)
検出 器 種類	熱電対	電離箱
測定 範囲	40～1, 300℃	$10^3 \sim 10^8$ mSv/h
個数	39 個	2 個
設置 箇所	原子炉容器内上部炉心構造物 (添付 2)	原子炉格納容器内 T. P. 40. 2m (添付 3)

## (2) 炉心露出時と炉心損傷時の原子炉格納容器内線量率の変化について

「大破断 LOCA 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」事象発生時は、炉心露出（約 6 分）から炉心溶融（約 19 分）に至る約 13 分間で、原子炉格納容器内線量率は 100 倍程度急激に増加すると考えられ、速やかに上記判断基準を超過することから、運転員は適切に炉心損傷を判断することができる。

原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。

- 原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。
- 炉心露出時は、設置許可添付書類十の設計基準事故時被ばく評価の知見から、燃料バーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の 1 % 相当量が原子炉格納容器内に放出される。

○炉心溶融時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。

(3) 燃料露出に伴う直接線の格納容器内高レンジエリアモニタへの影響について

燃料露出に伴う直接線により、格納容器内高レンジエリアモニタの検出値が上昇することで、炉心損傷よりも前に、炉心損傷の判断基準に到達することが考えられるが、以下のとおり、その影響はないことを確認している。

- ・事象発生直後に燃料有効部上端まで炉心水位が低下した場合、モニタの位置での線量率は約  $8.4 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  となり、炉心からの線量は炉心損傷の判断となる線量率  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  に比べて十分に低い。なお、上記線量率は燃料有効部上端までの水位の低下のみの検討であるものの、燃料有効部上端以下では、水による減衰よりも燃料の自己遮蔽による減衰の方が支配的であるため、燃料有効部上端以下まで水位が低下したとしても、線量率が大きく上昇することはない。
- ・これは、線源となる炉心の上方には、原子炉容器上蓋、上部炉内構造物である上部炉心支持板及び上部炉心板等があり、鉄 50cm 以上の遮蔽効果が見込めるため、7桁以上の線量率の減衰（鉄約 7 cm で 1桁減衰）となる。加えて、炉心からモニタまでの距離も約 18m と遠いため、結果として、 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  に比べて十分低くなる。

以 上



炉心損傷開始時の原子炉格納容器内線量率  
(アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果)

事故シーケンス	線量率 (mSv/h) *1
大 LOCA+ECCS 再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	$1.4 \times 10^6$
小 LOCA+ECCS 注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	$1.1 \times 10^6$
小 LOCA+ECCS 再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	$9.4 \times 10^4$ *2
全交流電源喪失 +補助給水失敗	$3.8 \times 10^4$ *2

(各解析結果を図 1～4 に示す。)

- \* 1 : 破断口のサイズや非常用炉心冷却系 (ECCS) の有無等の相違により原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物 (FP) の量が異なるため、原子炉格納容器内の線量率は異なってくる。例えば、大破断 LOCA と小破断 LOCA では、1 次系の開口部の大きさが異なり、開口部の大きな大破断 LOCA の方が原子炉格納容器内に FP が放出されやすい。1 次系の開口部が大きい場合、開口部が小さい事象に比べて水蒸気や放射性物質の流出量が大きく、炉心から放出された放射性物質は、原子炉格納容器内へ放出されやすくなる。
- また、ECCS 注入失敗と ECCS 再循環失敗では ECCS 注入失敗の方が炉心溶融開始のタイミングが早く、FP の放射性崩壊による減衰が異なる。
- \* 2 : 炉心溶融開始後、原子炉格納容器内の線量率が急激に増加することから炉心損傷の判断基準「格納容器内高レンジエリアモニタ  $1 \times 10^5$  mSv/h」に到達する。



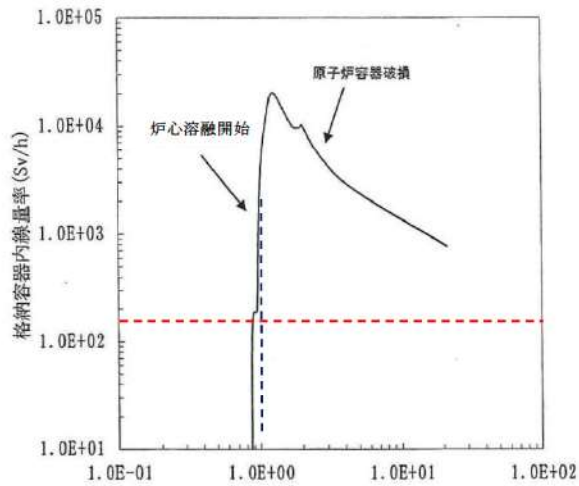


図1 「大 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器スプレィ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

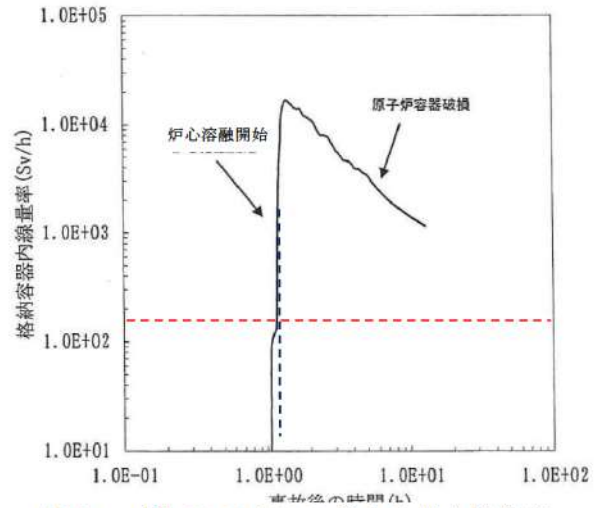


図2 「小 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレィ注入失敗」時の格納容器内の線量率

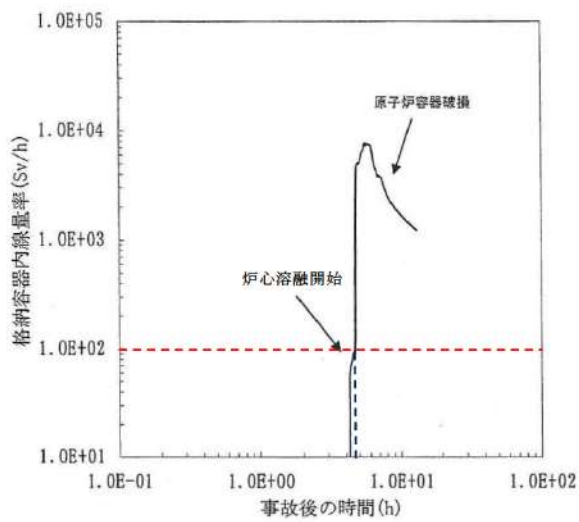


図3 「小 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器スプレィ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

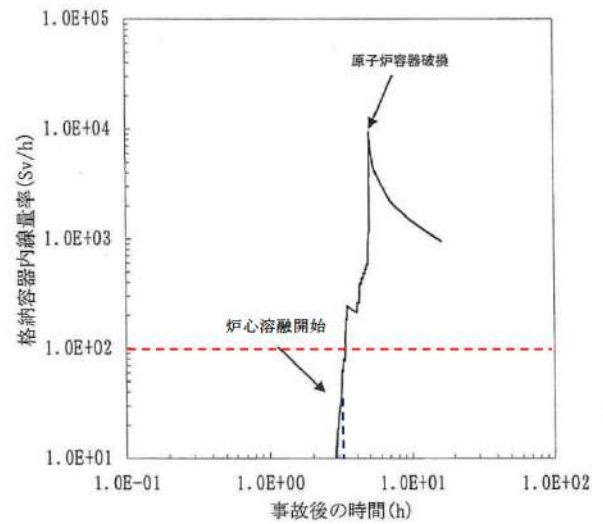
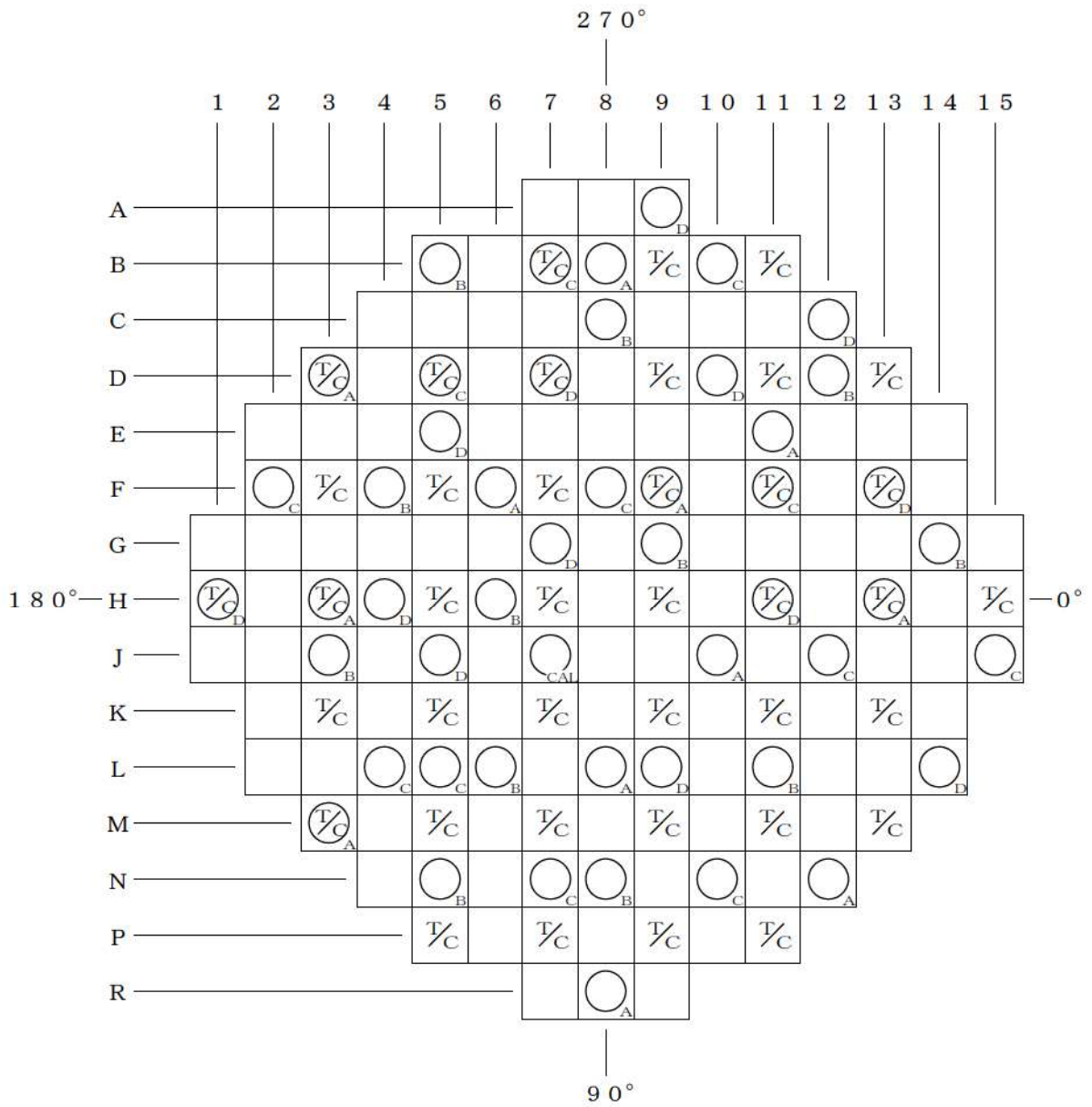


図4 「全交流電源喪失+補助給水失敗」時の格納容器内の線量率

炉心出口温度計の設置箇所 (泊 3 号炉)

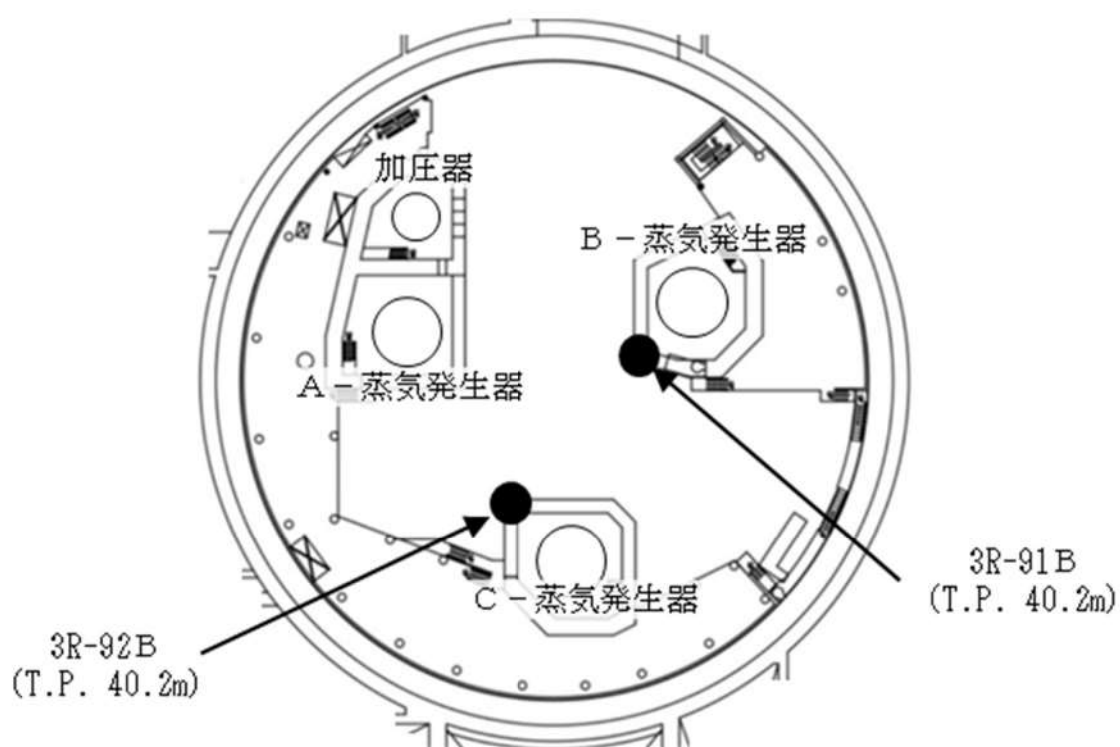


T/C : 炉内熱電対 39点

O<sub>A, B, C, D</sub> : 炉内中性子束検出器A, B, C, D 49点

O<sub>CAL</sub> : 炉内中性子束検出器校正用 1点

格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の設置箇所（泊3号炉）



● : 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の設置箇所（2箇所）

## 解釈一覧

## 1. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容	解釈
1.16.2.3 放射性物質の濃度を低減するための手順等	(1) アニュラス空気浄化設備の運転手順	b. 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合	炉心損傷 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）の指示値が $1 \times 10^5$ mSv/h 以上の場合

## 2. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
3D-VS-602A	A-中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3D-VS-602B	B-中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3HCD-2850	A-中央制御室事故時外気取入風量調整ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3HCD-2851	B-中央制御室事故時外気取入風量調整ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3D-VS-601A	A-中央制御室外気取入ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3D-VS-601B	B-中央制御室外気取入ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3HCD-2838	A-中央制御室排気風量調節ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3HCD-2839	B-中央制御室排気風量調節ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3D-VS-611	中央制御室排気第1隔離ダンパ	中央制御室
3D-VS-612	中央制御室排気第2隔離ダンパ	中央制御室
3HCD-2823	A-中央制御室外気取入風量調節ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3HCD-2824	B-中央制御室外気取入風量調節ダンパ	中央制御室, 原子炉補助建屋T.P.24.8m
3D-VS-603A	A-中央制御室給気ファン出口ダンパ	原子炉補助建屋T.P.24.8m
3D-VS-603B	B-中央制御室給気ファン出口ダンパ	原子炉補助建屋T.P.24.8m
3D-VS-604A	A-中央制御室循環ファン入口ダンパ	原子炉補助建屋T.P.24.8m
3D-VS-604B	B-中央制御室循環ファン入口ダンパ	原子炉補助建屋T.P.24.8m
3HCD-2836	A-中央制御室循環風量調節ダンパ	原子炉補助建屋T.P.24.8m
3HCD-2837	B-中央制御室循環風量調節ダンパ	原子炉補助建屋T.P.24.8m
3V-IA-732	3D-VS-653制御用空気供給弁	周辺補機棟T.P.40.3m
3D-VS-101B	B-アニュラス排気ダンパ	周辺補機棟T.P.40.3m
3V-IA-615	3V-VS-102B制御用空気供給弁	周辺補機棟T.P.40.3m
-	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ口金弁1	周辺補機棟T.P.40.3m
-	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ口金弁2	周辺補機棟T.P.40.3m
3V-IA-876	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル入口弁1	周辺補機棟T.P.40.3m
3V-IA-878	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル入口弁2	周辺補機棟T.P.40.3m
3V-IA-882	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル減圧弁	周辺補機棟T.P.40.3m
3V-IA-884	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル出口弁2	周辺補機棟T.P.40.3m
3V-IA-898	アニュラス全量排気弁等操作用窒素供給パネル出口弁1	周辺補機棟T.P.40.3m
3V-IA-793	3V-VS-102B窒素供給弁 (SA対策)	周辺補機棟T.P.40.3m
3V-VS-102B	B-アニュラス全量排気弁	中央制御室



泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT117 r.10.0
提出年月日	令和5年6月30日

## 泊発電所3号炉

「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」  
に係る適合状況説明資料

### 1.17 監視測定等に関する手順等

令和5年6月  
北海道電力株式会社

## 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・・・・・・・・・・・・・・・・・・1.17-2
  - (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
    - 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
    - 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
    - c. モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備
    - d. 手順等
  
- 1.17.2 重大事故等時の手順等・・・・・・・・・・・・・・・・・・1.17-7
  - 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・・・・・・・・1.17-7
    - (1) モニタリングポスト及びモニタリングステーションによる放射線量の測定
    - (2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
    - (3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定
    - (4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
    - (5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
      - a. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定
      - b. 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定
      - c. 放射能測定装置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
    - (6) モニタリングポスト及びモニタリングステーションのバックグラウンド低減対策
    - (7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策
    - (8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策
    - (9) 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
  
  - 1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等・・・・・・・・・・1.17-24
    - (1) 気象観測設備による気象観測項目の測定
    - (2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定
    - (3) 可搬型気象観測設備による緊急時対策所付近の気象観測項目の測定

1.17.2.3 モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源を代替交流電源設備から給電する手順等・・・・・・・・・・・・・・・・1.17-27

- 添付資料1.17.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制
- 添付資料1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き
- 添付資料1.17.4 モニタリングポスト及びモニタリングステーション
- 添付資料1.17.5 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
- 添付資料1.17.6 可搬型モニタリングポスト
- 添付資料1.17.7 放射能放出率の算出
- 添付資料1.17.8 放射能観測車
- 添付資料1.17.9 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定
- 添付資料1.17.10 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定
- 添付資料1.17.11 各種モニタリング設備等
- 添付資料1.17.12 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制
- 添付資料1.17.13 他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）
- 添付資料1.17.14 モニタリングポスト，モニタリングステーション及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策手段
- 添付資料1.17.15 気象観測設備
- 添付資料1.17.16 可搬型気象観測設備による気象観測項目の測定及び代替測定
- 添付資料1.17.17 可搬型気象観測設備
- 添付資料1.17.18 可搬型気象観測設備の観測項目について
- 添付資料1.17.19 モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源構成
- 添付資料1.17.20 手順のリンク先について



## 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ほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

※1 自主対策設備：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、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「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、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料1.17.1）

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

上記「(1) 対応手段と設備の選定の考え方」に基づき選定した対応手段及び「審査基準」，「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，資機材及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備等と整備する手順についての関係を第1.17.1表に整理する。

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。

- ・ モニタリングポスト及びモニタリングステーション
- ・ 可搬型モニタリングポスト
- ・ 可搬型モニタリングポスト監視用端末
- ・ 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（発電所の周辺海域を含む。）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。

- ・ 放射能観測車
- ・ 放射能測定装置  
(可搬型ダスト・よう素サンプラ, GM汚染サーベイメータ, NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ,  $\alpha$ 線シンチレーションサーベイメータ,  $\beta$ 線サーベイメータ)
- ・ 小型船舶
- ・ Ge半導体測定装置
- ・ 可搬型Ge半導体測定装置
- ・ GM計数装置
- ・ ZnSシンチレーション計数装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

放射線量の測定に使用する設備のうち、可搬型モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト監視用端末、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して位置付ける。

また、放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち、放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ, GM汚染サーベイメータ, NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ,  $\alpha$ 線シンチレーションサーベイメータ,  $\beta$ 線サーベイメータ）及び小型船舶は、重大事故等対処設備と位置付ける。



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、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ モニタリングポスト及びモニタリングステーション
- ・ 放射能観測車
- ・ Ge半導体測定装置
- ・ 可搬型Ge半導体測定装置
- ・ GM計数装置
- ・ ZnSシンチレーション計数装置

耐震性は確保されていないが、健全性が確認できた場合において、重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための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。風向、風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 気象観測設備
- ・ 可搬型気象観測設備
- ・ 可搬型気象観測設備監視用端末

### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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及び可搬型気象観測設備監視用端末は重大事故等対処設備と位置づける。

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、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、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 気象観測設備

耐震性は確保されていないが、健全性が確認できた場合において、風向、風速その他の気象条件を測定するための手段として有効である。

c. モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源回復又は機能回復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、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源が喪失した場合、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源を回復させるため、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置及び常設代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源を回復してもモニタリングポスト及びモニタリングステーションの機能が回復しない場合は、可搬型モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポスト監視用端末により代替測定する手段がある。

モニタリングポスト又はモニタリングステーションの電源回復又は機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・ モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型モニタリングポスト
- ・ 可搬型モニタリングポスト監視用端末

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源回復又は機能



回復で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポスト監視用端末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、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源又は機能を回復し、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、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置
- ・ モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の非常用発電機

耐震性は確保されていないが、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの電源が喪失した場合に、常設代替交流電源設備から給電するまでの間のモニタリングポスト及びモニタリングステーションの機能を維持するための手段として有効である。

#### 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。

(第1.17.1表)

また、これらの手順は、発電所対策本部長<sup>※2</sup>及び放管班員<sup>※3</sup>の対応として重大事故等における周辺モニタリングに関する手順書等に定める。

※2 発電所対策本部長：重大事故等発生時における原子力防災管理者及び代行者をいう。

※3 放管班員：発電所災害対策要員のうち放管班の班員をいう。

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

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、以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時におけるモニタリングポスト、モニタリングステーション及び可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定を行う。また、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定及び海上モニタリングの測定頻度は、1回/日以上とする。ただし、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。

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 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」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。

事故後の周辺汚染により、モニタリングポスト及びモニタリングステーションでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により、可搬型モニタリングポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、可搬型モニタリングポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により、放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため、検出器の周辺を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。

#### (1) モニタリングポスト及びモニタリングステーションによる放射線量の測定

重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタリングポスト及



びモニタリングステーションにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、通常時から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等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、測定結果は中央制御室の記録紙に記録し、保存する。

また、モニタリングポスト及びモニタリングステーションによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

なお、モニタリングポスト及びモニタリングステーションが機能喪失した場合は、「1.17.2.1 (2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

## (2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時にモニタリングポスト又はモニタリングステーションが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定を行う。また、「原子力災害対策特別措置法」第10条第1項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第15条第1項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生した場合、モニタリングポストが設置されていない海側に可搬型モニタリングポストを3台設置し、放射線量の測定を行う。さらに、緊急時対策所の加圧判断のため、緊急時対策所付近に可搬型モニタリングポストを1台設置し、放射線量の測定を行う。可搬型モニタリングポスト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。

可搬型モニタリングポスト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、各モニタリングポスト及びモニタリングステーションに隣接した位置に設置することを原則とする。防潮堤外側にあるモニタリングポスト7については、防潮堤による放射線計測及び津波による機器損傷の影響を考慮し、代替測定地点を防潮堤内側とする。

可搬型モニタリングポストの設置場所及び保管場所を第1.17.2図及び第1.17.4図に示す。

ただし、地震・火災等で設置場所にアクセスすることができない場合は、



アクセスルート上の車両で運搬できる範囲に設置場所を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、発電所対策本部長が緊急時対策所でモニタリングポスト又はモニタリングステーションの指示値及び警報表示を確認し、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。

また、海側及び緊急時対策所付近への設置については、発電所対策本部長が、**原災法該当事象**が発生したと判断した場合。

モニタリングポスト又はモニタリングステーションの測定機能喪失の確認については、中央制御室の環境監視盤の指示値及び警報表示にて確認する。

b. 操作手順

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替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1.17.3図及び第1.17.5図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放管班員に可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。その際、発電所対策本部長は、アクセスルート等の被災状況を考慮し、設置場所を決定する。
- ② 放管班員は、緊急時対策所内の可搬型モニタリングポスト監視用端末を起動する。
- ③ 放管班員は、緊急時対策所に保管してある可搬型モニタリングポストを車両に積載し、設置場所まで運搬・設置し、測定を開始する。緊急時対策所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。

なお、可搬型モニタリングポストを設置する際に、あらかじめ可搬型モニタリングポスト本体を養生シートにより養生することで、可搬型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。

- ④ 放管班員は、可搬型モニタリングポストの記録装置（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 放管班員は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合、予備の外部バッテリーと交換する。

(外部バッテリーは連続3.5日間以上使用可能である。なお、12台の可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて300分以内で可能である。)

c. 操作の成立性

上記の対応のうち、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの代替測定（8台）は、放管班員2名にて実施し、作業開始を判断してから190分以内で可能である。

また、海側の測定（3台）は、放管班員2名にて実施し、作業開始を判断してから120分以内で可能である。

さらに、加圧判断用の測定（1台）は、放管班員2名にて実施し、作業開始を判断してから50分以内で可能である。

車両で設置場所までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両で運搬し、設置する。

代替測定（8台）をアクセスルート上に設置する場合、作業開始を判断してから175分以内で可能である。

また、円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.17.2, 3, 4, 5, 6)

(3)放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、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。

放射能観測車は、通常時は51m倉庫・車庫に保管しており、重大事故等



時に測定機能等が喪失していない場合は、空気中の放射性物質の濃度を測定する。

なお、放射能観測車が機能喪失した場合は、「1.17.2.1 (4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

a. 手順着手の判断基準

発電所対策本部長が原災法該当事象が発生したと判断した場合。

b. 操作手順

放射能観測車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1.17.6図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放管班員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放管班員は、発電所対策本部長の指示した場所に放射能観測車を移動し、ダスト・よう素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、試料を採取する。
- ③ 放管班員は、ダスト測定装置によりダスト濃度、よう素測定装置によりよう素濃度を監視・測定する。
- ④ 放管班員は、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、放管班員2名にて実施し、一連の作業（1箇所当たり）は、作業開始を判断してから80分以内で可能である。

また、円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.17.2, 8, 9, 11)

(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、放射能測定装置（ダ



スト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置の代替としてNaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ，ダスト測定装置の代替としてGM汚染サーベイメータ)による空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度を監視し，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。放射能測定装置の保管場所を第1.17.7図に示す。

#### a. 手順着手の判断基準

重大事故等時，発電所対策本部長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否，よう素測定装置及びダスト測定装置の指示値を確認し，放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

放射能観測車による測定機能喪失の確認については，放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの稼働状況，並びによう素測定装置及びダスト測定装置の指示値にて確認する。

#### b. 操作手順

放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替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 発電所対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，放管班員に放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。
- ② 放管班員は，放射能測定装置（GM汚染サーベイメータ及びNaI(Tl)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を確認し，少ない場合は，予備の乾電池と交換する。
- ③ 放管班員は，放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，GM汚染サーベイメータ及びNaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ）を車両に積載し，発電所対策本部長が指示した場所に運搬・移動し，可搬型ダスト・よう素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，試料を採取する。

- ④ 放管班員は、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータによりよう素濃度、GM汚染サーベイメータによりダスト濃度を監視・測定する。
- ⑤ 放管班員は、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、放管班員2名にて実施し、一連の作業（1箇所当たり）は、作業開始を判断してから80分以内で可能である。

また、円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.17.2, 9, 11)

(5) 放射能測定装置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、放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、 $\alpha$ 線シンチレーションサーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータ及び小型船舶により、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）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手順を整備する。

放射能測定装置の保管場所及び海水・排水試料採取場所を第1.17.7図に示す。

a. 放射能測定装置による空气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気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射能測定装置により空气中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時、発電所対策本部長が排気筒ガスモニタの指示値及び警報



表示を確認し、排気筒ガスモニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は、排気筒ガスモニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、発電所対策本部長が発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合。

#### (b) 操作手順

放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の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1.17.9図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放管班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 放管班員は、放射能測定装置（GM汚染サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、 $\alpha$ 線シンチレーションサーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③ 放管班員は、放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、 $\alpha$ 線シンチレーションサーベイメータ及び $\beta$ 線サーベイメータ）を車両に積載し、発電所対策本部長が指示した場所に運搬・移動し、可搬型ダスト・よう素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、試料を採取する。
- ④ 放管班員は、必要に応じてより前処理を行い、NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータによりガンマ線、 $\beta$ 線サーベイメータによりベータ線、 $\alpha$ 線シンチレーションサーベイメータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（空气中）を監視・測定する。

また、自主対策設備である、Ge半導体測定装置、可搬型Ge半導体測定装置、ZnSシンチレーション計数装置、GM計数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。

なお、測定は、重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。



- ⑤ 放管班員は、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、放管班員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所当たり）は、作業開始を判断してから 80 分以内で可能である。

また、円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.17.2, 9, 11)

b. 放射能測定装置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液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時、発電所対策本部長が廃棄物処理設備排水モニタの指示値及び警報表示を確認し、廃棄物処理設備排水モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は、廃棄物処理設備排水モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、発電所対策本部長が発電用原子炉施設から発電所の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と判断した場合。

(b) 操作手順

放射能測定装置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 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放管班員に水中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放管班員は、放射能測定装置 (NaI (Tl) シンチレーションサーベイメ